

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
29	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。
30	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)
31	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。
32	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。
33	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。
34	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。
35	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
36	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、配管継手面喰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。
37	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。
38	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。
39	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。
40	設計・建設規格 (JSME S NC1-2016)	非破壊試験規定関連の明確化(標準欠陥を標準穴又は入口傷等)、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。
41	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。
42	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。
43	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。
44	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 GNCF1 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
45	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。
46	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。
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 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。
48	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
49	原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準 (AESJ SC S005-2019)	標準発行後の規制基準への適合検討を含む最新知見を反映して技術要件を具体化するとともに、継続的な自主的安全性向上活動への適用も考慮して改訂された。	△	発電所のリスクマネジメントに係る手法として適用を検討中である。
50	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。
51	原子力発電所停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA 編) (AESJ SC P001-2019)	停止時 PRA の要件として、新たに使用済燃料プール/使用済燃料ピットを対象とする要件が取り込まれた。また、最新の技術知見についても反映された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、次回届出以降、停止時 PRA 評価を実施する際に適用予定である。
52	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。
53	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。

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
54	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 常调速装置(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。
55	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。
56	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。
57	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。

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。
59	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。
60	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。
61	原子力発電所に対する津波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 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 (H27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へ向けたマルチフィジクス粒子法の開発 (H27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(H28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学解析を行った。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 (H29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 (H29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 (H29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 (H29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 (H29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研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た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、関西電力株式会社的美浜原子力発電所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ない。
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ない。

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)

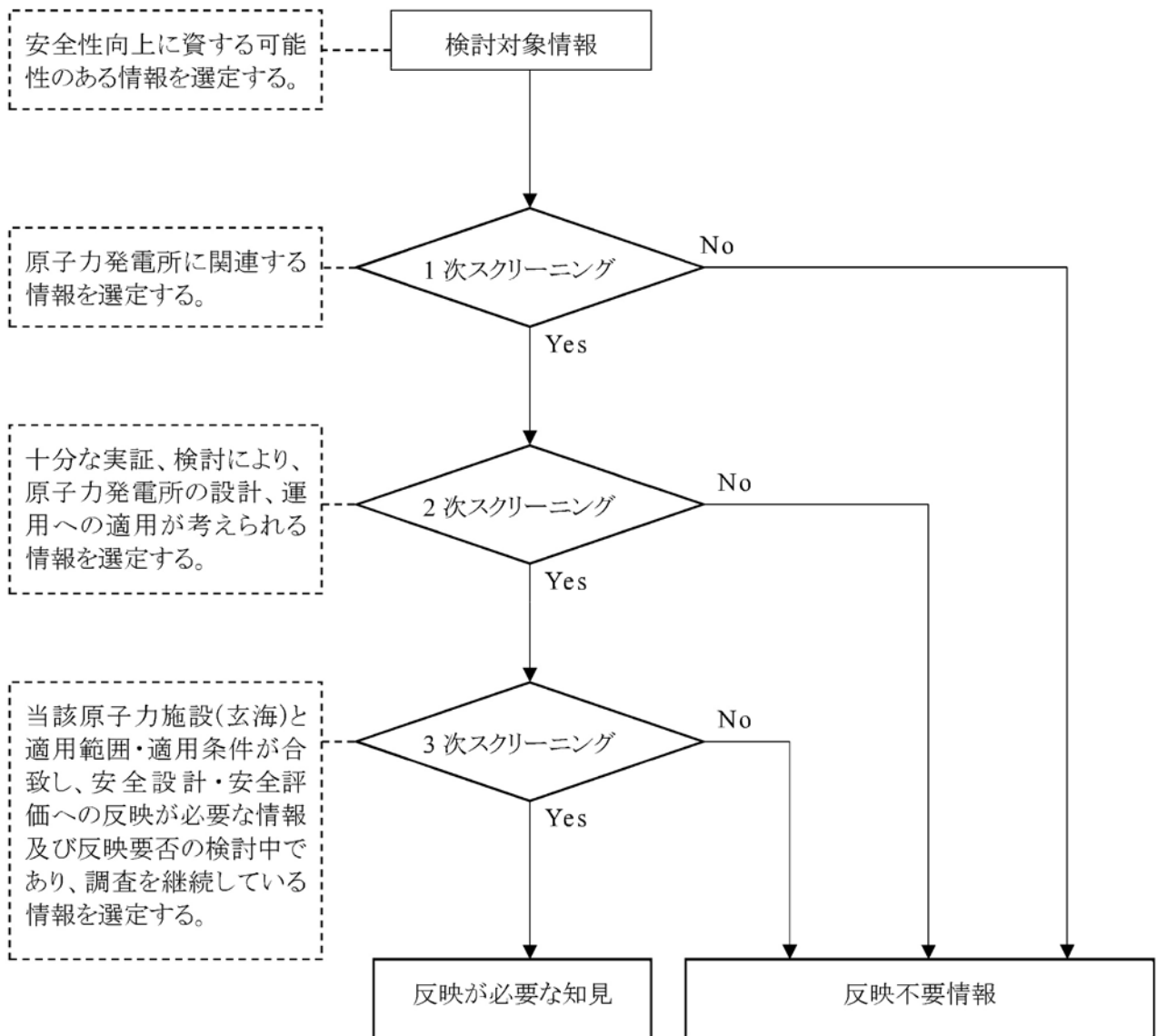
No.	件名	概要	分類	判断根拠
11	原子力発電所に使用される電動弁駆動装置の耐震試験解析評価 ASME PVP2018 84223	原子力発電所で使用されている電動弁の地震時動作機能は、従来から耐震試験の結果に基づいて評価されてきた。しかしながら、最近の基準地震動の再評価によって応答加速度が増加したことで、高加速度の地震時機能評価が必要である。解析により耐震試験の評価を行うため、代表的な3種類のガスケットについて、要素試験により圧縮変形特性とすべり係数を調べた。ガスケットの特性を考慮した有限要素法を用いた解析法を構築し、その解析結果は、加振時のボルト締結力の緩みと変動、及びガスケットの滑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ない。
12	曲げ荷重を受けるフィ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。	×	フィ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ない。
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

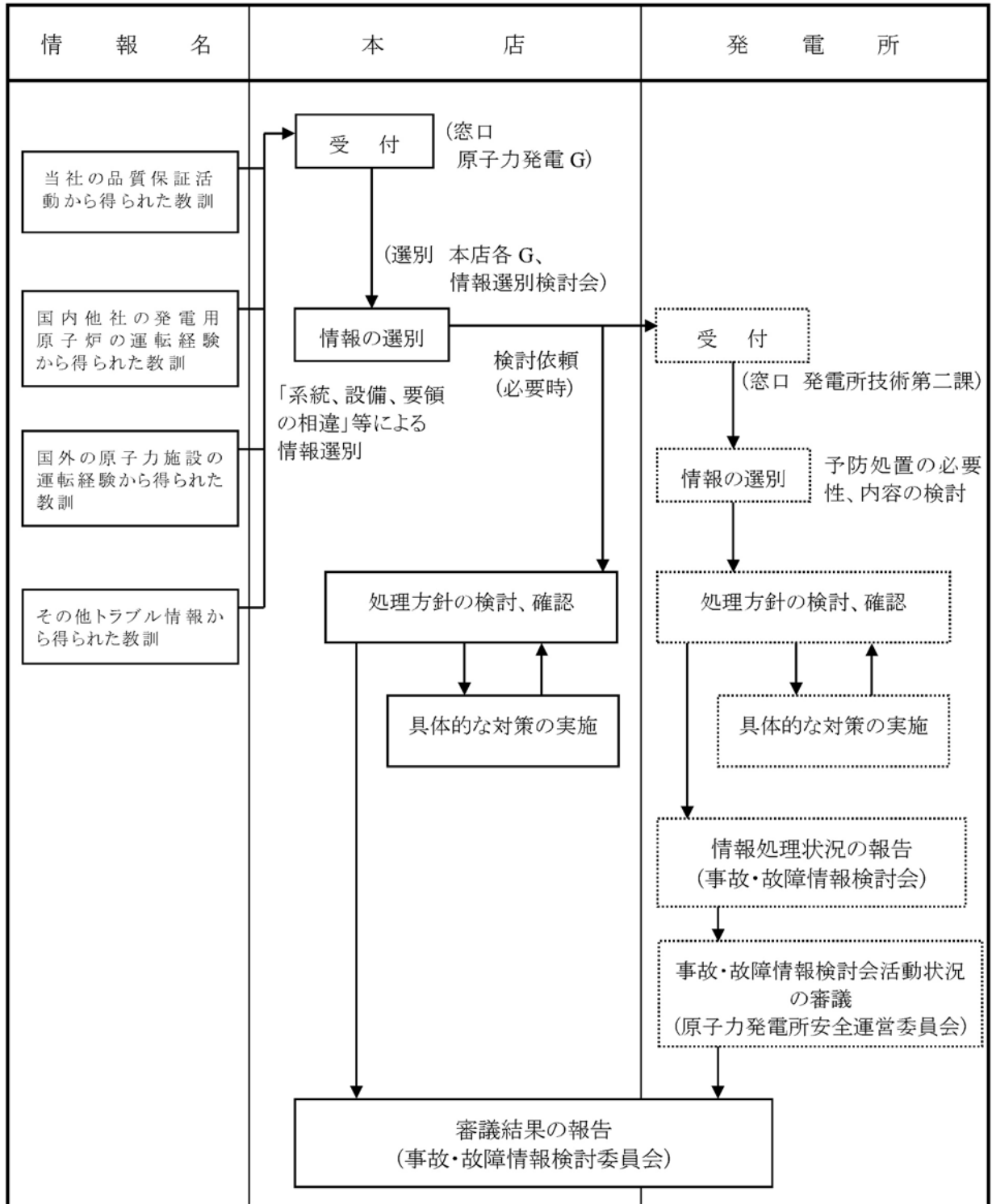
第 2.2.2-18 表 耐震、耐津波、竜巻及び火山防護に関して抽出した最新知見
(5/5)

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 ³ 」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 ³ と設定し、ディーゼル発電機、可搬型ディーゼル注入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つのカルデラ火山すべて、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

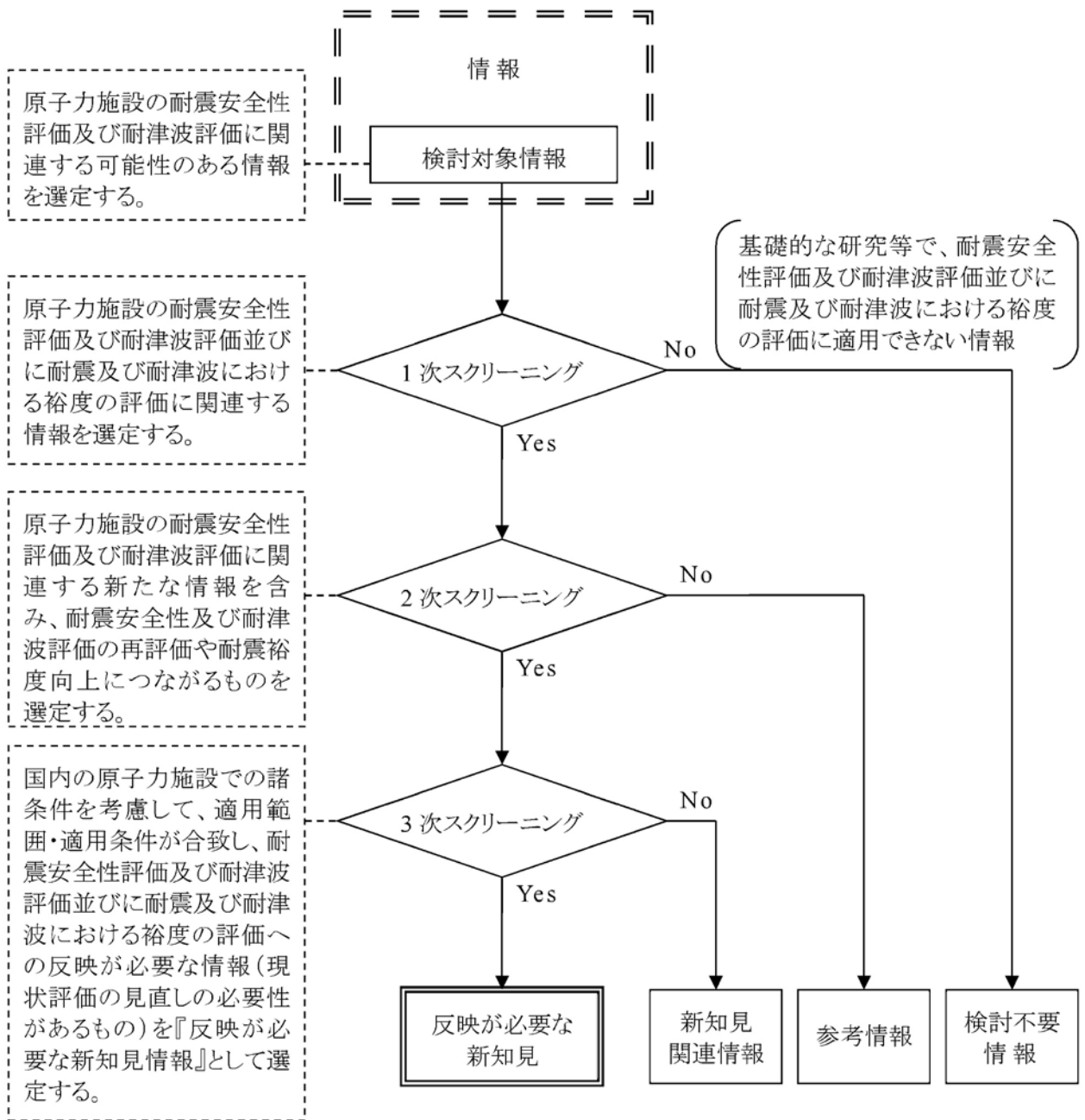


第 2.2.2-1 図 最新知見の基本的な整理フロー

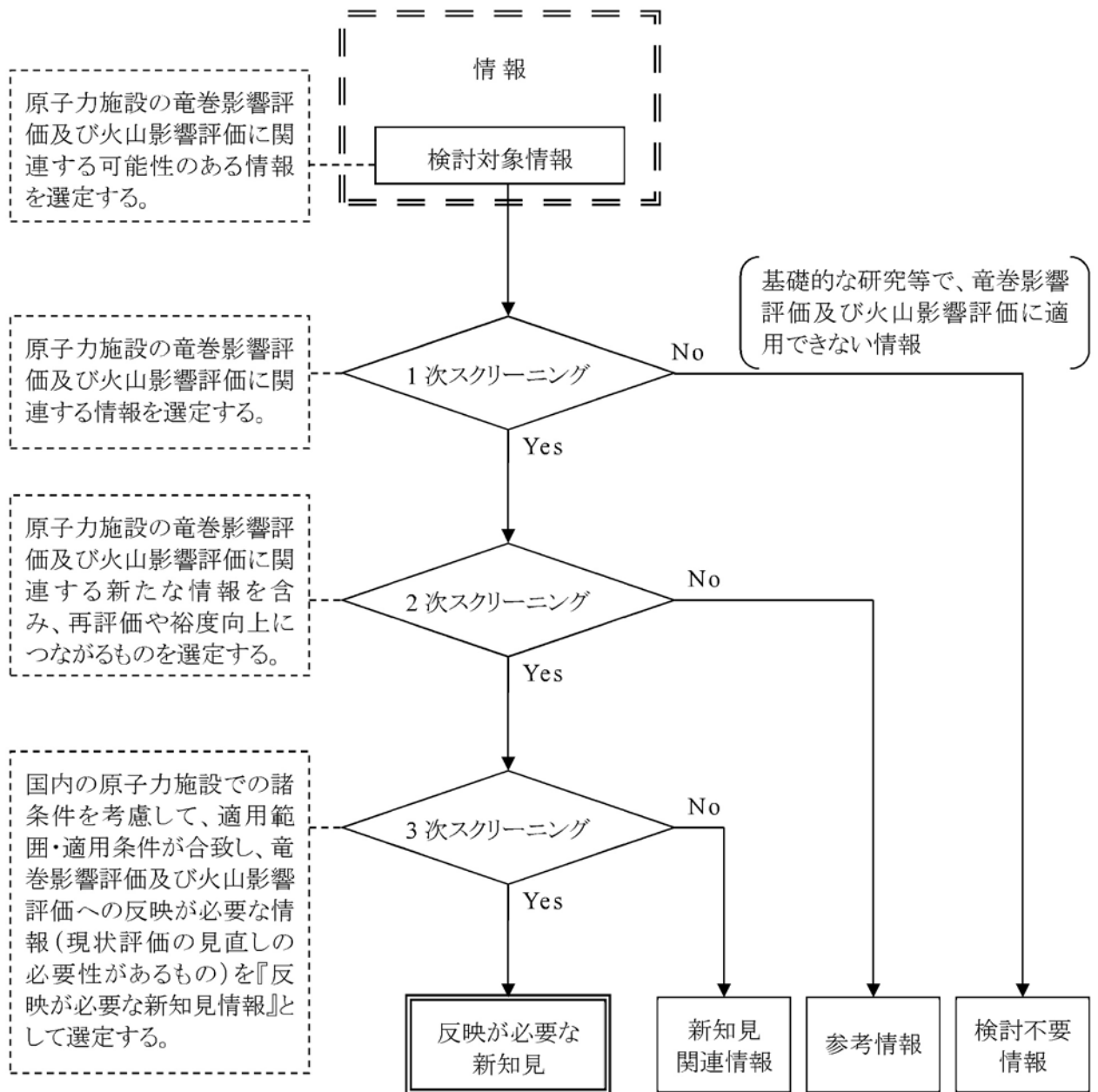


実線箇所は本店にて対応、破線箇所は発電所にて対応

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4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

No	保安活動	追加措置	計画概要
1	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 が変動する操作やCDF のレベルに応じた効果的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。
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	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り替える。

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

No	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	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が変動する操作やCDFのレベルに応じた効果的なリスク低減措置が可能となる。
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	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、当該盤の保守性が向上する。

※ 「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」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3月13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、「品質方針の見直しを実施した」という事実だけでなく、どのような見直しを行ったかというところまで示した方が良い。

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3月13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、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している。品質方針についても、社長が実施する品質マネジメントシステムのレビューの中で取り組むべき課題を明確にし、社長指示のもと見直しを実施しており、この活動の重要性を示すため「2.1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針」の記載充実を図った。

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。