

原子力発第07074号
平成19年 7月18日

愛媛県知事
加戸守行 殿

四国電力株式会社
取締役社長 常盤百樹

伊方発電所第1号機 経年劣化に関する技術的な評価結果及び保全のために
実施すべき措置に関する十年間の計画の一部変更の報告について

拝啓 時下ますますご清栄のこととお慶び申し上げます。

さて、平成18年9月28日付け原子力発第06149号をもって報告を行
った、伊方発電所第1号機経年劣化に関する技術的な評価結果及び保全のため
に実施すべき措置に関する十年間の計画を下記のとおり変更しましたので、安
全協定第10条第4項に基づき報告いたします。

敬 具

記

伊方発電所第1号機 高経年化技術評価等報告書の変更報告書

以 上

伊方発電所第1号機

高経年化技術評価等報告書

平成18年9月

(平成19年7月一部変更)

四国電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 発電所の概要	3
2. 1 発電所の設備概要	3
2. 2 発電所の保全概要	4
2. 3 発電所の経緯	9
3. 技術評価の実施体制	13
3. 1 評価を実施した者の氏名	13
3. 2 評価の実施に係る組織	13
3. 3 工程管理	13
3. 4 協力会社の管理	13
3. 5 評価記録の管理	14
3. 6 評価に係る教育訓練	14
4. 技術評価方法	17
4. 1 技術評価対象機器	17
4. 2 技術評価手順	17
4. 3 耐震安全性評価	23
5. 技術評価結果	33
5. 1 評価年月日	33
5. 2 技術評価結果	33
5. 3 耐震安全性評価結果	56
5. 4 評価の結果に基づいた補修等の措置	58
6. 今後の高経年化対策	59
6. 1 長期保全計画の策定	59
6. 2 長期保全計画の実施	59
6. 3 技術開発課題	60
7. まとめ	77

1. はじめに

伊方発電所第1号機（以下、「伊方1号機」という。）は、当社初の原子力発電所であり、1977年9月30日に営業運転を開始し、2007年9月に運転開始後30年を迎えようとしている。

原子力発電所ではプラントの安全・安定運転を確保するために、「電気事業法」に基づく定期検査により、技術基準等への適合が確認されるとともに、保守管理における機器・構造物の保全活動として、点検や予防保全活動等に取り組んでいる。また、最新の技術的知見の反映や国内外で経験された事故・故障の再発防止対策等についても、必要に応じ保全等に反映しており、これらを通じて良好な安全運転の実績を積み重ねている状況にある。

また、一般的には、機器・構造物は使用時間の経過とともに、劣化することが知られているが、これまでのところ、原子力発電所では運転年数の増加に伴って、トラブルの発生件数が増加しているという傾向は認められておらず、現時点で高経年化による原子力発電所設備の信頼性が低下している状況にはない。

しかしながら、より長期の運転を仮定した場合、経年化に伴い進展する事象は、運転年数の長いものから顕在化してくることから、運転年数の長い原子力発電所に対して、高経年化の観点から技術的評価を行い、そこで得られた知見を保全に反映していくことは原子力発電所の安全・安定運転を継続していく上で重要である。

このような認識のもと、1996年4月に通商産業省（現：経済産業省）資源エネルギー庁は「高経年化に関する基本的な考え方」を取りまとめ、原子力発電所の高経年化対策の基本方針を示した。さらに、2003年9月及び2005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」（以下、「ガイドライン」という。）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」（以下、「標準審査要領」という。）等を発出し、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、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ている。

これらの経緯を踏まえ、伊方1号機について、安全機能を有する機器・構造物に対し、「ガイドライン」及び「標準審査要領」に基づき、60年間の運転年数を仮定し、現在発生しているか又は今後発生する可能性が否定できない経年劣化事象に対して健全性評価を行うとともに、現状の保全が有効かどうかを確認し、必要であれば追加保全項目を抽出し、それを長期保全計画として取りまとめ、2006年9月28日に国へ提出した。

その後、「ガイドライン」及び「標準審査要領」について、審査実績等の反映や対策の更なる明確化等が行われ、2007年6月15日付けで一部改正等がなされた。

本報告書は、一部改正等がなされた「ガイドライン」、「標準審査要領」及び原子力安全・保安院の審査過程での指摘等を踏まえ、既提出の報告書を修正変更したものである。

この結果、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安全に運転を継続することが可能であることを確認した。

今後は、策定した長期保全計画に基づき、保全活動を実施していくとともに、10年を超えない期間ごとに高経年化技術評価の再評価を実施していくことにより、機器・構造物を健全に維持・管理していく。

なお、本報告書は各機器・構造物の技術評価内容の概要等を示すものであり、各機器・構造物の詳細な技術評価については、別冊にまとめている。

2. 発電所の概要

2. 1 発電所の設備概要

伊方1号機は、加圧水型の原子力発電所で、燃料には濃縮ウランを使用し、冷却材には軽水を使用している。

原子炉内で原子核反応により発生した熱は、1次冷却材により蒸気発生器で2次側の給水へ伝達され、タービンを駆動する高温高圧の蒸気を発生させる。また、熱交換を行った1次冷却材は1次冷却材ポンプにより再び原子炉へ戻される。

蒸気発生器で発生した蒸気は主蒸気管でタービン建家に導かれタービンを駆動して発電し、その後復水器に流入して復水となり、復水ポンプ、低圧給水加熱器を通り給水ポンプにより高圧給水加熱器を経て再び蒸気発生器に戻される。

(1) 発電所の主要仕様

電気出力	約566MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約1,650MW
燃料	低濃縮ウラン（燃料集合体121体）
減速材	軽水
タービン	串型3車室4分流排気再熱再生式

(2) 発電所の主要系統

伊方1号機の主要系統を資料2-1に示す。

2. 2 発電所の保全概要

原子力発電所の保全において最も重要な点は、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して最終的に故障に至ることのないよう、定期的な試験や点検等により経年劣化の兆候を早期に検知し、必要な処置を行い、事故・故障を未然に防止することである。

したがって、原子力発電所では、事故・故障の未然防止を目的とし、資料2-2に示すような考え方にに基づき、保全活動を行っている。

当社は、運転監視、巡視点検、定期的な試験及び点検により設備の健全性を確認し、経年劣化等の兆候が認められた場合には詳細な調査及び評価を行い、補修、取替等の保全を実施している。特に長期の使用によって発生する経年劣化事象については、点検により経年的な変化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施している。

また、「電気事業法」に基づく経済産業大臣の定期検査を受検するとともに、定期事業者検査についても、その実施に係る組織等の妥当性が定期安全管理審査において審査されている。また、発電所の運転を停止して行う定期検査時には、設備の点検、試験を行うとともに、当社は、これらの一連の保全活動を通して原子力発電所の事故・故障の未然防止に取り組んでいる。

一方、当社の原子力発電所で発生した事故・故障については、速やかに原因究明及び再発防止対策を実施するとともに、国内外で発生した事故・故障の対策についても水平展開を行い、設備の改善、運転・保守運用等の改善を行うことにより、発電所のより一層の安全・安定運転に努めている。

(1) 運転監視、巡視点検

運転状態を各種指示計、記録計、計算機出力等により常時運転員が監視するとともに、原子力発電所の多種多様な設備について運転員及び保修員が計画的に巡視点検を行い、機器・構造物の健全性確認、経年劣化等の兆候の早期発見に努めている。

(2) 定期的な試験

プラントの運転中を主体に待機設備の作動確認等の定期的な試験を行い、設備の健全性確認及び経年劣化等の兆候の早期発見に努め、事故・故障の未然防止を図っている。定期的な試験のうち、工学的安全施設等の安全上重要な設備の定期的な試験の内容を保安規定に定め、これに基づく運用を行っている。

(3) 点検

「電気事業法」に基づき経済産業大臣が行う定期検査に合わせ、定期的にプラントを停止し、保守部門によるプラント全般にわたる設備の点検を保守内規等に基づき実施して、設備の機能維持及び経年劣化等の兆候の早期発見に努め、事故・故障の未然防止を図っている。また、プラントを停止せずに点検を実施できる設備については、同様の点検をプラント運転中に実施している。点検の結果は記録としてまとめ、設備の経年的な傾向を管理し、以後の点検計画に反映している。

(4) 保守体制及び業務

保守員の技術力高度化及び保守管理業務の効率化を目指し、当社保守員をグループ会社へ出向させて、四国電力グループとして一体となって保守業務に取り組む体制としており、点検、検査、改良工事等の計画、作業管理を四国電力グループで行っている。

(5) 予防保全

プラントの運転監視、巡視点検、定期的な試験及び点検により、設備に機能低下や経年劣化等の兆候が認められた場合には、予防保全の考え方にに基づき、故障に至る前に補修、取替を行い、事故・故障の未然防止を図っている。

(6) トラブルの処理及び再発防止

発生したトラブルについては、速やかに原因究明及び対策の検討、評価を行い、的確な復旧により設備の機能の回復を図っている。また、国内外の同種設備で発生したトラブルについても再発防止対策を水平展開し、事故・故障の未然防止を図っている。

(7) 改善活動

より一層の安全性、信頼性を確保するため、現行の保全活動のレベルを向上することが重要であるとの観点から、改善活動として研究開発、国内外の技術情報の活用、アクシデントマネジメント、定期安全レビュー、ヒューマンエラー防止対策等の実施に取り組んでいる。

伊方1号機において、発電所の安全性・信頼性を向上させるために運転開始以降に実施した主な改善としては、次のものがある。

「応力腐食割れ，摩耗」対策

・蒸気発生器取替

第4回定期検査時（1981年度）には、振止め金具部摩耗減肉による蒸気発生器伝熱管損傷が、また、第5回定期検査時（1982年度）から第16回定期検査時（1996年度）には、第9回定期検査時（1987～1988年度）を除き管板拡管部応力腐食割れによる蒸気発生器伝熱管損傷が確認されているが、これらに対しては、徹底的な原因究明を行うとともに検査・補修技術の高度化等の諸施策を実施してきた。

その後、社会的信頼性，保守性，経済性の向上などを勘案し、第17回定期検査時（1997～1998年度）に改良型の蒸気発生器への取替を実施した。

「応力腐食割れ」対策

・1次系配管取替

第18回定期検査時（1999年度）～第24回定期検査時（2007年度）に、海外事例の予防保全対策として、酸素型応力腐食割れの感受性が高いと考えられる部位について、耐食性に優れた材料に変更するとともに、ソケット溶接の箇所は、突き合わせ溶接に変更した。

第19回定期検査時（2000年度）に、充てん配管の一部取替工事に伴い耐圧検査を実施したところ、取替範囲外のステンレス配管から漏えいが認められた。原因は、建設時に識別用として配管に貼り付けた塩化ビニールテープが、高温水の通水により加熱され塩化物イオンが生成し、配管外表面から塩化物応力腐食割れが発生したものと推定されたことから、類似箇所の点検を行うとともに配管の取替を実施した。

・原子炉容器上部ふた取替

第19回定期検査時（2000年度）に、海外における原子炉容器上部ふた管台部の応力腐食割れによる損傷事象に鑑み、予防保全の観点より、原子炉容器上部ふたの管台材料を耐食性に優れたインコネル690合金へ変更するとともに、制御棒クラスタ駆動装置についてはキャノピーシールを廃止した改良型のものに取り替えた。

・炉内構造物取替

第22回定期検査時（2004年度）に、海外における原子炉容器内部構造物のバッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れによる

損傷事象に鑑み、予防保全の観点よりボルトの構造等を改良した炉内構造物に取り替えた。

- 炉内計装筒母材部等のレーザーピーニング

インコネル600合金溶接部の信頼性向上を図るため、第22回定期検査時（2004年度）に、炉内計装筒母材部内面、炉内計装筒と炉内計装筒セーフエンドとの溶接継手内面、冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド等のインコネル600合金の溶接継手内面に、レーザーピーニング（応力緩和）を施工した。また、冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル690合金をクラッド溶接施工した。さらに、第24回定期検査時（2007年度）に炉内計装筒J溶接部にレーザーピーニング（応力緩和）を施工した。

- 加圧器サージ用管台取替

第23回定期検査時（2005～2006年度）に加圧器サージ用管台（インコネル600合金溶接部を含む）のスプールピース取替（インコネル690合金溶接金属を使用）を実施した。

- 低圧タービン車軸取替

第17回定期検査時（1997～1998年度）に、低圧タービン翼溝部の応力腐食割れに対する予防保全対策として、低降伏応力材料を用いるとともに、翼溝部の応力を低減した車軸への取替を実施した。

「腐食」対策

- 2次系熱交換器取替

2次系熱交換器の信頼性向上を図るため、第22回定期検査時（2004年度）に第5高圧給水加熱器、第23回定期検査時（2005～2006年度）に湿分分離加熱器及び第3低圧給水加熱器を取り替え、細管他のステンレス化を行った。

- 2次系配管取替

計画的に超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替を実施している。

「絶縁低下」対策

- 発電機固定子コイル更新

発電機固定子コイル絶縁は、運転時間及び起動停止回数の累積とともに徐々に劣化し、残存耐電圧が低下することから、第22回定期

検査時（2004年度）に絶縁耐力に優れた絶縁材料に更新した。

「コンクリート構造物の強度低下」対策

- ・コンクリート外壁面塗装

1983年度に外部遮へい壁，原子炉補助建家及びタービン建家のコンクリート打放し外壁面に塗装を施した。

2. 3 発電所の経緯

伊方1号機は、我が国14番目の商業用原子力発電所で、加圧水型原子力発電所としては我が国7番目のものである。

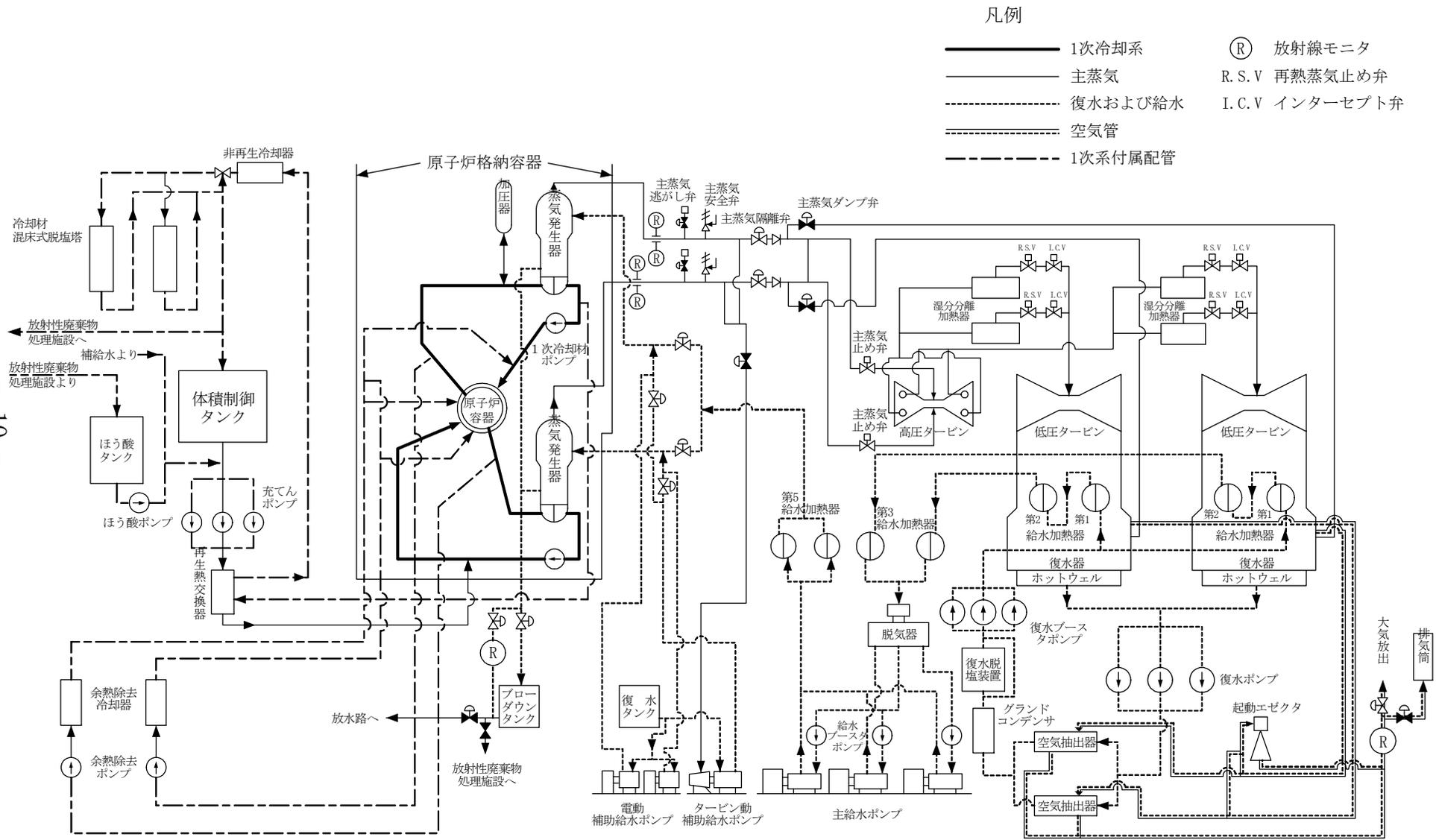
同機は、1972年2月の第58回電源開発調整審議会において、新規着手地点として電源開発基本計画に組み入れられた。

続いて、1972年11月29日に内閣総理大臣より原子炉設置許可を、通商産業大臣より電気工作物変更許可を取得し、翌1973年1月に第1回工事計画認可を、1973年6月に原子炉建家の建築確認をそれぞれ取得し、同月から本格工事に着手した。

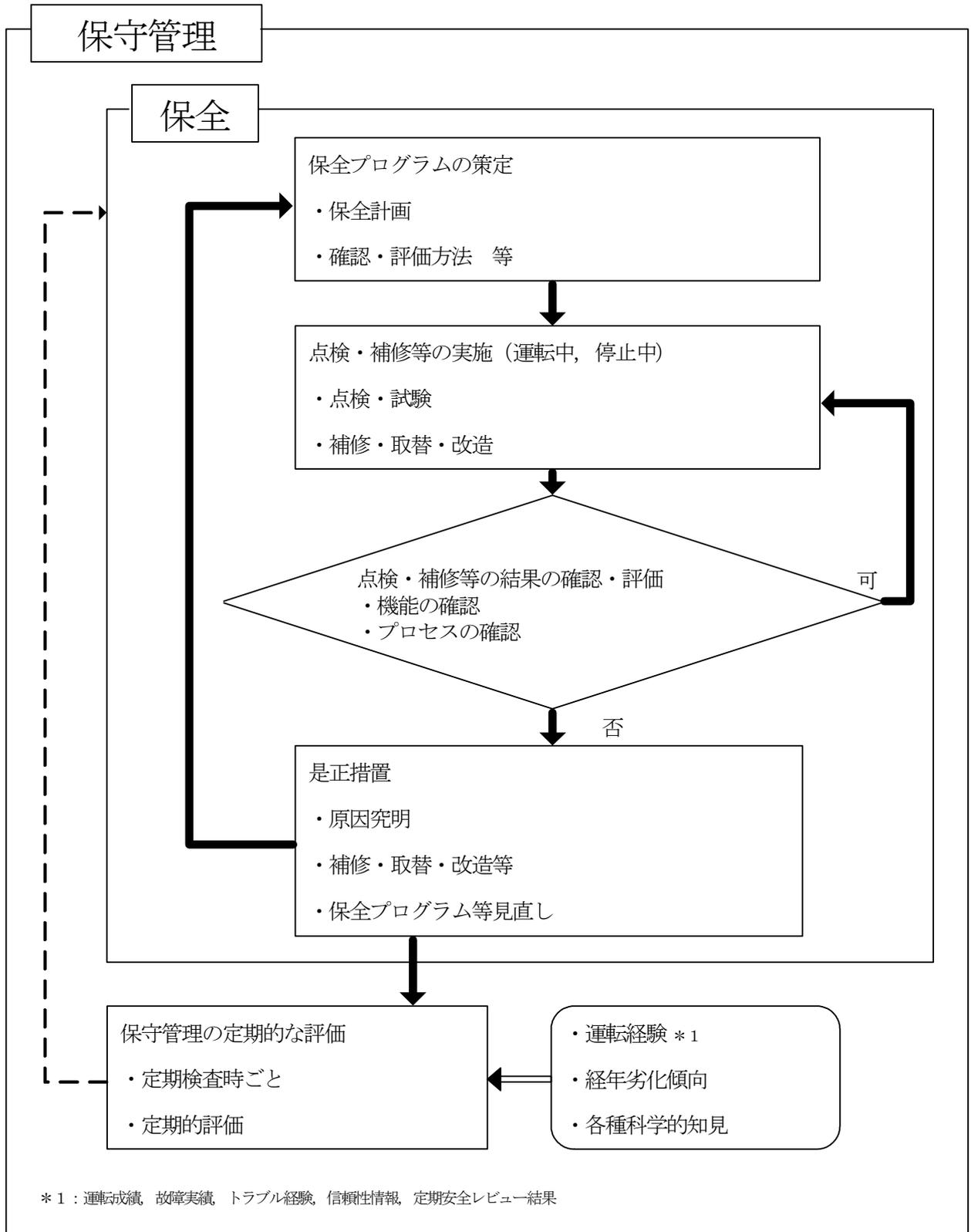
以後、原子炉格納容器、タービン、発電機、原子炉の据付等順次建設工事を進め、1976年12月にはすべての工事を完了し、引き続き、各種試験を経て1977年1月29日に初臨界に達した。その後、出力上昇試験、2月17日の初送電を経て、1977年9月30日に通商産業大臣の使用前検査に合格し、定格電気出力56万6千kWで営業運転を開始した。

また、伊方1号機では、原子力発電設備の有効利用によりCO₂排出量を削減でき、地球温暖化の防止にも貢献することができる定格熱出力一定運転実施に向け、原子力安全・保安院文書「定格熱出力一定運転を実施する原子力発電設備に関する保安上の取扱いについて（平成13年12月17日付け 平成13・12・12原院第1号）」に基づき、設備の健全性評価、運転管理方法の改善へ向けた諸対策を実施し、2002年4月から定格熱出力一定運転を開始している。

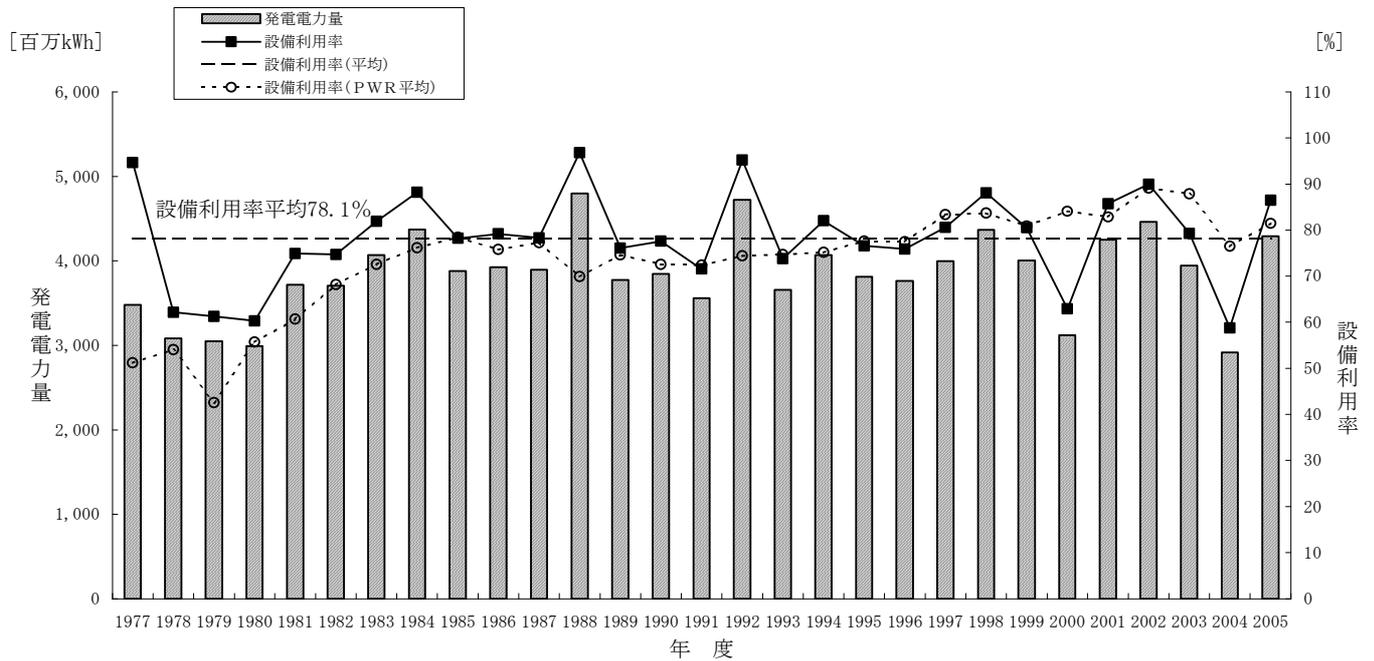
発電電力量・設備利用率の年度推移を資料2-3、計画外停止回数の年度推移を資料2-4に示す。これまでの計画外停止件数は、営業運転開始からの約29年間で3件であり、2005年度末までの累計設備利用率も78.1%とPWR平均（76.4%）と比べて高く、良好な運転実績を継続している。



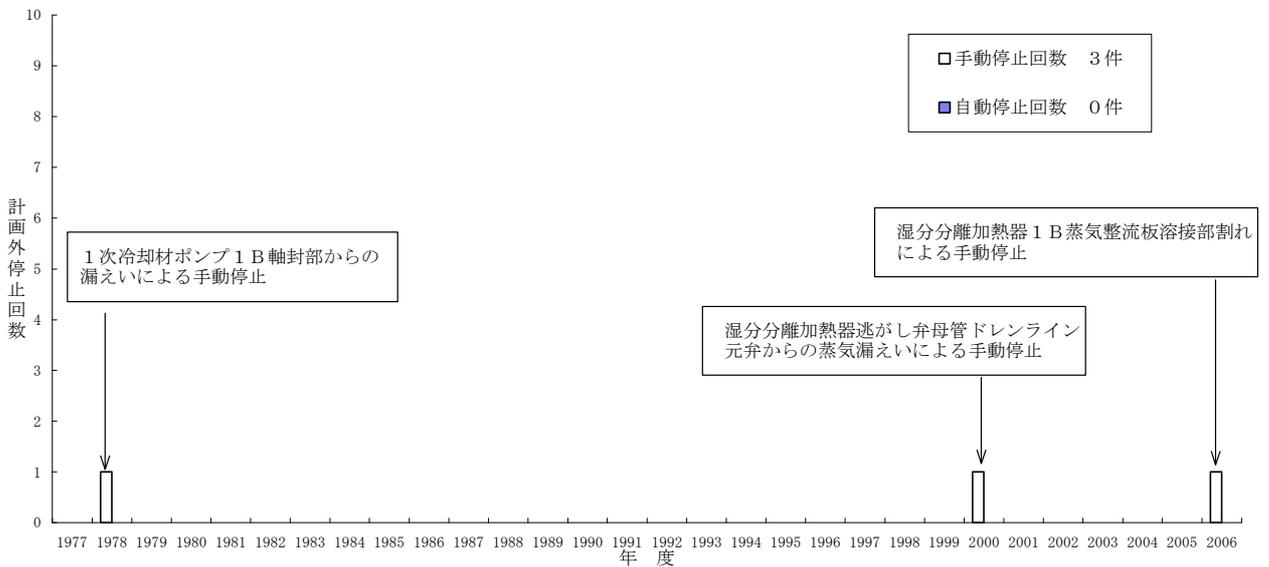
資料 2 - 1 伊方 1 号機系統図



資料 2 - 2 原子力発電所の保守管理の概要



資料 2 - 3 伊方 1 号機 発電電力量・設備利用率の年度推移



注) 法律・通達で報告された事象の中で計画外停止となった回数

資料 2 - 4 伊方 1 号機 計画外停止回数の年度推移

3. 技術評価の実施体制

3. 1 評価を実施した者の氏名

支配人 原子力本部 原子力部長 谷川 進

3. 2 評価の実施に係る組織

高経年化技術評価及び長期保全計画策定の実施に係る体制を資料3-1に示す。機器の評価及び全体取りまとめを行う原子力部計画グループ、コンクリート構造物及び鉄骨構造物の評価を行う土木建築部建築技術グループ及び土木技術グループは、原子力保安研修所及びその他の関係箇所と協力して、技術評価及び長期保全計画の策定を実施した。

3. 3 工程管理

高経年化対策実施ガイドライン等に基づき運転開始後29年を経過する日までに国に報告することを目標とした工程管理を実施した。

具体的には、資料3-2に示すように、2004年10月26日に「伊方1号機第2回 原子炉施設の定期的な評価実施計画書」を策定し、技術評価の実施を開始した。2006年9月15日に原子力保安研修所他の報告書レビュー（報告書内容確認）を完了し、考査室原子力監査担当による報告書作成プロセスに関する内部監査を2006年9月19日までに完了した。また、2006年9月25日に、社内の原子力発電安全委員会において本報告書の審議を実施し、2006年9月27日に原子力部長が承認した。

その後の変更報告書作成に伴い、2007年6月22日に原子力保安研修所他の報告書レビュー（報告書内容確認）を完了、2007年7月11日に、社内の原子力発電安全委員会において本報告書の審議を実施し、2007年7月17日に原子力部長が承認した。

なお、2005年6月から実施された2005年度第1回保安検査において「原子炉施設の定期的な評価」に係る保安活動のうち、高経年化技術評価等報告書作成の体制及び計画に関する確認が実施された。

3. 4 協力会社の管理

評価にあたっては、設計者である三菱重工業㈱、三菱電機㈱等に評価助勢を委託した。協力会社の管理に関しては、社内文書に従って管

理を実施した。

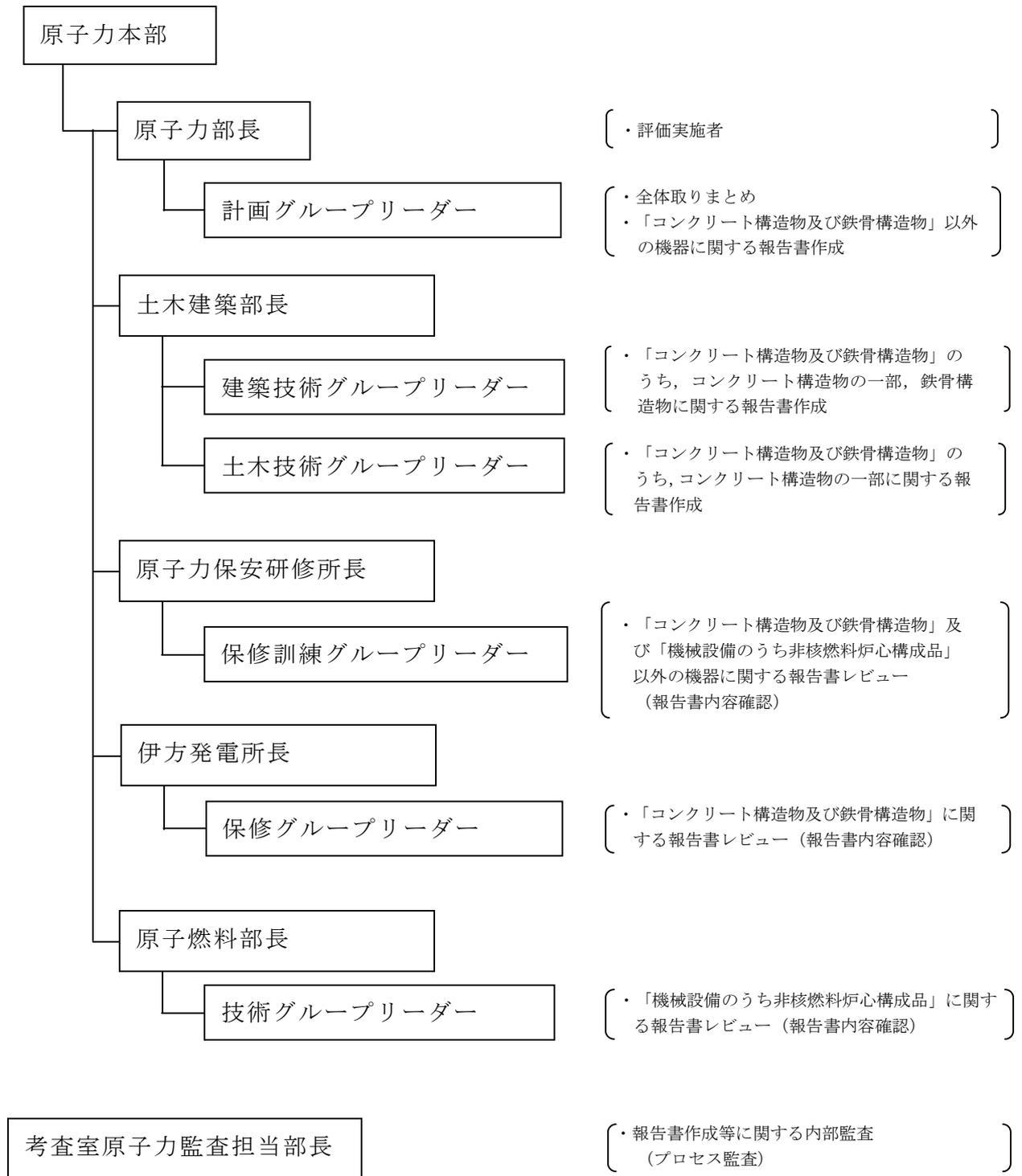
3. 5 評価記録の管理

高経年化技術評価結果の記録の管理は、社内文書に以下のように定めている。

記録項目	作成箇所	承認	保管箇所	保存期間
高経年化技術評価 長期保全計画	原子力部 計画グループ 土木建築部 建築技術グループ 及び土木 技術グループ	原子力部長	原子力部 計画グループ	廃止措置が終了し、その結果が経済産業省令で定める基準に適合していることについて、経済産業大臣の確認を受けるまでの期間

3. 6 評価に係る教育訓練

社内文書に高経年化技術評価を実施する要員に必要な力量及び教育訓練を定め、管理している。



資料 3 - 1 高経年化技術評価及び長期保全計画策定の実施体制

	2004			2005				2006						2007														
	10	11	12	1	...	6	...	12	...	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	
評価の実施	10/26 ▼決定 「伊方1号機第2回原子炉施設の定期的な評価実施計画書」																											運開30年 9/30
報告書レビュー																												
内部監査																												
社内原子力発電 安全委員会																												
原子力部長承認																												
その他																												

資料3-2 実施工程

4. 技術評価方法

高経年化技術評価の実施にあたっては、高経年化対策実施ガイドライン等及び「原子力発電所の高経年化対策実施基準」（（社）日本原子力学会）に従い、技術評価方法を社内文書に定め、伊方1号機を構成する機器・構造物を対象として経年劣化事象の抽出及び評価を実施するとともに、新たに充実すべき保全項目を取りまとめた長期保全計画を策定した。

なお、技術評価方法を定めた社内文書の作成及び高経年化技術評価の実施にあたっては、先行機（東京電力㈱福島第一原子力発電所3号機、中部電力㈱浜岡原子力発電所1号機及び関西電力㈱美浜発電所3号機等）の評価報告書を参考にしている。

4. 1 技術評価対象機器

本検討では、実用炉規則第15条の2第2項で定める安全上重要な機器・構造物を技術評価対象機器とした。

具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（1990年8月30日原子力安全委員会決定）」（以下、「重要度分類指針」という。）において定義されるクラス1、2及び3の機能を有する機器・構造物とし、設備の安全重要度分類を記載している社内文書等に従い選定している。なお、機器単位で定期的に取り替えている燃料集合体等は技術評価対象外としている。

4. 2 技術評価手順

4. 2. 1 機器のグループ化及び代表機器の選定

評価にあたっては、ポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、電気設備、タービン設備、コンクリート構造物及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備に分類（カテゴリ化）し機種ごとに評価した。

また、選定された技術評価対象機器・構造物は1万数千にも及ぶことから、合理的に評価するため、構造（型式）、使用材料及び使用条件等によりグループ化し、グループごとに評価モデルとしての代表機器（以下、「代表機器」という。）を選定し、代表機器で評価した結果を代表機器以外の機器に水平展開するという手法ですべての機器・構造物の評価を実施した。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、個別に代表機器と同様に評価を実施した。

4. 2. 2 経年劣化事象の抽出

高経年化技術評価を行うにあたっては、安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できないすべての経年劣化事象の中から、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。

- (1) 安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できないすべての経年劣化事象の選定

安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できないすべての経年劣化事象は、これまで実施された高経年化技術評価において次の第一、第二段階のスクリーニング基準に従い抽出された経年劣化事象に、これまで実施された高経年化技術評価以降に国内外の運転経験や研究等によって得られた新たな知見を考慮して、原子力発電所に想定される経年劣化事象を抽出した。

さらに、次の第三段階のスクリーニング基準に従い、機器ごとに想定される経年劣化事象を抽出した。

①第一段階

他産業での経験も踏まえ、工学的に想定される経年劣化事象のうち、原子力機器の置かれている環境を考慮し、原子力プラントで想定される経年劣化事象を抽出する。

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、材料データ等を踏まえ、発生が想定される経年劣化事象を抽出する。

③第三段階

技術評価対象機器個別の条件を考慮し、機器に要求される機能達成に必要な項目を考慮して主要な部位に展開した上で、個々の部位の構造、材料、使用条件及び現在までの運転経験を考慮して部位ごとに想定される経年劣化事象を抽出する。

なお、次に示す消耗品・定期取替品は長期使用をせず取替を前提としていることから、高経年化対策を見極める上での評価対象外とする。

- 消耗品：・機器の分解点検時に取替を行うもの（ガスケット等）
・機器設計時から機器の使用状況により取替を行うことを前提としており，機器の分解点検時等に状況を確認し必要に応じ取替を行うもの（軸受（すべり）等）
- 定期取替品：取替周期を定め，定期的に取り替を行うもの（補助リレー等）

「国内外の新たな運転経験及び最新知見の反映」

伊方1号機の高経年化技術評価を実施するにあたり，伊方1号機運開（1977年9月）以降高経年化技術評価実施（2006年9月）までの国内外の運転経験について事象・原因を調査し，高経年化への影響を判断して反映を実施した。

国内の運転経験には，法律対象のトラブルに加え，法令の定めでは国への報告は必要ないが，電力自主で公開している軽微な情報も含んでいる。具体的には，有限責任中間法人日本原子力技術協会が運営している原子力発電情報公開ライブラリーにおいて公開されている「トラブル情報」，「保全品質情報」及び「その他情報」を対象とした。

海外の運転経験には，NRC（米国原子力規制委員会：Nuclear Regulatory Commission）のBulletin及びGeneric Letter情報を含んでいる。

伊方1号機の高経年化技術評価の検討対象とした，主な運転経験を以下に示す。

（国内情報）

- ①大飯発電所2号機 B余熱除去ポンプ出口ドレン元弁取付部の損傷について（1998年12月発生）
- ②敦賀発電所2号機 再生熱交換器連絡配管からの1次冷却材漏えい（1999年7月発生）
- ③伊方発電所1号機 充てん配管耐圧検査中の漏えいについて（2000年10月発生）
- ④泊発電所2号機 再生熱交換器胴側出口配管からの漏えい（2003年9月発生）
- ⑤敦賀発電所2号機 加圧器逃がし弁用管台部等の損傷（2003年9月発生）
- ⑥大飯発電所3号機 原子炉容器上部蓋制御棒駆動装置取付管

- 台等からの漏えいについて（2004年5月発生）
- ⑦美浜発電所3号機 二次系配管破損事故について（2004年8月発生）

（国外情報）

- ①「原子炉容器上部ふた貫通部ノズルの周方向き裂」
（Bulletin 2001-01 2001年8月3日）
- ②「原子炉容器上部ふたの劣化及び1次冷却材圧力バウンダリの健全性」
（Bulletin 2002-01 2002年3月18日）
- ③「原子炉容器底部貫通部の漏えいと1次冷却材圧力バウンダリの健全性」
（Bulletin 2003-02 2003年8月21日）
- ④「PWRプラントの加圧器貫通部及び気相部配管接続部に使用されるアロイ82/182/600の検査」
（Bulletin 2004-01 2004年5月28日）

これら運転経験の高経年化技術評価への反映を資料4-1に示す。

また、検討対象とした主な原子力安全・保安院指示文書（資源エネルギー庁指示文書を含む）を以下に示す。

- ①「日本原子力発電株式会社敦賀発電所2号機再生熱交換器連絡配管からの一次冷却材漏えいの再発防止対策について」
（平成11年10月25日付け 11資公部第316号）
- ②「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」
（平成14年11月27日付け 平成14・11・26原院第2号）
- ③「東北電力株式会社女川原子力発電所1, 2号機高圧給水加熱器ベント管の減肉事象について」
（平成16年10月29日付け 平成16・10・27原院第2号）
- ④「配管減肉事象に係る点検に関する報告徴収について」
（平成16年8月11日付け 平成16・08・11原院第8号）
- ⑤「関西電力株式会社美浜発電所3号機二次系配管破損事故について」
（平成16年9月27日付け 平成16・09・24原院第2号）
- ⑥「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項等について」
（平成17年2月18日付け 平成17・02・16原院第1号）
- ⑦「東京電力株式会社福島第一原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所及び中国電力株式会社島根原子力発電所における配管の減肉事象について」
（平成17年3月23日付け 平成17・03・15原院第5号）

- ⑧「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」（平成17年6月16日付け 平成17・06・10原院第7号）
- ⑨「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の改正に伴う電気事業法に基づく定期事業者検査の実施について」（平成17年12月27日付け 平成17・12・22原院第6号）
- ⑩「高サイクル熱疲労に係る検査に対する要求事項について」（平成18年6月6日付け 平成18・06・02原院第6号）
- ⑪「女川原子力発電所2号機原子炉手動停止に係る配管肉厚管理の徹底について」（平成18年6月7日付け 18原企課第45号）

最新知見の情報は、以下とする。

- ・国の定める技術基準並びに（社）日本機械学会，（社）日本電気協会及び（社）日本原子力学会等の規格・基準類
- ・（独）原子力安全基盤機構の高経年化技術情報データベースにおける試験研究の情報
- ・「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について」（平成19年6月15日付け 平成19・06・07原院第7号）
- ・「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）について」（平成19年6月15日付け 平成19・06・07原院第8号）
- ・「原子力発電所の高経年化対策実施基準」（（社）日本原子力学会標準）（平成19年3月20日制定）

(2) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

(1)項で抽出した安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できないすべての経年劣化事象の中から、以下の条件に該当する経年劣化事象については、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないとし、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の絞り込みを行う。

- ① 一定の材料，環境，応力状態を前提とし，発生しうる又は発生の可能性が否定できない経年劣化事象による現実的な劣化傾向が，あらかじめ想定された劣化傾向から乖離することが考え難い経年劣化事象であって，想定された劣化傾向に基づき適切な保全活動が行われているもの

- ② 現在までの運転経験や使用条件から考えた材料試験データとの比較等により，今後も経年劣化事象の進展が考えられない，又は進展傾向が極めて小さいと考えられる経年劣化事象

4. 2. 3 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象に対する技術評価

4. 1 で選定された代表機器について，下記の手順で技術評価を実施した。

a. 健全性評価

機器ごとに抽出した部位・経年劣化事象の組み合わせごとに60年間使用することを仮定して，傾向管理データによる評価，解析等の定量評価，過去の点検実績，保守・取替実績及び一般産業で得られている知見等により健全性の評価を実施する。

b. 現状保全

評価対象部位に実施している点検内容，関連する機能試験内容等の現状保全の内容について整理する。

c. 総合評価

上記a，bを合わせて現状の保全内容の妥当性等を評価する。具体的には，健全性評価結果と整合の取れた点検等が，現状の発電所における保全活動で実施されているか，また点検手法は当該の経年劣化事象の検知が可能か等々を評価する。

d. 高経年化への対応

60年間の運転を考慮した場合，現状保全の継続が必要となる項目，今後新たに必要となる点検・検査項目，技術開発課題等を抽出する。

4. 3 耐震安全性評価

発生しうる経年劣化事象及びその保全対策を考慮した上で各機器ごとに耐震安全性評価を実施する。

4. 3. 1 耐震安全性評価対象機器

技術評価対象機器と同じとした。

4. 3. 2 耐震安全性評価手順

(1) 耐震安全性評価上着目すべき経年劣化事象の抽出

4. 2. 2 (1)項で選定された安全機能を有する機器・構造物に発生しているか、又は発生する可能性が否定できないすべての経年劣化事象の中から、今後も経年劣化の進展が考えられない、又は進展傾向が極めて小さいと考えられる事象を除外し、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象を抽出する。

続いて、耐震安全性評価の対象となる経年劣化事象の中から、「現在発生しているか、又は将来にわたって起こることが否定できないもの」に該当する事象を選定し、これらの経年劣化事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性上、又は、構造・強度上、影響が「軽微もしくは無視」できない、あるいは「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「軽微もしくは無視」できない事象を耐震安全性評価上着目すべき経年劣化事象とした。

(2) 耐震安全性評価

前項で抽出した耐震安全性評価上着目すべき経年劣化事象が想定される機器ごとに、以下の手順に従って耐震安全性評価を実施した。

- ① 設備の耐震重要度分類
- ② 設備に作用する地震力の算定
- ③ 運転開始後60年時点での経年劣化事象のモデル化
- ④ 振動特性解析（地震応答解析）
- ⑤ 地震荷重と内圧等他の荷重との組合せ
- ⑥ 許容限界との比較

なお、これらの項目のうち③、④及び⑥については、経年劣化による影響を考慮して評価を実施した。また、今回の評価に際しては、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（1981年7月

20日原子力安全委員会決定)」等に準じて実施している。

(3) 保全対策へ反映すべき項目の抽出

以上の検討結果をもとに、耐震安全性の観点から保全対策に反映すべき項目があるかを検討した。

これらの検討における評価フローを資料4-2「技術評価フロー」に示す。

資料4-1 (1/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>大飯2号機 B余熱除去ポンプ出口ドレン元弁取付部の損傷について (1998年12月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 高サイクル疲労損傷であると判断され, その原因は, ドレン管の口径を大きくしたため, 余熱除去ポンプと共振し, 応力集中が生じたことから, この部分を起点として割れが徐々に進展し貫通に至ったものと推定されている。</p>	<p>伊方1号機においては, 必要な部位について振動計測を行い, 予防保全的に振動(加速度)を低減する対策を行っていること及び振動の状態は経年的に変化するものではないことから, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「配管の技術評価報告書」の「1 ステンレス配管」</p>
<p>敦賀2号機 再生熱交換器連絡配管からの1次冷却材漏えい (1999年7月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 内筒を有する再生熱交換器内の主流(低温水)とバイパス流(高温水)が混合して比較的短い周期の温度ゆらぎが重畳したことで連絡配管及び胴本体に疲労強度を上回る応力が繰り返し加わり, 熱疲労割れが生じたものと推定されている。</p>	<p>伊方1号機の再生熱交換器には内筒がなく, 高温水と低温水の合流部が想定されないことから, 疲労割れ発生の可能性は小さい。また, 再生熱交換器連絡管溶接部については, 第19回定期検査時(2000年度)に超音波探傷検査を実施し, 有意な欠陥は認められていない。したがって, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「熱交換器の技術評価報告書」の「1 多管円筒形熱交換器」</p>

資料4-1 (2/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>伊方1号機 充てん配管耐圧検査中の漏えいについて (2000年10月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 建設時に識別用として配管に貼り付けた塩化ビニールテープが, 試運転時の一時的な高温水の通水により加熱され塩化物イオンが生成し, その後のプラント起動時ごとに1次冷却水の水質調整等により, 塩化物応力腐食割れが発生しやすい温度(50~100℃)となっていたことから, 周囲の湿気と塩化物イオンにより配管外表面から塩化物応力腐食割れが発生し進展したものと推定されている。</p>	<p>本事象の水平展開として, 第19回定期検査時(2000年度)に, 塩化ビニールテープの熱分解による応力腐食割れが懸念される範囲の配管外表面の残存テープ有無について, 目視検査及びテープ残存部の浸透探傷検査を実施しており, 有意な指示が認められた箇所については配管取替を実施した。しかし, 2003年6月, 伊方1号機安全注入系統テストライン配管において, 通常運転中は低温だが過去の試験等に一時的に高温となった箇所で, 塩化ビニールテープ付着跡に応力腐食割れが確認されたことなどに鑑み, 高温流体が流入する可能性がある範囲の他, 高温流体が流入せずテープが熱分解する可能性がない系統も含めて点検を行い, 有意な指示が認められた箇所については配管取替を実施した。したがって, 今後, 塩化ビニールテープの熱分解による外表面からの応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考える。</p>	<p>母管の外表面からの応力腐食割れについては, 塩化物付着量の測定を実施し, 測定値が高い場合には, 当該エリアの保温も塗装もしていないステンレス鋼機器・配管について純水拭きを行っていく。</p>	<p>「配管の技術評価報告書」の「1 ステンレス配管」</p>

資料4-1 (3/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>泊2号機 再生熱交換器胴側出口配管からの漏えい (2003年9月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 内筒を有する再生熱交換器内の主流(低温水)とバイパス流(高温水)が混合して発生した温度ゆらぎによる熱疲労を主要因とし, ひび割れが発生・進展し, 漏えいに至ったものと推定されている。</p>	<p>伊方1号機の再生熱交換器には内筒がなく, 高温水と低温水の合流部が想定されないことから, 疲労割れ発生の可能性は小さい。また, 再生熱交換器連絡管溶接部については, 第19回定期検査時(2000年度)に超音波探傷検査を実施し, 有意な欠陥は認められていない。したがって, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「熱交換器の技術評価報告書」の「1 多管円筒形熱交換器」</p>
<p>敦賀2号機 加圧器逃がし弁用管台部の損傷 (2003年9月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 応力・材料・環境の3要因が重畳して加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台のインコネル600合金接液部に発生した応力腐食割れである。</p>	<p>サージ用管台の管台とセーフエンドの溶接部は, 第23回定期検査時(2005~2006年度)に加圧器サージ用管台(インコネル600合金溶接部を含む)のスプールピース取替を実施した。1次冷却材接液部にインコネル690合金を使用しており, 応力腐食割れが想定されるが, 民間研究によるインコネル690合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から, 現時点においては, 応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考えられる。したがって, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p> <p>サージ用管台以外のスプレイライン用管台等の管台とセーフエンドの溶接部にはインコネル600合金を使用しているが, 接液しない構造であり, 応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられるため, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「2.1 加圧器本体」</p>

資料4-1 (4/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>大飯3号機 原子炉容器上部蓋制御棒駆動装置取付管台等からの漏えいについて (2004年5月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, 応力・材料・環境の3要因が重畳して制御棒駆動装置取付管台等のインコネル600合金接液部に発生した応力腐食割れである。</p>	<p>伊方1号機の当該部位については, 耐力腐食割れに優れたインコネル690合金を使用しており, 民間研究によるインコネル690合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から, 現時点の知見においては応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考えられる。したがって, 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「1 原子炉容器」</p>
<p>美浜3号機 二次系配管破損事故について (2004年8月発生, 法律対象)</p> <p><事象> 本事象は, エロージョン・コロージョンにより減肉が進展し, 配管破損に至ったものである。</p>	<p>炭素鋼配管母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については, 配管の肉厚測定結果を用いた余寿命管理に基づく検査, 取替を継続して行くことで, 配管減肉の管理は可能と考える。</p> <p>なお, エロージョン・コロージョンは, 超音波探傷検査による肉厚測定により把握可能であり, 点検手法として適切である。</p>	<p>母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については, 計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握し, その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに, データの蓄積を図っていく。</p> <p>また, 2006年11月に発行された(社)日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」やプラントの検査結果による知見を踏まえて「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っていく。</p>	<p>「配管の技術評価報告書」の「3 炭素鋼配管」</p>

資料 4 - 1 (5/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

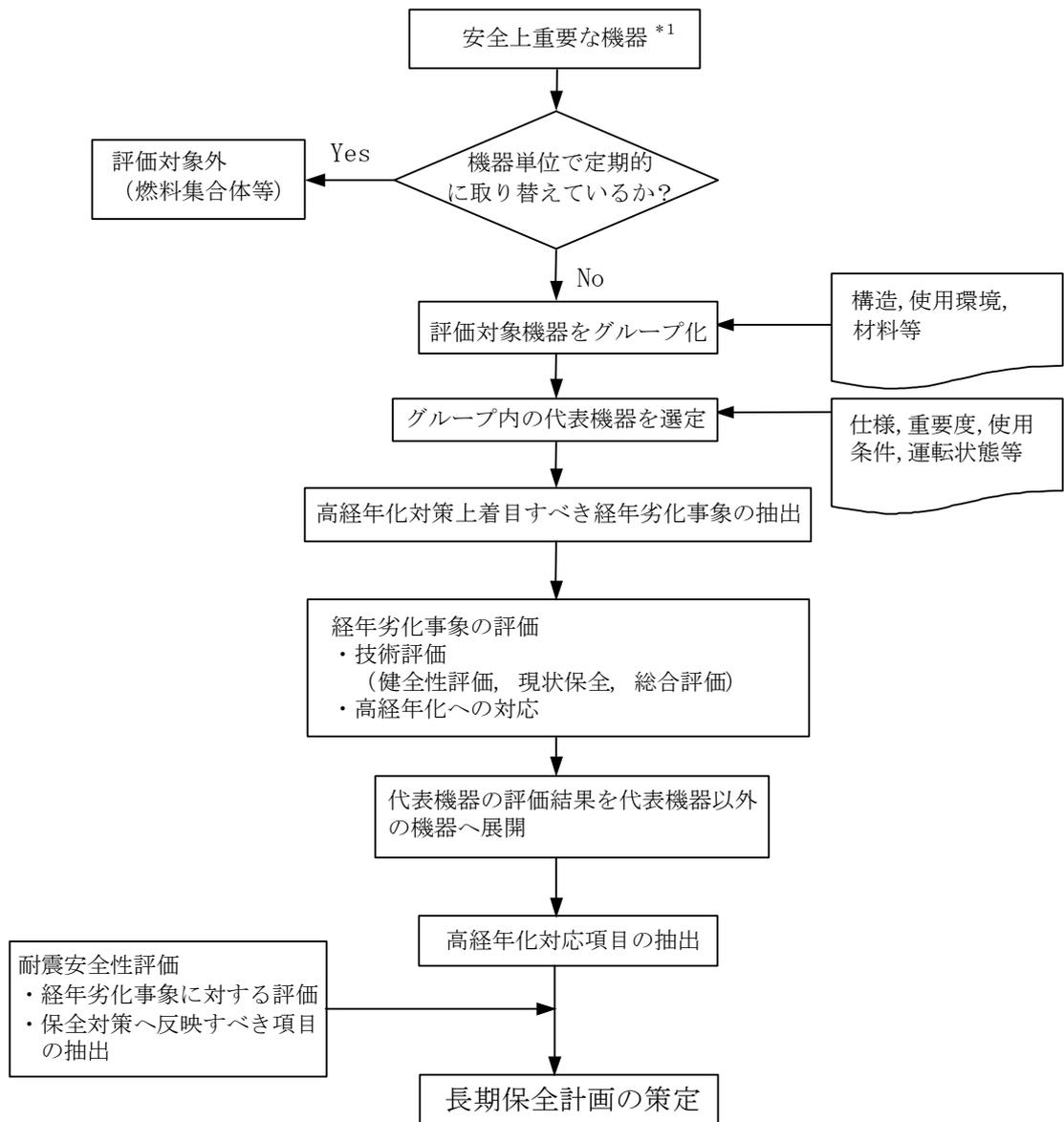
運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>原子炉容器上部ふた貫通部ノズルの周方向き裂 (2001年8月 Bulletin 発行[BL01-01])</p> <p>原子炉容器上部ふたの劣化及び1次冷却材圧力バウンダリの健全性 (2002年3月 Bulletin 発行 [BL02-01])</p> <p><事象> 米国デービスベッセ発電所他で、1次冷却材応力腐食割れにより、PWRの原子炉容器上部ふたのインコネル600合金使用部が損傷した。</p>	<p>伊方1号機の当該部位については、耐力腐食割れに優れたインコネル690合金を使用しており、民間研究によるインコネル690合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、現時点においては応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考えられる。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「1 原子炉容器」</p>

資料 4 - 1 (6/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>原子炉容器底部貫通部の漏えいと1次冷却材バウンダリの健全性 (2003年8月 Bulletin 発行[BL03-02])</p> <p><事象> 米国サウステキサス発電所1号機において炉内計装筒貫通部の目視検査でわずかな付着物が発見され、1次冷却水の漏えいと判断された。原因は、インコネル600合金溶接部の製造上の欠陥すなわち溶接部の空隙に流入した1次冷却水による応力腐食割れと報告されている。</p>	<p>炉内計装筒母材部については高応力条件であり、運転の長期化に伴い応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、第22回定期検査時(2004年度)にレーザーピーニング(応力緩和)を施工したことから応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。第22回定期検査時(2004年度)におけるレーザーピーニング(応力緩和)施工前の確認として炉内計装筒のレーザー超音波探傷検査を実施した結果、異常のないことを確認した。</p> <p>炉内計装筒J溶接部については、第24回定期検査時(2007年度)にレーザーピーニング(応力緩和)を実施しており、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。</p> <p>冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド、安全注入管台と安全注入管台セーフエンド、炉内計装筒と炉内計装筒セーフエンドとの溶接継手内面にも、レーザーピーニング(応力緩和)を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。</p> <p>冷却材出口管台については、第22回定期検査時(2004年度)に冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル690合金をクラッド溶接施工したことから、現時点においては、応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。</p>	<p>インコネル600合金使用部位の応力腐食割れについては、保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(平成17・06・10原院第7号NISA-163a-05-2)に指示されている手法・頻度(超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時)で検査を実施していく。</p> <p>また、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」等により得られた知見を踏まえ、今後の保身に反映すべきものであるか検討していく。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「1 原子炉容器」</p>

資料 4 - 1 (7/7) 運転経験の高経年化技術評価への反映

運転経験	高経年化技術評価		備考
	総合評価	高経年化への対応	
<p>PWR プラントの加圧器貫通部及び気相部配管接続部に使用されるアロイ 82/182/600 の検査 (2004 年 5 月 Bulletin 発行) [BL04-01])</p> <p><事象> 米国の一般的な PWR の加圧器には、貫通部と気相部配管接続部があり、母材にアロイ 600 を溶接部にアロイ 82/182 を用いて製作されている。このアロイ 82/182/600 材には 1 次冷却材応力腐食割れが発生する可能性があることが確認されている。</p>	<p>サージ用管台の管台とセーフエンドの溶接部は、第 23 回定期検査時 (2005~2006 年度) に加圧器サージ用管台 (インコネル 600 合金溶接部を含む) のスプールピース取替を実施した。取替後は 1 次冷却材接液部にインコネル 690 合金を使用しており、応力腐食割れが想定されるが、民間研究によるインコネル 690 合金の温度加速定荷重応力腐食割れ試験の結果から、現時点においては、応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考えられる。したがって、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p> <p>サージ用管台以外のスプレイライン用管台等の管台とセーフエンドの溶接部にはインコネル 600 合金を使用しているが、接液しない構造であり、応力腐食割れ発生の可能性はないと考えられるため、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない。</p>	<p>「容器の技術評価報告書」の「2.1 加圧器本体」</p>



*1: 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（1990年8月30日原子力安全委員会決定）」において定義されるクラス1, 2及び3の機能を有する機器・構造物

資料4-2 技術評価フロー

5. 技術評価結果

本章では、重要度分類指針クラス1及び2の機能を有する機器・構造物並びに高温・高圧環境下にある機器・構造物に係る技術評価結果及び耐震安全性評価結果を記載している。

なお、各機器の詳細な技術評価については、別冊にまとめている。

5. 1 評価年月日

平成18年9月27日

(平成19年7月17日一部変更)

5. 2 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。

5. 2. 1 ポンプ

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 主軸のフレットィング疲労割れ
- b. ケーシング（吐出ノズル）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。

「疲労割れ」

- ① 余熱除去ポンプ主軸のフレットィング疲労割れについては、発生繰り返し数が許容繰り返し数に対して小さいことを確認したが、今後、振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合には速やかに精密診断を行うよう、社内マニュアルに定めて実施していく。また、1次冷却材ポンプケーシング（吐出ノズル）の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、

今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

5. 2. 2 熱交換器

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ
- b. 伝熱管等のスケール付着
- c. 伝熱管の応力腐食割れ
- d. 支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）
- e. 蒸気発生器伝熱管の損傷
- f. 管板及び給水入口管台の疲労割れ

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。

「スケール付着」

- ① 再生熱交換器等の伝熱管のスケール付着については、スケール付着による伝熱性能の低下の可能性は小さい。現状、通水時の流体温度・流量等のパラメータの監視を行い、異常のないことを確認している。通水時の流体温度・流量等のパラメータ監視により熱交換機能を把握可能であり、今後もパラメータ監視を行っていく。また、原子炉補機冷却水冷却器については管内面のゴム弾打ち等を継続していく。なお、蒸気発生器の伝熱管については、汚れ係数からのスケール付着の評価結果に基づき、必要に応じてスケール除去について検討していく。
- ② 蒸気発生器の管支持板へのスケール付着については、発生の可能性は否定できない。現状、伊方3号機の蒸気発生器のBEC穴の目視点検の結果により得られたスケール付着状況と渦流探傷検査時の信号との相関を基に、定期的な渦流探傷検査によりスケール付着状況を監視し、必要に応じて目視点検を行うこととしている。なお、このスケール付着監視結果により、必要に応じて、付着スケール除去のための洗浄を実施していく。

「疲労割れ」

- ③ 蒸気発生器管板及び給水入口管台の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

「腐食」

- ④ 再生熱交換器支持脚（スライド脚）等の腐食（全面腐食）については、長期使用により支持脚（スライド脚）の腐食による固着の可能性は否定できない。現状、プラント起動又は停止時に支持脚（スライド脚）の動作状況を目視確認するか、定期的に塗膜の状態確認を行っている。支持脚（スライド脚）の腐食は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 3 ポンプモータ

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

a. 固定子コイル等の絶縁低下

こ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。

「絶縁低下」

- ① 高圧ポンプモータ固定子コイル及び口出線・接続部品等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定及び絶縁診断を行い有意な絶縁低下のないことを確認するとともに、傾向管理を行っている。絶縁低下については絶縁抵抗測定及び絶縁診断により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ② 低圧ポンプモータ固定子コイル及び口出線・接続部品等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定

期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下については絶縁抵抗測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 4 容器

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 原子炉容器胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化
- b. インコネル 600 合金使用部位の応力腐食割れ
- c. ステンレス鋼の応力腐食割れ
- d. 加圧器スプレイライン用管台等の疲労割れ
- e. 支持脚（スライド脚）の腐食（全面腐食）
- f. 電気ペネトレーションのポッティング材の絶縁低下

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。

「中性子照射脆化」

- ① 原子炉容器胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化については、最新の破壊力学的手法を用いて、運転開始後 60 年時点の中性子照射を考慮し、初期き裂を想定して評価を行っても脆性破壊は起こらないことを確認した。現状、超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。また、監視試験片による試験で将来の破壊靱性の変化を先行把握している。胴部材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認しているが、今後、現状保全項目に加えて、関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、その評価結果に基づき適切な時期での監視試験を計画する。なお、最新知見による脆化予測式に基づく評価結果が従来の予測と大幅に異なる場合は、必要に応じて、使用済試

験片の再装荷なども含めて、実機への適用を検討していく。

「応力腐食割れ」

- ② 原子炉容器炉内計装筒等で使用しているインコネル 600 合金は、応力腐食割れ感受性を有しており、炉内計装筒母材部については応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、第 22 回定期検査時（2004 年度）にレーザ超音波探傷検査により有意な欠陥がないことを確認するとともに、レーザピーニング（応力緩和）を施工したことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。炉内計装筒 J 溶接部については、第 24 回定期検査時（2007 年度）にレーザピーニング（応力緩和）を施工したことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド、安全注入管台と安全注入管台セーフエンド、炉内計装筒と炉内計装筒セーフエンドとの溶接継手内面にもレーザピーニング（応力緩和）を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。冷却材出口管台については、第 22 回定期検査時（2004 年度）に冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1 次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル 690 合金をクラッド溶接施工したことから、現時点の知見においては、長期運転を仮定しても応力腐食割れ発生の可能性はないと考える。保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材バウンダリにおける Ni 基合金使用部位に係る検査等について」（平成 17・06・10 原院第 7 号 NISA-163a-05-2）に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施していく。また、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」等により得られた知見を踏まえ、今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。
- ③ 燃料取替用水タンク胴板等の応力腐食割れについては、塗膜のはく離等により海塩粒子がステンレス鋼板に付着した場合は発生の可能性は否定できない。現状、目視にて塗膜や防水措置の健全性確認を実施している。塗膜や防水措置の健全性は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「疲労割れ」

- ④ 加圧器スプレイ管台等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

「腐食」

- ⑤ 原子炉補機冷却水サージタンク支持脚（スライド脚）等の腐食については、長期使用により支持脚（スライド脚）の腐食による固着の可能性は否定できない。現状、プラント起動又は停止時に支持脚（スライド脚）の動作状況を目視確認するか、定期的に塗膜の状態確認を行っている。支持脚（スライド脚）の腐食は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 5 配管

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 母管の応力腐食割れ
- b. 1次冷却材管加圧器サージライン用管台等の疲労割れ
- c. 母管の腐食
- d. 1次冷却材管母管等の熱時効
- e. Uボルト本体等の摩耗
- f. スライドサポートスライドプレートのテフロンのはく離
- g. オイルスナバオイル等の劣化

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。

「応力腐食割れ」

- ① 余熱除去系統配管母管等には、閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる部位があり、かつ1次冷却材からの伝熱により高温となる部位では、応力腐食割れの発生の可能性は否定で

きない。ただし、余熱除去系統配管当該部はSUS304系からSUS316系に取り替えている。現状、溶接部を対象とした超音波探傷検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。内面からの応力腐食割れは超音波探傷検査により検知可能であり、現状保全を継続していく。また、BWRプラントにおいて発生している接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等により、現在材料データの拡充が行われており、その知見がPWR水質環境下における今後の応力腐食割れに対する保全に反映すべきものであるか検討していく。

- ② 余熱除去系統配管母管等の外面からの応力腐食割れについては、配管外面に大気中の海塩粒子等の塩分が付着した場合、塩化物イオンにより応力腐食割れが発生する可能性がある。現状、母管の外面からの応力腐食割れに対しては、定期的に各エリアごとの塩化物付着量の測定を実施し、測定値が高い場合には、当該エリアの保温も塗装もしていないステンレス鋼配管について純水拭きを行っている。海塩粒子の付着は、塩化物付着量の測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「疲労割れ」

- ③ 1次冷却材管加圧器サージライン用管台等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

「腐食」

- ④ 主蒸気系統配管母管等（炭素鋼）の腐食（エロージョン・コロージョン）については、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から、発生する可能性は推定できるものの、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難であるため、配管の減肉管理については減肉の可能性のある箇所肉厚測定を行い、減肉の有無の確認、減肉率の算出、余寿命評価を実施することとしている。これまで「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針（PWR）」（1990

年5月)に基づき「2次系配管経年変化調査マニュアル」を策定し、超音波による肉厚測定を行いデータの蓄積を図ってきたが、美浜3号機2次系配管破損事故(2004年8月)以降は保安院指示文書「原子力発電所の配管肉厚管理に対する要求事項について」(平成17・02・16原院第1号NISA-163a-05-1)及び「東京電力株式会社福島第一原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所及び中国電力株式会社島根原子力発電所における配管の減肉事象について」(平成17・03・15原院第5号NISA-324c-05-1, NISA-161c-05-1)等の発出を受け、順次「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行い、これに基づき配管減肉の管理を実施している。これまでに、主給水系統では減肉が認められており、余寿命評価の結果に応じてステンレス鋼配管等への取替を実施している。主蒸気系統では顕著な減肉は認められていない。このように、超音波を用いた肉厚測定及び余寿命評価により、配管減肉の管理は可能と考える。また、(社)日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」やプラントの検査結果による知見を踏まえて、「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っていく。

- ⑤ 主給水系統配管母管等(炭素鋼)で屋外に設置されているものについては雨水にさらされており、保温等が不十分であると外面からの腐食が発生する可能性がある。現状、目視確認により塗膜、防水措置(保温)の健全性を確認するとともにエルボ及び配管合流部付近については、配管内面の減肉測定のため保温材を取り外した際、配管外面の腐食についても目視確認を行っている。今後、現状保全に加え、保温材を取り外すことの少ない直管部について、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し目視確認を実施していく。
- ⑥ 海水系統配管等の内面からの腐食については、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、ライニング点検(目視検査)を実施し、健全性を確認している。ライニングのはく離等はライニング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。

「摩耗」

- ⑦ 配管サポートUボルト本体等の摩耗については、著しい摩耗が生じる可能性は小さい。現状、目視にて摺動面の状態や支

持状態に異常のないことを確認している。摩耗は、摺動状態又は支持状態の目視確認にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「はく離」

- ⑧ 配管スライドサポートのテフロンについては、高温条件下で長期使用した場合に、テフロンがはく離する可能性は否定できない。現状、プラント起動又は停止時に目視にてスライドサポートの動作状況を確認している。スライドサポートの動作状況は目視により確認可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 6 弁

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 弁箱等の疲労割れ
- b. 弁箱等の応力腐食割れ
- c. 弁箱等の腐食
- d. 弁体の固着
- e. 電動装置モータの絶縁低下

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。

「疲労割れ」

- ① 化学体積制御系統玉形弁弁箱等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果を得た。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

「応力腐食割れ」

- ② 補助給水系統仕切弁弁箱等の外面からの応力腐食割れについては、発生の可能性は小さい。現状、防水措置（保温）の目

視確認及び弁外面の目視点検を実施している。防水措置（保温）の異常は目視確認により，外面からの応力腐食割れについては弁外面の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。

「腐食」

- ③ 海水系統スイング逆止弁弁箱等の腐食（異種金属接触腐食他）については，急激に腐食が進行する可能性は小さい。現状，目視検査を実施し，健全性を確認している。腐食は，目視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。

「固着」

- ④ 復水系統リフト逆止弁弁体等の腐食生成物の堆積による固着については，一律で定量的な評価は困難であるが，分解点検時の目視検査で弁体の固着は認められていない。現状，目視検査により，弁体の固着のないことを確認している。腐食生成物等の堆積の兆候がないことは，目視検査にて検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

「絶縁低下」

- ⑤ 事故時動作要求のない電動装置モータの絶縁低下については，発生の可能性は否定できない。また，事故時動作要求のある電動装置モータについては，通常運転時の温度，放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した評価により40年間の運転期間において絶縁性能は維持できると判断する。現状，絶縁抵抗測定により許容値以上であることを確認している。絶縁低下は，絶縁抵抗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。また，事故時動作要求のある電動弁の絶縁物については，60年間の運転期間における温度，放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり，今後その試験結果に基づく保全を検討していく。

5. 2. 7 炉内構造物

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗
- b. 炉心そうの中性子照射による靱性低下
- c. バッフルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れ

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。

「摩耗」

- ① 制御棒クラスタ案内管（案内板）については，第 22 回定期検査時（2004 年度）の炉内構造物取替工事に合わせて，案内板板厚及び最小リガメントを増加し，耐摩耗性の向上を図っている。現時点の知見においては，制御棒クラスタ案内管の摩耗が制御棒の案内機能に影響を及ぼす可能性はないと考える。ただし，今後，構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように，（社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ，今後の保全の必要性を検討する。

「中性子照射による靱性低下」

- ② 炉心そうに想定される欠陥は，照射誘起型応力腐食割れであるが，これについては，より照射量の厳しいバッフルフォーマボルトにおいても，照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性が小さいことを確認している。炉心そうの中性子照射による靱性低下については，想定される欠陥が照射誘起型応力腐食割れであるが，健全性が確認されているバッフルフォーマボルトに比較して応力レベルが低く，照射量も少ないため，き裂が発生する可能性は小さい。万一，有意な欠陥を想定した場合でも不安定破壊発生の可能性はない。しかしながら，構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように，（社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ，今後の保全の必要性を検討する。また，国のプロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」や民間の技術開発，規格基準化に積極的に参画し，今後の保全に反映するか検討していく。

「応力腐食割れ」

- ③ 第 22 回定期検査時（2002 年度）の炉内構造物取替工事で，

バッフルフォーマボルト等には耐照射誘起型応力腐食割れ性に優れた材料及び構造を採用しており，現時点の知見による損傷発生予測の結果，直ちに照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。万一，一部のボルトが損傷しても損傷ボルト本数の増加は緩やかで，炉心の健全性は確保可能と考える。しかしながら，構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように，(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえて，今後の保全の必要性を検討する。また，国の研究プロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」等により得られた知見についても，今後の保全に反映するか検討していく。

5. 2. 8 ケーブル

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し，経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

a. 絶縁体等の絶縁低下

こ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。

「絶縁低下」

- ① 高圧難燃 CSHV ケーブルの絶縁体等の絶縁低下については，現時点の知見において，絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。なお，ケーブルの試験方法に関する検討が現在国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており，今後成果の反映を検討していく。
- ② 高圧難燃 CSHV ケーブル絶縁体等の絶縁低下（水トリー劣化）については，屋外布設のケーブルが長時間浸水状態であれば，発生の可能性は否定できない。現状，定期的に絶縁抵抗測定及び絶縁診断を行い，有意な絶縁低下のないことを確認するとともに，傾向管理を行っている。絶縁低下は絶縁抵抗測定及び絶縁診断で検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

- ③ 原子炉格納容器内電動弁コネクタ接続の絶縁物等の絶縁低下については、熱及び放射線による絶縁低下が考えられる。現状、絶縁抵抗測定及び系統機器の動作確認を行い、異常のないことを確認している。絶縁低下は絶縁抵抗測定及び系統機器の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。

5. 2. 9 電気設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

a. 動力変圧器等の絶縁低下

こ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。

「絶縁低下」

- ① 動力変圧器等の絶縁低下については、急激な絶縁低下の可能性は小さい。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下は、絶縁抵抗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。

5. 2. 10 タービン設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 車室の変形
- b. 翼環ボルト等の応力腐食割れ
- c. ジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗，はく離

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。

「変形」

- ① 高圧タービン車室の変形については、急激な変形進行の可能性は小さい。現状、水平接手面の間隙計測及び当たり状況の確認を実施している。高圧タービン車室の変形は、間隙計測及び当たり状況確認で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「応力腐食割れ」

- ② 高圧タービン翼環ボルト等の応力腐食割れについては、応力腐食割れ発生の可能性は小さいと考える。翼環ボルト等の応力腐食割れに対しては、目視検査等により有意な欠陥のないことを確認している。翼環ボルト等の応力腐食割れに関しては、目視検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「摩耗」

- ③ 高圧タービンジャーナル軸受ホワイトメタル等の摩耗については、経年的な摩耗が発生するとしても非常に緩やかであり、摩耗の急激な進行の可能性は小さい。また、はく離についても現状保全を継続することにより、健全性の確保が可能である。摩耗、はく離は、目視検査、間隙測定、浸透探傷検査等により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 1 1 コンクリート構造物及び鉄骨構造物

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. コンクリート構造物の熱等による強度低下
- b. コンクリート構造物の熱による遮へい能力低下
- c. 鉄骨構造物の腐食による強度低下

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。

「コンクリート構造物の強度低下」

- ① 熱，放射線照射，中性化，塩分浸透及び機械振動の各経年劣化要因に対して，対象構造物の供用期間における劣化度を評価した結果，いずれも対象構造物に有意な強度低下が生じることはないことを確認した。一部の対象構造物（タービン建家（タービン架台）及び脱気器基礎）では，アルカリ骨材反応（以下，「ASR」という。）による膨張に伴う表面ひび割れが発生し ASR が顕在化している。現在，部材の耐力が設計荷重を上回っており，促進膨張試験の結果から，今後さらに ASR が進展するとは考えにくいことを確認しているため，長期健全性評価上問題となる強度低下が生じることはない。また，鉄筋保護等の観点より，ひび割れ補修を実施している。今後の ASR の進展は考えにくいものの，念のため，ASR の進展監視を継続するとともに，必要に応じてひび割れ補修を継続実施する。さらに，リバウンドハンマー等の非破壊試験を追加し，ASR の進展監視を強化する。

またタービン架台については，架台全体としての変形挙動を把握していく観点からテーブルデッキ部膨張変形計測に合わせ柱傾斜等の計測を追加するとともに，鉄筋の状態を精度よく把握するため，研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ，実機への適用を図っていく。

また ASR を示唆する表面ひび割れが見られないその他の対象構造物については，ASR が発生していない健全なコンクリートと同等と考えられ，支持機能に問題ないことを確認した。これまでの保全対策として，コンクリート表面のひび割れや塗装の劣化等の目視点検を実施し，変状が見られた場合は，原因の推定，健全性の評価を行い，必要に応じてひび割れ補修等の対応を実施している。

現状保全は適切なものと考えられるが，コンクリートの特性に応じ，ASR 等によるひび割れの点検方法について，その発生原因の推定方法や原因に応じた適切な対応を盛り込むとともに，ASR に関する新たな知見を注視しつつ，考慮すべき知見が認められた場合には，健全性について再評価を実施し，必要に応じて対応を検討する等，さらなる保全の充実を図っていく。

「鉄骨構造物の強度低下」

- ② 鉄骨構造物の強度低下については，現在，部材の強度を低下させるような鋼材の腐食，有意な塗装の劣化は確認されてい

ないが、供用期間を想定すると、強度に影響を及ぼす塗装の劣化及び鋼材の腐食が発生する可能性があることから、適切な保全対策を実施する必要がある。現在の保全対策として、鋼材の腐食や有意な塗装の劣化がないことを目視点検によって確認し、有意な劣化が認められた場合は、塗装の塗替えを実施することとしている。鋼材の腐食及び塗装の劣化は急激に進展することではなく、鉄骨構造物の強度低下を引き起こす前に検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 2. 1 2 計測制御設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 計装配管の応力腐食割れ
- b. 計装用取出配管等の腐食
- c. 励磁装置等の絶縁低下

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追加すべき項目）を以下に抽出した。

「応力腐食割れ」

- ① 1次冷却材圧力(広域)計測制御装置計装配管等の応力腐食割れについては、発生する可能性は否定できない。現状、漏えい試験時に健全性の確認を実施している。計装配管の応力腐食割れについては、漏えい試験時の健全性確認で検知可能であり、今後現状保全を継続していく。また、BWRプラントにおいて発生している接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れに対しては、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等により、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。

「腐食」

- ② 海水ポンプ出口圧力の計装用取出配管の腐食については、ライニングのはく離等が生じた場合、腐食が発生する可能性が

ある。現状、系統の弁分解点検時に目視検査を実施し、ライニングの健全性を確認している。ライニングのはく離等は目視検査にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「絶縁低下」

- ③ ディーゼル発電機制御盤励磁装置の絶縁低下については、絶縁低下の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。また、励磁装置は第16回定期検査時（1996年度）に取替を行っており、取替から10年経過した時点から定期的に励磁装置の絶縁抵抗測定、 $\tan \delta$ 試験、直流吸収試験、巻線抵抗測定及びコイル内部観察を実施し、異常のないことを確認することとしている。絶縁低下については、絶縁抵抗測定等で検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ④ 計器用変流器、計器用変圧器等の絶縁低下については、急激な絶縁低下の可能性は小さい。現状、絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下は、絶縁抵抗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。

5. 2. 1 3 空調設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

a. モータ固定子コイル等の絶縁低下

こ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。

「絶縁低下」

- ① コントロールタワー空調用冷凍機圧縮機モータ（高圧モータ）の固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定及び絶縁診断を行い有意な絶縁低下のないことを確認するとともに、傾向管理を行っている。絶縁低下については、絶縁診断により検知可

能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ② 低圧モータ固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下については、絶縁診断により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ③ 格納容器空気モニタリング隔離弁（C/V 側）モータの固定子コイル等の絶縁低下については、通常運転時の温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した評価により 40 年間の運転期間において絶縁性能は維持できると判断する。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下は、絶縁抵抗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。また、60 年間の運転期間における温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり、今後その試験結果に基づく保全を検討していく。

5. 2. 1 4 機械設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. ボルト等原子炉容器炉心近傍部材の照射脆化
- b. パッド、ヒンジ等摺動部等の摩耗
- c. 加圧器スカート溶接部の疲労割れ
- d. モータ固定子コイル等の絶縁低下
- e. ラッチ機構プランジャー等の摩耗
- f. 被覆管の摩耗
- g. 被覆管先端部の照射誘起割れ
- h. 伝熱管のスケール付着
- i. 支持脚（スライド脚）等の腐食
- j. 耐火煉瓦の減肉
- k. 耐火物等の割れ
- l. メインバーナの溶損
- m. 支持プレートの変形
- n. ケーシング、配管、伸縮継手の応力腐食割れ

o. ケミカルアンカ樹脂の劣化

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。

「疲労割れ」

- ① 加圧器サポートの加圧器スカート溶接部等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲れ累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。ただし、疲労評価は実過渡回数に依存するため、今後、実過渡回数に基づく評価を実施していく。

「絶縁低下」

- ② 制御用空気圧縮機モータの固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下については、絶縁抵抗測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「摩耗」

- ③ 制御棒クラスタ被覆管の摩耗については、制御棒が流体振動を起こし、制御棒クラスタ案内管案内板等との長時間にわたる干渉により生じる可能性がある。現状、摩耗進行曲線による運転時間管理によりステップ変更及び取替を定期的に行っており、また、全制御棒クラスタの落下試験を実施し、挿入性に問題のないことを確認している。制御棒クラスタ被覆管の摩耗については、摩耗深さが肉厚を超えないような管理により健全性は確保され、挿入性については落下試験により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「照射誘起割れ」

- ④ 制御棒クラスタ被覆管の照射誘起割れについては、照射量が十分大きくなると、被覆管先端部付近に発生する可能性がある。現状、中性子照射量に応じた取替を行うとともに、全制御棒クラスタの落下試験を実施し、挿入性に問題のないことを確認している。また、水中カメラを用いた目視検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。照射誘起割れに対しては、中性子照射量に応じた取替を行うことで健全性は確保され、制御棒クラスタの挿入性については落下試験によ

り，また照射誘起割れについては目視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。

「スケール付着」

- ⑤ ほう酸回収装置の蒸発器伝熱管のスケール付着については，スケール付着による伝熱性能の低下の可能性は小さい。現状，運転時の流体温度等のパラメータの監視を行い，異常のないことを確認している。運転時の流体温度等のパラメータ監視により熱交換機能を把握可能であり，今後もパラメータ監視を継続していく。

「腐食」

- ⑥ ほう酸回収装置の蒸発器支持脚（スライド脚）等の腐食については，長期使用により支持脚（スライド脚）の腐食による固着の可能性は否定できない。現状，スライド部の塗膜に異常のないことを目視により確認している。支持脚の腐食は目視により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑦ 雑固体焼却設備焼却炉等の腐食については，急激に腐食が進行することはない。現状，定期的に超音波による肉厚測定を実施している。焼却炉等の腐食は肉厚測定により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑧ 雑固体焼却設備焼却炉の逃し弁等の腐食（全面腐食）については，腐食する可能性は小さい。現状，定期的に目視検査を実施している。逃し弁の腐食は目視により検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。
- ⑨ 基礎ボルトの大気接触部（塗装なし部）については，腐食減肉による支持機能の低下の可能性は小さいと考えるが，実機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考えられる。現状，巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことを確認している。基礎ボルトの大気接触部については，巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより，支持機能に異常がないことが確認可能であるが，今後，適切な機会を利用してサンプリング等により，腐食・付着力等の調査を実施していく。

「減肉」

- ⑩ 雑固体焼却設備焼却炉の耐火煉瓦の減肉については、定期的に減肉量を確認し補修することにより健全性維持が可能である。現状、定期的に寸法測定を実施しており、必要に応じて耐火煉瓦の貼替を実施している。耐火煉瓦の減肉は寸法測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「割れ」

- ⑪ 雑固体焼却設備焼却炉等の内側に内張りされている耐火物の割れについては、起動・停止時の温度変化等により発生することは否定できない。現状、定期的に目視検査を実施し、有意な割れのないことを確認している。焼却炉等の耐火物の割れは目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ⑫ 雑固体焼却設備空気予熱器の内筒等の割れについては、使用時・停止時の温度変化等により発生することは否定できない。現状、定期的に目視検査を実施し、有意な割れのないことを確認している。空気予熱器の内筒等の割れは目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「溶損」

- ⑬ 雑固体焼却設備空気予熱器のメインバーナ等の溶損については、発生する可能性は小さいと考えられる。現状、目視検査を実施し、溶損のないことを確認している。空気予熱器のメインバーナの溶損は目視により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「変形」

- ⑭ 雑固体焼却設備一次セラミックフィルタ等の支持プレートの変形については、急激に進行する可能性は小さいと考えられる。現状、変形量測定を実施し、変形のないことを確認している。支持プレートの変形は変形量測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「応力腐食割れ」

- ⑮ 雑固体焼却設備排ガスフィルタのケーシング等の応力腐食割れについては、割れの発生及び急速な進展の可能性は小さい。現状、目視検査により有意な欠陥のないことを確認している。

排ガスフィルタのケーシング等の応力腐食割れは目視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。

「劣化」

- ⑩ 基礎ボルトのケミカルアンカの樹脂については、劣化による支持機能の低下の可能性は小さいと考えるが、実機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考え。現状、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことを確認している。基礎ボルトのケミカルアンカの樹脂については、巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを確認可能であるが、今後、適切な機会を利用してサンプリング等により、樹脂の劣化等の調査を実施していく。

5. 2. 15 電源設備

各部位に対する高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、経年劣化事象ごとにまとめたものを以下に示す。

- a. 固定子コイル等の絶縁低下
- b. シリンダライナ純水接液部等の腐食
- c. 伝熱管等のスケール付着
- d. 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ

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。

「絶縁低下」

- ① 非常用ディーゼル発電機固定子コイル等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定及び絶縁診断を行い有意な絶縁低下のないことを確認するとともに、傾向管理を行っている。絶縁低下は絶縁抵抗測定及び絶縁診断により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

- ② 充電器盤の変圧器等の絶縁低下については、発生の可能性は否定できない。現状、定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。絶縁低下は絶縁抵抗測定により検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

「腐食」

- ③ 非常用ディーゼル発電機関シリンダライナ等の純水接液部腐食については、長期的には腐食の可能性は否定できない。現状、目視検査を実施し、有意な腐食がないことを確認している。腐食は、目視検査にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。
- ④ 非常用ディーゼル発電機関附属設備の海水系統配管については、ライニングのはく離等が生じた場合内面から腐食が発生する可能性がある。現状、ライニング点検を実施し、健全性を確認している。ライニングのはく離等はライニング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。
- ⑤ 非常用ディーゼル発電機関附属設備の燃料油系統配管については、塗装や防水措置が不十分であると雨水等により外面からの腐食が発生する可能性がある。現状、外面からの腐食に対しては、目視により塗膜や防水措置等の健全性を確認している。塗膜や防水措置等の異常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。

「スケール付着」

- ⑥ 非常用ディーゼル発電機関の空気冷却器等の伝熱管のスケール付着については、海生物等の影響で伝熱性能低下の可能性は否定できない。現状、ブラシ洗浄等を実施するとともに、空気冷却器空気出口温度等のパラメータ監視を行い、異常のないことを確認している。伝熱管のスケール付着に対しては、空気冷却器空気出口温度等のパラメータ監視により、熱交換機能を把握可能であり、今後も現状保全を実施していく。

「摩耗及び高サイクル疲労割れ」

- ⑦ 非常用ディーゼル発電機関附属設備の清水冷却器伝熱管については、邪魔板が腐食し、管穴が拡大した場合には摩耗や流力弾性振動に伴う高サイクル疲労割れが考えられる。現状、伝熱管について分解点検時に渦流探傷検査を実施し、有意な

欠陥のないことを確認している。伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れについては渦流探傷検査にて検知可能であり、今後も現状保全を継続していく。

5. 3 耐震安全性評価結果

本章においては、各機器における耐震安全性評価結果についてまとめた。

耐震安全性評価上着目すべき経年劣化事象に対する主な評価結果を以下に示す。

なお、機器に共通のものは経年劣化事象ごとに整理した。機器個別に独自の評価を行っているものについては、個別に記載した。

「摩耗」

- ① 炉内構造物制御棒クラスタ案内管及び制御棒クラスタ被覆管の摩耗については、保全活動の範囲内で発生する摩耗量を仮定し、地震時に制御棒挿入時間が規定値を上回らないことを確認した。

「腐食」

- ② 腐食については、保全活動の範囲内で発生する腐食量を仮定し、地震時の腐食発生部位の発生応力を算出し、許容応力以下であることを確認した。なお、第3抽気系統配管については、各減肉位置に必要な最小厚さを想定した評価では、地震時の発生応力が許容応力を上回る結果となったが、最も減肉が進んだ箇所が必要最小厚さに達する時間を基に各減肉位置の最大減肉率を用いて再評価した結果では、地震時の発生応力が許容応力を下回ることを確認した。したがって、配管減肉において、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第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う。

「疲労割れ」

- ③ 疲労割れについては、通常運転時及び地震時の疲れ累積係数の合計値が1以下であることを確認した。

「応力腐食割れ」

- ④ 応力腐食割れについては、割れの発生を安全側に想定し、地震

時の割れ発生部位の発生応力を算出し、き裂安定限界応力以下であることを確認した。

- ⑤ 炉内構造物のバッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、発生評価上最も厳しくなるよう、最上段と最下段のバッフルフォーマボルトのみが健全な場合を仮定し、地震時の発生応力を算定し、許容応力以下であることを確認した。

「熱時効」

- ⑥ 1次冷却材管等の熱時効については、運転期間60年での疲労き裂を想定しても、材料の破壊靱性値は地震等による破壊力を十分上回ることを確認した。

「中性子照射脆化」

- ⑦ 原子炉容器胴部の中性子照射による関連温度上昇については、通常運転時の荷重に地震荷重を重ね合わせて、初期き裂を想定した場合の破壊力学的評価を実施し、材料の破壊靱性値と加圧熱衝撃事象に設計用限界地震を考慮した応力拡大係数を比較し、材料の破壊靱性値が地震による応力拡大係数を上回っていることを確認した。
- ⑧ 原子炉容器サポートの中性子照射脆化については、設計用限界地震時の発生応力を算定し、材料の破壊靱性値が地震による応力拡大係数を上回っていることを確認した。

「中性子照射による靱性低下」

- ⑨ 炉内構造物炉心さうの中性子照射による靱性低下については、地震時の想定欠陥に対するき裂安定性評価を実施し、想定欠陥の応力拡大係数は、材料の破壊靱性値を下回っており、不安定破壊は生じないことを確認した。

「コンクリート構造物のASRによる強度低下」

- ⑩ タービン架台の地震時における安全性及び地震力に対する裕度を評価した。その結果、各部材のせん断耐力は地震時の発生せん断力を上回っており、地震時の安全性が確保されていることを確認した。さらに鉛直地震力も加味し、作用地震力を漸増させた結果、各部材の発生せん断力がせん断耐力に達するまでには十分な裕度があることを確認した。

5. 4 評価の結果に基づいた補修等の措置

本技術評価を提出する以前に健全性評価結果に基づき実施した補修はない。

6. 今後の高経年化対策

高経年化技術評価結果により、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。

6. 1 長期保全計画の策定

(1) 総合評価結果

高経年化技術評価結果から、現状の保全項目に追加すべき項目が抽出された。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、一部の機器・構造物において追加保全項目を実施することで、プラント全体の機器・構造物の長期健全性が確保されることを確認した。

(2) 現状保全に追加すべき項目

上記の健全性評価結果を基に、高経年化対策上現状の保全項目に追加すべき新たな保全項目について長期保全計画として取りまとめた。

(資料6-1 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画)

6. 2 長期保全計画の実施

上記により抽出された長期保全計画については、今後、伊方1号機の具体的な保全計画に反映し、運転開始後30年を迎える2007年9月30日以降の最初の定期検査から原則的に定期事業者検査として計画的に実施していくこととしている。

長期保全計画の実施にあたっては、これらの新たな保全項目を直ちに実施しなければならないものでないことから、実施時期を下記のとおり3つに大別した。

a. 短期（2007年以降の5年以内に実施すべきもの）

- ・健全性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
- ・5年以内に技術開発成果等の新知見が得られる見込みであるもの
- ・5年以内に実施計画のあるもの（取替等）

- b. 中長期（2007年以降の10年以内に実施すべきもの）
 - ・短期，次回評価時のいずれにも該当しないもの
- c. 次回評価時（次回高経年化技術評価で実施すべきもの）
 - ・健全性評価において長期にわたる健全性は確保できると評価されるが，次回高経年化技術評価時に評価条件の妥当性の確認が必要であるもの（実過渡回数の確認等）

6. 3 技術開発課題

高経年化技術評価においては，現在までの知見と実績を基にしたものであるが，点検・検査技術の高度化，並びにさらなる知見の蓄積に努める観点から，今後さらに充実すべき主な技術開発課題を抽出した。

- ① 原子炉容器中性子照射脆化に関する関連温度上昇に対する脆化予測式の精度向上
- ② インコネル600合金の応力腐食割れ評価手法の確立
- ③ 電動弁駆動装置の絶縁物に関する運転期間を考慮した長期健全性試験の実施
- ④ ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れ評価技術の確立
- ⑤ ステンレス鋼の耐応力腐食割れ評価手法の確立
- ⑥ ケーブルの絶縁低下に関する実機環境を模擬した評価手法の確立

これらの技術開発課題については，緊急性を有する課題ではないが，今後，成果等を活用し，保全計画に反映することとしており，現在，電力研究や国の研究プロジェクトで実施又は計画中である。

資料6-1 (1/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
ポンプ	余熱除去ポンプ	主軸のフレット疲労割れ	発生繰り返し数は、許容繰り返し数に対して小さい。	振動確認（触診，目視，速度の測定等）を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はないが，振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合の管理方法を明確にすることは有効である。	振動値に上昇傾向など異常兆候が認められた場合には速やかに精密診断を行うよう社内マニュアルに定めて実施していく。	短期
	1次冷却材ポンプ	ケーシング（吐出ノズル）の疲労割れ	疲労評価を行い，疲れ累積係数が1以下。	定期的なケーシング内面の目視検査及び配管溶接部の超音波探傷検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。目視検査，超音波探傷検査により検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ，今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時
熱交換器	蒸気発生器	伝熱管のスケール付着	1次側接液部についてはすべてインコネル肉盛り等が施されており，1次系の水質環境を考慮すると，フィルタ及び脱塩塔で浄化されているため，伝熱性能低下の可能性は小さい。2次側については適切な水質管理により不純物の流入は抑制されているものの，長期運転にあたってはスケール付着による伝熱性能低下の可能性は否定できない。	伝熱管へのスケール付着に対して，プラント運転時にプラントパラメータ（温度，圧力，流量）から汚れ係数を算出し，伝熱性能の傾向監視を行っている。	伝熱性能低下の可能性は否定できないことから，設計段階において伝熱性能に余裕を見込んだ設計としている。汚れ係数から評価可能である。	汚れ係数からのスケール付着の評価結果に基づき，必要に応じてスケール除去を検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料 6 - 1 (2/16) 伊方 1 号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
熱交換器	蒸気発生器	管支持板穴へのスケール付着	海外プラントでは、BEC型管支持板を採用しているプラントにおいて、上部管支持板BEC穴の流路部分にスケールが付着することによる閉塞によって蒸気発生器の2次側水位の上下動が発生しており、伊方1号機も基本的には同一であるため、同様の事象が発生する可能性がある。	定期的な渦流探傷検査によりスケール付着傾向を監視し、必要に応じて目視点検を実施している。	スケール付着傾向は渦流探傷検査及びカメラによる目視検査により把握可能である。	渦流探傷検査等の結果に応じ、必要時には付着スケール除去のための洗浄を実施していく。	中長期
		管板及び給水入口管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料 6 - 1 (3/16) 伊方 1 号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化	初期き裂を想定しても、脆性破壊は起こらないと評価される。上部棚吸収エネルギー予測値を評価した結果JEAC4206で要求している68 J以上を満足していることを確認した。	定期的な超音波探傷検査及び計画的な監視試験を実施している。当初監視試験カプセルを6体挿入し、現在までに3体を取り出し健全性を評価している。残りのカプセルについても監視試験を計画的に行い、JEAC4201を踏まえつつ適切な活用及び評価を実施している。監視試験結果から、運転管理上の制限範囲（加熱冷却時制限曲線）及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。	現時点の知見において、胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。胴部（炉心領域部）材料の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査により確認していることから、保全内容として適切である。	関連温度上昇については脆化予測式の精度向上の観点から、また、使用済試験片の再生技術確立については、現時点で試験片の数量に不足はないものの、データ拡充による長期的な予測信頼性向上に取り組む観点から、国や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、その評価結果に基づき適切な時期での監視試験を計画する。なお、最新知見による脆化予測式に基づく評価結果が従来予測と大幅に異なる場合は、必要に応じて、使用済試験片の再装荷なども含めて、実機への適用を検討していく。	中長期
		スタッドボルトの疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な超音波探傷検査及び目視検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (4/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
容器	原子炉容器	インコネル600合金使用部位の応力腐食割れ	PWR1次系水質環境下で応力腐食割れ感受性を有している。応力条件として厳しい、炉内計装筒母材部内面及び表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合の炉内計装筒J溶接部については、応力腐食割れが発生する可能性は否定できない。しかしながら、炉内計装筒母材部内面、冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド、安全注入管台と安全注入管台セーフエンド、炉内計装筒と炉内計装筒セーフエンドとの溶接継手内面及び炉内計装筒J溶接部についてはレーザーピーニング（応力緩和）を施工したことから応力腐食割れが発生する可能性は小さいと考える。冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、1次冷却材接液部に耐応力腐食割れ性に優れたインコネル690合金をクラッド溶接施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと考える。	定期的な超音波探傷検査及びベアメタル検査等を実施している。	炉内計装筒母材部内面については応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、レーザー超音波探傷検査により有意な欠陥のないことを確認するとともに、レーザーピーニングを実施したことから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。 炉内計装筒J溶接部については、溶接部の表面仕上げ（バフ仕上げ）が行われていない場合には応力腐食割れ発生の可能性は否定できないが、第24回定期検査時（2007年度）にレーザーピーニングを施工しており、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。 冷却材入口管台と冷却材入口管台セーフエンド及び安全注入管台と安全注入管台セーフエンドの1次冷却材接液部に、レーザーピーニング（応力緩和）を施工していることから、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。冷却材出口管台については、冷却材出口管台と冷却材出口管台セーフエンドとの溶接継手内面を切削し、インコネル690合金のクラッド溶接施工を実施していることから、応力腐食割れが発生する可能性はないと考える。 応力腐食割れにより発生するき裂は超音波探傷検査及びベアメタル検査等により検知可能である。	保安院指示文書「加圧水型軽水炉の一次冷却材バウダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」（平成17・06・10 原院第7号 NISA-163a-05-2）に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査及びベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施していく。 また、国プロジェクト「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究」等により得られた知見を踏まえ、今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施， 中長期：2007年～2016年までに実施， 次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料 6 - 1 (5/16) 伊方 1 号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
容器	加圧器	スプレイライン用管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	主給水管貫通部(伸縮式配管貫通部)	伸縮継手の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な原子炉格納容器漏えい率試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。原子炉格納容器漏えい率試験で検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
配管 (ステンレス鋼)	余熱除去系統	母管の内面からの応力腐食割れ	通常運転時に使用されず、閉塞滞留部となり溶存酸素濃度が高くなる可能性があり、かつ、1次冷却材の流れの影響により高温となる可能性がある部位については、発生する可能性は否定できない。 なお、当該部については、第19回定期検査時(2000年度)及び第22回定期検査時(2004年度)にSUS304系からSUS316系に取替を実施している。	定期的な超音波探傷検査を実施している。	発生の可能性は否定できない。超音波探傷検査で検知可能である。	BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」などにより、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期
	1次冷却系統	母管の熱成層による疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が 1 以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (6/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
配管 (ステンレス鋼)	第2抽気系統配管 第1抽気系統配管 ドレン系統配管	母管の内面からの腐食(エロージョン)	凝縮水を含む蒸気が流れ、復水器等につながる配管では、高減圧部で流速が著しく増加し、エロージョンにより減肉が発生する可能性があるが、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難である。 伊方1号機では、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(1990年5月)に基づき社内管理マニュアルを策定し、以降は保安院指示文書等を受け、順次マニュアルの改訂を行い、これに基づき配管減肉の管理を実施している。超音波を用いた肉厚測定及び余寿命評価により、減肉傾向を管理することができるため、機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。	母管の内面からの腐食(エロージョン)に対しては、社内管理マニュアルに基づき、肉厚測定を実施し、その結果に応じて予防保全として配管取替を実施している。減肉測定の部位として偏流の影響を受ける部位等を選定し、測定ポイントを詳細に定めた上で、肉厚測定を実施している。また、余寿命に応じて次回点検時期を設定している。肉厚測定及びデータの管理にあたっては、検査装置から測定結果をパソコンに取り込める「2次系配管経年変化システム」を用いている。	健全性評価結果から判断して、母管の内面からの腐食(エロージョン)については、配管の肉厚測定結果を用いた余寿命管理に基づく検査、取替を継続していくことで、配管減肉の管理は可能と考える。 なお、エロージョンは、超音波による肉厚測定により把握可能であり、点検手法として適切である。	母管の内面からの腐食(エロージョン)については、計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握し、その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに、データの蓄積を図っていく。 また、2006年11月に発行された(社)日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」やプラントの検査結果による知見を踏まえて「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っている。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (7/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
配管 (炭素鋼)	主蒸気系統配管 主給水系統配管 グランド蒸気系統配管 低温再熱蒸気系統配管 補助蒸気系統配管 第3抽気系統配管 第2抽気系統配管 第1抽気系統配管 蒸気発生器ブローダウン系統配管 ドレン系統配管 復水系統配管	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)	高温水又は2相流体を内包する炭素鋼配管では流れの乱れが起きる箇所で、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があり、流速、水質、温度、当該部の形状等の使用条件から発生する可能性は推定できるが、個々の肉厚測定結果による進展評価以外に正確に定量的な評価を行うことは困難である。 伊方1号機では、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(1990年5月)に基づき社内管理マニュアルを策定し、以降は保安院指示文書等を受け、順次マニュアルの改訂を行い、これに基づき配管減肉の管理を実施している。 超音波を用いた肉厚測定及び余寿命評価により、減肉傾向を管理することができるため、機器の健全性に影響を与える可能性はないと考える。	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)に対しては、社内管理マニュアルに基づき、肉厚測定を実施し、その結果に応じて予防保全として配管取替を実施している。減肉測定の部位として偏流の影響を受ける部位等を選定し、測定ポイントを詳細に定めた上で、肉厚測定を実施している。また、余寿命に応じて次回点検時期を設定している。肉厚測定及びデータの管理にあたっては、検査装置から測定結果をパソコンに取り込める「2次系配管経年変化システム」を用いている。	健全性評価結果から判断して、母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については、配管の肉厚測定結果を用いた余寿命管理に基づく検査、取替を継続していくことで、配管減肉の管理は可能と考える。 なお、エロージョン・コロージョンは、超音波による肉厚測定により把握可能であり、点検手法として適切である。	母管の内面からの腐食(エロージョン・コロージョン)については、計画的に超音波による肉厚測定を実施し減肉傾向を把握し、その結果に応じて配管取替等の対応をしていくとともに、データの蓄積を図っていく。 また、2006年11月に発行された(社)日本機械学会「加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」やプラントの検査結果による知見を踏まえて「2次系配管経年変化調査マニュアル」の改訂を行っていく。 なお、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第3抽気系統配管については、肉厚測定による減肉傾向の把握及びデータ蓄積を継続して行い、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性評価を行う。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (8/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
配管 (炭素鋼)	主蒸気系統配管 主給水系統配管	母管の外面からの腐食(全面腐食)	塗装や防水措置(保温)を施しており、腐食する可能性は小さいが、塗装や防水措置(保温)が不十分であると、雨水等が浸入し、外面から腐食する可能性がある。	目視確認により、塗膜や防水措置(保温)の健全性確認を実施している。またエルボ及び配管合流部付近については、配管内面の減肉測定のため保温材を取り外した際、配管外面の腐食についても目視確認を行っている。	腐食する可能性は小さいと考えられるが、保温材を取り外すことの少ない直管部について、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し目視確認を行うことは有効である。	保温材を取り外すことの少ない直管部について、代表的なポイントを定め、定期的に保温材を取り外し目視確認を実施していく。	短期
配管 (1次冷却材管)	1次冷却材管	加圧器サージライン用管台の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な溶接部の超音波探傷検査及び漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。超音波探傷検査等で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後、実過渡回数に基づく評価を定期的の実施していく。	次回評価時

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (9/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
弁	化学体積制御系統 (玉形弁) 安全注入系統(スイング逆止弁)	弁箱の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な内面の目視検査を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。 疲労評価は実過渡回数に依存する。 目視検査で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	化学体積制御系統 (リフト逆止弁)	弁箱の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な漏えい試験を実施している。	現時点の知見において発生の可能性はない。 疲労評価は実過渡回数に依存する。 漏えい試験で検知可能である。	(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格環境疲労評価手法」等の知見を踏まえ、今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	電動装置 (事故時動作要求のある電動装置)	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下	長期的な経年劣化及び事故時雰囲気を考慮した評価の結果、電動装置の絶縁物は40年間の通常運転において絶縁性能は維持できる。	定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。	固定子コイル及び口出線・接続部品の急激な絶縁低下の可能性は小さいと考えるが、事故時動作要求がある電動装置の絶縁物については60年間の通常運転を想定した温度、放射線及び機械的劣化並びに設計想定事故時雰囲気による劣化を想定した健全性評価を行う必要がある。 絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能であり、点検手法として適切である。	電動装置の絶縁物の60年間の運転期間における温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり、今後その試験結果に基づく保全を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施， 中長期：2007年～2016年までに実施， 次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (10/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
炉内構造物	炉内構造物	制御棒クラスター案内管（案内板）の摩耗	制御棒クラスター案内管（案内板）については、第22回定期検査時（2004年度）の炉内構造物取替工事に合わせて、案内板板厚及び最小リガメントの増加により、耐摩耗性の向上を図っている。 現時点の知見においては、制御棒クラスター案内管（案内板）の摩耗が制御棒の案内機能に影響を及ぼす可能性はない。	定期的な全制御棒の落下試験を実施している。	摩耗が急激に進展する可能性は小さい。 全制御棒の落下試験により検知可能である。	構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように、（社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。	中長期
		炉心そのうち中性子照射による靱性低下	溶接部は応力集中がなく照射量が少ないため照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性は小さい。有意な欠陥を仮定した場合でも、中性子照射による靱性低下により不安定破壊が生じないことを確認した。	より照射量の厳しいバップルフォーマボルトにおいても、照射誘起型応力腐食割れ発生の可能性が小さいことを確認している。 炉心そのうちについては、定期的に上部炉内構造物及び下部炉内構造物を取り出して、可視範囲について水中テレビカメラによる目視検査を実施し、有意な欠陥がないことを確認している。	健全性が確認されているバップルフォーマボルトに比較して応力レベルが低く、照射量も少ないため、き裂が発生する可能性は小さい。また、有意な欠陥を仮定した場合でも不安定破壊発生の可能性はない。	構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように、（社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。また、国のプロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」や民間の技術開発、規格基準化に積極的に参画し、今後の保全に反映するか検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (11/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
炉内構造物	炉内構造物	バップルフォーマボルト等の照射誘起型応力腐食割れ	第22回定期検査時(2004年度)の炉内構造物取替工事で、バップルフォーマボルト等には耐照射誘起型応力腐食割れ性に優れた材料及び構造を採用しており、直ちに照射誘起型応力腐食割れが発生する可能性は小さい。	定期的な水中カメラによる目視検査を実施している。	バップルフォーマボルトについては、現時点の知見による損傷発生予測の結果、直ちに損傷が発生する可能性は小さい。万一、一部のボルトが損傷しても損傷ボルト本数の増加は緩やかで、炉心の健全性は確保可能である。 バレルフォーマボルトについては、応力腐食割れ発生の可能性は小さい。	構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が合理的に確保されるように、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等を踏まえ、今後の保全の必要性を検討する。また、国の研究プロジェクト「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」等により得られた知見についても、今後の保全に反映するか検討していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (12/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
ケーブル	高圧CAケーブル 高圧難燃CSHVケーブル 高圧CVケーブル 高圧難燃CVケーブル	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。	定期的に絶縁抵抗測定を行っている。また、設置後15定検経過したものについては定期的に絶縁診断（直流漏れ電流試験、tanδ試験他）を行い、有意な絶縁低下のないことを確認するとともに、傾向管理を行っている。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、絶縁抵抗測定及び絶縁診断で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期
	PAケーブル PSHVケーブル KKケーブル 難燃KKケーブル 難燃PHケーブル 難燃PSHVケーブル SHVAケーブル HVVケーブル 難燃SHVVケーブル SHVVケーブル VVケーブル VAケーブル 難燃VVケーブル EKケーブル 低圧難燃CSHVケーブル	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。	制御・計装用ケーブルについては定期的に系統機器の動作に異常のないことを確認し、絶縁低下による機能低下のないことを確認している。 電力用ケーブルについては定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、系統機器の動作確認又は絶縁抵抗測定で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (13/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
ケーブル	三重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル1 難燃三重同軸ケーブル2	絶縁体の絶縁低下	ケーブルの長期間の経年劣化を考慮した必要性能の評価方法による評価の結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。	定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。	現時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能である。	現在、より実機環境を模擬したケーブルの経年変化評価手法に関する検討が国プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」で実施されており、今後その成果の反映を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (14/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
コンクリート構造物及び鉄骨構造物	コンクリート構造物	強度低下	熱、放射線照射、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応（以下、「ASR」という。）及び機械振動により強度低下が急激に発生する可能性は極めて低い。	定期的な目視点検及び必要に応じたひび割れ補修や塗装の塗替えを実施している。 ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物は、ASRの収束状態が継続していることを監視している。	強度低下が急激に発生する可能性は極めて低い。強度低下に影響を及ぼす有害な欠陥についての定期的な状態確認、ひび割れ補修や塗装の塗替えは保全方法として適切である。 また、ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが見られる構造物において、ASRの収束状態が継続していることを監視することは保全方法として適切である。	ASR等によるひび割れの点検方法について、社内マニュアルを改訂するとともに、ASRに関する新たな知見を注視しつつ、必要に応じ対応を検討する等、さらなる保全の充実を図っていく。 ASRによる膨張に伴う表面ひび割れが発生している機器等の支持構造物については、さらに慎重を期すため、リバウンドハンマー等の非破壊試験を定期的実施することにより、強度に急激な経年劣化傾向が生じていないことを確認していく。 また、タービン架台については、柱傾斜等の計測を追加するとともに、研究開発中の非破壊による鉄筋破断調査手法の精度を向上させ、実機への適用を図っていく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施，中長期：2007年～2016年までに実施，次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (15/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	経年変化事象	健全性評価結果	現状保全	総合評価	長期保全計画	
						保全項目	実施時期
計測制御設備	1次冷却材圧力(広域) 1次冷却材圧力(狭域) 加圧器圧力 1次冷却材流量 加圧器水位	1次冷却材系統に接する計装配管の応力腐食割れ	計装配管のうち、1次冷却材系統に接するパラメータの計装用取出配管から計器元弁までの溶接部、及び計器元弁と計装配管部の溶接部については発生の可能性は否定できない。	定期的な1次冷却材系統漏えい試験を実施している。	現時点の知見より発生の可能性は否定できない。 1次冷却材系統漏えい試験で検知可能である。	BWRプラントにおいて接液表面硬化層等に起因すると考えられる応力腐食割れが発生し、国プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」などにより、現在材料データの拡充が図られていることから、その知見等がPWR水質環境下における今後の保全に反映すべきものであるか検討していく。	短期
空調設備	格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁低下	長期的な経年劣化及び事故時雰囲気を考慮した評価の結果、格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)駆動装置絶縁物は40年間の通常運転において絶縁性能は維持できる。	定期的に絶縁抵抗測定を行い、有意な絶縁低下のないことを確認している。	モータ(低圧モータ)の固定子コイル及び口出線・接続部品の急激な絶縁低下の可能性は小さいと考えるが、事故時動作要求がある格納容器空気モニタリング隔離弁(C/V側)電動装置の絶縁物については60年間の通常運転を想定した温度、放射線及び機械的劣化並びに設計想定事故時雰囲気による劣化を想定した健全性評価を行う必要がある。 絶縁低下は、絶縁抵抗測定で検知可能であり、点検手法として適切である。	電動装置の絶縁物の60年間の運転期間における温度、放射線及び機械的劣化並びに事故時雰囲気による劣化を想定した試験研究を実施中であり、今後その試験結果に基づく保全を検討していく。	短期

短期：2007年～2011年までに実施， 中長期：2007年～2016年までに実施， 次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

資料6-1 (16/16) 伊方1号機 高経年化技術評価に基づく長期保全計画

機種名	機器名	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	
						保全項目	実施時期
機械設備	加圧器サポート	加圧器スカート溶接部の疲労割れ	疲労評価を行い、疲れ累積係数が1以下。	定期的な浸透探傷検査を実施している。	現時点の知見においては発生する可能性はない。疲労評価は実過渡回数に依存する。浸透探傷検査により検知可能である。	今後実過渡回数に基づく評価を定期的実施していく。	次回評価時
	スタッドボルト、メカニカルアンカ、ケミカルアンカ	大気接触部（塗装なし部）の腐食（全面腐食）	運転開始後60年時点での推定腐食量を考慮した健全性評価の結果、機器の支持機能を喪失する可能性は小さい。	巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常のないことを確認している。	支持機能の低下の可能性は小さいと考えるが、実機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考える。巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことが確認可能である。	適切な機会を利用してサンプリング等により腐食・付着力等の調査を実施していく。	中長期
	ケミカルアンカ	樹脂の劣化	コンクリート埋設のため高温環境にさらされることはなく、紫外線、放射線、水分については実験データから、健全性が阻害される可能性は小さい。	巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常のないことを確認している。	支持機能の低下が進行する可能性は小さいと考えるが、実機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考える。巡視点検や定期検査時の試運転にて機器に異常な振動等がないことにより、支持機能に異常がないことを検知可能である。	適切な機会を利用してサンプリング等により樹脂の劣化等の調査を実施していく。	中長期

短期：2007年～2011年までに実施， 中長期：2007年～2016年までに実施， 次回評価時：次回高経年化技術評価で実施

7. まとめ

(1) 総合評価

伊方1号機のプラントを構成する機器・構造物について、高経年化技術評価を実施した結果、大部分の機器・構造物については、現状の保全を継続していくことにより、長期間の運転を仮定しても、安全に運転を継続することは可能との見通しを得た。

また、一部の機器・構造物については、高経年化への対応として新たに講じる必要がある保全項目が抽出されたが、これらについては長期保全計画として取りまとめ、具体的な保全計画に反映し、計画的に実施していくことにより、長期間の運転を仮定しても、安全に運転を継続することは可能との見通しを得た。

さらに、緊急性を有する課題ではないが、今後さらに充実すべき技術開発課題を抽出した。これらについては成果等を活用し、保全活動等に反映していく予定である。

(2) 今後の取組み

策定した長期保全計画については、伊方1号機の保守管理活動に反映し、2007年9月30日以降の最初の定期検査から原則的に定期事業者検査として計画的に実施していく。また、今回実施した高経年化技術評価及び長期保全計画の策定は、現在の最新知見に基づき実施したものであるが、今後以下に示すような運転経験や最新の知見等を踏まえ、適切な時期に再評価及び変更を実施していく。

- ・材料劣化に係る安全研究の成果
- ・これまで想定していなかった部位等における経年劣化事象が原因と考えられる国内外の事故・トラブル
- ・関係法令の制定及び改廃
- ・原子力安全・保安院からの指示
- ・材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃

なお、これらの再評価及び変更にあたっては、「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会高経年化対策検討委員会」及び（独）原子力安全基盤機構に設置された「技術情報調整委員会」等の審議結果並びに（社）日本原子力学会「原子力発電所の高経年化対策実施基準」の動向も踏まえ、実施していく。

当社は、高経年化技術評価等の活動を通じて、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