

原子力発電所の高経年化対策の評価について

平成16年3月18日
経済産業省
原子力安全・保安院

当院は、次の4プラントに関して、設置者が実施した高経年化対策の検討の結果について、学識経験者の専門的意見を聴取しつつ、この度、その評価結果をとりまとめ、本日の原子力安全委員会に別添のとおり報告しましたので、お知らせいたします。

【今回の評価プラント】

- ①関西電力(株)高浜発電所1号機
(加圧水型、電気出力826MW、運転開始：昭和49年11月)
- ②関西電力(株)高浜発電所2号機
(加圧水型、電気出力826MW、運転開始：昭和50年11月)
- ③中国電力(株)島根原子力発電所1号機
(沸騰水型、電気出力460MW、運転開始：昭和49年3月)
- ④九州電力(株)玄海原子力発電所1号機
(加圧水型、電気出力559MW、運転開始：昭和50年10月)

(お問い合わせ先)

原子力安全・保安院原子力発電検査課

担当者：野田、前田

電話：03-3501-9547 (直通)

原子力発電所の高経年化対策の評価について（概要）

平成 16 年 3 月 18 日
経 済 産 業 省
原子力安全・保安院

当省は、高浜発電所 1、2 号機、島根原子力発電所 1 号機及び玄海原子力発電所 1 号機に関して、関西電力株式会社、中国電力株式会社及び九州電力株式会社がそれぞれ検討した高経年化対策について、学識経験者の専門的意見を聴取しつつ、この度、その評価結果をとりまとめた。

当省としては、今後、設置者の長期保全計画が適切に実行されているか否かについて、設置者における保全活動に対する保安検査等で確認していくこととしている。

1. 概要

(1) 高経年化対策の経緯

当省は、平成 8 年 4 月に「高経年化に関する基本的な考え方」をとりまとめ、高経年化対策の基本方針を示すとともに、設置者が原子力発電所の運転開始後 30 年を目途に、原子力発電所を構成する各機器・構築物に対し高経年化に関する技術評価を実施し、それ以降の具体的保全計画を策定することが適切であるとされた。

この「高経年化に関する基本的な考え方」について、原子力安全委員会は平成 10 年 11 月にこれを妥当なものと認めた。

これまでに当省は、日本原子力発電株式会社、関西電力株式会社及び東京電力株式会社が、それぞれ実施した敦賀発電所 1 号機、美浜発電所 1 号機、美浜発電所 2 号機、福島第一原子力発電所 1 号機及び福島第一原子力発電所 2 号機の高経年化対策の検討の結果を評価した。

平成 15 年 10 月からは、高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定について法令上の位置づけを明確にすることとし、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）にその実施（10 年を超えない期間ごとの再評価を含む。）の義務規定を整備するとともに、保安規定の要求事項とした。

(2) 今回の評価プラント

今回、関西電力株式会社、中国電力株式会社及び九州電力株式会社（以下「3設置者」という。）は、それぞれ高浜発電所1号機及び2号機、島根原子力発電所1号機並びに玄海原子力発電所1号機（以下「4プラント」という。）の高経年化対策の検討結果を「高経年化対策に関する報告書」（平成15年12月）としてとりまとめ、公表した。

(3) 当省は、これらの4プラントの高経年化対策に関して逐次これらの3設置者からヒアリングを実施し、学識経験者の専門的意見を聴きつつ、この度、当省としての評価結果をとりまとめたものである。（別紙参照）

2. 設置者の報告書の内容

(1) 技術評価の内容

- 運転開始後60年間を仮定し、安全上重要な機器・構築物の経年変化する事象（減肉、割れ、材料劣化、絶縁低下等）に関する健全性を評価している。
- 技術評価を以下の観点から実施している。
 - 一現時点の知見（評価時点までのこれまでの運転経験等）に基づき経年変化する事象の影響分析を実施。
 - 一分析結果を踏まえ、現状の保全活動の有効性及び新たな保全策追加の必要性の評価を実施。
- また併せて、考慮すべき腐食等の経年変化する事象が耐震安全性に及ぼす影響についても評価している。
- 技術評価の結果、大部分の機器について、現状の保全活動を実施していくことで、長期健全性が確保される。
- また、一部の機器について、現状の保全活動を充実すべきものとして新たな保全策が抽出された。

(2) 長期保全計画の内容

- 現状の保全活動を充実すべきものとして抽出された新たな保全策と、その実施時期とをとりまとめた10年間の保全計画。
- 4プラントのそれぞれについて抽出された新たな保全策は、別図1～4のとおり。これらの新たな保全策は、現状の保全活動を充実すべきものとして、営業運転開始後30年経過時点から順次計画的に保全活動に反映、実施される。

(3) 関連する研究開発への取組

- 技術開発課題の抽出・実施と今後の技術開発成果の保全計画への適時反映を図る。
- 原子炉圧力容器の中性子照射脆化、ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れ、ニッケル基合金の応力腐食割れに関する技術開発を実施中である。

3. 評価結果の要旨

- 3設置者の報告書を精査した結果、安全機能を有するすべての機器・構築物に対して経年変件事象に関する技術的な評価を実施しており、それらの膨大な数にのぼる機器・構築物を合理的に評価する上で、技術評価の方法は適切なものであると評価する。

また、策定された保全計画の内容については、最新の知見を保全活動に反映する観点から、設置者の評価以降の至近の知見として、海外での運転経験である沸騰水型原子炉の原子炉圧力容器管台の溶接部（インコネル182合金使用部位）におけるひび割れの教訓を反映した保全策を加えることで、現時点の知見に照らして、問題はないものと判断する。

- 経年変化評価技術等の研究開発については、当省は、重要な研究開発課題との認識に立って、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、応力腐食割れ等に関する評価技術等の国の研究プロジェクトを実施しているところである。設置者においても、高経年化に関する技術評価に当たってはさらなる知見の蓄積が重要であるとの認識の下に、国内外の技術開発状況を踏まえ、自らも技術開発を実施しており、国の研究プロジェクト及び自ら実施している技術開発の成果等を保全活動に反映するとしていることから、この取組は適切なものであると評価する。今後、技術開発成果はもとより、国内外における経年変件事象に関する有用な成果や知見等が得られた場合には、適時適切に保全活動に取り入れその向上を図っていくことが重要である。

4. 当省は、今後、3設置者の長期保全計画が適切に実行されているか否かについて、3設置者における保全活動に対する保安検査等で確認していくこととする。

5. 高経年化に関する技術評価及び長期保全計画については、10年を超えない期間ごとに再評価を法令上要求している。この再評価においては、それまでの約10年間に蓄積される経年変件事象に関する運転経験や知見等の反映状

況について評価を行い、必要な対策等を検討することとなる。当省はこれを評価することとしている。

(別紙)

1. 今回の評価プラント

- ①関西電力株式会社 高浜発電所1号機
(加圧水型、電気出力826MW、運転開始：昭和49年11月)
- ②関西電力株式会社 高浜発電所2号機
(加圧水型、電気出力826MW、運転開始：昭和50年11月)
- ③中国電力株式会社 島根原子力発電所1号機
(沸騰水型、電気出力460MW、運転開始：昭和49年3月)
- ④九州電力株式会社 玄海原子力発電所1号機
(加圧水型、電気出力559MW、運転開始：昭和50年10月)

2. 過去に評価を実施したプラント

- (1) 平成11年2月公表(同日、原子力安全委員会報告)
 - ① 日本原子力発電株式会社 敦賀発電所1号機
(沸騰水型、電気出力357MW、運転開始：昭和45年3月)
 - ② 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所1号機
(沸騰水型、電気出力460MW、運転開始：昭和46年3月)
 - ③ 関西電力株式会社 美浜発電所1号機
(加圧水型、電気出力340MW、運転開始：昭和45年11月)
- (2) 平成13年6月公表(同日、原子力安全委員会報告)
 - ① 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所2号機
(沸騰水型、電気出力784MW、運転開始：昭和49年7月)
 - ② 関西電力株式会社 美浜発電所2号機
(加圧水型、電気出力500MW、運転開始：昭和47年7月)

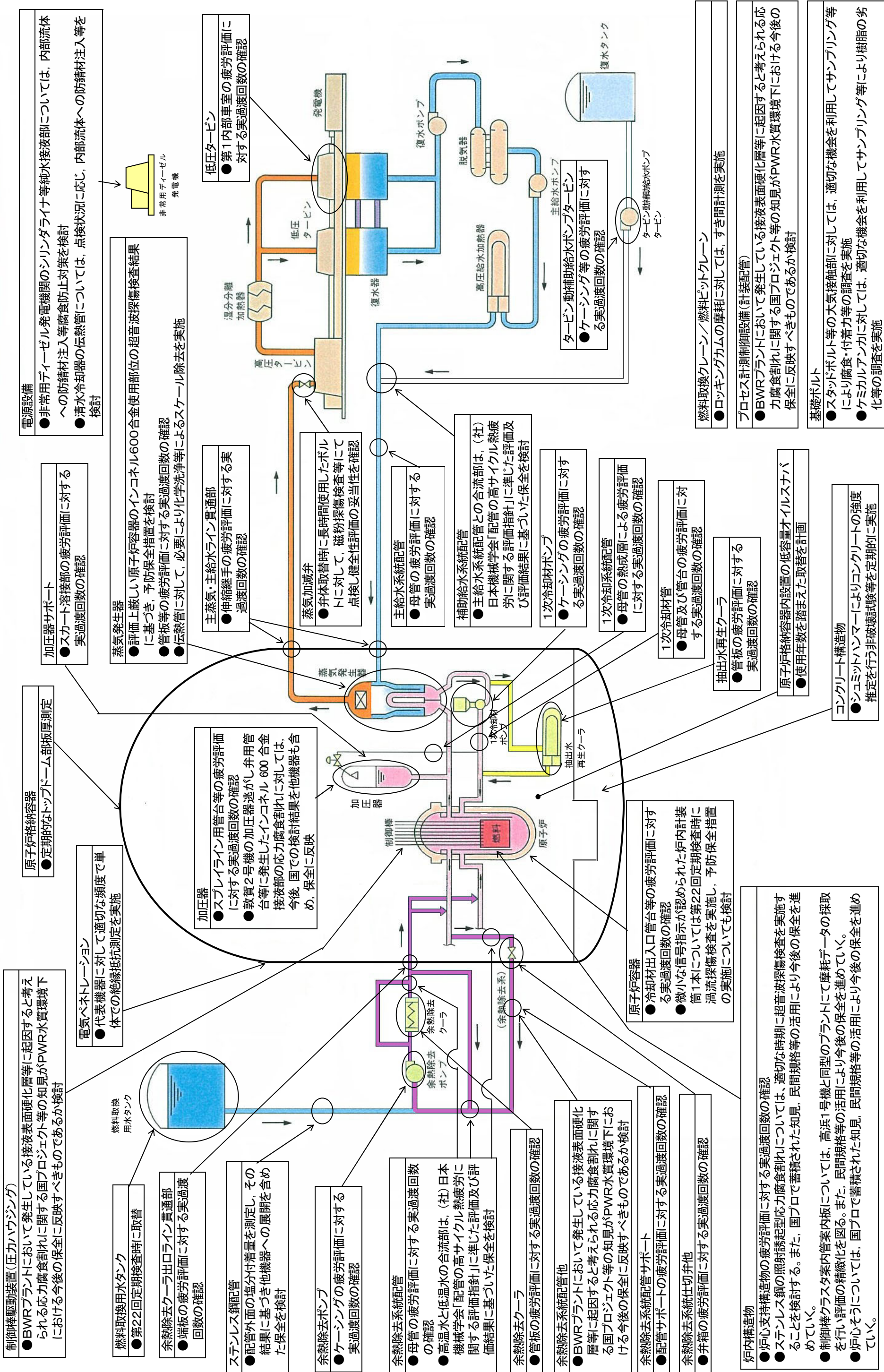


図-1 高浜発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

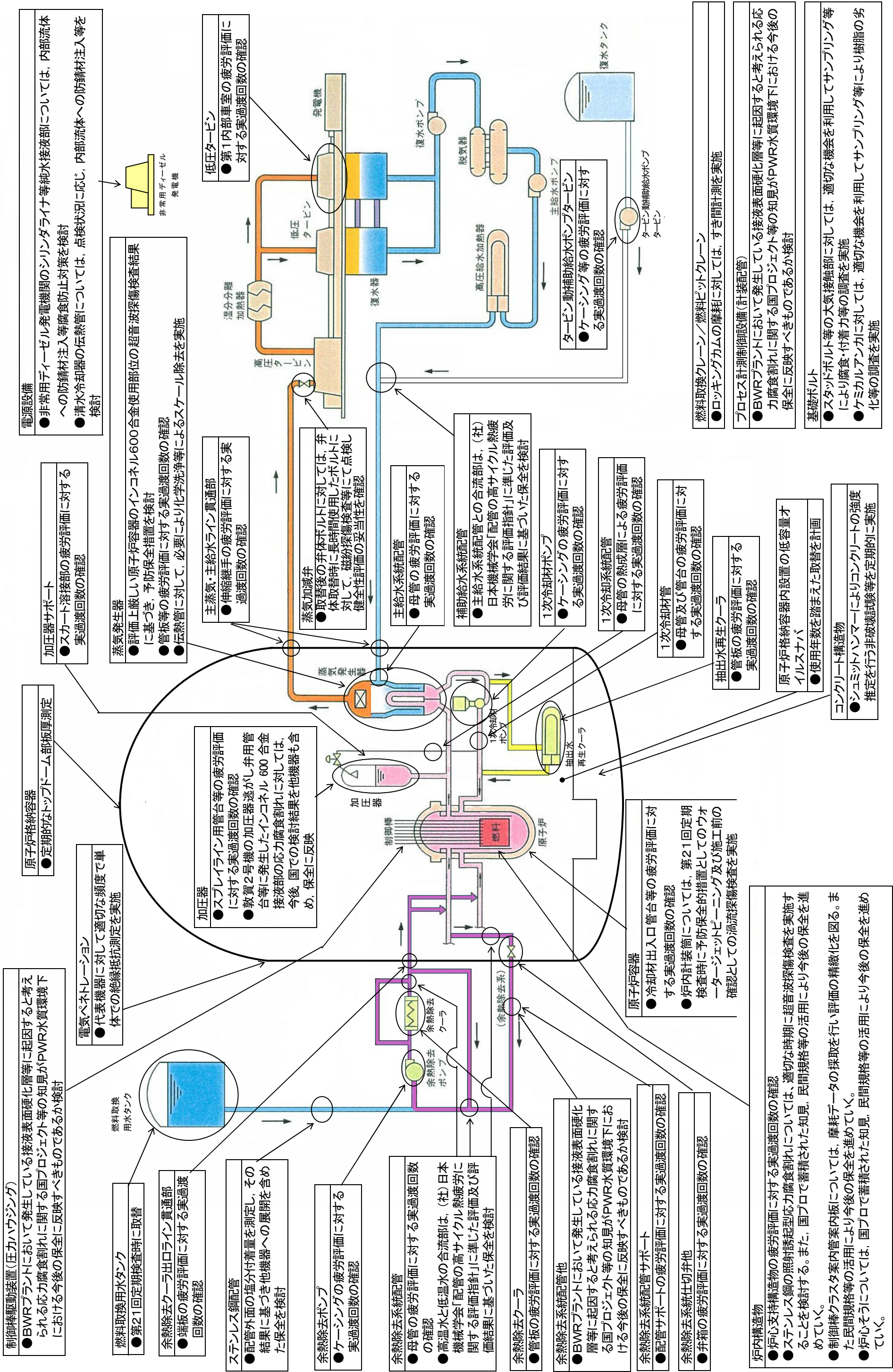


図-2 高浜発電所2号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

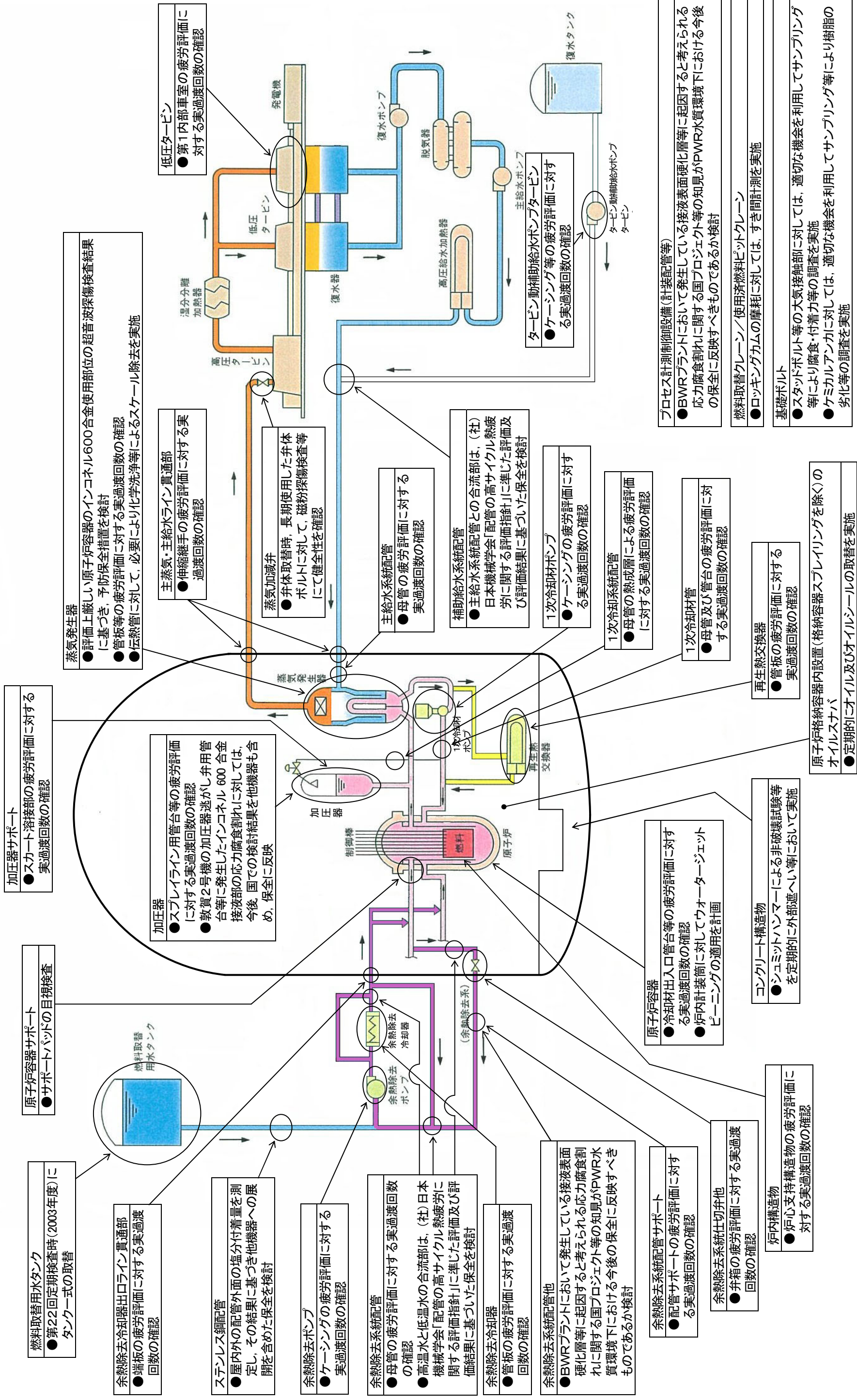
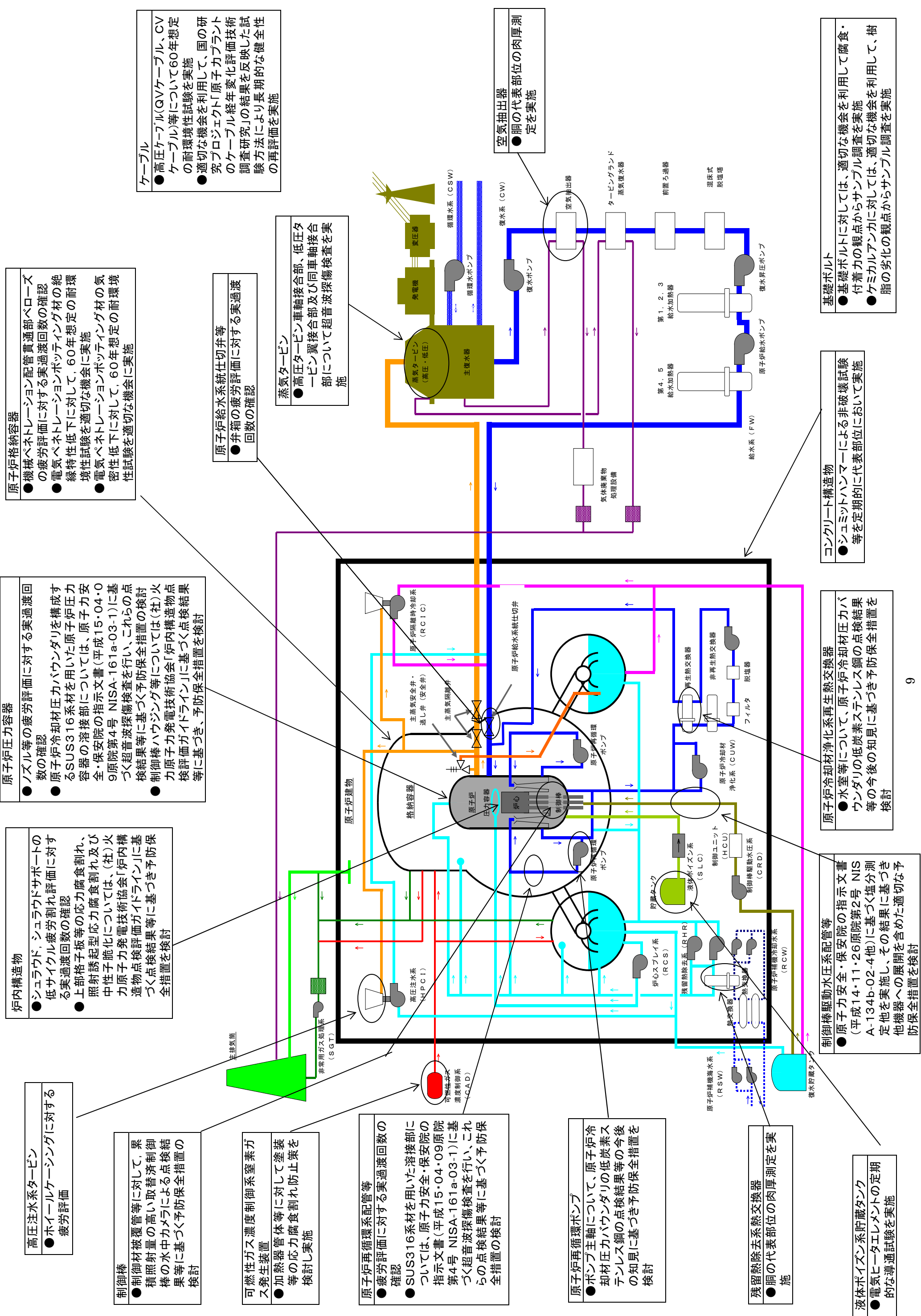


図-3 玄海原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画



高圧注水タービン

- ホイールケーシングに対する疲労評価

制御棒

- 制御棒被覆管等に対して、累積照射量の高い取替済制御棒の水中カメラによる点検結果等に基づき予防保全措置の検討

可燃性ガス濃度制御室素ガス発生装置

- 加熱器管体等に対して塗装等の応力腐食割れ防止策を検討し実施

原子炉再循環系配管等

- 疲労評価に対する実過渡回数確認
- SUS316系材を用いた溶接部については、原子力安全・保安院の指示文書(平成15・04・09原院第4号 NISA-161a-03-1)に基づき超音波探傷検査を行い、これらの点検結果等に基づき予防保全措置の検討

原子炉再循環ポンプ

- ポンプ主軸について、原子炉冷却材圧カバウンダリの低炭素ステンレス鋼の点検結果等の今後の知見に基づき予防保全措置を検討

残留熱除去系熱交換器

- 胴の代表部位の肉厚測定を実施

液体ボイズン系貯蔵タンク

- 電気ヒータエレメントの定期的な導通試験を実施

炉内構造物

- シュラウド、シュラウドサポートの低サイクル疲労割れ評価に対する実過渡回数確認
- 上部格子板等の応力腐食割れ、照射誘起型応力腐食割れ及び中性子脆化については、(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検結果等に基づき予防保全措置を検討

原子炉圧力容器

- ノズル等の疲労評価に対する実過渡回数確認
- 原子炉冷却材圧カバウンダリを構成するSUS316系材を用いた原子炉圧力容器の溶接部については、原子力安全・保安院の指示文書(平成15・04・09原院第4号 NISA-161a-03-1)に基づく超音波探傷検査を行い、これらの点検結果等に基づき予防保全措置の検討
- 制御棒ハウジング等については(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検結果等に基づき、予防保全措置を検討

原子炉格納容器

- 機械ペネトレーション配管貫通部ペロースの疲労評価に対する実過渡回数確認
- 電気ペネトレーションポッティング材の絶縁特性低下に対して、60年想定耐環境試験を適切な機会に実施
- 電気ペネトレーションポッティング材の気密性低下に対して、60年想定耐環境試験を適切な機会に実施

原子炉給水系統仕切弁等

- 弁箱の疲労評価に対する実過渡回数確認

蒸気タービン

- 高圧タービン車軸接合部、低圧タービン翼接合部及び同車軸接合部について超音波探傷検査を実施

ケーブル

- 高圧ケーブル(QVケーブル、CVケーブル)等について60年想定耐環境試験を実施
- 適切な機会を利用して、国の研究プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の結果を反映した試験方法により長期的な健全性の再評価を実施

空気抽出器

- 胴の代表部位の肉厚測定を実施

コンクリート構造物

- シュミットハンマーによる非破壊試験等を定期的に代表部位において実施

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器

- 水室等について、原子炉冷却材圧カバウンダリの低炭素ステンレス鋼の点検結果等の今後の知見に基づき予防保全措置を検討

制御棒駆動水圧系配管等

- 原子力安全・保安院の指示文書(平成14・11・26原院第2号 NISA-A-134b-02-4他)に基づき塩分測定他を実施し、その結果に基づき他機器への展開を含めた適切な予防保全措置を検討

基礎ボルト

- 基礎ボルトに対しては、適切な機会を利用して腐食・付着力の観点からサンプル調査を実施
- ケミカルアンカに対しては、適切な機会を利用して、樹脂の劣化の観点からサンプル調査を実施

図-4 島根原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

原子力発電所の高経年化対策の評価について

関西電力株式会社高浜発電所1号機

関西電力株式会社高浜発電所2号機

九州電力株式会社玄海原子力発電所1号機

中国電力株式会社島根原子力発電所1号機

平成16年3月
経済産業省
原子力安全・保安院

目 次	ページ
1. はじめに.....	1
2. 高経年化を検討する意義.....	3
3. 高経年化に関する技術評価の方針.....	4
4. 設置者の高経年化対策に関する報告書.....	6
4. 1 設置者の技術評価の方法	6
4. 2 設置者の技術評価結果と長期保全計画.....	12
4. 2. 1 総括事項.....	12
4. 2. 2 長期保全計画.....	12
4. 3 設置者による技術開発課題の抽出.....	13
5. 当省の評価.....	15
6. 長期保全計画の実施状況の確認.....	16
7. 技術開発の推進.....	20
7. 1 国の研究プロジェクト.....	20
7. 2 設置者の技術開発プロジェクト.....	23
8. おわりに.....	24
（別紙1）高浜発電所1号機の長期保全計画.....	29
（別紙2）高浜発電所2号機の長期保全計画.....	35
（別紙3）玄海原子力発電所1号機の長期保全計画.....	41
（別紙4）島根原子力発電所1号機の長期保全計画.....	45

1. はじめに

我が国の商業用軽水型原子力発電所は、営業運転を開始してから30年を経過したものがみられるようになり、原子力発電所の高経年化について国民の関心が高まっている。

当省は、平成8年4月に「高経年化に関する基本的な考え方」をとりまとめ、高経年化対策の基本方針を示すとともに、軽水型原子力発電所を設置する者（以下「設置者」という。）が原子力発電所の運転開始後30年を目途に、原子力発電所を構成する各機器・構築物に対し高経年化に関する技術評価を実施し、それ以降の具体的保全計画を策定することが適切であるとした。

この「高経年化に関する基本的な考え方」について、原子力安全委員会は平成10年11月にこれを妥当なものと認めるとともに、今後の高経年化対応活動を計画的・体系的に行うことを目的として、定期安全レビュー¹に有効に組み込んで評価することを推奨した。

当省は、平成11年2月に、「電気事業者の原子力発電所高経年化対策の評価及び今後の高経年化に関する具体的取組について」において、今後は高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定を定期安全レビューに組み込んで評価することとした。

これらの活動について、当省は法令上の位置づけを明確にすることとし、平成15年10月から「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（昭和53年通商産業省令第77号）（以下「実用炉規則」という。）の第15条の2（原子炉施設の定期的な評価）としてその実施（10年を超えない期間ごとの再評価を含む。）の義務規定を整備するとともに、第16条（保安規定）に追加規定することにより「原子炉施設の定期的な評価」を保安規定の要求事項としたところである。

これまでに当省は、日本原子力発電株式会社、関西電力株式会社及び東京電力株式会社が、それぞれ検討した敦賀発電所1号機、美浜発電所1号機及び福島第一原子力発電所1号機の高経年化対策を平成11年2月に評価するとともに、関西電力株式会社及び東京電力株式会社が、それぞれ検討した美浜発電所2号機及び福

¹ 設置者が原子力発電所の運転開始以来行ってきた保安活動に関して、運転開始以降10年を超えない期間ごとに安全に関わる諸特性の振舞いについて調査・分析し、また、内外の原子力発電所の運転経験や原子力安全に関わる最新の技術的知見に照らして、その反映状況を調査・分析し、さらに確率論的安全評価も併せて用いて総括し、必要に応じて安全性向上のために有効な追加措置を抽出、実施する取組。

島第一原子力発電所2号機の高経年化対策を平成13年6月に評価した。

今回は、関西電力株式会社、九州電力株式会社及び中国電力株式会社(以下「3設置者」という。)が、それぞれ高浜発電所1号機及び2号機、玄海原子力発電所1号機並びに島根原子力発電所1号機(以下「4プラント」という。)の高経年化対策について、原子力発電所を構成する機器・構築物のうち安全機能を有するすべての機器・構築物に対して経年変換事象に関する技術的な評価を実施するとともに、高経年化の観点から、現状の保全計画を充実する新たな保全策を抽出し、それを長期保全計画として取りまとめた。

当省では、これらの3設置者が検討した高経年化対策について、国内外の運転経験や研究開発等、最新の知見を踏まえるとともに、経済産業大臣が委嘱する学識経験者の専門的意見を聴きつつ、評価を行った。

本報告書はこれらの評価結果をとりまとめたものである。

2. 高経年化を検討する意義

一般に機器・構築物には、力学環境、熱的環境、放射線環境等に長期間置かれることによって、材料の物性値や性状が変化するいわゆる経年変換事象が出現することが知られている。原子力発電所の場合、疲労¹、熱時効²、中性子照射脆化³、応力腐食割れ⁴、腐食等が指摘されている。

これらの経年変換事象は、一般に運転年数の長いものから先に顕在化するものと考えられるが、現在の我が国の原子力発電所の運転年数と年間トラブルの発生件数を比較しても、運転年数の増加に伴ってトラブルの件数が増加するという傾向にはなく、高経年化が現時点で直ちに安全上の問題になっている訳ではない。

しかしながら、運転を開始してから一定の期間が経過した原子力発電所について、より長期間の運転を想定した場合、新たに経年変換事象が顕在化したり、進展したりする可能性は否定できない。このため、営業運転を開始した日以後30年を経過するまでに、国内外の運転経験を含む最新の技術的知見を踏まえて、機器ごとにきめ細かく精査すべき点や管理方法等について検討することは、原子力発電所の安全性・信頼性を維持していく上で重要である。

また、この経年変化に関する技術的な評価の成果を、今後の原子力発電所の保全活動の充実や、技術開発項目の抽出等に結びつけることは、より高度な安全管理を行う観点から意義のあることと考える。

¹ 材料は繰り返し応力のもとでは、静的強度よりはるかに低い応力によっても破壊を起こす。このような現象を疲労という。

² 温度の影響で経過時間とともに金属材料の性質が変化する現象を熱時効という。オーステナイト相とフェライト相の2相からなる2相ステンレス鋼は、原子炉運転温度である約300℃以上の温度に長期間保たれることにより、材料の靱性が低下する。

³ 中性子の照射を受けると金属材料は非常に微小な欠陥(析出物、マイクロボイド)が生じ、靱性(破壊に対する抵抗)の低下が生じる。原子炉容器の炉心領域においては、中性子照射とともに遷移温度の上昇と上部棚領域の靱性が低下することが知られている。中性子照射脆化の程度は、材料中のCu、P等の不純物の含有量にも依存するが、日本の原子炉容器に使われている材料は米国に比してこれらの不純物量は一般に低くなっている。

⁴ 引張応力を受ける材料が腐食環境下で、通常の破壊応力より低い応力で割れを生じる現象を応力腐食割れという。材料、環境、応力の三者が特定の条件を満足するときのみに発生する。

3. 高経年化に関する技術評価の方針

原子力発電所を構成する機器・構築物には安全機能を有する機器・構築物を初め膨大な数の機器・構築物があるが、これまで適切な頻度での点検、検査、補修・取替を組み合わせた適切な保全を行うことにより、その必要とする機能が維持されてきている。

当省は、運転期間が長期化した原子力発電所の健全性をどのように評価するか、今後どのように対応していくか等を検討し、平成8年4月に「高経年化に関する基本的な考え方」をとりまとめ、この考え方にに基づき高経年化対策を実施していくことを設置者に要請した。

高経年化に関する技術評価は、この「高経年化に関する基本的な考え方」、「電気事業者の原子力発電所高経年化対策の評価及び今後の高経年化に関する具体的取組について」(平成11年2月資源エネルギー庁)及び「軽水型原子力発電所の定期的な評価の実施について」(平成15・12・04 原院第1号 NISA-161a-03-2)において示された次の方針に基づき、実施される必要がある。

- ① 軽水型原子力発電所を構成する機器・構築物のうち安全機能を有するもの(「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」(平成2年8月30日原子力安全委員会)におけるクラス1、2及び3)について、工学的に想定される経年変化事象の影響を分析し、その機器・構築物に施されている現状の保全活動が、その経年変化事象の顕在化による機器・構築物の機能喪失を未然に防止できるかどうかの評価(高経年化に関する技術評価)を行う。
- ② 経年変化事象の影響を分析するに当たっては、評価期間を仮定する必要があることから、その評価期間として営業運転開始後60年間を仮定する。
- ③ 経年変化事象の抽出に当たっては、機器・構築物に対し、現在までの国内外の運転経験や研究開発等によって得られた知見をもとに、機器・構築物の使用条件、材料等から考慮すべき経年変化事象を抽出する。
- ④ 経年変化事象の影響分析結果を踏まえた現状の保全活動の有効性の評価及び新たな保全策の追加の必要性の評価(現状が適切に管理されているか、あるいは経年変化事象の発生・進展の可能性があるか、運転期間中の健全性に対し十分な裕度を有するか等について評価)を実施する。この評価結果から保全活動を一層充実するための新たな保全策を抽出する。
- ⑤ また、併せて機器に考慮すべき腐食、疲労、中性子照射脆化等の経年変化事象が耐震安全性に及ぼす影響についても評価を行う。
- ⑥ この新たに抽出された保全策は、実施時期を短期、中長期等に大別し10年間の計画(長期保全計画)を策定する。

また、当省は、上述の方針に関し、以下に示す留意事項を踏まえて評価することを設置者に対して要請している。

- 評価対象機器のうち、補修・取替が容易な機器については、適切な頻度での検査、補修・取替を継続することにより高経年化への対応は可能である。このうち定期取替品、消耗品については、あらかじめ定められた計画に基づいて適正な運用がなされている限り、高経年化対策の検討の対象から除外できる。したがって、技術評価に当たっては、定期取替品、消耗品の対象品目を明確にすることにより、評価対象品から除外するものとする。

- 一方、補修・取替が容易でない機器・構築物で、かつ、長期的な経年変化を考慮すべきものについては、高経年化に関する詳細な評価が要求されることになる。このため、これらの機器・構築物の評価に当たっては、今までの検査・点検で蓄積された実績データ、諸外国を含めた文献、試験データの活用及び応力解析内容の充実(解析モデルの最適化等)により、評価根拠のより一層の明確化と解析精度の向上を図り、機器・構築物の健全性評価をより妥当性のあるものとする。

- 経年変化事象が起りうる評価され、かつ、同事象が顕在化することにより当該機器の機能維持に支障をきたす恐れのある部位については、原則的に直接的な点検の実施が必要であるとの観点に立って評価し、その結果を長期保全計画に反映するものとする。

4. 設置者の高経年化対策に関する報告書

3設置者は、前述の「3. 高経年化に関する技術評価の方針」に従い、高経年化対策の検討を実施し、その結果を「高経年化に関する報告書」としてとりまとめている。評価の結果、策定された長期保全計画等は、以下のとおりである。

4. 1 設置者の技術評価の方法

3設置者は、高経年化対策を検討するに当たって、以下の考え方を採っている。

- (1) 原子力発電所を構成する機器・構築物のうち、主として、「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」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)(以下「安全重要度分類指針」という。)の安全機能を有する機器・構築物(燃料集合体等定期的に取り替えられるものを除く。)について、工学的に想定される経年変化事象の影響を経年変化事象ごとに分析し、その機器・構築物に施されている現状の保全活動が、その経年変化事象の顕在化による機器・構築物の機能の喪失を未然に防止できるかどうかを評価する。
- (2) 経年変化事象を被った機器・構築物に、設計上想定される地震力が加わった場合の健全性(耐震安全性)を、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定)の耐震設計上の重要度分類¹ごとに考慮すべき地震力に基づき評価する。
- (3) 経年変化事象の影響を分析するに当たっては、評価期間を仮定する必要があることから、その評価期間として営業運転開始後60年間を仮定する。なお、この評価対象期間としての60年間は、技術評価の条件としてこれまでの工学的知見に照らして無理のない範囲で設定したものであり、60年間の運転を前提にしたものではない。
- (4) 経年変化事象の選定に当たっては、他産業での経験も踏まえ、工業用材料に工学的に想定される経年変化事象の中から、原子力発電所において発生し得ると考えられるものを抽出し、さらに、機器・構築物ごとに、構造、材質、使用条件及び使用環境等から考慮すべきものを抽出する。
- (5) 評価対象となる機器・構築物は膨大な数となるため、次の手順で実施する。

¹ 地震により発生する可能性のある環境への影響の観点から、原子炉施設の耐震設計上の重要度をAs、A、B及びCに分類し、各クラス別の耐震設計に関する基本的な方針を定めている。

- ① 安全重要度分類指針クラス1及びクラス2の機器・構築物並びに運転継続上特に重要な機器・構築物について、それらを支持する支持構造物、基礎ボルト及びアンカ等を含め、次のカテゴリーで分類する。
 - a) ポンプ
 - b) 熱交換器
 - c) ポンプモータ
 - d) 容器
 - e) 配管
 - f) 弁
 - g) 炉内構造物
 - h) ケーブル
 - i) 電気設備
 - j) タービン設備
 - k) コンクリート及び鉄骨構造物
 - l) 計測制御設備
 - m) 空調設備
 - n) 機械設備
 - o) 電源設備
- ② 上記カテゴリーの機器・構築物ごとに構造、材質、使用条件及び使用環境等を考慮してグループ化する。
- ③ グループごとに安全重要度分類指針の重要度、使用条件及び容量等を考慮して代表機器・構築物(以下「代表物」という。)を選定する。
- ④ 代表物について、営業運転開始後60年を経て工学的に想定される経年変化事象が顕在化して機能が喪失する可能性があるのかどうか、現状保全が妥当なものかどうかを評価し、それらの結果に基づく高経年化対応策(現状保全も含めて、営業運転開始後30年時点から新たに実施すべき保全策)を抽出する。
- ⑤ ④の内容を、当該代表物が属するグループ内の他の全機器・構築物に展開する。
- ⑥ 代表物以外の全機器・構築物に特有な経年変化事象は、個別に評価を実施する。

- ⑦ 安全重要度分類指針クラス3の機器・構築物(運転継続上特に重要な機器・構築物を除く。)の評価は、安全重要度分類指針クラス1及びクラス2の機器・構築物並びに運転継続上特に重要な機器・構築物の評価又は一般産業施設において得られている知見を展開して実施する。

なお、放射性廃棄物処理設備については、原子力発電所に特有な設備であることから個別に評価を実施する。

- ⑧ 耐震安全性については、経年変化による機器・構築物の強度や応答特性の変化等を考慮し、上記③～⑦と同様の手順で地震力に対する評価を実施し、耐震性の観点から上記④～⑦で抽出した高経年化対応策に追加すべきものがあるかを検討する。

なお、定期取替品、消耗品等の取り扱いについては以下のとおりとする。

a 定期取替品、消耗品の扱い

原子力発電所を構成する機器・構築物のうち、定期取替品、消耗品については、あらかじめ定められた計画に基づいて適正な運用がなされている限り、高経年化対策の検討の対象から除外できる。したがって、技術評価に当たっては、定期取替品、消耗品の対象品目を明確にすることにより、評価対象品から除外するものとする。

b 計測制御設備の扱い

計測制御設備は定期的な機器の点検調整又は更新により設備信頼性の確保が図られているため、各機器の使用期間中の健全性を保証するための現状保全の妥当性について評価するものとする。

c 基礎ボルトの扱い

基礎ボルトは、各機器共通に使用されるものであるため、評価の一元化の観点から、ボルト型式ごとにまとめて機械設備の中で一括評価する。

このため、評価対象機器に使用されている全基礎ボルトを抽出して型式別に分類し、技術評価を実施するものとする。

(6) 技術評価において反映した原子力発電所の運転経験等

- ① 3設置者は、高経年化対策を検討するに当たっては、評価時点までの国内外の原子力発電所の運転経験を反映している。新たな知見として、既評価プラントでの運転経験の反映事項に加えて考慮した運転経験の例を表-1に示す。

なお、国内の運転経験としては、法律・通達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設置者が自主的に公開している軽微な情報も含めている。また、海外の運転経験には、米国原子力規制委員会（NRC；Nuclear Regulatory Commission）の通達（Bulletin）等を考慮している。

- ② 高経年化対策を検討するに当たっては、敦賀発電所1号機シュラウドサポート応力腐食割れ事象に関する運転経験を踏まえて、経年変化事象が起こりうると評価され、かつ、同事象が顕在化することにより当該機器の機能維持に支障をきたす恐れのある部位については、原則的に直接的な点検の実施が必要であるとの観点に立って評価し、その結果を長期保全計画に反映するものとしている。
- ③ 3設置者は、高経年化対策に係る技術評価の考え方、根拠等の妥当性の評価に当たっては、表－2に示す学協会指針等の適用、反映状況を確認している。

表-1 高経年化対策への反映を考慮した運転経験の例

	プラント	件名	報告・公表※1
①	福島第二原子力発電所3号機	シュラウド下部リング表面のひび	2001年8月(報告)
②	浜岡原子力発電所1号機	制御棒駆動機構ハウジング部からの漏えい	2002年2月(報告)
③	福島第一原子力発電所3号機	制御棒駆動水圧系配管の不具合	2002年11月(報告)
④	福島第二原子力発電所3号機	制御棒ハンドル部のガイドローラ取付部のひび	2003年5月(公表)
⑤	敦賀発電所1号機	制御棒表面のひび	2003年6月(公表)
⑥	女川原子力発電所1号機	原子炉再循環系配管のひび	2003年7月(公表)
⑦	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10月(報告)
⑧	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10月(報告)
⑨	米国デービスベッセ発電所	原子炉容器上蓋及び貫通部の損傷	2002年3月 Bulletin 発行
⑩	米国サウステキサス発電所1号機	炉内計装筒溶接部近傍の損傷	2003年8月 Bulletin 発行

※1 法律・通達マターについては、原因・対策の報告時、その他については、原因・対策のプレス発表時を示す。

表一2 高経年化対策の評価に反映した学協会指針等

	指針等	発行元	発行年月日
①	「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[ハツフルフォーマボルト]	(社)火力原子力発電技術協会	平成12年12月発行
②	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[上部格子板]	(社)火力原子力発電技術協会	平成13年3月発行
③	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[炉心支持板]	(社)火力原子力発電技術協会	平成13年3月発行
④	「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[バルブフォーマボルト]	(社)火力原子力発電技術協会	平成13年8月発行
⑤	「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[炉心そう]	(社)火力原子力発電技術協会	平成13年10月発行
⑥	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[炉心シュラウド]	(社)火力原子力発電技術協会	平成13年11月発行
⑦	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」について	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年3月発行
⑧	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[ジェットポンプ]	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年3月発行
⑨	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[炉心スプレー配管／スパーージャ]	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年3月発行
⑩	「PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[制御棒クラスター案内管]	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年3月発行
⑪	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[CRDハウジング]	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年7月発行
⑫	「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン」[ICMハウジング]	(社)火力原子力発電技術協会	平成14年7月発行

4. 2 設置者の技術評価結果と長期保全計画

4. 2. 1 総括事項

3設置者が、それぞれ実施した4プラントの技術評価結果は、基本的に、運転監視、日常巡視点検、定期的な試験・検査、予防保全としての補修・取替工事及びトラブルの再発防止対策等の実施といった現状の保全活動を今後とも実施していくことにより、経年変化事象の顕在化による機器・構築物の機能及び耐震安全性の喪失は未然に防止できるというものである。

なお、4プラントでは、保全活動の一環として大型機器についても取替が実施又は予定されている。

- 高浜1号機: 蒸気発生器及び原子炉容器上部ふたの取替(平成7年度実施)
- 高浜2号機: 蒸気発生器の取替(平成5年度実施)、原子炉容器上部ふたの取替(平成8年度実施)
- 玄海1号機: 蒸気発生器の取替(平成6年度実施)、原子炉容器上部ふたの取替(平成13年度実施)、炉内構築物の取替(平成16年度実施予定)
- 島根1号機: 原子炉再循環系配管の取替(平成5年度～8年度実施)、炉心シュラウド等炉内構築物の取替(平成12年度実施)

3設置者は、保全活動を一層充実するために、一部の機器・構築物について、営業運転開始後30年経過時点から新たな保全策を講じることとしている。この新たな保全策については、長期保全計画としてまとめられており、その実施に当たっては、平成15年9月に改正された実用炉規則で新たに保安規定の要求事項となった品質保証計画、保守管理計画等に従い、確実に実施することとしている。

4. 2. 2 長期保全計画

4プラントの高経年化に関する技術評価の結果、各プラントとも大部分の機器・構築物については、現状の保全活動を今後とも実施していくことで、機器・構築物の長期的な健全性が確保されることが確認された。また、一部の機器・構築物については、今後の高経年化を考慮した場合、現状の保全項目に加えて充実すべき新たな保全策が抽出された。

この新たな保全策は今直ちに実施しなければならないものではないことから、長期保全計画における新たな保全策の実施時期については、下記の通り3つに大別している。

- ① 短期(営業運転開始後30年経過時点から5年間のうち)に実施する項目
 - 健全性評価結果から実機プラントでの確認・評価が早期に必要なもの
 - 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年以内に取替等の実施計画があるもの

② 中長期(営業運転開始後30年経過時点から10年間のうち)に実施する項目

- 上記①及び下記③のいずれにも該当しないもの

③ 定期安全レビューにおいて確認する項目

- 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、定期的(約10年ごと)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¹の確認等、評価条件が運転状況に依存するもの)

4プラントで実施される新たな保全策として、それぞれ別紙1～4に示す項目が抽出されている。

なお、機器の仕様、使用条件、また予防保全の実施状況等はプラントごとに異なるため、長期保全計画の項目もプラントごとに抽出されたものとなっている。

- 別紙1 : 関西電力(株)高浜発電所1号機の長期保全計画
- 別紙2 : 関西電力(株)高浜発電所2号機の長期保全計画
- 別紙3 : 九州電力(株)玄海原子力発電所1号機の長期保全計画
- 別紙4 : 中国電力(株)島根原子力発電所1号機の長期保全計画

4.3 設置者による技術開発課題の抽出

3設置者は、高経年化に関する技術評価に当たっては更なる知見の蓄積が重要であるとの認識の下に、経年変化に対応した国内外の技術開発状況を踏まえ、経年変化評価技術に関する技術開発課題を抽出して自ら技術開発を実施することとしている。表-3に設置者が、実施している研究プロジェクトを示す。

これらの技術開発課題については、今後、国の研究プロジェクト(7.1章に記載)の成果等も含め、保全活動に反映することとしている。

¹ プラントを構成する機器が実際に受けた過渡回数をいう。

表-3 設置者が実施している研究プロジェクト

	技術開発課題	研究名称	期間(年度)
①	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	軽水炉圧力容器鋼の中性子照射脆化予測式の開発に関する研究	H14～H16
②	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	炉内構造物のIASCC特性研究	H10～H15
③	RCS耐圧バウンダリにおけるNi基合金使用部位の耐SCC性について定荷重試験によりSCC発生時期を評価する。	Ni基合金のPWSCC長期信頼性確証試験	H9～H15
④	原子力ステンレス鋼(SUS316L、原子力用316および304L)およびNi基合金の応力腐食割れに関する材料データの拡充	実機構造物材のSCC評価研究	H15～H18
⑤		高温純水中における低炭素ステンレス鋼のSCCメカニズム研究	H15～H17

5. 当省の評価

当省は、3設置者が検討した高経年化対策について、学識経験者の専門的意見を聴きつつ、評価した結果は、以下のとおりである。

なお、当省は、評価に当たって、前述の「3. 高経年化に関する技術評価の方針」に従って設置者の評価が行われているかを評価することはもとより、最新の知見を保全活動に反映する観点から、以下に示す設置者の評価時点以降の至近の知見についても知見として加え評価した。

- a (社)日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針(平成15年11月発行)」
- b 米国ピルグリム原子力発電所「原子炉圧力容器ノズル(制御棒駆動機構水戻し)の閉止蓋の取付け溶接部からの漏えい」2003年11月24日 Licensee Event Report 発行※

※ Licensee Event Report 2003-006-00, “Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage due to Reactor Vessel Nozzle Weld Crack Propagation”, November 24, 2003

- (1) 当省は、3設置者が実施した技術評価の方法(4. 1章に記載)について、原子力発電所を構成する膨大な数に上る安全機能を有する機器・構築物を合理的に評価するために適切なものであると評価する。
- (2) また、当省は、3設置者が実施した技術評価の結果については、評価時点までの最新の知見に基づき経年変件事象の影響分析を実施しているとともに、その分析結果を踏まえた現状の保全活動の有効性の評価及び新たな保全策追加の必要性の評価を実施していることから、この新たに抽出された保全策に、「6. (2)②供用期間中検査」で後述する至近の運転経験に関する教訓を反映した保全策を加え、適切に実施することで問題はないと判断する。

長期保全計画については、3設置者が、今後、保安規定に従って、保全プログラムの内容(点検の方法、実施頻度、時期等)に反映し、確実に実施していくことが必要である。

なお、当省は、設置者に対し、この長期保全計画の実施状況について、報告を求めており、同計画の実施状況を把握するとともに、必要に応じ、同計画の内容を定期検査等に反映することとしている。

6. 長期保全計画の実施状況の確認

(1) 当省における今後の対応

当省では、高経年化対策の検討に関して法令上の位置づけを明確にすることとし、実用炉規則を改正して平成15年10月から同規則の第15条の2（原子炉施設の定期的な評価）として高経年化に関する技術評価の実施（10年を超えない期間ごとの再評価を含む。）及び長期保全計画の策定の義務規定を整備するとともに、第16条（保安規定）に追加規定することにより保安規定の要求事項とした。

保安規定については、当省が保安検査によりその遵守状況を確認する仕組みとなっていることから、当省は、設置者が保安規定に従い、高経年化に関する技術評価、長期保全計画の策定及び長期保全計画の実施に関する一連のプロセスを適切に実施していることの検査を行い、必要に応じて改善を求めることが可能である。このことにより、評価の適切な実施を図るとともに、もって設置者の安全確保活動における品質保証活動の確立に資するものとする。

設置者が新たに抽出した保全策を取りまとめた長期保全計画について、当省は、必要に応じ、定期検査（当省及び独立行政法人原子力安全基盤機構が実施）、定期安全管理審査（独立行政法人原子力安全基盤機構が実施）等の検査内容等に反映するため、設置者に対し、同計画の策定が完了した段階において、速やかにその結果を当省に報告[※]することを求めている。また、長期保全計画については、設置者が、今後、保安規定に従って、保全プログラムの内容（点検の方法、実施頻度、時期等）に反映し、営業運転開始後30年経過以降に、確実に実施していくこととなる。当省は、設置者において長期保全計画が適切に実行されているか否かについて把握するため、30年経過以降に行われる定期検査ごとに、設置者に対して長期保全計画の実施状況の報告[※]を求めており、必要に応じ、定期検査、定期安全管理審査等の検査内容等に反映することとしている。

※ 「軽水型原子力発電所の高経年化対策に関する当院への報告について」（平成15・12・04原院第2号 NISA-161a-03-3）

高経年化に関する技術評価及び長期保全計画については、今後、10年を超えない期間ごとに再評価を行うことを法令上の要求事項としている。

この再評価においては、それまでの約10年間に蓄積される高経年化に関連する経験や知見等の反映状況について評価を行い、必要な対策等を検討

することとしている。当省はこれを評価することとしている。

(2)設置者における今後の対応

設置者は、現状の保全活動を充実するものとして新たに抽出された保全策を今後確実に実施していくことが必要とされるだけでなく、評価時点以降の新たな知見を適切に反映していくことが必要である。このため、以下に示す事項について、適切に対応していくことが重要である。

①品質保証活動の充実

3設置者が新たに抽出した保全策を取りまとめた長期保全計画を確実に実施していくには、保安規定に従い、保守管理活動の確立、原子力発電所を構成する機器・構築物の設計思想等技術情報の管理・継承及び保守管理に従事する者に対する高経年化対策に係る技術教育・技能の伝承等の全般的な品質保証活動が不可欠であることを、より一層念頭に置いて高経年化対策を実施することが重要である。

②供用期間中検査

同一部位に対し、非破壊検査を繰り返し実施する上で、経年変化する事象の顕在化が懸念される部位の適切な抽出が重要である。

また、以下に示す至近の運転経験の教訓についても、これらの事象に関する予防保全のよりの確かな実施を図るため、保全活動に適切に反映することが重要である。

a. インコネル182合金使用部位における応力腐食割れ

米国の沸騰水型原子炉の原子炉圧力容器管台の溶接部(インコネル182合金使用部位)において、一次冷却材による応力腐食割れと推定されるひび割れが発生している。ピルグリム原子力発電所において原子炉圧力容器制御棒駆動水戻り用ノズル(閉止用の蓋取付)の溶接部においてひび割れが発見された(平成15年11月24日 Licensee Event Report 発行)。

島根原子力発電所1号機の制御棒駆動水戻り用ノズル(閉止用のキャップ取付)の溶接金属として使用されているインコネル182合金使用部位で一次冷却材に接液する部位については、応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。第18回定期検査時(平成6年度)に供用期間中検査として、外面からの浸透探傷検査を実施して異常のないことが確認されており、また第22回定期検査時(平成12年度)に自主点検として、水中テレビカメラにより目視確認を行い、異常のないことが確認されている。当該部位については、今後も供用期間中検査として漏えい試験及び外面からの浸透探傷検査を継続することとしているが、上記の米国の沸騰水型原子炉における運転経験の反映として、今後は超音波探傷検査等の実施について検討する

ことが望ましい。

b. PWSCC

当省は、国内外の加圧水型軽水炉(以下「PWR」という。)の一次系圧力バウンダリにおけるニッケル基合金使用部における一次冷却材による応力腐食割れ(以下「PWSCC」という。)の事例から得られた教訓の反映として、PWRの設置者に対してPWSCCに係る検査等を平成15年12月12日に指示^{※2}したところである。

高浜発電所1号機、高浜発電所2号機及び玄海原子力発電所1号機の原子炉容器底部表面、原子炉容器出入口管台、安全注入管台(玄海原子力発電所1号機のみ)、加圧器サージライン、蒸気発生器出入口管台(高浜発電所2号機及び玄海原子力発電所1号機のみ)のインコネル600合金使用部位で一次冷却材に接液する部位については、応力腐食割れの発生の可能性は否定できない。当省は、PWRの設置者に対して当該部位のベアメタル検査等の早期の実施を求めている。

※2 「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15・12・11原院第2号 NISA-163a-03-1)

c. 高サイクル熱疲労割れ

当省は、平成15年9月に発生した北海道電力株式会社泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷から得られた教訓の反映として、設置者に対して高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施等を平成15年12月12日に指示^{※1}したところである。

※1 「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について—高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について—」(平成15・12・11原院第1号 NISA-163b-03-1)

(a) 高浜発電所1号機、高浜発電所2号機及び玄海原子力発電所1号機

各プラントの再生熱交換器(抽出水再生クーラ)は、内筒を有しておらず通常運転時に高低温の内部流体が合流することが想定されないことから、熱疲労割れが発生する可能性は小さいと評価されている。また、同熱交換器以外の機器については、以下の部位を熱疲労割れによる損傷を防止する観点から評価の必要な部位としている。

- ・余熱除去クーラ出口配管(余熱除去冷却器出口配管)とバイパス配管の合流部
- ・余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部
- ・補助給水配管と主給水配管の合流部

当省は、設置者に対して安全重要度分類指針の安全機能を有する機器のうちクラス1及びクラス2の機器について、熱疲労割れによる損傷を

防止する観点から確認の必要な部位を再度特定し、至近の定期事業者検査時に特定された部位について高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施を求めているとともに、その結果の報告を求めている。

(b) 島根原子力発電所1号機

原子炉浄化系再生熱交換器及びその他の熱交換器は、内筒を有しておらず通常運転時に高低温の内部流体が合流することが想定されないことから、熱疲労割れが発生する可能性は小さいと評価されている。

当省は、設置者に対して安全重要度分類指針の安全機能を有する機器のうちクラス1及びクラス2の機器について、熱疲労割れによる損傷を防止する観点から確認の必要な部位を再度特定し、至近の定期事業者検査時に特定された部位について高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施を求めているとともに、その結果の報告を求めている。

③ 技術開発課題

3設置者の報告書では、高経年化に係る今後の技術開発課題が抽出されているが、当省も高経年化に係る技術開発は非常に重要であると認識している。これについては、次章「7. 技術開発の推進」にて詳述する。

なお、技術開発成果はもとより、今後、国内外において経年変化事象等に関する有用な成果や知見等が得られた場合には、3設置者は、保安規定に従って適時適切に保全活動に取り入れその向上を図っていくことが重要である。

7. 技術開発の推進

7.1 国の研究プロジェクト

平成8年4月の当省報告書「高経年化に関する基本的な考え方」において、今後推進すべき技術開発課題として、検査・モニタリング技術、予防保全・補修技術及び経年変化評価技術を挙げている。

また、原子力安全委員会原子炉安全総合検討会報告書「発電用軽水型原子炉施設の高経年化対策について」においても、高経年化対応についての検討を進めていく上で、国内原子力発電所による経年変化に関するデータの収集及びその特性を考慮した評価手法の開発、並びに照射誘起型応力腐食割れのような複合的事象、中性子照射脆化及び炉水環境下における疲労に関する知見の蓄積、並びに点検及び検査技術の高度化を継続して実施することが望ましい旨述べられている。

当省は、これら技術開発が重要との認識に立って、国の研究プロジェクトを実施している。高経年化対策に関する国の研究プロジェクトの実施状況を表-4に、また、その概要を表-5に示した。

表一4 高経年化対策に関する国の研究プロジェクト実施状況

	研究名称	期間 (年度)	H11 以前	H12	H13	H14	H15	H16	H17	H18	H19	H20
①	原子力プラント機器高度安全化対策技術(重要機器等脆化評価)	H8～H17	■	■	■	■	■	■	■	■		
②	実用原子力発電設備環境中材料等疲労信頼性実証	H6～H18	■							■		
③	複雑形状部機器配管健全性実証	H13～H19			■					■	■	
④	原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究	H14～H20			■				■	■	■	■
⑤	ニッケル基金合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究	H12～H17		■	■				■			
⑥	照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究	H12～H20		■	■				■	■	■	■
⑦	原子力用ステンレス鋼の耐力腐食割れ実証事業	H15～H19						■	■	■	■	
⑧	原子力プラント照射材安全補修溶接技術	H9～H16						■				
⑨	原子力プラント機器材料劣化対策技術	H8～H15						■	■			
⑩	原子力発電施設検査技術実証	H4～H16						■	■	■		
⑪	炉内構造物等特殊材料溶接部検査技術調査	H14～H20							■	■	■	■
⑫	シュラウド等の非破壊検査技術実証事業	H15～H18								■	■	

表一5 高経年化対策に関する国の研究プロジェクト

	研究名称	カテゴリ	期間 (年度)	概要
①	原子力プラント機器高度安全化対策技術(重要機器等脆化評価)	経年変化評価技術	H8～H17	<ul style="list-style-type: none"> 上部棚温度領域における原子炉(圧力)容器の健全性評価手法の確立(H14 終了) 原子炉(圧力)容器の照射脆化監視試験に関する使用済試験片再生手法の確立 熱時効した二相ステンレス管の健全性評価手法の確立
②	実用原子力発電設備環境中材料等疲労信頼性実証	経年変化評価技術	H6～H18	軽水炉機器・配管材料について実機環境及び力学条件下における疲労評価手法の確立
③	複雑形状部機器配管健全性実証	経年変化評価技術	H13～H19	<ul style="list-style-type: none"> 容器貫通部、シュラウドサポート等における残留応力分布評価手法の確立 同上部位における応力拡大係数評価手法の確立
④	原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究	経年変化評価技術	H14～H20	ケーブル絶縁体に対し、熱劣化後並びに熱・放射線の同時劣化後データを取得しケーブル経年変化特性を評価しケーブル経年変化評価手法を確立
⑤	ニッケル基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究	経年変化評価技術	H12～H17	軽水炉ニッケル基合金部位の健全性を合理的に評価するための SCC 進展速度データ整備並びに健全性評価手法の確立
⑥	照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究	経年変化評価技術	H12～H20	炉内構造物に顕在化が懸念される照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に対して、炉内構造物の健全性評価のためのデータベース構築、健全性評価手法を確立
⑦	原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業	経年変化評価技術	H15～H19	原子力用ステンレス鋼(SUS316L、原子力用316及び SUS304L)について応力腐食割れ進展速度データ整備並びに健全性評価手法確立
⑧	原子力プラント照射材安全補修溶接技術	予防保全・補修技術	H9～H16	炉内構造物、原子炉圧力容器の SCC 等による損傷部の補修溶接に対する評価手法の確立
⑨	原子力プラント機器材料劣化対策技術	予防保全・補修技術	H8～H15	中性子照射を受けた炉内構造物等の経年変化による SCC 等感受性の増大に対するレザ―技術等の利用による表面改質技術の適用性評価
⑩	原子力発電施設検査技術実証	検査・モニタリング技術	H4～H16	<ul style="list-style-type: none"> 維持基準における評価不要欠陥に対する超音波探傷検出性の実証 超音波探傷におけるサイジング精度評価
⑪	炉内構造物等特殊材料溶接部検査技術調査	検査・モニタリング技術	H14～H20	炉内構造物、ノズルセーフエンド、容器貫通部等のニッケル基合金溶接部の SCC に対する超音波探傷技術及び電磁気探傷技術による欠陥検出・サイジング技術の確立
⑫	シュラウド等の非破壊検査技術実証事業	検査・モニタリング技術	H15～H18	BWRのシュラウド、PLR配管等低炭素ステンレス鋼の SCC に対する超音波探傷技術及び電磁気探傷技術による欠陥検出・サイジング技術の確立

7.2 設置者の技術開発プロジェクト

3設置者は、高経年化技術評価に当たってはさらなる知見の蓄積が重要であるとの認識の下に、国内外の技術開発状況を踏まえ、技術開発(4.3章に記述)を自らも実施、又は実施中であり、成果等を活用し保全活動に反映することとしている。

当省はこの技術開発への3設置者の取組は適切であり、このような技術開発の成果をプラントの保全活動に反映していくことが重要であると考えている。

なお、原子力用の耐応力腐食割れ材料として開発され、実機適用された低炭素系ステンレス鋼材を使用した炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管において応力腐食割れが発見されたことから、以下の対応の必要性が提起され、国の研究プロジェクトとして原子力用ステンレス鋼についての応力腐食割れ進展速度データを整備するための「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」(表-5の⑦参照)、及び設置者において「高温純水中における低炭素ステンレス鋼のSCCメカニズム研究」等(表-3の④、⑤参照)が、それぞれ平成15年度から開始された。これらの研究成果は今後、新たな知見として保全活動に適時適切に反映されることが重要である。

- a. 溶接金属内、母材硬化部、照射材等のき裂進展速度データの拡充
- b. SUS316L系材の応力腐食割れ発生・進展メカニズムの究明

また、PWSCCに対する長期的な対策として、当院は、検査の実効性の向上を図るため、設置者に対して検査性の向上、評価手法の確立等の措置を講じることを要請している。^{※1}

※1 「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15・12・11原院第2号 NISA-163a-03-1)

8. おわりに

今回、3設置者が実施した各機器・構築物の詳細な技術評価は、既評価プラントで実施した手法と同様、各機器・構築物についてその設計時点まで遡った確認に始まり、その後の長期にわたる保全活動の履歴をたどるとともに、国内外で発生した経年変化事象に関する運転経験、技術開発成果等の最新の技術的知見を考慮の上、実施し、今後の長期間の経年変化に係る予測を行うという、膨大かつ広範な作業であった。今後も、全ての商業用軽水型原子力発電所について、高経年化の進展に応じて、順次、同様の詳細な技術評価を行い、定期安全レビューに組み込んで10年を超えない期間ごとに再評価を行っていくことになる。その場合、各発電プラントの機器・構築物ごとに、設計思想をも含めた様々な技術情報が適切に蓄積され、管理され、継承されていくことが重要である。

高経年化への対応に当たっては、長期にわたる技術開発の実施、官民の適切な役割分担による技術基準・民間規格の拡充・整備、材料や機器・構築物に関するデータの蓄積といった息の長い着実な努力が必要であることから、設置者やメーカを始め、大学、研究機関、国等関係者が適切な役割分担と連携を図りつつ、継続的な活動を行っていくことが重要である。

さらに、高経年化への対応においては、国民の十分な理解を得ていくことが不可欠な要素であることから、設置者の活動や国の対応について、情報公開等による透明性の確保を図るとともに、国民に対し、きめ細かい情報提供等を行っていくことが重要である。

このような観点から当省は、平成15年10月に新たに設立された独立行政法人原子力安全基盤機構と密接な連携を図り、技術的知見の集約・評価、産官学の連携による効果的な技術開発の推進、技術開発成果の活用推進と国内外への情報の発信等を行っていくこととしている。

我が国の原子力発電所は、これまで、定期検査等の保全活動をきめ細かく実施すること等により、安全・安定運転の実績が積み重ねられてきているところであるが、今後も、高経年化という要素も考慮しつつ、本報告書に示した方策を適切かつ確実に実施し、引き続き安全確保のために細心の注意を払っていくことが必要である。

なお、平成15年9月の実用炉規則の改正に伴い、高経年化に関する技術評価及び長期保全計画の策定が法令上の要求事項として位置づけられたことから、諸外国における高経年化対応手法や最新の知見の蓄積も踏まえ、今後、高経年化対策検討に関するより合理的・標準的な手法を検討し、学協会規格等として定めていくことが重要と考える。

評価過程で意見を聴いた経済産業大臣が委嘱する学識経験者は、以下のとおりである。

平成16年3月現在

秋本 成一	独立行政法人原子力安全基盤機構	技術顧問
朝田 泰英	社団法人火力原子力発電技術協会	技術顧問
石川 迪夫	独立行政法人原子力安全基盤機構	技術顧問
上杉 信夫	財団法人発電設備技術検査協会溶接・非破壊検査技術センター	センター長
恩地 健雄	財団法人電力中央研究所	研究顧問
北村 一郎	財団法人発電設備技術検査協会足崎試験研究センター	センター長
辻川 茂男	東京大学	名誉教授
前田 宣喜	独立行政法人原子力安全基盤機構規格基準部調査グループ	調査役
宮 健三	慶応義塾大学大学院理工学研究科	教授

(平成15年9月まで)

(敬称略、五十音順)

別紙一覧

- (別紙1) 高浜発電所1号機の長期保全計画
- (別紙2) 高浜発電所2号機の長期保全計画
- (別紙3) 玄海原子力発電所1号機の長期保全計画
- (別紙4) 島根原子力発電所1号機の長期保全計画

【別紙1】 高浜発電所1号機の長期保全計画

① 短期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 第21回定期検査時(平成15年1月)に微小な信号指示が認められた炉内計装筒1本については、平成16年に計画される第22回定期検査時に渦流探傷検査を実施して信号指示変化の有無を確認するとともに補修、予防保全措置の実施についても検討していく。

a-2 加圧器サージ用管台のインコネル600合金¹使用部位については、日本原子力発電株式会社敦賀発電所2号機の加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台に発生したインコネル600合金接液部の応力腐食割れに対する、国での検討結果を他の機器も含めた保全に反映していく。

a-3 下記については、BWRプラントにおいて発生している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する国の研究プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等による知見が、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。

- 余熱除去系統配管母管等
- 1次冷却材圧力計測制御装置等の計装配管
- 制御棒駆動装置圧カハウジング等のキャノピーシール部

b 塩化物による応力腐食割れ

b-1 屋外に設置された配管については、配管据付時の防水措置等を施す以前に海塩粒子が付着した可能性が否定できず、屋内であっても外気の直接流入する扉等の付近に設置されている配管については、海塩粒子が付着する可能性が否定できないことから、配管外面の塩分付着量を測定し、その結果に基づいて保全を検討していく。

b-2 燃料取換用水タンクについては、平成16年度の第22回定期検査時に取替を計画しており、工場で付着塩分量管理を行った上で塗装した後に輸送することで外面への海塩粒子の付着を防止するとともに、炭素含有量の少ない材料を用いて溶接によ

¹ ニッケルの含有量が約75%、クロムの含有量が約15%のニッケル-クロム-鉄合金をいう。インコネル600合金表面は、化学的に安定した不動態皮膜によって覆われており、この皮膜の効果により、耐食性を有している。特に塩化物イオンに起因した応力腐食割れを生じにくい材料である。

る鋭敏化¹を抑えて、耐応力腐食割れ性を向上したものとする。

c 全面腐食

非常用ディーゼル発電機関シリンダカバー及びシリンダライナ、冷却水ポンプケーシング、排気弁箱及びシリンダブロックについては、全面腐食抑制のために、内部流体（冷却水）への防錆材注入等、腐食防止対策を検討する。

d 疲労割れ

下記については、(社)日本機械学会において策定された「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいた評価及び評価結果に基づいた保全を検討していく。

- 余熱除去クーラ出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部
- 補助給水系統配管と主給水系統配管との合流部

e 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ

非常用ディーゼル発電機関付属設備清水冷却器伝熱管については、分解点検時の渦流探傷検査の結果に応じ、冷却水への防錆剤注入等を検討する。

② 中長期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 蒸気発生器のインコネル600合金使用部位(管板1次側肉盛)については、評価上厳しい原子炉容器のインコネル600合金使用部位(冷却材入口管台、冷却材出口管台)の超音波探傷検査結果に基づき予防保全措置を検討していく。

a-2 蒸気加減弁の弁体ボルトについては、弁体取替時に長時間使用したボルトに対して、磁粉探傷検査等の点検を実施し健全性評価の妥当性を確認していく。

b 伝熱管のスケール付着

蒸気発生器伝熱管の2次側については、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ことから、必要により海外でも実績のある化学洗浄等によるスケール除去を実施していく。

c 鋼板の腐食

原子炉格納容器トップドーム部外面については、塗膜管理を行っているが、トップド

¹ オーステナイト系ステンレス鋼を500～800℃に保持すると結晶粒界に炭化物(Cr₂₃C₆)が生成し、結晶粒界における隣接部分のクロム量は減少し、クロム欠乏層が形成される。この状態を鋭敏化といい、耐腐食性の面で弱くなる。

一ム部の定期的な板厚測定を行う。

d 絶縁低下

電気ペネトレーションポッティング材については、長期健全性評価の妥当性を確認するため、先行プラントである美浜発電所の代表的な電気ペネトレーション単体での絶縁抵抗測定を実施していく。

e オイルスナバのオイル及びオイルシール劣化

原子炉格納容器内の内部スプレイングサポートオイルスナバ以外の低容量オイルスナバについては、長期の使用においてはオイルスナバのオイル及びオイルシールが劣化する可能性は否定できず、使用年数を踏まえた取替を計画していく。

f 照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れについては、海外トラブル事例があり、中性子照射量、温度及び応力が比較的高いバツフルフォーマボルトについては、運転の長期化を考慮すると照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定できないことから、適切な時期に超音波探傷検査の実施を検討する。

また、国の研究プロジェクト「照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究」にて蓄積された知見等を基に、今後の保全について検討していく。

さらに、バツフルフォーマボルトの構造強度・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、必要に応じて点検評価等に関する(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等の活用により、今後の保全を進めていく。

g 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の摩耗については、今後同型のプラントにて摩耗データの採取を行い、摩耗評価の精緻化を図る。また、必要に応じて点検評価等に関する(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等の活用により、今後の保全を進めていく。

h 炉内構造物の中性子照射脆化

炉心そう溶接部については、国の研究プロジェクト「照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究」による知見等を基に、今後の保全について検討していく。

また、必要に応じて点検評価等に関する(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等の活用により、今後の保全を進めていく。

i コンクリート構造物の強度低下

コンクリート構造物については、熱、放射線照射、中性化¹、塩分浸透、アルカリ骨材反応²及び機械振動によりコンクリート強度が低下する可能性は小さいが、シュミットハンマーによりコンクリートの強度推定を行う非破壊試験等を定期的実施する。

j ロッキングカムの摩耗(燃料取換クレーン、燃料ピットクレーン)

ロッキングカムについては、ロッキングカムとフィンガの隙間計測による摩耗程度の把握を実施する。

k 基礎ボルトの大气接触部の全面腐食

基礎ボルトについては、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する。

l ケミカルアンカの樹脂の劣化

ケミカルアンカについては、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する。

③ 定期安全レビュー時に実施する項目

余熱除去ポンプ、抽出水再生クーラ、原子炉容器、余熱除去系統配管、余熱除去系統仕切弁、炉心支持構造物、及び加圧器スカート等の低サイクル疲労割れについては、営業運転開始後60年間の想定過渡回数に基づく疲れ累積係数³が、1以下であることから、今後、定期安全レビュー時に実過渡回数がこの想定範囲内であることを確認する。

¹ コンクリートに空気中の炭酸ガスが浸透して、次第にアルカリ性を失う現象を中性化という。

² コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリが、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じる現象。

³ 材料に何種類かの応力が組み合わさって作用したときの疲労損傷を示す指標であり、以下のよう
に定義され、許容値は1以下である。

$$\text{疲れ累積係数} = \sum (n_i / N_i)$$

ここで、 n_i : 応力 σ_i の繰返し数、 N_i : 応力 σ_i が単独に繰返されたときのき裂発生、破断までの繰返し数(「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」に基づいて評価する場合は、設計線図から求める。)

\sum : i についての累積和をとることを意味する記号

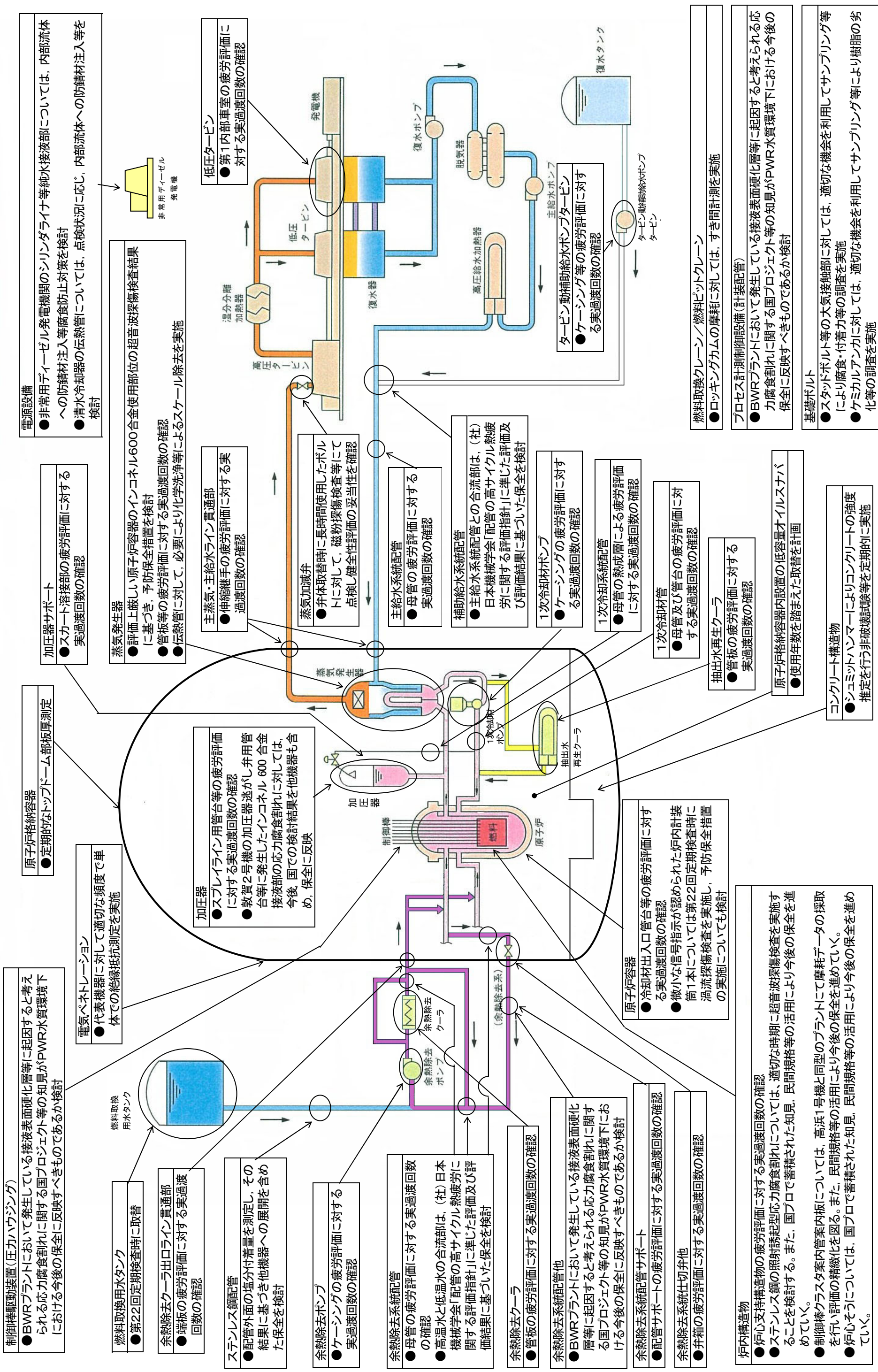


図-1 高浜発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

【別紙2】 高浜発電所2号機の長期保全計画

① 短期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 炉内計装筒については、平成15年度の第21回定期検査時に予防保全措置としてのウォータージェットピーニング(応力緩和)の適用及び施工前の確認としての渦流探傷検査を行う。

a-2 加圧器サージ用管台のインコネル600合金使用部位については、日本原子力発電株式会社敦賀発電所2号機の加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台に発生したインコネル600合金接液部の応力腐食割れに対する、国での検討結果を他の機器も含めた保全に反映していく。

a-3 下記については、BWRプラントにおいて発生している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する国の研究プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等による知見が、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。

- 余熱除去系統配管母管等
- 1次冷却材圧力計測制御装置等の計装配管
- 制御棒駆動装置圧力ハウジング等のキャノピーシール部

b 塩化物による応力腐食割れ

b-1 屋外に設置された配管については、配管据付時の防水措置等を施す以前に海塩粒子が付着した可能性が否定できず、屋内であっても外気の直接流入する扉等の付近に設置されている配管については、海塩粒子が付着する可能性が否定できないことから、配管外面の塩分付着量を測定し、その結果に基づいて保全を検討していく。

b-2 燃料取換用水タンクについては、平成15年度の第21回定期検査時に取替を行う。取替に当たっては、工場で付着塩分量管理を行った上で塗装した後に輸送することで外面への海塩粒子の付着を防止するとともに、炭素含有量の少ない材料を用いて溶接による鋭敏化を抑えて、耐応力腐食割れ性を向上したものとする。

c 全面腐食

非常用ディーゼル発電機関シリンダカバー及びシリンダライナ、冷却水ポンプケーシング、排気弁箱及びシリンダブロックについては、全面腐食抑制のために、内部流体(冷却水)への防錆材注入等、腐食防止対策を検討する。

d 疲労割れ

下記については、(社)日本機械学会において策定された「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいた評価及び評価結果に基づいた保全を検討していく。

- 余熱除去クーラ出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部
- 補助給水系統配管と主給水系統配管との合流部

e 伝熱管の摩耗及び高サイクル疲労割れ

非常用ディーゼル発電機関連設備清水冷却器伝熱管については、分解点検時の渦流探傷検査の結果に応じ、冷却水への防錆剤注入等を検討する。

② 中長期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 蒸気発生器のインコネル600合金使用部位(冷却材出入口管台等)については、評価上厳しい原子炉容器のインコネル600合金使用部位(冷却材入口管台、冷却材出口管台)の超音波探傷検査結果に基づき予防保全措置を検討していく。

a-2 蒸気加減弁の弁体ボルトについては、平成15年の第21回定期検査時に耐応力腐食割れ性の高い材料に取り替える計画であり、取替後の弁体ボルトに対しては、弁体取替時に長時間使用したボルトに対して磁粉探傷検査等にて点検し健全性評価の妥当性を確認していく。

b 伝熱管のスケール付着

蒸気発生器伝熱管の2次側については、長期運転において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ことから、必要により海外でも実績のある化学洗浄等によるスケール除去を実施していく。

c 鋼板の腐食

原子炉格納容器トップドーム部外面については、塗膜管理を行っているが、トップドーム部の定期的な板厚測定を行う。

d 絶縁低下

電気ペネトレーションポッティング材については、長期健全性評価の妥当性を確認するため、先行プラントである美浜発電所の代表的な電気ペネトレーション単体での絶縁抵抗測定を実施していく。

e オイルスナバのオイル及びオイルシール劣化

原子炉格納容器内の内部スプレイングサポートオイルスナバ以外の低容量オイ

ルスナバについては、長期の使用においてはオイルスナバのオイル及びオイルシー
ルが劣化する可能性は否定できず、使用年数を踏まえた取替を計画していく。

f 照射誘起型応力腐食割れ

炉内構造物ステンレス鋼の照射誘起型応力腐食割れについては、海外トラブル事
例があり、中性子照射量、温度及び応力が比較的高いバップルフォーマボルトについ
ては、運転の長期化を考慮すると照射誘起型応力腐食割れの発生する可能性は否定
できないことから、適切な時期に超音波探傷検査の実施を検討する。

また、国の研究プロジェクト「照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究」にて蓄積
された知見等を基に、今後の保全について検討していく。

さらに、バップルフォーマボルトの構造強度・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、必要に応じて点検評価に関する(社)火力原子力発
電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子力
設備規格 維持規格」等の活用により、今後の保全を進めていく。

g 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の摩耗については、今後摩耗データの採取を行い、
摩耗評価の精緻化を図る。また、必要に応じて点検評価等に関する(社)火力原子力
発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子
力設備規格 維持規格」等の活用により、今後の保全を進めていく。

h 炉内構造物の中性子照射脆化

炉心そう溶接部については、国の研究プロジェクト「照射誘起応力腐食割れ評価技
術調査研究」による知見等を基に、今後の保全について検討していく。また、必要に
応じて点検評価等に関する(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイ
ドライン」、(社)日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」等の活用により、
今後の保全を進めていく。

i コンクリート構造物の強度低下

コンクリート構造物については、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りコンクリート強度が低下する可能性は小さいが、シュミットハ
ンマーによりコンクリートの強度推定を行う非破壊試験等を定期的実施する。

j ロッキングカムの摩耗(燃料取換クレーン、燃料ピットクレーン)

ロッキングカムについては、ロッキングカムとフィンガの隙間計測による摩耗程度の
把握を実施する。

k 基礎ボルトの大気接触部の全面腐食

基礎ボルトについては、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する。

l ケミカルアンカの樹脂の劣化

ケミカルアンカについては、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する。

③ 定期安全レビュー時に実施する項目

余熱除去ポンプ、抽出水再生クーラ、原子炉容器、余熱除去系統配管、余熱除去系統仕切弁、炉心支持構造物、及び加圧器スカート等の低サイクル疲労割れについては、営業運転開始後60年間の想定過渡回数に基づく疲れ累積係数が、1以下であることから、今後、定期安全レビュー時に実過渡回数がこの想定範囲内であることを確認する。

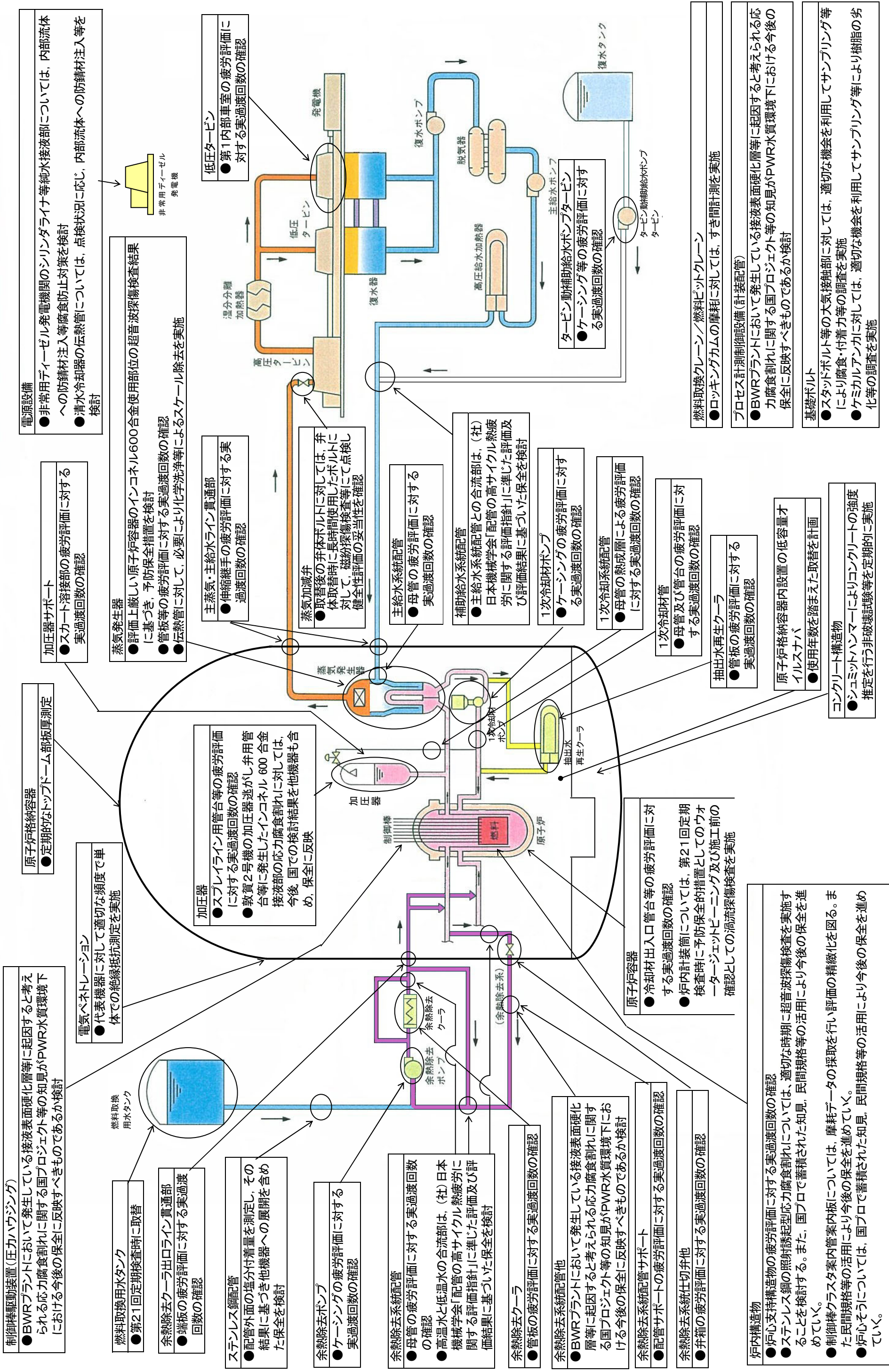


図-2 高浜発電所2号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

【別紙3】 玄海原子力発電所1号機の長期保全計画

① 短期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 炉内計装筒については、平成15年度の第22回定期検査時に予防保全措置としてのウォータージェットピーニングの適用を計画する。

a-2 加圧器サージ用管台等のインコネル600合金使用部位については、日本原子力発電株式会社敦賀発電所2号機の加圧器逃がし弁用管台及び安全弁用管台に発生したインコネル600合金接液部の応力腐食割れに対する、国での検討結果をもとに保全に反映していく。

a-3 下記については、BWRプラントにおいて発生している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する国の研究プロジェクト「原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証事業」等による知見が、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。

- 余熱除去系統の母管等
- 1次冷却材圧力計測制御装置の計装配管等

b 塩化物による応力腐食割れ

b-1 屋内外の配管については、配管外面の塩分付着量を測定し、その結果に基づいて保全を検討していく。

b-2 燃料取替用水タンクについては、平成15年度の第22回定期検査時に工場では付着塩分量管理を行った上で塗装を行い、海塩粒子の付着を防止するとともに、炭素含有量の少ない材料を使用したタンクに取替を行う。

c 疲労割れ

余熱除去冷却器出口配管とバイパス配管の合流部、余熱除去ポンプ入口配管とミニフロー配管の合流部及び補助給水系統と主給水配管との合流部については、(社)日本機械学会において策定された「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づいた評価及び評価結果に基づいた保全を検討する。

d オイルスナバのオイル及びオイルシール劣化

原子炉格納容器内のオイルスナバ(格納容器スプレイングを除く)については、今後、定期的にオイル及びオイルシールの取替を実施する。

e パッドの摩耗

原子炉容器サポートパッドについては、構造上目視確認ができないため、設備改造を行い、定期的を目視検査を実施していく。

f ロッキングカムの摩耗(燃料取替クレーン、使用済燃料ピットクレーン)

ロッキングカムについては、ロッキングカムとフィンガの隙間計測による摩耗程度の把握を実施する。

② 中長期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 蒸気発生器のインコネル600合金使用部位については、評価上厳しい原子炉容器のインコネル600合金使用部位の超音波探傷検査結果に基づき予防保全措置を検討していく。

a-2 蒸気加減弁の弁体ボルトについては、弁体取替時に長期間使用したボルトに対して、磁粉探傷検査等の点検を実施し健全性評価の妥当性を確認していく。

b 伝熱管のスケール付着

蒸気発生器伝熱管の2次側については、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ことから、必要により海外でも実績のある化学洗浄等によるスケール除去を実施していく。

c コンクリート構造物の強度低下

コンクリート構造物については、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りコンクリート強度が低下する可能性は小さいが、シュミットハンマーによりコンクリートの強度推定を行う非破壊試験等を定期的実施する。

d 基礎ボルトの大気接触部(塗装なし部)の全面腐食

基礎ボルトについては、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する。

e ケミカルアンカの樹脂の劣化

ケミカルアンカについては、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する。

③ 定期安全レビュー時に実施する項目

余熱除去ポンプ、再生熱交換器、原子炉容器、余熱除去系統配管、余熱除去系統仕切弁、炉心支持構造物、及び加圧器スカート等の疲労割れについては、営業運転

開始後60年間の想定過渡回数に基づく疲れ累積係数が、1以下であることから、今後、定期安全レビュー時に実過渡回数がこの想定範囲内であることを確認する。

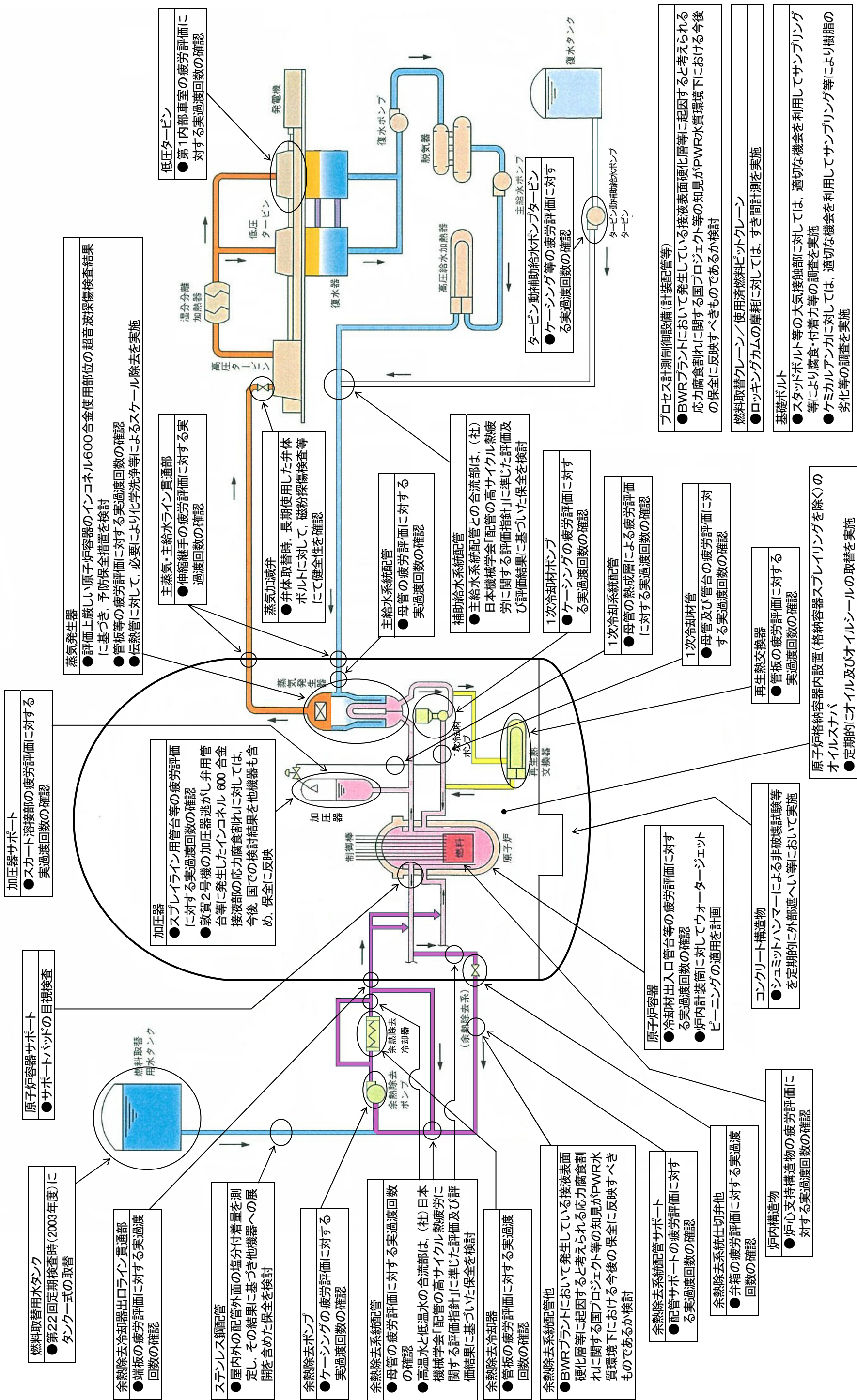


図-3 玄海原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画

【別紙4】 島根原子力発電所1号機の長期保全計画

① 短期に実施する項目

a 応力腐食割れ

a-1 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するSUS316系材を用いた原子炉再循環系配管等の溶接部については、原子力安全・保安院の指示文書(平成15・04・09原院第4号 NISA-161a-03-1)に基づく超音波探傷検査を行う。また、これらの点検結果及び材料データの拡充等、今後の知見に基づき適切な点検及び予防保全措置を検討していく。

a-2 下記については、(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を実施する。また、これらの点検結果及び材料データの拡充等、今後の知見に基づき、適切な点検及び予防保全措置を検討していく。

- 制御棒ハウジング及び炉内計装ハウジング
- 上部格子板等

a-3 下記については、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成するSUS316系材を用いた原子炉再循環系配管等の溶接部の点検結果及び材料データの拡充等、今後の知見に基づき適切な予防保全措置を検討していく。

- 原子炉再循環ポンプ主軸
- 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器水室等

b 塩化物による応力腐食割れ

b-1 制御棒駆動水圧系配管等については、原子力安全・保安院の指示文書(平成14・11・26原院第2号 NISA-134b-02-4他)に基づく塩分測定他を実施し、その結果に基づき他機器への展開を含めた適切な予防保全措置を検討する。

b-2 可燃性ガス濃度制御系窒素ガス発生装置の加熱器管体等については、塗装等の応力腐食割れ防止策を検討し、実施する。

c 照射誘起型応力腐食割れ

c-1 上部格子板等については、(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を実施する。また、これらの点検結果及び材料データの拡充等、今後の知見に基づき適切な点検及び予防保全措置を検討する。

c-2 制御棒制御材被覆管等については、累積中性子照射量の高い取替済みの制御棒について水中カメラによる目視確認を実施する。また、これらの点検結果及び材料デ

一々の拡充等、今後の知見に基づき、適切な点検及び予防保全措置を検討していく。

d 炉内構造物の中性子照射脆化

上部格子板等については、(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検を実施する。また、これらの点検結果及び材料データの拡充等、今後の知見に基づき適切な点検及び予防保全措置を検討する。

e 絶縁特性低下

高圧ケーブル(QVケーブル、CVケーブル)等の絶縁体の絶縁特性低下については、60年想定 of 耐環境性試験を実施し、長期的な健全性を確認する。

f 断線

液体ポイズン系貯蔵タンク電気ヒータエレメントについては、定期的に導通試験を実施する。

② 中長期に実施する項目

a 絶縁特性低下

a-1 原子炉格納容器電気ペネトレーションポッティング材については、60年想定 of 耐環境性試験を適切な機会に実施し、長期的な健全性を確認する。

a-2 高圧ケーブル等の絶縁体の絶縁特性低下については、機器取替等適切な機会を利用して、国の研究プロジェクト「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の結果を反映した試験方法により長期的な健全性の再評価を実施する。

b 気密性低下

原子炉格納容器電気ペネトレーションポッティング材については、60年想定 of 耐環境性試験を適切な機会に実施し、長期的な健全性を確認する。

c タービン車軸と翼接合部の応力腐食割れ

高圧タービン車軸接合部、低圧タービン翼接合部及び同車軸接合部については、超音波探傷検査により健全性を確認する。

d ホイールケーシングの疲労割れ

高圧注水系タービンホイールケーシングについては、疲労評価により長期的な健全性を確認する。

e コンクリートの強度低下

コンクリート構造物については、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りコンクリート強度が低下する可能性は小さいが、コンクリートの強度推定の為に、非破壊試験(シュミットハンマー法等)を定期的に代表部位において実施する。

f 腐食

f-1 下記については、代表部位の肉厚測定を実施する。

- 空気抽出器胴
- 残留熱除去系熱交換器胴

f-2 基礎ボルトについては、適切な機会を利用して腐食・付着力の観点からサンプル調査を実施する。

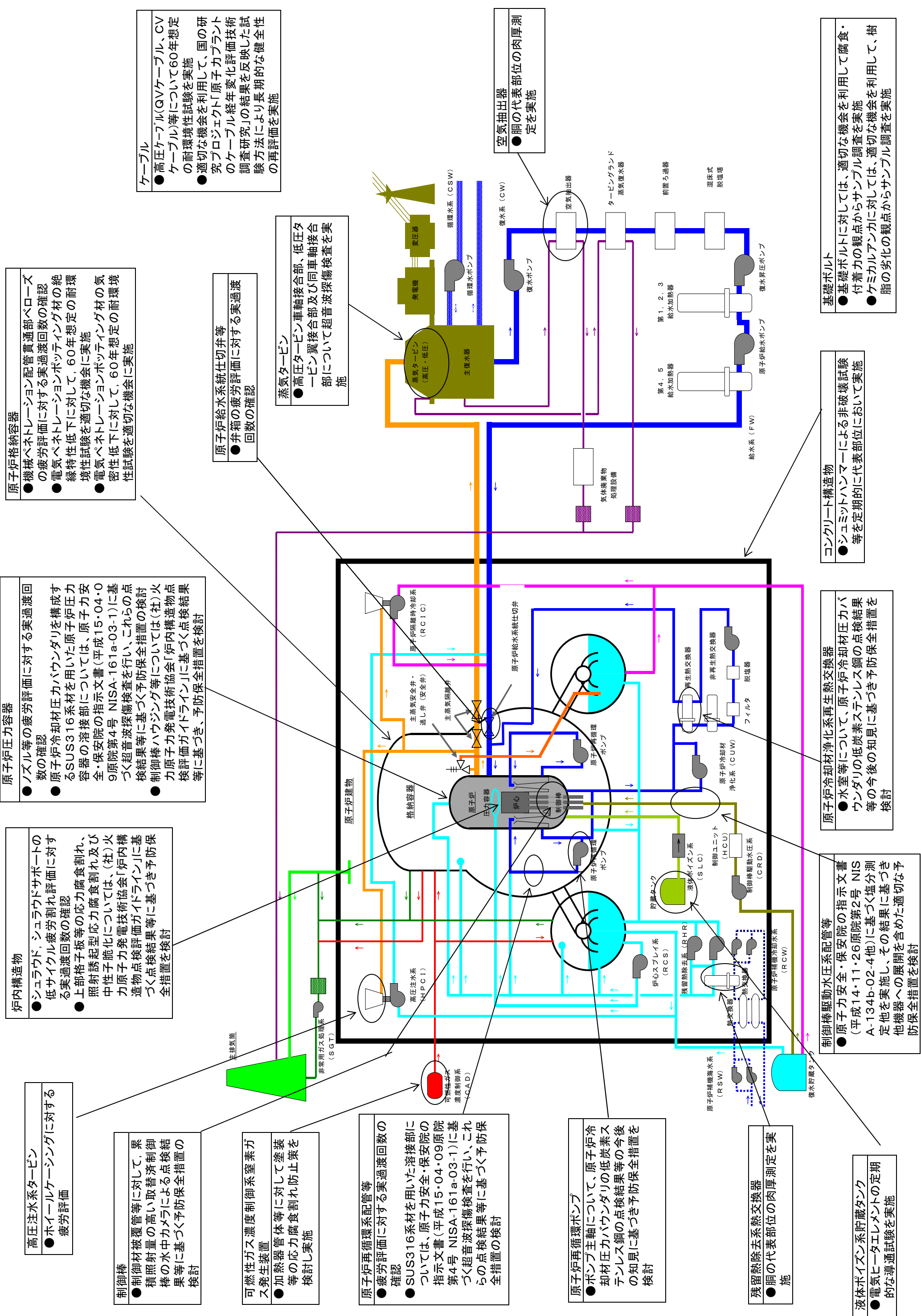
g ケミカルアンカの樹脂の劣化

ケミカルアンカについては、適切な機会を利用して樹脂の劣化の観点からサンプル調査を実施する。

③ 定期安全レビュー時に実施する項目

原子炉圧力容器ノズル、原子炉格納容器機械ペネトレーション配管貫通部ベローズ、原子炉再循環系配管、原子炉給水系統仕切弁の弁箱、シュラウド¹及びシュラウドサポート等の低サイクル疲労割れについては、営業運転開始後60年間の想定過渡回数に基づく疲れ累積係数が1以下であることから、今後、定期安全レビュー時に実過渡回数がこの想定範囲内であることを確認する。

¹ ステンレス鋼製の円筒であり、支持輪板及びシュラウド支持脚(これらをシュラウドサポートという)によって支持されている。シュラウドの内側にあたる炉心内を上昇する冷却材の流れと、シュラウドの外側にあたるシュラウドと原子炉圧力容器壁間の環状領域を下降する流れとを隔離する構造になっている。また、炉心シュラウドは、上部格子板、炉心支持板等の炉心支持構造物を支持し、原子炉炉心を水平方向に定位置に保つ役割を果たしている。



高圧注水タービン

- ホイールケーシングに対する疲労評価

制御棒

- 制御材被覆管等に対して、累積照射量の高い取替済制御棒の水の中カメラによる点検結果等に基づき予防保全措置の検討

可燃性ガス濃度制御室素ガス発生装置

- 加熱器管体等に対して塗装等の応力腐食割れ防止策を検討し実施

原子炉再循環系配管等

- 疲労評価に対する実過渡回数確認
- SUS316系材を用いた溶接部については、原子力安全・保安院の指示文書(平成15・04・09原院第4号 NISA-161a-03-1)に基づき超音波探傷検査を行い、これらの点検結果等に基づき予防保全措置の検討

原子炉再循環ポンプ

- ポンプ主軸について、原子炉冷却材圧カバウンダリの低炭素ステンレス鋼の点検結果等の今後の知見に基づき予防保全措置を検討

残留熱除去系熱交換器

- 胴の代表部位の肉厚測定を実施

液体ボイズン系貯蔵タンク

- 電気ヒータエレメントの定期的な導通試験を実施

炉内構造物

- シュラウド、シュラウドサポートの低サイクル疲労割れ評価に対する実過渡回数確認
- 上部格子板等の応力腐食割れ、照射誘起型応力腐食割れ及び中性子脆化については、(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検結果等に基づき予防保全措置を検討

原子炉圧力容器

- ノズル等の疲労評価に対する実過渡回数確認
- 原子炉冷却材圧カバウンダリを構成するSUS316系材を用いた原子炉圧力容器の溶接部については、原子力安全・保安院の指示文書(平成15・04・09原院第4号 NISA-161a-03-1)に基づく超音波探傷検査を行い、これらの点検結果等に基づき予防保全措置の検討
- 制御棒ハウジング等については(社)火力原子力発電技術協会「炉内構造物点検評価ガイドライン」に基づく点検結果等に基づき、予防保全措置を検討

原子炉格納容器

- 機械ペネトレーション配管貫通部ペロースの疲労評価に対する実過渡回数確認
- 電気ペネトレーションポッティング材の絶縁特性低下に対して、60年想定耐環境試験を適切な機会に実施
- 電気ペネトレーションポッティング材の気密性低下に対して、60年想定耐環境試験を適切な機会に実施

蒸気タービン

- 高圧タービン車軸接合部、低圧タービン翼接合部及び同車軸接合部について超音波探傷検査を実施

原子炉給水系統仕切弁等

- 弁箱の疲労評価に対する実過渡回数確認

基礎ボルト

- 基礎ボルトに対しては、適切な機会を利用して腐食・付着力の観点からサンプル調査を実施
- ケミカルアンカに対しては、適切な機会を利用して、樹脂の劣化の観点からサンプル調査を実施

コンクリート構造物

- シュミットハンマーによる非破壊試験等を定期的な代表部位において実施

原子炉冷却材浄化系再生熱交換器

- 水室等について、原子炉冷却材圧カバウンダリの低炭素ステンレス鋼の点検結果等の今後の知見に基づき予防保全措置を検討

制御棒駆動水圧系配管等

- 原子力安全・保安院第2号 NIS (平成14・11・26原院第2号 NIS A-134b-02-4他)に基づき塩分測定他を実施し、その結果に基づき他機器への展開を含めた適切な予防保全措置を検討

図-4 島根原子力発電所1号機 高経年化対策検討に基づく長期保全計画