

柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉
高経年化技術評価書
(本冊)

[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価]

2022年8月
(2023年4月10日一部変更)

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 発電所の概要	
2. 1 プラントの概要	3
2. 2 発電所の保全概要	4
2. 3 プラントの運転実績	9
2. 4 技術基準規則への適合に向けた取組及びそのスケジュール	10
2. 5 これまでに発生した主な経年劣化事象及びこれまでに実施した主な補修・取替実績	10
3. 高経年化技術評価の実施体制	
3. 1 評価の実施に係る組織及び評価の方法	17
3. 2 評価の実施に係る工程管理	18
3. 3 評価において協力した事業者の管理に関する事項	19
3. 4 評価記録の管理に関する事項	20
3. 5 評価に係る教育訓練に関する事項	21
4. 高経年化技術評価の実施年月日及び高経年化技術評価を実施した者の氏名	
4. 1 高経年化技術評価の実施年月日	24
4. 2 高経年化技術評価を実施した者の氏名	24
5. 高経年化技術評価の実施手順	
5. 1 高経年化技術評価の対象とした機器・構造物	25
5. 2 高経年化技術評価の個別実施手順	26
5. 3 耐震安全性評価	33
6. 健全性評価結果	
6. 1 技術評価結果	37
6. 2 耐震安全性評価結果	51
6. 3 評価の結果に基づいた補修等の措置	52
7. 今後の高経年化対策	
7. 1 長期施設管理方針の策定	53
7. 2 技術開発課題	53
8. まとめ	54

1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所3号炉（以下、「柏崎刈羽3号炉」という。）は、1993年8月11日に営業運転を開始し、2023年8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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（2013年7月7日以前は、「電気事業法」）に基づく定期検査等により、技術基準への適合を確認するとともに、施設管理における機器・構造物の保全活動として、点検や補修等の予防保全活動に取り組んでいる。加えて、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・材料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、原子力発電所の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、経年化に伴い劣化が進展する事象は、運転年数の長いものから顕在化してくる恐れがあることから、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。

本評価書は、運転開始後30年を迎える柏崎刈羽3号炉の機器・構造物に対し、「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」（原子力規制委員会）（以下、「高経年化対策実施ガイド」という）、「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」（日本原子力学会）等に基づき、想定される経年劣化事象に関する技術評価を実施するとともに、運転を開始した日から30年以降の10年間に実施する高経年化の観点から現状保全を充実する新たな保全項目等を抽出し、長期施設管理方針としてとりまとめたものである。

なお、柏崎刈羽3号炉については、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則に定める基準に適合しない項目があることから、高経年化対策実施ガイドに基づき、冷温停止状態が維持されることを前提とした技術評価としている。

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，今後のプラントの冷温停止状態を維持することに関して，技術的な問題がないことを確認した。

今後も，現状保全に基づき，保全活動を実施していくとともに，高経年化対策実施ガイドに従い，適切な時期に高経年化技術評価の再評価を実施していく。

なお，本評価書は各機器・構造物の高経年化技術評価内容の概要等を示すものであり，各機器・構造物の詳細な高経年化技術評価及び耐震安全性評価結果については，別冊にまとめている。

2. 発電所の概要

2. 1 プラントの概要

柏崎刈羽3号炉は、沸騰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、原子炉冷却材再循環システムにより炉心内を通る冷却材を蒸気にする。この蒸気は原子炉圧力容器内に設けられている気水分離器、蒸気乾燥器によって水分が取り除かれ飽和蒸気になってタービンに送られタービン発電機を駆動する。タービンを通った蒸気は復水器に入り、ここで冷却されて水となり、復水ポンプ、給水加熱器、給水ポンプを通して原子炉圧力容器に戻りジェットポンプにより駆動されて再び炉心に送られる。

発電所の主要な仕様、システム概要を以下に示す。

(1) 主要仕様

電気出力	約 1,100 MW
原子炉型式	沸騰水型軽水炉
原子炉熱出力	約 3,300 MW
燃料	濃縮ウラン、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (燃料集合体 764 体)
減速材	軽水
タービン	くし形 6 流排気復水式

(2) 全体のシステム概念

プラント全体のシステム概念を資料 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、系統・構造物・機器の経年劣化が徐々に進行して最終的に事故・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。

柏崎刈羽3号炉での日常的な施設管理において、時間経過に伴う劣化管理が的確に行われている経年劣化事象（以下、「日常劣化管理事象」という。）の劣化管理の考え方を以下に示す。

原子力発電所に対する保全では、系統・構造物・機器の経年劣化が徐々に進行して最終的に事故・故障に至ることのないよう、定期的な検査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・故障を未然に防止している。

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、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（2013年7月7日以前は「電気事業法」）に基づく施設定期検査*1を受検するとともに、定期事業者検査についても、その実施に係わ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。

* 1：施設定期検査申請書には保全計画が含まれる。

なお、2013年7月7日以前は、「電気事業法」に基づく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、その実施に係わ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た。

具体的には、国が技術的な妥当性を評価し、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 第81条第1項に掲げる施設管理に係る要求事項を満たすものとなった、「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007）」に基づき、社内マニュアルを策定して施設管理を実施している。

はじめに、社長は原子炉施設の安全確保を最優先として、施設管理の継続的な改善を図るため、施設管理の現状を踏まえて施設管理の実施方針を定める。同方針は、施設管理の有効性評価の結果を踏まえて見直しされるとともに、高経年化技術評価の結果として長期施設管理方針を策定または変更した場合には、長期施設管理方針に従い保全を実施することを同方針に反映している。

また、柏崎刈羽原子力発電所長は、施設管理の実施方針に基づき、年度ごとに施設管理目標を設定し、施設管理の有効性評価の結果を踏まえて同目標の見直しを実施している。

この施設管理目標を達成するため、柏崎刈羽原子力発電所では、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。

柏崎刈羽原子力発電所では、原子力発電施設の中から各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として機器・構造物を選定し、この保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、「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（以下、「重要度分類指針」という。）

（1990年8月30日 原子力安全委員会）」の重要度分類と確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）から得られるリスク情報等を考慮して保全重要度を設定している。

また、保全の有効性を監視し、合理的、客観性をもって評価するために、保全重要度を踏まえてプラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定している。

そして、保全対象範囲に対し、保全重要度を勘案して次の事項を考慮して保全計画を策定している。

- a. 運転成績や故障実績，トラブル経験等の運転経験
- b. 使用環境や設置環境
- c. 劣化・故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 各種科学的知見

そして、予め保全方式（時間基準保全，状態基準保全，事後保全）を選定し、「点検方法」，その「実施頻度」及び「実施時期」を具体的に定めた点検計画を策定している。なお，この保全方式の選定にあたっては，劣化事象または偶発事象を勘案して策定するが，保全重要度を踏まえた上で保全実績，劣化，故障モード等を考慮して，効果的かつ効率的な保全方式を選定している。

前述のうち「点検方法」について、個別機器の保全内容についてそれぞれ個別に検討しているが、具体的には劣化メカニズム整理表*²及びこれまでの施設管理の結果から得られた機器の部位別に想定される劣化事象に着目した保全項目の検討を行い、検討結果に基づいて、施設管理するために必要な点検及び検査項目等を選定している。

* 2：過去に国内で実施してきた高経年化技術評価の評価結果を基に、原子力発電施設の保全を最適化するための情報として、劣化メカニズム（機器機能、部位、劣化事象・因子、保全項目（検知方法）等）を一覧表にまとめたもの。

同様に「実施頻度」についても、過去の点検履歴等を参考にしながら機器に応じて適切に選定し、その決定根拠を整理している。また、「実施時期」については、「重要度分類・保全方式策定マニュアル」で定める機器の点検方法及び実施頻度に基づき、点検の実施時期を「点検計画」として定めている。

補修、取替及び改造を実施する場合は、予めその方法及び実施時期を定めた補修、取替及び改造計画を策定している。

以上のとおり、予め定められた保全計画に従い、「工事計画」、「設計管理」、「調達管理」、「工事管理」の各プロセスにより点検・補修等の保全を実施し、記録している。

柏崎刈羽原子力発電所では、運転監視、巡視点検、定期的な試験及び点検により、機器・構造物の健全性を確認し、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劣化傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施することで機能回復を行い、長期的な健全性、信頼性を確保している。

そのために、現場の保全活動により得られるデータとして、点検手入れ前データ、状態監視データ、運転データ等を活用している状況にある。

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が計画的に巡視点検を行い，機器等の健全性確認，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，系統・機器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。

また，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

「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（2013年7月7日以前は「電気事業法」）に基づく施設定期検査等に合わせ，定期的にプラントを停止し，プラント全般にわたる設備の点検を実施して，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，以後の保全計画に反映している。

なお，柏崎刈羽3号炉は，プラントの停止期間が1年を超過することから，設備の運転状況等を考慮し，機能の維持を図るために必要な保全や長期保管対策に関する保全計画書（特別な保全計画）を定めている。

(4) 保守体制及び業務

原則として当社の保全部門が点検計画を策定し，分解点検等の実作業を協力会社が行っている。

作業にあたっては，当社の主管箇所が協力会社の行う作業及び品質の管理を行っている。

(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，設備の機能低下や経年劣化等の兆候が認められた場合には，故障に至る前に補修，取替を行う等，事故・故障の未然防止を図っている。

(6) 不適合の処理及び再発防止

発生した不適合については，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回復を図っている。

また，国内外プラントの同種設備で発生した不適合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，保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績，高経年化技術評価や定期安全レビュー結果，他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ等に基づいて保全の有効性評価（資料2-3）を実施している。また，その結果と施設管理目標の達成度から定期的に施設管理の有効性評価を実施し，施設管理が有効に機能していることを確認するとともに，継続的な改善に取り組んでいる。

これらの保全活動については，原子力発電所における機器の劣化兆候の把握及び点検の最適化に繋がるとともに，常にPDCAを回して改善が図られ，高経年プラントに対する的確な劣化管理に資するものであり，今後も現状の保全を継続することで健全性を維持することが可能であると考ええる。

2. 3 プラントの運転実績

柏崎刈羽3号炉は、1985年3月の第99回電源開発調整審議会において、電源開発基本計画に組み入れられることが決定し、1987年4月に内閣総理大臣より原子炉設置許可を取得した。同炉の建設工事は、敷地造成工事、建屋基礎掘削工事を経て1989年5月の格納容器組立開始によって本格化し、原子炉圧力容器据付、タービン据付、各種試験を経て燃料装荷を行い、1992年10月19日臨界に達した。その後、1992年10月28日の初並列を経て、1993年8月11日に営業運転を開始した。

発電電力量・設備利用率の年度推移を資料2-4、計画外停止の年度推移を資料2-5、計画外停止の事象を資料2-6に示す。

2. 4 技術基準規則への適合に向けた取組及びそのスケジュール

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（技術基準規則）に適合していない項目の計画については未定である。

2. 5 これまでに発生した主な経年劣化事象及びこれまでに実施した主な補修・取替実績

① 応力腐食割れ（SCC）

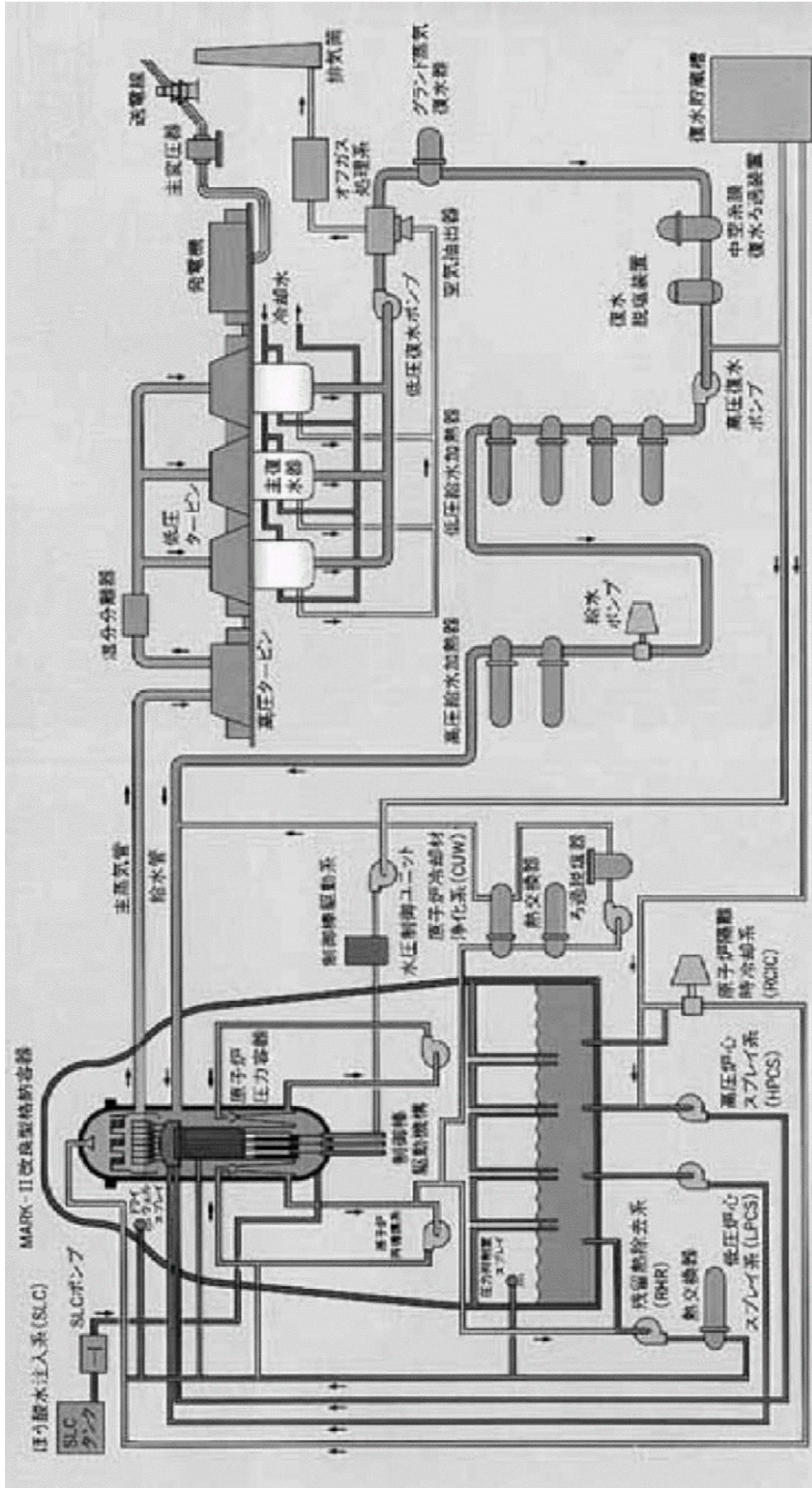
- a. 原子炉冷却材再循環系配管については、第7回定期検査（2002年～2004年）、第9回定期検査（2006年）及び第10回定期検査（2007年～）において亀裂が確認されたため、第7回定期検査（2002年～2004年）及び第10回定期検査（2007年～）に新規配管に取り替えを実施し、応力腐食割れ対策として高周波誘導加熱応力改善法による予防保全を実施している。
- b. 炉心シュラウドについては、第7回定期検査（2002年）において、シュラウドサポートリング内側溶接線近傍（H7）及び下部リング外側溶接線近傍（H6）に応力腐食割れによるものと推定される亀裂が確認された。確認された亀裂のうち、H7については、第7回定期検査（2002年～2004年）において、亀裂を除去し、応力腐食割れ対策として、レーザーピーニングによる応力改善を実施している。また、H6については、特殊設計施設認可を受け、亀裂を残した状態で運転継続することとした。

- ② 腐食・減肉
 - a. 配管減肉については、「配管減肉管理指針」に基づき、定期検査毎に「配管点検長期計画」を定め、計画的に配管減肉管理を実施している。

- ③ 絶縁劣化
 - a. 計画的に絶縁抵抗測定等を実施し、健全性を確認している。

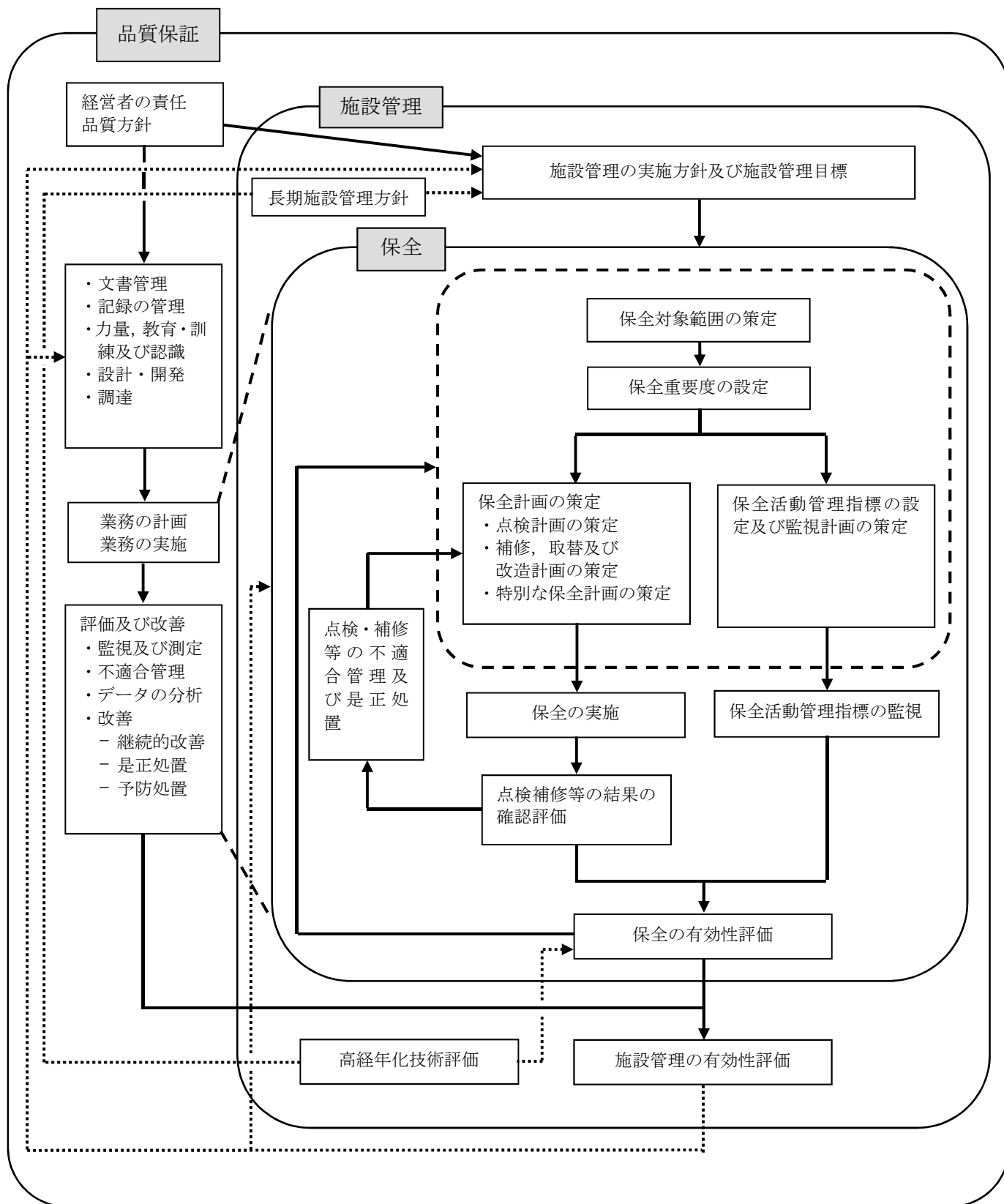
- ④ 中性子照射脆化
 - a. 炉心領域部材料の中性子照射による機械的性質の変化については、計画的に監視試験を実施し、破壊靱性の将来の変化を予測している。
原子炉圧力容器に対しては、供用期間中検査で超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

- ⑤ コンクリート構造物の熱、放射線照射、中性化、塩分浸透及び機械振動による強度低下
 - a. 計画的に強度、中性化深さ及び塩化物イオン量の測定等を実施して健全性を確認している。

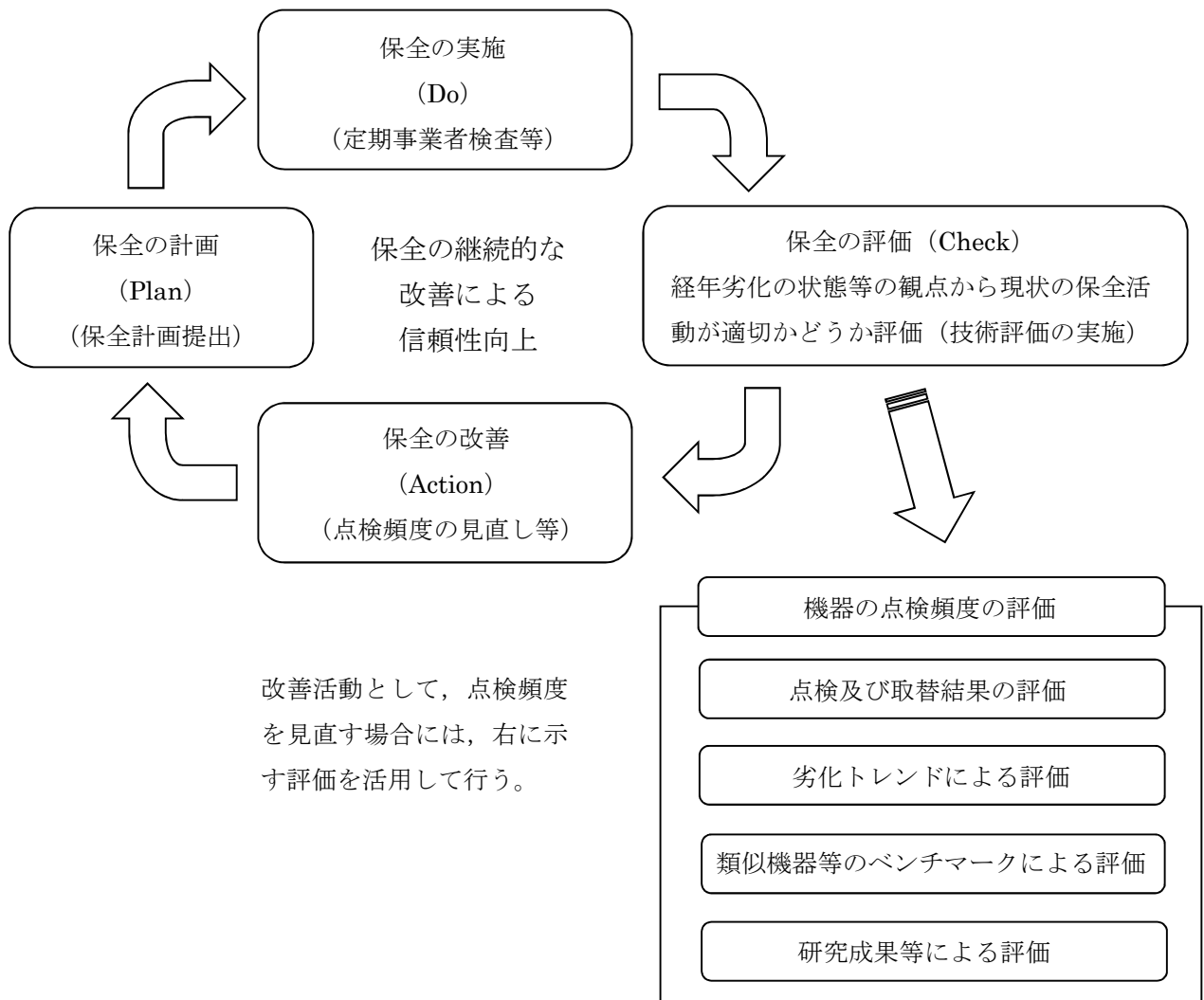


(注) 同一系統機器が複数ある場合はそのうちの1系統を示した。

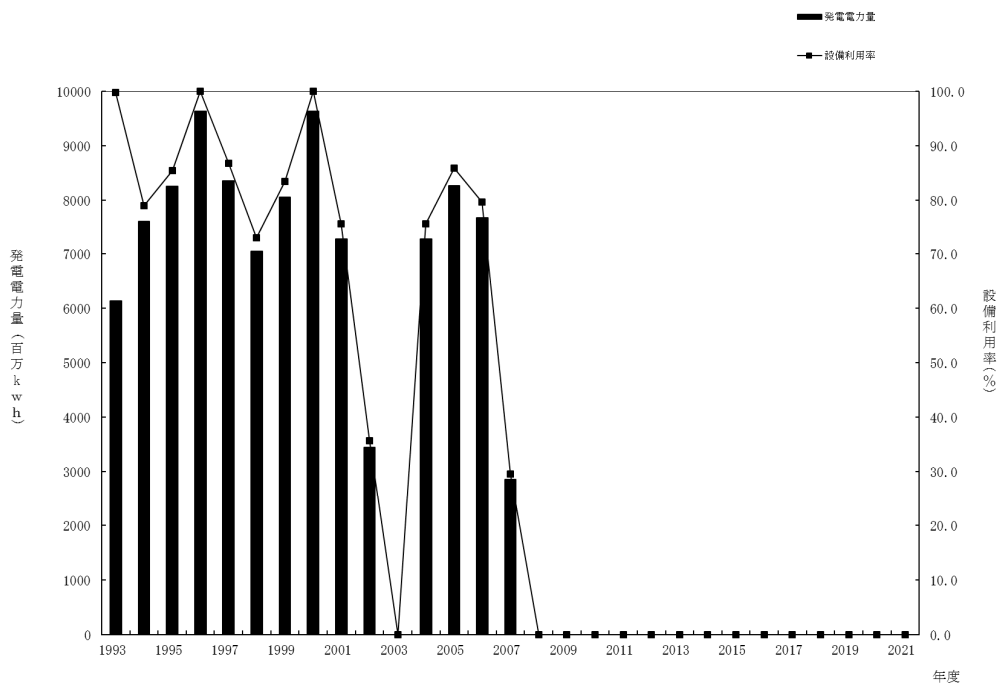
資料 2 - 1 全体系統概念図



資料 2 - 2 施設管理の実施フロー

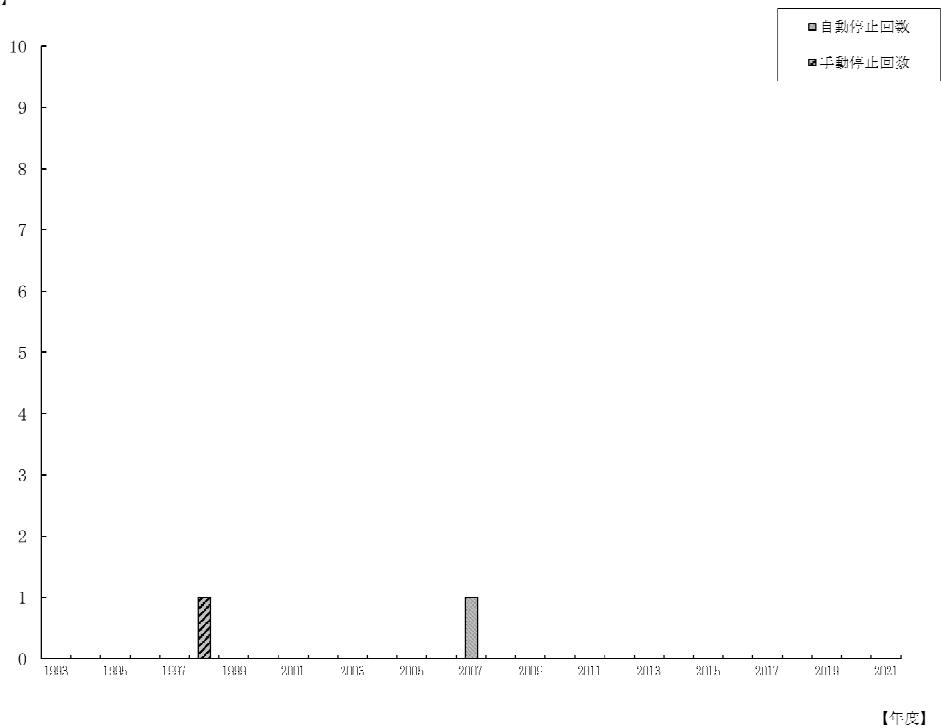


資料 2 - 3 保全の有効性評価



資料 2 - 4 発電電力量・設備利用率の年度推移

【回数】



資料 2 - 5 計画外停止の年度推移

資料 2 - 6 計画外停止事象一覧

No.	年度	事象
1	1998	原子炉再循環ポンプ(A)トリップに伴う原子炉手動停止(発電機解列)
2	2007	新潟県中越沖地震に伴う原子炉自動停止

3. 高経年化技術評価の実施体制

高経年化技術評価の実施は、保安規定「第 107 条の 6」に規定している。実施にあたっては、保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、実施体制を構築し、実施手順を確立して実施した。

3. 1 評価の実施に係る組織及び評価の方法

保安規定に基づく品質マネジメントシステム計画に従い、社内マニュアル「高経年化技術評価マニュアル」を定め、これに従い策定した「柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉高経年化技術評価実施計画」により評価の実施体制を構築している。

高経年化技術評価及び長期施設管理方針策定に係る組織を資料 3-1 に示す。

本社原子力設備管理部設備技術グループは、高経年化技術評価の長期実施計画を策定し、発電所所管グループが実施する高経年化技術評価に資する情報提供、評価・改善措置立案への助言及び評価書のレビューの実施・とりまとめを行った。

発電所においては、高経年化評価グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉高経年化技術評価実施計画」（以下、「実施計画」という。）に基づき、各所管グループが高経年化技術評価の検討等を行った。

評価の実施にあたっては、発電所内に懸案事項及び全体スケジュールの進捗状況等を把握し、関係箇所では情報共有を図る目的で、「高経年化技術評価実施連絡会」（以下、「実施連絡会」という。）を設置するとともに、その下部組織として、詳細な評価書作成スケジュールの進捗確認や評価書を作成していく上での懸案事項に対する解決策の検討等、業務遂行の円滑化を図る目的で「高経年化技術評価作業WG」（以下、「作業WG」という。）を設置し活動した。

評価書の品質確保を目的に高経年化評価グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉高経年化技術評価書等の作成・確認要領書」に従い、エビデンスチェック等を実施した。また、品質保証グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉高経年化技術評価書等の作成・確認に係る適切性確認要領書」に従い、評価書の作成及び確認が適切に行われていることを確認した。

本評価書及び長期施設管理方針について、2022 年 8 月 1 日に柏崎刈羽原子力発電所原子力発電保安運営委員会において審議を実施した。

3. 2 評価の実施に係る工程管理

高経年化対策実施ガイド等に基づき運転開始後 29 年を経過する日までに保安規定変更認可申請を行うべく工程管理を実施した。

具体的には、実施計画を制定し、実施連絡会及び作業WGの活動において評価の実施に係る進捗確認等を行った。

資料 3 - 2 に実施工程を示す。

3. 3 評価において協力した事業者の管理に関する事項

柏崎刈羽3号炉の高経年化技術評価において必要な調査及び技術評価書（案）の作成等について、東電設計株式会社へ委託を行った。

委託に関する手続き及び管理については、「調達管理基本マニュアル」等に基づき行っている。

当社は、委託先から提出された評価書（案）等の成果物の内容について確認している。

3. 4 評価記録の管理に関する事項

管理すべき文書・記録については、「施設管理基本マニュアル」に文書・記録の内容，記録の保管期間，所管箇所を定めている。

なお，主なものは以下のとおりである。

文書・記録の内容	文書・記録の分類	記録の保管期間	所管箇所
実施計画	文書	永久	高経年化評価グループ
高経年化技術評価書	文書	永久	高経年化評価グループ

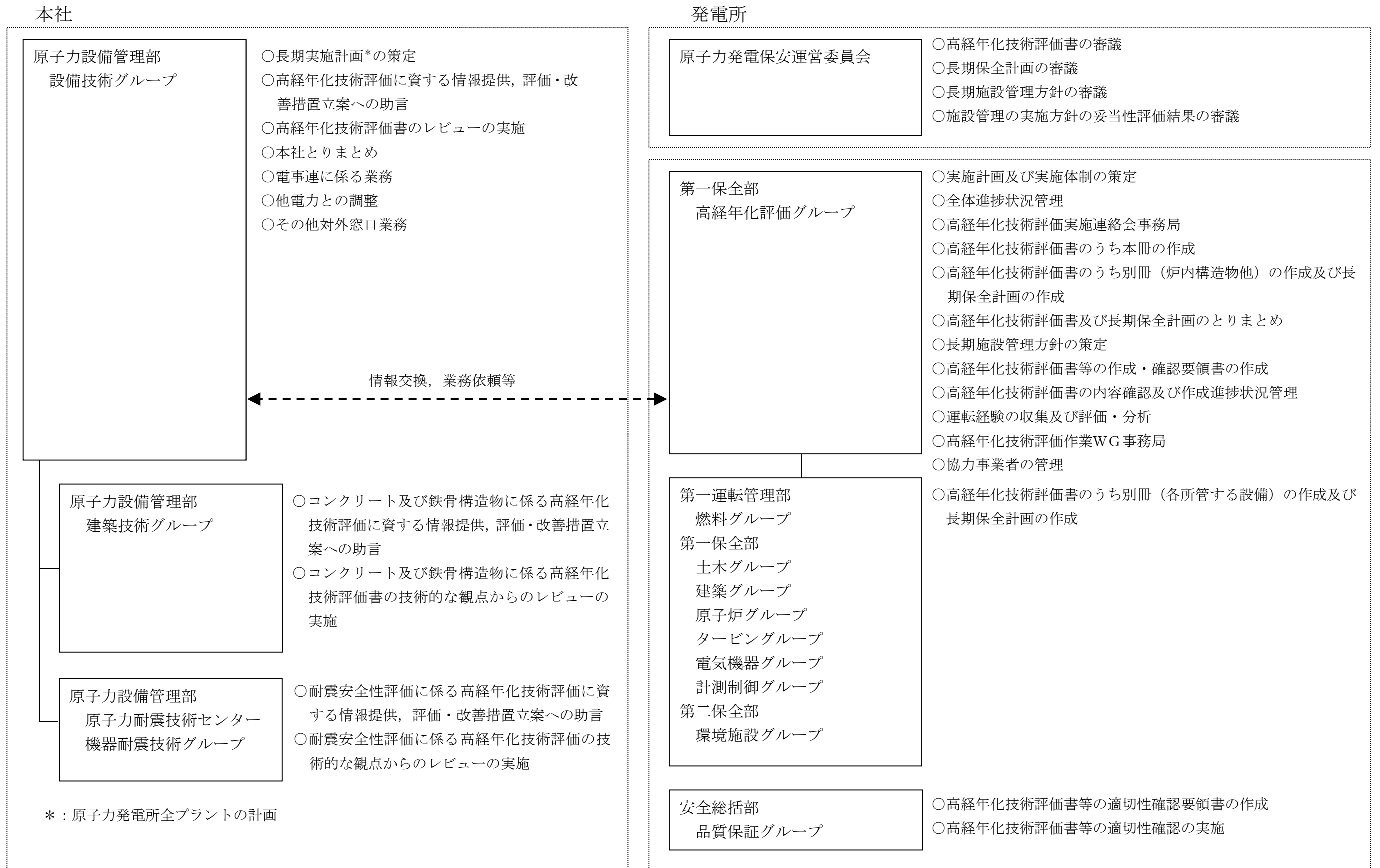
3. 5 評価に係る教育訓練に関する事項

高経年化技術評価を実施する力量については、実施計画でその要求する力量を定め、評価を実施する各所管グループは、高経年化技術評価に関する業務経験や施設管理の業務経験等を勘案して選任し、評価業務に従事させている。

具体的な評価担当者の力量水準については、「教育及び訓練基本マニュアル」で管理されている力量水準の区分（上位職の指導・助言を要せず自ら業務を実施できる）としている。

なお、教育・訓練については、「教育及び訓練基本マニュアル」に基づき実施している。

さらに、評価担当者に対して、作業WGを通じて具体的な評価方法や手順、評価にあたっての留意事項等について周知するとともに、情報共有することにより評価担当者の力量の維持・向上に努めている。



資料 3 - 1 高経年化技術評価及び長期施設管理方針策定に係る組織

年月 項目	2019				2020			2021				2022								2023						
	1	...	11	12	1	...	12	1	...	8	12	1	...	6	7	8	9	10	11	12	1	...	8	9		
保安規定変更認可申請時期																8/10 期限 ▼									▼ (運開 30 年)	
実施計画の制定, 改訂			制定 ▼							改訂 1 ▼																
高経年化技術評価の実施及び評価書の作成																										
高経年化技術評価書等の適切性確認																										
長期施設管理方針の策定																										
原子力発電保安運営委員会への付議																										

資料 3 - 2 実施工程

4. 高経年化技術評価の実施年月日及び高経年化技術評価を実施した者の氏名

4. 1 高経年化技術評価の実施年月日

2022年8月1日

4. 2 高経年化技術評価を実施した者の氏名

東京電力ホールディングス株式会社
執行役員 柏崎刈羽原子力発電所長
稲垣 武之

5. 高経年化技術評価の実施手順

高経年化技術評価では、「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」及び「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008」等に準拠して、原子力発電所を構成する機器・構造物を対象に経年劣化事象の抽出及び評価を実施するとともに、追加すべき保全策（長期保全計画）をとりまとめ、長期施設管理方針を策定する。

具体的な高経年化技術評価方法については、「技術評価」及びその結果を踏まえて実施する「耐震安全性評価」に区分して以下に示す。

なお、高経年化技術評価フローを資料5-1に示す。

5. 1 高経年化技術評価の対象とした機器・構造物

柏崎刈羽3号炉の高経年化技術評価では、「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）において定義されるクラス1、2及び3の安全機能を有する機器・構造物のうち、冷温停止状態の維持に必要な設備を評価対象機器とする。

評価対象機器は、配管計装線図（P&ID）、工事計画認可申請書、展開接続図（ECWD）等を基に抽出後、冷温停止状態の維持に必要な設備を選定する。

なお、供用に伴う消耗が予め想定される部品であって設計時に取り替えを前提とするもの、または機器分解点検等に伴い必然的に交換されるものは消耗品として評価対象から除外している。また、設計時に耐用期間（時間）内に計画的に取り替えることを前提とする機器であり、交換基準が社内基準等により定められているものについても定期取替品として評価対象から除外している。

5. 2 高経年化技術評価の個別実施手順

5. 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、選定された機器をポンプ、熱交換器、ポンプモータ、容器、配管、弁、炉内構造物、ケーブル、コンクリート及び鉄骨構造物、計測制御設備、空調設備、機械設備、電源設備の13機種に分類し、機種毎に以下の手順により評価した。

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

5. 2. 2 経年劣化事象の抽出

技術評価を実施するにあたっては、安全機能を有する機器・構造物に想定される全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する必要があるが、過去に高経年化技術評価を実施したプラントの実績をまとめた（社）日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2008※1，2015※2，2021」の「経年劣化メカニズムまとめ表」をもとにして、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した。

※1：2010(追補1)：2010年9月17日発行

2011(追補2)：2012年6月20日発行

※2：2016(追補1)：2016年12月28日発行

2017(追補2)：2017年12月25日発行

2018(追補3)：2018年7月8日発行

(1) 国内外の原子力プラントの運転経験の反映及び最新の技術的知見の反映

経年劣化事象の抽出にあたっては、これまで実施した福島第一原子力発電所1～6号炉、福島第二原子力発電所1～4号炉、柏崎刈羽原子力発電所1号炉、2号炉及び5号炉を含む先行評価プラントの技術評価書を参考にするとともに、現在までの国内外の運転経験や研究、原子力規制委員会指示文書等によって新たに得られた知見を反映した。

運転経験の反映は、柏崎刈羽原子力発電所2号炉へ反映した運転経験

に加え、それ以降（2019年4月～2022年5月末）の国内外の運転経験を分析し、経年劣化事象抽出、健全性評価等に反映した。

国内のトラブル情報としては、一般社団法人 原子力安全推進協会が運営する原子力施設情報公開ライブラリーにおいて公開されている事例のうち、法律、通達対象及び保全品質情報を含んでいる。

海外のトラブル情報は、Bulletin（通達）等のNRC（米国原子力規制委員会；Nuclear Regulatory Commission）情報を含んでいる。

なお、経年劣化事象の選定・抽出において、「経年劣化メカニズムまとめ表」に加え新たに考慮した運転経験はない。

また、柏崎刈羽3号炉の技術評価において検討対象とした主な原子力安全・保安院及び原子力規制委員会指示文書等を以下に示す。

- ① 「東京電力株式会社福島第二原子力発電所3号機の制御棒案件に関する報告徴収について」（平成15・05・22原第8号）
- ② 「原子力発電所の建物及び構築物のコンクリートに関する健全性の確認について」（平成16・12・02原院第2号）
- ③ 「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の制定、一部改正について」（制定：平成25年6月19日 原管P発第1306198号，一部改正：平成25年12月6日 原管P発第1312062号，平成27年10月7日 原規規発第1510071号，平成28年11月2日 原規規発第16110218号，平成29年9月20日 原規規発第1709202号）
- ④ 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイドの制定、一部改正について」（制定：平成25年7月8日 原管P 発第1307081号，一部改正：平成25年12月18日 原管P 発第1312181号，平成28年11月2日 原規規発第16110217号）
- ⑤ 「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の制定、一部改正について」（制定：平成26年8月6日 原規技発第1408063号，一部改正：令和元年6月5日 原規技発第1906051号，令和3年7月21日 原規 技発第2107219号）

その他，柏崎刈羽 3 号炉の技術評価において考慮した最新知見等について以下に示す。

- ① 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
 - ② （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
 - ③ 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2015」（（社）日本原子力学会標準）
 - ④ 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2016（追補 1）」（（社）日本原子力学会標準）
 - ⑤ 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2017（追補 2）」（（社）日本原子力学会標準）
 - ⑥ 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2018（追補 3）」（（社）日本原子力学会標準）
 - ⑦ 「原子力発電所の高経年化対策実施基準：2021」（（社）日本原子力学会標準）
- (2) 機器・構造物毎に発生が否定できない経年劣化事象
経年劣化事象の抽出は以下の二段階で実施した。

① 第一段階

- ・「経年劣化メカニズムまとめ表」により，原子力発電プラントに想定される経年劣化事象を抽出する。
- ・まとめ表作成・改訂時期以降の運転経験や，機器の構造の違いからまとめ表に記載された経年劣化事象以外に抽出された経年劣化事象を反映する。

② 第二段階

各機器個別の条件を踏まえ，部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

前項で選定した安全機能を有する機器・構築物に想定される全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事象とし、これらに該当しない事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出する。

このうち下記分類の①に該当する経年劣化事象は、「主要6事象*」のいずれにも該当しないものであって、平成21年1月から施行されたプラント毎の特性に応じた個別の検査の充実を含む新しい検査制度の実績を踏まえ、2.2項で記載した日常的な施設管理において時間経過に伴う劣化に対応した管理を的確に行うことによって健全性を担保しているものである。結果として、これらが日常劣化管理事象となる。

*原子力規制委員会の「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」に示された「低サイクル疲労」、「中性子照射脆化」、「照射誘起型応力腐食割れ」、「2相ステンレス鋼の熱時効」、「電気・計装品の絶縁低下」及び「コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下」

- ① 想定した劣化傾向と実際の劣化傾向の乖離が考え難い経年劣化事象であって、想定した劣化傾向等に基づき適切な保全活動を行っているもの
- ② 現在までの運転経験や使用条件から得られた材料試験データとの比較等により、今後も経年劣化の進展が考えられない、また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) 冷温停止維持状態における劣化事象

プラント通常運転時の起動・停止に伴う熱・圧力過渡，放射線，機械振動等により劣化の発生・進展が想定される事象については，冷温停止維持状態においてはこれらの要因がなく劣化の発生・進展が想定されないため，現時点までの評価を実施した。具体的な事象は下表の通り。

表 冷温停止維持状態において発生・進展が想定されない劣化事象

経年劣化事象	冷温停止維持状態で想定不要の理由
低サイクル疲労	有意な熱・圧力過渡がないため
粒界型応力腐食割れ	高温状態とならないため
中性子照射脆化	有意な中性子照射がないため
中性子照射による靱性低下	有意な中性子照射がないため
照射誘起型応力腐食割れ	有意な中性子照射がないため
2相ステンレス鋼の熱時効	高温状態とならないため

5.2.3 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

5.2.1項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

代表機器の主要部位と高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の組合せ毎に、現時点（2021年8月11日）から運転開始後40年時点まで冷温停止状態であると仮定する。解析等の定量的評価、過去の点検実績、修理・取替実績、一般産業で得られている知見等を用いて健全性を評価する。従って、すべての事象に対し運転開始後40年時点の評価を実施するものの、冷温停止期間中に発生・進展が想定されない事象の劣化の想定期間は、運転開始から現時点とし、至近のプラント停止（新潟県中越沖地震発生日）から現時点までの劣化は発生・進展しないものとした。

なお、健全性評価に用いる主な経年劣化事象の想定期間の考え方及び具体的な劣化事象とその想定期間は以下の通り。

○ 腐食

評価期間は運転開始後40年時点、劣化の想定期間も同様とする。

○ 低サイクル疲労

評価期間は運転開始後40年時点であるが、至近のプラント停止（新潟県中越沖地震発生日）以降、過渡は発生しないことから、劣化の想定期間は至近のプラント停止時点までとする。

○ 2相ステンレス鋼の熱時効

評価期間は運転開始後40年時点であるが、至近のプラント停止（新潟県中越沖地震発生日）以降、高温状態とならないことから、劣化の想定期間は至近のプラント停止時点までとする。

○ 中性子照射脆化

評価期間は運転開始後40年時点であるが、至近のプラント停止（新潟県中越沖地震発生日）以降、中性子照射は発生しないことから、劣化の想定期間は至近のプラント停止時点までとする。

○ 照射誘起型応力腐食割れ

評価期間は運転開始後40年時点であるが、至近のプラント停止（新潟県中越沖地震発生日）以降、中性子照射は発生しないことから、劣化の想定期間は至近のプラント停止時点までとする。

表 冷温停止状態での劣化の想定期間

劣化事象	評価対象	評価期間及び劣化の想定期間		至近のプラント停止時点	現時点	運転開始後40年時点
				2007.7.16	2021.8.11	2033.8.11
腐食	熱交換器等	評価期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		劣化の想定期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
低サイクル疲労	炉内構造物、容器、配管、弁等	評価期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点（新潟県中越沖地震発生日）まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2007.7.16]		
2相ステンレス鋼の熱時効	弁等	評価期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点（新潟県中越沖地震発生日）まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2007.7.16]		
中性子照射脆化	容器	評価期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点（新潟県中越沖地震発生日）まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2007.7.16]		
照射誘起型割れ	炉内構造物	評価期間	運転開始後40年時点まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2033.8.11]		
		劣化の想定期間	至近のプラント停止時点（新潟県中越沖地震発生日）まで	[Timeline bar from 2007.7.16 to 2007.7.16]		

b. 現状保全

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

c. 総合評価

上記 a，b の内容を踏まえ，現状保全の妥当性等について総合的に評価する。

d. 高経年化への対応

冷温停止状態の維持を考慮した場合，現状保全の内容に対して点検・検査等充実すべき項目（追加すべき保全策），技術開発課題等を抽出する。

5.3 耐震安全性評価

5.3.1 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。

5.3.2 耐震安全性評価手順

a. 耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の抽出

5.2.2項(2)で抽出した安全機能を有する機器・構築物に想定される全ての経年劣化事象について、これらの事象が顕在化した場合、代表機器の振動応答特性または、構造・強度上、影響が「有意」であるか「軽微もしくは無視」できるかを検討し、「有意」なものを耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象とした。

b. 耐震安全性評価

前項で抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象毎に、以下の手順に従って耐震安全性評価を実施した。

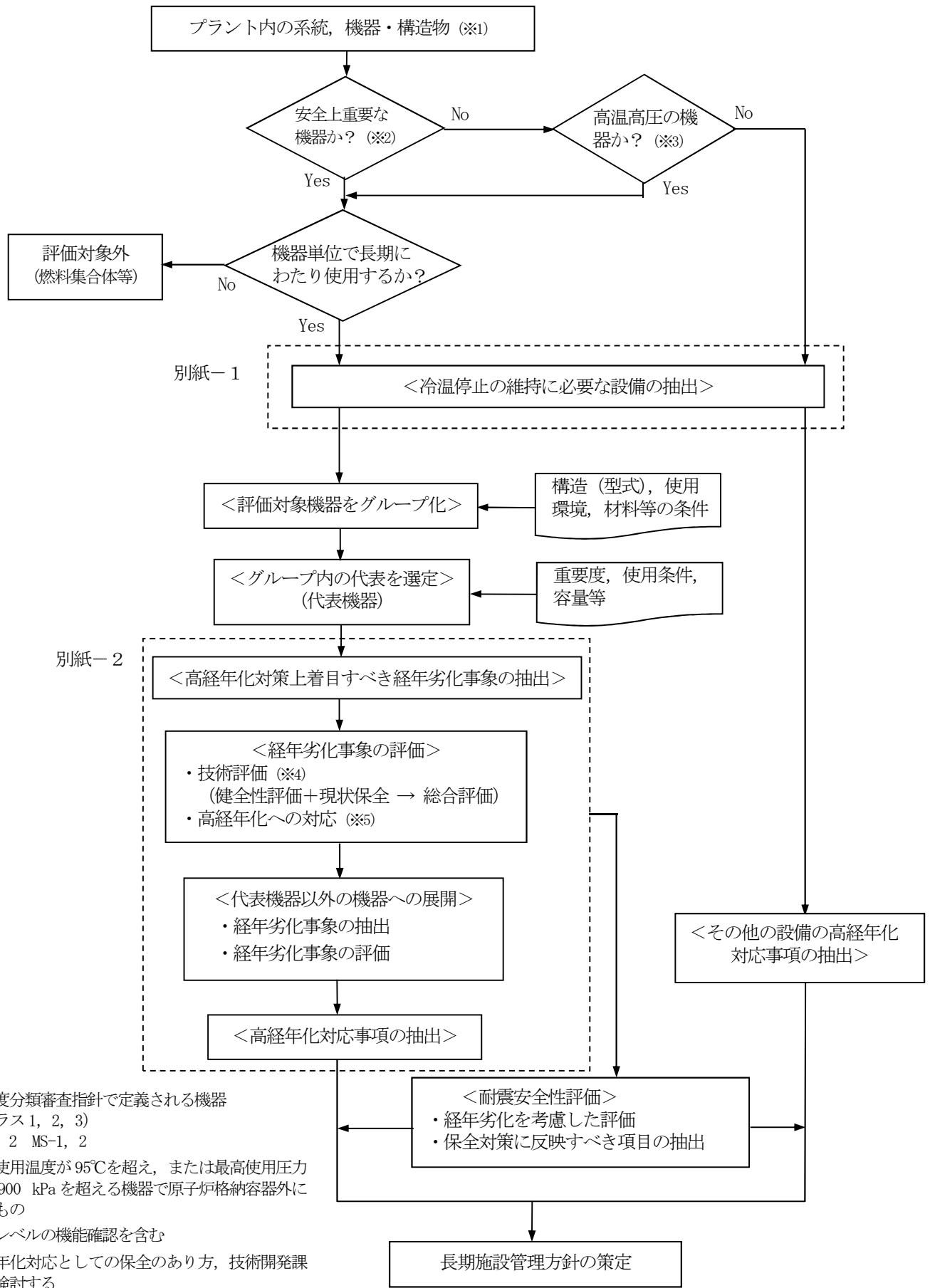
詳細な耐震安全性評価の手順については、別冊「耐震安全性評価書」に記載している。

- 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 想定される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、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（平成18年9月19日 原子力安全委員会決定）」に基づき策定した基準地震動による評価を実施した。

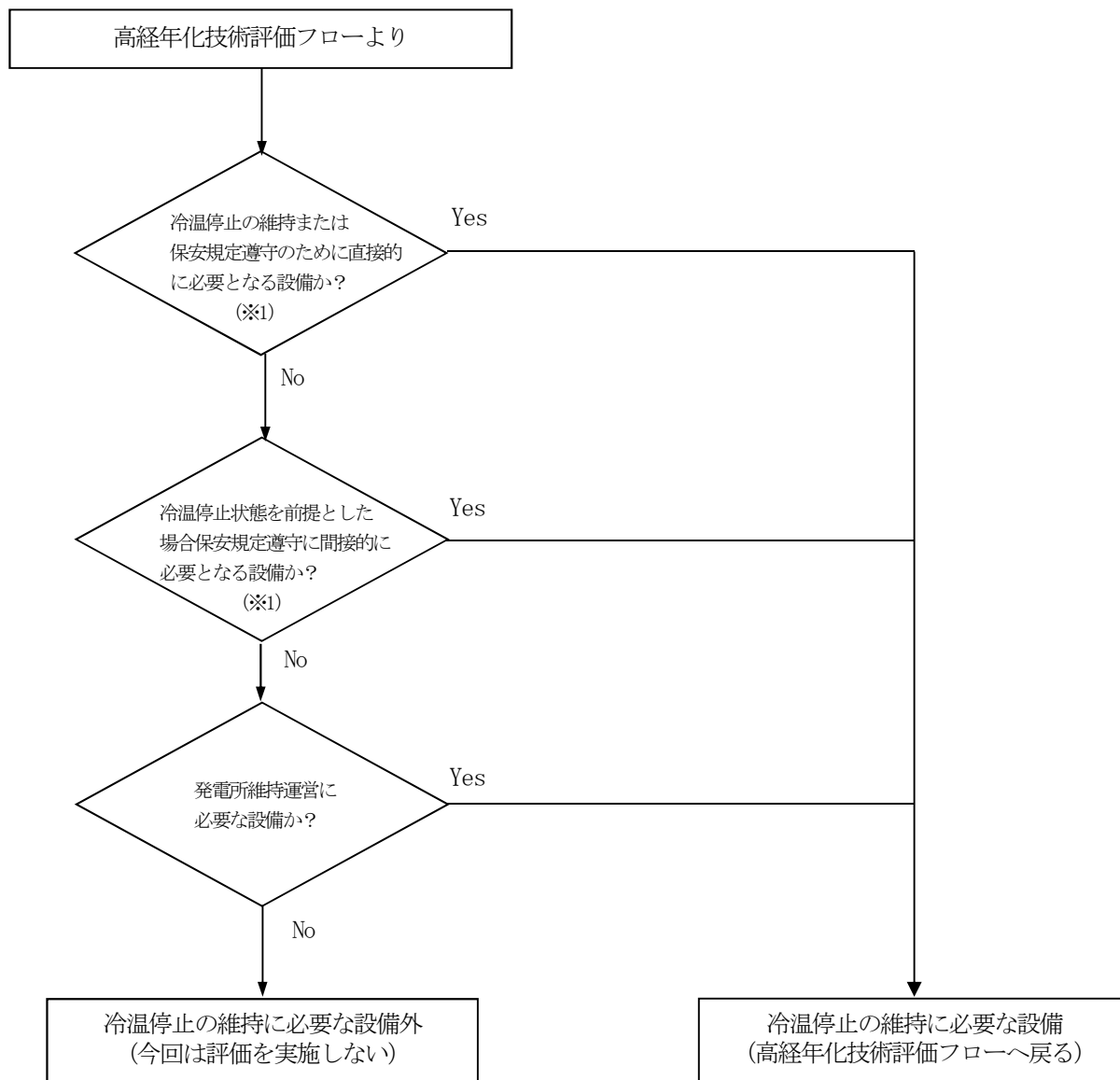
c. 保全対策へ反映すべき項目の抽出

以上の検討結果を基に、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。



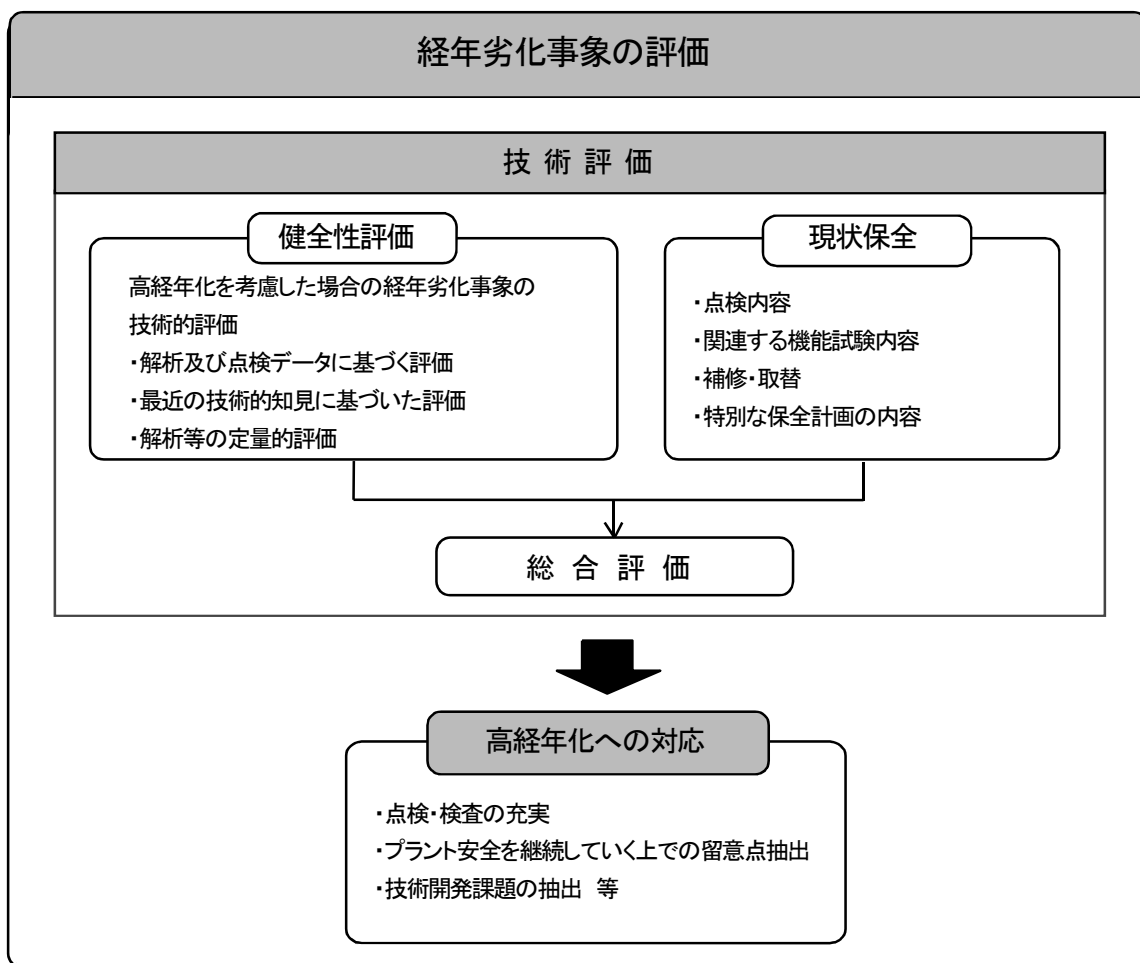
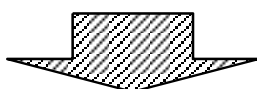
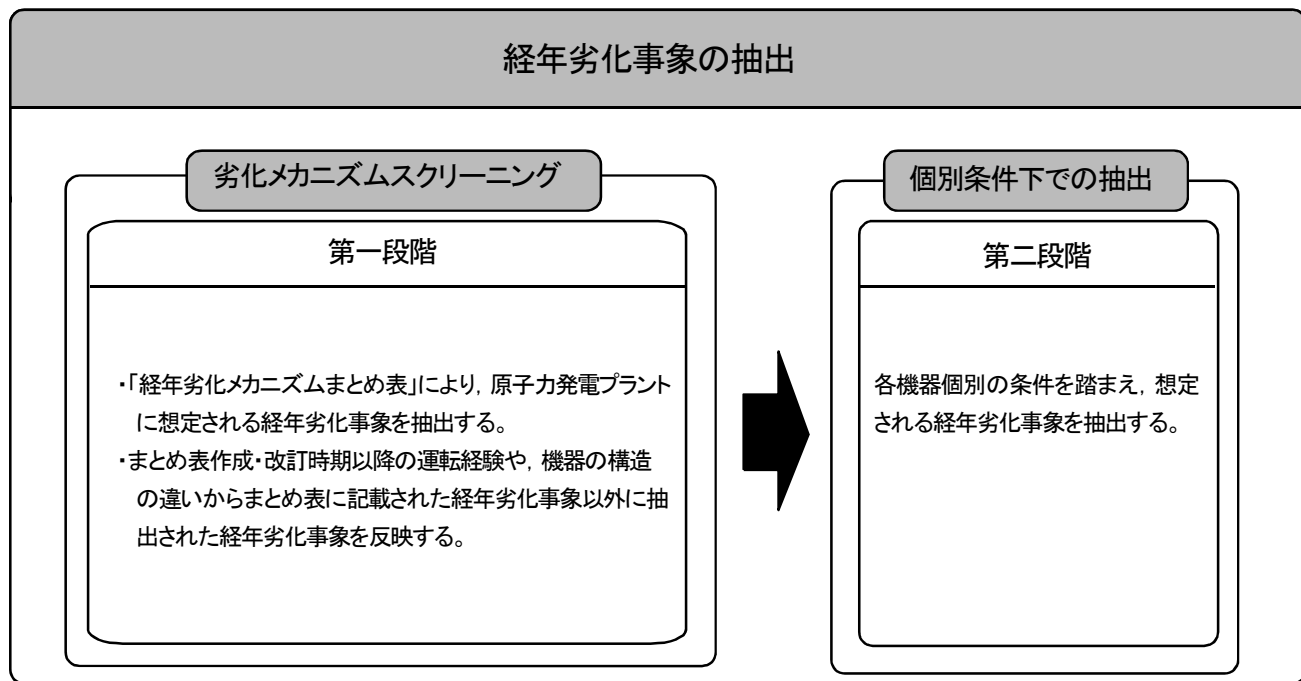
資料5-1 高経年化技術評価フロー

冷温停止の維持に必要な設備の抽出フロー



※1：保安規定において「原子炉モードスイッチが燃料取替又は停止及び照射済燃料の移動に対して要求される設備」並びに「運転モードによらず要求される設備」

経年劣化事象の抽出及び評価手順



6. 健全性評価結果

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・構造物並びにクラス3の機能を有する高温・高圧環境下にある機器・構造物のうち、原則として冷温停止の維持設備に係る技術評価結果及び耐震安全性評価結果の概要を記載している。

なお、各機器の詳細な評価結果については、別冊にまとめている。

6. 1 技術評価結果

本章においては、各機器の技術評価結果を以下の各項にまとめている。

- 6. 1. 1 ポンプ
- 6. 1. 2 熱交換器
- 6. 1. 3 ポンプモータ
- 6. 1. 4 容器
- 6. 1. 5 配管
- 6. 1. 6 弁
- 6. 1. 7 炉内構造物
- 6. 1. 8 ケーブル
- 6. 1. 9 コンクリート及び鉄骨構造物
- 6. 1. 10 計測制御設備
- 6. 1. 11 空調設備
- 6. 1. 12 機械設備
- 6. 1. 13 電源設備

6. 1. 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以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・制御棒駆動系駆動水ポンプ等の潤滑油ユニット油ポンプモータ（低圧，交流，全閉）は，固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物が有機物であるため，機械，熱，電気，環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが，絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため，今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 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は抽出されなかった。

6. 1. 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以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・原子炉補機冷却水系の高圧ポンプモータは、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物が有機物であるため、機械、熱、電気、環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。
- ・原子炉補機冷却海水系等の低圧ポンプモータは、固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物が有機物であるため、機械、熱、電気、環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 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以下に示す。

- a. 中性子照射脆化
 - ・原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化
- b. 低サイクル疲労割れ
 - ・ノズル等の低サイクル疲労割れ
- c. 絶縁特性低下
 - ・電気ペネトレーションシール材等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 中性子照射脆化]

- ・原子炉圧力容器胴（炉心領域部）は、中性子照射脆化が想定されるが、運転開始後 40 年時点の累積中性子照射量を考慮した最低使用温度及び上部棚吸収エネルギーの評価を行い、運転管理上問題にならないことを確認した。現状、超音波探傷検査等を実施し、有意な欠陥のないことを確認している。

胴（炉心領域部）の中性子照射脆化は監視試験による破壊靱性値の変化を把握する等、監視試験及び中性子照射脆化予測式により把握可能であること、また有意な欠陥のないことも超音波探傷検査等で確認していることから、今後も現状保全を継続していく。

また、最新の脆化予測式による評価を実施していく。

[b. 低サイクル疲労割れ]

- ・原子炉圧力容器ノズル等は、プラントの起動・停止時等に熱過渡を受けるため、低サイクル疲労割れが想定されるが、環境を考慮した疲労評価を実施した結果、運転開始後 40 年時点の疲れ累積係数は許容値以下であることを確認した。

[c. 絶縁特性低下]

- ・モジュール型中性子計装用電気ペネトレーション等は、シール材等が有機物であるため、熱、放射線照射、機械的、電氣的、環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は系統機器点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 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以下に示す。

- a. 低サイクル疲労割れ
 - ・配管の低サイクル疲労割れ

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 低サイクル疲労割れ]

- ・原子炉冷却材再循環系配管等は、プラントの起動・停止時等に熱過渡を受けるため、低サイクル疲労割れが想定されるが、環境を考慮した疲労評価を実施した結果、運転開始後 40 年時点の疲れ累積係数は許容値以下であることを確認した。

6. 1. 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以下に示す。

- a. 低サイクル疲労割れ
 - ・弁箱の低サイクル疲労割れ
- b. 熱時効
 - ・弁箱の熱時効
- c. 絶縁特性低下
 - ・固定子コイル，口出線・接続部品の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 低サイクル疲労割れ]

- ・給水系原子炉給水ライン手動止め弁等の弁箱は，低サイクル疲労割れが想定されるが，環境を考慮した疲労評価を実施した結果，運転開始後 40 年時点の疲れ累積係数は許容値以下であることを確認した。

[b. 熱時効]

- ・原子炉冷却材再循環系ポンプ吐出弁の弁箱は，高温環境下のため熱時効により破壊靱性が低下する可能性はあるが，分解点検時に目視点検及び浸透探傷検査により亀裂がないことを確認しており，熱時効が問題となる可能性は小さいと評価した。
また，当面の冷温停止状態においては，有意な熱過渡はなく，今後の低サイクル疲労割れの発生・進展する可能性はないと評価した。

[c. 絶縁特性低下]

- ・残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁用駆動部等は，固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物が有機物であるため，機械，熱，環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが，絶縁特性低下は系統機器点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため，今後も現状保全を継続し必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 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以下に示す。

a. 低サイクル疲労割れ

- ・炉心シュラウド，シュラウドサポートの低サイクル疲労割れ

b. 応力腐食割れ

- ・炉心シュラウド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の評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 低サイクル疲労割れ]

- ・炉心シュラウド等は，プラントの起動・停止時等に熱過渡を受けるため，低サイクル疲労割れが想定されるが，環境を考慮した疲労評価を実施した結果，運転開始後 40 年時点の疲れ累積係数は許容値以下であることを確認した。

[b. 応力腐食割れ]

- ・炉心シュラウド等は運転に伴い照射量が増加し，照射誘起型応力腐食割れが想定されるが，計画的な目視点検を実施していくこととしている。照射誘起型応力腐食割れに対する健全性は目視点検により確認可能であり，今後も発電用原子力設備規格維持規格（日本機械学会）に基づく点検を実施していく。

なお，上部格子板については，照射誘起型応力腐食割れに着目した目視点検を実施していく。

6. 1. 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以下に示す。

- a. 絶縁特性低下
 - ・絶縁体の絶縁特性低下
- b. その他
 - ・水トリー劣化

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応(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)の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・高圧ケーブルは、絶縁体が有機物であるため、熱、放射線、電氣的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁診断試験等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。
- ・難燃 CV ケーブル他は、絶縁体が有機物であるため、熱、放射線要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

[b. その他]

- ・屋外に布設された高圧ケーブルの絶縁体には、水トリー劣化が想定されるが、トレンチ及びピット内部に架空化されたケーブルトレイ、電線管により布設されており、ケーブルが布設時より長時間浸水することはなく、水トリー劣化による絶縁体の絶縁特性低下の可能性は小さい。高圧ケーブルの水トリー劣化による絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁診断試験等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 9 コンクリート及び鉄骨構造物

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以下に示す。

- a. コンクリートの強度低下
 - ・中性化，熱等による強度低下
- b. コンクリートの遮へい能力の低下
 - ・熱による遮へい能力の低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. コンクリートの強度低下]

- ・コンクリート構造物は，熱，放射線照射，中性化，塩分浸透及び機械振動による強度低下が想定されるが，文献データ，実機コンクリートの強度測定結果等から強度低下が急激に進行する可能性は小さい。また，定期的に目視点検を実施し，必要に応じて補修を実施している。さらに，定期的に強度測定等を実施しており，今後も現状保全を継続していく。

[b. コンクリートの遮へい能力の低下]

- ・コンクリートは，熱による遮へい能力の低下が想定されるが，原子炉圧力容器近傍に位置し，運転時に照射量の最も大きいガンマ線遮へい壁コンクリートの炉心領域部の最高温度（60.5℃）が制限値（中性子遮へいで 88℃，ガンマ線遮へいで 177℃）を下回っていることから，遮へい能力への影響はないと考えられる。また，放射線量は日常的に監視していることから異常の兆候は検知可能であり，今後も現状保全を継続していく。

6. 1. 10 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以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・温度検出器の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・温度検出器は、封止材の劣化により絶縁素材に水分が浸入し絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する特性試験により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 1 1 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以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・ 固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・ 非常用ガス処理系排風機のファンモータ等は，固定子コイル及び口出線・接続部品の絶縁物が有機物であるため，機械，熱，電気，環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが，絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため，今後も現状保全を継続し，必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 1 2 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以下に示す。

- a. 応力腐食割れ
 - ・制御棒の照射誘起型応力腐食割れ
- b. 絶縁特性低下
 - ・電磁コイル等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 応力腐食割れ]

- ・制御棒は、照射誘起型応力腐食割れが想定されるが、熱中性子の累積照射量により定めた運用基準に基づき取り替えを実施している。定期検査毎の停止余裕検査及び制御棒駆動機構の機能検査により制御能力及び動作に問題のないことを確認している。
また、取出制御棒に対しては、外観検査により異常のないことを確認している。今後も現状保全を継続していく。

[b. 絶縁特性低下]

- ・原子炉建屋クレーンのブレーキ電磁コイル等は、絶縁物が有機物であるため、熱、機械、環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 1. 1 3 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以下に示す。

a. 絶縁特性低下

- ・回転子コイル等の絶縁特性低下

これらの経年劣化事象についての評価結果及び高経年化への対応（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）の概要を以下に示す。

[a. 絶縁特性低下]

- ・非常用ディーゼル発電設備の回転子コイル等は、絶縁物が有機物であるため、機械、熱、環境的要因により絶縁特性低下が想定されるが、絶縁特性低下は点検時に実施する絶縁抵抗測定等により把握可能であるため、今後も現状保全を継続し、必要に応じて適切な対応をとることとする。

6. 2 耐震安全性評価結果

5. 3. 2項に示す評価方法に従って抽出された耐震安全上考慮する必要のある経年劣化事象の主な評価結果を以下に示す。

なお、各機器に共通するものは経年劣化事象毎に整理した。

[a. 腐食（熱交換器の胴の全面腐食）]

- ・熱交換器の胴の腐食（全面腐食）は、対象機器に保守的に40年間の腐食量0.8mm（全面腐食）を想定し評価を実施した。
評価の結果、発生応力は許容応力を下回り、耐震安全性に問題のないことを確認した。

[b. 腐食（基礎ボルト）]

- ・基礎ボルトの腐食は、対象機器に保守的に40年分の腐食量0.3mmを想定し評価を実施した。
評価の結果、腐食を想定した状態において、地震を考慮した設計許容荷重による発生応力が、許容応力を下回ることを確認した。

[c. 中性子照射脆化]

- ・原子炉圧力容器円筒胴（炉心領域）に点検により検出可能な亀裂及び運転開始後40年時点での脆化を想定し、地震を考慮しても、現状の運転管理により脆性破壊しないことを確認した。

[d. 低サイクル疲労]

- ・低サイクル疲労は、対象機器におけるこれまでの実過渡回数より想定した運転開始後40年時点での疲れ累積係数と地震時の疲れ累積係数の合計値が許容値を下回ることを確認した。

[e. 中性子照射による靱性低下]

- ・中性子照射量の大きい上部格子板に対し、運転開始後40年時点での中性子照射による靱性低下及び亀裂を想定し評価した結果、地震を考慮した場合においても不安定性破壊は生じないことを確認した。

6. 3 評価の結果に基づいた補修等の措置

本技術評価結果を提出する以前に健全性評価に基づき実施した補修等はない。

7. 今後の高経年化対策

高経年化技術評価結果より、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。

7. 1 長期施設管理方針の策定

(1) 現状の施設管理の評価結果

冷温停止の維持に必要な設備については、現状の保全活動（特別な保全計画）において実施される定期切替等を含む日常保全を継続して実施することで健全性が確保されることを確認した。

(2) 現状の施設管理に追加すべき項目

高経年化技術評価の結果、今後、高経年化対策として充実すべき課題等は抽出されなかった。

7. 2 技術開発課題

高経年化技術評価は、現在までの知見と実績をもとに評価を実施したものであるが、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、今後さらに技術開発課題に取り組んでいく必要がある。

なお、現時点では緊急性を有する課題はない。

しかし、今後、電力研究や国の研究プロジェクトの成果等を活用し、必要なものは保全計画に反映する。

8. まとめ

(1) 総合評価

柏崎刈羽3号炉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、冷温停止状態の維持に必要な機器・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、健全性が確保される見通しを得た。

(2) 3号炉情報に訂正した評価結果に対する総括評価

本評価の実施にあたり生じた設備情報の誤り及びこれまでの審査における適正化等については、補正において全て適切な記載に訂正するとともに、評価結果への影響がないことを確認しており、それらの変更点を資料8に示している。

資料8より、3号炉情報に訂正した内容は、高経年化技術評価結果に影響がないことをあらためて確認した。

(3) 今回の事象の概要

本評価の実施にあたり、以下に示す問題点により、多くの設備情報の誤りが生じる結果となった。

【設備情報の誤り箇所（18箇所）】

- ① 設備詳細仕様を整理する表は、同表から設備情報を技術評価書へ転記する際に、転記誤りが起こりやすいフォーマットであった。
- ② 担当者は、設備や施設管理に関する知識等の力量は有していたが、当該業務（評価書作成）は継続して発生するものではないため、経験が浅く、確認不足があった。

【設備情報の訂正が必要となる箇所（131箇所）】

- ① 当社は、日々の施設管理や高経年化技術評価に必要な情報に基づいて評価書を作成するところ、先行号炉に倣って詳細な設備情報を評価書に記載した。
- ② 設備主管グループは、3号炉の情報を使用すべきところ、確認できなかったため、2号炉の情報を参照することによる影響評価を行い、3号炉の高経年化技術評価結果に影響を与えないものであることを確認した。しかし、3号炉以外の情報を参照することの妥当性まで考えが至らなかった。
- ③ 高経年化評価グループ、設備主管グループ及び委託先は、設備詳細仕様が確認出来ない場合の判断基準、評価書への反映方法等、3H対応（先行号炉で実績のない対応）に関して、対応方法を明確にしていなかった。

- ④ 高経年化評価グループの管理職とメンバーは、2号炉の設備情報を参照し評価書を作成することに関して、相互の認識合わせが不十分だった。
- ⑤ 高経年化技術評価に関する会議（作業WG、実施連絡会）は、当社関係者間で作業進捗や課題を共有する機会が十分に設けられていなかった。また、委託先や当社関係者共に、高経年化評価グループが、作業進捗や課題を把握しているだろうとの思い込みがあり、組織横断・個々人のコミュニケーションの弱さに対し、相互に補い合う意識、仕組みがなかった。
- ⑥ 設備主管グループは、設備詳細仕様が確認できない箇所について、追加情報が得られなかったこと、評価結果に影響を与えないものであることを確認し、評価書作成業務を完了した。
- ⑦ 品質保証グループは、設備詳細仕様に用いる設備情報の適切性までを確認していなかった。
- ⑧ 委託先が、再委託先に発注した設備詳細仕様の調査において、委託仕様書に仕様調査結果の提出時期を明示しておらず、再委託先での目標時期の認識統一が図れていなかったこと等、業務管理が十分でなかった。

（4）今後の取り組み

今回実施した高経年化技術評価は、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知見等を踏まえ、適切な時期に再評価を実施していく。

- ・ 材料劣化に係る安全基盤研究の成果
- ・ 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
- ・ 原子力規制委員会からの指示
- ・ 材料劣化に係る規格・基準類の制定及び改廃
- ・ 発電用原子炉の運転期間の変更
- ・ 発電用原子炉の定格熱出力の変更
- ・ 発電用原子炉の設備利用率（実績）から算出した原子炉容器の中性子照射量
- ・ 点検・補修・取替の実績

さらに、多くの設備情報の誤りが生じたことの対策として、後続の4号炉の評価においては、高経年化技術評価に必要な情報を精査し、標準化した上で当該号炉の設備情報を用いて評価を行う。また、高経年化技術評価に必要な当該号炉の設備情報が不明な場合は、評価方針を組織的に決定し、内容を原子力規制庁に説明する。

加えて、以下の是正処置についても確実に取り組んでいく。

① 個々の気づきや懸念をフォローする体制構築

- ・ 高経年化技術評価に必要な情報を精査し、標準化した上で当該号炉の設備情報を用いて評価を行う。
- ・ 組織としてマネジメント面でフォローするためにプロジェクト体制にて対応する。プロジェクトリーダーは、メンバーに対して社外文書における情報の重要性を伝えるとともに委託先も含めてメンバーから不安や悩みを直接受け入れることも周知し、定期的な会議開催により進捗や課題解決を実施する。
- ・ 設備主管グループは、業務上の3Hに該当する課題を確認し、定期的な作業会議で報告する。
- ・ 高経年化評価グループの管理職は、報告された課題等により計画を見直す必要が発生した場合は、社内意思決定会議にて審議するとともに必要に応じて原子力規制庁にも説明等を行う。
- ・ 品質保証グループは「適切性確認」において上記対応が出来ていることを含めて確認し、社内作業会議／意思決定会議にて報告する。

② 委託先に対する管理強化

- ・ 高経年化評価グループ及び品質保証グループは、委託先に対する監査を実施する。

③ 作業手順書の見直し

- ・ 設備詳細仕様の整理方法及び、評価書への反映方法やエビデンスの確認方法について作業手順書を改訂し明確にする。
- ・ 評価書に関わる設備情報は当該号炉の設備情報を用いて行うことを手順書に明確化する。
- ・ 業務に携わる者に対する教育プログラムを定め、作成手順やノウハウに関する教育実施について手順書に明確化する。

④ 再委託先の管理強化

- ・ 委託仕様書へのホールドポイントの明示及び定期的な進捗管理を行う等、再委託先への管理を強化する。

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

以 上