

第 2.2.2-4 表 国内外の基準の発行・改訂の情報源

分類		情報源	件数
d. 国内外の基準等	国内の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本電気協会規格、指針</li> <li>・日本機械学会規格</li> <li>・日本原子力学会標準</li> </ul>	約 60 件
	国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国際原子力機関(IAEA)基準</li> <li>・米国原子力学会(ANS)発行規格</li> <li>・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード</li> <li>・米国 NRC 審査ガイド(Reg. Guide)</li> <li>・米国 NRC 標準審査指針(SRP)</li> <li>・米国 NRC 暫定スタッフ指針(ISG)</li> <li>・米国 NRC 一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order)</li> <li>・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス</li> <li>・欧州原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス</li> <li>・欧州連合(EU)指令</li> <li>・仏国 安全規制当局(Décret、Arrêté、Décision、Avis、RFS ガイド)</li> <li>・独国 原子力技術委員会(KTA)規格</li> <li>・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)ガイド</li> <li>・独国 原子炉安全委員会(RSK)</li> <li>・独国 放射線防護委員会(SSK)</li> <li>・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告</li> <li>・英国 安全評価原則(SAP)</li> <li>・英国 技術評価、技術検査(TAG、TIG)ガイド</li> <li>・スウェーデン 放射線安全機関規則(SSMFS)</li> <li>・フィンランド 政令、原子力安全指針(YVL)</li> </ul>	約 930 件

第 2.2.2-5 表 国際機関及び国内外の学会等の情報源

分類	情報源		件数
<p>e. 国際機関及び国内外の学会等の情報</p> <p>〔耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関する情報含む〕</p>	<p>国内の学会活動</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・学会等の論文、大会報告               <ul style="list-style-type: none"> <li>-電気学会</li> <li>-日本機械学会</li> <li>-日本原子力学会</li> <li>-日本建築学会</li> <li>-日本地震学会</li> <li>-日本地震工学会</li> <li>-日本地質学会</li> <li>-日本活断層学会</li> <li>-日本堆積学会</li> <li>-日本学術会議</li> <li>-日本第四紀学会</li> <li>-日本海洋学会</li> <li>-日本船舶海洋工学会</li> <li>-日本自然災害学会</li> <li>-日本計算工学会</li> <li>-日本混相流学会</li> </ul> </li> <li>・国の機関報告、研究               <ul style="list-style-type: none"> <li>-地震調査研究推進本部</li> <li>-中央防災会議</li> <li>-地震予知連絡会</li> <li>-産業技術総合研究所</li> <li>-海上保安庁</li> <li>-気象庁</li> <li>-防災科学技術研究所</li> <li>-国土地理院</li> <li>-環境省(原子力規制庁)</li> </ul> </li> <li>・雑誌等の刊行物               <ul style="list-style-type: none"> <li>-地震研究所彙報</li> <li>-京都大学防災研究所年報</li> <li>-月刊地球科学</li> </ul> </li> <li>・カルデラ火山の活動状況のモニタリング</li> </ul>	<p>約 1760 件</p>
	<p>国際機関及び国外の学会活動</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-国際原子力機関(IAEA)</li> <li>-米国原子力規制委員会(NRC)</li> <li>-米国地球物理学連合(AGU)</li> <li>-米国地震学学会(SSA)</li> <li>-地球技術研究学会(EERI)</li> <li>-米国地質調査所(USGS)</li> <li>-国際測地学及び地球物理学連合(IUGG)</li> <li>-米国機械学会(ASME)</li> <li>-国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI)</li> <li>-ロンドン地質学会</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・学会等の論文、大会報告               <ul style="list-style-type: none"> <li>-国際原子力機関(IAEA)</li> <li>-米国原子力規制委員会(NRC)</li> <li>-米国原子力エネルギー協会(NEI)</li> <li>-シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR)</li> </ul> </li> </ul>	<p>約 510 件</p>

第 2.2.2-6 表 メーカー提案の情報源

分類	情報源	件数
f. メーカーからの提案	メーカー提案書	約 60 件

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(1/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
1	過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究 (Phase I) (H27 年度)	過酷事故時の実機環境条件に即した経年劣化手法を確立するため、耐環境条件を整理し、代表プラントによる想定事故シナリオにおける必要機器を抽出、抽出された設備の劣化因子を整理した。	△	経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
2	電気計装設備に関する経年劣化評価研究 (Phase II) (H27 年度)	耐環境試験(熱・放射線等)の適正化が必要とされる電気計装品の劣化処理後の機能試験、蒸気暴露試験を実施し、プラント供用期間における健全性を確認した。	△	経年劣化評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
3	過酷事故用電気ペネトレーション開発のための耐環境性評価に関する研究 (H27 年度)	過酷事故に耐える無機絶縁材を使用した電気ペネトレーション(PEN)を開発し、過酷条件における長期健全性の評価を実施し、実機適用への目途を得た。	△	電気ペネトレーションの設計に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
4	低燃焼度における PCI 破損に関する研究 (H27 年度)	1 サイクル照射された低燃焼度の ZIRLO 燃料棒でランプ試験を実施し、寸法測定、ECT 欠陥探傷等を実施することで、低燃焼度領域の試験データが拡充され、PCI 破損しきい値の見直しに関する説明性が向上した。	△	技術評価に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
5	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (H28 年度)	混合層(鉛直方向によく混合された状態の大気境界層)高さが線量評価に与える影響は非常に小さいことを確認した。また、実サイトへの LES(ラージエディシミュレーション)を用いた地形・建屋周辺の拡散計算の適用性を確認した。	△	シビアアクシデント時の被ばく評価等に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(2/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
6	690合金のPWSCC 長期信頼性確認 試験(STEP4) (H29年度)	原子炉容器等に使用している 690合金の PWSCC 発生に対する長期信頼性を確認するため、1次冷却材模擬水中にて定荷重試験を実施し、PWSCCの発生がないことを確認した。更なる長期信頼性の確認のため、定荷重試験を継続する計画としている。	×	更なる長期期間における 690合金部位の信頼性が確認できた。現状の安全性を追認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。
7	原子炉容器の中性子照射脆化に関する健全性評価手法の高度化研究 (Step3) (H29年度)	ミニチュアコンパクト試験片の照射材及び低上部棚吸収エネルギー材料に対する適用性を検討した。従来形状のコンパクト試験片に加えてミニチュアコンパクト試験片を用いて破壊靱性試験を実施し、両者の結果を比較することで、ミニチュアコンパクト試験片の有効性を評価した。なお、低上部棚吸収エネルギー材では、延性亀裂成長を抑制するための対策案として改良型ミニチュアコンパクト試験片についても破壊靱性試験を行い、その有効性を評価した。	△	原子炉容器等の構造健全性確認に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
8	B型照射模擬燃料集合体の振動特性に対する軸流減衰効果に関する研究 (H29年度)	軸流下における照射模擬燃料集合体の自由減衰試験を実施し、振動特性への影響を評価した結果、軸流速が速くなるにつれて減衰比は大きくなるが、固有振動数は軸流速の影響を受けなかった。これにより、現状の燃料耐震評価手法に保守性があることが確認できた。	×	現状の安全性を追認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。
9	A型燃料集合体の応力評価手法高度化の適用に関する研究 (H29年度)	制御棒案内シンプルの限界強度試験を実施し、制御棒案内シンプルが崩壊に至る軸力と曲げモーメントの関係を取得した。また、崩壊に至る軸力と曲げモーメントの関係との対比により、解析により得られた許容基準(崩壊曲線)の妥当性を確認した。	×	許容基準の妥当性を確認するものであり、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(3/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
10	津波波力・漂流物衝突作用時における機器・配管の構造強度評価の研究 (H29 年度)	原子力発電所内に備わる機器設備に対して、基準津波を超える津波が遡上することを仮定したときの機器影響評価の体系化、高度化を図ることを目的として「波力・波圧および漂流物衝突力作用時における構造評価技術の高度化」「波力・波圧及び漂流物衝突作用等における構造評価技術の実用化・体系化」について研究を実施し、波力・波圧、漂流物の衝突に対する機器設備の健全性を確認するための評価方法について体系化、高度化を図った。	×	<p>研究成果のうち玄海原子力発電所に関係する、海水ポンプ及び貫通部止水処置の波力・波圧および漂流物衝突力作用時の構造評価に関する研究成果を確認し、以下の理由で反映不要である。</p> <p>波力・波圧は海水ポンプの評価で用いた評価式と同じ式が研究成果として示されており、反映不要である。また、貫通部止水処置については、基準津波及び基準津波を一定程度超える津波では波力・波圧は発生しない想定であるため、反映不要である。</p> <p>漂流物衝突は、玄海では深層取水であり、海水ポンプは衝突が発生しない想定であるため、反映不要である。また、基準津波及び基準津波を一定程度超える津波では、貫通部止水処置に漂流物衝突が発生しない想定であるため、反映不要である。</p>

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(4/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
11	機器フラジリティの高度化に関する研究 (H29 年度)	地震 PRA における現状の機器のフラジリティ評価について、説明性向上の観点から安全係数法の妥当性評価及び高度化検討を行った。また、シビアアクシデント対策設備、津波、内部溢水、火災の防護設備等の設備を対象としたフラジリティ評価手法を整理するとともに、フラジリティ評価の更なる高度化に向けて、損傷モードの適正化等の課題が抽出された。	△	地震 PRA に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
12	破碎部性状等による断層の活動性評価手法の高度化に関する研究 (H29 年度)	破碎部性状及び断層の活動性時期に関する検討を実施し、断層破碎帯に含まれる粘土鉱物の種類・含有量・化学組成について、活断層と非活断層を区分できる可能性が示唆された。また、熊本地震における地表地震断層の活動性に関する検討を実施し、活断層がトレースされていなかった地域においても、複数回の古地震イベントが推定できた。	×	現行の破碎部性状等による断層の活動性評価手法の妥当性を確認しているものであり、新たな対応は必要ないと判断した。
13	基礎地盤・斜面对策工を対象とした地震時安定性評価手法の高度化およびリスク評価に関する研究 (H29 年度)	基礎地盤の安定性評価において、すべり安全率が 1.0 を下回った場合でも変位量は限定的であり、急激に不安定な状態にはならず、現状のすべり安全率評価には一定の保守性があることを確認した。また、時刻歴非線形解析における引張り破壊後の強度設定について、直ちに残留強度に低下させることで保守的な評価が可能であることが示唆された。アンカー工(斜面の土圧を岩盤に定着させた鋼材でボルト締めして支える工法)が設置された周辺斜面では、定着部の岩盤が損傷した場合でも、アンカー力が保持されることを確認した。基礎地盤及び周辺斜面を対象としたリスク評価(フラジリティ評価を含む)について、評価手法及び評価モデルの提案を行った。	×	従前の評価方法をさらに高度化した評価方法に関する知見であり、従前の評価方法で安定性は確保できていることから、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(5/7)

No.	研究項目	概 要	分類	判断根拠
14	東北地方太平洋沖地震を踏まえた津波評価手法に関する研究(その2) (H29年度)	<p>波源モデルに関する最新知見を踏まえ、決定論的津波評価手法による試評価を実施し、既往の解析結果等との比較を行った。</p> <p>非地震性津波に関する既存の解析手法について、水理模型実験により再現性を確認し、課題を整理した。また、不確かさに関する検討を実施し、各パラメータが計算結果に及ぼす影響を確認した。</p> <p>非地震性津波及び取放水設備内水位の確率論的評価手法による試評価を実施し、課題を整理した。また、敷地浸水評価に用いる津波に関する検討を実施した。</p> <p>二次的影響評価に関する検討として、水塊落下時の波力評価手法について既存の知見を踏まえた検討を行った。また、東北地方太平洋沖地震津波による実港湾を対象とした砂移動再現計算や、取水路内の砂移動に関する水理模型実験を実施した。</p>	×	<p>現行の決定論的津波評価手法及び確率論的評価手法の妥当性(再現性)確認と今後の評価手法高度化に向けた取組みであり、継続検討が実施されていることから、新たな対応は必要ないと判断した。</p>
15	屋外重要上木構造物の耐震性能照査手法の高度化に関する研究 (H29年度)	<p>屋外重要上木構造物を模擬した3次元動的FEM解析を実施し、2次元動的FEM解析の保守性を確認した。また、3次元静的FEM解析を実施し、動的FEMの結果を包絡することを確認した。</p> <p>材料非線形解析を用いた場合のせん断に対する許容限界として、ひずみレベルに加えて膨張量5mmを提案した。</p> <p>コンクリートのひび割れ補修材について、環境負荷1.5年時点での効果の持続性を確認するとともに、数値解析による再現が可能であることを確認した。</p> <p>ひび割れ補修を行ったRCが損傷を受けた場合でも、被支持構造物のアンカーの引き抜き耐力が保持されることを確認した。</p>	×	<p>従前の評価方法をさらに高度化した評価方法及び補修を行った場合の耐震評価に関する知見であり、従前の評価方法で耐震性は確保できていることから、新たな対応は必要ないと判断した。</p>

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(6/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
16	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (H30 年度)	数値モデルによる放出源有効高さ評価において、水平方向拡散幅を拡大させた計算を行い、拡散幅の違いが有効高さに対して大きな影響がないことを確認した。 数値モデルの不確かさの要因の一つである計算格子幅について格子幅を変えた計算を行い、不確かさの定量化を行った。 本研究成果等の民間規格への反映に向けた要点を整理した。	△	シビアアクシデント時の被ばく評価等に反映の可能性のある知見であり、今後も関連する研究の動向を注視する。
17	新規制基準対応を踏まえた機器・配管系評価法に関する研究 (Phase2) (H30 年度)	新規制基準で対応が強化された水平・鉛直 3 方向地震力の組合せ等のテーマについて、具体的な評価法に関する検討を行った。その結果、水平・鉛直 3 方向地震の検討に対する地震動の組合せ方法の基本的な考え方及び評価式の策定、時刻歴解析に対するばらつきでの考慮、疲労損傷評価等、知見の拡充を達成できた。	△	一部の成果について JEAC への規格化を実施しており、必要に応じて実機プラントの設計等の対応において本知見の適用を検討するが、新たな対応は必要ないと判断した。
18	機器・配管系の弾塑性評価法の高度化・規格化に向けた研究 (H30 年度)	機器・配管系を対象とした弾塑性評価法に関する既往知見の調査、評価法の検討及び試評価、さらに原子力発電所耐震設計技術規程を対象とした規格化(JEAC化)に向けた検討を行った。その結果、弾塑性応答解析による応答低減率を考慮すると一次応力の低減が確認でき、手法の有効性を確認した。	△	JEAC 等への規格化を予定しており、必要に応じて実機プラントの設計等の対応において本知見の適用を検討するが、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(7/7)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
19	低合金鋼の熱時効評価研究 (H30 年度)	文献調査の結果に基づいて、温度加速条件設定方法を検証し、その条件にて実機 60 年運転を模擬した加速試験を行った。その結果、最も熱時効に厳しいと推定される加圧器の高 P-HAZ 部でも十分高い破壊靱性値を有していると評価され、実機健全性への影響は問題にならないと考えられた。	×	現状の安全性を迫認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-8 表 自社研究から抽出した最新知見(1/1)

No.	研究項目	概 要	分類	判断根拠
1	1 次系最適水処理技術の実機適用評価に関する研究	被ばく低減のため実施している亜鉛注入について、プラント長期停止による亜鉛酸化被膜への影響を確認する試験及び評価を行い、長期停止後の亜鉛注入再開時の濃度は、通常停止後と同じ濃度で十分であるとの知見を得た。	●	再稼働時の亜鉛注入量の設定に反映。
2	脱酸素手法の高度化による蒸気発生器信頼性向上に関する研究	SA 時の SG2 次側への淡水注入冷却において SG 到達前の給水の脱酸素手法として、均一触媒を用いた N <sub>2</sub> H <sub>4</sub> 脱気反応手法及び不均一触媒を用いた N <sub>2</sub> H <sub>4</sub> 脱気反応手法を提案した。	×	現状の安全性を迫認する知見であり、新たな対応は必要ないと判断した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-9 表 原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見(1/2)

No.	研究項目 (発行年)(発行機関)	概要	分類	判断根拠
1	防潮堤に作用する津波 段波の影響について (平成 27 年) (原子力規制庁)	本研究では、段波を対象に防潮堤に対する影響を明確にするため、水理試験及び解析を実施した。この結果、段波が防潮堤の構造健全性に与える影響は、概して持続波による影響より小さいことを確認した。但し、段波による影響は津波の砕波と密接に関係しており、防潮堤が海岸線近傍に設置されるとともに、防潮堤近傍で砕波が発生する等、複数の条件の重畳によっては持続波による影響よりも大きくなる場合がある。本研究では、これらの複数の条件の重畳によって段波による影響が持続波よりも大きくなる場合においても、国交省の暫定指針の水深係数 3 の考え方を適用できることを確認した。	×	文献の結論が既往研究の内容を確認したのみであり、反映不要である。
2	防潮堤に作用する津波 波圧評価に用いる水深 係数について (平成 28 年) (原子力規制庁)	本研究では持続波を対象に、フルード数が 1 を超える場合の防潮堤に対する作用波圧の評価方法を明確にするため、水理試験及び解析を実施した。この結果、防潮堤が無い場合の通過波の最大比エネルギー発生時刻に基づいたフルード数及び水深係数を用いて、防潮堤に対する作用波圧を評価できることを確認した。	×	津波波圧が作用する防潮堤等の構造物がないため、反映不要である。
3	原子力発電所における 高エネルギーアーク損 傷(HEAF)に関する分 析 (平成 28 年) (原子力規制庁)	HEAF 試験において、高エネルギーアーク損傷の事象進展及び電気盤が異なってもアークパワーがほぼ一定になることが確認された。また、今後の課題として、HEAF 事象のメカニズム及びアークの評価モデル等の解明・検討の必要性が抽出された。	●	アーク放電による電気盤の損壊拡大防止に関する知見を踏まえて、平成 28 年 8 月 8 日に改正された法令に適合するよう、電気盤の HEAF 火災発生防止対策を実施した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-9 表 原子力規制委員会等が実施している研究開発から抽出した最新知見(2/2)

No.	研究項目 (発行年)(発行機関)	概要	分類	判断根拠
4	航空機落下事故に関するデータ (平成 28 年) (原子力規制庁)	原子炉施設の航空機落下確率の評価に係る審査の参考とすることを目的に、平成 5 年～平成 24 年の 20 年間に国内で発生した航空機事故データ、運航実績データ、及び自衛隊機及び米軍機の訓練空域面積データを調査した。	●	新規制基準適合性審査における航空機落下確率評価にて当該データを反映している。
5	確率論的津波ハザード評価に係る手法の提案－プレート間地震による津波波源の設定方法とその適用例－ (平成 30 年) (原子力規制庁)	「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」の技術的サポートのため、プレート間地震に起因する津波波源の新たな設定方法(以下「新津波想定」という。)とその技術的根拠を示し、千島海溝から日本海溝沿いのプレート間地震を対象に、新津波想定を適用した確率論的津波ハザード評価の事例から、津波波源モデル等の不確かさが確率論的津波ハザード評価結果に及ぼす影響を示した。	×	本技術報告は、千島海溝から日本海溝沿いのプレート間地震を対象とした確率論的津波ハザード評価の事例であることから、評価に反映すべき知見はない。
6	原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領(受託研究) (平成 28 年) (日本原子力研究開発機構)	原子炉圧力容器の中性子照射脆化に伴う健全性評価について、欧米では合理的に機器の破損頻度を算出する確率論的破壊力学(PFM)に基づく健全性評価手法(確率論的手法)等の規制への導入が進んでいる。本報告は、国内外の最新知見や専門家の意見等を反映し、整備された標準的解析要領をとりまとめた。	×	JEAG4640-2018「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」に取り込まれたが、現行法令や安全規制に用いられていないこと、及び許容基準がない要領であり、今後の評価に使用することから反映不要。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(1/3)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
1	H27.8.7	川内 1号	巡視点検により、運転中の 1A-RCP 軸振動(Y軸)の指示値が低下していることを中央制御室の記録計及び指示計にて確認した。原因は、振動検出器に接続される信号ケーブルのコネクタ部での接触不良であり、過去の点検時のコネクタ切離し、接続の繰返しによる偶発的な芯線の接触不良と推定した。	●	振動計点検時に信号ケーブルのコネクタ部等での健全性を確認する手順について作業手順書に明記した。
2	H27.10.5	川内 2号	格納容器全体漏えい率検査において、格納容器内圧力が静定しなかったことから、検査を継続することができなくなった。原因はフランジ締付け型の空気作動バタフライ弁取付における配管フランジの締付け調整不良及びフランジ取付後の漏えい確認を実施していなかったことが原因と推定した。	●	バタフライ弁の配管フランジ締付け後の漏えい確認手順について作業手順書に明記した。
3	H28.5.23	川内 1,2号	使用済燃料ピット温度、水位の計器リプレース後の検査方法等の検討不足により、検査方法と検査に係る判定基準の考え方に不整合が生じた。	●	検査方法を変更した場合等における判定基準との整合性確認手順について社内マニュアルに明記した。
4	H23.10.4	川内 2号	検査手順チェックシートに、具体的に確認するモード選択スイッチ等の記載がなかったことから、適切なモード選択スイッチ状態に設定されず、検査項目のうち、警報発信は確認できたが、表示灯点灯を確認できなかったため、同検査を中止した。	●	検査準備項目として確認・実施する具体的内容について社内マニュアルに明記した。
5	H27.10.6	川内 2号	検査実施中、露点検出器のヒータ線の短絡により、露点温度検出の一部が不良となったため、検査条件を満足しない状態となった。	●	検出器点検時に健全性を確認する手順について作業手順書に明記した。また、予備検出器を保有する運用とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(2/3)

No.	発 生 年 月 日	ユ ニ ッ ト	概 要	分 類	判 断 根 拠
6	H28.5.11	川内 1,2 号	届出を確実に行ったかどうかを確認する仕組みが明確でなかったため、選解任を実施した「公害防止統括者(代理者)」及び「公害防止管理者」について、選解任の届出を失念した。	●	各種主任者の届出状況を確認する手順について社内マニュアルに明記した。
7	H28.12.6	川内 1 号	検査要領書の作成時に、新規制基準への反映として、新たに検査対象計器を追加したが、これに使用する当該検査用計器の記載を失念した。	●	検査対象等を変更した場合における検査用計器との整合性確認について社内マニュアルに明記した。
8	H28.11.11	本店	業務担当者が改訂文書の適用開始日までに通知すればいいと考え、他の業務に注力したところ、関係者への規定文書の改正内容の通知を失念し、実施していなかった。	●	規定文書の制定、改廃を行った場合の関係者への通知プロセスを確認する手順について社内マニュアルに明記した。
9	H29.4.2	川内 1,2 号	外部電源に係る運転上の制限(LCO)逸脱に関する判断が不明確だったため、一旦宣言したLCO逸脱を取り消し、その後、再度LCO逸脱を宣言した。	●	運転上の制限逸脱に関する判断は明確になっているが、逸脱宣言後に宣言を訂正する可能性はあることから、逸脱判断を訂正する場合の手順について社内マニュアルに明記した。
10	H29.4.28	川内 1,2 号	安全協定に基づく報告書は、測定結果を転記し作成しているが、誤って測定データを見落としてしまい報告書に記載が漏れた。	●	報告書の作成手順は社内マニュアルに明記しているが、関係者へ意識付けのための教育を行った。
11	H28.8.25	本店	審査を担当者が失念して、解析業務チェックシート(解析業務計画書用)による審査を実施していなかった。また、管理職も審査の失念に気が付かなかった。	●	解析業務計画書の審査漏れを防止するための手順について社内マニュアルに明記した。
12	H28.11.8	本店	記録のコピーの印字に不鮮明なものがあったため、読み取りミスにより報告書に誤った数値を記載した。	●	関係者に、記録への資料の転記ミス及び読み取りミスの防止対策を教育した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-10 表 当社の品質保証活動から得られた教訓から抽出した最新知見(3/3)

No.	発 生 年 月 日	ユ ニ ッ ト	概 要	分 類	判 断 根 拠
13	H30.8.8	川内 2 号	検査手順書の不備により、モード 選択制御器の位置を確認するべ きところ担当者が確認を失念した。	●	社内マニュアルに、 AVR 制御モードの状 態確認項目を記載し た。
14	H27.12.11	川内 1,2 号	保安教育には該当しないものの保 安規定要求の教育訓練につい て、保安規定要求事項への適合 に対する認識が不足していたた め、社内マニュアルの教育対象者 の記載に不備が生じた。	●	訓練に参加できなか った者に対するフォロ ーアップ訓練について 社内マニュアルに明 記した。
15	H30.5.30	川内 1 号	定期事業者検査手順書の修正を 行ったが、修正に係る規定類の解 釈を誤ったため、検査成績書制定 までに事後改訂していないなどの 不備が発生した。	●	検査に係る手順書等 の事後改訂の運用に ついて社内マニュアル に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(1/8)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分類	判断根拠
1	H21.8.16	伊方 1号	2次系補機冷却系統の冷却用海水供給配管(タールエポキシ樹脂塗装)から漏えい確認された。補修塗装の劣化・剥離あるいは海生物等の衝突に伴う塗装面の損傷より配管の腐食が進行し、貫通に至ったと推定された。	●	2次系設備海水系配管の点検方法の見直し及び作業時のライニング損傷に対する注意事項について作業手順書に明記した。
2	H21.4.15	女川 1号	高圧注入系機能検査実施時に、高圧注入系駆動蒸気配管の閉止フランジ部ガスケットの経年劣化によりシール性能が低下し、漏えいした	●	充てんポンプ出入口ライン及び海水系配管の閉止フランジのガスケット取替計画を策定した。
3	H23.3.17	伊方 2号	使用済燃料ピット水中照明の不点灯照明の取替作業中において、照明灯具取付ボルト1本が折損していることを確認した。調査の結果、照明取替作業時にボルトがクレーンによる強い引き上げ力と灯具の自重による繰り返し荷重を受け、折損に至ったと推定された。	●	使用済燃料ピット水中照明の取付ボルトを取り外した。また、手動操作可能な楊重設備を配備した。
4	H23.3.9	高浜 1号	ディーゼル機関を起動し、分解点検後の試運転を実施したところ、クランク室安全弁の1つから潤滑油が吹き出した。燃料油供給ポンプの軸スリーブ内面に加工された油溝に潤滑油の残渣が堆積し、潤滑油の流れが妨げられことに起因して、クランク室安全弁が動作したものと推定された。	●	燃料油供給ポンプの駆動軸、軸スリーブ部の点検を行い異常のないことを確認し、今後の点検頻度を定めた。
5	H24.6.28	柏崎刈羽 1～7号	非常用ディーゼル発電機燃料ディタンクへの一部の軽油移送配管の防食材外表面に浮き錆が確認されたことから、防食材を取り外し当該配管表面の点検を実施した結果、錆による腐食が確認された。防食材内部へ雨水が浸入、滞留したことにより防食材と配管外表面の間で湿潤環境となり腐食したものと推定された。	●	材質変更が未完了であった一部の燃料油系統配管を耐食性に優れた材質へ変更し取り替えた。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(2/8)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
6	H25.8.26	柏崎刈羽1号	残留熱除去配管スペース室内設置の HCW 系/機器ドレン系統で排水口点検のため閉止栓をはずしたところ、排水口から粉塵の吹き上げが起り、汚染が発生した。床ファンネルへの注人状態調査の結果、同系統の床ファンネルで封水切れが発生したことが原因で、排水配管から空気の逆流が起きたものと推定された。	●	ドレン系統にループシールを設置し、空気の流通を防止しているが、巡視点検時のループシールの封水状況の確認について社内マニュアルに明記した。
7	H22.9.22	東海第二	定期試験時、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機負荷運転のデータ採取を実施していたところ、シリンダ排気温度の指示値の一つがランダムに変化していることを確認した。温度検出用ケーブルの中継箱が運転中の振動の影響を受けたことなどが原因と推定された。また、自動電圧調整装置用電圧設定器(AVR)操作スイッチが操作できない事象が発生し、経年劣化により固渋したと推定された。	●	シリンダ出口排気温度検出器・ケーブルについて接触の影響を受ける可能性のある部分を補強養生した。
8	H26.2.9	敦賀2号	定期検査中、原子炉容器内の炉心出口水温を測定している炉内温度計引出管が継手部及び引出管サポート部で折損していることを確認した。冷却材の温度が低い状態で1次冷却材ポンプを運転した場合、当該引出管は、他の引出管に比べ冷却材の流れを受けて振動しやすいことが判明しており、その振動の影響により、疲労割れが発生したものと推定された。	●	予防保全のため、当該事象と同様な炉内熱電対引出管を撤去し、他の引出管は健全性を確認した。
9	H27.5.29	福島第一	貯留水移送に使用しているポリ塩化ビニル製の耐圧ホースが、未点検であったことにより孔が空き漏えいした。	●	原子炉キャビティ等の水位計のホースについて、パトロール時の点検項目として作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(3/8)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
10	H23.7.6	東海第二	廃棄物処理建屋3階の溶融炉前処理室にて、高周波溶融炉に雑固体廃棄物を追加投入するための容器付近で廃棄体の不完全な投入などを原因とする火災が発生した。	●	軽量の廃棄物を圧縮梱包し収納する際は投入容器出口で廃棄物がクサビを形成しないよう収納する旨作業手順書へ追記した。
11	H28.5.14	福島第二	ガスタービン発電機車の点検において、発電機車制御車間ケーブルトレイ内の制御ケーブルが損傷していることを確認した。ケーブルトレイ引出口に開口部があり小動物(ネズミ)が侵入したものと推定された。	●	屋外電源設備に小動物の侵入可能な開口部はないが、侵入防止対策の健全性確認手順について作業手順書に明記した。
12	H27.6.2	浜岡4号	余熱除去ポンプミニマムフロー弁駆動部の電動機取替時、駆動部本体と電動機の動力を伝達するソフトクラッチ付ウォームシャフトギア内部のインサートが無いことを確認した。ソフトクラッチ付ウォームシャフトギア固有の点検方法を明確にしていなかったため、内部のインサートまでは点検範囲に含まれておらず、磨滅するまで気付かなかった。	●	ソフトクラッチ付ウォームシャフトギアを採用している電動弁の駆動部点検の都度、インサートを取り替えることについて作業手順書に明記した。
13	H28.10.8	敦賀2号	一次冷却材系ループ水位計伝送器計装用ダイヤフラムシールのT字継手部に取り付けられている閉止プラグからにじみ程度の漏えいを確認した。定期検査ごとに行っている閉止プラグの取り外し・取り付けの繰り返しにより、T字継手と閉止プラグのシート面が徐々に変形したことでシール機能が低下したためと推定された。	●	通常運転時に1次冷却材系統の圧力を受ける計器の閉止プラグを取り替え、閉止プラグの取扱いに関する注意事項及び取替周期について作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(4/8)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分 類	判断根拠
14	H29.1.20	高浜 2号	強風時に大型クレーンが転倒し、建屋の一部変形及びクレーンの損傷が確認された。クレーンの待機状態において、強風の影響によるクレーンの転倒により、近傍の安全上重要な機器等に対して影響を与えるリスクについて、検討を行っていないことが原因と推定された。	●	自然環境が悪化した場合の機材の転倒等の防止に係る運用の強化及び調達要求の更なる充実に努めるため、社内マニュアルに運用を明記した。
15	H26.2.5	柏崎 刈羽 4号	起動操作を実施したところ、ポンプが起動しない事象を確認した。電源供給用しゃ断器への注油をプラントの長期停止に伴って延伸したこと、また、可動部の摺動面にグリス固形分等の蓄積が重畳したことにより、投入動作ができなかったと推定された。	●	安全系パワーセンタ補機しゃ断器を点検し、動作に問題のないことを確認した。
16	H25.6.21	浜岡 3号	非常用 DG の潤滑油サンプタンクレベル高・低の警報が点灯したため、レベル計の点検を実施した結果、フロートテープ(材質 SUS316)の切断により、フロートと指示部の連結が外れていることを確認した。定期点検において、テープの外観点検は実施していたが、テープ全長に対してねじれや曲がりの有無に着目した外観点検を実施していなかったため、切断の兆候の段階で異常を発見することができなかった。	●	フロートテープを使用しているレベル計のテープのねじれや曲がりに着目した点検項目について作業手順書に明記した。
17	H27.11.11	女川 3号	非常用 DG の潤滑油サンプタンク油面計のフロートテープが切れたことによりタンクレベルに係る警報が発生した。潤滑油プライミングポンプ起動・停止時の油面の液位変動により特定の位置でフロートが往復動作を繰り返したことによりテープに応力が加わり、一部が摩耗し切断にいたったと推定された。	●	フロートテープを使用しているレベル計のテープのねじれや曲がりに着目した点検項目について作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(5/8)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
18	H27.10.10	浜岡4号	繊維強化プラスチック製の配管と弁を接続するフランジ部から床面に機器洗浄用水が漏えいしているのが確認された。配管のフランジが片締めになっていないことを確認する手順となっていたものの、新たに設置したフランジであり、通常の前締め時に基準とする分解前のフランジの隙間の寸法(面間寸法)が無い場合、前締め管理が不十分となり、フランジ部のボルトの前締め不足により、フランジ部から水が漏えいしたものと推定された。	●	繊維強化プラスチック配管を使用している設備のフランジ面間計測記録について作業手順書に追加した。
19	H28.2.29	高浜4号	発電機比率差動リレーの取替工事における潮流影響評価の未実施及び主変圧器比率差動リレーの不適切な整定値の設定により、ロックアウトリレー等が作動し、プラントが停止した。	●	系統保護装置の取替え等を行う場合は関係機関との協議により保護装置の整定等を行うことについて社内マニュアルに明記した。
20	H29.2.3	敦賀2号	非常用 DG 試運転時、シリンダ冷却水圧力異常低他の警報が発信し、ディーゼル発電機が自動停止した。原因は内径が拡大(塑性変形)したインペラを切削加工の際に座面が傾いたインペラナットを用いて締め付けたため、軸に対してインペラが傾いた状態で組み立てられ、試運転時の水温上昇による熱伸びにより、インペラとマウスリングが接触、インペラが損傷し、キーからの押込み荷重が軸にかかり、軸が曲がったと推定された。	●	シリンダ冷却水ポンプ組立時のインペラナットと軸のピン穴位置の調整事項等について作業手順書に明記した。
21	H28.9.26	伊方3号	配管取付作業時のトルクレンチによる締め付けの際に、フランジ面間の平行度が得られていない状態での締め付けによる施工不良により配管フランジより空気漏れが生じた。	●	制御用空気圧縮設備の各フランジ面間計測を行い、均等に締め付けられていることを確認し、作業するよう作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(6/8)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分 類	判断根拠
22	H29.11.6	伊方 3号	非常用ディーゼル発電機を起動したところ、燃料弁冷却水ポンプが自動停止した。電動機端子箱内のカップリング部に電源ケーブルの保護被覆がなかったため芯線の絶縁被覆がカップリングに直接接触した状態で、非常用ディーゼル発電機の運転等による振動により、徐々に絶縁被覆が損傷し、地絡が発生したものと推定された。	●	電動機点検時にケーブル端部の絶縁被覆に傷や摩耗等の異常がないことを確認することについて作業手順書に明記した。
23	H30.2.13	志賀 2号	蓄電池の搬出作業時に玉掛け用治具の取り扱いを誤ったため、蓄電池上部に治具を落下させ、蓄電池の一部が破損し、バッテリー液（希硫酸）が床面に漏えいた。	●	玉掛け作業時の基本動作の徹底について関係者に注意喚起した。
24	H21.3.16	柏崎 刈羽 5号	空気駆動弁の弁駆動部グリスの劣化による電磁弁コア固着などが原因と推定される閉動作遅れが発生した。	●	ピストン型空気駆動弁及びダンパの摺動部に耐熱性に優れたグリスを使用すること、及び制御用空気配管継手部のシール材については系統内に入り込まないように注意事項を作業手順書に明記した。
25	H30.9.10	高浜 3号	定期検査中、協力会社作業員が当日の計画線量を超過した。当該作業員がイヤホンを使用しておらず、警報付きデジタル線量計の警報音を確認できなかったこと、また、放射線管理専任者が当該作業員の作業内容を十分考慮せずに作業時間を設定したためと推定された。	●	騒音環境における警報付きポケット線量計パイプユニットの着用に関する運用を社内マニュアルに明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(7/8)

No.	発 生 年 月 日	ユニット	概 要	分 類	判断根拠
26	H29.11.18	浜岡 5号	金属切断作業時、切断によって発生する金属粉を捕集するために使用していた集じん機のフィルタから発煙した。稀に発生する粒径の大きなスパッタが集じん機吸込み口から内部に流入し、フィルタに付着・燃焼したものと推定された。	●	更なる作業安全の充実を図るため、使用する器具類の防火対策について社内マニュアルに明記した。
27	H30.10.3	大飯	大震度地震観測小屋が設置変更許可に記載している防火帯に 0.9m 入って建てられていること、及び防火帯を適切に管理するための週 1 回のパトロールで本件を見過ごしていたことについて、原子力運転検査官より指摘を受けた。原因は、防火帯の境界を示す表示がわかりにくかったことに加え、他の場所ではモルタル部が防火帯の境界になっている場所があったことから、小屋設置箇所の周辺にあったモルタル部が防火帯の境界であり、防火帯は満足していると誤認識したため。	●	防火帯巡視点検チェックシートの確認事項に「建物等が防火帯に設置されていないこと」を追記するとともに、図面を大きくして防火帯の範囲をより明確化した。
28	H24.11.7	柏崎刈羽 5号	保安検査官より希ガス放出濃度の測定値が常時BGレベルを上回って推移し、検出限界値と接近していることから、BGレベルの妥当性について説明を求められた。調査の結果、BGレベルの設定変更の際、放射線モニタ(B系)の測定値について、誤って放射線モニタ(A系)の測定値を使用してBGレベルの計算を行い環境ミニコンに入力していた。	●	設定値の妥当性確認、及び正しく入力されていることの確認について、作業手順書に明記した。
29	H30.8.23	浜岡 1,2,3, 4,5 号	タンクローリーの 12 か月点検を実施したところ、タンク安全装置(安全弁)2 個が錆により固着し、動作しないことが確認された。タンクローリー内に油が充てんされている場合、安全弁の動作により油分を含んだ空気が安全弁より排出されるため、安全弁は湿潤状態となり錆腐食は抑制されるが、タンクローリーは空保管であったことと駐車場周辺の腐食環境(塩害)により、錆腐食が発生し弁体が固着した。	●	1 か月ごとに安全弁の点検・清掃を実施することとし、社内マニュアル及び作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-11 表 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(8/8)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
30	H31.4.22	大飯3号	燃料取出作業を実施していたところ、燃料移送装置が使用済燃料ピット側の正規の位置を越えて自動停止したことを示す「コンベアカー逸走」警報が発信した。原因は、速度切換スイッチ取付金具の固定ボルトの締付けが不十分であったことから、定位置ストライカと速度切換スイッチが接触したことにより定位置ストライカが変形し、燃料移送装置が正規の位置で停止せず「コンベアカー逸走」警報が発信したものと推定された。	●	作業手順書に、各ブラケット取付ボルトが十分に締付けられていることを確認する手順を明記した。
31	H30.6.5	浜岡5号	定期試験中の非常用ディーゼル発電機の定格電力到達後記録採取にて、各シリンダ出口排気温度差が目標値である温度を上回っていたことから現場を確認したところ、No.6シリンダと No.7 シリンダの間で気体の漏えいと保温材の破れを確認した。その後の調査の結果、排気管の伸縮継手に破損が確認された。原因は「過去の取替作業時に生じた打痕」とその後の D/G の運転による「熱疲労」の複合要因により発生したものと推定された。	●	作業手順書に打痕を生じさせないための注意事項を明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



第 2.2.2-12 表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(1/2)

No.	提言 発行日	概 要	分類	判断根拠
1	H25.8.30	低出力炉物理試験において希釈操作を行った際、出力の逸脱を検出したことから制御棒操作及び希釈を止めた。しかし、希釈の継続的な効果によって出力増加したため、原子炉を手動停止した。低出力時の反応度添加中に、制御棒によって炉出力を安定できなくなる場合を想定していなかったこと等が原因と推定された。	●	炉物理検査時に制御棒が挿入不能となった場合、濃縮操作等を実施することを作業手順書に明記すると共に、関係者へ周知及び注意喚起を行った。
2	H22.11.25	揚重設備のケーブルをグリップするジャッキの制御器類が、近くの開閉所と送電線の電磁波の影響を受けて機能喪失し、ジャッキが開放し、揚重設備のケーブルが降下した。	●	揚重設備を使用する場合は、使用前に電界による影響がないことを確認することについて社内マニュアルに明記した。
3	H24.12.7	中央制御室で運転員が使用していたローリング指揮台が、ドライウェル真空破壊弁制御スイッチに接触したことで当該弁が誤開放し、運転制限条件を逸脱した。	●	中央制御室内の指揮台、ホワイトボード等の転倒、移動防止のため、サムロック及びワイヤ等による固縛を行った。
4	H24.12.7	福島第一発電所事故に鑑みた長期間のプラント運転停止(長期間 SBO)に対する運転および技術レビューを実施した結果、認定された事故シナリオドでの非常用ディーゼル発電機自動運転時に定格出力の 10%以下の長期間運転となる事が判明した。	●	長期低負荷運転時の継続条件及び注意事項を社内マニュアルに明記した。
5	H25.4.16	残存したほう酸水が蒸発析出してノズルで閉塞物となり、格納容器スプレイ系統ノズルの空気試験(空気によるスプレイノズル吹き出し試験と推定)で 7 個のノズルの閉塞を確認した。当該ノズルは、T-Spec.の LCO で許される期間を超えて閉塞状態にあった。	●	定検時の格納容器スプレイポンプ試運転後に、格納容器内逆止弁下流の水抜きを実施することを社内マニュアルに反映した。また、当該弁の分解点検において、弁下流側配管内部の目視点検を実施し、ほう酸析出状況を確認することを作業手順書に明記した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-12 表 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓から抽出した最新知見(2/2)

No.	提言 発行日	概 要	分類	判断根拠
6	R1.5.21	燃料交換停止中において、RCS が満水状態のとき、計器用空気系の一部を隔離したところ、充てん流量制御弁（フェイルオープン弁）が全開となり、RCS への充てん流量が最大流量で注入され、RCS 圧力が急上昇し、RHR 系逃し弁が開動作した。原因は充てん流量制御弁の計器用空気喪失の影響についての認識不足から、疑問を持たずに計器用空気元弁を隔離したため。	●	同様な事象が発生した場合、充てんライン隔離弁を閉止する手順は社内マニュアルに記載されており、マニュアル改訂は不要。なお、本事象をシミュレータで検証した結果、早期に充てん系を隔離することは RCS 加圧事象への進展防止の効果があるため、本情報及びシミュレータ検証結果を関係者へ周知した。
7	H31.1.28	出力運転中、デジタル式電気油圧式制御装置(EH)のサーボ弁用信号伝送ケーブルコネクタが、高周波振動の影響によってサーボ弁から外れ、ガバナ弁が閉止し、出力が低下した。国内 PWR プラントにおいてもゆるみ止めは実施されておらず、同事象発生の可能性を否定できないことから、ゆるみ止めの実施について提言がなされた。	○	第 14 回定検において、ゆるみ止め対策品が間に合わない為、ロックワイヤを用いて脱落防止を図り、第 15 回定検でゆるみ止め対策品に取り替える。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-13 表 その他トラブル情報から得られた教訓から抽出した最新知見

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
1	H26.11.5	日本原燃再処理事業所	清掃作業に用いる洗浄剤やワックスが延長コードの三叉コンセントに混入したことにより、コンセント内部で短絡が生じ、発熱により火災に至った。	●	壁側コンセントに接続する電工ドラムや延長コードを使用する場合は、過負荷短絡保護兼用型漏電遮断器付保護回路付のものを使用すること、液体が接触する可能性がある場合は、コンセント接続口に侵入防止措置を行うこととし、関係者へ周知・教育した。
2	H26.7.25	日本原燃再処理事業所	電源車の重油供給ラインに充填された重油が外気温の影響等により熱膨張し、配管内部圧力が上昇したことで、重油供給ラインのガスケットが破損し重油が漏えいした。	●	外気温の影響等に伴う重油の熱膨張による配管内圧上昇を防止するため、補助ボイラ燃料タンク入口弁を開運用に変更した。
3	H30.6.12	泊発電所	全体成立性確認訓練において、一部の訓練員が管理区域に警報付ポケット線量計 (APD) を不携帯のまま入域し、出入管理していた安全管理課職員がそれを認識しながら訓練が継続される事象が確認された。原因は、安全管理課職員が APD を着用しなくても状況によっては入域可能と誤った判断を行ったもの。	●	出入管理室以外から立ち入る場合の放射線管理担当者による個人線量計確認について、更なる運用の明確化を図るため社内マニュアルに追記するとともに、放射線管理担当者に対して、個人線量計確認に関する教育を実施した。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-14 表 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項(1/2)

No.	文書名 (発行日) (発行番号)	指示概要	分類	判断根拠
1	<p>東京電力株式会社 柏崎刈羽原子力発電所 で確認された不適切な ケーブル敷設に係る対応 について (指示) (平成 28 年 1 月 6 日) (原規規発第 1601063 号)</p>	<p>東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所で確認された不適切なケーブル敷設と同様の事象が他の発電用原子炉施設でも確認されていること及び本事案が発生した原因として東京電力から提出された報告書に示されている内容は他の発電用原子炉設置者等にも共通する可能性があると考えられる。 不適切なケーブル敷設の有無を調査(但し、川内原子力発電所 1、2 号機を除く)し、不適切なケーブル敷設による安全上の影響評価、不適切にケーブルが敷設された原因の究明及び再発防止対策を策定すること。また、発電用原子炉施設内の工事により、安全機能を有する設備に対して、火災防護上の影響等、安全機能に影響を与えるような工事が行われるおそれのある手順等になっていないか、品質マネジメントシステムの検証、影響程度の調査し、是正処置を実施し報告すること。</p>	●	<p>ケーブル敷設工事に係る記録等を検証した結果、工事により安全機能を有する設備に対して安全機能に影響を与えるような手順などとなっていないことを確認した。</p>
2	<p>保安検査における指標の収集について(指示) (平成 28 年 4 月 13 日) (原規規発第 1604135 号)</p>	<p>原子力規制委員会は、安全に係る指標等を活用した概念を規制に取り入れることで規制の客観性を高めるとともに、規制ソースのより効率的・効果的な活用を図ることとしており、今回、安全に係る指標としてのデータ等を数年間収集して傾向分析を行い、原子力規制事務所に年度ごとに定める実施方針や年 4 回の定期の保安検査において、検査項目を選定する際の資料として活用することとしているため、指標を平成 28 年度から収集し、年度ごとに取りまとめ、翌年度の第 1 四半期までに提出すること。</p>	●	<p>安全に係る指標を収集し、年度ごとに取りまとめ、翌年度の第 1 四半期までに提出することとした。</p>

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-14 表 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項(2/2)

No.	文書名 (発行日) (発行番号)	指示概要	分類	判断根拠
3	<p>仏国原子力安全局で確認された原子炉容器等における炭素偏析の可能性に係る調査について(指示)</p> <p>(平成 28 年 8 月 24 日) (原規規発第 1608242 号)</p> <p>(平成 28 年 9 月 29 日) (原規規発第 1609291 号)</p>	<p>仏国原子力安全局は、仏国内で運転中の 58 基の加圧水型原子力プラントのうち、18 基で用いられている蒸気発生器において、その水室の機械的強度が想定より低い可能性があるとの仏国電力の報告を発表した。国内の実用発電用原子炉の原子炉等において、炭素濃度の高い領域が残っている可能性がある鋼塊部分を含んだ鍛造鋼の使用の有無等について確認し、報告すること。</p>	●	<p>原子炉容器、蒸気発生器及び加圧器に用いられている鍛造鋼が、JIS等の規格を上回る炭素濃度領域を含む可能性がないことを確認した。</p>
4	<p>北陸電力株式会社志賀原子力発電所 2 号炉の原子炉建屋内に雨水が流入した事象に係る対応について(指示)</p> <p>(平成 28 年 11 月 16 日) (原規規発第 1611162 号)</p>	<p>発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針に定める重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに当該安全機能を果たすために直接又は間接に必要とする構築物、系統及び機器を内包する建屋についての貫通部から建屋内部への水の浸入を防ぐ措置の現況について、平成 28 年 12 月 26 日までに報告すること。</p>	●	<p>原子炉建屋等の地表面から水の浸入防止措置高さまでに原子炉建屋等外部から原子炉建屋等内部への貫通部が存在しないこと、及び地表面以下の貫通部には水の浸入を防ぐ措置が実施されていることを確認した。</p>
5	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則等の一部改正等に係る対応について(指示)</p> <p>(平成 29 年 4 月 5 日) (原規規発第 1704054 号)</p>	<p>予期せず発生する有毒ガスに係る対策として、当該経過措置期間中に起動し、又は起動状態にある発電用原子炉施設等については、原子炉制御室又は制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所の運転・初動要員が使用できるよう、必要人数分の空気呼吸具の配備(着用のための手順、防護の実施体制等の整備を含む)を行うこと。</p>	●	<p>中央制御室及び代替緊急時対策所の運転・初動要員について、予期せず発生する有毒ガスから防護するための実施体制及び手順を整備するとともに、一定期間防護するのに必要となる空気呼吸具、空気ポンベの数量を確保し、所定の場所に配備した。</p>

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-15 表 PRA を実施するために必要なデータの収集結果

情報分類	最新データ	データの内容	分類	判断根拠
国内外の原子力施設の運転・トラブル実績	国内 PWR 運転期間	起因事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積運転時間	●	起因事象発生頻度に反映済。
	国内 PWR 発電期間	起因事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積発電時間	●	
	国内 PWR 余熱除去運転実績時間	起因事象発生頻度評価に用いるプラント停止時の余熱除去システムの累積運転時間	●	
	国内 PWR 起因事象発生件数	起因事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起因事象の発生件数	●	
	米国 PWR 起因事象発生件数	起因事象発生頻度評価に用いる外部電源喪失等の起因事象の発生件数	●	
	米国 PWR 臨界期間	起因事象発生頻度評価に用いる運転開始からの累積臨界時間	●	
国内外の調査・研究より得られたデータ	共通原因故障パラメータ (CCF Parameter Estimations 2015 (NRC))	信頼性パラメータの設定に用いる冗長系機器の共通原因による故障確率を評価するために必要なパラメータ	●	信頼性パラメータの設定に反映済。
	機器故障率 (故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度～2010年度 29ヵ年 56基データ)(原子力安全推進協会))	信頼性パラメータの設定で用いる機器故障率	●	

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(1/11)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
1	原子力発電所の緊急 時対策指針 (JEAG 4102-2015)	福島第一原子力発電所の事故を 教訓にした国内法令、関係指針 等の制定を反映し、予防的防護 措置、緊急時防護措置を準備す る区域の範囲設定、緊急時活動 レベル(EAL)及び運用上の介入レ ベルが新たに設定された。	●	社内マニュアルに 取込み、原子力 事業者防災業務 計画作成に適用 している。
2	原子力安全のためのマ ネジメントシステム規程 (JEAC4111-2013)の適 用指針 (JEAG 4121-2015)	建設段階について新たな項を起 こし、設計・開発において建設階 級の設計管理の記載を追記し、明 確化を図った。また、JEAC4111- 2013の要求事項及びその解説を踏 まえ、条項ごとに解説を明示し、 具体的な取組みの例示の充実を 図った。	●	社内マニュアルに 取込み、要求事 項を調達管理に 反映している。
3	原子炉格納容器の漏 えい率試験規程 (JEAC 4203-2017)	プラント長期停止時における対応 を考慮した A 種試験に関する実施 方法の明確化、JEAC4203-2008 技術評価書に対応した劣化係数 の見直し、シール部等を開放す る場合の追加試験の規定が図ら れた。	△	原子炉格納容器 の漏えい率試験 への適用を検討 中である。
4	発電用原子燃料の製 造に係る品質管理指 針 (JEAG 4204-2016)	品質管理は安全文化の上に成り 立った活動である旨を明記し、安 全文化醸成に関する記載を充実 させると共に、重要な管理事項と なる「調達の管理」の項目を追加 する等の見直しを図った。	●	社内マニュアルに 取込み、燃料調 達時の要求事項 へ適用している。
5	原子炉圧力容器に対 する供用期間中の破 壊靱性の確認方法 (JEAC 4206-2016)	仮想欠陥の評価におけるクラッド下 の半楕円欠陥を規定し、仮想欠陥 をモデル化した弾塑性 FEM 解析 により、直接 K 値を求める手法を規 定する等の見直しが図られた。	△	高経年化技術 評価で行う原子 炉容器の照射 脆化評価への適 用を検討中であ る。
6	軽水型原子力発電所 用機器の供用期間中 検査における超音波探 傷試験規程 (JEAC 4207-2008) (2012 年追補版)	超音波自動探傷装置への要求性 能等を附属書として取り込み充 実、また、オーステナイト系ステン レス鋼溶接金属部を透過させる探 傷方法が追加された。	○	国による技術評価 を受け検査計画 への反映を実施 中。 (～2019 年度)

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(2/11)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
7	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程 (JEAC 4207-2016)	超音波自動探傷装置への要求性能等を附属書として取り込み充実、また、オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属部を透過させる探傷方法が追加された。	△	超音波探傷試験への適用を検討中である。
8	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2016)	事業者が行う保全活動の実績を自ら監視し、客観的な評価を行い、継続的に改善を行うようプログラムを充実、重大事故等対処設備の導入に伴う保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△	保守管理への適用を検討中である。
9	原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2016)	新規制基準における要求事項の反映や他の保全活動との連携、保全活動管理指標の活用、状態監視の更なる活用や保全活動におけるリスクの検討・評価の活用が反映された。	△	保守管理への適用を検討中である。
10	取替炉心の安全性確認規程 (JEAC 4211-2018)	取替炉心の安全性確認項目が 2 項目(出力運転時ほう素濃度、燃料棒最高燃焼度(MOX 燃料装荷炉心の場合))追加された。	●	社内マニュアルに取込み、取替炉心設計へ適用している。
11	運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程 (JEAC 4213-2016)	原子力発電所の運転中における運転時の監視方法、漏えい燃料発生又は漏えい燃料発生の疑いがある場合の措置手順が規定化された。	●	社内マニュアルに取込み、漏えい燃料発生時の対応を含む燃焼中燃料の管理へ適用している。
12	フェライト鋼の破壊靱性参照温度 $T_0$ 決定のための試験方法 (JEAC 4216-2015)	ASTM E1921(マスターカーブ法)を参考に国内規格との整合を図った規格とすると共に、ミニチュアコンパクト試験片の規定等が追加された。	△	高経年化技術評価で行う原子炉容器の照射脆化評価への適用を検討中。
13	原子力発電所の設備診断に関する技術指針一回転機械振動診断技術 (JEAG 4221-2015)	原子力発電所の保守管理規程(JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針(JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、回転機械振動診断に使用する振動センサの解説が充実された。	△	設備診断への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(3/11)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
14	原子力発電所の設備診断に関する技術指針－潤滑油診断技術 (JEAG 4222-2015)	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、潤滑油診断に使用するフーリエ変換赤外分光分析の原理に係る解説が充実された。	△	設備診断への適用を検討中である。
15	原子力発電所の設備診断に関する技術指針－赤外線サーモグラフィ診断技術 (JEAG 4223-2015)	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014)及び原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2014)の改定内容との整合性をとるとともに、赤外線を透過しないアクリル製感電防止カバー付電源盤の測定方法が示され、その例示が充実された。	△	設備診断への適用を検討中である。
16	原子力発電所耐震設計技術規程 (JEAC 4601-2015)	新規制基準の自然事象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントが規制対象となった。	△	耐震設計への適用を検討中である。
17	原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG 4601-2015) (JEAG 4601-2015) (2016 追補版)	新規制基準の自然事象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントが規制対象となったことと、重大事故対処施設の耐震設計への要求事項が追加された。	△	耐震設計への適用を検討中である。
18	原子炉冷却材圧力バウンダリ, 原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程 (JEAC 4602-2016)	新規制基準の関係規定を反映、また、バウンダリ範囲図に APWR の図を追加した。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
19	放射線モニタリング指針 (JEAG 4606-2017)	モニタリングホストの電源対策、代替設備としての可搬型モニタリングポストの配備など新規制基準による適合性審査内容が反映された。	●	可搬型設備を用いた代替測定等を社内マニュアルに取込み、発電所放射線管理へ適用している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(4/11)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
20	個人線量モニタリング指針 (JEAG 4610-2015)	福島事故に係る国会、政府等の事故調査報告書等に記載されている問題点及び反映事項、厚生労働省から出された指示事項等から、緊急作業時の被ばく線量の測定頻度、緊急対策所への配備の他、ICRP、JIS 等最新知見による見直しを行った。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
21	原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針 (JEAG 4623-2018)	電気・計装品の耐環境性能が損なわれないように、最新の耐環境性能検証方法の動向を踏まえた改定がなされた。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
22	原子力発電所火山影響評価技術指針 (JEAG 4625-2015)	火山事象に対する設備対策設計の詳細、火山事象により発電所を停止した後の施設の試験や点検における留意事項を新たに追加した。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
23	原子力発電所緊急時対策所の設計指針 (JEAG 4627-2017)	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に係る国内外の各報告書から抽出された緊急時対策所の事故対応環境と機能の強化に関する要求や、新規規制基準の要求を反映し、内容の充実がなされた。	△	緊急時対策所への適用を検討中である。
24	原子力発電所耐津波設計技術規程 (JEAC 4629-2014)	東北地方太平洋沖地震により設計上の想定を上回る津波が来襲したことを踏まえ、多種多様な施設への津波の影響と組合せを考慮した耐津波設計に関する規程が新たに規格化された。	●	社内マニュアルに取込み、耐津波設計において参照している。
25	浸水防止設備技術指針 (JEAG 4630-2016)	原子力発電所耐津波設計技術規程(JEAC 4629-2014)の浸水防止設備のうち、水密扉、配管貫通部等の止水に係る設計、製作、工事、点検の基本事項に関する指針が新たに規格化された。	●	社内マニュアルに取込み、浸水防護施設の設計において参照している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(5/11)

[日本電気協会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
26	原子力発電所運転員の教育・訓練指針 (JEAG 4802-2017)	東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえた重大事故対応の拡充や運転員技術レベルに応じた教育・訓練内容の細分化が図られた。	●	社内マニュアルに取込み適用している。
27	火力発電所の耐震設計規程 (JEAC 3605-2014)	技術基準等の関係法令の整合、及び引用 ASME、JIS 等との内容の整合、最新耐震設計技術並びに知見を新たに追加した。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(6/11)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
28	配管減肉管理に関する規格 (JSME S CA1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
29	維持規格 (JSME S NA1-2014 追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス 2、3 機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	○	国による技術評価結果を受け検査計画への反映を実施中。 (～2024 年度)
30	維持規格 (JSME S NA1-2015 追補)	セーフエンド部の機器区分と境界位置の変更、応力拡大係数算出式の選定、クラス 2、3 機器の欠陥評価規定の追加、部分補修・取替えの検査プログラムの反映等が改訂された。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
31	維持規格 (JSME S NA1-2016)	コンクリート製格納容器鋼製部分の検査要求の明確化、浅い周方向欠陥に対する許容基準の適正化、機器欠陥フローの改定等が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
32	維持規格 (JSME S NA1-2017 追補)	補修章の本文及び解説において正誤表の反映および欠陥残留補修法として封止溶接方法を追記する等の改定が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
33	維持規格 (JSME S NA1-2018 追補)	評価章の本体及び解説において鑄造ステンレス鋼管の破壊評価法の規定を追記する等の改定が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
34	溶接規格 (JSME S NB1-2014 追補) (JSME S NB1-2015 追補)	厚さの異なる母材の突合せ溶接継手の構造に関する引用先、破壊靱性試験における衝撃試験判定基準項目の追加、溶接士技能認証標準の試験規定の追加等が改訂された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(7/11)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
35	溶接規格 (JSME S NB1-2016)	デルタフェライトの規定、超音波試験対比試験片図、配管継手面食違い規定等の明確化等が改訂された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。
36	溶接規格 (JSME S NB1-2017 追補)	関係規格の更新反映、破壊靱性試験規定、溶接部の機械試験板規定等の明確化等が改訂された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。
37	溶接規格 (JSME S NB1-2018 追補)	機器クラスとして「コンクリート製格納容器」が追加され、要求事項も明確化された。	△	設備の溶接技術への適用を検討中である。
38	設計・建設規格 (JSME S NC1-2014 追補) (JSME S NC1-2015 追補)	非破壊試験、クラス機器ごとの特例規定の追加、非破壊試験の試験技術者の技能に関する規定が明確化された。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
39	設計・建設規格 (JSME S NC1-2016)	非破壊試験規定関連の明確化(標準欠陥を標準穴または入口傷等)、JIS 及び JEAC の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
40	設計・建設規格 (JSME S NC1-2017 追補)	関係規格(溶接規格、材料規格他)の最新年版の反映、JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
41	設計・建設規格 (JSME S NC1-2018 追補)	非破壊試験規定関連の明確化、JIS 及び JEAC の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計、建設技術への適用を検討中である。
42	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 NG1-2016)	肉厚測定結果拡充に伴う試験対象範囲の見直し、配管分岐合流部の管理に関する要求追加、関連規格の適用年版の見直しが行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
43	材料規格 (JSME S NJ1-2014 追補) (JSME S NJ1-2015 追補)	JSME-N12(耐食耐熱合金)の GNCFI の ASME 想定材の同定 Sy、Su の取込み、S 値の見直しが行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(8/11)

[日本機械学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
44	材料規格 (JSME S NJ1-2016) (JSME S NJ1-2017 追補)	SN 材(建築構造用鋼材)を取込み、原子力発電用規格材料の再試験に適用する JIS 規格の見直し、JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。
45	材料規格 (JSME S NJ1-2018 追補)	JIS の最新年版の反映等が行われた。	△	設備の設計への適用を検討中である。
46	シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン<PWR プレストレストコンクリート格納容器編> (JSME S NX3-2015)	SA時に格納容器に対して要求される耐圧・耐漏えい機能、或いは放射性物質に対する閉じ込め機能を評価するための、死荷重、熱荷重、及び圧力荷重に対する構造健全性の評価対象部位、評価方法、判定基準、並びに限界温度と限界圧力の組合せ、限界温度の算出方法が規定された。	△	シビアアクシデント時の閉じ込め機能評価への適用を検討中である。
47	シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン<PWR 鋼製格納容器編> (JSME S NX4-2015)	シビアアクシデント時に原子炉格納容器に対して要求される閉じ込め機能を評価するため、過圧及び過温に対する原子炉格納容器の真の限界圧力、限界温度を実力評価の位置付けで算出するガイドラインを規定し、評価部位、評価方法及び判定基準が規定された。	×	当該プラントは鋼製格納容器ではないため反映不要

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(9/11)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
48	原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針 (AESJ SC S006-2015)	IAEA の PSR ガイドライン SSG25 の規定をもとに、14 因子の安全因子による発電所活動のレビュー及び総合評価の手法について新たに規定した。	●	社内マニュアルに取込み、安全性向上評価における各安全因子のレビュー及び総合評価の参考とした。
49	原子力発電所の高経年化対策実施基準 (AESJ SC P005-2015)	高経年化技術評価において劣化事象の抽出に用いる「経年劣化メカニズムまとめ表」に、平成 22 年 11 月から平成 24 年 10 月末までに原子力安全委員会に報告された 3 基(玄海 2 号、伊方 2 号、美浜 2 号)分の経年劣化事象(部位、劣化事象、材料)が反映され、光ファイバの劣化事象が追加された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、高経年化技術評価の劣化事象の検討に適用予定である。
50	原子力発電所の高経年化対策実施基準 (AESJ SC P005-2016) (追補 1)	高経年化技術評価において劣化事象の抽出に用いる「経年劣化メカニズムまとめ表」に、平成 25 年 11 月から平成 26 年 11 月末までに国の審査が完了した 4 基(福島第二 2 号、島根 1 号、女川 1 号、高浜 1 号)分の経年劣化事象(部位、劣化事象、材料)が反映された。反映された事象は、無停電電源(計装用インバータ)のコンバータ、インバータの劣化事象が追加された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、高経年化技術評価の劣化事象の検討に適用予定である。
51	原子力発電所の高経年化対策実施基準: (AESJ SC P005-2017) (追補 2)	経年劣化メカニズムまとめ表について、平成 26 年 12 月から平成 27 年 11 月末までに、国の審査が完了した 8 基(福島第二原子力発電所 3 号機、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機、川内原子力発電所 1, 2 号機、高浜発電所 2, 3, 4 号機、玄海原子力発電所 1 号機)の高経年化技術評価報告書の知見及び原子力発電所の運転経験が反映され、非常用 D/G の非常調速装置(機械式加速度停止装置)パイロット弁の性能低下事象が追加された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、高経年化技術評価の劣化事象の検討に適用予定である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(10/11)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
52	原子力発電所の高経 年化対策実施基準 (AESJ SC P005-2018) (追補 3)	経年劣化メカニズムまとめ表につ いて、平成 27 年 12 月から平成 29 年 2 月末までに、国の審査が完了 した 4 基(高浜発電所 1, 2 号機, 美浜発電所 3 号機, 敦賀発電所 2 号機)の高経年化技術評価報 告書の知見及び原子力発電所の 運転経験が反映された。	●	社内マニュアルに 取込んでおり、高 経年化技術評価 の劣化事象の検 討に適用予定で ある。
53	原子力発電所に対する 地震を起因とした確率 論的リスク評価に関する 実施基準 (AESJ SC P006-2015)	地震 PRA について、プラント・ウォ ークダウンの具体的な着眼点及び 対象設備、シビアアクシデント対 策を事故シーケンス評価において 期待する場合の要求事項等が強化 された。	●	社内マニュアルに 取込み、本届出 書の PRA で適用 している。
54	原子力発電所の出力 運転状態を対象とした 確率論的安全評価に 関する実施基準(レベル 2PRA 編) (AESJ SC P009-2016)	内部事象レベル 2PRA の実施内 容に、福島第一原子力発電所事 故の知見を受け、格納容器破損 後の影響緩和策を考慮する場合 に留意すべき事項、緩和手段の 分析における監視条件の分析等 が追加された。	●	社内マニュアルに 取込み、本届出 書の PRA で適用 している。
55	原子力発電所の確率 論的リスク評価に関する 実施基準(レベル 3PRA 編) (AESJ SC P010-2018)	レベル 3PRA の要件として、原子 力発電所の事故による経済影響 評価及び外的事象の評価の際の サイト周辺の被災状況を考慮す ることが追加された。また、福島第一 原子力発電所事故の経験を踏ま え、参考情報として飲料水や水産 物の経口摂取等の被ばく経路が 追加された。	●	社内マニュアルに 取込んでおり、次 回届出以降、事 故時の被ばく評 価を実施する際 に適用予定であ る。
56	原子力発電所の確率 論的リスク安全評価用 のパラメータ推定に関す る実施基準 (AESJ SC RK001-2015)	PRA 用パラメータ推定について、 要求事項に ASME/ANS-PRA 標 準を反映した。PRA 用パラメータ 評価に関連した文献が抽出され た。	●	社内マニュアルに 取込み、本届出 書の PRA で適用 している。
57	原子力施設のリスク評 価標準で共通に使用さ れる用語の定義 (AESJ SC RK003-2018)	原子力発電所の確率論的リスク 評価に共通して使用される用語の 定義について改訂がなされた。	●	社内マニュアルに 取り込み、PRA 実 施時に適用して いる。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



第 2.2.2-16 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(11/11)

[日本原子力学会規格]

No.	規格名称 (規格番号)	概要	分類	判断根拠
58	原子力発電所に対する津波を起因とした確率的リスク評価に関する実施基準 (AESJ SC RK004-2016)	津波 PRA の適用範囲として、地震以外の要因に起因して発生する津波が追加された。また、評価の際に地震による影響を考慮すべき項目については、地震 PRA 標準と整合する実施内容に改定された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、次回届出以降、津波 PRA を実施する際に適用予定である。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-17 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(1/2)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
1	均質化法を用いた付帯鋼材のある磁気シールドの渦電流解析 (平成 27 年) (電気学会論文誌)	巻線の漏れ磁束によるタンク等の金属構造物で発生する渦電流損失を抑制するため磁気シールドを施工している。変圧器の磁気シールド部の損失解析精度の向上について報告された。	△	今後の設備設計に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。
2	'過酷事故シミュレーション'に向けたマルチフィジクス粒子法の開発 (平成 27 年) (日本原子力学会和文論文誌)	過酷事故シミュレーションとして解析手法のコードを、粒子法(MPS)に熱伝導、界面熱伝導等のモデルに実装し、熱輻射モデルと界面熱伝達は理論値が一致した。	×	開発検討中のモデルの紹介であり、反映不要とした。
3	'PWR の蒸気発生器伝熱管複数本破損事象における熱水力的挙動に関する検討'(平成 28 年) (日本原子力学会論文誌)	設計基準事故を超える1ループ又は全ループの複数本の蒸気発生器伝熱管破損を想定した熱水力解析を行った。また、伝熱管破損と同時に全交流動力電源喪失、補助給水喪失が発生した場合に、炉心損傷を回避するために有効なアクシデントマネジメント策と、より効率的な対策設備の要件について報告された。	×	本研究で使用したモデルにおける解析結果の一例を示したものであり、反映不要とした。
4	OF ケーブルの運転電界下での硫化銅など銅化合物による課電劣化メカニズムの存在 (平成 29 年) (電気学会論文誌)	絶縁破壊を起こした OF ケーブルの解体調査より、導体から絶縁油中へ銅化合物が析出し、特定の場所に凝集、その部分で電界集中が起き部分放電が発生し、絶縁破壊に至るメカニズムを提案した。	△	今後の設備保全に反映できる可能性があるため、今後も関連する研究の動向を注視する。
5	地震 PRA における多重事故起因事象の評価手法の提案 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	DQFM(Direct Quantification of Fault Tree Using Monte Carlo Simulation)法により複数機器の同時損傷の発生確率の合理的な評価が可能となり、複数機器の同時損傷を多重故障起因事象に分類することで、すべての複数機器の損傷の組み合わせに対して評価を行うことが可能となったことが報告された。	△	今後の地震 PRA の評価手法に反映できる可能性があり、今後も関連する研究の動向を注視する。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-17 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(2/2)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
6	JASMINE Version3による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	SERENA2 実験における水蒸気爆発が発生したケースについて、JASMINE V.3 を用いた解析を実施し、実験結果との相違に関する要因を考察している。また、本論文において、フラグメンテーションの高いボイド領域緩和効果等のこれまで実験的知見が不十分な現象モデルの改良について期待する旨が言及されている。	△	今後の溶融燃料-冷却材相互作用の有効性評価に反映できる可能性があり、今後とも関連する研究の動向を注視する。
7	竜巻飛来物を模擬した角管の落下衝突による鋼板の貫通評価 (平成 29 年) (日本機械学会論文誌)	竜巻飛来物に対する鋼板の限界厚さの評価に関しては、剛体円柱モデルに BRL 式(弾丸等が鋼板に衝突する際の実験式の一つ)を適用するのが一般的である。今回角管等の中空断面を有するものについても、鋼材係数 $K=1$ とすることで BRL 式を適用できることを実証試験で確認した。	×	竜巻飛来物については、既に角管の評価も行っており、その評価はかなり保守的なものとなっていることから、反映不要とした。
8	シビアアクシデント時の複数の放射線雲による敷地境界近傍への影響に関する分析 (平成 29 年) (日本原子力学会和文論文誌)	複数基の原子炉施設の環境影響リスクを解析する際には、単基の急性障害の発生確率を重ね合わせるのではなく、複数基の放射性雲を適切に重ね合わせて急性障害の発生確率を計算する必要があると報告された。	×	研究開発中のレベル 3PRA 向けリスク評価手法に関する論文であり、現状、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(1/5)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
1	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験結果 (日本原子力学会) 2016 年秋の大会予稿集	これまでにない加速度レベルでの耐震試験を実施した結果、既往設計で用いてきた動作機能確認済加速度を大きく上回る $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ においても動作機能維持を確認できる結果を得た。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
2	原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2015	新規制基準では深層防護を基本とし、共通要因による安全機能の喪失を防止する観点から、自然現象の想定が大幅に引き上げられるとともに、シビアアクシデントを規制対象とすることとなったことから、フリースタンディング方式使用済燃料ラックの耐震設計法などが更新された。	△	設備の更新、設置のタイミングに合わせ、今後知見を反映する必要性が生じた場合には、適切に反映を行う。
3	部分リング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の弾塑性座屈解析による耐震強度評価について (日本原子力学会) 2017 年秋の大会予稿集 3B12	格納容器の縮尺模型試験体を用いた座屈試験を実施した結果、部分的にリング補強材を追加した試験では座屈耐力が増加しており、補強の有効性を確認できた。また、試験に対応する静的弾塑性解析を実施した結果、部分的にリング補強材を有する格納容器についても、新規制基準に対する既設原子力発電所の適合性評価において採用している静的弾塑性座屈解析手法を適用することの妥当性を確認した。	×	当該プラントは鋼製格納容器ではないため反映不要。
4	原子力発電所に使用される電動弁駆動部の耐震試験解析評価(2)耐震解析評価 (日本原子力学会) 2017 年秋の大会予稿集 3B14	要素試験で得られた代表 3 種類のガスケットについて、締結面離反解析手法を用いた有限要素法解析を行い、解析方法の妥当性を確認した。次に、駆動部の耐震限界が、締結部のボルト降伏あるいはすべりの発生と考え、その場合の限界加速度を解析にて求めた。また、電動弁駆動部のガスケット締結部の解析方法の妥当性が、試験結果から確認された。この解析方法により、電動弁駆動部の限界加速度は、30G であることが示された。但し、2 次減速機付きの電動弁駆動部の場合は、耐震ブラケット付きで、20G であることが示された。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(2/5)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
5	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験結果 ASME PVP2017 65600	最近の基準地震動の再評価に伴って応答加速度が増加したことから、高い加速度に対する機能維持評価が必要である。これまで達成できなかった加速度レベルの振動試験が可能な電中併の共振振動台を使用して電動弁駆動部の加振試験を実施し、既存の設計で使用している動的機器の機能が、 $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ を超える大加速度でも達成されるとの確認結果を得た。電動弁駆動部の地震時機能維持結果は、地震 PRA のフラジリティ解析に適用される。	×	既往の耐震裕度評価では、より厳しい動作機能確認済加速度で評価しているため、反映不要とした。
6	非線形動的解析を用いた設計限界地震時の延性破壊の許容基準 ASME PVP2017 66056	延性破壊・塑性崩壊に対する弾性解析用のレベル D 許容限界において、非線形 1 自由度系に生じる塑性率を検討した結果、塑性率が系の固有振動数や地震動、一定荷重に依存することがわかった。この結果に基づき、弾塑性解析用のレベル D 許容限界を提案する。この許容限界は塑性率で与えられ、非線形系に、系の固有振動数、地震動や一定荷重に依存しない単一の状態を許容する。	×	延性破壊や塑性崩壊を防止する機器の許容基準の提案であるが、弾塑性解析用の許容基準であり適用範囲・適用条件が合致しない。
7	PWR1 次冷却ループの減衰定数取得の現地加振試験 ASME PVP2017 65047	東日本大震災後の工事計画認可申請に当たり、2 点支持の蒸気発生器(SG)を有する 1 次冷却ループの耐震解析に、3%の減衰定数を用いて再評価することが必要となったことから SG の加振試験を実施した。美浜 2 号機の加振試験では、ホットレグ(HL)方向で、9%の減衰定数が得られた。美浜 3 号機の加振試験では加振力一定の正弦波で、振動数を変化させ、周波数応答曲線を得た。減衰定数は減衰定数の小さい HL 直交方向で、JEAG4601-1991 に記載されている基準値 3%以上であることを確認した。	×	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見(3/5)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
8	東日本大震災後の工事計画認可申請に用いる PWR1 次冷却材ループの実機加振試験 SMiRT-24 Division 5 D5-S13-5	東日本大震災後の工事申請において、2 点サポート方式の蒸気発生器に対して 3%の設計用減衰定数を適用することの妥当性説明が必要となり、関西電力株式会社の美浜原子力発電所 2 号機と 3 号機で振動試験を実施した。美浜 2 号機、3 号機の試験結果を米国で実施された類似試験と比較した結果、2 点サポート方式の蒸気発生器においても、日本の厳しい耐震条件によって蒸気発生器頂部に大変位が発生する状況では、1 次冷却設備の耐震解析に減衰定数 3%を用いることの妥当性が示された。	×	設計用減衰定数の妥当性を確認したものであり、反映不要とした。
9	基準地震動による機器・配管系の耐震設計における延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準 (日本機械学会) 論文集 17-00403	JEAC4601-2015 により設計した機器・配管系に生じる変形状態を明らかにするため、弾性解析を用いた設計において供用状態 Ds となる非線形系の塑性率を求める。また、その結果を踏まえて弾塑性解析を用いた設計に適用する機器・配管系の延性破壊・塑性崩壊に対する許容基準が提案された。	×	弾塑性応答を考慮した耐震設計評価に適用する許容限界の提案であるため、現状評価の見直しの必要性は無い。
10	原子力発電所に使用される電動バタフライ弁駆動装置の耐震試験結果 ASME PVP2018 84219	標準設計の電動バタフライ弁駆動装置の 3 つの加振方向における動作機能限界加速度を確認するため、耐震試験を実施した。この結果に基づいて、3 方向において $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ もしくはそれ以上でも弁の操作を可能とする耐震ブラケットを、3 タイプの代表モデルについて設計した。設計した耐震ブラケットを耐震試験用モデルに取り付け、3 方向で $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ の振動試験を行うことにより、バタフライ弁駆動装置の動作機能を確認した。これらの結果と既に報告した電動弁駆動装置の耐震試験結果を用いて、機能維持評価法の改定(案)が策定された。	×	既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、現状評価の見直しの必要性は無い。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見  
(4/5)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
11	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験解析評価 ASME PVP2018 84223	原子力発電所で使用されている電動弁の地震時動作機能は、従来から耐震試験の結果に基づいて評価されてきた。しかしながら、最近の基準地震動の再評価によって応答加速度が増加したことで、高加速度の地震時機能評価が必要である。解析により耐震試験の評価を行うため、代表的な3種類のガスケットについて、要素試験により圧縮変形特性とすべり係数を調べた。ガスケットの特性を考慮した有限要素法を用いた解析法を構築し、その解析結果は、加振時のボルト締結力の緩みと変動、及びガスケットの滑りを安全側に説明できた。解析によると、電動バタフライ弁駆動装置の接続部位は $20 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性を示し、他の部位は $30 \times 9.8 \text{m/s}^2$ の耐震性が示された。	×	既往の耐震裕度評価より大きな加速度で動作機能維持を確認しており、現状評価の見直しの必要性は無い。
12	曲げ荷重を受けるファイラメントワインディング FRP 配管の終局状態に関する研究 ASME PVP2018 84417	発電プラントの配管においては、一部で耐食性に優れた FRP (Fiber Reinforced Plastic) 管が用いられている。しかし国内技術基準の耐震評価に評価上の明確な許容値はない。そこで地震による曲げ応力に対する FRP 管の漏水、極限強度、極限応力状態等の損傷過程と終局状態を調査し、FRP 配管の許容曲げ荷重をどのように設定するべきかが示された。	×	ファイラメントワインディング FRP 配管の許容曲げ荷重設定方法に関する検討であり、現状評価の見直しの必要性は無い。
13	竜巻等突風の強さの評価の改善について～「日本版改良藤田スケール」の策定～	気象庁では、平成 24 年 5 月に茨城県等で発生した甚大な竜巻被害を受け、竜巻等突風の強さ(風速)をよりの確に把握するため、平成 25 年 7 月より、「竜巻等突風の強さの評定に関する検討会」(会長:田村幸雄東京工芸大学名誉教授)を開催し、その方策について検討を進めてきた。今般、検討結果を踏まえ、従来評定に用いてきた「藤田スケール」を最新の風工学の知見を基に改良した「日本版改良藤田スケール」を策定した。これにより、日本の建築物等の被害状況から、竜巻等突風の強さをより精度良く評定することが可能となる。	×	設計基準竜巻風速 100m/s を超える知見はなく、反映不要とした。

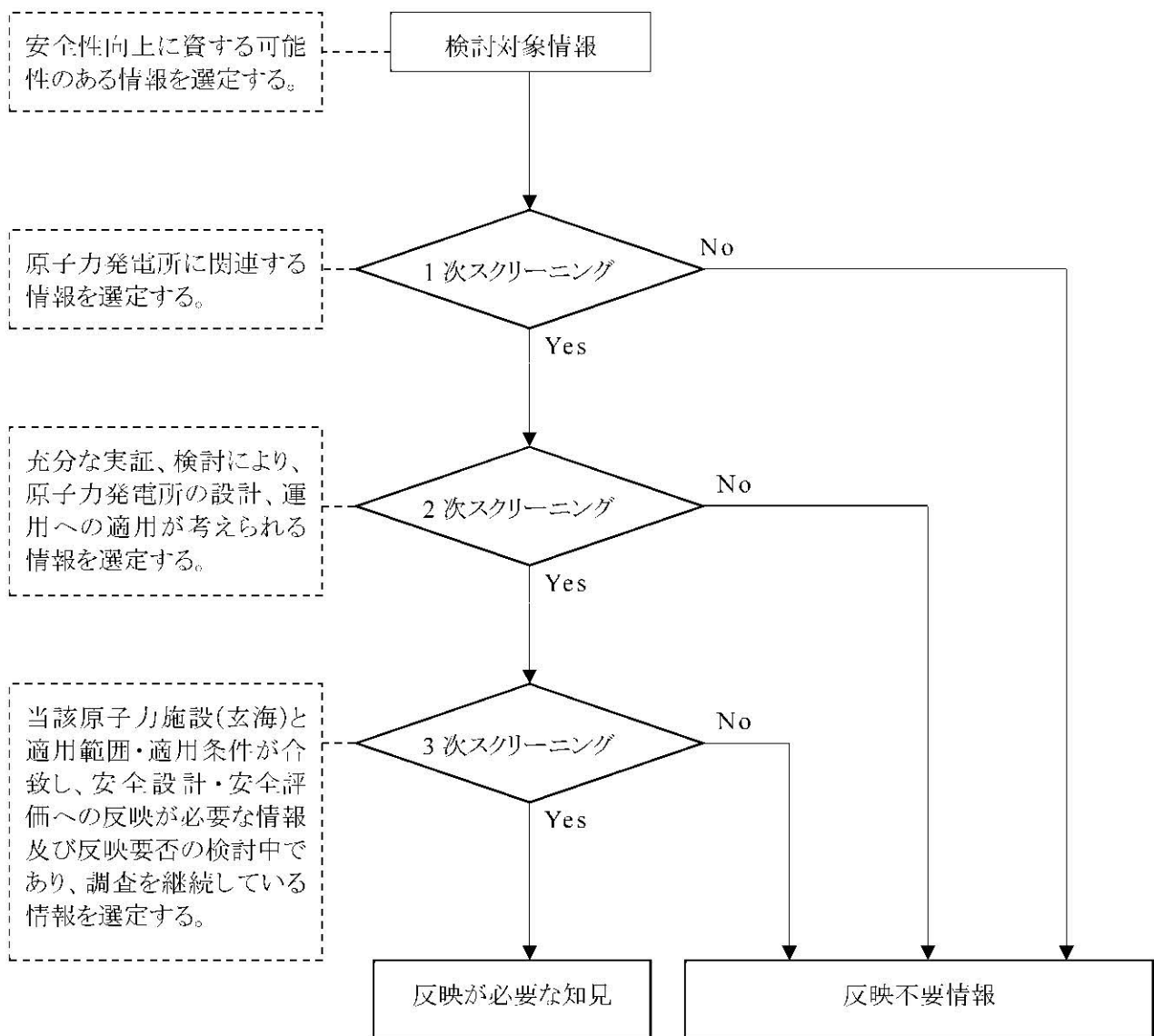
分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要

第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見  
(5/5)

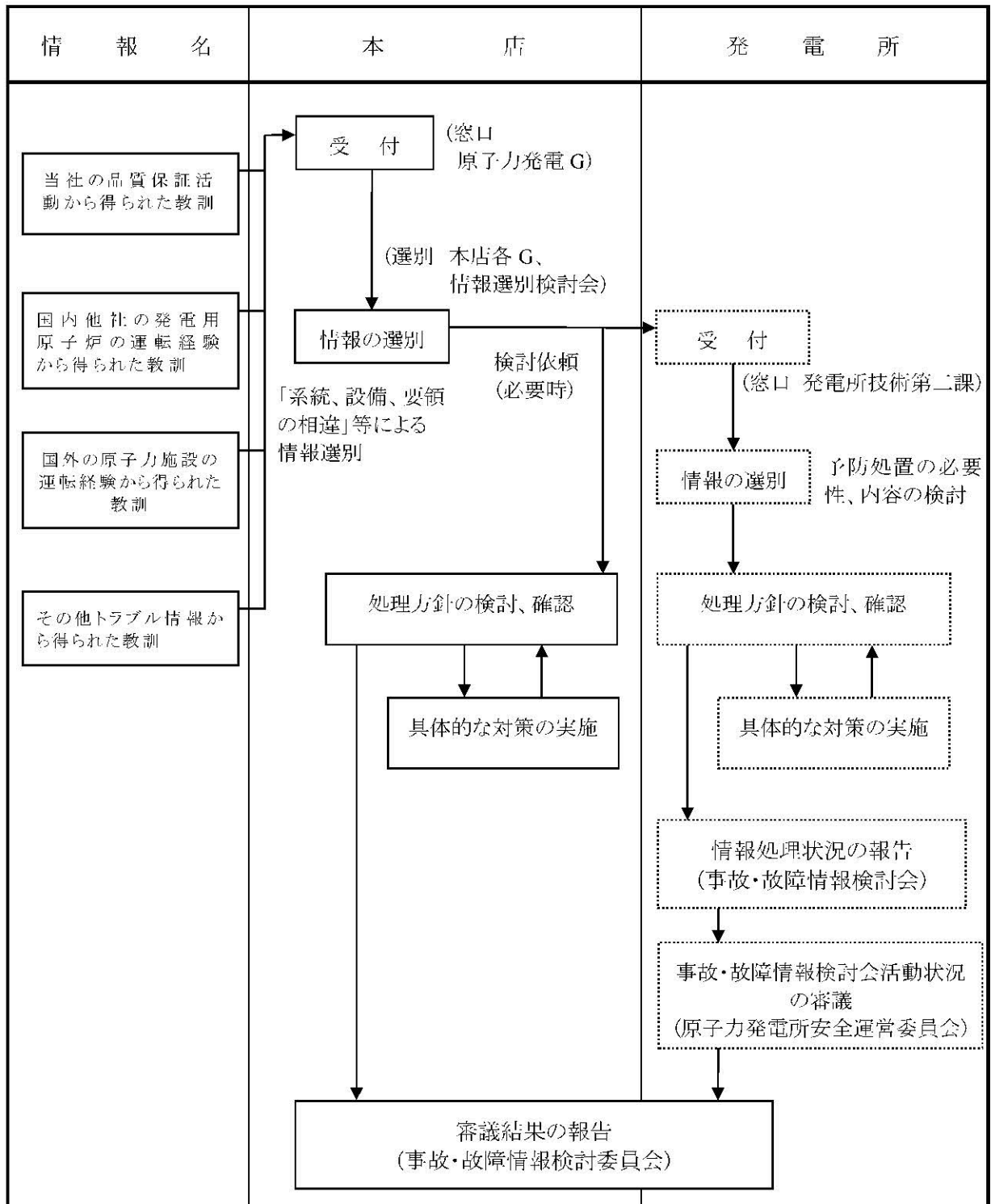
No.	件名	概要	分類	判断根拠
14	セントヘレンズ山の噴火：北米地域における火山灰の急性呼吸器影響 Arch Environ Health 1983 May-Jun;38(3):138-43	1980年5月18日に米国で発生した大規模噴火であるセントヘレンズ火山噴火において、大気中の火山灰濃度「約 33.4mg/m <sup>3</sup> 」が観測された。	●	本知見によるディーゼル発電機吸気フィルタへの影響評価を実施した。
15	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則等の一部改正について －火山影響等発生時の体制整備等に係る措置－ (原子力規制委員会交付) (平成30年度)	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準等及び原子力発電所の火山影響評価ガイドの一部改正により、火山影響等発生時の体制整備等に係る措置が具体的に示された。火山現象による影響が発生し、又は発生するおそれがある場合において、原子炉の停止後の操作を行えるよう、①非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策、②代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策、③交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制等の整備を行い、これらについて保安規定に記載することを求める。	●	ガイド等に基づき気中降下火砕物濃度を 3.3g/m <sup>3</sup> と設定し、ディーゼル発電機、可搬型ディーゼル注人ポンプへのフィルタコンテナの設置、手順の整備等を行った。
16	川内原子力発電所及び玄海原子力発電所火山活動のモニタリング評価結果 (当社公表資料) (2017年度) (2018年度)	当社は、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、始良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界の5つのカルデラ火山を対象に、活動状況に変化がないことを継続的に確認することを目的として火山活動のモニタリングを実施している。その結果、公的機関の評価にカルデラ火山の活動の急激な変化を示す情報がないこと、当社評価における地殻変動及び地震活動に大きな変化が見られないことから、対象火山の活動状況に変化はないと評価した。	×	5つのカルデラ火山全て、活動状況に変化はないと評価しており、反映不要とした。

分類 ●:反映済 ○:要反映、反映中 △:反映要否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要



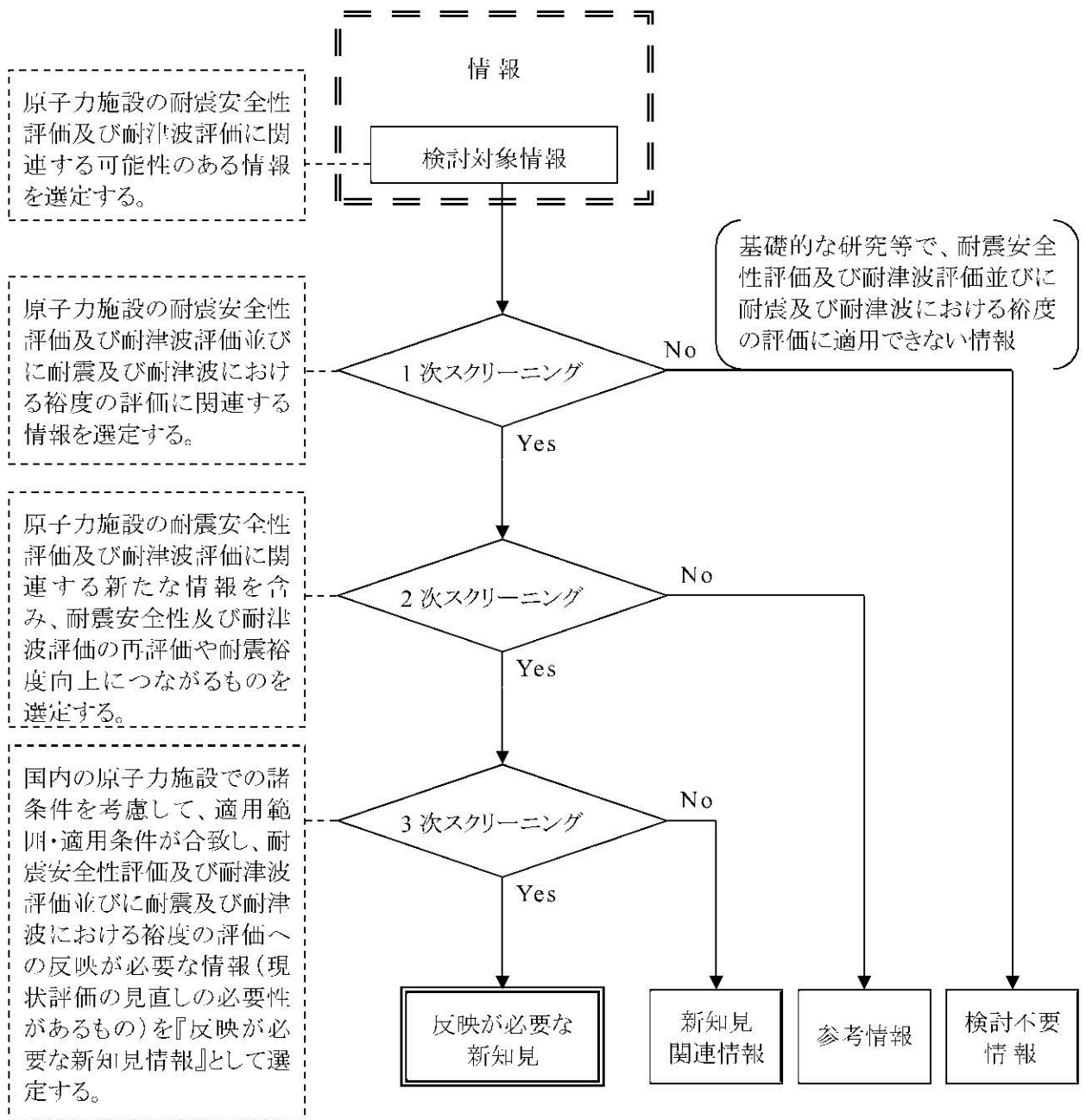


第 2.2.2-1 図 最新知見の基本的な整理フロー

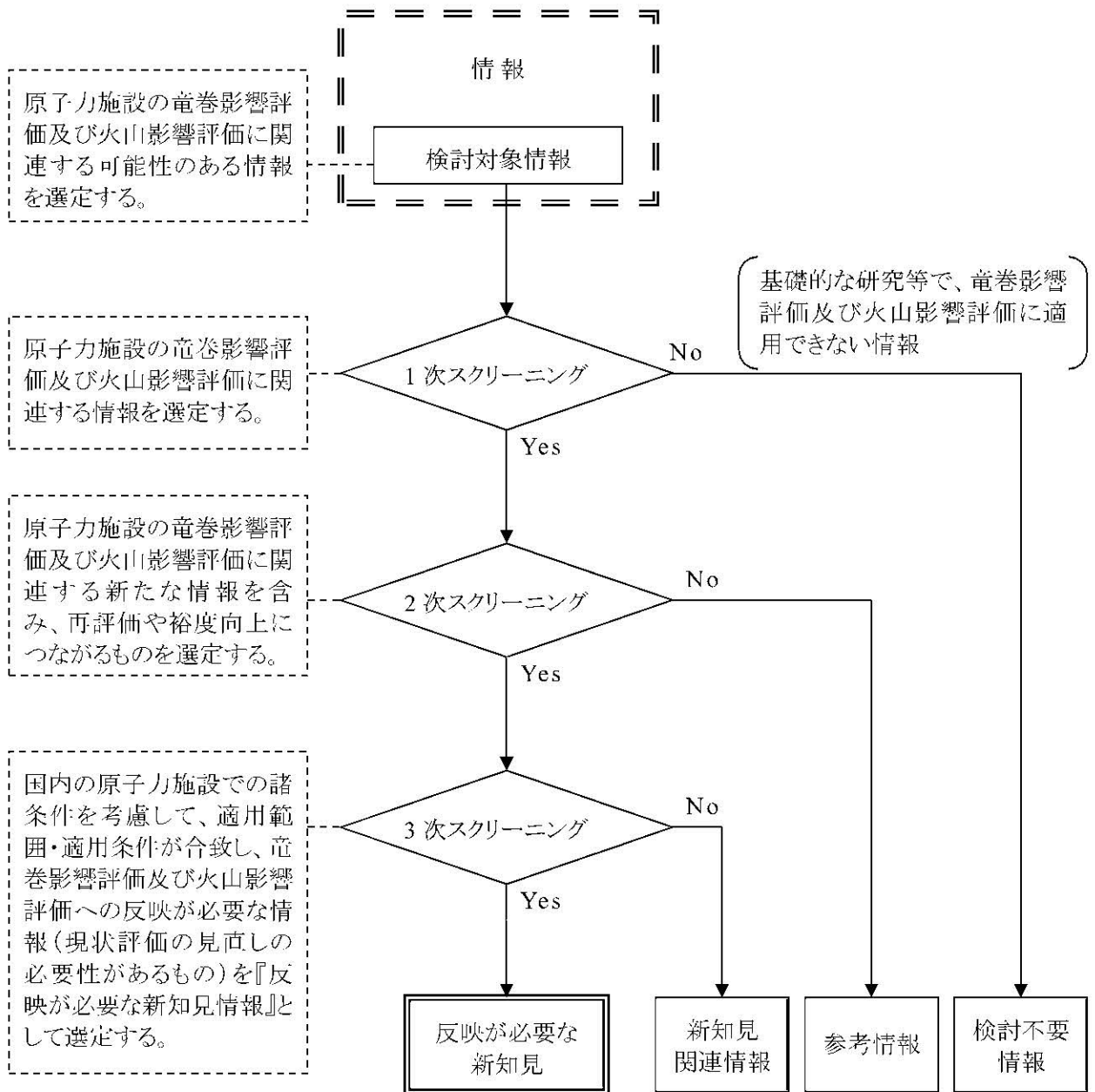


実線箇所は本店にて対応、破線箇所は発電所にて対応

第 2.2.2-2 図 予防処置フロー



第 2.2.2-3 図 原子力施設の耐震及び耐津波に係る知見の整理フロー



第 2.2.2-4 図 原子力施設の竜巻及び火山防護に係る知見の整理フロー

### 2.2.3 発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するための調査

玄海3号機について、発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査(以下「プラント・ウォークダウン」という。)を以下に示す。

#### (1) 確率論的リスク評価のためのプラント・ウォークダウン

安全性向上評価において実施している確率論的リスク評価で、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するとともに、検討したシナリオの妥当性を確認するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的、実施計画及び結果は、「第3章 3.1.3.3 地震出力運転時PRA」及び「第3章 3.1.3.4 津波出力運転時PRA」に記載する。

#### (2) 安全裕度評価のためのプラント・ウォークダウン

a. 地震及び津波随伴事象の評価のうち、地震随伴溢水評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的、実施計画及び結果は、「第3章 3.1.4.4 地震及び津波随伴事象の評価」に記載する。

b. その他の自然現象に対する評価のうち、降雨に対する評価において、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的、実施計画及び結果は、「第3章 3.1.4.5 その他の自然現象に対する評価」に記載する。

## 2.3 安全性向上計画

「第 1 章 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」で示された施設に対して、「2.2 調査等」を踏まえ、抽出された安全性向上に資する自主的な追加措置（以下「追加措置」という。）を示す。

### 2.3.1 保安活動により抽出された追加措置

日常の保安活動を実施する中で抽出された追加措置を、その保安活動の分類及び追加措置の計画概要とともに第 2.3-1 表に示す。

第 2.3-1 表 保安活動により抽出された追加措置 (1/1)

No	保安活動	追加措置	計画概要
1	保守管理	設計基準文書 (DBD) の整備	安全上重要な設計要件をまとめた文書 (設計基準書) を整備する。
2	保守管理	原子炉安全保護計装盤等更新	既設の構成部品が製造中止となっているため、既設アナログ設備から、長期保守安定性に優れたデジタル設備へ取り替える。併せて原子炉安全保護計装盤に原子炉安全保護ロジック盤の機能を統合する。
3	保守管理	原子炉容器上部ふた取替	原子炉容器上部ふた管台の応力腐食割れ対策として、原子炉容器頂部温度低減対策により健全性を確保しているが、更なる信頼性向上のため、予防保全として最新設計の原子炉容器上部ふたに取替える。
4	保守管理	2次系シーケンス盤更新	設備の構成部品が製造中止となっているため、最新のデジタル設備へ取替える。
5	運転管理	リスクモニタを用いた運転停止時のリスク管理の考え方の明確化	定期検査時のリスク低減及び緩和を目的に停止時リスクモニタを用いたリスク管理を実施しているが、CDF のレベルに応じた最適なリスク低減措置を実施できるよう、運用の明確化を行う。
6	緊急時の措置	運転シミュレータへの MAAP 導入	過酷事故時の事象を連続して模擬できるように、原子力訓練センターの運転シミュレータに重大事故解析コード (MAAP) を導入する。

## 2.4 追加措置の内容

### 2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置

「2.3 安全性向上計画」で示した安全性向上に資する自主的な追加措置の概要について、運用方針及び期待される効果を第2.4-1表に示す。

第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(1/2)

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	設計基準文書(DBD)の整備	※	安全上重要な設計要件をまとめた文書を整備することで、コンフィギュレーションマネジメント(CM)の設計要件の管理が強化され、信頼性が向上する。
2	原子炉安全保護計装盤等更新	変更なし	原子炉安全保護計装盤及び原子炉安全保護ロジック盤を最新のデジタル制御設備へ更新することで、当該盤の保守性が向上する。
3	原子炉容器上部ふた取替	変更なし	予防保全として原子炉容器上部ふたを取替えることにより、原子炉容器上部ふた管台の健全性が確保され、信頼性が向上する。
4	2次系シーケンス盤更新	変更なし	2次系シーケンス盤を最新のデジタル機種へ変更することで、当該盤の信頼性が向上する。

※ 「2.3 安全性向上計画 第2.3-1表 保安活動により抽出された追加措置(1/1)」の計画概要参照



第2.4-1表 構築物、系統及び機器における追加措置(2/2)

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
5	リスクモニタを用いた 運転停止時のリスク 管理の考え方の明 確化	※	従来のリスク低減措置は目標値 を超えた場合、CDFの大小によら ず一律の対応としていたが、運用 を明確にすることでCDFのレベル に応じた最適なリスク低減措置が 可能となる。
6	運転シミュレータへの MAAP 導入	変更なし	炉心溶融等の重大事故等(SA) 時のプラント挙動及びその対応に 関する運転員の知識、SA時の運 転操作技術を向上させることによ り、プラントの安全性が向上する。

※ 「2.3 安全性向上計画 第2.3-1表 保安活動により抽出された追加措置(1/1)」の  
計画概要参照

#### 2.4.2 体制における追加措置

「2.4.1 構築物、系統及び機器における追加措置」については、現状の組織で運用が可能であり、体制における追加措置(人員配置及び指揮命令系統)は抽出されなかった。

## 2.5 外部評価の結果

### 2.5.1 外部有識者による評価

外部有識者の視点を、更なる安全性向上に活かすことを目的に、本安全性向上評価の骨子について「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会 原子力安全性向上分科会」において、ご意見、ご助言を受けた。

#### 2.5.1.1 原子力安全性向上分科会

原子力の自主的・継続的な安全性向上の取組みの一環として、客観的かつ第三者的な観点から原子力の安全性向上の取組み状況（PRA 等による原子力発電のリスクの分析・評価など）をモニタリングし、より専門的・技術的観点から議論を深めることを目的とし、2014 年に「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会」の下に、「原子力安全性向上分科会」を設置した。

原子力安全性向上分科会は、以下の学識経験者（五十音順、敬称略）で構成されている。

出光 一哉 （九州大学大学院 工学研究院 教授）

高田 孝 （日本原子力研究開発機構  
システム安全解析評価グループ グループリーダー）

野口 和彦 （横浜国立大学 リスク共生社会創造センター センター長）

松田 尚樹 （長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

なお、「原子力の業務運営に係る点検・助言委員会」は、2012 年に設置した社外有識者を中心としたアドバイザリーボードで、以下の目的、役割を持つ。

- (1) 本委員会は、お客さまや地域社会との信頼関係の再構築に向けた取組みの一環として、原子力の業務運営の一層の透明性を確保することを目的とする。

- (2) 本委員会は、社外有識者を中心としたアドバイザリーボードとして、コーポレート戦略部門に設置する。
- (3) 本委員会は、当社の原子力の業務運営に対し、客観的・専門的な立場から、点検・助言を行う。

#### 2.5.1.2 原子力安全性向上分科会の評価

2020年1月9日に開催した原子力安全性向上分科会において、安全性向上評価の骨子について説明し、以下のご意見、ご助言を受けた。

- (1) 技術的検討に加え、安全文化や品質活動のようなマネジメントの対応についても重視する必要がある。
- (2) 「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」において選定している保安活動の実績指標について、社内マニュアルの改正回数(品質保証活動)や教育の受講率(安全文化醸成)等を実績指標としているが、保安活動の効果を計る観点からは相応しくないものもあるのではないか。例えば自主的な改善提言の回数など、安全文化が醸成された結果に視点を向けて指標を設定すべきである。
- (3) 気象変動については、最近その変動が激しく原子力に限らず注意が必要である。今後の課題となるが、原子力としても注視していただきたい。
- (4) 確率論的リスク評価の結果に基づき追加措置として「教育・訓練の強化」を抽出しているが、教育・訓練による効果を安全性向上に向けてどのようにフィードバックしていくかが今後の課題である。

また、安全性向上評価届出書の説明性を向上させるために有益な多数のご助言をいただいた。

### 2.5.1.3 原子力安全性向上分科会の評価を踏まえた対応等

2020年1月9日に開催した原子力安全性向上分科会において受けた前項のご意見、ご助言について、それぞれ、以下のとおり対応する。

- (1) 安全性向上に向けた活動は、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた品質マネジメントシステムに基づき継続的改善に取り組むこととする。
- (2) 原子力規制検査制度の導入にあわせて、発電所のパフォーマンス監視のための指標を拡大する計画であり、この検討結果を踏まえるとともに安全性向上として監視する指標の目的や得られる効果を考慮し、見直しを行うこととする。
- (3) 気象に関する新知見の収集においては、気象庁の観測データを基に情報収集を行っているところであるが、今後もこれらの情報の推移については注視していくこととする。
- (4) 確率論的リスク評価の結果に基づき追加措置として抽出された「教育・訓練の強化」について、現状、教育・訓練による効果を定量化することは困難であることから、今後の課題と認識し、検討を進めていくこととする。

### 2.5.2 電力各社による届出書全体レビュー

本届出書案について、調査・分析・解析等が、広く理解される記載となっているか、すなわち手法、適用範囲、モデル化、インプット、処理プロセス、アウトプット、判断根拠が明確かの観点でのレビューを北海道電力株式会社、東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、北陸電力株式会社、中部電力株式会社、関西電力株式会社、中国電力株式会社、四国電力株式会社、日本原子力発電株式会社及び電源開発株式会社に依頼し、その結果を反映した。