

原子力発第08174号
平成20年10月30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（平成19年7月18日付け原子力発第07074号にて一部変更報告）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 変更内容

以 上

伊方発電所第1号機

高経年化技術評価等報告書

変更内容

平成18年9月

(平成19年7月一部変更)

(平成20年10月一部変更)

四国電力株式会社

6. 今後の高経年化対策

6. 1 長期保全計画の策定

(2) 現状保全に追加すべき項目

の記述のうち、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」を以下のとおりとする。

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
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。	1	余熱除去系統配管等*の内面から の応力腐食割れについては、原子 力安全基盤機構による安全研究 「原子力用ステンレス鋼の耐応力 腐食割れ実証事業」およびその 他の安全基盤研究の成果が得られ た場合には、保全への適用の要否 を判断し、要の場合には実施計画 を策定する。 *：余熱除去系統配管(母管) 1次冷却材系統に接する計装 配管 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	短期
計測制御 設備	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。			

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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（パフ仕上げ）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、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（パフ仕上げ）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。	2	原子炉容器のニッケル基合金（インコネル600合金）の応力腐食割れについては、以下の事項を行う。 ①原子力安全・保安院指示文書「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）に指示されている手法・頻度（超音波探傷検査およびベアメタル検査・供用期間中検査時）で検査を実施する。 ②原子力安全基盤機構による安全研究「ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価技術実証」およびその他の安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	①短期（終了は中長期） ②短期

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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。	3	炉内構造物のステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れについては、以下の事項を行う。 火力原子力発電技術協会「PWR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」、原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」およびその他の安全基盤研究の成果に基づき、今後の保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
ポンプ	余熱除去ポンプ	主軸のフレッキング疲労割れ	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。	4	余熱除去ポンプ主軸のフレッキング疲労割れについては、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規定に定めて実施する。	短期 (終了は 中長期)

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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 肉測定の一部位と 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。	5	第2抽気系統配管等*1のステンレス鋼 配管の母管の内面からの腐食(エロージ ョン)、および主蒸気系統配管等*2の炭 素鋼配管の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、 以下の事項を行う。 ①日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に 関する技術規格 JSME S CA1-2005」およ びプラントの検査結果に基づき、配管減 肉管理に係る社内規定の改訂を行う。 ②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、今後の減肉進展の実測デ ータを反映した耐震安全性の再評価を実 施する。 *1：第2抽気系統配管 第1抽気系統配管 ドレン系統配管 *2：主蒸気系統配管 主給水系統配管 グラウンド蒸気系統配管 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	短期 (終了は 中長期)

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
配管 (炭素鋼)	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気系統配管 ・主給水系統配管 ・グラント蒸気系統配管 ・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)	<p>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、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	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。	5	<p>第2抽気系統配管等*¹のステンレス鋼配管の母管の内面からの腐食(エロージョン)、および主蒸気系統配管等*²の炭素鋼配管の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、以下の事項を行う。</p> <p>①日本機械学会「発電用原子力設備規格加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S CA1-2005」およびプラントの検査結果に基づき、配管減肉管理に係る社内規定の改訂を行う。</p> <p>②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、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>*1：第2抽気系統配管 第1抽気系統配管 ドレン系統配管</p> <p>*2：主蒸気系統配管 主給水系統配管 グラント蒸気系統配管 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</p>	短期 (終了は 中長期)

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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。	6	主蒸気系統配管等*の炭 素鋼配管の母管の腐食 (外面からの全面腐食) については、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 視確認を実施する。 *：主蒸気系統配管 主給水系統配管	短期 (終了は 中長期)
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。	7	蒸気発生器の伝熱管の スケール付着につい ては、汚れ係数からのスケ ール付着の評価結果に 基づき、スケール除去の 要否を判断し、要の場合 には実施計画を策定す る。	中長期

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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。	8	蒸気発生器の管支持板穴へのスケール付着については、渦流探傷検査または目視検査の結果に基づき、付着スケール除去の要否を判断し、要の場合には洗浄を実施する。	中長期
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く。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。	9	原子炉容器の胴部（炉心領域部）の中性子照射脆化については、最新知見による脆化予測式で評価を行うとともに、従来の予測と乖離する場合には、使用済試験片の再装荷の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
炉内構造物	炉内構造物	炉心そうの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。 炉心そうについては、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。	10	炉内構造物の炉心そうの中性子照射による靱性低下については、以下の事項を行う。 火力原子力発電技術協会「PWR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」、原子力安全基盤機構による安全研究「照射誘起型応力腐食割れ評価技術開発」およびその他の安全基盤研究の成果に基づき、今後の保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
		制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗	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。	11	炉内構造物の制御棒クラスタ案内管（案内板）の摩耗については、火力原子力発電技術協会「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン」および日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」に基づき、今後の保全の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	12	高圧CAケーブル等*の絶縁体の絶縁低下については、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」の成果が得られた場合には、保全への適用の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *：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 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 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	短期 (終了は 中長期)
	<ul style="list-style-type: none"> ・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。			

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
ケーブル	<ul style="list-style-type: none"> ・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。	12	高圧CAケーブル等*の絶縁体の絶縁低下については、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」の成果が得られた場合には、保全への適用の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。 *：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 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 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	短期 (終了は 中長期)

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
弁	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。	13	事故時動作要求のある電 動装置のモータ（低圧モ ータ）の固定子コイルお よび口出線・接続部品の 絶縁低下については、60 年間の運転期間における 温度、放射線、機械的劣 化および事故時雰囲気に よる劣化を想定した試験 結果について、保全への 適用の要否を判断し、要 の場合には実施計画を策 定する。	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。			

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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。	14	コンクリート構造物の 強度低下については、 以下の事項を行う。 ①ひび割れの点検方法に 関する社内規定を改訂 するとともに、アルカリ 骨材反応に関する安全 基盤研究の成果が得 られた場合には、保全 への適用の要否を判断 し、要の場合には実施 計画を策定する。 ②アルカリ骨材反応に よる膨張に伴う表面ひ び割れが発生している 機器の支持構造物につ いては、リバウンドハン マーまたはその他の非 破壊試験による点検を 定期的実施する。 ③タービン架台につ いては、柱の傾きおよ び梁のたわみの計測を 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 への適用を図る。	短期 (終了は 中長期)

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
機械設備	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, 支持機能に異常な 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。	15	スタッドボルト等* の大気接触部の腐 食については, 機 器の取替を行う 場合, 調査を実施 する。 *: スタッドボルト メカニカルアン カ ケミカルアンカ	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。	16	ケミカルアンカの 樹脂の劣化につ いては, ケミカル アンカの取替を 行う場合, 調査 を実施する。	中長期

短期：平成19年9月30日から5年間， 中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	実施時期
ポンプ	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。	17	原子炉容器のスタッドボルト等*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。 *：1次冷却材ポンプ（ケーシング（吐出ノズル）） 蒸気発生器（管板および給水入口管台） 原子炉容器（スタッドボルト） 加圧器（スプレイライン用管台） 主給水ライン貫通部（伸縮式配管貫通部）（伸縮継手） 1次冷却系統配管（母管） 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 化学体積制御系統（玉形弁）（弁箱） 安全注入系統（スイング逆止弁）（弁箱） 化学体積制御系統（リフト逆止弁）（弁箱） 加圧器サポート（加圧器スカート溶接部）	中長期
熱交換器	蒸気発生器	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。			
容器	原子炉容器	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。			

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 部位名	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		
						No.	保守管理の項目	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。	定期的ない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。	17	原子炉容器のスタッドボルト等*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。 *：1次冷却材ポンプ（ケーシング（吐出ノズル）） 蒸気発生器（管板および給水入口管台） 原子炉容器（スタッドボルト） 加圧器（スプレイライン用管台） 主給水ライン貫通部（伸縮式配管貫通部）（伸縮継手） 1次冷却系統配管（母管） 1次冷却材管（加圧器サージライン用管台） 化学体積制御系統（玉形弁）（弁箱） 安全注入系統（スイング逆止弁）（弁箱） 化学体積制御系統（リフト逆止弁）（弁箱） 加圧器サポート（加圧器スカート溶接部）	中長期
	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。	定期的ない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。			
配管（ステンレス鋼）	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。	定期的ない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。			
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。	定期的ない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。			

短期：平成19年9月30日から5年間、中長期：平成19年9月30日から10年間

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 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		
						No.	保守管理の項目	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 勞割れ	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。	17	原子炉容器のスタッドボルト等*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。 *：1次冷却材ポンプ(ケーシング(吐出ノズル)) 蒸気発生器(管板および給水入口管台) 原子炉容器(スタッドボルト) 加圧器(スプレイライン用管台) 主給水ライン貫通部(伸縮式配管貫通部)(伸縮継手) 1次冷却系統配管(母管) 1次冷却材管(加圧器サージライン用管台) 化学体積制御系統(玉形弁)(弁箱) 安全注入系統(スイング逆止弁)(弁箱) 化学体積制御系統(リフト逆止弁)(弁箱) 加圧器サポート(加圧器スカート溶接部)	中長期
	化学体積 制御系統 (リフト 逆止弁)	弁箱の疲 勞割れ	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。			
機械設 備	加圧器サ ポート	加圧器ス カート溶 接部の疲 勞割れ	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。			

短期：平成19年9月30日から5年間，中長期：平成19年9月30日から10年間

6. 今後の高経年化対策

6. 2 長期保全計画の実施

の記述を以下のとおりとする。

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号機の保全計画に反映し、当該プラントが運転開始後30年を迎える平成19年9月30日を始期とした10年間の適用期間で計画的に実施していくこととする。

長期保全計画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19年9月30日から5年間
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、または技術開発成果等の新知見が5年以内に得られる見通しがたっているもの等
- ・中長期：平成19年9月30日から10年間
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更に充実を図るもの、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