

(単位:Bq)

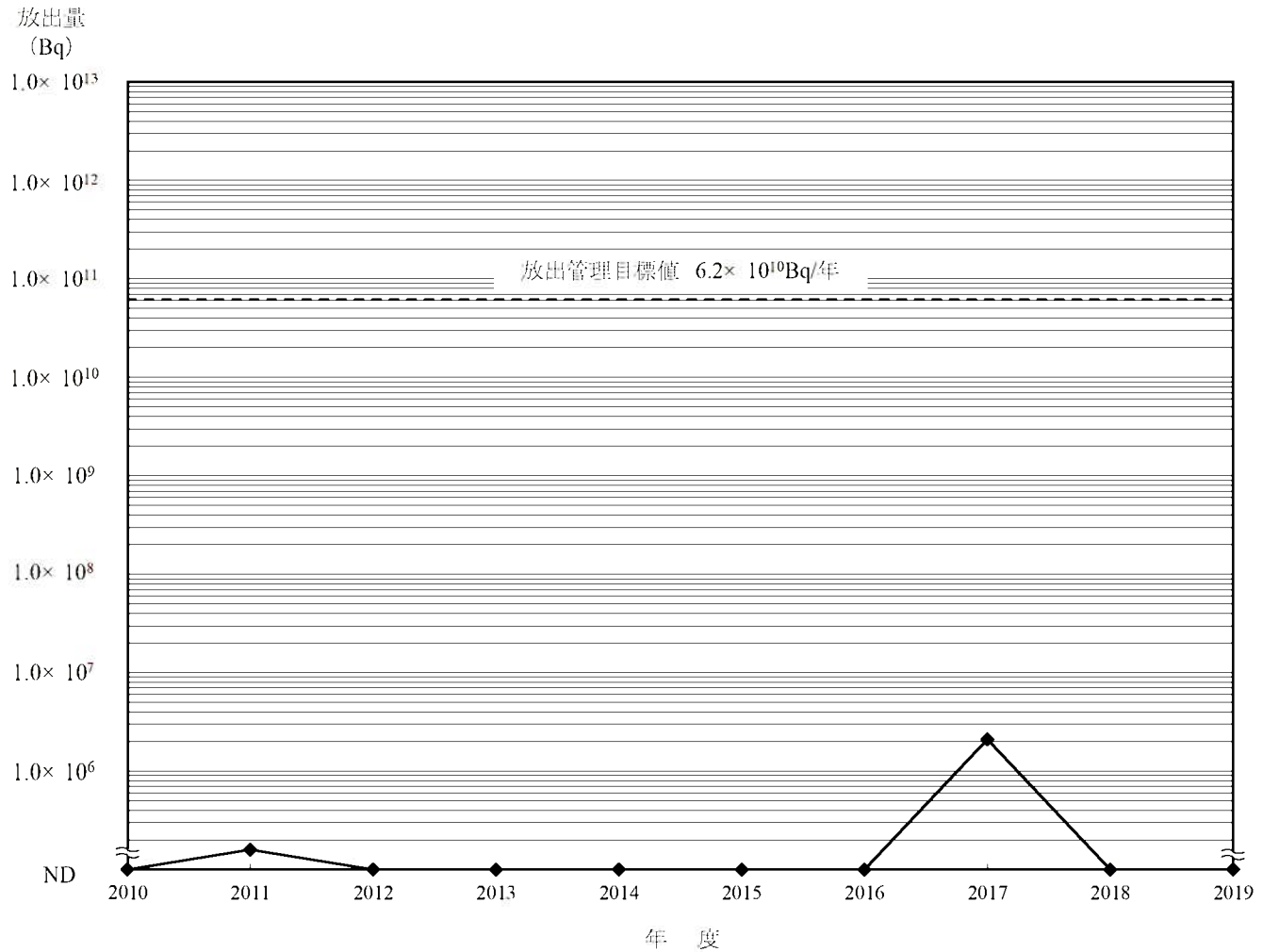
年 度	よう素131放出量
2010	ND
2011	1.6×10^5
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	2.1×10^6
2018	ND
2019	ND

※1:東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の影響と推測される。

※2:川内1号機における燃料集合体からの漏えい燃料発生のため。

注:放出量は、排気中の放射性物質の濃度に排気量に乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界未満の場合は、NDと表示した。

なお、検出限界値は $7 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



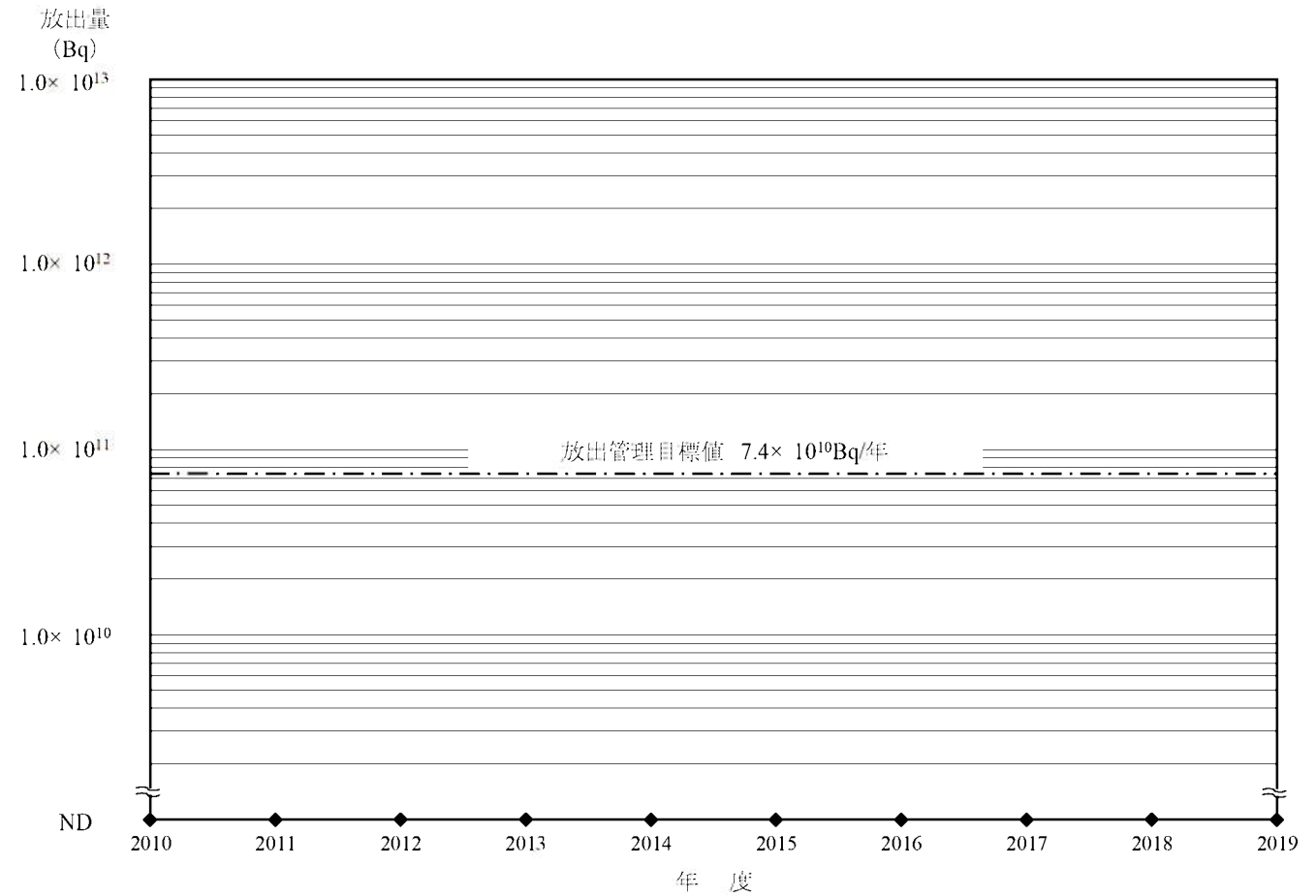
第2.2.1.6-5図 放射性気体廃棄物中の放射性よう素131の放出量

(単位: Bq)

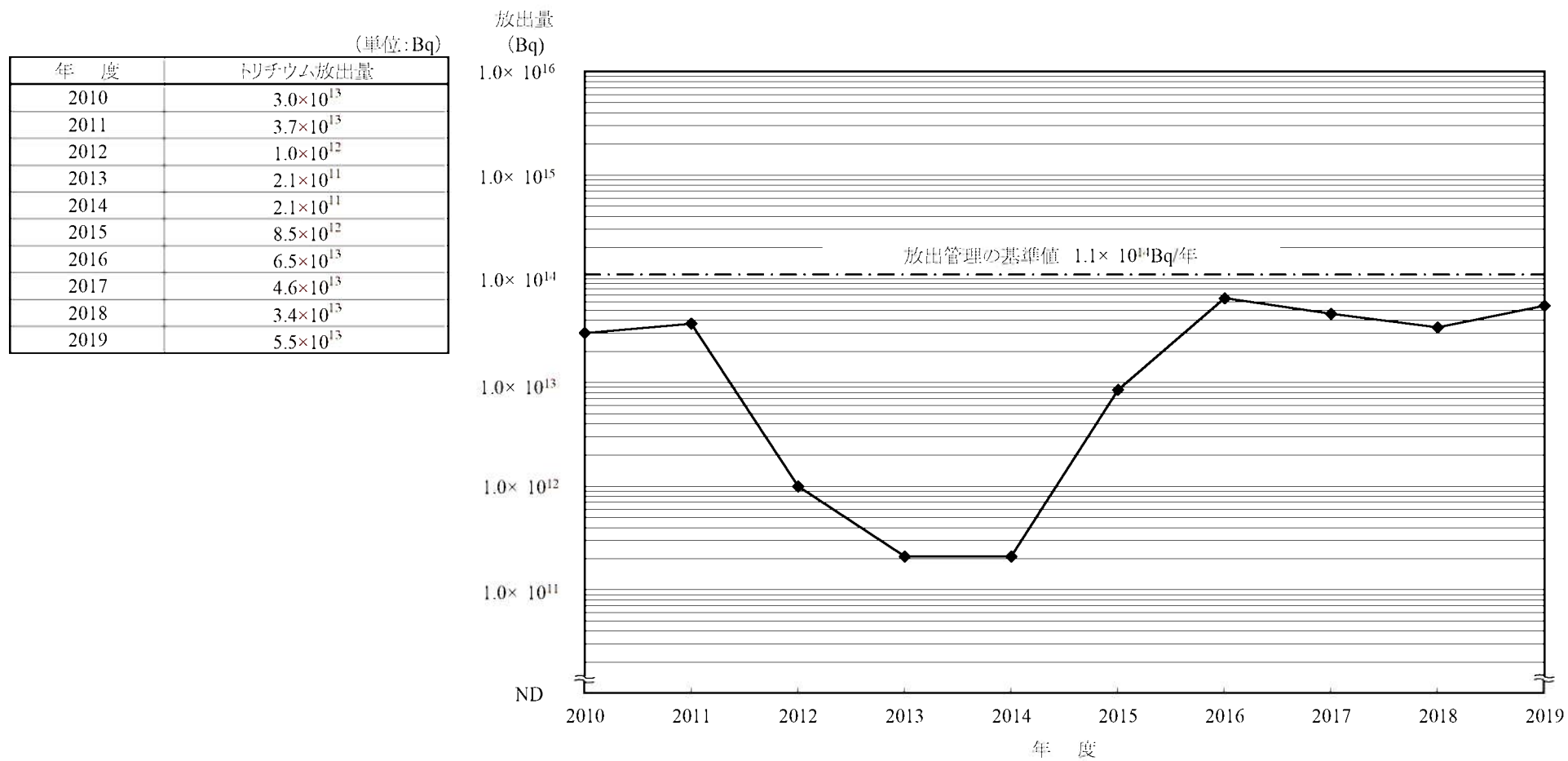
年 度	トリチウムを除く放射性物質放出量
2010	ND
2011	ND
2012	ND
2013	ND
2014	ND
2015	ND
2016	ND
2017	ND
2018	ND
2019	ND

注: 放出量は、排水中の放射性物質の濃度に排水量に乗じて求めており、放出放射能濃度が検出限界未満の場合は、NDと表示した。

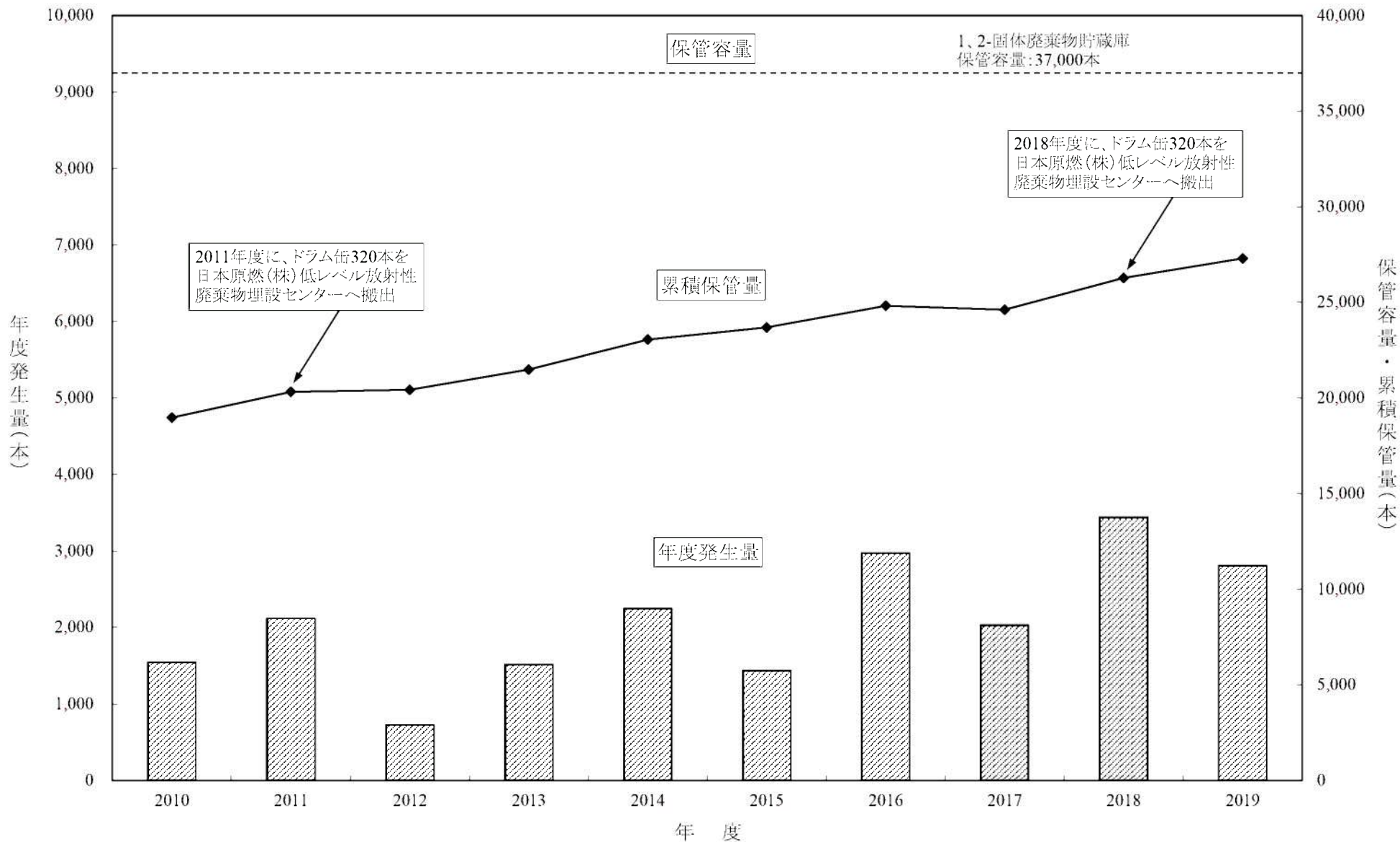
なお、検出限界値は ^{60}Co で代表: $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下である。



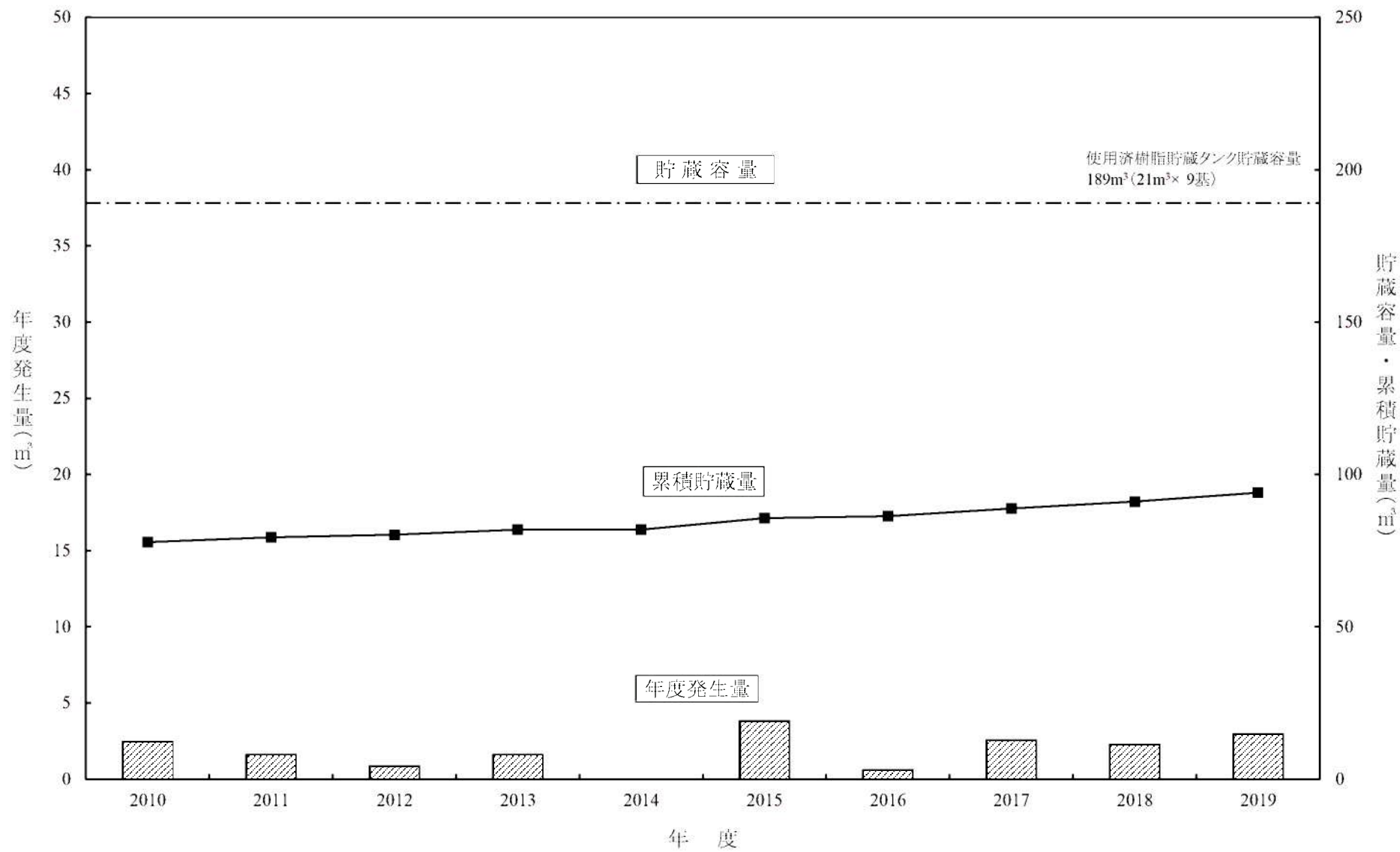
第2.2.1.6-6図 放射性液体廃棄物中の放射性物質の放出量(トリチウムを除く)



第2.2.1.6-7図 放射性液体廃棄物中のトリチウムの放出量



第2.2.1.6-8図 放射性固体廃棄物の発生量、保管量推移



第2.2.1.6-9図 脱塩塔使用済樹脂の発生量、貯蔵量推移

項 目	年 度	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	備 考	
気体廃棄物	・漏えい燃料防止対策の実施 (1)燃料品質管理強化											1989年度から、ペレット水分管理強化	
	(2)バップルジェット対策											建設当初から炉心アップフロー化を実施	
	(3)異物対策燃料の使用											(1988年度から採用)	
	(4)信頼性向上燃料の採用											(2015年度から採用)	
	・ガス減衰タンクの設置、運用												(1983年度設置)
	・気体廃棄物処理設備の運用												(1983年度設置) 2007年度ガス圧縮装置更新

第2.2.1.6-10図 放射性気体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目	年 度	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	備 考
液体廃棄物	・ほう酸回収装置の設置、運用											(1983年度設置)
	・廃液蒸発装置の設置、運用											(1983年度設)
	・洗浄排水高濃縮装置の設置、運用						川内1、2号機共用					(1996年度設置) 2000年度から水洗いに変更 (国際的な特定フロン全廃)
	・洗浄排水処理装置の設置、運用						川内1、2号機共用					(1983年度設置)

第2.2.1.6-11図 放射性液体廃棄物放出低減対策の変遷

項 目	年 度	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	備 考		
固体廃棄物	設 備 面	川内1、2号機共用											川内1号機:1983年度設置 川内2号機:1985年度設置 (1990年度から共用) (1983年度設置) (2007年度改造) 設備運転時間の延長を可能とした (1983年度設置)	
		・ベイヤ圧縮装置の設置、運用												
		・雑固体焼却設備の設置、運用	川内1、2号機共用											
		・雑固体焼却設備改造に伴う焼却量増加	川内1、2号機共用											
		・アスファルト固化装置の設置、運用	川内1、2号機共用											
	管 理 面												(1987年度から実施)	
		・物品持込み制限												
		・消耗品の仕様変更、使用制限												(1988年度から実施)
		・固体廃棄物減容処理												2004年度から焼却灰を減容可能とした

第2.2.1.6-12図 放射性固体廃棄物低減対策の変遷

2.2.1.7 緊急時の措置

(1) 目的

原子力発電所の緊急時の措置においては、発電所の方が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における体制の確立、通報連絡及び実施に係る社内マニュアルなどを整備し、これら一連の対応を適切に実施できる体制を確立し、訓練を実施することにより、原子力災害の発生及び拡大を防止することを目的としている。

(2) 緊急時の措置に係る仕組み及び改善状況

a. 緊急時の措置に係る組織・体制

(a) 緊急時の措置に係る組織・体制の概要

事故・故障等発生時の対応として、電気事業法、原子炉等規制法等で報告が求められている事故・故障等又はこれらに発展するおそれのある異常兆候が発生した場合には、事故・故障等発生時の通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための活動を行うこととしている。

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合において実施すべき措置については、1979年3月の米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故（以下「TMI事故」という。）を契機として、1980年6月に原子力安全委員会で決定された「原子力発電所等周辺の防災対策について」（現在は原子力規制委員会で決定された「原子力災害対策指針」）を基本として整備を行った。

その後、1999年9月に発生したJCO東海村ウラン加工施設臨界事故（以下「JCO事故」という。）を踏まえ、原子力事業者の責務の明確化等を目的として制定された「原子力災害対策特別措置法」（以下「原災法」という。）（2000年6月施行）に基づき、「川内原子力発電所原子力事業者防災業務計画」（以下「防災業務計画」という。）を策定し、原子力防災管理者の選任、原子力防災組織の設置等、更なる原子力災害に対する組織・体制等の充実強化を図った。（第2.2.1.7-1表参照）

また、2007年7月に発生した新潟県中越沖地震を踏まえ専属消防隊の設置を含む自衛消防体制強化及び迅速な連絡体制の整備を行った。（第2.2.1.7-2表参照）

さらに、2011年3月の東北地方太平洋沖地震に伴う津波により発生した東京電力（株）福島第一原子力発電所事故を起因として発出された経済

産業大臣指示文書「平成23年福島第一、第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について(指示)」(平成23年3月30日付け平成23・03・28原第7号)、「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について(指示)」(平成23年6月7日付け平成23・06・07原第2号)等を受け、緊急安全対策等を実施した。

その後、2013年7月に新規制基準が施行され、従来の設計基準事故に対する対応内容の更なる強化(火災、内部溢水、その他自然災害等(地震、津波、竜巻、火山(降灰)等)発生時の対応)、設計想定を超える事象等に対する対応(重大事故等及び大規模損壊発生時の対応)が求められ、新規制基準に適合させるべく、発電所においては、発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備を行うとともに、継続して安全性向上に資するための対策等を実施している。(第2.2.1.7-3表参照)

イ 事故・故障等発生時の組織・体制

各課長は、事故・故障等を確認した場合、速やかに関係課長等へ連絡し、連絡を受けた関係課長等は、事故・故障等発生時の通報連絡体制に沿って、必要な関係先へ通報連絡を行うこととしている。また、休日、時間外(夜間)についても、輪番体制を確立し、通報連絡を迅速・的確に行うこととしている。

通報連絡を受けた発電所長は、通常時体制で対応できないと判断した場合、速やかに対策会議を開設し、通報連絡、異常の状況把握、原因究明、当面の対策等について検討を行い、必要な対応を行うこととしている。(第2.2.1.7-1図参照)

なお、社外への通報は、該当する法令等及び地方公共団体との安全

協定に基づき、速やかに国、地方公共団体等へ電話等により通報連絡（第1報）を実施し、その後は、事故・故障等の状況、調査結果等について適宜情報提供を行うこととしている。（第2.2.1.7-2図参照）

さらに、国、地方公共団体等を含めた通報連絡訓練を定期的を実施し、事故・故障等発生時に迅速かつ的確な通報連絡ができる体制の継続的な維持向上を図っている。

ロ 原子力防災組織・体制

原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止その他必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、原子力災害の情勢に応じて緊急時体制を区分している。

原子力災害の発生又は拡大を防止するために必要な活動を行うため、発電所長を原子力防災管理者、次長職を副原子力防災管理者とした原子力防災組織（第2.2.1.7-3図参照）を設置し、原子力防災要員を選任している。緊急時体制は原子力防災管理者が発令することとしており、発令した場合、速やかに緊急時対策本部を設置し、原子力防災要員等を状況に応じて非常召集することとしている。原子力防災管理者、副原子力防災管理者の選・解任及び原子力防災要員の配置変更については、その都度、原子力規制委員会、鹿児島県知事及び薩摩川内市長に届け出ている。

火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）により、原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合は、原子力防災組織にて対応を行う。

休日、時間外（夜間）も含め、重大事故等発生時の迅速な対応のため、緊急時対策本部要員、重大事故等対策要員及び特重施設要員を

常時確保しており、加えて、大規模損壊発生時の迅速な対応のため、専属消防隊を常時確保している。(第2.2.1.7-4表及び第2.2.1.7-4図参照)

さらに、万が一の緊急作業が発生した場合における緊急作業従事者の選定を行っている。

ハ 原子力災害予防対策

(イ) 通報体制及び情報連絡体制の整備

原子力防災管理者は、防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときの通報連絡のため、あらかじめ通報連絡体制を整備している。

また、原災法第10条に基づく通報を行った後の関係機関への報告及び連絡のため、あらかじめ連絡体制を整備している。

(ロ) 放射線測定設備、原子力防災資機材等の整備

I 放射線測定設備の設置等

発電所の敷地境界付近に国の検査を受けた放射線測定設備(以下「モニタリングポスト及びモニタリングステーション」という。)を設置し、定期的に整備・点検を行い、その維持管理を行っている。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションの故障等により監視不能となった場合、速やかに修理する。また、可搬型モニタリングポストを設置し、測定データを収集する等の代替手段を整備している。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定した放射線量を取りまとめた資料を住民等が閲覧できるように展示館等に配備している。

II 原子力防災資機材の整備

必要な原子力防災資機材については、その整備状況を内閣総理大臣、原子力規制委員会、鹿児島県知事及び薩摩川内市長へ届け出るとともに、代替緊急時対策所及びその他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。(第2.2.1.7-5表参照)

III 重大事故等対策用資機材及び大規模損壊対策用資機材、その他の資機材等の整備

前項I、II以外の事故収束活動に必要な資機材等について、代替緊急時対策所及びその他所定の場所に配備し、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ハ) 原子力災害対策活動で使用する資料の整備

原子力災害対策活動で使用する資料(第2.2.1.7-6表参照)を発電所、本店及び資機材等保管場所に配備するとともに、緊急事態応急対策等拠点施設(以下「オフサイトセンター」という。)及び原子力規制庁緊急時対応センターに配備する資料として国に提出し、地方公共団体にも提出している。

なお、これらの資料については、定期的に見直しを行っている。

(ニ) 原子力災害対策活動で使用する施設及び設備の整備・点検

発電所においては、代替緊急時対策所、応急処置施設(発電所診療所)、気象観測設備、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)、所内放送装置等について、定期的に保守点検を行い、常に使用可能

な状態に整備している。また、集合場所をあらかじめ指定している。

本店においては、資機材等保管場所、原子力施設事態即応センター及びSPDSについて、定期的に保守点検を行い、常に使用可能な状態に整備している。

(ホ) 関係機関との連携

国、原子力防災専門官、上席放射線防災専門官、地方公共団体等と平常時から、防災情報の収集・提供等を行い、相互連携を図っている。

(ヘ) 周辺住民等への情報提供

平常時から、発電所の周辺住民等に対し、国及び地方公共団体と協調して、放射性物質及び放射線の特性、原子力発電所の概要、原子力災害とその特殊性並びに原子力災害発生時における防災対策の内容について、広報誌等により情報提供を行っている。

ニ 緊急事態応急対策等

(イ) 通報及び連絡

原子力防災管理者は、防災業務計画に示す警戒事態に該当する事象、原災法第10条に該当する事象又は原災法第15条に該当する事象の発生について通報を受けたとき若しくは自ら発見したときは、速やかに国、地方公共団体等に通報を行うとともに、緊急時体制の発令、原子力防災要員の非常召集及び発電所対策本部の設置を行うこととしている。(第2.2.1.7-5図参照)

また、これら通報を行った後には、事故状況の把握を行い、国、地方

公共団体等に報告を行うこととしている。

(ロ) 応急措置の実施

発電所敷地内の原子力災害対策活動に従事しない者、見学者等を発電所敷地外へ避難させる必要がある場合、発電所敷地外へ誘導を行い避難させることとしている。

発電所管理区域内において、傷病者及び放射線障害を受けた者又は受けたおそれのある者を発見した場合は、速やかに関係者へ連絡を行い、傷病者を放射線の影響の少ない場所に救出した後、必要時には応急処置施設に搬送し、応急処置、除染等の措置を講じるとともに、医療機関への移送、治療依頼等を実施することとしている。

また、傷病者に汚染がある場合は、移送前に医療機関、消防署及び現地到着時の救急隊員に汚染がある旨を伝えるとともに、原則として原子力防災要員を付き添わせることとしている。(第2.2.1.7-7表参照)

放射性物質が発電所敷地外へ放出された場合は、放射線監視データ、気象観測データ、緊急時モニタリングデータ等から放射能影響範囲を推定することとしている。

国からオフサイトセンター運営の準備に入る旨の連絡を受けた場合、又は指定行政機関(原子力規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに地方公共団体の長及びその他関係機関が緊急事態応急対策を実施する場合、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与等を行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

(ハ) 緊急事態応急対策

前項の応急措置を継続するとともに、オフサイトセンター等に派遣された副原子力防災管理者及び原子力防災要員は、原子力災害合同対策協議会等の要請に対し、必要な対応を行うこととしている。

ホ 原子力災害事後対策

(イ) 発電所の対策

発電用原子炉施設の損傷状況・汚染状況の把握、発電用原子炉施設の除染の実施、発電用原子炉施設損傷部の修理・改造の実施、放射性物質の追加放出の防止等について、復旧計画を策定し、内閣総理大臣、原子力規制委員会、鹿児島県知事及び薩摩川内市長に提出し、速やかに復旧対策を行うこととしている。

(ロ) 原子力防災要員等の派遣等

指定行政機関(原子力規制委員会等)の長及び指定地方行政機関(九州管区警察局等)の長並びに鹿児島県知事、薩摩川内市長及びその他関係機関の実施する原子力災害事後対策のため、副原子力防災管理者及び原子力防災要員の派遣、原子力防災資機材の貸与、その他必要な措置を行うこととしている。

ヘ 他の原子力事業者への協力

他の原子力事業所で原子力災害が発生した場合、「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」(2000年6月締結、2014年10月改正)に基づき、原子力防災要員の派遣及び原子力防災資機材の貸与、その他必要な協力をを行うこととしている。(第2.2.1.7-8表参照)

また、2016年4月には、現行の協力協定に加え、4社（関西電力（株）、中国電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株））の地理的近接性を活かし、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の原子力事業における相互協力について合意し、追加協力のための協定を締結している。

さらに、2016年8月には、北陸電力（株）が加わり、5社間で協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。

ト 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス発生時の対応

火災が発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動（消防機関への通報、消火又は延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む。）及び内部溢水、火山影響等、その他自然災害（地震、津波及び竜巻等）及び有毒ガスが発生した場合における発電用原子炉施設の保全のための活動について、必要な要員の配置、要員に対する教育訓練の実施、保全のための活動に使用する資機材の配備及び保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回以上定期的に評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講ずることとしている。

チ 重大事故等及び大規模損壊発生時の対応

重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模損壊が発生した場合における発電用原子炉施設の保全の

ための活動について、必要な要員（請負会社従業員を含む。）の配置・確保、要員に対する教育訓練の実施、重大事故等の発生及び大規模損壊の拡大の防止に必要な措置、アクセスルートの確保、復旧作業及び支援等の発電用原子炉施設の保全のための活動並びに資機材の配備、保全のための活動を行うための手順書の整備を行っている。

また、上記の保全のための活動に関して、1年に1回以上定期的に評価を実施し、評価結果に基づき必要な措置を講じることとしている。

このように、確実に保安活動を実施できるように、緊急時の措置に係る組織及び分掌事項を明確にしている。

(b) 緊急時の措置に係る組織・体制の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された組織・体制の改善状況を以下に示す。

イ 原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実

原子力発電所の重大事故等対策体制の更なる整備・充実に向け、契約社員（自衛隊OB）の採用を計画的に進めた。

この結果、重大事故等対策要員の体制の維持、強化が図られた。

b. 緊急時の措置に係る社内マニュアル

(a) 緊急時の措置に係る社内マニュアルの概要

緊急時の措置については、事故・故障等発生時の対応として、川内原子力発電所における通報連絡及び処置を迅速、的確かつ円滑に行うための具体的取扱いを記載した異常時の措置の社内マニュアルを定めている。

また、原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策を図るため、必要な原子力災害対策業務を記載した非常時の措置の社内マニュアルを定めている。

(b) 緊急時の措置に係る社内マニュアルの改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された社内マニュアルの改善状況を以下に示す。

なお、原災法の施行に伴い、2000年6月に制定した防災業務計画については、毎年検討を行い、必要があると認められるときには、鹿児島県知事及び薩摩川内市長と協議の上、修正し、内閣総理大臣及び原子力規制委員会に届け出るとともに、その要旨の公表を行っている。(第2.2.1.7-9表参照)

イ 有毒ガス発生時の体制の整備に係る社内マニュアルの改正

2020年11月に、社内マニュアルを改正し、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の体制の整備に関する内容を明確にした。

この結果、有毒ガス発生時における対応の充実が図られた。

c. 緊急時の措置に係る教育・訓練

(a) 緊急時の措置に係る教育・訓練の概要

緊急時の措置の教育・訓練に係る活動については、事故・故障等発生時の対応として、発電所の万が一の事故発生時における公衆への影響を最小限にとどめるために、緊急時における一連の対応を適切に実施できるよう教育・訓練を実施している。(第2.2.1.1-1表参照)

イ 危険物保安及び防火・防災管理教育

関係法令に関する知識の習得及び危険物の取扱い並びに防火・防災管理に関する意識の高揚を図るための教育を実施している。

ロ 通報連絡訓練

異常発生時等に社内外の関係先へ、的確かつ迅速に通報連絡できることを確認するための訓練を実施している。(第2.2.1.7-10表参照)

ハ 防災教育

原子力災害対策活動を円滑に行うため、防災体制、防災組織及び活動に関する知識並びに防災関係設備に関する知識を習得させる教育を実施している。

ニ アクシデントマネジメント*教育

重大事故等及び大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動に関することについて教育を実施している。

また、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関すること及び過酷事故の内容、基本的な対処方法等に関すること並びに特重施設からの操作による発電用原子炉施設の挙動に関すること及びAPC等による大規模損壊発生時における重大事故の内容、基本的な対処方法等に関することについて教育を実施している。

※: 発電所の安全設計の評価において想定している事象を大幅に超える事象(シビアアクシデント)への拡大防止又は拡大した場合に、その影響を緩和するための運用・設備両面の措置のこと。

ホ 火災防護教育

火災発生時の措置に関すること、火災防護に対する知識、外部火災・内部火災発生時の措置、消火水放水時の注意事項・注意喚起及び設備影響について教育を実施している。

ヘ 内部溢水、火山影響等、その他自然災害対応教育

内部溢水、火山影響等及びその他自然災害(地震、津波及び竜巻等)発生時の措置に関することについて教育を実施している。

ト 原子力防災訓練

非常事態発生時に発電所として対処すべき必要事項の処置並びに防災体制、組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認するため、総合訓練と要素訓練を実施している。

総合訓練は、発電所、本店、各支店及び東京支社が連携し、原子力災害発生時に原子力防災組織及び本店原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認することを目的として実施している。

また、要素訓練は、原子力災害発生時に原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できるように、手順書の適応性や必要な要員・資機材確認等の検証等を行うとともに、反復することにより熟練度向上及び手順の習熟を図り、得られた知見から改善を行うことを目的として実施している。

この訓練後には、当社社員による対応状況の自己評価を行い、必要に応じて改善を行うこととしている。(第2.2.1.7-6図参照)

チ 重大事故等発生時の対応に係る総合的な訓練

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の有効性等を確認するための総合的な訓練を実施している。

リ 大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練

大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者、特重施設要員及び専属消防隊との連携を含めた総合的な訓練を実施している。

ヌ 力量習得訓練

重大事故等対策を行うために必要となる基本的な作業・操作に関する力量の習得を図るための教育訓練を実施している。

ル 力量維持訓練

技術的能力に係る審査基準で要求される19の手順に係る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施している。

ヲ 成立性確認訓練等

重大事故等発生時の対応に係る成立性の確認訓練、大規模損壊発生時の対応に係る技術的能力の確認訓練及びAPC等時の成立性の確認訓練を実施している。

ヰ 原子力防災訓練への参画

国又は地方公共団体が主催する緊急時通報連絡訓練、緊急時モニ

タリング訓練等の原子力防災訓練に積極的に参画している。(第2.2.1.7-11表参照)

(b) 緊急時の措置に係る教育・訓練の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された教育・訓練の改善状況を以下に示す。

イ 安全裕度評価結果の所員への教育・訓練

設計基準を超える地震、津波が起こった際に予想される随伴事象として溢水や火災の影響及び設計基準を超えるその他の自然現象が発生した場合に予想されるプラント挙動についての教育を2019年度に実施した。

この結果、緊急時対応要員の対応能力の向上が図られた。

ロ 有毒ガス発生時の措置に関する教育の追加

2020年11月に、有毒ガス防護対策を目的に、有毒ガス発生時の措置に関する教育を新たに追加した。

この結果、有毒ガス発生時における知識向上が図られた。

(3) 緊急時の措置に係る設備改善状況

a. 緊急時の措置に係る設備の概要

緊急時の措置に係る設備については、緊急時通信機器を設置するとともに、原子力災害活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を設置している。

b. 緊急時の措置に係る設備の改善状況

内部評価及び外部評価の結果の調査により抽出された設備の改善状況を以下に示す。

(a) 常設直流電源設備(3系統目)設置工事

重大事故等時の更なる信頼性向上を図るため、技術基準規則に対応した直流電源設備である蓄電池(安全防護用)及び蓄電池(重大事故等対処用)のほかに、もう1系統の特に高い信頼性を有する常設直流電源設備(3系統目)を設置した。

この結果、重大事故等時において、更なる信頼性向上が図られた。

(b) 緊急時対策支援システム(ERSS)伝送項目追加工事

ERSSパラメータの伝送項目を追加し、緊急時における原子力規制庁との情報共有の強化を図った。

この結果、緊急時における情報共有の強化が図られた。

(c) 特重施設の運用開始とその取組み

特重施設の運用に向けて体制を整備し、必要な教育訓練を実施した後、2020年11月11日に運用を開始した。

この結果、更なる安全性・信頼性の向上が図られた。

(4) 緊急時の措置に係る実績指標

a. 防災訓練回数

防災訓練回数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-7図に示す。

国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練に参画するとともに、所内においては、原子力防災訓練(2012年度に非常事態対策総合訓練から原子力防災訓練に変更)として、原子力災害の発生を想定した訓練を年1回以上定期的に計画し、実施している。

なお、鹿児島県原子力防災訓練については、2010年度に計画されていた訓練は、出水市の鳥インフルエンザ発生に伴う防疫対策対応のため中止、2011年度に計画されていた訓練は、鹿児島県及び関係市の「原子力災害対策暫定計画」に基づく訓練実施のため中止、2014年度に計画されていた訓練は、関係市町の要援護者の避難支援計画が作成中であったため中止となった。

b. 防災訓練への参加人数

防災訓練への参加人数の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.7-8図に示す。

所内における原子力防災訓練の発電所所員参加人数は、1回当たり200～300人、国又は地方公共団体が主催する原子力防災訓練への発電所所員参加人数は、1回当たり約200人で推移している。

c. 訓練等の改善状況

訓練の改善状況について確認した結果を、第2.2.1.7-12表に示す。

訓練の改善については、設備面、運用面の改善を適宜実施していること

を確認した。

(5) 緊急時の措置に係る有効性評価結果

緊急時の措置に係る仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)及び設備について、改善活動が定着し、緊急時の措置の目的に沿って改善活動の見直しが継続的に行われていると判断でき、保安活動は適切で有効に機能していることを確認した。

また、緊急時の措置に係る不適合については、「不適合管理基準」に基づき、適切に是正処置が実施されており、再発・類似している事項がないことを確認した。(第2.2.1.7-13表参照)

緊急時の措置に係る実績指標について、時間的な推移が安定又は良好な状態で維持されていると判断でき、緊急時の措置の目的を達成するための保安活動が継続的に行われ、適切で有効に機能していることを確認した。

これらのことから、緊急時の措置の目的を達成するための保安活動の仕組みが適切で有効であると判断できる。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策(1/2)

【TMI事故以後】

緊急時対策関連事項	概 要
緊急時対策所の設置	「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項について」(1981年7月23日原子力安全委員会決定)において、要求されている機能を有する「緊急時対策所」※1を設置している。 また、中央制御室内の運転員を介さずに事故状況を正確かつ速やかに把握するために必要な環境及びプラント情報の収集ができる設備を設置している。
事故時用モニタ等の設置	事故時の状態を的確に把握するための放射線モニタ及び事故時サンプリングシステムを設置している。
派遣要員、機材の確保	「原子力発電所等に係る防災対策上当面取るべき措置について」※2に基づき、経済産業省の要請があった場合に派遣する要員、機材の確保を図っている。
環境放射線モニタリングマニュアルの整備	緊急時の環境放射線モニタリングマニュアルを整備している。
緊急時対策資料の整備	「原子力発電所等周辺の防災対策について(現:原子力災害対策指針)」(1980年6月30日原子力安全委員会決定)に基づき、緊急時対策資料を整備している。
緊急時用モニタリング設備の整備	緊急時用モニタリング設備が整備され、機材の状態、数量等について定期的に点検を実施している。
緊急時用通信連絡用機材の整備	発電所と本店を結ぶ専用回線(電話、ファックス)を設置するとともに、発電所と国及び地方公共団体を結ぶ専用回線を整備している。

(用語説明)TMI事故:米国スリーマイルアイランド発電所2号機事故

JCO事故:JCO東海村ウラン加工施設臨界事故

※1 2013年7月に新規制基準の施行に伴い、緊急時対策所の機能は代替緊急時対策所に移管された。

※2 2000年6月に原災法等による新しい枠組みが整備されたことから、2000年12月に廃止されている。

第2.2.1.7-1表 TMI事故及びJCO事故以後充実を図った緊急時対策(2/2)

【JCO事故以後】

緊急時対策関連事項	概 要
原子力事業者防災業務計画の作成	「原災法」に基づき、原子力事業者が行う原子力災害予防対策、緊急事態応急対策等について明記した「防災業務計画」を作成している。
原子力防災組織の整備	従来から発電所長を本部長とした原子力防災体制を定めていたが、「原災法」に基づき、発電所長を原子力防災管理者に選任するとともに、副原子力防災管理者及び原子力防災要員を選任し、原子力防災管理者の統括の下、原子力防災組織を設置して災害対策活動が速やかに行われるよう体制の整備を図っている。
通報基準の明確化	従来から発電所において発生した事故・故障については「原子炉等規制法」、「電気事業法」等の法律及び立地県、市との安全協定により通報連絡することが取り決められていたが、「原災法」に基づき国、自治体等に通報すべき事象及び原子力緊急事態宣言を行う事象が明確に規定された。これを受け、「防災業務計画」で通報基準を明確にしている。
通報連絡体制の充実	「原災法」に規定する事象が発生した場合等に、関係箇所へ直ちに通報するため、従来から設置していた一斉ファックスの送付先を見直すとともに、休日時間外においては輪番体制により通報連絡に万全を期している。
原子力防災資機材の整備	従来から原子力災害対策上必要な防災資機材を配備、整備していたが、「原災法」に基づき、原子力災害発生時又は災害発生防止に必要な資機材の確保・整備を図っている。
オフサイトセンターに備え付ける資料の整備	従来から原子力災害対策等に備え、必要な資料を発電所等に備え付けているが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターに備え付けるため必要な資料を国に提出している。
原子力災害対策活動で使用する施設設備の整備・点検	原子力災害対策活動で使用する応急処置施設、気象観測設備等を常に使用可能な状態に整備している。
事業所外運搬事故時の措置の明確化	原子力発電所外における放射性物質(使用済燃料、低レベル放射性廃棄物等)の運搬時に原子力災害が発生した場合においても対応できるよう体制の整備を図っている。
オフサイトセンターへの派遣要員の整備	従来から原子力災害が発生した場合に、国等に要員を派遣することとしていたが、「原災法」に基づき、オフサイトセンターへの派遣要員を整備している。
他の原子力事業者への協力事項の充実	他の原子力事業所において原子力災害が発生した場合に、原子力防災要員の派遣、資機材の貸与等を行えるよう体制及び資機材の整備を図っている。また、原子力事業者間の協力が円滑に実施できるよう、方法等について電力会社9社、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)の12社で協力協定を締結している。 さらに、2016年4月には、現行の協力協定に加え、4社(関西電力(株)、中国電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株))の地理的近接性を活かし、原子力災害時のより迅速な対応を図るため、協力要員の派遣や資機材の提供等の追加協力のための協定を締結し、2016年8月には、北陸電力(株)を加えた5社間での協定を締結し、原子力災害の拡大防止対策等の充実を図っている。
原子力緊急事態支援組織の本格運用	発災時において遠隔操作ロボット等資機材の支援や遠隔操作ロボットの操作要員育成等を行えるよう電力会社9社、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、日本原燃(株)の12社で原子力緊急事態支援組織の運営に関する基本協定を締結している。

第2.2.1.7-2表 新潟県中越沖地震を踏まえた対策

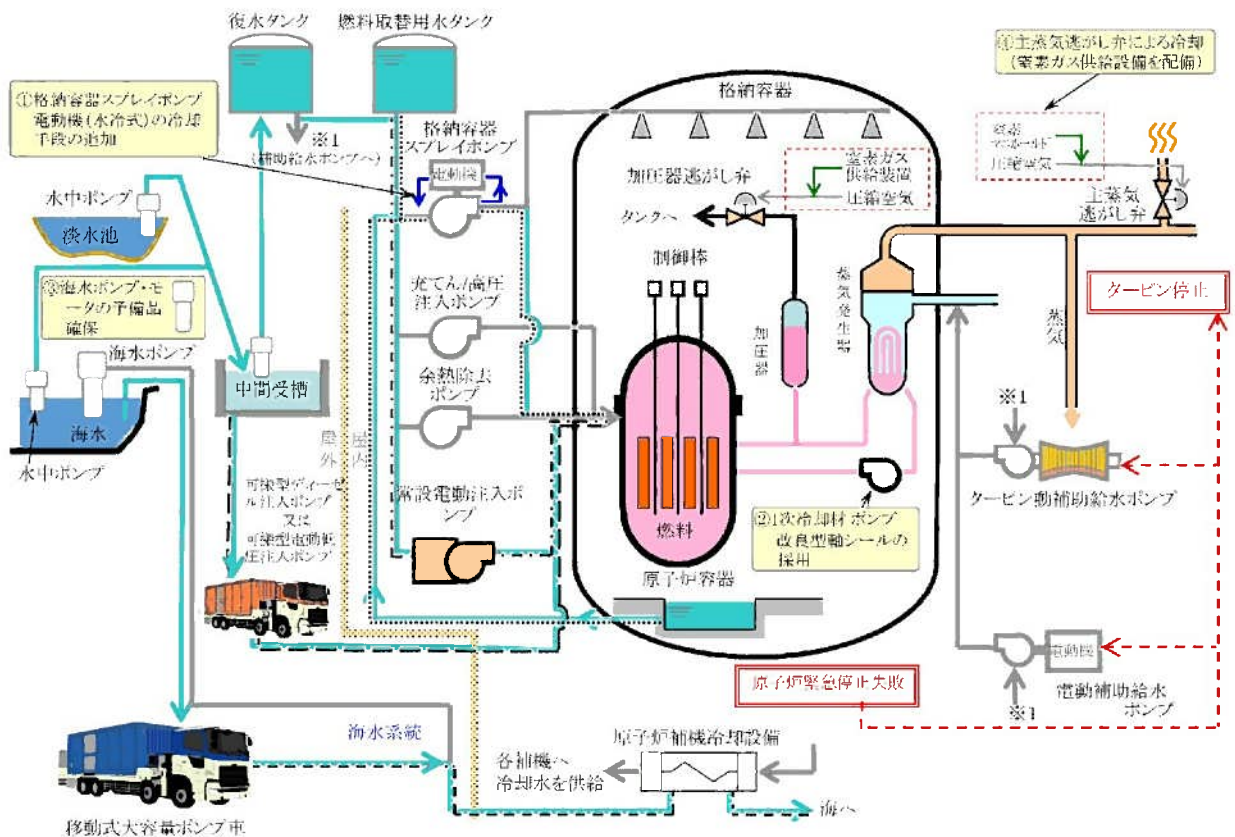
【新潟県中越沖地震以後】

強化対策関連事項	概要
公設消防署に対する専用通信回線の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、回線輻輳時にも速やかに通報ができる「専用通信回線」及び「衛星携帯電話」を中央制御室等に設置した。
専属消防隊の設置	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、24時間常駐し、火災発生時に迅速に初期消火活動を可能とする「専属消防隊」を設置した。
化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の配備	経済産業大臣指示文書「平成19年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について(指示)」(平成19・07・20原第1号)に基づき、当社が行う改善計画の対応として、油火災にも対応できるよう、400ℓ毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有する「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」を配備した。
泡消火薬剤の配備	800ℓ毎分の流量で概ね1時間泡放射を行うことができる泡消火剤を配備した。
専属消防隊本部建屋の設置	前項の「専属消防隊」、「化学消防自動車」及び「小型動力ポンプ付水槽車」その他消防資機材を管理する「専属消防隊本部建屋」を設置した。

第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (1/7)
(主な自主的な取組み)

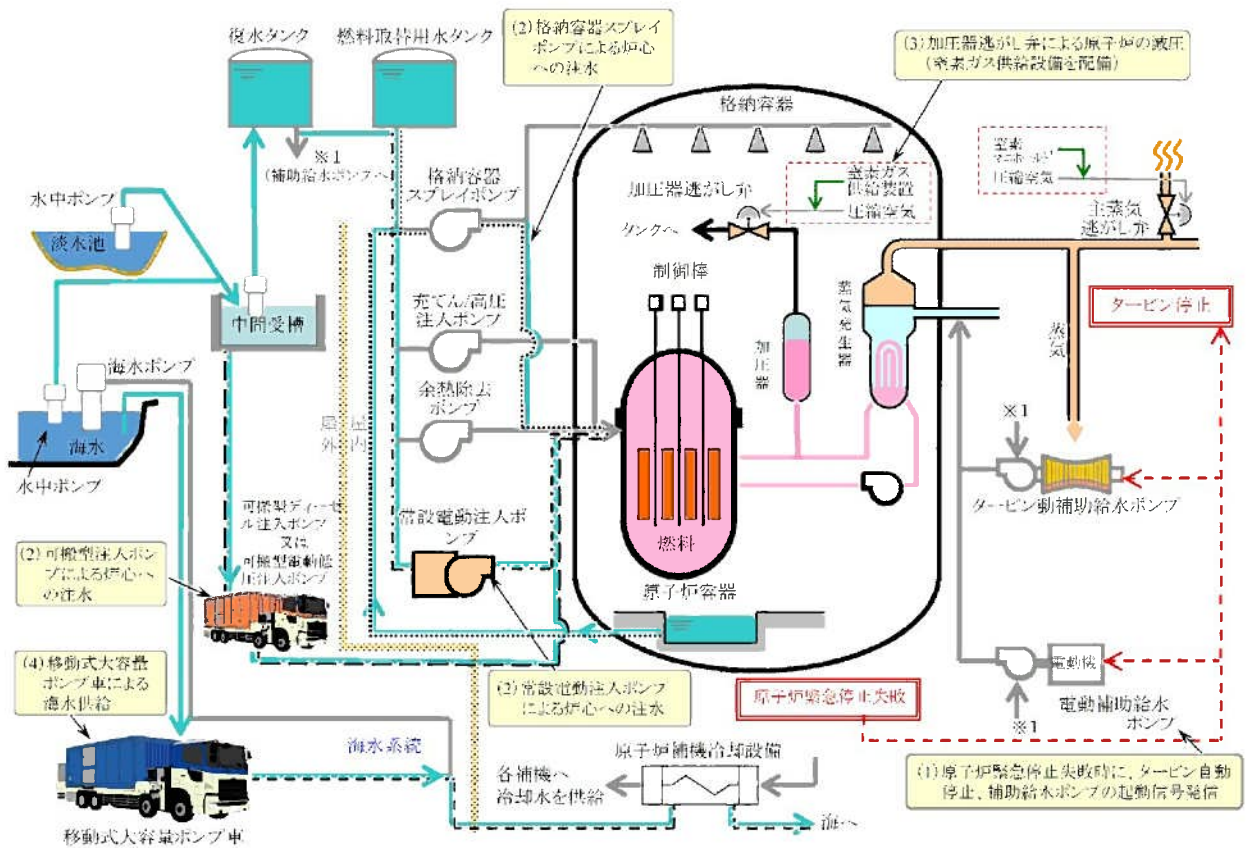
対策項目	内 容
① 格納容器スプレイポンプ電動機 (水冷式) の冷却手段の追加	・全交流動力電源喪失時、常設の電動機の冷却水が供給されない場合でも、燃料取替用水タンクの水を冷却水として使用できる手段を追加
② 1次冷却材ポンプ改良型軸シールの採用	・重大事故等時の高温高圧条件下での耐力を向上させた改良型軸シールに取替え
③ 海水ポンプ・モータの予備品確保	・海水ポンプ・モータが使えなくなった場合を想定し、予備品を確保
④ 主蒸気逃がし弁による冷却	・制御用空気喪失時に、制御用空気の代替手段として窒素マニホールドから窒素を供給し、主蒸気逃がし弁を開弁し、蒸気発生器2次側による冷却を行う

その他、海水ポンプエリアの防水対策、ガレキ撤去用重機等の配備、浸水防止対策、防水対策、原子力防災の強化等を実施



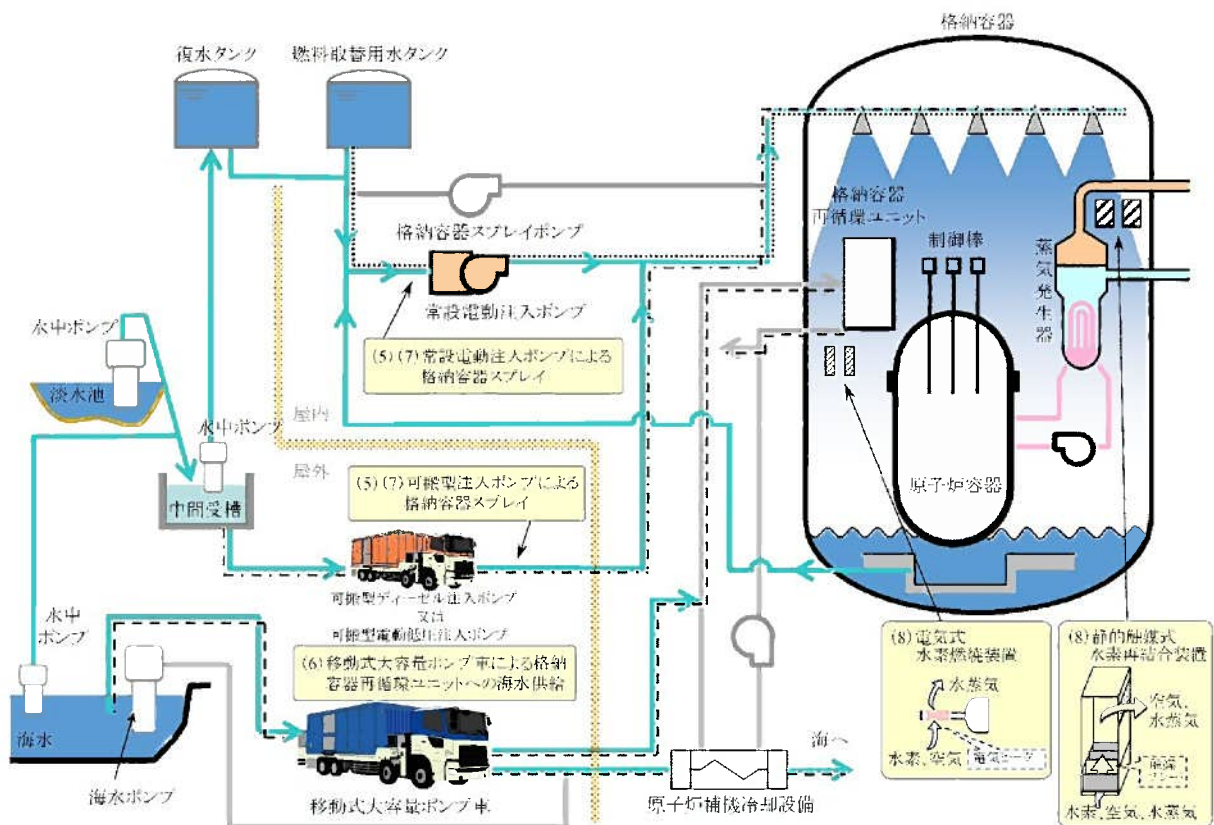
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (2/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (1/6))

対策項目		内容
炉心損傷防止	(1) 原子炉緊急停止失敗の 場合の対策	・制御棒が挿入できず原子炉緊急停止に失敗した場合の、原子炉停止手段の整備
	(2) 原子炉冷却機能喪失時の 対策	・常設の充てん/高圧注入ポンプや余熱除去ポンプが使用できない場合の、常設電動注入ポンプ、可搬型注入ポンプ又は格納容器スプレイポンプによる炉心への注水及び代替再循環
	(3) 原子炉減圧機能喪失時の 対策	・常設の制御用空気が使用できない場合の、加圧器逃がし弁用窒素ガス供給設備を現場に配備
	(4) 最終ヒートシンク(最終的な熱の逃がし場)確保	・常設の海水ポンプが使用できない場合の、移動式大容量ポンプ車による海水システムへの海水供給



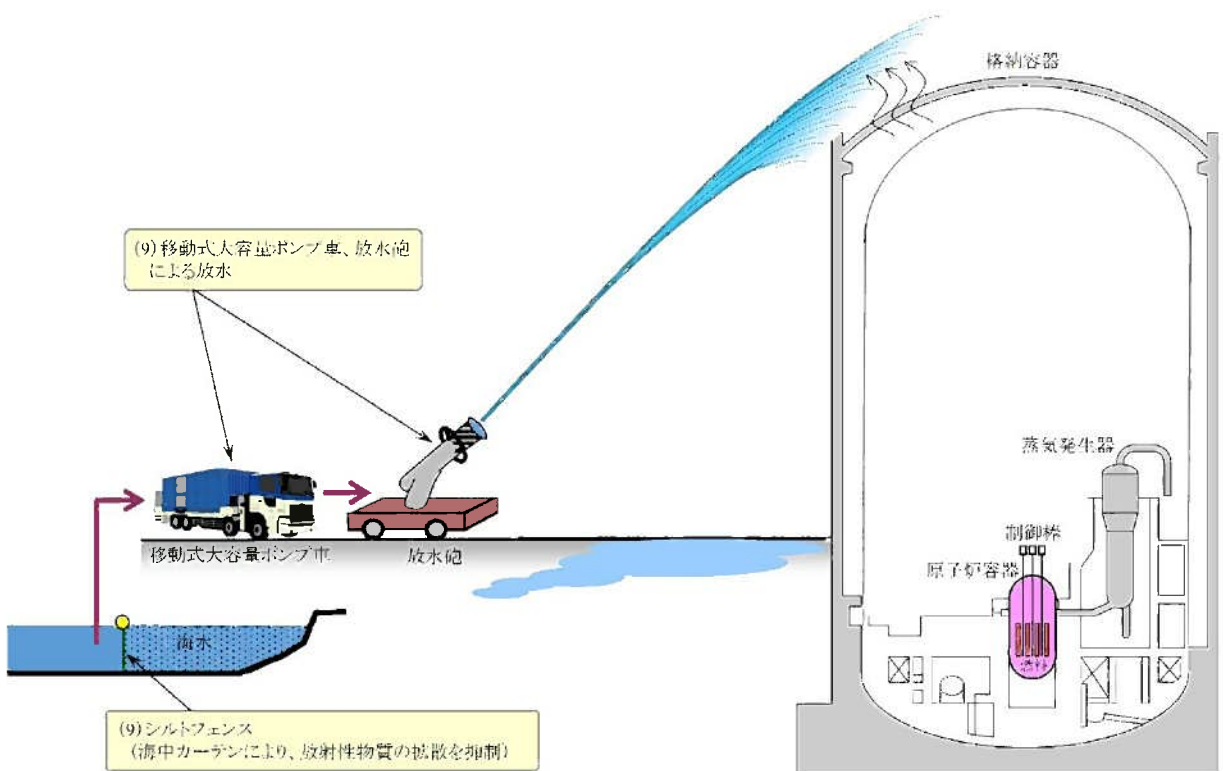
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (3/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (2/6))

対策項目		内容
格納容器 損傷 防止	(5)	格納容器内雰囲気 の冷却、減圧、放射 性物質の低減 ・常設の格納容器ス プレイポンプが使用 できない場合の、常 設電動注入ポンプ 及び可搬型注入ポン プを使用した格納容 器の冷却等
	(6)	格納容器の過圧破 損防止 ・常設設備が使用 できない場合の、移 動式大容量ポンプ車 による、格納容器再 循環ユニットへの海 水の供給
	(7)	格納容器下部に落 下した溶融炉心の 冷却 ・常設電動注入ポン プ、可搬型注入ポン プを使用した格納容 器スプレイによる、 格納容器下部への 注水
	(8)	格納容器内の水素 爆発防止 ・事故時の格納容 器内の水素濃度を低 減する静的触媒式水 素再結合装置及び電 気式水素燃焼装置を 設置



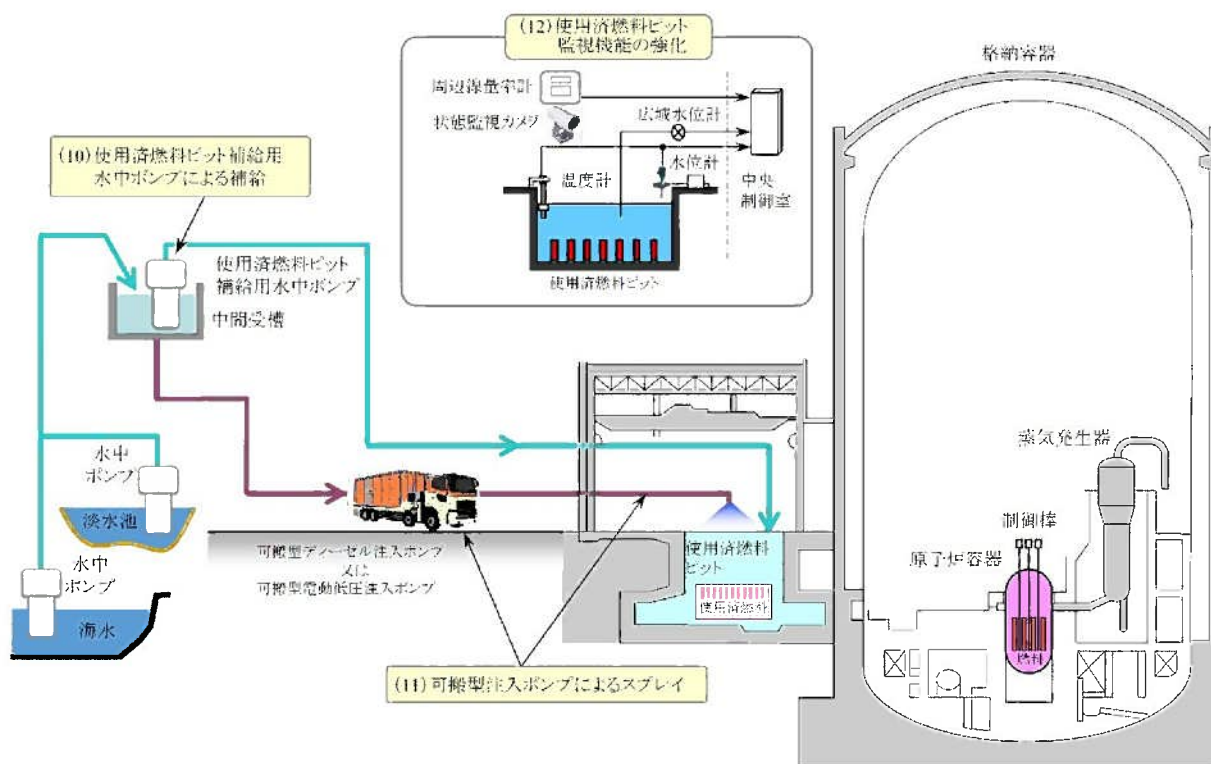
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (4/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (3/6))

	対策項目	内 容
放射 性物 質 拡 散 抑 制	(9) 格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所外への放射性物質の拡散抑制のため、移動式大容量ポンプ車、放水砲による放水 ・シルトフェンスによる放水時の海洋への放射性物質拡散抑制



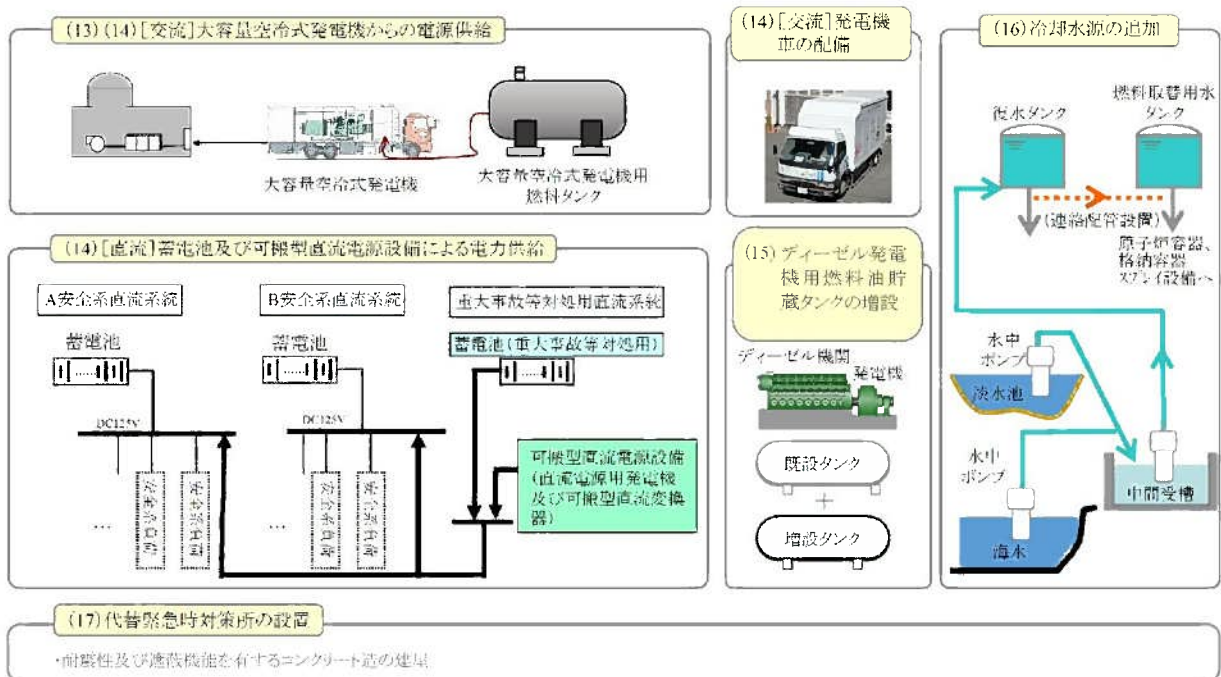
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (5/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (4/6))

対策項目		内容
使用済燃料ピットの冷却	(10) 使用済燃料ピット水の補給による冷却手段の多様化	・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給
	(11) 大量の使用済燃料ピット水の漏えい対策	・使用済燃料ピットへの可搬型注入ポンプによるスプレイ
	(12) 使用済燃料ピット監視機能の強化	・使用済燃料ピット水位計、温度計、状態監視カメラ、周辺線量率計設置



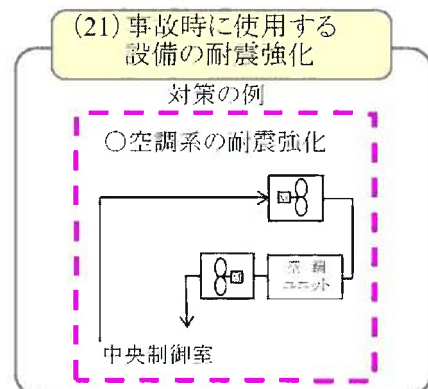
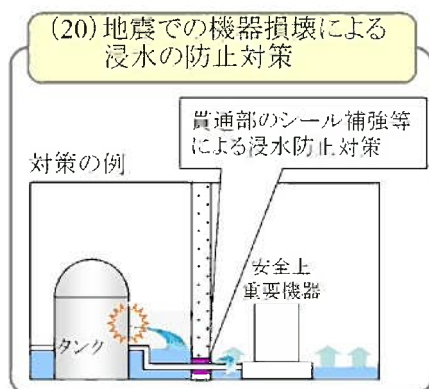
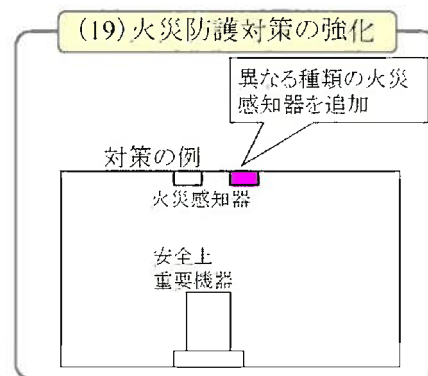
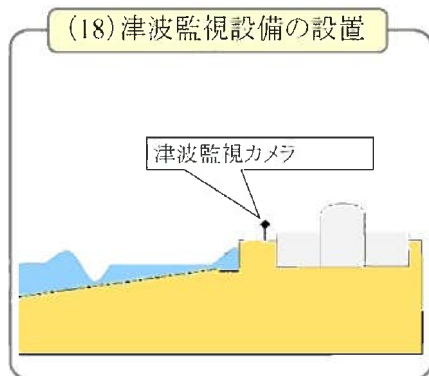
第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (6/7)
 (新規基準へ適合するために必要な対策 (5/6))

対策項目		内容
電源、水、緊急時対策所	(13) 大容量空冷式発電機の設置	・大容量空冷式発電機を設置し、非常用母線への電源ケーブルを恒設化
	(14) サポート機能の確保	・大容量空冷式発電機の遠隔起動 (常設代替電源) ・発電機車の配備 (可搬型代替電源) ・蓄電池 (安全防护系用) 及び蓄電池 (重大事故等対処用) による、24時間の電力供給 (蓄電池の増設) ・可搬型直流電源設備による、24時間の電力供給 (可搬型の配備)
	(15) 燃料油貯蔵タンクの増設	・外部から支援が得られるまでの期間を考慮し、ディーゼル発電機を7日間連続運転できるよう燃料油貯蔵タンクを増設
	(16) 冷却水源の追加	・格納容器スプレイ設備の水源を、常設の燃料取替用水タンクに加え、常設の復水タンクや淡水池・海から供給できる手段を追加
	(17) 現地対策本部としての機能を維持する設備等の整備	・耐震構造で放射線管理機能を有する事故時の指揮所 (緊急時対策棟) を設置予定 (中長期対策) ・代替緊急時対策所の設置



第 2.2.1.7-3 表 発電所の安全対策 (7/7)
 (新規制基準へ適合するために必要な対策 (6/6))

対策項目		内容
重大事故防止等に万全を期す対策	(18)	津波監視設備の設置 ・津波を監視するカメラを設置
	(19)	火災防護対策の強化 ・火災感知器設置等の火災防護強化
	(20)	地震での機器損壊による浸水の防止対策 ・建屋内部の容器や配管の破損により、安全上重要な機器が浸水しないよう、建屋内部に面した配管貫通部のシール補強等の浸水防止対策の実施
	(21)	事故時に使用する設備の耐震強化 ・重大事故対策時に使用する換気空調設備等の耐震性強化



第2.2.1.7-4表 重大事故等対策に係る体制

要員		要員数		構成	要員内訳	任務
運転員(当直員)		12名		号炉毎運転操作指揮者	○当直課長:1名 ○当直副長:1名	○1号炉及び2号炉ごとの運転操作指揮
				号炉間連絡・運転操作助勢者	○当直主任:1名 ○運転操作員:1名	○1号炉及び2号炉間の連絡対応 ○1号炉及び2号炉間の運転操作助勢
				号炉毎中央制御室操作員	○運転操作員:2名	○中央制御室での運転操作対応
				運転対応要員	○運転操作員、巡視員:6名	○運転操作対応
重大事故等 対策要員	初動	36名	20名	運転対応要員(初動)	○技術系社員:8名	○運転員(当直員)と合同で初動対策(初動後も継続対応)の運転操作対応 ・電源確保作業 ・蒸気発生器2次側による冷却ほか(主蒸気逃がし弁開弁)
				保修対応要員(初動)	○技術系社員:12名	○初動対策(事象に応じて初動後も初動後対策を継続)の保修作業対応 ・電源確保作業 ・常設電動注入ポンプ起動準備ほか
	初動後		16名	保修対応要員(初動後)	○協力会社社員:16名	○保修作業対応 ・使用済燃料ピットへの給水確保 ・移動式大容量ポンプ車起動準備ほか
緊急時対策本部要員 (指揮者等)		4名		全体指揮者 (副原子力防災管理者)	○副原子力防災管理者:1名	○全体指揮 ・原子炉防災組織の統括管理
				号炉毎指揮者	○社員(管理職):2名	○1号炉及び2号炉ごとの統括管理 ○1号炉及び2号炉ごとの初動後対策対応の現場指揮
				通報連絡者	○社員(管理職):1名	○通報連絡対応 ○緊急時対策本部の運営
特重施設要員		—		特重施設要員		○特重施設作業対応

第2.2.1.7-5表 原子力防災資機材一覧
(原災法に基づく届出に関する設備)

品目		仕様	
放射線障害防護用器具	汚染防護服	・アノラック ・タイベック	
	呼吸用ボンベ付一体型防護マスク	・セルフエアセット	
	フィルター付き防護マスク	・全面マスク ・半面マスク	
非常用通信機器	緊急時電話回線	・緊急時電話回線	
	ファクシミリ	・ファクシミリ	
	携帯電話等	・携帯電話等	
計測器等	排気筒モニタリング設備 その他の固定式測定器	・1号A/B排気筒ガスモニタ ・1号C/V排気筒ガスモニタ ・2号A/B排気筒ガスモニタ ・2号C/V排気筒ガスモニタ ・試料放射能測定装置	
	ガンマ線測定用サーベイメータ	・γ測定電離箱サーベイメータ ・γ測定ポケットサーベイメータ	
	中性子線測定用サーベイメータ	・中性子線測定サーベイメータ	
	空間放射線積算線量計	・蛍光ガラス線量計	
	表面汚染密度測定用サーベイメータ	・α表面汚染測定シンチレーションサーベイメータ ・β表面汚染測定GM汚染サーベイメータ	
	可搬式ダスト測定関連機器	・可搬式ダストサンブラ ・ダスト・ヨウ素サンブラ(モニタリング車載分) ・ダスト測定器(モニタリング車載分)	
	可搬式の放射性ヨウ素測定関連機器	・可搬式ヨウ素サンブラ ・ヨウ素測定器(モニタリング車載分)	
	個人用外部被ばく線量測定器	・警報付ポケット線量計 ・ガラスバッジ	
	その他	エリアモニタリング設備	・1号格納容器内高レンジエリアモニタ ・1号使用済燃料ピットエリアモニタ ・1号使用済燃料ピット排気ガスモニタ ・2号格納容器内高レンジエリアモニタ ・2号使用済燃料ピットエリアモニタ ・2号使用済燃料ピット排気ガスモニタ
		モニタリングカー	・モニタリングカー
その他資機材	ヨウ素剤	・ヨウ化カリウム丸	
	担架	・担架	
	除染用具	・除染キット	
	被ばく者の輸送のために使用可能な車両	・ワゴン車	
	屋外消火栓設備又は動力消防ポンプ設備	・屋外消火栓設備	

第2.2.1.7-6表 原子力災害対策活動で使用する資料

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図(1/25,000)※ ② 発電所周辺地域地図(1/50,000)※
2. 発電所周辺航空写真パネル※
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ※ ② 毎時観測データ※
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング配置図※ ② 環境試料サンプリング位置図※ ③ 環境モニタリング測定データ※
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図(各ユニット)
7. 原子炉設置許可申請書(各ユニット)※
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図※
9. プラント関連プロセス及び放射線計測配置図(各ユニット)
10. プラント主要設備概要(各ユニット)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表(各ユニット)
12. 規定類 ① 原子炉施設保安規定※ ② 原子力事業者防災業務計画※
13. 「運転基準」緊急処置編

・本表の1～12の資料は、オフサイトセンター、鹿児島県、薩摩川内市、いちき串木野市、阿久根市、鹿児島市、出水市、日置市、姶良市、さつま町及び長島町の災害対策本部等に備え付ける資料を示す。

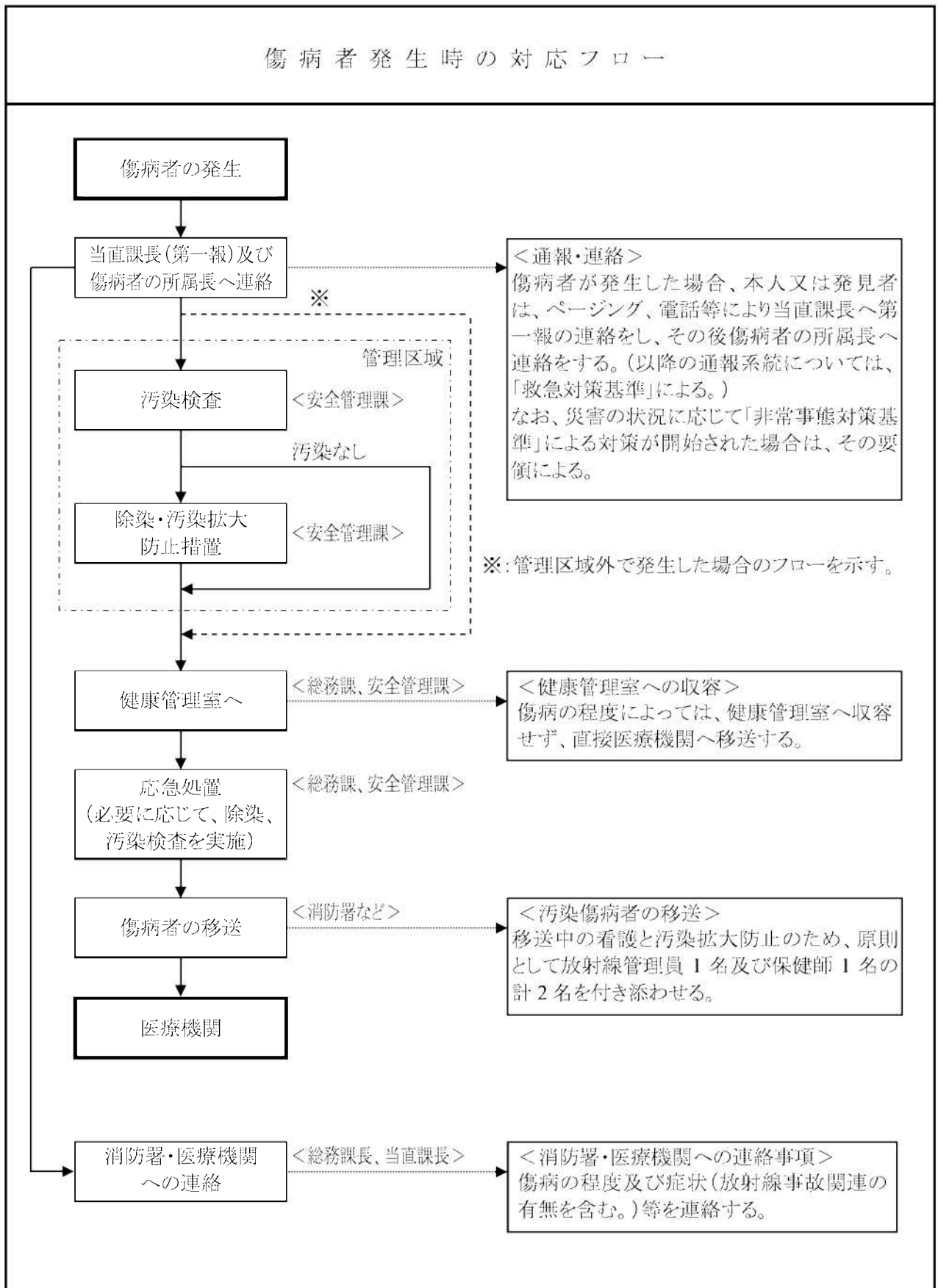
・本表の□の資料は、原災法第12条第4項に基づき、オフサイトセンターに備え付けるために、内閣総理大臣に提出する資料を示す。

・本表の※の資料は、原子力事業所災害対策支援拠点で使用する資料を示す。

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(1/2)

No.	項目	傷病者発生時の対応処置
1	傷病発生時の基本原則	<p>(1) 救出、退避に当たっては、人命及び身体の安全を第一とする。</p> <p>(2) 救急の対応が必要となる傷病が発生した場合は、直ちに関係箇所にて正確かつ迅速な連絡及び報告を行う。</p> <p>(3) 放射性物質による汚染を伴う場合は、傷病者を安全な場所に移したのち、当社による放射線管理上の指示に従って、速やかに除染を行うとともに汚染の拡大を防止する。</p>
2	対応フロー	<p>傷病者が発生した場合は、別紙「傷病者発生時の対応フロー」に基づき、速やかに関係者へ連絡するとともに、傷病者に対する応急処置を実施する。</p> <p>(第2.2.1.7-7表「傷病者発生時の対応処置(2/2)」参照)</p>
3	救出及び救急の処置	<p>発見者は、その状況を速やかに確認し、ページング、電話等により当直課長(中央制御室)及び傷病者の所属長に通報するとともに付近の者と協力して救出及び救急処置に着手する。</p> <p>但し、傷病者等が汚染しているとき、又は、汚染しているおそれがあるときは安全管理課長が指示する除染等と併行して実施する。</p> <p>当直課長及び傷病者の所属長は、「救急対策基準」の通報系統等により迅速かつ適確に通報・連絡する。</p>
4	傷病者の移送	<p>傷病者を医療機関に移送する方法は、緊急性、傷病の内容、傷病発生時の事情に応じて適宜選択する。</p> <p>なお、消防署及び医療機関への連絡事項として、傷病の程度及び症状(放射線事故関連の有無を含む。)等を事前に連絡する。</p> <p>また、傷病者に汚染がある場合は、移送中の看護と汚染拡大防止のため、原則として放射線管理員1名及び保健師1名の計2名を付き添わせる。</p>
5	救急用品の整備及び教育訓練	<p>救急用品等を常に使用できる状態に整備している。</p> <p>また、傷病者の発生時における早急な応急処置の必要性の観点から、当社社員及び協力会社員を対象に消防署員による「普通救命講習会」を継続的に開催している。</p>

第2.2.1.7-7表 傷病者発生時の対応処置(2/2)



第2.2.1.7-8表 原子力防災要員等の派遣、原子力防災資機材等の貸与一覧

【川内原子力発電所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数
副原子力防災管理者	1名
原子力防災要員	10名
サーベイメータ	10台
ダストサンプラ	10台
蛍光ガラス線量計	100個
ガラスバッジ等	50個
業 務 車	1台
設備関係資料(必要な資料のみ)	1部

【他の原子力事業者の原子力事業所で原子力災害が発生した場合】

項 目	準 備 数※
協力要員	30名
GM汚染サーベイメータ	36台
NaIシンチレーションサーベイメータ	2台
電離箱サーベイメータ	2台
ダストサンプラ	6台
個人線量計(ポケット線量計)	100個
高線量対応防護服	20着
全面マスク	100個
汚染防護服(タイベック)	3,000着
汚染防護服(ゴム手袋)	6,000双
遮蔽材	200枚
放射能測定用車両	1台
可搬型モニタリングポスト	9台

※:当社の総数を示す。

第2.2.1.7-9表 原子力事業者防災業務計画の修正実績

修正日	項目	主な修正内容
2020年4月1日	一般送配電事業の分社化に伴う記載の修正	・分社化(2020年4月1日)に伴い、原子力防災組織業務の委託等に関する記載を修正
	事故収束活動に必要な資機材の記載の修正	・事故収束活動に必要な資機材を記載した一覧表を整理するとともに、保管場所を明記
	緊急時対策支援システム(ERSS※1)への伝送項目の記載の修正	・緊急時活動レベル(EAL※2)の判断及び重大事故等の対応に関するERSS※1への伝送項目の記載を修正
2020年8月21日	「原子力災害対策指針」改正に伴う記載の修正	・「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策指針の緊急事態区分を判断する基準等の解説」の改正(2020年2月5日)、「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の改正(2020年8月21日施行)等に伴い、緊急時活動レベル(EAL※2)の判断基準について、事故の進展に応じ、より実態に則した判断ができるよう一部見直しなど

※1 ERSS;Emergency Response Support System:緊急時対策支援システム

※2 EAL;Emergency Action Level

原子力施設の状況に応じて、緊急事態を、警戒事態、施設敷地緊急事態及び全面緊急事態の3つに区分し、原子力施設の状況が、これらの緊急事態の区分に該当するか否かを原子力事業者が判断する基準

第2.2.1.7-10表 通報連絡訓練の実績

実施年度	概要
2019年度 (2020年2月9日実施)	川内1、2号機において、地震による1、2号機原子炉自動停止等を想定し、通報連絡訓練を実施した。

第2.2.1.7-11表 鹿児島県原子力防災訓練の実績

年度	実施年月日	当社が参加・実施した訓練	備考
2019	2020年2月9日	<ul style="list-style-type: none"> ○災害対策本部等設置・運営訓練 ○オフサイトセンター参集・運営訓練 ○緊急時通信連絡訓練 ○緊急時モニタリング訓練 ○避難退域時検査・原子力災害医療措置訓練 ○避難・避難誘導、屋内退避訓練 ○発電所における事故拡大防止訓練 <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対応訓練 ・通報連絡訓練 ・発電所対策本部運営訓練 ・AM(アクシデントマネジメント)訓練 ・モニタリング訓練 ・原子力災害医療訓練 ・本店対策本部運営訓練 ・後方支援拠点設営・運営訓練 	—

第2.2.1.7-12表 訓練の改善状況(1/4)

年度	主な気付事項	対応内容
2018	<p>原子力防災訓練</p> <p>○「戦略シートを活用した事故対応の全体を俯瞰した戦略報告ができていないこと」を踏まえ、戦略シートについて、事故の進展予測、設備の準備状況及び対応戦略の優先順位が容易に把握できる様式とするなど、プラント全体を俯瞰した説明が容易となるシートへの見直しを検討する。</p> <p>○「発電所一本店即応センター－ERC※間で、最新のプラント状況や対応状況に係る共有が行えていない場面があったこと」を踏まえ、プラント状況等の確実な共有を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討するとともに、ERC対応ブースをサポートするための本店即応センター内体制について検討する。</p>	<p>○『戦略シート』による「事故進展予測と対応戦略」の情報と、『設備状況シート』による「戦略の進捗」の情報を1枚にまとめた『設備状況・戦略シート』への見直し*を実施することで戦略報告の改善が図られ、プラント全体を俯瞰した説明が容易となった。</p> <p>*【見直し内容】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・『設備状況・戦略シート』に「全体戦略」欄を設け、策定した戦略の機能区分に優先順位を記載するフォーマットとすることで、プラント全体としての対策の優先順位(全体戦略)とそれに基づく、SA設備の優先順位が明確となり、全体を俯瞰した戦略の迅速かつ正確な説明を行うことが可能となった。 ・『設備状況・戦略シート』に「進展予測」、「全体戦略」、「設備の準備状況」を記載することで、これまで『戦略シート』と『設備状況シート』に重複して記載していた「設備の準備状況」の整合を図る時間が不要となり、プラント状況の迅速な把握が可能となった。 <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p> <p>【本店即応センター(総括班 他)】</p> <p>○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に「プラント全体を俯瞰した(止める、冷やす、閉じ込める、電源)設備の状況」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、本店即応センター内及びERC対応ブースへの情報提供能力が向上し、確実な共有を行うことができた。</p> <p>□ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。</p>

※ERC;Emergency Response Center:緊急時対応センター

第2.2.1.7-12表 訓練の改善状況(2/4)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	(続き)	<p>【本店即応センター(総括班 他)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 本店即応センター内の情報共有を強化するため、本店総括班にERC対応ブースとのカウンターパートを配置し、入手した確定情報について連絡メモによる伝達を取入れ、更には、連絡メモの内容をERC対応ブースへ説明を加えながら伝達することで、情報量や正確性が向上した。 ○ 各班によるプラント状況等の積極的な周知や新たに作成した使用済燃料ピット状況シート等により、ERC対応ブースへのサポートを強化し、ERC対応ブースへの情報提供能力が向上した。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<p><再掲></p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 「発電所－本店即応センター－ERC間で、最新のプラント状況や対応状況に係る共有が行えていない場面があったこと」を踏まえ、プラント状況等の確実な共有を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討するとともに、ERC対応ブースをサポートするための本店即応センター内体制について検討する。 	<p>【本店即応センター(ERC対応ブース)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に「プラント全体を俯瞰した(電源、1次系、2次系)設備の状況」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、ERCへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、確実な共有を行うことができた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
			<p>【本店即応センター(ERC対応ブース)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ ERCへの発話者にEAL関係説明者を増員し、発話者3名体制とし、それぞれの役割分担を明確にした結果、メインスピーカの負荷軽減に効果的であり、プラント状況の十分な把握時間が確保され、ERCへの状況説明の改善が図られた。 (昨年度の川内原子力防災訓練後に実施した玄海原子力防災訓練時にも改善の有効性を確認) ○ プラント情報入手者が、発話者をサポートするため、本店即応センター内に提供されたプラント状況変化の情報(事象、発生時刻、EAL判断 等)を連絡メモにより伝達していた。このことにより、情報の正確性、情報の発信漏れ防止に効果的であり、情報共有の改善が図られた。

第2.2.1.7-12表 訓練の改善状況(3/4)

年度	主な気付事項		対応内容
2018	原子力防災訓練	(続き)	<p>【発電所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 本店総括班とのカウンターパートは、本店即応センター内の情報がERCへ報告されているか等の確認をしていた。このことにより、情報の正確性、情報の発信漏れ防止に効果的であり、情報共有の改善が図られた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<ul style="list-style-type: none"> ○ 「本店即応センターとの情報共有において、発電所内ではプリント状況等の発話が行われているものの、必要な情報のポイント(号機、時間、EAL等)の一部がタイムリーに発言されなかったため、本店即応センターへの情報共有に支障を来す場面があった。」を踏まえ、本店即応センターへプリント状況等の確実な伝達を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討する。 	<p>【発電所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)にプリント状況報告として「号機、時間、EAL等」を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、本店即応センターへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、確実な伝達を行うことができた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<ul style="list-style-type: none"> ○ 発電所対策本部内での会話が確実に本店即応センターで入手できるよう、集音マイクから個別マイクへの変更を検討する。 	<p>【発電所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 音声入手手段として集音マイクに加え個別マイク(ハンドマイク)を配備し、発電所対策本部内での発話の際には個別マイクを使用するよう改善を行ったことで、即応センターでは、発電所対策本部内の会話が確実に入手できるようになり、プリント状況の迅速な情報共有が可能となった。また、情報共有の更なる改善のため、発電所対策本部内に卓上ベルを配備し、緊急報告時に使用したことは情報共有の確実な伝達に効果的であった。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
		<ul style="list-style-type: none"> ○ 通報連絡文の記載に誤りがないよう通報連絡文確認時は、バックデータ等により、数値も含めて確認するよう手順への反映を検討する。 	<p>【発電所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 「緊急時対策本部運営時の心得」を見直し、通報連絡文の作成時には、バックデータ等により数値も含めて確認することを仕組みに取り込み実施したことで通報連絡文の誤りが発生しなかったことから記載誤り防止対策の改善が図られた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。

第2.2.1.7-12表 訓練の改善状況(4/4)

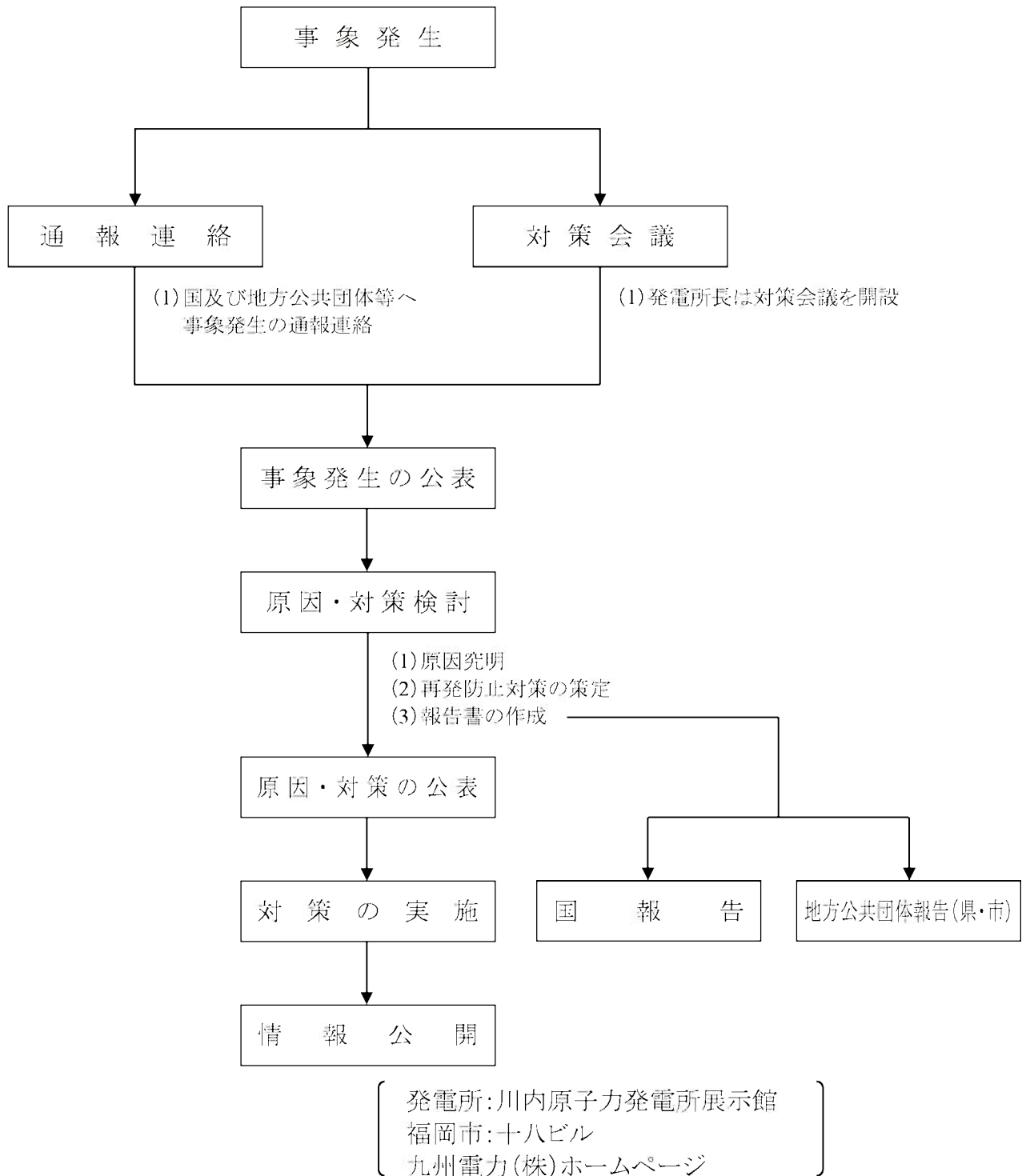
年度	主な気付事項		対応内容
2018		<ul style="list-style-type: none"> ○ EAL判断フローを活用したEALに関する先読みした該当条件説明を多用するなど、更なる改善を図る。 	<p>【本店即応センター】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 緊急事態区分ごとの事象を把握し易いEAL判断フローフォーマットの特徴を活かし、先読みしたEAL該当条件説明が、プラント状況変化の場面で実施できており、EAL判断フローを活用した情報共有の改善が図られた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
	原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原災法第10条確認会議、15条認定会議において適切な情報発信を行うため、優先すべき報告内容のポイントを検討する。 	<p>【本店即応センター】</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 優先すべき報告内容のポイント(発話ポイント)に、EAL判断時刻として原子力防災管理者が判断した時刻や、プラント全体を俯瞰した予測進展と対応戦略を明確に発話することとし、併せて作成した発話の例を活用した報告が概ねできており、ERCへの簡潔かつ正確な情報提供能力が向上し、適切な情報発信を行うことができた。 □ 今後も、訓練において状況を確認し、更なる改善を検討していく。
	鹿児島県 原子力防災訓練	<ul style="list-style-type: none"> ○ 問題となる事項はなかった。 	—

第 2.2.1.7-13 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(1/2)

保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
6.2	<p>要員の力量の確保及び教育訓練</p> <p>(川内1、2号機安全確保上重要な行為等の保安検査(2018年度第4四半期)) 重大事故等要員訓練時の保安検査</p> <p>現場シーケンス訓練「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)」 本設の海水ストレーナ設置場所は、海水ストレーナに接続された海水配管が床面(グレーチング)から半分程度が突き出ていたり、手すりで囲まれた海水ストレーナ設置場所の一部が吹き抜けで作業できない場所があるが、モックアップ設置場所は、海水配管や作業ができない吹き抜け部分が考慮されていないこと等を気付き事項として指摘した。</p> <p>(是正状況) ・海水ストレーナ上蓋取替用訓練設備を使用してA系海水ストレーナの取替訓練を実施しているが、訓練はより厳しい作業環境で実施する必要があることから、作業難易度が高く作業環境が厳しいB系海水ストレーナで訓練ができるように設備改造を実施した。</p>	<p>「要員の力量の確保及び教育訓練」に係る指摘事項は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	無

第 2.2.1.7-13 表 指摘事項及び不適合の再発性、類似性の評価(緊急時の措置に係るもの)(2/2)

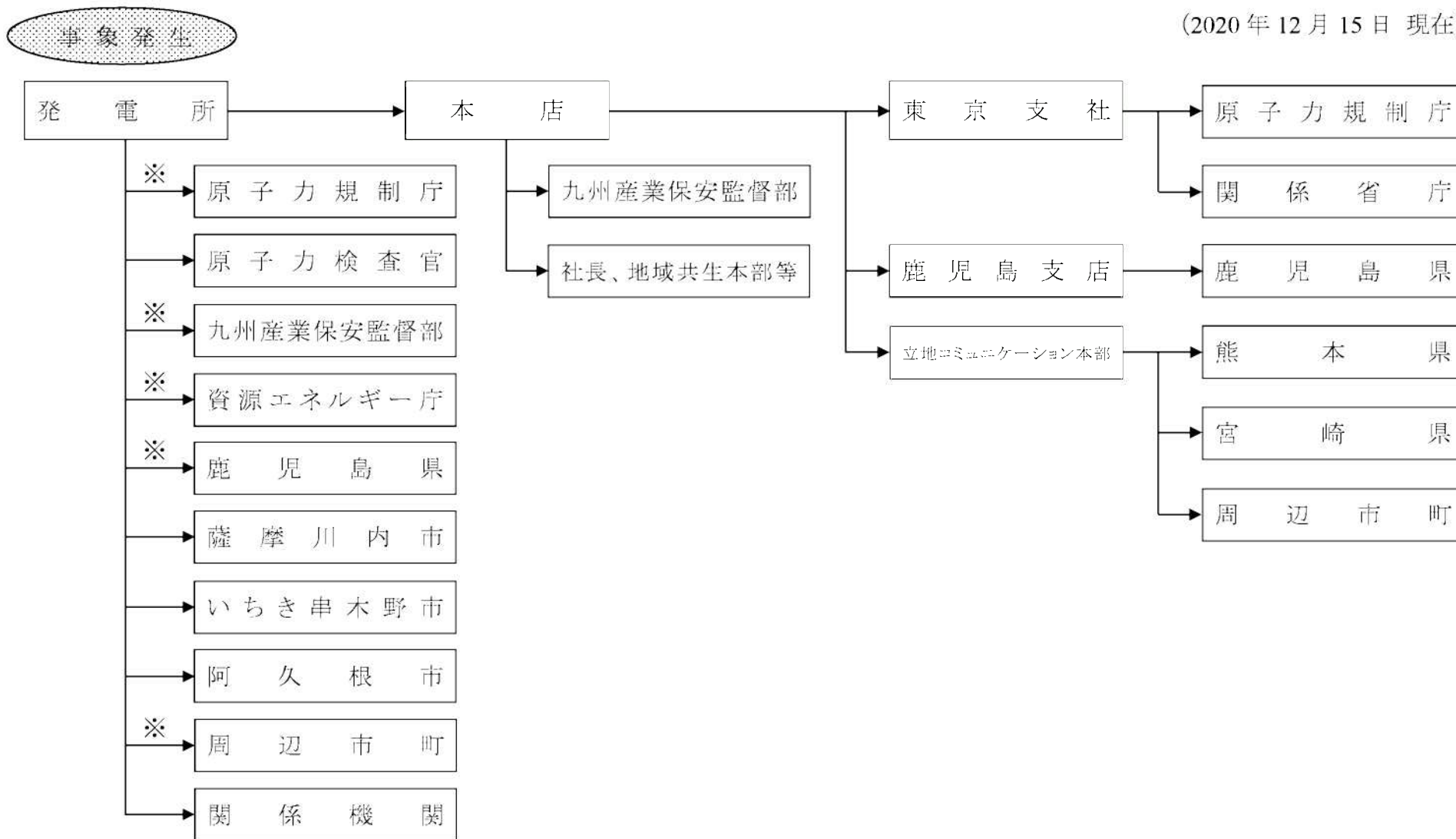
保安規定条文	指摘事項及び不適合の内容	考 察	再発性、類似性の有無
7.2.1 個別業務等 要求事項と して明確に すべき事項	<p>(2019年度 川内原子力発電所 不適合管理) 川内2号機タービン建屋 火気作業(グラインダー作業)時の監視員不在</p> <p>火気作業に関する規定は「作業管理要領」で定めており、「火気作業時は監視員を配置すること、監視員が不在となる場合は、火気作業を中断する」と規定しているが、川内2号機第23回施設定期検査のうち「タービン主要弁分解点検」に伴い、タービン建屋内で架台手入れのグラインダー作業中、監視員が当該現場から離れた状態で作業を実施していた。 グラインダー作業は火花が連続発生することから火花の拡散によって火災の要因となるため火気取扱作業の一つとして分類しているが、監視人については、火花拡散防止のための養生を行うことにより火災発生を防止できることを確認していることから、火花拡散防止策を確実に実施し相互監視を行うことで常時監視は不要として運用していた。 以上のことから、監視人を常時必要とする作業と、今回のグラインダー作業のように、相互監視体制や防炎対策等の状況に応じ、監視人を常時必要としない作業を明確に記載していなかった。</p> <p>(是正状況)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「作業管理要領」に、火気作業における監視人の運用として、監視人を常時必要とする作業と監視人を常時必要としない作業の対象を明記した。 ・「火災防護計画(基準)」に、常時監視人を必要とする作業の対象を明記した。 ・本事象について、課内教育を実施した。 ・本事象について、火気作業管理に係る所内関係箇所へ周知した。 	<p>「個別業務等要求事項として明確にすべき事項」に係る不適合は本件のみであり、適切に是正されていることの確認を受け、その後、再発及び類似の指摘事項及び不適合の発生はないことから、是正内容は適切であったと評価される。</p>	無



注: 本フローは一般的なフローであり、状況によって異なる場合がある。

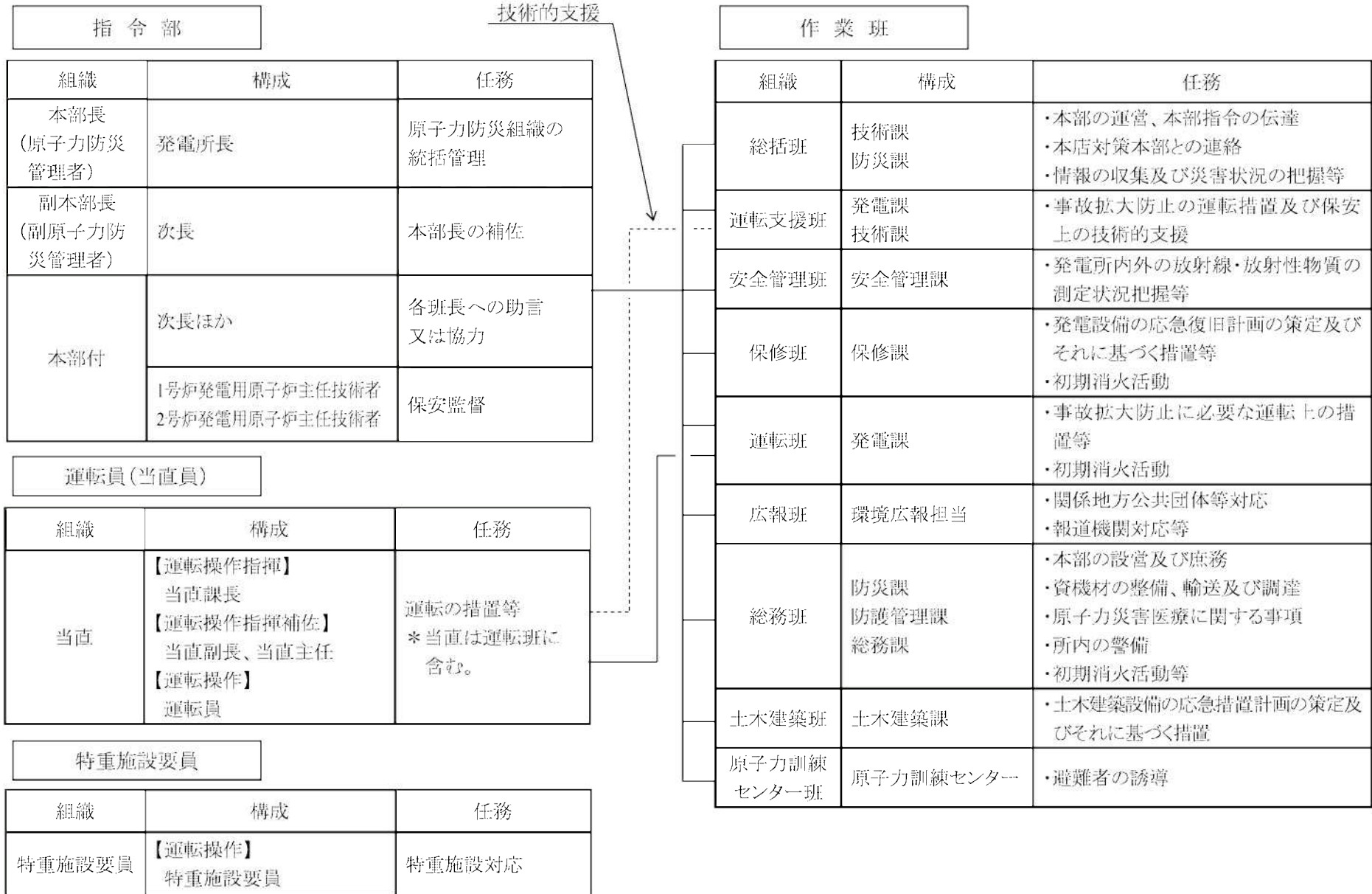
第2.2.1.7-1図 事故・故障等発生時の対応フロー

(2020年12月15日現在)

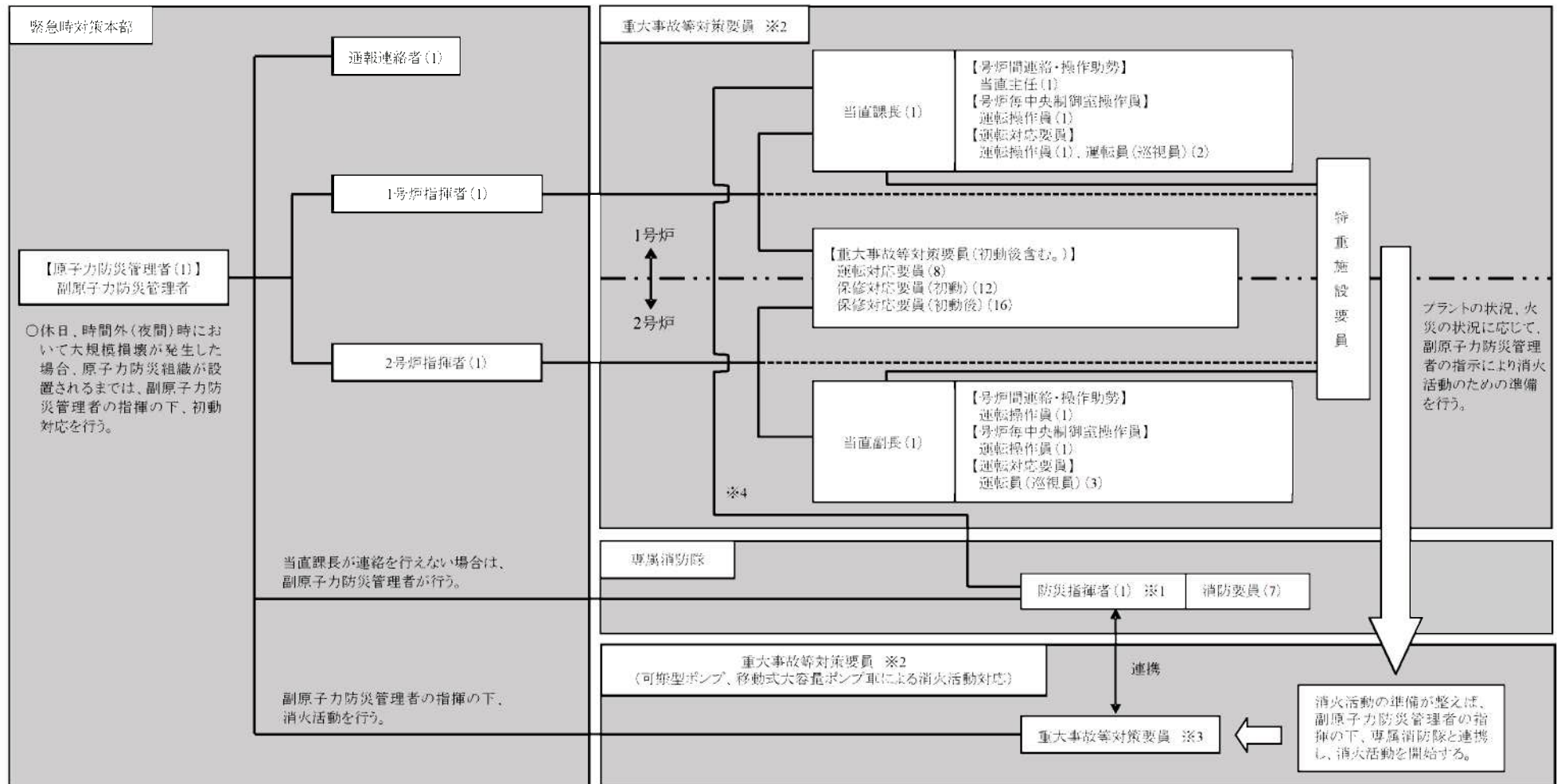


※:第1報のみ発電所から直接連絡
九州産業保安監督部への連絡は、電気関係報告規則第3条第1項関係のみ

第2.2.1.7-2図 事故・故障時の通報連絡ルート



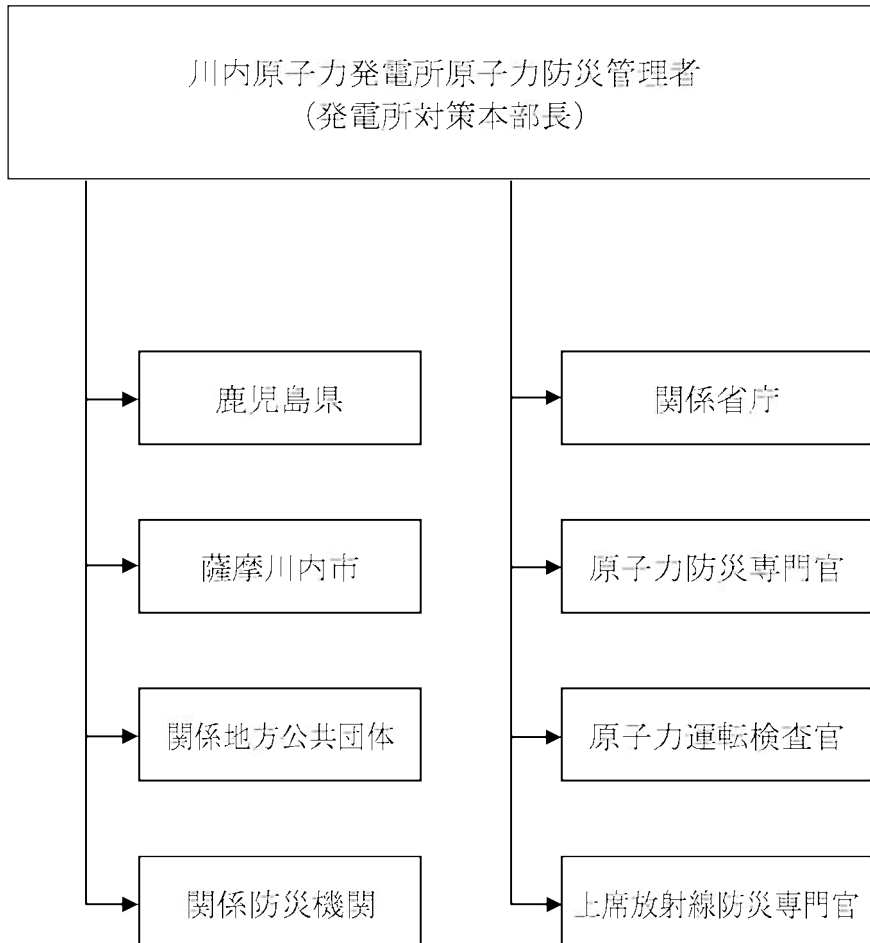
第2.2.1.7-3図 原子力防災組織とその主な任務



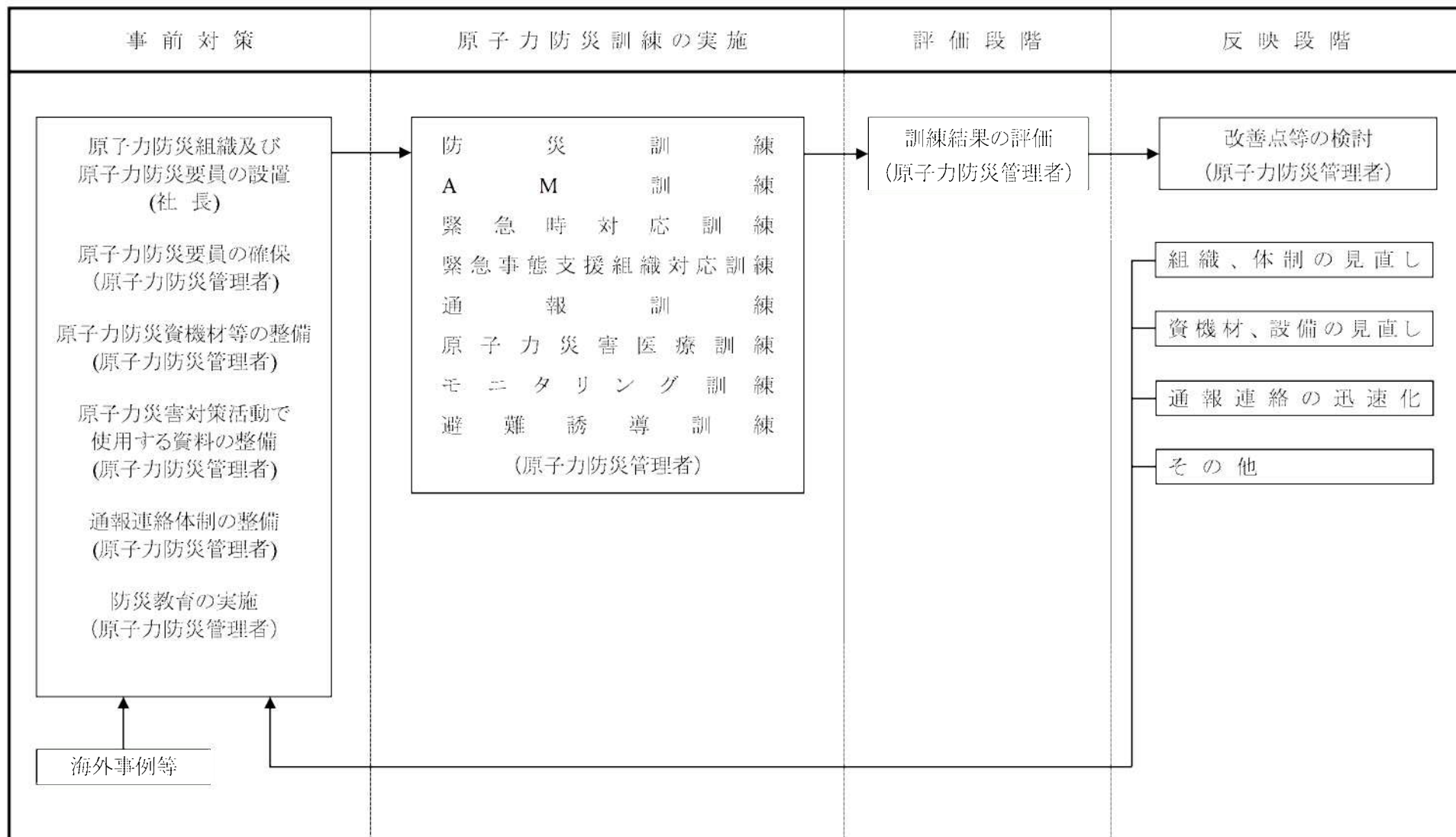
- ※1 大規模損壊発生時、早期に対応可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を用いて専属消防隊による消火活動を実施する。なお、現場での通信連絡については、プラントの復旧対応と同時使用をさせるため原則として別の無線通話装置の回線を使用する。
緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
- ※2 大規模損壊発生時、火災及びプラントの被災状況に応じ、副原子力防災管理者の指示により可搬型ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を用いた消火活動を実施する。
- ※3 重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、プラントの復旧対応と同時使用をさせるため、別の無線通話装置の回線を使用する。緊急時対策本部との連絡については無線通話装置等を使用し、副原子力防災管理者の指揮により対応を行う。
- ※4 火災発生時の第1報連絡

第2.2.1.7-4図 大規模損壊発生時の初動対応体制

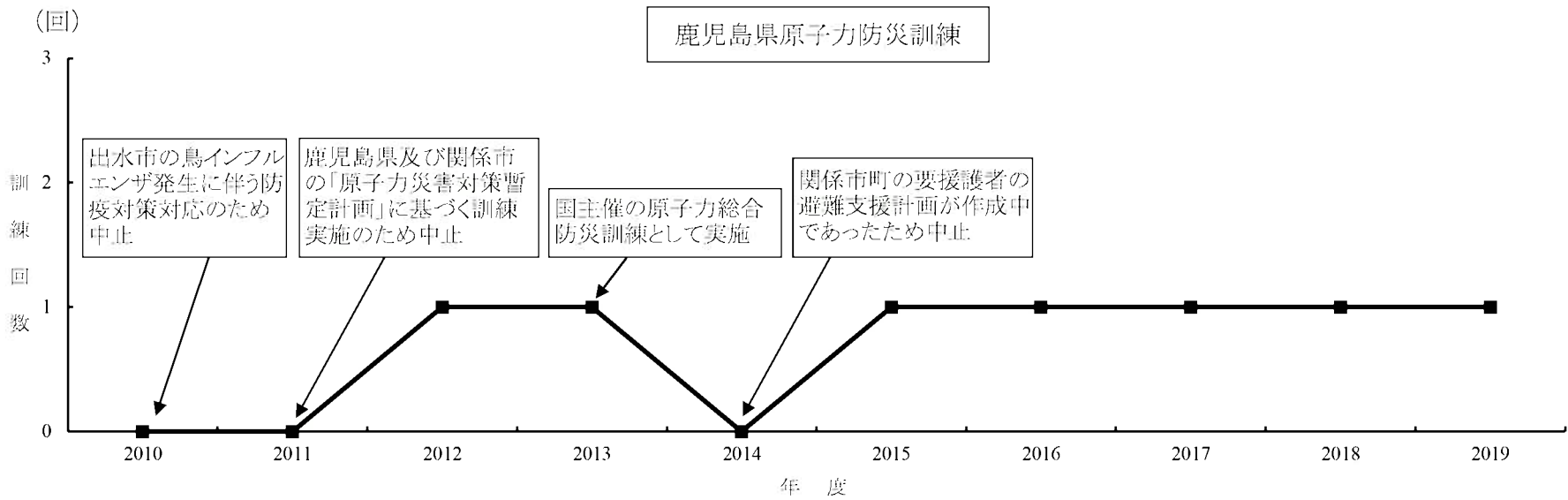
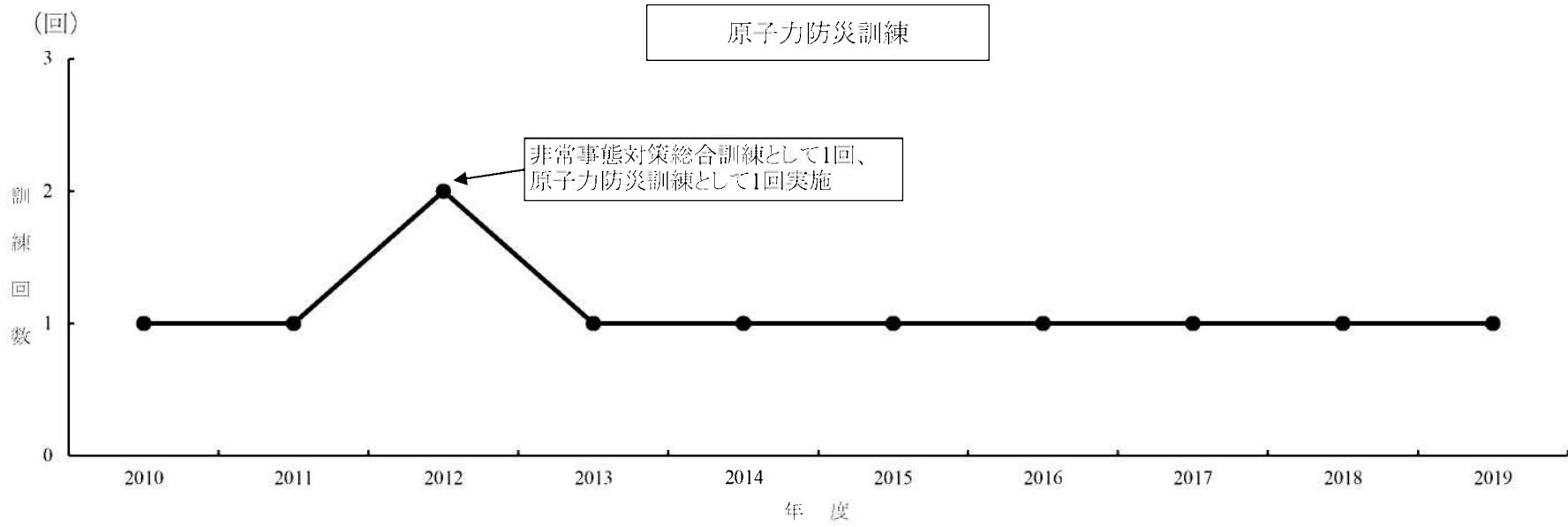
(2020年12月15日現在)



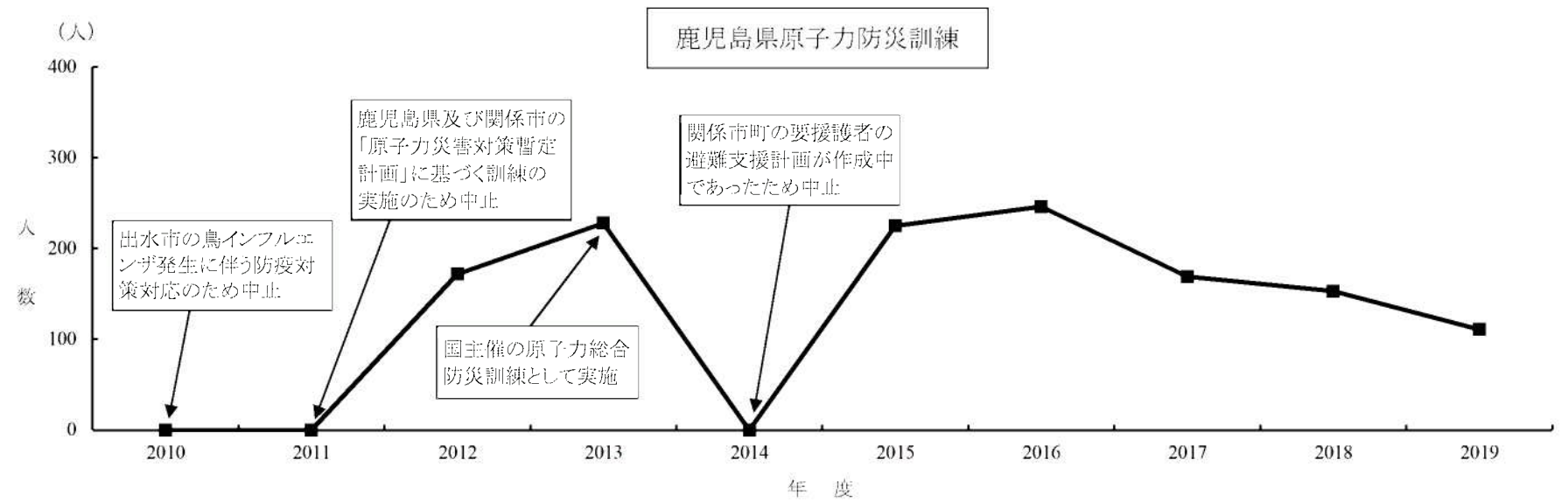
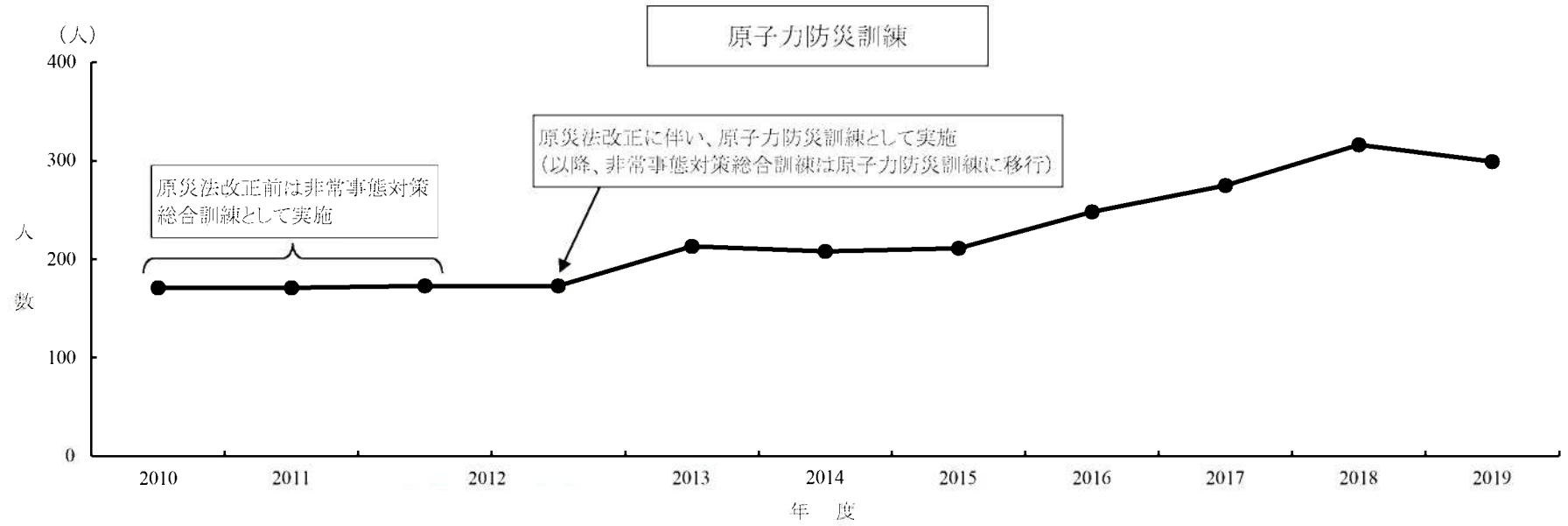
第2.2.1.7-5図 緊急時の通報(連絡及び報告)経路



第2.2.1.7-6図 原子力防災訓練の運用管理フロー



第2.2.1.7-7図 防災訓練回数



第2.2.1.7-8図 防災訓練への参加人数

2.2.1.8 安全文化の醸成活動

(1) 目的

原子力発電所の安全文化の醸成活動は、原子力安全を最優先とした保安活動を確実なものとするために、安全文化を醸成するための活動を計画し、実施し、定期的に評価し、継続的に改善することを目的としている。

(2) 安全文化の醸成活動に係る仕組み及び改善状況

a. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの概要

川内原子力発電所においては、従来から安全を最優先とした保安活動を実施しており、協力会社も含め、安全意識の向上等に係る活動に取り組んできた。

具体的には、安全文化に関して、発電所員に対する発電所長の訓話、ポスターの掲示、安全パトロールによる現場指導及び監督、ヒューマンファクター検討会を通じてのヒヤリハット事例の収集・分析、協力会社と発電所員との意見交換会及び広報誌への掲載による情報公開等を実施してきた。

2006年度マネジメントレビューの結果を受けて安全文化に係る活動を体系的に取り組むものとして、「安全」を基盤とし公正・公明かつ誠実に活動するため、2007年5月に「原子力安全文化醸成活動計画」を策定し、活動を行った。

2006年に発覚した電力会社でのデータ改ざんや必要な手続きの不備等の問題を受け、実用炉規則の一部が改正(2007年12月14日施行)された。

これを受け、原子力安全を最優先とする価値観を組織全体に浸透させ、原子力発電所の安全を最優先とした保安活動を確実なものとするために、2007年12月14日に社長が「原子力安全文化醸成方針」(その後、2012年5月30日に見直されている。)を制定した。

また、2007年12月、保安活動を実施するに当たっての基礎となる安全文化を醸成するための管理の枠組みを保安規定に規定し、2008年4月には、原子力安全を最優先とした保安活動を更に確実なものとするために、安全文化醸成活動の計画(Plan)・実施(Do)・評価(Check)・改善(Act)(以下「PDCA」という。)を行うサイクルについて有効性を継続的に改善するため、安全文化醸成に係る社内マニュアルを制定した。

2008年度からは、その社内マニュアルに基づき、毎年度、「安全文化醸成重点活動計画」を策定し、前年度の活動結果を計画に適宜反映し、適切に教育・訓練等を行いながら、安全文化醸成活動を実施している。

2013年7月、実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の施行を受け、「原子力安全文化醸成方針」は「品質方針」(2.1.1基本方針参照)に取り込まれ、品質保証活動の中で安全文化醸成活動を実施する体制となっている。(第2.2.1.1-2図、第2.2.1.1-3図参照)

2020年9月、原子力規制における検査制度の見直しによる品管規則の施行に併せて、保安規定に記載の安全文化の醸成を品質マネジメントシステム計画に統合した。

なお、原子力安全・保安院(現在は原子力規制委員会)においては「検査の在り方に関する検討会」の議論を踏まえ、事業者の安全文化・組織風土に劣化兆候がないかという観点で、「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取り組みを評価するガイドライン(以下「安全文化評価ガイドライン」という。)」(平成19年12月14日付け平成19・12・03原院第1号)を2007年12月に策定し、保安検査等において事業者の取り組みを安全文化評価ガイドラインに従って評価してきた。

その後、原子力規制における検査制度の見直しにより、「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」(令和元年12月25日付け原規規発第1912257号-5)(以下「安全文化ガイド」という。)を策定(2020年4月施行)し、「安全文化ガイド」を参考に、基本検査運用ガイドの1つである「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」を用いて原子力規制検査によって事業者の活動を確認している。

b. 安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況

内部評価及び外部評価の結果により抽出された仕組み(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)の改善状況を以下に示す。

(a) 「安全文化のあるべき姿」の設定

新検査制度に伴い新たに運用された「品管規則」では、健全な安全文化を育成し、維持することに関して要求されており、その規則の中において定期的な自己評価を実施し、安全文化の弱みや強化すべき事項を把握するとともに、「安全文化のあるべき姿」を設定し、健全な安全文化の育成と維持に活用することが求められている。これに伴い、社長は2020年4月に「安全文化のあるべき姿」を設定した。

この結果、社長のコミットメントについて更に充実が図られた。

(b) 安全文化醸成活動に係る社内マニュアルの改正

2020年4月に、新検査制度に合わせて発出された「安全文化ガイド」において、事業者の安全文化の育成と維持に関する活動と確認(審査又は検査)する視点が明示されたことを踏まえ、安全文化醸成活動における評価基準に対する評価視点等の明確化のため、社内マニュアルの改正を行った。

この結果、安全文化醸成活動の更なる充実が図られた。

(3) 安全文化の醸成への取組み

a. 安全文化醸成に係る具体的な取組み

安全文化を醸成していくためには、「安全文化が醸成(育成・維持)されている状態」に対して、組織の現状がどうなっており、どこに課題があつて、どのように強化しなければならないかを把握する必要があるが、安全文化は本来無形で目に見えにくいものであり、安全文化の状態を把握するのは困難である。

しかしながら、当社では、安全文化を効果的に醸成していくために、組織として「安全文化が醸成(育成・維持)されている状態」を共通認識し、それを目指し、活動を行っていくことが必要であると考え、「安全文化が醸成(育成・維持)されている状態」を以下のとおり定義している。

「組織要員がリーダーシップを発揮し、組織が到達すべき『安全文化のあるべき姿』を目指した安全文化醸成活動を主体的に計画し、実施し、評価し、継続的に改善している状態。また、安全を最優先とする価値観を組織要員が持ち、その価値観が組織の中で共通認識として得られ、その共通認識に基づいて行動がなされている状態」

これにより、原子力安全文化醸成の方針を含めた品質方針を踏まえ、組織における「安全文化が醸成(育成・維持)されている状態」を把握する際の安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)が安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められている。

川内原子力発電所においては、2008年度から安全文化醸成活動を以下のとおり計画し、実施し、定期的に評価し、継続的に改善することに必要な実施事項について、安全文化醸成に係る社内マニュアルを定め実施している。

安全文化醸成に関する業務フローの概要を第2.2.1.8-1図に示す。

(a) 計画

- イ 「保安に関する組織全体の安全文化のあるべき姿」、「健全な安全文化を育成し、及び維持することに関するものを含む品質方針」及び「マネジメントレビューに報告される本店組織及び発電所における安全文化を醸成(育成・維持)するために関係する事項の評価」を組織内へ周知・徹底する。
- ロ 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と発電所における安全文化醸成活動に繋がる日常的に実施している活動(以下「日常活動」という。)の関連について、明確化し、周知することで、自らの活動が安全文化の醸成にいかに関与し貢献しているか認識させるとともに、「安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連」の内容を周知し、「安全文化のあるべき姿」に対する現在の状態、安全文化に関する組織のパフォーマンス劣化や弱点及び強化すべき分野を把握するための評価の視点についても認識させる。
- ハ 発電所において重点的に取り組む安全文化醸成活動(以下「重点活動」という。)の年度計画を策定し、組織内へ速やかに周知するとともに安全文化醸成活動に関する教育等を通じて、再周知し、重点活動の推進を図る。

(b) 実施

- イ 発電所員は、日常活動及び重点活動を適切に実施し、安全文化醸成活動に取り組む。
- ロ 日々の安全文化醸成活動の取組みにおいて、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を行う。

(c) 評価

- イ 期中及び年度末に、日常活動及び重点活動への取組みについて評価し、その結果、改善が必要と認められた場合には、必要な改善を実施する。
- ロ 日常活動においては、安全文化醸成に係る社内マニュアルに定められた安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)を関連させた安全文化要素(安全文化の10特性)を視点として評価し、その結果、安全文化要素(安全文化の10特性)で安全文化に関して組織が到達すべき状態(安全文化のあるべき姿)に対し、パフォーマンス劣化や弱点のある分野及び強化すべき分野が確認された場合には、必要な改善を行い、安全文化醸成活動の強化を図る。
- ハ 発電所における安全文化を効果的に醸成させ、安全文化醸成活動を推進し、安全文化を更に醸成(育成・維持)させていく観点から、原子力監査室が実施する安全文化醸成活動に関する監査を受け、監査の結果、改善すべき事項が認められた場合には、改善の処置を実施する。
- ニ 年度末に発電所における安全文化醸成活動の総合評価を実施し、結果を安全・品質保証部長へ報告し、実施部門における総合評価として取りまとめられる。その結果は、原子力発電本部長による評価を受け、改善の指示を受けた場合には、改善の処置を実施する。

(d) 改善

「(c) 評価」及びマネジメントレビューにより取りまとめられた改善の実施を通じて、安全文化の更なる醸成(育成・維持)に向けた継続的改善に取り組む。

b. 安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)

安全文化醸成に係る社内マニュアルにおいて、組織における「安全文化のあるべき姿」に対する現状の状態、安全文化に関する組織のパフォーマンス劣化や弱点及び強化すべき分野を把握するための評価項目として、安全文化要素を定めており、「安全文化ガイド」において示された「安全文化10特性及び43属性」を使用している。

なお、規制当局の「安全文化ガイド」において、審査又は検査する視点が定められており、健全な安全文化の育成と維持に関するリーダーシップの発揮、健全な安全文化の育成と維持に関する取組み、安全文化に関する状態の評価及び改善、安全文化に関して組織内部で保持すべき能力について確認される。また、原子力事業者が定めた「安全文化のあるべき姿」を確認する上で安全文化要素を10の特性と43の属性に分類している。

安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)と日常活動との関連を第2.2.1.8-1表に示す。

また、安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連を第2.2.1.8-2表に示す。

c. 安全文化の醸成への取組みに係る改善状況

安全文化要素(安全文化の10特性)に対して、安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況を確認した。

今回の調査期間における安全文化の醸成活動に係る仕組みの改善状況について、安全文化要素との関係を第2.2.1.8-3表に示す。

d. 安全文化要素に沿った改善状況の評価

安全文化要素に沿った改善活動が、安全文化の醸成活動に係る仕組み

(組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練)の改善状況に示される安全文化醸成に繋がる日常的な活動においても確認されることから、日常の保安活動が安全文化の醸成(育成・維持)されている状態に繋がっており、安全文化の醸成活動の目的が達成されていると評価できる。

(4) 安全文化の醸成活動に係る実績指標

a. 安全文化醸成活動の実績

安全文化醸成に係る取組みは、安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、安全文化醸成活動を計画し、実施し、評価し、改善を行っている。今回の調査期間の安全文化醸成活動の主な実績については、第2.2.1.8-4表のとおりである。

主な安全文化醸成活動の内容について、以下に示す。

(a) 安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示

発電所員及び協力会社員から安全文化に関するスローガンを毎年度募集、選定し、発電所員及び協力会社員へ周知するとともに、発電所の各所に掲示し、意識高揚を図っている。(第2.2.1.8-5表参照)

(b) 発電所長からのメッセージの発信

発電所長は、原子力安全を最優先とし、安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮していくことの重要性などに関するメッセージを発信している。

(c) 安全文化に関する教育の実施

発電所における保安に関するすべての活動は原子力安全文化を基礎としており、安全文化に関する知識の習得及び原子力安全の重要性を理解させ、安全意識の高揚及び安全文化の醸成を図るため、原子力安全教育を実施している。

また、原子力安全教育を通じて、原子力安全に係るリスクの認識、日々の保安活動におけるリスクへの意識向上を図るための教育及び一人ひとりの

が安全のために日常業務の中で率先垂範して行っている行動がリーダーシップに繋がること等、リーダーシップの浸透・定着を目的とした教育を実施している。

(d) 協力会社と発電所員との意見交換会の実施

協力会社と発電所員との意見交換会を実施し、協力会社からの要望を収集、検討を実施し、必要に応じて改善を実施している。また、日常の業務においても意見交換を実施しており、あらゆる場を通じたコミュニケーションの充実による保安活動の更なる高みを目指した活動を実施している。

(e) 安全文化醸成重点活動計画の策定

安全文化醸成に係る社内マニュアルに基づき、毎年度、安全文化醸成重点活動計画を策定し、計画に基づき、安全文化醸成活動を実施し、その結果を評価し、次年度計画に反映等改善を図っている。(第2.2.1.8-6表参照)

b. 安全文化に関する教育の受講率

安全文化に関する教育は、原子力安全教育等を通じ、原子力安全文化醸成の方針・スローガン、年度の活動計画及び安全文化醸成に係る社内マニュアルを基にしたPDCAの仕組み等の内容について実施しており、発電所員は、毎年度教育を受講することで安全文化の更なる醸成に向けた意識向上を図っている。

安全文化に関する教育の受講率について、安全文化に関する教育の受講率の時間的な推移について確認した結果を、第2.2.1.8-2図に示す。

2013年度から2014年度にかけては、新規制基準適合性審査対応に伴う

長期出張等による影響により少し減少したが、当該受講率は高い値で推移していることから、安全文化を醸成する機能が維持されていることを確認した。

c. 安全文化に問題があり発生した不適合件数

安全文化に問題があり発生した不適合発生件数について確認した結果、今回の調査期間において、安全文化に問題があり発生した不適合は発生していない。

(5) 安全文化の醸成活動に係る有効性評価結果

社内マニュアルに基づく安全文化の醸成活動が適切に実施されており、これまでの安全文化醸成状態の自己評価及び規制機関等の第三者評価においても安全文化の醸成された状態から顕著な劣化兆候の傾向は認められていないことから、安全文化の醸成活動が有効に機能していると評価できる。

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と日常活動との関連(1/4)

No.	安全文化要素		安全文化醸成に繋がる日常的な活動(川内原子力発電所の活動内容を例示)
	安全文化の10特性	安全文化の43属性	
1	安全に関する責任	<p>① 業務の理解と遵守 職員は基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。</p> <p>② 当事者意識 職員は原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。</p> <p>③ 協働 職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。</p>	<p>a. 各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署の役割・責任・権限に基づき、安全を最優先した業務の計画(規定文書、業務要領、これらに基づく目標・計画等)を策定・維持し、実施する。①</p> <p>b. 発電所組織要員は、原子力安全を確保することの重要性を認識し、安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮するとともに、自らの職務の範囲において、当事者意識をもった業務遂行と説明責任を果たす。②</p> <p>c. 各課長は、法令・規制要求事項等を監視し、業務・原子力施設に関連する要求事項は「保安活動に関する法令・規制要求事項等の管理要領」に明確化するとともに、要求事項をレビューした上で対応が必要な場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を制定、改訂する。また、発電用原子炉施設の保安に係る規定文書の制定、改訂に当たっては、必要に応じて安全運営委員会で審議を行う。③</p> <p>d. 各課長は、設備・運用方法の変更に当たり、「設備・運用方法等の変更における関連文書(含むチェックシート)の変更可否チェックシート」により、変更に伴う影響等を検討するとともに、必要に応じて安全運営委員会による審議を通して規定文書の改正を行う。③</p> <p>e. 各課長は、安全上重要な作業工程については、品質への影響を与えるような無理な工程となっていないか等、関係者との連絡調整を円滑に行うようルール化し、実施する。③</p>
2	常に問いかける姿勢	<p>① リスクの認識 職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。</p> <p>② 自己満足の回避 職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。</p> <p>③ 不明確なものへの問題視 職員は、不確実な状況に直面したときには立ち止まり、助言を求めている。</p> <p>④ 想定外の疑問視 職員は、何かが正しくないと感じたとき、想定が正しかったかを疑い、別の見方を提示している。</p>	<p>a. 所長は、健全な安全文化を育成し、維持していくために安全最優先の方針を明確にして、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに組織要員に対して伝える。①②</p> <p>b. 各課長は、「原子力安全教育」、「品質保証活動に関する教育」等の各種教育を実施し、原子力のもつ様々なリスク(技術的、人的及び組織的要因並びにこれらの間の相互関係が安全に対して影響を及ぼすこと等)に対する組織要員の意識の維持・向上を図る。①</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、マネジメントレビューを通じて品質マネジメントシステムの有効性について評価し、各課長は、継続的な改善に取り組む。②</p> <p>d. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、課題や改善事項を明確にする。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。②④</p> <p>e. 所長及び各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては、立ち止まって、常に自らに問いかけ、起こりうる結果を想像して、関係者に相談・報告するなど慎重な意思決定を行う。③④</p> <p>f. 各課長は、「原子力発電リスクマネジメント基準」に基づく活動を実施し、更なる高みを目指したパフォーマンス向上に取り組む。リスクマネジメントに当たっては、深層防護、重要度による意思決定を考慮している。①②</p> <p>g. 安全品質保証統括室長は、「原子力発電リスクマネジメント要領」に基づき、確率論的リスク評価(PRA)を用いた停止時リスク管理を実施する。①②</p>
3	コミュニケーション	<p>① 情報の自由な流れ 職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。</p> <p>② 透明性 監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。</p> <p>③ 決定の根拠 ・管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員と確認を取っている。 ・管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。</p>	<p>a. 発電所組織の幹部(所長、次長)は、発電所組織要員とのFace-to-Faceのコミュニケーションを図ることにより、相互理解を深める。①</p> <p>b. 各課長は、所内会議、課内会議等による階層間での情報伝達等のコミュニケーション及び会議・打合せ等による発電所組織内、関係箇所間での情報伝達等のコミュニケーションにより、円滑な業務運営を図っている。①</p> <p>c. 各課長は、原子力規制検査等における指摘事項や地元自治体、地元住民の意見、要望等を記録し、対応が必要な場合は、関係箇所と連携し適切に対応する。また、安全品質保証統括室長は、その情報を利害関係者の意見として外部情報連絡票に取りまとめる。②③</p> <p>d. 各課長は、通常時、事故・故障時を問わず、以下のとおり積極的な情報公開を行うとともに、地元自治体や地元住民、規制当局との良好な関係の維持に努める。②</p> <p>(a) 規制当局、自治体、プレス等への情報発信・説明</p> <p>e. 安全品質保証統括室長は、マネジメントレビューへのインプット用データを取りまとめ、品質保証委員会にて審議後、所長の承認を得る。また、マネジメントレビューの結果(アウトプット)及び社長のコミットメントを組織要員へ周知する。③</p> <p>f. 所長は、原子力安全の確保の重視について明確にするとともに、安全最優先の方針を明確にする。④</p> <p>g. 所長及び各課長は、業務・原子力施設に係る意思決定の根拠をタイムリーに組織要員へ説明する。③⑤</p> <p>h. 以下の仕組みにより、誤った意思決定や組織の閉鎖性を排除し、透明性の高い業務運営を行う。③⑤</p> <p>(a) 社内外の第三者による原子力安全に関する各種評価の活用</p> <p>(b) 安全運営委員会による発電用原子炉施設の保安運営に関する事項の審議</p> <p>(c) 安全品質保証統括室による不適合処理・是正処置の確認</p> <p>(d) プロセス監査による業務に対する要求事項への適合性、有効性の確認</p> <p>(e) 作成・審査・承認のステップを踏んだ文書及び記録の作成</p> <p>(f) 発電所内、発電所一本店組織間での連絡・調整(品質保証連絡会議、運用変更に当たっての説明会等)</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と日常活動との関連(2/4)

No.	安全文化要素		安全文化醸成に繋がる日常的な活動(川内原子力発電所の活動内容を例示)
	安全文化の10特性	安全文化の43属性	
3	コミュニケーション	<p>④ 期待 管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。</p> <p>⑤ 職場のコミュニケーション ・作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 ・職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。</p>	<p>i. 各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。③</p> <p>j. 所長は、原子力安全を最優先とし、安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮していくことの重要性等に関するメッセージを適宜発信し、組織要員が健全な安全文化を育成し維持していくための意識向上を図る。④</p> <p>k. 各課長は、原子力安全を最優先とする安全文化の意識浸透を図るため、発電所組織を対象にメッセージを発信する。④</p> <p>l. 各課長は、「協力会社と発電所員との意見交換会」の開催等により、供給者とのコミュニケーションを行い、安全を確保するための改善に資する幅広い情報収集、円滑な業務遂行、職場の活性化及び安全文化に対する意識の共有化を図る。①⑤</p> <p>m. 各課長は、「安全衛生協議会」、「品質管理及び安全作業教育」等の各種会議、教育を通じて、ニューシア情報、不適合情報等について協力会社と情報共有を図る。①⑤</p> <p>n. 各課長は、原子力安全には核セキュリティが関係する可能性があることを認識し、本店組織-発電所組織間での情報伝達等のコミュニケーションを適切に行う。⑤</p>
4	リーダーシップ	<p>① 安全に関する戦略的関与 管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。</p> <p>② 管理者の判断と行動 ・管理者は、所掌業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 ・管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、すべての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。</p> <p>③ 職員による参画 管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労働環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。</p> <p>④ 資源 管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要となる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。</p> <p>⑤ 現場への影響力 管理者は、作業や施設の状態等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。</p> <p>⑥ 報奨と処罰 管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。</p> <p>⑦ 変更管理 管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持又は向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。</p> <p>⑧ 権限、役割、及び責任 経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。</p>	<p>a. 所長は、健全な安全文化を育成し、維持していくために安全最優先の方針を明確にして、年頭挨拶、訓話等、機会あるごとに組織要員に対して伝える。①</p> <p>b. 品質方針を以下の手段により組織要員へ浸透させ、安全最優先の意識並びに原子力安全に対する当事者意識を醸成する。②③</p> <p>(a) 各課長は、「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等を通じ、品質方針を組織要員へ伝達するとともに、「品質管理及び安全作業教育」において協力会社にも伝達する。</p> <p>(b) 安全品質保証統括室長は、ポスター掲示、携帯用小冊子の配付により品質方針の浸透を図る。</p> <p>c. 所長及び各課長は、「品質マニュアル(要則)」に定められた「安全文化のあるべき姿」を踏まえた安全文化及び安全のためのリーダーシップを自ら発揮し、組織要員に対して率先垂範の姿勢を示す。②</p> <p>d. 「品質マニュアル(基準)」に基づき、所長は、品質目標を定め、各課長は、発電所品質目標を踏まえて課品質目標を定める。それらの品質目標については、「品質保証活動に関する教育」、「課内教育」等により組織要員へ周知し、品質目標の達成に向けて積極的に参画するよう働きかけを行い業務に取り組む。③</p> <p>e. 安全品質保証統括室長は、前年度のマネジメントレビューにおける社長の決定及び処置、指示事項への対応として本店が取りまとめた対応方針に基づき、発電所の対応方針を「評価改善活動管理基準」に従い策定して業務連絡票等により組織要員へ伝達する。各課長は本対応方針に基づく改善に取り組む。③</p> <p>f. 所長は、発電所組織において重点的に取り組む安全文化醸成活動の年度計画を策定する。各課長は安全文化醸成重点活動計画を「課内教育」等により組織要員へ周知するとともに、活動計画に基づく安全文化醸成活動に取り組む。③</p> <p>g. 各課長は、必要に応じ、現場の安全に係る実態を視察し、課題等を把握するためのマネジメントオブザベーションを実施し、現場との積極的なコミュニケーションに取り組む。⑤</p> <p>h. 各課長は、発電所組織の組織要員との対話、各種評価結果のレビュー等を通じ、原子力安全の醸成に影響を与えるような問題がないかを監視する。問題等が確認された場合には、関係箇所と連携した改善に取り組む。⑤</p> <p>i. 各課長は「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織要員の力量評価を実施する。原子力訓練センター所長は各要員の技術力を向上させるための教育訓練計画を作成し、各課長はその計画に基づく教育・訓練を実施する。また、各課長は、適切な指導、助言等を含む教育・訓練及びOJTを通じて技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成と原子力安全に対する意識の向上を図る。④⑥</p> <p>j. 各課長は、設計変更が生じた場合には、「設計・調達管理基準」に基づき、その変更内容を明確にするとともに、それに伴う原子力施設を構成する要素及び関連する原子力施設に及ぼす影響を評価(原子力施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。)し、発生した段階に応じレビュー、検証及び妥当性確認を実施する。設計変更の内容については関係箇所へ周知する。⑦</p> <p>k. 各課長は、「品質マニュアル(基準)」及び「職務権限基準」に定められた保安活動を担う体制、部署の役割・責任・権限に基づく安全に関する責任に対し、当事者意識をもって業務を遂行する。⑧</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と日常活動との関連(3/4)

No.	安全文化要素		安全文化醸成に繋がる日常的な活動(川内原子力発電所の活動内容を例示)
	安全文化の10特性	安全文化の43属性	
5	意思決定	<p>① 体系的な取組み 職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。</p> <p>② 安全を考慮した判断 職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。</p> <p>③ 決定における明確な責任 意思決定における権限と責任が明確に定められている。</p> <p>④ 予期しない状況への準備 慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身に付ける訓練を行っている。</p>	<p>a. 各課長は、品質マネジメントシステム文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の責任及び意思決定プロセスを定め、それに基づく業務を実施する。①③</p> <p>b. 各課長は法令・規制要求事項等を監視し、レビューした上で対応が必要と判断した場合には、関係箇所と事前に十分な調整を行い、関連する規定文書、業務要領を制定、改廃する。また、規定文書の制定、改廃に当たっては、「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づく「設備・運用方法等の変更における関連文書(含むチェックシート)の変更要否チェックシート」により、関連規定文書の変更要否等の確認を行うとともに、発電用原子炉施設の保安運営に係る規定文書の制定、改廃に当たっては、安全運営委員会で審議を行う。①</p> <p>c. 各課長は、業務の計画の策定や業務の実施等に当たっては慎重な意思決定を行い、原子力安全の達成や品質への影響を与えるような無理な工程となっていないかなど、安全を最優先とした業務の計画(業務要領等)を策定・維持し、実施する。②</p> <p>d. 技術課長は、「異常時通報連絡処置基準」に基づく通報連絡訓練を実施し、異常事象等発生時において社内外の関係先への確かつ迅速に通報連絡できることを確認する。④</p> <p>e. 防災課長は、あらゆる事態にも的確に対処できるよう実効性のある原子力防災訓練を実施する。④</p>
6	尊重しあう職場環境	<p>① 職員への尊重 すべての職員は尊敬、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。</p> <p>② 意見の尊重 職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。</p> <p>③ 信頼の育成 信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。</p> <p>④ 衝突の解決 職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。</p> <p>⑤ 施設を大事にする意識 整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。</p>	<p>a. 所長は、原子力安全に貢献した部署又は個人(協力会社も含む。)に対し表彰する活動を行い、組織並びに要員のモチベーション向上を図る。①</p> <p>b. 所長及び各課長は、所内会議、課内会議及び本店組織との連携により階層間や組織間での情報伝達等のコミュニケーションにより意識や価値観、意見等が異なっている場合があることを認識し、そのギャップを埋めるための適切なコミュニケーションに努め、円滑な業務運営を図り、問題の報告に価値を認める等、活力ある風通しの良い職場環境の整備に努める。②③④</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に基づき、原子力安全教育や安全文化に関するアンケート等を実施し、発電所組織要員の安全文化に対する姿勢や理解度を確認するとともに、安全文化の醸成に関する意見や要望等を集約・評価する。評価結果については必要に応じ安全文化の醸成状態に係る評価へ反映する。②</p> <p>d. 各課長は、発電所組織の組織要員との対話を通じ、現場の意見や要望、課題等に積極的に耳を傾け、関係箇所と連携した問題の解決等に取り組む。②③</p> <p>e. 発電所の組織要員は、一人ひとりがそれぞれの立場で安全文化及び安全のためのリーダーシップを発揮し、原子力安全の達成に向けた働きかけを自組織及び他組織(本店、玄海)において相互に行う。③</p> <p>f. 所長及び各課長は、発電所組織における原子力安全の達成のための職場環境の整備の維持・向上に努める。⑤</p>
7	継続的学習	<p>① 自己評価・独立評価 ・組織は、自らの規定どおり、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。 ・安全文化は定期的に評価され、結果は、すべての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。</p> <p>② 経験からの学習 ・組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。 ・自社及び国内外の事故から得られた経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。</p> <p>③ 訓練 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。</p> <p>④ リーダーシップの開発 組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。</p>	<p>a. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、課題や改善事項を明確にする。各課長は、改善が必要と認められた事項について改善を実施する。①</p> <p>b. 各課長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に従い、安全文化醸成活動の取組み状況を評価する。安全品質保証統括室長はその評価結果を取りまとめ、発電所組織における安全文化の醸成状態を評価するとともに、その結果を組織要員へ周知する。①</p> <p>c. 安全品質保証統括室長は、「原子力安全文化醸成活動管理基準」に基づいて安全文化に関するアンケート等を実施し、安全文化の醸成に関する意見や要望等を集約・評価する。評価結果については必要に応じ安全文化の醸成状態に係る評価へ反映する。①</p> <p>d. 各課長は、原子力規制検査、原子力内部監査、独立評価等を通じて安全文化醸成活動に関して評価を受けた場合、その評価結果を自己評価に活用する。各課長は改善が必要と認められた事項について改善を実施する。①</p> <p>e. 根本原因分析チームは、「根本原因分析実施基準」に基づき、「No Blame Culture(人を責めない文化)」の考えのもと、不適合事象等から本来あるべき姿を阻害する潜在的な組織要因を見つけ出し、各課長は根本原因分析結果に対応した再発防止及び未然防止を図るための処置を実施する。②</p> <p>f. 各課長は、「教育訓練基準」に基づき業務に必要な力量を定め、組織要員の力量評価を実施する。原子力訓練センター所長は、各要員の技術力を向上させるための教育訓練計画を作成し、各課長はその計画に基づく教育・訓練を実施する。また、各課長は、教育・訓練及びOJTを通じた適切な指導・助言等を含む技術伝承に努めるとともに、率先垂範の姿勢を示し、リーダーシップ能力の育成を図る。③④</p> <p>g. 各課長は「原子力安全教育」、「品質保証活動に関する教育」等の各種教育を実施して組織要員の原子力安全に対する認識を共通のものとし、安全品質保証統括室長は安全文化醸成活動スローガンの設定、掲示により安全を最優先とすることの重要性について意識の向上を図る。③</p> <p>h. 防災課長は、原子力事業者防災業務計画に基づき、防災に関する体制、設備・資器材等の整備を図るとともに、あらゆる事態にも的確に対処できるよう重大事故を想定した原子力防災訓練を定期的に実施する。③</p>

第2.2.1.8-1表 安全文化要素(安全文化の10特性と43属性)と日常活動との関連(4/4)

No.	安全文化要素		安全文化醸成に繋がる日常的な活動(川内原子力発電所の活動内容を例示)
	安全文化の10特性	安全文化の43属性	
7	継続的学習	⑤ ベンチマーキング 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	i. 各課長は、社内外の第三者による原子力安全に関する評価結果、原子力業界の内外を問わず優れたパフォーマンスを実現している他組織へのベンチマーク活動等から原子力発電所の安全性・信頼性の向上につながる情報を収集、活用し、必要に応じて改善を行う。⑤ j. 各課長は、発電所内に設置するヒューマンファクター検討会を通して、発電所でのヒヤリハット事例の収集・分析・評価・フィードバックの推進を図る。②
8	問題の把握と解決	① 特定 組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。問題を報告することが奨励され、評価されている。 ② 評価 ・報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間配分で評価されている。 ・安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。 ③ 解決 ・組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。 ・解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。 ④ 傾向 組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報等を定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。	a. 安全品質保証統括室長は、「評価改善活動管理基準」に基づき、マネジメントレビューへのインプット用データ(内部監査の結果、利害関係者の意見、プロセスの成果を含む実施状況、検査の結果等)を収集・分析し、その評価結果を取りまとめて品質保証委員会へ報告し関係者による審議を受ける。①②④ b. 各課長は、業務に対する要求事項に適合しない状況が発生した場合「不適合・是正処置報告書」の作成が必要なものについては「不適合管理基準」に基づき作成し、必要な権限者へ報告を行う。また、安全品質保証統括室長は、不適合を処理する手順を「不適合管理基準」に定め、各課長はそれに基づき不適合を処理する。なお、不適合の分類においては、必要に応じて安全品質保証統括室長が定める「不適合管理運用ガイドライン」を参照する。② c. 各課長は、「不適合管理基準」に基づき発生した不適合のレビューを行い、原因を特定する。不適合の原因特定に際しては不適合のレビューにおいて収集した情報を整理し、技術的、人的及び組織的側面等を考慮した上で原因を明確(必要に応じて、業務の管理状況や安全文化との関係を整理することを含む。)にし、是正処置を行う。③④ d. 安全品質保証統括室長は、不適合・是正処置報告書を社内イントラネット上に掲示し情報共有を図る。③ e. 発電所の組織要員は、設備面、運用面及びその他本来あるべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。各課長は発見した「気付き事項」を「改善措置活動管理基準」に従い、措置を実施する。①②③④ f. 安全品質保証統括室長は、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告の情報分析による問題の特定等、パフォーマンス評価、監視及び測定を行う。①②④ g. 各課長は、本店が情報選別した「未然防止処置基準」に定める検討対象情報を入力し、未然防止処置の必要性を評価し、処置が必要と判断されたものは処置を実施する。①②③④ h. 各課長は、「原子力発電所パフォーマンス監視要領」に基づき、原子力発電所のパフォーマンス向上に必要なパフォーマンス指標(PI)を収集するとともに、傾向分析評価を実施し、必要に応じて改善活動に取り組む。①②③④
9	作業プロセス	① 作業管理 組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。 ② 安全裕度 組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。 ③ 文書化 組織は、完全に正確で最新の文書を作成し維持している。	a. 各課長は、プロセスの監視・測定を行い、業務の現状を把握し、必要に応じて改善につなげる。① b. 各課長は、作業の実施に当たっては、事前に作業要領書を作成し、作業工程、範囲、方法、手順、体制等を定め、現場において指導、監督し、品質管理並びに事故防止に努めるようルール化し、実施する。①② c. 各課長は、業務に当たって原子力安全や品質への影響を与えるような無理な工程となっていないかなど、安全を最優先とした業務の計画(業務要領等)を策定・維持し、実施する。①② d. 各課長は、品質マネジメントシステム文書(規定文書、業務要領等)に各種業務の意思決定プロセスを定めるとともに「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」に基づき適切に管理する。④
10	問題提起できる環境	① 問題提起できる制度 組織にとって望ましくないとと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。 ② 問題提起の代替手段 職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確立されている。	a. 各課長は、「コンプライアンス行動指針」に従い、自らの行動を律するとともに、コンプライアンス研修の実施等により、組織要員のコンプライアンス意識の向上を図る。①② b. 所長及び各課長は、組織員からの問題提起や組織にとって望ましくない報告であっても価値を認める等、風通しの良い職場環境の整備に努める。① c. 発電所の組織要員は、設備面、運用面及びその他本来あるべき状態とは異なる状態等の「気付き事項」を発見した場合、「改善措置活動管理基準」に従い、状態報告を行う。各課長は、発見した「気付き事項」を「改善措置活動管理基準」に従い、措置を実施する。② d. 各課長は、保安活動及び品質保証活動を行う中で改善が必要と思われる事項を発見した場合は、「評価改善活動管理基準」に基づく「改善提案書」の仕組みにより自ら改善を提案し、必要に応じて改善を行う。②

第2.2.1.8-2表 安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連(1/2)

安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)			「安全文化のあるべき姿」との関連				安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)
10特性	43属性		1.	2.	3.	4.	
安全に関する責任	業務の理解と遵守	職員は基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。	⑤	③	①		1. 安全を最優先とする方針と実行 ①トップマネジメントは、「原子力安全の取り組みに終わりはない」との強い意志をもって、安全を最優先とすること、そして健全な安全文化を育成・維持することを方針として定め、組織員全体に認識され理解されている。 ②原子力発電所の設備を守ることよりも、地域・社会の皆さまや従業員安全を第一とした行動と対応が何よりも優先されることが組織員全体で共有されている。 ③管理責任者、本店組織の各部長及び発電所組織の所長は、トップマネジメントの方針を踏まえ、原子力発電所の安全性向上に不届に取り組み、すべての組織員に対し安全に関する責任をもって業務を遂行することを認識させるとともに、組織員がその方針に基づく目標達成に向けた活動と意思決定を主体的に行うための環境を整えている。 ④組織員は業務運営に当たって、立ち止まり考え、行動し、現状を問い直す(STAR: Stop, Think, Act, Review)姿勢をもち、安全を損なう要因が潜んでいないか、安全最優先を怠るとどのような結果が生じるかを常に想起している。 ⑤組織員一人ひとりがリーダーシップを発揮している。すなわち、常に当事者意識をもって原子力安全の達成のために何をできるのかを考え、主体的に行動するとともに、周りの人たちの共感を得ている。
	当事者意識	職員は原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。		②	①		
	協働	職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。		②	③	② ④	
常に問いかける姿勢	リスクの認識	職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。	④	④			
	自己満足の回避	職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。	④	④			
	不明確なものへの問題視	職員は、不確実な状況に直面したときには立ち止まり、助言を求めている。	④				
	想定疑問視	職員は、何かが正しくないと感じたとき、想定が正しかったかを疑い、別の見方を提示している。	④				
コミュニケーション	情報の自由な流れ	職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。				②	
	透明性	監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。				①	
	決定の根拠	管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員と確認を取っている。 管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。		③		③	
	期待	管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。	② ③			③	
職場のコミュニケーション	職場のコミュニケーション	作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。		③ ⑤		②	
	リーダシップ	管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	①	④	①	②	
リーダシップ	安全に関する戦略的関与	管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	①	④	①	②	
	管理者の判断と行動	管理者は、所掌業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、すべての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。	① ②	②	①	③	
	職員による参画	管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労働環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。	③ ⑤	④	①	② ③	
	資源	管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要となる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。	③	③	④		
	現場への影響力	管理者は、作業や施設の状況等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。	③	④	①	②	
	報奨と処罰	管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。	②	①		②	
	変更管理	管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持又は向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。	④	③	③		
意思決定	権限、役割、及び責任	経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。	③	②	④		
	体系的な取組み	職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。		④			
意思決定	安全を考慮した判断	職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。		③			

第2.2.1.8-2表 安全文化のあるべき姿と安全文化要素との関連(2/2)

安全文化要素(安全文化の10特性及び43属性)			「安全文化のあるべき姿」との関連				安全文化のあるべき姿(安全文化評価指標)	
10特性	43属性		1.	2.	3.	4.		
意思決定	決定における明確な責任	意思決定における権限と責任が明確に定められている。		②			3. 学習する組織 ①原子力発電に「リスクゼロ」はないことを認識し、現状に満足することなく、原子力安全に関わる課題を自ら見出し、継続的にそのリスクを低減させるための仕組みが的確に機能し、確立した仕組みやルールに対しても、安全を考慮の上、より有効性を高めるための改善が自発的に行われている。 ②社内外の第三者の客観的・専門的な視点を活用したリスクマネジメントの強化に継続して取り組んでいる。地震・津波・火山等の不確実性の高い自然災害、シビアアクシデント対策及び確率的リスク評価等への対応においては、広く国内外の最新の知見や教訓を学び続け、より高みを目指した継続的改善に取り組んでいる。 ③原子力発電所の保安活動において、技術的、人的及び組織的要因並びにこれらの相互作用が安全に対して影響を及ぼすことを認識し業務を遂行するとともに、ヒューマンエラーの防止・低減に向けた活動に取り組んでいる。 ④重大事故等のあらゆる事態において迅速かつ的確な対応ができるよう、危機管理能力の向上に取り組んでいる。保安活動の実施責任者を含む関係者に対する実践的な教育訓練に確実に取り組み、不測の事態が発生した場合においても、能力のある多様な人材が常に最高のパフォーマンスを発揮し、臨機応変に対応できる人材育成に取り組んでいる。	
	予期しない状況への準備	慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身に付ける訓練を行っている。	③	③	④			
尊重しあう職場環境	職員への尊重	すべての職員は尊敬、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。	⑤			②		
	意見の尊重	職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。		④	①	②		
	信頼の育成	信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。	⑤	②	①	④		
	衝突の解決	職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。	⑤	③	①	③		
	施設を大事にする意識	整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。	③	②	①			
継続的学習	自己評価・独立評価	組織は、自らの規定どおり、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。安全文化は定期的に評価され、結果は、すべての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。	③	②	①			
	経験からの学習	組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。自社及び国内外の事故から得られた経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。	③	④	① ②	②		
	訓練	組織は、知識・技術等を継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。	③	②	④	④		
	リーダーシップの開発	組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。	⑤	②	④	③		
	ベンチマーキング	組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	③	④	②	②		
問題の把握と解決	特定	組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。問題を報告することが奨励され、評価されている。		④	①			
	評価	報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。		④	①			
	解決	組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。		④	①			
	傾向	組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報等を定期的に分析し、共通原因やその傾向等を評価している。		④	①			
作業プロセス	作業管理	組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。		③				
	安全裕度	組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用し維持している。		③				
	文書化	組織は、完全に正確で最新の文書を作成し維持している。		②				
問題提起できる環境	問題提起できる制度	組織にとって望ましくないと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。		① ④	①	②		
	問題提起の代替手段	職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確定されている。		④	①	②		
								4. コミュニケーション ①地域・社会の皆さまから信頼され安心され続ける原子力発電所を目指したコミュニケーション活動に取り組んでいる。地域・社会の皆さまとお客さまの目線に立ち、不安の声や苦言にも真摯に耳を傾け、原子力安全に対するお互いの思いを共有し、相互理解を深め、信頼関係を醸成している。 ②社内においては経営層を含む全社員が上下関係や職場間の壁にとらわれない風通しのよい組織風土が醸成されている。当社にとって不利益・不都合な情報であっても速やかに報告され、社内でも共有されることが奨励される職場風土が醸成されている。また、安全に寄与した組織や個人に対しては、称賞がなされている。 ③職場の管理職は、部下の意見に耳を傾ける姿勢をもち、相互の意識ギャップを埋め、理解し合うための活動が行われている。また、管理職が率先垂範によるリーダーシップを発揮し、活気ある職場づくりが推進されている。 ④協力会社と原子力安全に対する意識を共有し、技術や技能の向上に向けた努力と創意工夫に一体となって取り組み続けている。問題解決に当たっては立場を越えて協力し合える関係が構築されている。

第 2.2.1.8-3 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(1/3)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(本店改善提案書) —	(社内マニュアルの改善) 「不適合管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。 内容:川内原子力発電所平成30年度第4四半期保安検査において、業務の要求事項を満足していない事象のすべてを不適合管理基準の中で網羅的に管理するよう求める「不適合管理の一部不備について」の注意文書受領に伴う対応として、改善措置活動(CAP)運用開始との整合を図る見直しを行った。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 問題の把握と解決 ・ 問題提起できる環境 	
(本店改善提案書) —	(社内マニュアルの改善) 「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」を改正する改善提案を採用した。 内容:自主活動として実施していた「安全文化懇談会」を自己アセスメント強化の一つの活動と位置付け、その運用を基準に明確に定め、継続的な活動とした。 (2020年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 継続的学習 ・ 問題提起できる環境 	
(マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応状況について) 新検査制度に対応したQMSの構築に確実に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮するための取組みを継続するとともに、良好な組織風土、職場環境を築き、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 「原子力安全教育」を実施し、原子力のリスク意識や当事者意識を持ったリーダーシップの発揮について意識向上を図った。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常に問いかける姿勢 ・ 継続的学習 	
(マネジメントレビュー結果に対する川内原子力発電所の対応状況について) 新検査制度等を踏まえた原子力発電所のリスクマネジメント及び地域・社会の皆さまの安心と信頼に繋げる活動を強く示す観点から、品質方針の見直しを行うこと。 品質目標については、見直し後の品質方針の内容と整合させること。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 新たに見直された「品質方針」及び見直しに当たった「社長の思い」について、業務連絡票やポスター等により関係各所への周知徹底に取り組んだ。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・ リーダーシップ 	

第 2.2.1.8-3 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(2/3)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(本店マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について) 新検査制度に対応したQMSの構築に確実に取り組んでいくこと。 原子力リスクへの意識を高め一人ひとりが当事者意識をもってリーダーシップを発揮するための取組みを継続するとともに、良好な組織風土、職場環境を築き、原子力安全を最優先とする文化の更なる醸成を図ること。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 安全文化醸成重点活動計画に基づき、原子力安全教育において「原子力リスクに対する意識の向上」、「リーダーシップの更なる浸透・発揮」に向けた教育を実施した。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
(本店マネジメントレビュー結果に対する本店組織の対応状況について) 今後も多岐にわたる業務に対応するため、適切な人材育成や資源の有効活用に取り組んでいくとともに、働き方改革を踏まえた業務の見直しと一人ひとりの意識改革等に向けて取り組むこと。	(教育・訓練の改善) 仕事のキホン共通ルールについて、原子力安全教育にて周知した。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
あらゆる事態にも迅速かつ的確に対応できるよう高い意識をもって実効性のある教育・訓練に取り組み、危機管理能力の維持・向上に取り組むこと。 (2018年度)	(教育・訓練の改善) 品質保証・安全文化の理解を深めるための教育資料の見直しを行い、原子力安全教育にて周知した。 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・常に問いかける姿勢 ・継続的学習 	
(川内原子力発電所安全運営委員会) —	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)の本運用に伴う制定(「品質マニュアル(基準)」に基づくQMS活動として、CAPの責任と権限、運用管理に係る概要を記載) ・「改善措置活動管理基準」 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任 ・意思決定 	
(川内原子力発電所安全運営委員会) —	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)の本運用に伴う改正 ・「品質マニュアル(基準)」「不適合管理基準」「原子力安全文化醸成活動管理基準」「原子力発電リスクマネジメント基準」「根本原因分析実施基準」「予防処置基準」「技術基準」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準」「安全運営委員会運営基準」「ボイラー・タービン及び電気主任技術者の保安監督に関する基準」 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任 ・意思決定 	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)本運用に伴う制定 ・「改善措置活動管理基準(本店)」 (2019年度)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全に関する責任 ・意思決定 	

第 2.2.1.8-3 表 仕組みの改善状況と安全文化要素との関係(3/3)

仕組みの改善状況		安全文化の要素	備考
評価結果	改善状況		
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) 改善措置活動(CAP)本運用に伴う改正 ・「原子力発電所品質マニュアル(要則)」「品質マニュアル(基準)(本店)」「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」「根本原因分析実施基準(本店)」「保安活動に関する文書及び記録の管理基準(本店)」「予防処置基準(本店)」「原子力発電安全委員会運営基準」「原子力発電リスクマネジメント基準(本店)」 (2019年度)	・安全に関する責任 ・意思決定	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) 安全文化醸成活動における業務プロセス(原子力発電本部長の承認行為等に係るプロセス)の一部見直しに伴う改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」「原子力発電所マネジメントレビュー管理基準」 (2020年度)	・作業プロセス	
(原子力発電安全委員会) —	(社内マニュアルの改善) オーソライズ「『原子力安全文化醸成活動管理基準』における安全文化醸成活動の評価基準に対する評価視点等の明確化について」に伴う改正 ・「原子力安全文化醸成活動管理基準(本店)」 (2020年度)	・作業プロセス	
(川内原子力発電所品質保証委員会) 品質目標(2020年度)	(社内マニュアルの改善) 川内原子力発電所品質目標の前年度からの変更を承認 (2020年度)	・リーダーシップ	
(その他) 重要な運転経験の教訓が活かされず、同一又は類似の事例が発生して、安全上重要な設備に影響を及ぼしたり、緊急時対応に支障をきたしたりするおそれがあったことへの対応 (2020年度)	(教育・訓練の改善) ・外部運転経験の活用については、「原子力安全教育(安全文化醸成活動)」資料に重要運転経験を明記し、発電所員へ周知した。 (2020年度)	・常に問いかける姿勢 ・継続的学習	
(その他) 「安全文化のあるべき姿」の設定	(社内マニュアルの改善) 新検査制度に伴い新たに運用された「品管規則」では、「安全文化のあるべき姿」を設定し、健全な安全文化の育成と維持に活用することが求められており、社長は2020年4月に、「安全文化のあるべき姿」を設定した。 (2020年度)	・リーダーシップ	

第2.2.1.8-4表 安全文化醸成活動の実績

主な活動内容	年 度	活 動 実 績									
		2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
安全文化に関する年度スローガンの策定、掲示		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
発電所長からのメッセージの発信		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全文化に関する教育の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
協力会社と発電所員との意見交換会の実施		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
安全文化醸成重点活動計画の策定		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

第2.2.1.8-5表 原子力安全文化醸成活動スローガン

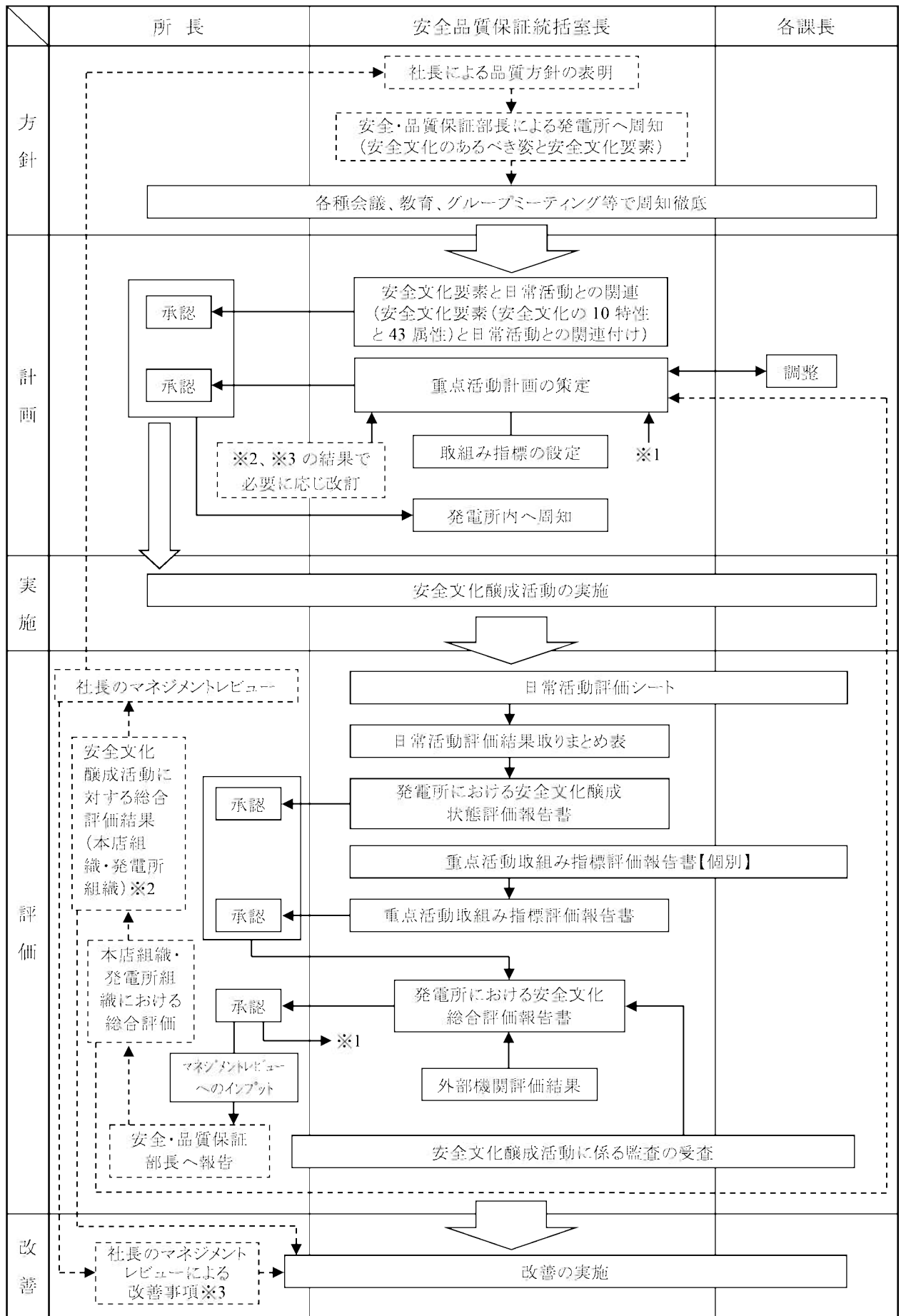
年 度	ス ロ ー ガ ン
2011年度	全ての安心は安全から みんなで築く安全文化 明るく照らそう原子力
2012年度	話そう 動こう つづけよう みんなが主役の安全文化
2013年度	決意新たに一致団結・総合力！安全文化は一人ひとりの力の積み重ねから
2014年度	一人ひとりが「安全最優先」の意識を高め、みんなで築こう安全文化
2015年度	一致団結・総合力で 高める信頼・届ける安心 みんなで育む安全文化
2016年度	一人一人が安全最優先の意識を持って行動し 高めよう安全文化
2017年度	1人ひとりのリーダーシップで高まる意識と技術力 みんなでつくろう安全文化
2018年度	安全はすべてにおいて最優先 みんなの意識と行動で 築く我らの安全文化
2019年度	僅かな変化も見逃さない 未然に防ぐ意識をもって 続けるわれらの安全文化
2020年度	小さな気付きの積み重ね みんなで共有 みんなで対策 全員主役の安全文化

第2.2.1.8-6表 重点活動への取組み状況(2019年度の例)(2/3)

安全文化要素	取組み指標	活動結果	評価結果	備考
安全を最優先とする方針と実行	<p>(1) 全所員、協力会社の参加</p> <p>(2) 訓話の実施及び周知</p>	<p>(1) 「1号機所内電源設備点検作業中の人身事故」の教訓を風化させない活動として、人身事故が発生した1/29を「安全再認識の日」と定め、協力会社を含めた全所員が参加する全体集会等を開催している。</p> <p>(2) 「1号機所内電源設備点検作業中の人身事故」の教訓を風化させない活動として、原子力発電本部副本部長による原子力発電本部長メッセージの発信、所長による訓話の実施及び周知を行っている。</p>	<p>取組み指標(1)(2)に示す活動は適切に実施されていると評価する。</p> <p>本活動は次の観点から、次年度においても重点活動として取り組むことが望ましい。</p> <p>①意識調査の結果から、本活動は有効であった。</p> <p>②本活動は人身事故の教訓を風化させない活動として重要である。</p>	
<p>安全を確保する仕組み</p> <p>コミュニケーション</p>	<p>(1) 定期検査等の確実な実施</p> <p>(2) 会議体を通じた適切な対応</p>	<p>(1) 原子力発電所の安全・安定運転に向けた、定期検査及び特重施設等への対応を以下のとおり実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1号機第24回、2号機第23回施設定期検査における定期安全管理審査、溶接安全管理審査の対応を確実に実施している。 ・ 特重施設設置工事において、土木建築関係や設備関係の工事を着実に実施している。 ・ 被ばく低減の取組みが確実に行われるよう、日間及び週間工程会議等にて、従事者の被ばく線量周知を実施している。 ・ 1号機第24回、第25回、2号機第23回施設定期検査の工程等の検討及び関係箇所との調整を行い、定期検査の対応を確実にしている。 ・ 定期検査について月間、週間、及び日間工程会議、また、特重施設等設置工事について、全体会議及び担当者会議を適宜開催するとともに、関係箇所との連絡・調整を行い、工認対応や工事の着手に向けた活動を着実に実施し、安全性や信頼性を確保する活動に取り組んでいる。 <p>(2) 定期検査及び特重施設等に関する会議体を通じた適切な対応を以下のとおり実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 定期検査について月間、週間、及び日間工程会議、また、特重施設等設置工事について、全体会議及び担当者会議を適宜開催するとともに、関係箇所との連絡・調整を行い、工認対応や工事の着手に向けた活動を着実に実施し、安全性や信頼性を確保する活動に取り組んでいる。 	<p>取組み指標(1)(2)に示す活動は適切に実施されていると評価する。</p> <p>本活動は次の観点から、次年度においても重点活動として取り組むことが望ましい。</p> <p>①意識調査の結果から、本活動は有効であった。</p> <p>②2020年度も継続して特重施設等の設置工事が実施される。</p>	

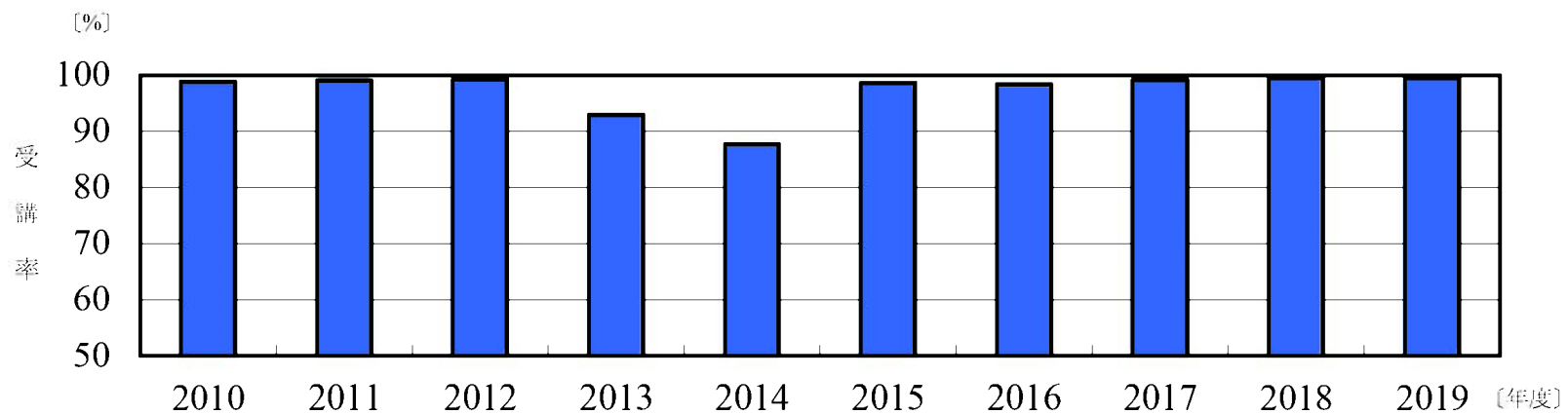
第2.2.1.8-6表 重点活動への取組み状況(2019年度の例)(3/3)

安全文化要素	取組み指標	活動結果	評価結果	備考
<p>安全を確保する仕組み</p> <p>学習する組織</p>	<p>(1) CAP活動の確実な実施</p> <p>(2) 教育の実施(下期)</p>	<p>(1) 僅かな変化を気付きとして認識し、異常を未然に防ぐ意識の向上を図るための活動を以下のとおり実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ CAP活動の確実な実施のため、CAP活動の本格運用(12/1から運用開始)に向けて、規定文書を制定(12/1制定)している。 ・ 原則、毎日プレスクリーニングを実施するとともに、毎週CAP会議を確実に実施している。 ・ 業務連絡票の発行や「品質管理及び安全作業教育」を通じて、協力会社を含めた組織要員へCAPに関する周知を行い、CAP活動の定着化に取り組んでいる。 <p>(2) 原子力発電所が持つリスクについての教育(安全性向上評価のうち確率論的リスク評価及び安全裕度評価により抽出された措置)を実施し、理解度確認テストを行うことで、内容の理解度を確保している。</p>	<p>取組み指標(1)(2)に示す活動は適切に実施されていると評価する。</p> <p>取組み指標(1)の活動は次の観点から、次年度においても重点活動として取り組むことが望ましい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①意識調査の結果から、本活動は有効であった。 ②CAPの本格運用から期間が短く、更なる活動の定着化を図る必要がある。 <p>取組み指標(2)の活動は次の観点から、次年度においても重点活動として取り組むことが望ましい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①意識調査の結果から、本活動は有効であった。 ②理解度確認テスト後のアンケートの結果、更に理解度を深めるための教育が必要である。 	
<p>学習する組織</p>	<p>(1) 教育の実施(下期)</p>	<p>(1) 安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動のため、原子力安全教育を実施し、組織要員が日常業務の中で率先垂範している行動がリーダーシップにつながることの意識浸透を図っている。</p>	<p>取組み指標に示す活動は適切に実施されていると評価する。</p> <p>本活動は次の観点から、次年度においても重点活動として取り組むことが望ましい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①意識調査の結果から、本活動の更なる意識浸透が必要。 ②品管規則の改正及び原子力規制検査の本格開始に伴い、安全文化及び安全のためのリーダーシップの更なる浸透・発揮に向けた活動を定着させる必要がある。 	



第2.2.1.8-1図 安全文化醸成に係る業務フロー

年度	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
安全文化に関する教育の受講率(%)	98.9	99.2	99.3	93.0	87.7	98.7	98.5	99.3	99.6	99.6



第 2.2.1.8-2 図 安全文化に関する教育の受講率

2.2.1.9 安全性向上に資する自主的な設備

原子炉等規制法第43条の3の6及び第43条の3の14に規定する基準(重大事故等対策に限る。)により必要とされた機器等以外のものであって、事故の発生防止に資する機器及びその運用方法等の措置について、以下に示す。

(1) 多様性拡張設備

技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備を多様性拡張設備と位置付けた。

多様性拡張設備の概要、運用方針、期待される効果及び運用手順(人員配置及び指揮命令系統)等について、第2.2.1.9-1表に示す。

(2) 追加的に配備した設備

工事計画に記載した「保安規定第83条重大事故等対処設備」に規定する所要数に予備を含めた数量に加え、自主的に同一仕様の設備を追加配備している。追加配備した設備を第2.2.1.9-2表に示す。

(3) 自主的に設置した設備

上記、多様性拡張設備及び追加的に配備した設備のほかに、自主的に設置した設備を第2.2.1.9-3表に示す。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (1/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の多様性拡張設備	原子炉が停止できない場合においても、重大事故等対処設備により、原子炉出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	手動による原子炉緊急停止	電動発電機電源(所内常用母線440V遮断器操作スイッチ)(中央盤)	2個	—	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(ATWS)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する。	耐震性がないものの、サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できることから、原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】未臨界の維持	緊急処置訓練
				電動発電機電源(電動発電機出力遮断器スイッチ)(現場盤)	2個	—				
				原子炉トリップ遮断器スイッチ(現場盤)	2個	—				
			制御棒操作スイッチ(中央盤)	1個	—	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源系遮断操作完了までの間又は実施できない場合に原子炉を停止する手段として有効である。				
			原子炉出力抑制(手動)	タービン非常停止操作スイッチ(中央盤)	1個	—	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動しない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。	耐震性がないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (2/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照					
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(排水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
			タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持	緊急処置訓練		
タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照								
弁の機能回復	窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：銅製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンプを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (3/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練				
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	加圧器逃がし弁故障時又は蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用することができない場合においても、重大事故等対処設備により、1次冷却材の減圧は可能であるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損/S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練				
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照									
				可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	復水タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-2表参照					補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損/S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・雪山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 方量維持訓練
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照								
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照								
			タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気・電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損/S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練				
			加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁	1台	種類：止め弁 呼び径：2B 弁箱・弁蓋：ステンレス鋼	加圧器逃がし弁の故障により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し減圧を行う。	常用電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば、充てん/高圧注入ポンプ起動により1次系の減圧が可能であり、加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】SGTR時破損/S/G減圧継続 【第二部】インターフェイスLOCA	緊急処置訓練			
					充てん/高圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照								

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(4/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備	全交流動力電源又は直流電源が喪失しても、重大事故等対処設備により、1次冷却材を減圧するために必要な補機を回復できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	弁の機能回復	窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：銅製容器 容量：46.7ℓ 本体材料：マンガン鋼	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	非常用炉心冷却設備である充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ(以下「消火ポンプ」という。)による過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】炉心冷却の維持 ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
					ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (5/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源喪失事象又は原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象とが同時に発生した場合は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	自己冷却で使用了した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照	全交流動力電源喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-26表参照	また、原子炉補機冷却機能喪失事象及び1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプにより過水貯蔵タンク水を原子炉へ注水する。				
				過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-6表参照	なお、消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉へ注水する。				
電動消火ポンプによる代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-20表参照								

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (6/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
			代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転により原子炉への注水を行い、併せて、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (7/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、重大事故等対処設備により、残存溶融デブリを冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	溶融デブリが原子炉圧力容器に存在する場合の冷却手順等	格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心は原子炉圧力容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注入することで溶融炉心を冷却する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照				
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照				
					ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照				
					可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	原子炉圧力容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉圧力容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内への注水による残存溶融デブリの冷却(格納容器水張り)を行う。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (8/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	補助給水ポンプが使用できない場合に常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練
				蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照					
			可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補助給水ポンプが使用できず、更に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最長でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(貯水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照		主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は、中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁により蒸気発生器から蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備(11/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、消火ポンプによりろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
		ディーゼル消火ポンプ			第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照						
消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照										
ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照										
		余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照	運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練	
蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-2表参照										

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (12/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	補給給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補給給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 ・保安規定に基づき保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失	緊急処置訓練		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (13/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか、柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				燃料油貯蔵タンク						第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
			代替炉心注入	燃料取替用水タンクからの重力注入による代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	運転停止中のミッドループ運転中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補償冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクからの重力注入により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 なお、燃料取替用水タンクの重力注入は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合には、重力注入を停止する。	プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、炉心へ注入できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補償冷却機能喪失	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (14/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 保安規定に基づく保安業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、常用設備であるディーゼル消火ポンプによる過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				ディーゼル消火ポンプ又は消防車による代替炉心注入	消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照	ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。	ディーゼル消火ポンプが使用できない場合においても、消火用水系統に消防自動車を接続することで消防自動車から原子炉に注入する。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (15/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で前述熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、補助給水ポンプが使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (16/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	余熱除去ポンプの故障等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		主蒸気速がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、低温停止への移行する場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、タービン室排水ピットに滞留させ、電源がない場合は電源回復後、水質を確認し排出する。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード運転 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				燃料油時蔵クランク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					
		非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	第1章「1.5 原子炉冷却材及び耐腐系統」 第1.5-10表参照		運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入	緊急処置訓練
			代替炉心注入	電動消火ポンプによる代替炉心注入	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照		運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合は、常用設備である電動消火ポンプによる過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等の給水訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (17/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備	非常用炉心冷却設備による原子炉への注入機能が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、炉心を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-10表参照		運転停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転による原子炉への注入を行い、併せて、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。	補機冷却水に用いる空調用冷凍機が耐震Sクラスの能力を持たないが、空調用冷水系統が健全であれば代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 ・代替補機冷却(空調用冷水)によるA余熱除去ポンプ運転	緊急処置訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」第1.10-2表参照		電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプが使用できない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する。	常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
					蒸気発生器水張ポンプ	第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」第1.10-2表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (19/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁による蒸気放出	タービンバイパス弁		第1章「1.10 蒸気-電力変換系統」 第1.10-1表参照	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う。	常用系電源及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁(手動)の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) 【第二部】海水冷却機能喪失	緊急処置訓練
				所内用空気圧縮機による代替制御用空気供給	所内用空気圧縮機		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-14表参照	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、制御用空気圧縮機の機能が喪失した場合は、所内用空気圧縮機により代替制御用空気が自動で供給される。このため、所内用空気圧縮機による代替制御用空気の供給を確認する。	常用系電源が健全であれば、制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給され、主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第一部】制御用空気喪失事故	緊急処置訓練
			代替補機冷却	空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却	空調用冷水ポンプ(A余熱除去ポンプ冷却)	4台	種類：横置かき巻き 容量：114.9m ³ /h 揚程：42m 原動機出力：30kW ケーシング材料：炭素鋼	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプの代替補機冷却を行う。	換気空調系の冷却用として設置しており、空調用冷水系が耐震Sクラスの能力を持たないものの、原子炉補機冷却水の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】補機冷却機能喪失(その1) 【第二部】補機冷却機能喪失(その2) ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替炉心注入 ・A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による代替再循環運転	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (20/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水	可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照		タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間の時間を要するが、補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・嵩山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保修作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
					燃料油貯蔵タンク							第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照
					タンクローリ							第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (21/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の多様性拡張設備	最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心及び格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)	26本	種類：銅製容器 容量：46.7t 本体材料：マンガン鋼	制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する。	使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・窒素ポンベを用いた蒸気発生器による冷却・減圧	緊急処置訓練
			移動式大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による機能回復	B制御用空気圧縮機(海水冷却)	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-13表参照	運転中又は運転停止中において、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、移動式大容量ポンプ車を用いて直接海水を取水し、原子炉補機冷却系に接続する系統構成により、継続的にB制御用空気圧縮機へ補機冷却水(海水)を通水して機能を回復する。	移動式大容量ポンプ車を用いて補機冷却水を通水するまでに、約14時間を要するが、制御用空気圧縮機の機能回復により、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員の負担軽減となる。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・移動式大容量ポンプ車を用いた補機冷却海水通水及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・移動式大容量ポンプ車による海水通水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (22/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練								
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ファン	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-3表参照	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う。 また、格納容器雰囲気の状態に応じて、A、B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する。	格納容器内温度が高い場合や格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転できない場合もあり得るが、空気を強制的に循環できることから、格納容器再循環ユニットにより効率的に冷却することが可能である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】格納容器健全性の確保 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】LOCA時再循環サンプスクリーン閉塞 ・原子炉補機冷却水加圧 ・A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・可機型計測器による監視パラメータ測定手順書(格納容器内冷却状況確認パラメータ測定)	緊急処置訓練 力量維持訓練								
											代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、運用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】格納容器健全性の確保 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
													ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照				
													消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照				
			過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照														
			代替格納容器スプレイ	可機型電動低圧注入ポンプ又は可機型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可機型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	可機型電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車を使用できない場合に、可機型電動低圧注入ポンプ又は可機型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可機型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】格納容器健全性の確保 ・可機型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(洪水)からの中間受槽への給水手順書 ・可機型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可機型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練								
					可機型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照												
					可機型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照												
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照												
							タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (23/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器ヘスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対応設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対応設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプにより格納容器ヘスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク及びより薬除去薬品タンクの薬品を格納容器ヘスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対応設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					より薬除去薬品タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-17表参照			他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (24/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ビッド等への給水訓練	
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
				過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (25/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器へスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常設設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照									
る過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照									
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	常設電動注入ポンプ、常設電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車が使用できない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (26/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器ヘスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-5表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプにより格納容器ヘスプレイができない場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器ヘスプレイする。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないもの、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 方量維持訓練	
			代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	よう素除去薬品タンク	第1章「1.6 工学的安全施設」第1.6-17表参照		他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を運転すれば薬品を注入することができることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書		緊急処置訓練 方量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (27/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備	格納容器ヘスプレイし、格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、格納容器内を冷却できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による格納容器ヘスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器ヘスプレイする。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
				過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
			可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器ヘスプレイする。	可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・中間受槽の組立手順書 ・流水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (28/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練		
7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へスプレイする。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練		
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照							
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照							
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照							
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	常設電動注入ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車により格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へスプレイする。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は富山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照						
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (31/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照		炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ 非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
			代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器へ注水する。使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は富山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ 保守基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (32/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する場合に、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してから準備しても原子炉容器破損までには間に合わないもの、大容量にて短時間に原子炉下部キャビティへの注水が見込めることから有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合に、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による過水貯蔵タンク水を格納容器へ注水する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要綱 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照	但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。				
				ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照				
							る過水貯蔵タンク			

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (33/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合には、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器に注水する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 方量維持訓練
					可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					燃料油時蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
					タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照				
	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車によるろ過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
				ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (34/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・宮山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照									
燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照									
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									
		重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-5表参照	原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用タンク水を原子炉へ注入する。	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず、また、重大事故等対処設備である常設電動注入ポンプ等のバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、流量が大きく炉心注入手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入 保安規定に基づく保守業務要領 ・A格納容器スプレイポンプ自己冷却ライン接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (35/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備であるディーゼル消火ポンプ又は消防自動車により過水貯蔵タンク水を原子炉へ注入する。 但し、消防自動車は、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替炉心注入非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
				る過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					
			代替炉心注入	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時に溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより原子炉へ注入する。 使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、る過水貯蔵タンク又は富山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約8時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替炉心注入 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 方量維持訓練	
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
				タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (36/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順	教育又は訓練
										(人員配置及び指揮命令系統)	
9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、水素爆発による格納容器の破損を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	水素濃度監視	ガス分析計	ガス分析計	1台	—	事故時の格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を設置している。ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電可能である。 炉心の損傷が発生した場合において可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視ができない場合に、ガス分析計による水素濃度の監視を行う。	事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり、中央制御室での連続監視はできないが、可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】炉心冷却の維持 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止時の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 化学管理基準 化学業務要領 ・格納容器雰囲気ガス採取測定手順	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (37/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の多様性拡張設備	炉心の著しい損傷が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	格納容器排気筒高レンジガスモニタ	2台	検出器 : GM管 計測範囲 : 10cpm~10 ⁷ cpm	炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合において、可搬型格納容器水素濃度計測装置により格納容器内の水素濃度測定を行い、アンユラス内の水素濃度を推定し、監視する。 アンユラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する必要がある場合に、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。	耐震性を有していないものの、健全であれば中央制御室にて指示の確認ができるため有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアンユラス内水素濃度推定 ・格納容器内水素濃度測定値によるアンユラス内水素濃度推定手順書 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置による抜給/運転手順書 ・可搬型計測器による監視パラメータ測定手順書(アンユラス水素濃度推定用可搬型線量率設置)	緊急処置訓練 力量維持訓練
			アンユラス水素濃度計測装置による水素濃度測定	アンユラス水素濃度計測装置	1台	計測範囲 : 0~20vol%	炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした場合において、アンユラス水素濃度計測装置によりアンユラス内の水素濃度を測定し、水素濃度を監視する。	使用範囲に制限があるものの、健全であればアンユラス内の水素濃度測定が可能であり有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型格納容器水素濃度計測装置によるアンユラス内水素濃度推定	緊急処置訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (38/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練				
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等の設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク		第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-1表参照	使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンク、燃料取替用水補助タンク又は2次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する。	燃料取替用水タンクは、事故時に原子炉室へ注入する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練			
					燃料取替用水ポンプ	2台	種類：ラザ巻形 容量：46m ³ /h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kW ケーシング材料：ステンレス鋼		燃料取替用水補助タンク			1基	種類：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼	燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査等には燃料検査ピット等への水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。
					2次系補給水ポンプ		第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照		2次系純水タンク				第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照	2次系純水タンクは、耐震Cクラスであり十分な耐震性を有していないため、重大事故等発生時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、必要な水量を確保しており、使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (39/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等の設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体系の冷却、放射線の遮蔽、及び臨界を防止することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピット の冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等	電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照		使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、常用設備である電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへ注水する。 但し、消防自動車は、使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				ディーゼル消火ポンプ							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照
				消防自動車							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照
				ろ過水貯蔵タンク							第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照
		重大事故等対処設備により、燃料の著しい損傷の進行の緩和、臨界の防止及び燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等	使用済燃料ピットからの漏えい緩和	ガスケット材	1式	—	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する。	漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって使用済燃料ピットへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えい緩和として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・使用済燃料ピットからの漏えい抑制のための手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
					ガスケット接着剤						
					ステンレス鋼板						
					吊り降ろしロープ 等						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (40/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備を用いて、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、水温、上部の空間線量率の測定を行うことで、使用済燃料ピットの継続的な状態監視を行うことができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピットエリアモニタ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-1表参照		通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピットエリアモニタにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。	使用済燃料ピットエリアモニタは、耐震性を有していないものの、空間線量率を把握する手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失	緊急処置訓練
			可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	ロープ式水位計	1組	計測範囲 : EL10.25m~12.96m 全 長 : 30m	使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に可搬型設備である、使用済燃料ピット水位計(広域)、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。	ロープ式水位計は、使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが、使用済燃料ピットの水位を把握する手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・事故時の計装に関する手順 ・保安規定に基づく保守業務要綱 ・使用済燃料ピット監視強化対応手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (41/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火	化学消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。 使用可能な淡水源がある場合は、ろ過水貯蔵タンク(消火栓)、防火水槽又は宮山池から、使用可能な淡水がなければ海水を使用する。	移動式大容量ポンプ車より流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくい。アクセス道路及び航空機燃料の飛散による建屋への延焼拡大防止の手段として有効である。	火災防護計画(基準) 火災防護計画(要領) ・消防自動車の初期消火活動による延焼防止	初期消火活動要員による総合訓練
					小型動力ポンプ付水槽車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
					可搬型電動低圧注入ポンプ 又は可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う。			
						可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
						可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照				
					小型放水砲	2台	型 式 : 可搬型ノズル	使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。			
						燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照				
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照										

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (42/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替水源から中間受槽への供給に係る手順等	2次系純水タンクから中間受槽への供給	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照	重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合において、2次系純水タンクを水源として中間受槽へ供給する。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 保守基準 保安規定に基づく保守業務要領 ・2次系純水タンク(淡水)から中間受槽への給水手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				中間受槽							第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照
				ろ過水貯蔵タンクから中間受槽への供給	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照					重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のための使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合に、ろ過水貯蔵タンクを水源として中間受槽へ供給する。

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (43/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の取束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の取束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照	重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中において、復水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合に、復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行う。	耐震Sクラスの能力は持たないが、代替水源として有効な設備である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の海水冷却機能喪失 【第二部】停止中の補機冷却機能喪失 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】	緊急処置訓練
				中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の多様性拡張設備」の蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)と同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬・接続作業に最長でも約8時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】S/G除熱機能の維持 ・可搬型ポンプによる蒸気発生器への給水 ・S/Gブローダウンを用いた排水 保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(排水)からの中間受槽への給水手順書 ・S/Gブローダウンラインを用いた排水に係る保守作業(超音波流量計取り付け) ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続運転手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練	
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照					
				燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照					
タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (44/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の取束に必要となる水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の取束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替炉心注入	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 ・消火設備による代替炉心注入非常事態対策基準 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照						
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照						
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照						
			代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイと同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・消火設備による代替格納容器スプレイ非常事態対策基準 ・消防自動車による給水手順書(炉心・格納容器スプレイ)	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練	
				電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照						
				ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照						
				消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照						
			可搬型電動低圧注入ポンプ	中間受槽	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照	「原子炉格納容器内の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイと同様	可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最長でも約8時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第三部】 ・可搬型ポンプによる代替格納容器スプレイ ・保安規定に基づく保守業務要領 ・中間受槽の組立手順書 ・海水から中間受槽への給水手順書 ・富山池(淡水)からの中間受槽への給水手順書 ・可搬型電動低圧注入ポンプによる接続/運転手順書 ・可搬型ディーゼル注入ポンプによる接続/運転手順書	緊急処置訓練 方量維持訓練		
				可搬型電動低圧注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
				可搬型電動ポンプ用発電機	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
				可搬型ディーゼル注入ポンプ	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-6表参照						
燃料油貯蔵タンク	燃料油貯蔵タンク	第1章「1.8 電力」 第1.8-4表参照	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照							
	タンクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照									

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (45/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等	1次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-22表参照		重大事故等の発生において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注入及び格納容器スプレイにより炉心冷却を実施するが、冷却中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合において、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である1次系純水タンクが耐震Sクラス的能力を持たないが、代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】LOCA時再循環不能 【第二部】インターフェイスLOCA 【第二部】SGTR時破損SG減圧継続 【第二部】LOCA時再循環サンブスクリーン閉塞 【第二部】停止中の余熱除去系機能喪失 【第三部】 ・燃料取替用水タンクへの供給	緊急処置訓練
				1次系補給水ポンプ	2台	種 類 : うず巻式 容 量 : 40m ³ /h 揚 程 : 70m 原動機出力 : 15kW 本体材料 : ステンレス鋼				
				ほう酸タンク	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-9表参照					
				ほう酸ポンプ	第1章「1.5 原子炉冷却材及び附属系統」第1.5-9表参照					
			燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-9表参照		燃料取替用水タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できないならば、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する。	水源である2次系純水タンクが耐震Sクラス的能力を持たないが、使用済燃料ピットポンプを使用して、燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。		
				2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-9表参照					
				使用済燃料ピット	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-1表参照					
				使用済燃料ピットポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」第1.9-3表参照					
			燃料取替用水補助タンク	1基	種 類 : たて置円筒型 容 量 : 1,100m ³ 本体材料 : ステンレス鋼	燃料取替用水補助タンクが枯渇等により水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクが使用できないならば、燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへほう酸水を供給する。	共用設備であり定期検査等には燃料取替用水タンクへの補給に必要な水量が確保できない場合があるが、燃料取替用水ポンプを使用して燃料取替用水タンクへ供給を行う代替手段として有効な手段である。			
				燃料取替用水ポンプ	2台			種 類 : うず巻形 容 量 : 46m ³ /h以上 揚 程 : 65m以上 原動機出力 : 18.5kW ケーシング材料 : ステンレス鋼		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (46/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
13	重大事故等の収束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の収束に必要な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水タンク	1基	種類：たて置円筒型 容量：1,100m ³ 本体材料：ステンレス鋼	「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水と同様	燃料取替用水タンクは、耐震Sクラスの能力を有するが、事故時に原子炉への注水を行う必要があり、使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。また、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張り後は使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり定期検査等には使用済燃料ピットへの補給に必要な水量が確保できない場合がある。しかし、いずれの設備も燃料取替用水ポンプを使用して使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水	緊急処置訓練	
					燃料取替用水補助タンク							
					燃料取替用水ポンプ	2台	種類：うず巻形 容量：46m ³ /h以上 揚程：65m以上 原動機出力：18.5kW ケーシング材料：ステンレス鋼					
					2次系純水タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照						2次系純水タンクは耐震Sクラスの能力を持たないが、2次系補給水ポンプを使用して、使用済燃料ピットへ注水を行う代替手段として有効な手段である。
					2次系補給水ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-9表参照						

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (47/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
13	重大事故等の取束に必要な水の供給設備の多様性拡張設備	設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等対処設備により、重大事故等の取束に必要な十分な量の水を供給することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等	消火設備による使用済燃料ピットへの注水	ろ過水貯蔵タンク	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-22表参照		「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の多様性拡張設備」の消火設備による使用済燃料ピットへの注水と同様	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ使用済燃料ピットへの注水に有効な手段である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピットへの注水 ・非常事態対策基準 ・非常事態対策要領 ・消防自動車による使用済燃料ピットへの給水手順書	緊急処置訓練 消防自動車等を用いた使用済燃料ピット等への給水訓練
					電動消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
					ディーゼル消火ポンプ	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-15表参照					
					消防自動車	第1章「1.9 補助系統及び土木構築物」 第1.9-21表参照					
14	電源の確保に関する設備の多様性拡張設備	ディーゼル発電機が使用できない場合においても、重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替電源(交流)からの給電手順等	予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	予備変圧器2次側電路	12本	電 圧：6.6kV	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電が実施できない場合に、予備変圧器2次側電路を使用した号炉間融通による非常用高圧母線への代替電源(交流)から給電する。	耐震Sクラスの能力を持たないが、「当該電路」及び「他号炉の交流電源が健全」である場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。 ※他号炉の交流電源が健全とは以下の状態を示す。 ・外部電源1系統が健全 ・主発電機による所内単独運転成功 ・ディーゼル発電機2台が健全 ・ディーゼル発電機1台と大容量空冷式発電機1台が健全	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 ・予備変圧器2次側電路を使用した号炉間電力融通 ・保安規定に基づく保修業務要領 ・号炉間融通(電源)に係る給電手順書 ・制御用空気喪失時における蓄電池室空調系自動ダンパの開処置手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (48/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	他チャンネル又は他ループによる計測	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-9表参照		重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順	緊急処置訓練
		代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照		重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。			
		重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	代替パラメータによる推定	常用代替計器	第1章「1.7 計装制御」 第1.7-10表参照		重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する。	耐震性等がないものの、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。		

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (49/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
			全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	代替電源の供給(交流)							
15	事故時の計装に関する設備の多様性拡張設備	<p>重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。</p>	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	<p>可搬型バッテリー(炉外核計装装置用、放射線監視装置用)による電源の供給</p>	可搬型バッテリー(炉外核計装装置、放射線監視装置)	5台	<p>型式：蓄電池 容量：2,400Wh 電圧：AC100V 単相</p>	<p>全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する。</p>	<p>電源を供給できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源による給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視装置のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。</p>	<p>運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失 【第三部】 ・事故時の計装に関する手順 ・保安規定に基づく保修業務要綱 ・可搬型バッテリーによる炉外核計装装置、放射線計装装置への給電手順書</p>	<p>緊急処置訓練 力量維持訓練</p>
		<p>重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。</p>	重大事故等時のパラメータを記録する手順	<p>ブランド計算機 (計算機運転日誌、警報記録、事故時データ収集記録)</p>	1式	—	<p>重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な監視パラメータを記録する。</p>	<p>耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。</p>	<p>技術基準 通信連絡設備管理要綱 ・代替緊急時対策所SPDSデータ表示装置によるデータ保存・閲覧</p>	—	

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (50/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
16	原子炉制御室の居住性等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、中央制御室に運転員がとどまることができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	居住性を確保するための手順等	中央制御室の照明を確保する手順	中央非常用照明	1式	—	中央制御室の居住性確保の観点から、中央非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び代替交流電源設備から給電可能な可搬型照明(SA)により照明を確保する。	耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失	緊急処置訓練
			汚染の持ち込みを防止するための手順等	チェンジングエリアの設置手順	蓄電池内蔵型照明	1式	—	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。また、可搬型照明(SA)を設置し代替交流電源設備に接続する。	耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時においても蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明(SA)の代替設備として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・中央制御室のチェンジングエリアの設置	力量維持訓練

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (51/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練	
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)において、重大事故等対処設備により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	放射性物質の濃度の測定 γ線(セシウム、ヨウ素等)	モニタリングカー	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-10表参照		重大事故等時の放射性物質の濃度(空气中)は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度(空气中)を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)を使用する。	日常的に発電所及びその周辺において放射性物質の濃度測定に使用しており、走行している場合があるため、重大事故等時に使用できる場合は放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・モニタリングカーによる空气中の放射性物質の濃度の測定	方量維持訓練
				放射性物質の濃度の代替測定 γ線(セシウム、ヨウ素等)	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器 : Ge半導体	放射線管理基準 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定(モニタリングカー機能喪失時)	方量維持訓練		
				放射性物質の濃度の測定(空气中、水中、土壌)及び海上モニタリング γ線(セシウム、ヨウ素等) α線(ウラン、プルトニウム等) β線(ストロンチウム等)	Ge γ線多重波高分析装置	1台	検出器 : Ge半導体	重大事故等時の発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)における、放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型ヨウ素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ)及びβ線サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。	耐震性を有しておらず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。	放射線管理基準 放射線管理要領 ・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定 ・放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定 ・海上モニタリング測定	方量維持訓練
					ZnSシンチレーション計数装置	1台	検出器 : ZnS(Ag)シンチレーション				
				GM計数装置	1台	検出器 : GM管					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (52/56)

No.	件名	概要	対応手段		主要設備	款	任 務	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所における風向、風速その他の気象条件を測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の測定	気象観測設備	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-10表参照		重大事故等が発生した場合に、気象観測設備により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故時にその測定機能が使用できる場合は、継続して連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。	技術基準 ・気象観測装置	—

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (53/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
17	監視測定等に関する設備の多様性拡張設備	全交流動力電源が喪失した場合においても、重大事故等対処設備により、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視、測定及びその結果を記録できるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	電源の切替	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の非常用発電機及び無停電電源装置	第1章「1.12 放射線防護」 第1.12-10表参照	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切替わる。</p> <p>その後、代替交流電源設備(大容量空冷式発電機)によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。代替交流電源設備からの給電の手順は「電源の確保に関する設備の多様性拡張設備」の代替電源(交流)からの給電手順等と同様。</p> <p>なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から、給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p>	<p>モニタリングステーション又はモニタリングポスト故障時にはモニタリングステーション及びモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングステーション又はモニタリングポストの電源が喪失した場合にモニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。</p>	<p>運転基準(緊急処置編) 【第二部】全交流動力電源喪失 【第二部】停止中の全交流動力電源喪失</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大容量空冷式発電機による受電 ・予備変圧器2次側電路を使用した号戸間電力融通 ・号戸間電力融通ケーブルを使用した号戸間電力融通 ・発電機車による受電 ・予備ケーブル(号戸間電力融通用)を使用した号戸間電力融通 	<p>緊急処置訓練 力量維持訓練</p>

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (54/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
18	緊急時対策所の居任性等に関する設備(代替緊急時対策所)の多様性拡張設備	発電所外(社内外)との通信連絡は、重大事故等対応設備で行うことができるが、重大事故等対応設備のほか柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる手順等	電力保安通信用電話設備	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照		重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外(社内外)の通信連絡を行うための手段として有効である。	非常事態対策基準 非常事態対策要領 ・代替緊急時対策所運用要領 技術基準 通信連絡設備管理要領 ・通信連絡設備の取扱い	力量維持訓練
				無線連絡設備	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					
				テレビ会議システム(社内)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					
				加入電話設備	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (55/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	数	仕様	適用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	発電所内の通信連絡は、重大事故等対処設備で行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所内の通信連絡	<p>運転指令設備(ページング装置、デジタル無線ページング装置)</p> <p>電力保安通信用電話設備(保安電話、衛星電話)</p> <p>無線連絡設備(無線通話装置(固定型、モニターリングカー))</p>	1式	—	<p>重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所内)により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所又は緊急時対策所(免震重要棟内)との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。</p> <p>また、データ伝送設備(発電所内)により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所(免震重要棟内)へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置を使用する。</p>	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。	<p>技術基準 通信連絡設備管理要綱 ・通信連絡設備の取扱い</p>	—

第 2.2.1.9-1 表 多様性拡張設備 (56/56)

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	款	仕様	運用方針	期待される効果	運用手順 (人員配置及び指揮命令系統)	教育又は訓練
19	通信連絡に関する設備の多様性拡張設備	発電所外(社内外)との通信連絡は、重大事故等対処設備(通信連絡に関する設備)で行うことができるが、重大事故等対処設備のほかに柔軟な事故対応を行うための設備を多様性拡張設備として位置づける。	発電所外(社内外)との通信連絡。	加入電話設備(加入電話)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照		重大事故等が発生した場合において、通信設備(発電所外)により、緊急時対策本部委員が、代替緊急時対策所又は緊急時対策所(免費重要棟内)と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備を使用する。 また、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。	耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外(社内外)の通信連絡を行うための手段として有効である。	技術基準 通信連絡設備管理要綱 ・通信連絡設備の取扱い	—
				電力保安通信用電話設備(保安電話、衛星電話)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					
				テレビ会議システム(社内)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					
				無線連絡設備(無線通話装置)	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-32表参照					

第 2.2.1.9-2 表 追加配備した設備

No.	件名	概要	対応手段	主要設備	仕様	工事計画記載数 ()内は予備数	追加配備数	追加配備数
1	工事計画に記載した台数に加えて自主的に追加配備した設備	重大事故等対処設備として配備している設備に加え、同一仕様の設備を追加配備する。	使用済燃料ピットへのスプレー	使用済燃料ピット スプレーヘッド	第1章「1.6 工学的安全施設」 第1.6-12表参照	4基 (1基)	3基	「技術基準」の解釈を安全側に解釈して、多めに購入しているものがあり、廃棄するのではなく、有効活用するために予備として残した。
			代替電源(交流)からの給電	号炉間電力融通ケーブル※1	第1章「1.8 電力」 第1.8-6表参照	1本	2本	
				予備ケーブル(号炉間電力融通用)※2	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	21本 (21本)	21本	
蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)他	クランクローリ	第1章「1.8 電力」 第1.8-7表参照	1台 (1台)	1台				

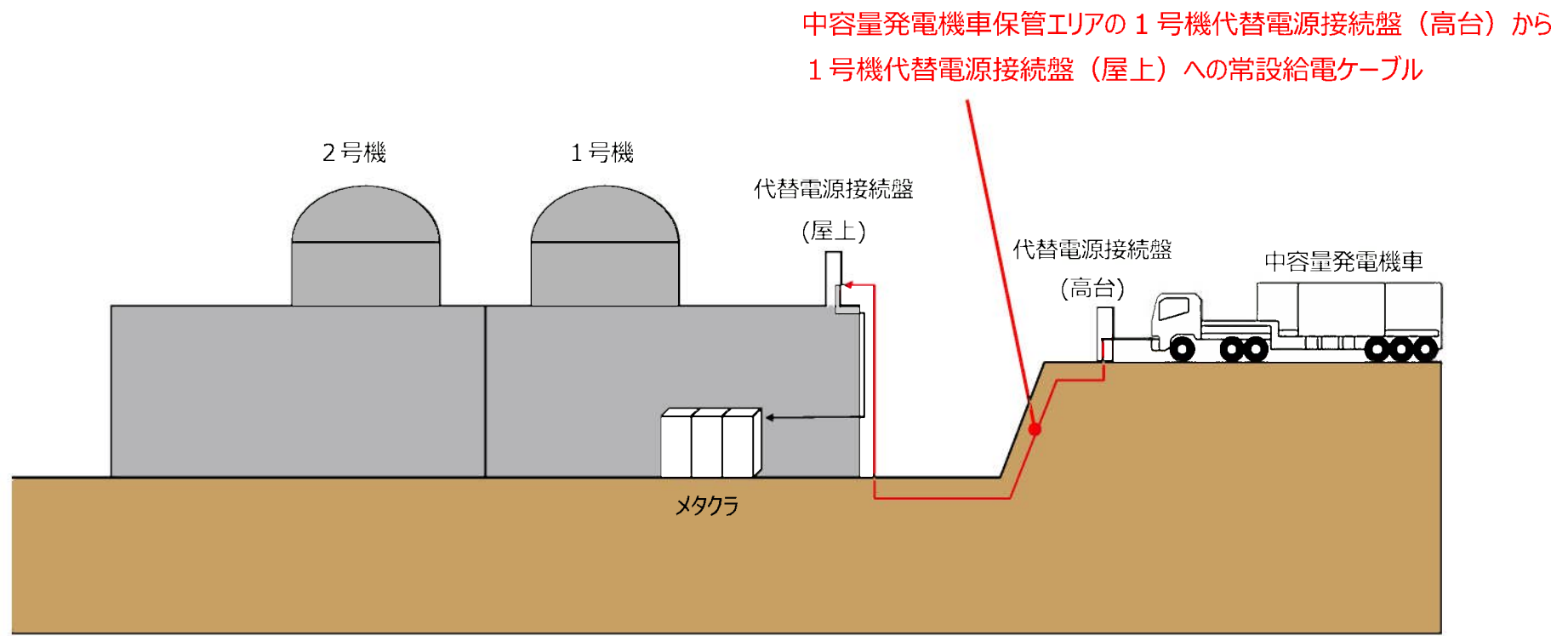
※1 1号機及び2号機の代替電源接続盤間の電力融通

※2 1号機及び2号機のメタラジ間の電力融通(1相あたり7本、3相分が1組)

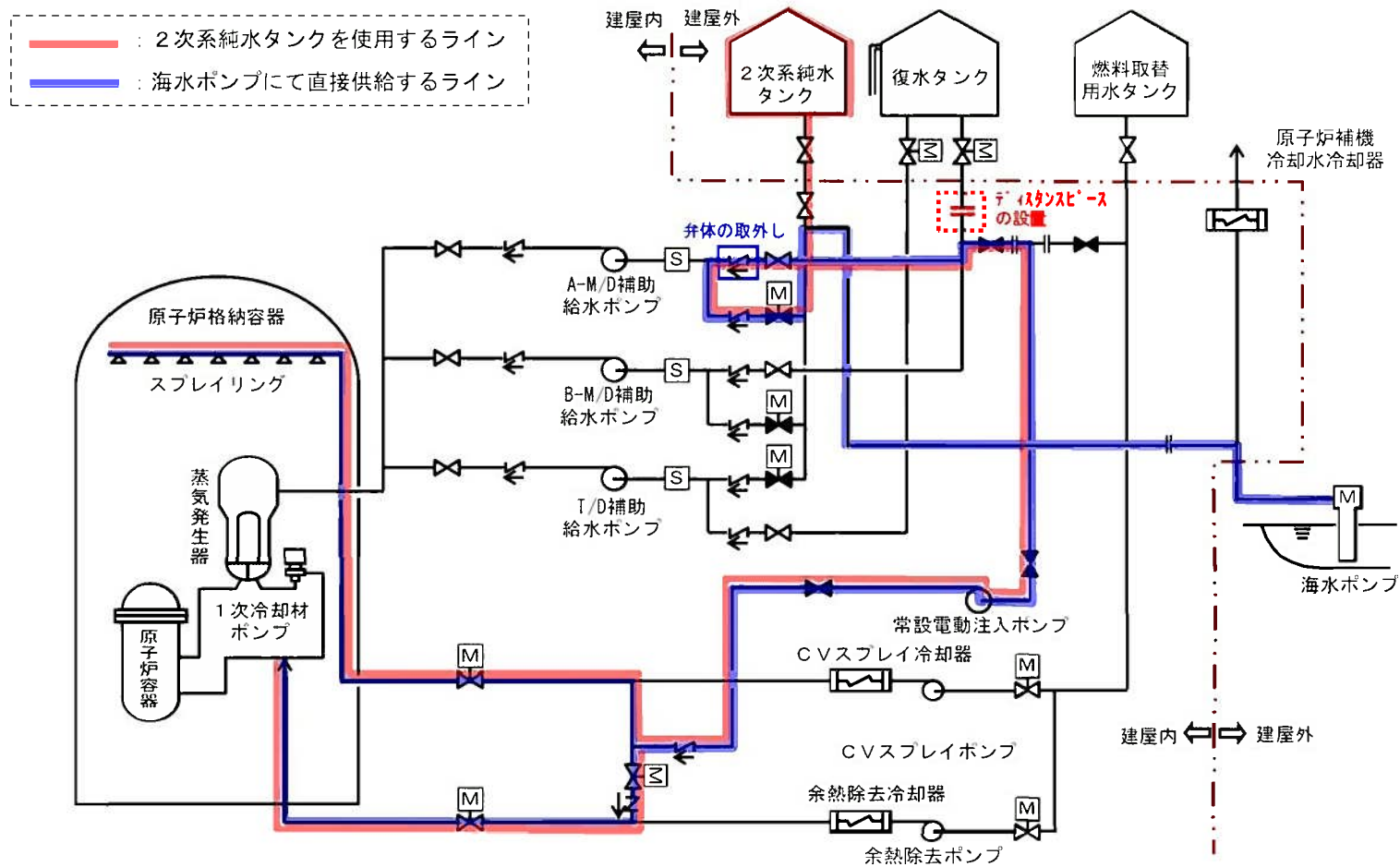
第 2.2.1.9-3 表 自主的に設置した設備

No.	設備	数	仕様	運用方針	運用手順	教育又は訓練
1	原子炉補助建屋換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋	2枚 2枚 4枚	・材料:MCナイロン ・寸法: 585×585×10mm 620×620×10mm 805×805×10mm	原子炉補助建屋への浸水を防ぐため、大津波警報が発表された際に、当該開口部に閉止蓋を取り付ける。	運転基準(緊急処置編) 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・換気空調系排気ダクト開口部閉止蓋取付手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
2	中容量発電機車保管エリアの1号機代替電源接続盤(高台)から1号機代替電源接続盤(屋上)への常設給電ケーブル	1本	・電圧: 6.6kV	第2.2.1.9-1図に示す中容量発電機車保管エリアからの常設給電ケーブルを用いて中容量発電機車の保管エリアから所内電源系統に接続できる。当該常設給電ケーブルにより原子炉建屋近傍に移動することなく給電を行う。	運転基準(緊急処置編) ・発電機車による受電 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・第2緊急用保管エリアからの中容量発電機車による給電手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練
3	常設電動注入ポンプ入口配管のディスタンスピース及び取付用フランジ	1個	【ディスタンスピース】 ・材料: ステンレス鋼 ・外径: 330mm ・厚さ: 60mm	大規模損壊発生時に2次系純水タンク又は海水ポンプを水源とした、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水又は代替格納容器スプレイが可能となるよう、第2.2.1.9-2図に示すように常設電動注入ポンプ入口配管に系統構成のためのディスタンスピースを取り付ける。	運転基準(緊急処置編) ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注水 ・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 保修基準 保安規定に基づく保修業務要領 ・2次系純水タンク又は海水ポンプより常設電動注入ポンプへの接続手順書	緊急処置訓練 力量維持訓練

2.2.1-407



第 2.2.1.9-1 図 中容量発電機車保管エリアから代替電源接続盤 (屋上) への常設給電ケーブル概略図



第 2.2.1.9-2 図 2 次系純水タンク又は海水ポンプを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ系統概略図

2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

2.2.2.1 概要

国内外の最新の科学的知見及び技術的知見(以下「最新知見」という。)の収集、分析、抽出に当たっては、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の背後要因として、津波や過酷事故に対する新たな知見により明らかとなったリスクを軽視し必要な安全対策を先延ばしにしたこと、また、国際的な取組みや共同作業から謙虚に学ぼうとする取組みが不足していたことが指摘されており((一社)日本原子力学会 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会)、この反省に立ち、原子力安全を最優先に位置付け、これらを実施した。

原子力発電所においては、実用化以降現在に至るまで、技術的な進歩等により安全性、信頼性の維持向上に有効な多くの新たな知見が得られてきている。

川内 1 号機の建設に当たっては、その当時の知見を設計に反映するとともに、営業運転開始以降に得られた知見についても評価の上、適切に反映してきた。

また、東北地方太平洋沖地震及びその後発生した津波により引き起こされた東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の反省や、国内外からの指摘を踏まえて策定された新規制基準に基づく審査では、設計基準事象のほか、重大事故に係る知見についても反映し、安全対策を行ってきた。

ここでは、収集した情報から川内 1 号機の安全性向上に資すると判断される最新知見を収集、分析、抽出した。

2.2.2.2 情報の収集期間及び収集対象

(1) 情報の収集期間

最新知見に関する情報の収集期間は、第 24 回施設定期検査終了日の翌日 (2019 年 11 月 2 日) から評価時点となる第 25 回定期事業者検査終了日 (2020 年 12 月 15 日) までとした。

なお、収集対象の分野によって、年度ごとにまとめて入手する情報もあるため、当社が整備している情報収集の仕組みを通じて、上記収集期間に入手した情報を検討対象とする。

(2) 情報の収集対象

原子力施設の安全性向上に資する最新知見に関する情報の収集に当たっては、主要な項目となる以下の 6 分類で実施した。

- a. 発電用原子力施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等 (以下「安全に係る研究」という。)
- b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓
- c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- d. 国内外の基準等
- e. 国際機関及び国内外の学会等の情報
- f. メーカーからの提案

2.2.2.3 最新知見の抽出手順

収集した情報を分析し、川内 1 号機の安全評価（決定論的安全評価）の前提となる内部事象及び外部事象の変更につながる新たな知見、確率論的リスク評価の評価手法や故障データの最新化につながる知見、国内外の運転経験や研究の成果から、原子力発電所の安全設計の見直しにつながる最新の知見及び事故・不具合を未然に防止するための知見を抽出した。

最新知見の基本的な整理フローを第 2.2.2-1 図に示す。

また、抽出した知見は、その対応状況に従い、

●：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

×：最新知見だが当該ユニットへの反映が必要ない情報

に分類した。

なお、川内 1 号機第 4 回届出書にて抽出した知見のうち、川内 1 号機第 3 回届出時点で反映要否の検討中若しくは要反映及び反映中としたものについては、第 2.2.2-7 表から第 2.2.2-17 表に今回の分類に加え、() 内に示した。

(△)：反映要否の検討中であり、調査を継続

(○)：要反映、反映中

2.2.2.4 安全に係る研究

(1) 安全に係る研究の情報収集

安全に係る研究は、当社が実施した研究(以下「自社研究」という。)及び電力共通で実施した研究(以下「電力共通研究」という。)の研究成果、原子力規制委員会等が実施している安全規制のための研究開発及び、米国、欧州主要国の国外機関が実施した研究開発の情報を収集した。

安全に係る研究の情報源を第 2.2.2-1 表に示す。

(2) 知見の抽出

収集した安全に係る研究の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

(3) 抽出結果

電力共通研究から抽出した最新知見、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の概要・分類及び判断根拠をそれぞれ第 2.2.2-7,8 表に示す。

なお、自社研究及び国外機関で実施した研究開発の情報からは、最新知見は抽出されなかった。

2.2.2.5 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

(1) 原子力施設の運転経験から得られた教訓

a. 原子力施設の運転経験から得られた教訓の収集

原子力施設の運転経験から得られた教訓として、当社の品質保証活動から得られた教訓、国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓、国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓及びその他トラブル情報から得られた教訓を未然防止処置にて収集した。

国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の情報源を第 2.2.2-2 表に示す。

(a) 当社の品質保証活動から得られた教訓

本店及び玄海原子力発電所の品質保証活動から得られた教訓として、保安活動において発生した不適合情報を収集した。

(b) 国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓

国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓として、原子炉等規制法及び電気事業法に基づき、国へ報告されたトラブル情報及び情報共有化の意義が高い保全品質情報等、原子力施設情報公開ライブラリー（以下「ニューシア (NUCIA; NUClear Information Archives)」という。）に登録、共有された情報について収集した。

(c) 国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓

国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓として、当社を含めた加圧水型原子炉（以下「PWR」という。）プラントの保有電力会社、原子力安全システム研究所、技術的支援を行うメーカ等で構成される PWR 海外情報検

討会において、国外の事故・故障等の情報の中から、反映要否の検討が必要と判断された事項が提言されており、これらについて収集した。

(d) その他トラブル情報から得られた教訓

他業種を含むその他トラブルの情報は、原子力規制委員会、経済産業省、各電力会社及び日本原燃(株)のホームページから収集した。

b. 知見の抽出

収集した情報のうち、以下の未然防止処置の検討を不要とする判断基準に該当せず、処置が必要となるものを知見として抽出し、本店内又は発電所の関係箇所が具体的な未然防止処置の検討を行った。未然防止処置フローを第2.2.2-2 図に示す。

[処置検討不要の判断基準]

- ① 事象に至った主原因について、系統、設備、要領が異なり、同種のトラブル発生が考えられない情報
- ② 前例があつて、既に反映対策済又は対策検討中である情報
- ③ 検討情報が不十分で検討が困難な情報
- ④ 原因が不明な情報
- ⑤ 対策が当該プラントのみの情報
- ⑥ その他

c. 抽出結果

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、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、及び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の概要、分

類及び判断根拠をそれぞれ第 2.2.2-9,10,11 表に示す。

これらの知見については、未然防止処置として処理方針に基づく対応を実施しており、当社の品質保証活動から得られた教訓、国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓及び国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓を適宜、川内 1 号機に反映している。

なお、その他トラブル情報から、反映が必要な新知見情報は抽出されなかった。

(2) 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項

a. 原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の収集

原子力発電所の運転経験、規制機関の動向等が反映される原子力規制委員会から文書で指示された調査及び点検事項を対象として収集した。

原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項の情報源を第 2.2.2-2 表に示す。

b. 収集結果

反映が必要な原子力規制委員会から文書で指示された調査及び点検事項は抽出されなかった。

2.2.2.6 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ

(1) PRA を実施するために必要なデータの収集

PRA を実施するに当たっては、PRA の品質向上のため、国内外の原子力施設の運転・トラブル実績と知見拡充により得られる国内外の調査・研究から得られた最新データを収集した。

PRA を実施するために必要なデータの情報源を第 2.2.2-3 表に示す。

(2) 収集結果

PRA を実施するために必要なデータの収集結果を第 2.2.2-12 表に示す。

川内 1 号機第 3 回届出書から追加となる新たなデータはなかった。また、川内 1 号機第 3 回届出書にて次回 PRA 実施時に反映要否を検討することとしていたデータについて、今回反映したデータはなかった。

なお、これらのデータは次回 PRA 実施時に改めて反映要否を検討する。

2.2.2.7 国内外の基準等

(1) 国内の規格基準

a. 国内の規格基準からの最新知見の収集

原子力施設の設計、運用に係る民間規格で、情報の収集期間に発行・改訂された情報を収集した。

国内の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国内の規格基準の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

c. 抽出結果

国内の規格基準から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を第 2.2.2-13 表に示す。

(2) 国外の規格基準

a. 国外の規格基準からの最新知見の収集

米国、欧州主要国及び国際機関の主要な規格基準の発行・改訂の情報を収集した。

国外の規格基準の発行・改訂の情報源を第 2.2.2-4 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国外の規格基準の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

c. 抽出結果

国外の規格基準から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を第2.2.2-14表に示す。

2.2.2.8 国際機関及び国内外の学会等の情報

(1) 国内の学会活動

a. 国内の学会活動の情報収集

国内の学会活動における動向、検討状況を把握するため、(一社)日本原子力学会、(一社)日本機械学会、(一社)電気学会の査読論文を収集した。

また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報についても、関係する国内の学会の論文、大会報告等の情報及びカルデラ火山の活動状況のモニタリングの情報を収集した。

国内の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国内の学会活動の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る知見は、第 2.2.2-3 図の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 図の原子力施設の竜巻、火山その他自然災害への防護に係る知見の整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

なお、当社が 5 つのカルデラ(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)の火山活動をモニタリングした結果についても知見として抽出した。

c. 抽出結果

国内の学会活動から抽出した最新知見、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠をそれぞれ第 2.2.2-15,16 表に示す。

(2) 国際機関及び国外の学会活動

a. 国際機関及び国外の学会活動の情報収集

国際機関及び国外の学会の最新の動向・検討状況を把握するため、国外の主要な機関の論文、大会報告等の情報を収集した。また、耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報は、関係する国外の学会論文、大会報告等の情報を収集した。

国際機関及び国外の学会活動の情報源を第 2.2.2-5 表に示す。

b. 知見の抽出

収集した国際機関及び国外の学会活動の情報から、第 2.2.2-1 図の最新知見の基本的な整理フローを用いて、反映が必要な知見を抽出した。

なお、国際機関及び国外の学会活動の耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に係る情報については、「2.2.2-8(1) 国内の学会活動」における国内情報と合わせて抽出している。

c. 抽出結果

国際機関及び国外の学会活動の情報から抽出した最新知見の概要、分類及び判断根拠を 2.2.2-17 表に示す。

2.2.2.9 メーカーからの提案

(1) 情報収集

メーカーから提案された設備改善等の情報を収集した。

メーカー提案の情報源を第 2.2.2-6 表に示す。

(2) 知見の抽出

メーカーからの提案のうち、安全性向上に資すると判断される最新知見を抽出した。

(3) 抽出結果

川内 1 号機へ反映すべき最新知見による提案情報はなかった。

2.2.2.10 まとめ

様々な情報源から最新知見を収集し、反映の可否を適切に判断する仕組みを確立している。また、川内1号機へ反映が必要と判断した知見について、反映が実施されていること、又は検討が進められていることから、最新知見を反映する仕組みは適切に機能している。

第 2.2.2-1 表 安全に係る研究の情報源

分類		情報源	件数
a. 安全に係る研究	自社研究及び電力共通研究	・電力共通研究	約 40 件
		・自社研究	約 10 件
	原子力規制委員会等の研究開発	・原子力規制委員会等が実施している研究開発 -経済産業省(METI) -原子力規制委員会(NRA) -日本原子力研究開発機構(JAEA)	約 40 件
	国外機関の研究開発	・国外機関が実施している研究開発 -経済協力開発機構／原子力機構(OECD/NEA) -米国原子力規制委員会(NRC) NUREG/CR 報告書 -米国電力研究所(EPRI) -欧州原子力学会(ENS) -欧州技術安全機関(EUROSAFE) -国際 PSAM* 協会(IAPSAM) * Probabilistic Safety Assessment and Management	約 80 件

第 2.2.2-2 表 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓の情報源

分類	情報源	件数
<p>b.国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓</p>	<p>原子力施設の運転経験から得られた教訓</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当社の品質保証活動から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -本店で発生した不適合情報 -玄海で発生した不適合情報 ・国内他社の発電用原子炉の運転経験から得られた教訓 <ul style="list-style-type: none"> -ニューシアトラブル情報(JANSI) -ニューシア保全品質情報(JANSI) ・国外の原子力施設の運転経験から得られた教訓 <p>[PWR 海外情報検討会で収集した情報]</p> <ul style="list-style-type: none"> -米国原子力規制委員会(NRC)情報 -仏国安全規制当局(ASN)情報 -国際原子力機関(IAEA)情報 -米国原子力発電運転協会(INPO)情報 -世界原子力発電事業者協会(WANO)情報 -海外メーカ情報 ・その他トラブル情報 <ul style="list-style-type: none"> -原子力規制委員会、経済産業省、電力会社、日本原燃のホームページ 	<p>約 160 件</p>
	<p>原子力規制委員会が文書で指示した調査及び点検事項</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会(NRA)指示 	<p>0 件</p>

第 2.2.2-3 表 PRA を実施するために必要なデータの情報源

分類		情報源	件数
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	国内外の原子力施設の運転・トラブル実績	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会(NRA) ・米国原子力規制委員会(NRC) ・ニューシアトラブル情報(JANSI) ・原子力施設運転管理年報 ・国内電力、運転実績調査 	0 件
	国内外の調査・研究から得られたデータ	<ul style="list-style-type: none"> ・電力中央研究所の調査・研究報告 ・米国原子力規制委員会(NRC)ガイド 	0 件

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"> ・日本電気協会規格、指針 ・日本機械学会規格 ・日本原子力学会標準 	約 10 件
	国外の規格基準	<ul style="list-style-type: none"> ・国際原子力機関(IAEA)基準 ・米国原子力学会(ANS)発行規格 ・米国 連邦規則(10CFR)連邦規制コード ・米国 NRC 審査ガイド(Reg.Guide) ・米国 NRC 標準審査指針(SRP) ・米国 NRC 暫定スタッフ指針(ISG) ・米国 NRC 一般連絡文書(Bulletin, Generic Letter, Order) ・米国 原子力エネルギー協会(NEI)ガイダンス ・欧州原子力規制者会議(WENRA)ガイダンス ・欧州連合(EU)指令 ・仏国 安全規制当局(Décret、Arrêté、Décision、Avis、RFS ガイド) ・独国 原子力技術委員会(KTA)規格 ・独国 連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省(BMUB)ガイド ・独国 原子炉安全委員会(RSK) ・独国 放射線防護委員会(SSK) ・独国 廃棄物管理委員会(ESK)勧告 ・英国 安全評価原則(SAP) ・英国 技術評価、技術検査(TAG、TIG)ガイド ・スウェーデン 放射線安全機関規則(SSMFS) ・フィンランド 政令、原子力安全指針(YVL) 	約 380 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、火山その他自然災害への防護に関する情報含む〕</p>	<p>国内の活 学会動</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会等の論文、大会報告 -電気学会 -日本機械学会 -日本原子力学会 -日本建築学会 -日本地震学会 -日本地震工学会 -日本地質学会 -日本活断層学会 -日本堆積学会 -日本学術会議 -日本第四紀学会 -日本海洋学会 -日本船舶海洋工学会 -日本自然災害学会 -日本計算工学会 -日本混相流学会 -日本地すべり学会 -日本応用地質学会 -地盤工学会 -土木学会 -日本コンクリート工学会 -日本地球惑星科学連合 -歴史地震研究会 -原子力安全推進協会 -日本電気協会 -日本保全学会 -日本気象学会 -日本風工学会 -日本火山学会 -日本地球化学会 -電力中央研究所 -国機関報告、研究 -地震調査研究推進本部 -中央防災会議 -地震予知連絡会 -産業技術総合研究所 -海上保安庁 -気象庁 -防災科学技術研究所 -国土地理院 -環境省(原子力規制庁) ・雑誌等の刊行物 -地震研究所彙報 -京都大学防災研究所年報 -月刊地球 -科学 ・カルデラ火山の活動状況のモニタリング 	<p>約 550 件</p>
	<p>国際機関及び 国外の活 学会動</p> <ul style="list-style-type: none"> -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国地球物理学連合(AGU) -米国地震学学会(SSA) -地球技術研究学会(EERI) -米国地質調査所(USGS) -国際測地学及び地球物理学連合(IUGG) -米国機械学会(ASME) -国際火山学及び地球内部化学協会(IAVCEI) -ロンドン地質学会 -米国原子力学会(ANS) -IEEE ・学会等の論文、大会報告 -国際原子力機関(IAEA) -米国原子力規制委員会(NRC) -米国原子力エネルギー協会(NEI) -シビアアクシデント研究に関する欧州レビュー会議(ERMSAR) 	<p>約 500 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 20 件

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(1/5)

No.	研究項目	概 要	分類	判断根拠
1	応力改善効果の持続性評価研究 (2011 年度)	ピーニング等による応力改善効果の持続性について、実機 60 年運転を想定した条件下で、表面、表層深部で圧縮残留応力が持続していることを確認した。	△ (△)	ピーニング部等の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	新最適 LOCA 解析コード及び解析手法の実機適用性研究 (2012 年度)	最適評価が可能な、最新の LOCA コードである MCOBRA/RELAP5 を用いた非常用炉心冷却性能評価解析等の結果が適切であることを確認した。	△ (△)	解析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	電気ペネトレーションの耐環境性評価に関する研究 (2012 年度)	キャニスタ型及びモジュラ型の電気ペネトレーションの長期健全性について、実物大モデルを用いた試験を実施し、健全性維持期間を確認した。	△ (△)	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。
4	ZIRLO 被覆管の耐 PCI 性能の評価に関する研究 (2012 年度)	ZIRLO 被覆管の被覆管相互作用 (PCI) 性能のデータを取得し、現行の PCI 破損しきい値が適用可能であること及び現在検討中の新 PCI 破損しきい値を上回っていることを確認した。	△ (△)	許認可対応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	地震津波に関するリスク評価研究 (2013 年度)	地震随伴津波の評価条件として、起因事象の同定、階層イベントツリー、システムモデルの構築方法を検討、津波シールフラジリティ評価、代表プラントの試評価を行い、地震随伴津波の発生頻度を抽出した。	△ (△)	地震随伴津波 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。
6	地震随伴溢水 PSA のリスク評価手法研究 (2013 年度)	地震随伴溢水の耐震 B,C クラス機器のフラジリティ評価、複数箇所からの溢水の取り扱い、溢水規模とフラジリティの対応等を検討、代表プラントによる試評価を行い、今後の課題を抽出した。	△ (△)	地震随伴溢水 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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(2/5)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
7	地震随伴火災 PSA のリスク評価手法研究 (2013 年度)	地震随伴火災の文献調査、評価手法の検討、標準プラントに対する試評価を実施し、手法の適用性を確認するとともに、今後の課題を抽出した。	△ (△)	地震随伴火災 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。
8	過酷事故用計装システムに関する研究 (2014 年度)	過酷事故時の計測対象となるシビアアクシデント対象計測器のパラメータを選定し、計装システムの設計・試作、基礎試験、確証試験により、基本性能、システムとしての成立性や実機適応性等を確認した。	△ (△)	計測装置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。
9	過酷事故用電気計装品に関する経年劣化評価研究 (Phase I) (2015 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。	× (△)	次ステップ研究のための対象設備の抽出、環境条件の整理を行ったものであり反映なし。 (Phase II 実施中)
10	電気計装設備に関する経年劣化評価研究 (Phase II) (2015 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。
11	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 (2015 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。
12	低燃焼度における PCI 破損に関する研究 (2015 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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(3/5)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
13	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (2016 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。
14	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) (2017 年度)	ミニチュアコンパクト試験片の照射材及び低上部柵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、低上部柵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。
15	安全解析における被ばく評価手法の高度化検討 (2018 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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(4/5)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
16	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 (2017 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・波圧及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。	△ (△)	津波の漂流物衝突の構造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。
17	機器フラジリティの高度化に関する研究(PhaseI) (2017 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。
18	機器フラジリティの高度化に関する研究(PhaseII) (2019 年度)	現実的耐力と現実的応答による方法の適用、塑性エネルギー吸収係数 F_{μ} の高度化、SA 対策設備を含めた設備のフラジリティ評価手法の高度化等に関する課題を抽出し、当該課題に対する対策や高度化手法の適用範囲等を検討した。	△	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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-7 表 電力共通研究から抽出した最新知見(5/5)

No.	研究項目	概要	分類	判断根拠
19	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 (2018 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。
20	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 (2018 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、更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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-8 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	地震 PRA フラジリティ評価用応答係数・サブ応答係数及び応答の相関係数の評価手順と定量評価例 (2014 年) (原子力安全基盤機構)	地震 PRA の手順、フラジリティ評価手法、地震 PRA フラジリティ評価用応答係数・サブ応答係数及び応答の相関係数の評価手順と定量評価例についてとりまとめた。	△ (△)	地震 PRA に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
2	炉心損傷防止対策の有効性評価事象の分析(PWR) (2014 年) (原子力規制庁)	炉心損傷の事故シーケンスにおける核熱水力的な進展を把握し、原子炉圧力及び燃料被覆管温度等の主要なパラメータに影響する重要な物理現象を抽出し、感度解析によりその影響を明らかにした。	△ (△)	炉心損傷防止対策の有効性評価に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
3	格納容器損傷防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(PWR) (2014 年) (原子力規制庁)	格納容器損傷に至る事故シーケンスについて、シビアアクシデント総合解析コード MELCOR を用いた事象進展解析を実施し、事故シーケンスの特徴を整理した。また、格納容器破損防止対策に影響を与える重要な物理化学現象及び不確かさを同定し、感度解析によりその影響を明らかにした。	△ (△)	格納容器損傷防止対策の有効性評価に関する知見であり、今後も関連する研究や規制の動向を注視する。
4	航空機落下事故に関するデータ (2016 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。	× (△)	最新データ(本表 No.5)が公開されたため、本知見の反映は不要。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-8 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
5	航空機落下事故に関するデータ (2019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10年～平成29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。	●	社内マニュアルに基づく航空機落下確率評価に反映した。
6	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 (2019年) (原子力規制庁)	これまでコンクリートの圧縮強度低下に対する中性子照射量の閾値は $1.0 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ とされていたが、本研究により $1.0 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ から圧縮強度が低下する傾向があるとの知見が報告された。	● (○)	「高経年化対策実施ガイド」に基づき、30年目の高経年化技術評価にて実施済のコンクリートの強度低下(放射線照射)の評価見直しを実施した。
7	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (2019年) (原子力規制庁)	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性を分析するため、熱・放射線同時暴露により経年劣化を模擬したケーブルに対し、重大事故環境下を模擬するための放射線暴露及び蒸気暴露を行った。また、蒸気暴露中においてケーブルの電気絶縁抵抗の監視を行った。	× (△)	SA環境下におけるケーブルの絶縁低下による計器誤差については、影響確認を行った結果、計器への影響が非常に小さいため、現状保全及び高経年技術評価の見直しは必要なく、反映不要とする。

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
()内の分類は、川内1号機第3回届出書のもの

第 2.2.2-9 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

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
1	2015.9.10	玄海 3 号	緊急時対策支援システムの保守ツールに設計上考慮されていない文字数が入力され、保守ツールは誤入力と認識せず処理をしたため、緊急時パラメータ伝送システムが動作を停止した。	● (○)	誤入力を認識し、処理を継続させないように保守ツールのソフトウェア改修を行った。
2	2019.8.20	玄海 3 号	玄海 3 号機運転中、待機状態であった C 充てんポンプの「充てんポンプ軸受油圧低」警報が発信した。原因は、作業者が 3 号機 C 充てんポンプ室を 4 号機と思い込み、3 号機 C 充てんポンプの計器の確認作業を実施したため。	●	連絡通路に音声装置及びパトライトを設置し「運転中」であることの注意喚起や、作業手順書に対象機器の確認項目を追加する等の対策を実施した。
3	2019.12.10	玄海	計画的な停電作業後の復旧作業を行っていたところ、火災受信器に、原子炉施設ではない玄海変電所の火災発生を知らせる警報が発信した。現場確認の結果、配電盤の一部に焦げあとや部分的な損傷が確認された。原因は、点検にあたって受電用遮断器に取付ける接地器具を、下流側に取付けるべきところ誤って上流側に取付けていたことに加え、受電前の接地器具取外し確認が不十分であったため、接地器具が取付けられていたまま受電を行ったことによるもの。	●	接地器具取り外しの立会については、設備の重要度に係わらず実施するよう社内マニュアルを修正した。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-10 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(1/3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
1	2019.3.6	高浜1号	格納容器貫通部にある主給水配管の伸縮継手を溶断機で切断していたところ、溶断時のノロが溶断機のカスホースに落ち引火したことから、消火器を用いて消火した。	●	溶接・溶断用ホースを束ねないこと、及び不燃シートで養生すること等を社内マニュアルに追記した。
2	2018.3.29	島根3号	非常ディーゼル発電機の確認運転において排気ガスの漏れを確認したことから、排気管継手の外観点検を実施したところペローズの割れが確認された。原因はクランク縮付ボルトに緩みが生じ、排気管伸縮継手に接続している排気管の熱変位量及び振動振幅が大きくなることで、内筒との接触によりペローズが減肉し疲労割れに至ったと推定された。	●	毎定検、「配管フランジボルト」及び「サポートのボルト」の締付確認を実施しているが、「サポートのボルト」については作業手順書に記載がないことから追記し、記載の充実化を図った。
3	2018.1.22	東海第二	東海第二発電所運転期間延長許可申請書の添付書類「原子炉圧力容器特別点検要領書」に記載されている炉心有効高さ(3658mm)が工事計画認可申請書の記載値(3708mm)より短いことが確認された。原因は設計メーカ図面(第一種図面)の数値を使用すべきところ、製造メーカ図面(第二種図面)の数値を使用していたため。	●	社内マニュアルに、自社設計を行う際の情報については、設備図書の情報を使用することを明確化した。
4	2018.12.11	敦賀2号	洗たく廃液モニタタンクを放出した際、放出前の放射性物質手濃度測定後に僅かな水位上昇があり、放射性物質濃度が測定されていない僅かな廃液を放出したことが確認された。原因は洗たく廃液モニタタンク入口弁のシートリークによるものと推定された。	●	社内マニュアルの主要確認注意事項に「放出前に放射性液体廃棄物処理申請時の水位以上に上昇がないこと」の追記等を実施した。
5	2019.8.16	伊方3号	格納容器スプレイポンプの定期運転のため、テストラインのフルフロー止弁を操作していたところ、弁蓋と弁棒の隙間に弁誤開放防止用の鎖が噛み込み、当該弁の操作ができなくなった。原因は、弁誤開放防止用の鎖を弁ヨーク部にぶら下げた状態で操作したため、鎖が噛み込んだものと推定された。	●	当該弁については鎖を弁ヨーク部にぶら下げられないため同様な事象が発生する可能性はないが、本事象の周知及び施錠弁操作時の鎖の取扱いについて教育を実施した。

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 2.2.2-10 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(2/3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
6	2020.1.12	伊方3号	定期検査中、制御棒クラスタと駆動軸の切り離しを行った後、上部炉心構造物を吊り上げていたところ、制御棒クラスタ1体が上部炉心構造物とともに引き上げられていることが確認された。原因は、駆動軸取り外し軸下降時、堆積物(スラッジ)により駆動軸取り外し軸がスタックした状態となり、その状態で制御棒クラスタに駆動軸を着座させた際、駆動軸が制御棒クラスタのスパイダ頭部内へ沈み込み不完全接合状態になり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタ引き上がり事象が発生したものと推定された。	●	駆動軸取り外し軸がスタックしていないことを確認するため、駆動軸取り外し工具の指示管のマーキング位置確認の手順、及び事象の早期発見のための水中カメラによる監視手順を作業手順書に追記した。
7	2019.10.17	高浜4号	定期検査中、蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査を実施した結果、A-SG1本、B-SG1本、C-SG3本について、管支持板付近に外面からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。原因は、管指示板下面に異物が留まり、その異物に伝熱管が繰り返し接触したことで磨耗減肉が発生したものと推定された。また、異物は前回の定期検査中における弁等の分解点検時に混入したものと推定された。	●	更なる異物管理強化策として、機器内部へ持ち込む機材に異物付着のないことの確認や、最終異物確認時、直接目視が困難な垂直部についてはファイバースコープにて内部確認を行うこと等について、作業手順書に明記した。
8	2018.11.27	浜岡4号	250V系蓄電池の点検作業に従事していた協力会社社員が触媒栓の取替を実施していたところ、蓄電池の樹脂製容器が破裂し、電解液が漏えいした。原因は、触媒栓を緩めた際に蓄電池内部に滞留していた水素と酸素が静電気により反応し、蓄電池の樹脂製容器の内圧が上昇して破裂したものと推定された。	●	濡れウェスを覆い被せて液口栓を着脱する等の静電気防止対策を作業手順書に記載した。

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 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(3/3)

No.	発生年月日	ユニット	概要	分類	判断根拠
9	2020.3.13	高浜 1,2号	安全対策工事の一環としてトンネル掘削作業中、トンネル奥で掘削工事の準備を監視していた作業員が背後から後退してきた火薬運搬用のトラックに轢かれた。原因は車両の誘導がないにもかかわらず、作業エリア内へ車両を後退させたことから、車両後方の死角にいた被災者を轢いたものと推定された。	●	社内マニュアルに車両運転に関する注意事項を追記した。また、類似災害防止を図るため、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 2.2.2-11 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	2010.11.14	不足電圧保護リレーの定期試験時、試験装置(デジタルタイマー)のジャックのプラスチック劣化による短絡により、不足電圧保護リレーが誤動作し、安全系 4.16kV 母線の給電遮断器が開放して電源喪失、EDG が起動して安全系母線へ給電した。原因は試験装置のプラスチックのジャックに付着した油、有機溶剤、洗浄剤による化学的な腐食であった。	●	社内マニュアルに「プラスチック部品の清掃に関する注意事項」を追記した。
2	2019.5.21	定格出力運転中のところ、3A4kV 母線の内部故障により高エネルギーアーク閃絡が発生し、当該母線や関連する母線の一部が損傷した。また、3 号機は非常用母線の不足電圧によりトリップした。原因は開閉器室内の盤近傍での作業により発生した導電性の炭素繊維浮遊物がリアクトルコイル盤内部に侵入し、アーク閃絡が発生したことによるもので、次の提言がなされた。炭素繊維が含まれたシートを原則使用しないこと。やむを得ず使用し切断作業を行う場合は、隔離された場所での実施や、クリーンハウスの設置等の異物管理対策をとること。特にしゃ断器、開閉器や安全上重要な機器の付近で当該シートを使用する場合は、十分な異物管理対策をとること。	●	電気制御盤近傍にて粉塵が発生する作業(炭素繊維含有物の切断等)を実施する際の隔離、養生等の異物管理対策の実施について社内マニュアルに記載した。

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
3	2008.1.11	冷態停止中に水素気体が混入し、2 台の高圧注入ポンプが破損して機能不能となった。また、ECCS、崩壊熱除去系、格納容器スプレイ系への気体混入事象が多数のプラントで発生したことから、下記提言がなされた。蒸気ボイド生成への対応として、配管内温度が飽和蒸気温度以上となることが想定される箇所について、ボイド形成の有無を確認することを検討する。	●	ボイド対策として社内マニュアルを改正し、プラント起動・停止時の余熱除去運転系統について 2 系統から 1 系統に変更した。なお、クールダウン時間延長への対応として蒸気発生器による冷却の併用、クールダウン時は RCP1 台運転とすることとした。また、プラントメーカーによる対応操作、運転員による運転訓練シミュレータを用いた検証結果を踏まえ、社内マニュアルを改正した。

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 確率論的リスク評価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	△ (△)	次回 PRA 実施時に反映可否を検討する。
	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・研究から得られたデータ	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	△ (△)	
	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 △:反映可否の検討中であり、調査を継続 ×:反映不要
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(1/8)

[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。
2	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。	× (△)	国による技術評価の結果を受け、反映なし。
3	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。
4	原子力発電所の保守管理規程 (JEAC 4209-2014) (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。	△ (△)	施設管理への適用を検討中である。
5	原子力発電所の保守管理指針 (JEAG 4210-2014) (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。	△ (△)	施設管理への適用を検討中である。
6	発電用原子燃料の製造に係る燃料体検査規程 (JEAC 4214-2020)	製造された燃料集合体が原子力安全において果たす役割に係る機能を確保するため、燃料体検査における検査項目、判定基準及びその確認方法について要求事項が規定された。	●	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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(2/8)

[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	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 4216-2011) (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 規格とするとともに、ミニチュアコン パクト試験片の規定等が追加され た。	△ (△)	原子炉容器の照射脆化評価への 適用を検討中。
8	原子力発電所の設備診 断に関する技術指針－ 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。
9	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。
10	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。
11	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。
12	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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(3/8)

[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
13	原子力発電所保安電源設備及び重大事故等対処設備における電源設備の設計規程 (JEAC 4603-2019)	福島第一原子力発電所事故を踏まえ、津波などの共通要因による電気設備の損傷防止や重大事故に対処する設備への電源供給について見直された。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
14	原子力発電所放射線遮蔽設計規程 (JEAG 4615-2020)	今回の改定では、第 1 回改定版に対する技術評価の指摘事項の反映、関連文献の取り込みを行うとともに、特に制御室及び緊急時対策所などの遮蔽設計について、新規制基準並びに関連規格の改定に対応した見直しがなされた。	△	中央制御室遮蔽及び緊急時対策所遮蔽などへの適用を検討中である。
15	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、新規制基準の要求を反映し、内容の充実が行われた。	△ (△)	緊急時対策所への適用を検討中である。
16	火力発電所の耐震設計規程 (JEAC 3605-2019)	改正された技術基準等の関係法令および引用 JIS 等との内容整合を図るとともに、関係する最新技術や知見を随所に織り込み、内容見直しが行われた。	●	社内マニュアルに取込み、適用している。
17	変電所等における電気設備の耐震設計指針 (JEAG 5003-2019)	平成 23 年に発生した東北地方太平洋沖地震により得られた知見を設計基準に反映し、幅広い振動数範囲を合理的に評価可能な応答スペクトルに基づく設計手法への変更等が行われた。	●	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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(4/8)

[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
18	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。
19	維持規格 (JSME S NA1-2012) (JSME S NA1-2013 追補) (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。	○ (○)	国による技術評価を受け検査計画への反映を実施中。 (~2024 年度)
20	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。
21	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。
22	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及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。
23	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。
24	維持規格 (JSME S NA1-2019 追補)	添付及びき裂進展速度に関する改訂が行われた。	△	設備の保全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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(5/8)

[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
25	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。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
26	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。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
27	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。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
28	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。	△ (△)	設備の保全技術への適用を検討中である。
29	溶接規格 (JSME S NB1-2019 追補)	溶接士の資格更新に係る規定の追加、設計・建設規格及び引用 JIS 規格の改正反映、正誤表の反映などの改訂が行われた。	△	設備の保全技術への適用を検討中である。
30	設計・建設規格 (JSME S NC1-2013 追補) (JSME S NC1-2014 追補) (JSME S NC1-2015 追補)	JIS 改訂に伴う超音波探傷器の性能測定誤差の変更、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。
31	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。
32	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。
33	設計・建設規格 (JSME S NC1-2018 追補)	非破壊試験規定解説への影響確認結果の反映、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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(6/8)

[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
34	設計・建設規格 (JSME S NC1-2019 追補)	中空で熱処理されるボルト材に対する規定の追加、JIS 及び関係規格(材料規格、溶接規格)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。
35	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。
36	材料規格 (JSME S NJ1-2013 追補) (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。
37	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。
38	材料規格 (JSME S NJ1-2018 追補)	複数の応力値を有する材料に対する区分の規定を追加し、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。
39	材料規格 (JSME S NJ1-2019 追補)	ASME 規格を参照し 450℃～800℃までの高温の S 値の見直し、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。
40	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。	△ (△)	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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(7/8)

[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
41	発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための数値モデル計算実施基準 (AESJ SC A004-2011)	放出源の有効高さを求めるための数値モデルについて、検証及び妥当性確認、計算方法、計算結果の整理方法及び計算結果を用いた放出源の有効高さ評価方法が規定された。	△ (△)	事故時の被ばく評価に使用する放出源の有効高さの設定への適用を検討中である。
42	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。	● (△)	社内マニュアルに取込み、発電所のリスクマネジメントの検討に活用している。
43	加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針 (AESJ SC S008-2019)	PWR 一次冷却系においては構造材料及び燃料被覆管の長期健全性の維持、並びに作業従事者の被ばく線量の低減を目的として水化学管理が実施されている。本指針は、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的とし、PWR 一次冷却系のより良い水化学管理のための標準的な方法として通常運転時や起動、停止時の pH、電気伝導率等の管理項目や測定頻度等が規定されている。	△	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映を検討中である。
44	原子力発電所の高経年化対策実施基準 2019 (追補 4) (AESJ-SC-P005-2019)	経年劣化メカニズムまとめ表について、平成 29 年 3 月から平成 29 年 10 月末までに、国の審査が完了した 2 基(福島第二原子力発電所 4 号機, 浜岡原子力発電所 3 号機)の高経年化技術評価報告書の知見が反映された。	●	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。

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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-13 表 国内の規格基準から抽出した最新知見(8/8)

[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
45	発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準 (AESJ-SC-P003-2019)	従来、中立の気流状態は鉛直方向の拡がりのパラメータのみで確認していたが、近年の風洞実験の改善の実績を反映し、水平方向の拡がりのパラメータも合わせて確認することとされた。また、参考のため原子炉施設敷地内において防潮堤・建屋等構築物の増設などが行われた際に、風洞実験を再度行うか否かの目安を最新の知見からより詳細化された。同じく参考のため、平常運転時を対象とした実験については、安全解析用の気象データを見直した際に再実験が必要となる場合があるので、その目安が追加された。	●	社内マニュアルに取込んでおり、次回風洞実験を実施する際に適用予定である。
46	加圧水型原子炉二次系の水化学管理指針 (AESJ-SC-S013-2020)	PWR 二次系においては配管の減肉管理も視野に入れた構造材料の長期健全性維持を目的として水化学管理が実施されている。本指針は、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的とし、PWR 二次系のより良い水化学管理のための標準的な方法として通常運転時や起動、停止時の pH、電気伝導率等の管理項目や測定頻度等が規定されている。	△	指針に規定されている管理項目や測定頻度について、化学管理に係る規定文書への反映を検討中である。

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 2.2.2-14 表 国外の規格基準から抽出した最新知見

No.	資料名称	概要	分類	判断根拠
1	電離放射線の被ばくによる危険から防護する基本安全基準を定め、90/641/Euratom、96/29/Euratom、97/43/Euratom、及び2003/122/Euratomを無効化する理事会指示(2013/59/Euratom)	EU加盟国に対し、新たな眼の水晶体等価線量の線量限度【現行の線量限度(150mSv/年)からの見直し(50mSv/年かつ100mSv/5年)】を法令に取り入れるよう要求。	● (△)	2021年4月1日に左記に係る関係法令が施行されたことから、新しい線量限度を適用している。

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
()内の分類は、川内1号機第3回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(1/4)

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 (2015 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。	× (△)	損失解析精度の向上について報告され動向を注視していたが、論文発表後進展が見られないことから、設備設計に反映できる知見ではないと判断し、反映不要とする。
2	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 (2017 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。	× (△)	本研究は、OF ケーブルの特定部位に絶縁破壊が生じ易くなるメカニズムを示したものである。既設設備の保全方法改善の観点から動向を注視していたが、論文発表後進展が見られないことから、反映できる知見ではないと判断し、反映不要とする。
3	地震 PRA における多重事故起因事象の評価手法の提案 (2017 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。
4	JASMINE Version3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析 (2017 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 Ver.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、プラグメンテーションの高いポ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。	△ (△)	今後の熔融燃料-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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(2/4)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
5	超高压直流ケーブル用空間電荷計測における温度勾配下での信号歪みの補正方法の検討 (2019年) (電気学会論文誌)	高温における超高压直流ケーブル用空間電荷計測の蓋然性向上のため、高温計測によって得た波形の補正に係る温度勾配下での信号歪みの補正方法を検討した。	×	対象設備がないため、反映不要とする。
6	油圧テンショナを用いた各種ボルト締結体の軸力推定手法 (2020年) (日本機械学会論文誌)	油圧テンショナを用いたボルト締付けについて、所望のボルト軸力を残留させるために、油圧で負荷した初期軸力に対する油圧開放後の残留軸力の値(有効軸力係数)を高精度に推定する必要があることから、各種ボルト締結体に対して、有効軸力係数を推定するための各式や解析手法を構築するとともに、各種締結体のコンプライアンスを分析し、有効軸力係数の向上策を提案した。	×	油圧テンショナを用いて締付けるボルトについては、機器固有の実証試験結果を踏まえた、実測値による管理を行っていることから、反映不要とする。
7	微小試験片を用いた脆性破壊限界ワイブル応力分布の決定に関する検討 (2020年) (日本機械学会論文誌)	核融合エネルギーを取り出すための構造材料として開発・研究が進められてきた低放射化フェライト(F82H 鋼)に対して、微小試験片を用いたワイブル応力の形状パラメータ(m 値)を材料固有の値として決定する手法を提案し、得られた m 値が試験片サイズや温度が異なる場合の破壊靱性の塑性拘束補正に適用できるか検討した。	×	核融合エネルギーを取り出すための構造材料に対する研究であるため、反映不要とする。
8	流動可視化手法を用いた水平気中水噴流の飛散挙動評価 (2020年) (日本機械学会論文誌)	内部溢水影響評価ガイドの被水評価時には、飛散する流体の拡がり(微粒化)や空気抵抗を考慮しないことで、設備防護の観点で保守的な評価がなされているため、水噴流の拡がり角度や飛散距離の定量化を目的として、流体可視化実験ならびに画像解析を実施した。	△	今後の内部溢水影響評価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。

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 国内の学会活動から抽出した最新知見(3/4)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
9	3次元実形状モデルを用いた高温工学試験研究炉の原子炉建家と排気筒の衝突解析 (2020年度) (日本原子力学会和文論文誌)	HTTR 原子炉建屋の健全性確認を目的とし、従来の評価式では評価が困難であった複雑な形状の飛来物の衝突解析を実施し、評価手法の妥当性を確認した。	×	衝突体のモデル作成については、航空機衝突評価において実施、評価している。本知見にて作成されたモデルについては同様の飛来物は想定されないため、反映不要とした。
10	材料区分別損傷基準を考慮した原子力施設におけるケーブル火災時の損傷評価 (2020年) (日本原子力学会和文論文誌)	本研究により、TS/IP 混合材ケーブルについて、NUREG/CR-6850 の材料区分別損傷基準を適用することが妥当であること、アレニウスプロットを使って各ケーブル温度における短絡発生時間と各抵抗値に達するまでの時間を求めることができることが報告された。	△	火災防護設計において、NUREG/CR-6850 を適用して評価を実施していること、また、火災 PRA に反映の可能性のある知見でもあることから、今後も関連する研究の動向を注視する。
11	建物内磁界低減に向けた高耐圧ケーブル引下げ導線接続法の検討 (2020年) (電気学会論文誌)	従来の避雷設備では、引下げ導体に建屋の鉄骨等を使用しており、落雷時に雷分流が鉄骨等を伝った場合、建屋内の磁界が増加してしまう。このため、静的な電磁環境が要求される大規模シミュレーション設備等では、引下げ導体に専用の高耐圧ケーブルを使用する分離型システムが採用されている。本研究では高耐圧ケーブルのシース導体を建屋鉄骨に接続する方法について検討し、磁界等の解析を行った。	×	対象設備がないため、反映不要とする。
12	不連続なリング補強材を有する鋼製原子炉格納容器の座屈強度 (2020年) (日本機械学会論文誌)	PWR の鋼製原子炉格納容器(SCV) について、地震荷重に対する座屈強度の向上策として、開口や配管などの貫通部との干渉を回避した、不連続なリング補強材の設置の有効性を検証するため、縮尺モデルを用いた静的座屈試験を実施し、補強効果の確認を行った。また試験条件を反映した静的弾塑性座屈解析を実施し、補強効果の評価への適用性を確認した。	×	川内1号のSCVについては、既に基準地震動に対する耐震評価を行っており、評価を満足していることから補強の必要はなく、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 2.2.2-15 表 国内の学会活動から抽出した最新知見(4/4)

No.	論文名	概要	分類	判断根拠
13	平均ひずみを考慮した非比例多軸低サイクル疲労寿命評価(合流配管の温度揺らぎによる熱疲労を模擬した負荷) (2020年) (日本機械学会論文誌)	圧力容器、配管等の高温機器は、プラントの起動と停止に伴う温度変化と構造体の機械的拘束による熱疲労や高温と低温の流体が混合する合流配管での流体の渦による温度変動によって熱疲労が生じている。これらは複雑な多軸負荷状態となり、主応力及び主ひずみの軸方向が時間的に変化する非比例多軸負荷が生じることが予期される。非比例多軸負荷下での平均応力、平均ひずみの定義や疲労寿命への影響は明らかではないため、SUS316 鋼の薄肉円筒試験片を用いて、合流配管が受ける熱疲労を模擬した負荷試験を実施し、非比例多軸負荷における繰返し変形挙動及び疲労寿命特性を調査した。また、平均ひずみのある負荷経路に対して、非比例多軸性及び疲労寿命を評価する手法を提案した。	×	高温機器については、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」に基づき、熱疲労評価を行っているが、本論文の内容は基礎的な研究であり、直ちに反映が必要でないことから、反映不要とした。
14	高サイクル疲労強度に及ぼす非弾性多軸予負荷の影響 (2020年) (日本機械学会論文誌)	原子力プラントの配管は、発電設備の起動停止等による大幅な温度変化や地震等の想定外の外荷重により、非比例多軸の過大負荷による疲労寿命の大幅な低下が予想される。一方、実験的に明らかにされていないものの、非比例負荷による追硬化現象によっては、ほんの数サイクルの負荷では逆に材料を強化させる可能性も考えられる。本研究では、結晶構造が異なる2種の材料を対象に、比例単軸及び非比例多軸の非弾性予負荷による疲労強度の弱化並びに強化を明らかにすることを目的に、非弾性予負荷の履歴が高サイクル疲労寿命に及ぼす影響について調査した。	×	配管については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に基づき、高サイクル疲労評価を行っているが、本論文の内容は基礎的な研究であり、直ちに反映が必要でないことから、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 2.2.2-16 表 耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見(1/2)

No.	件名	概要	分類	判断根拠
1	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ANDING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。
2	全国共通に考慮すべき「震源を特定せず策定する地震動」に関する検討報告書 震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム 令和元年 8 月 7 日	震源を特定せず策定する地震動に関する検討チームは、全国共通に適用できる地震動の策定方法を明示することを目的として、過去の内陸地殻内地震の地震動観測記録の収集・分析を行い、これらの地震動記録について統計的な手法を用いた処理を行うことで、震源近傍での地震基盤相当面における標準応答スペクトルの策定等の検討を行った。検討概要は以下の通り。(1)対象地震の観測記録の収集・整理(2)はぎとり解析及び応答スペクトルの補正(3)統計処理に用いるデータセットの確認(4)標準応答スペクトルの設定及び妥当性確認(5)時刻歴波形の作成方法(6)標準応答スペクトルに係る将来の課題	○	検討チームによる報告書を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されており、原子力施設の耐震安全性評価への反映が必要な知見である。
3	川内原子力発電所周辺の地震観測結果 (2019 年度)	当社は、川内原子力発電所周辺の地震発生状況をより詳細に把握するため、川内原子力発電所周辺の観測点で、地震観測を行っている。その結果、川内原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、川内原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかった。	×	川内原子力発電所周辺では大きな地震が発生しておらず、川内原子力発電所の安全性に影響を及ぼすような地震活動は認められなかったことから、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
()内の分類は、川内 1 号機第 3 回届出書のもの

第 2.2.2-16 表 耐震、耐津波、竜巻、火山その他自然災害への防護に関して抽出した最新知見(2/2)

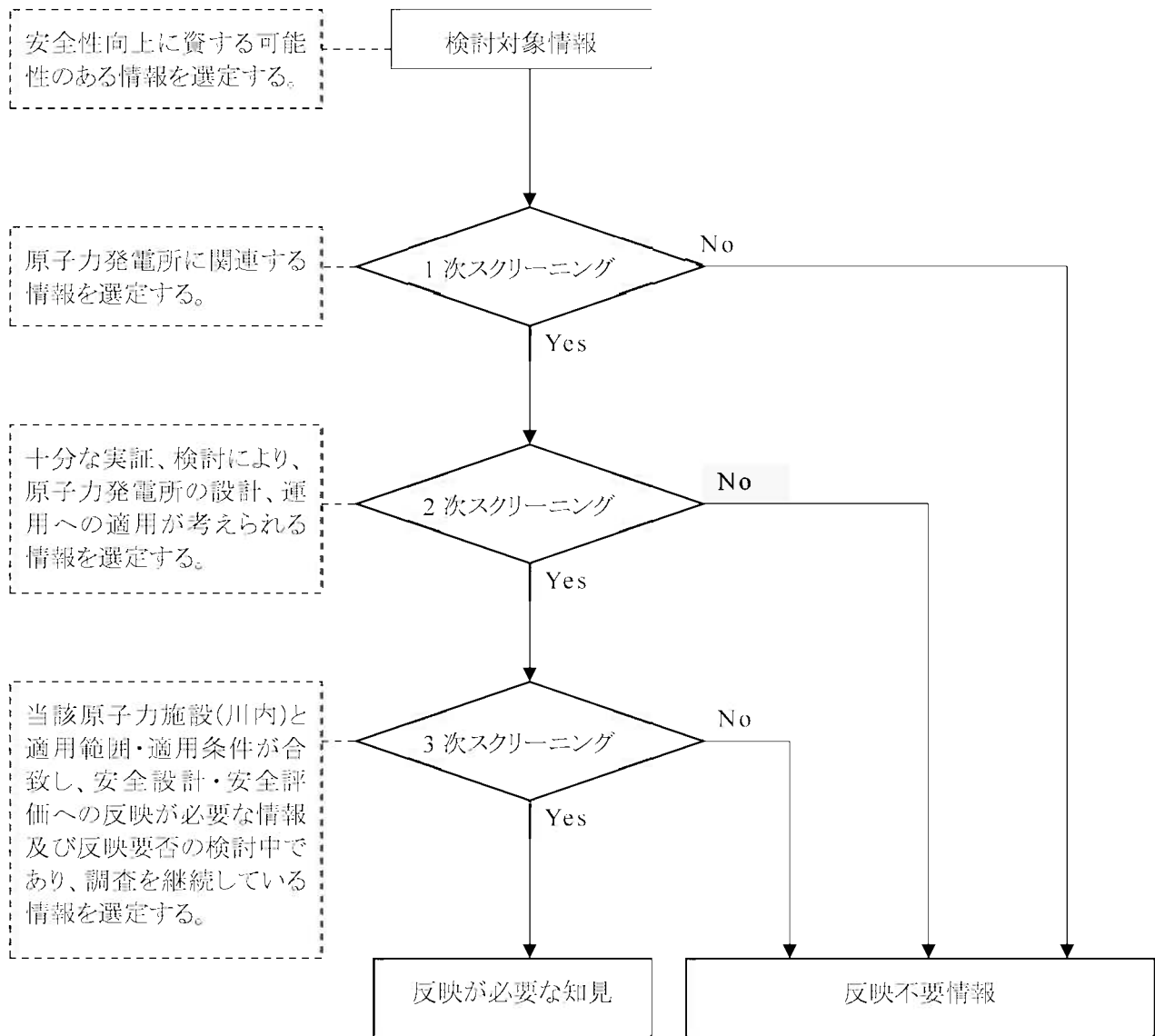
No.	件 名	概 要	分類	判断根拠
4	川内原子力発電所及び玄海原子力発電所火山活動のモニタリング評価結果 (当社公表資料) (2019 年度)	当社は、阿蘇カルデラ、加久藤・小林カルデラ、姶良カルデラ、阿多カルデラ、鬼界の 5 つのカルデラ火山を対象に、カルデラ火山の活動状況に変化がないことを継続的に確認することを目的として火山活動のモニタリングを実施している。公的機関による発表情報、既存観測網によるデータ等を収集・分析した結果、各カルデラ火山において、顕著なマグマ供給率の増加を示唆する地殻変動及び地震活動の有意な変化は認められないことから、現時点での対象火山の活動状況に変化はないと評価した。	×	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

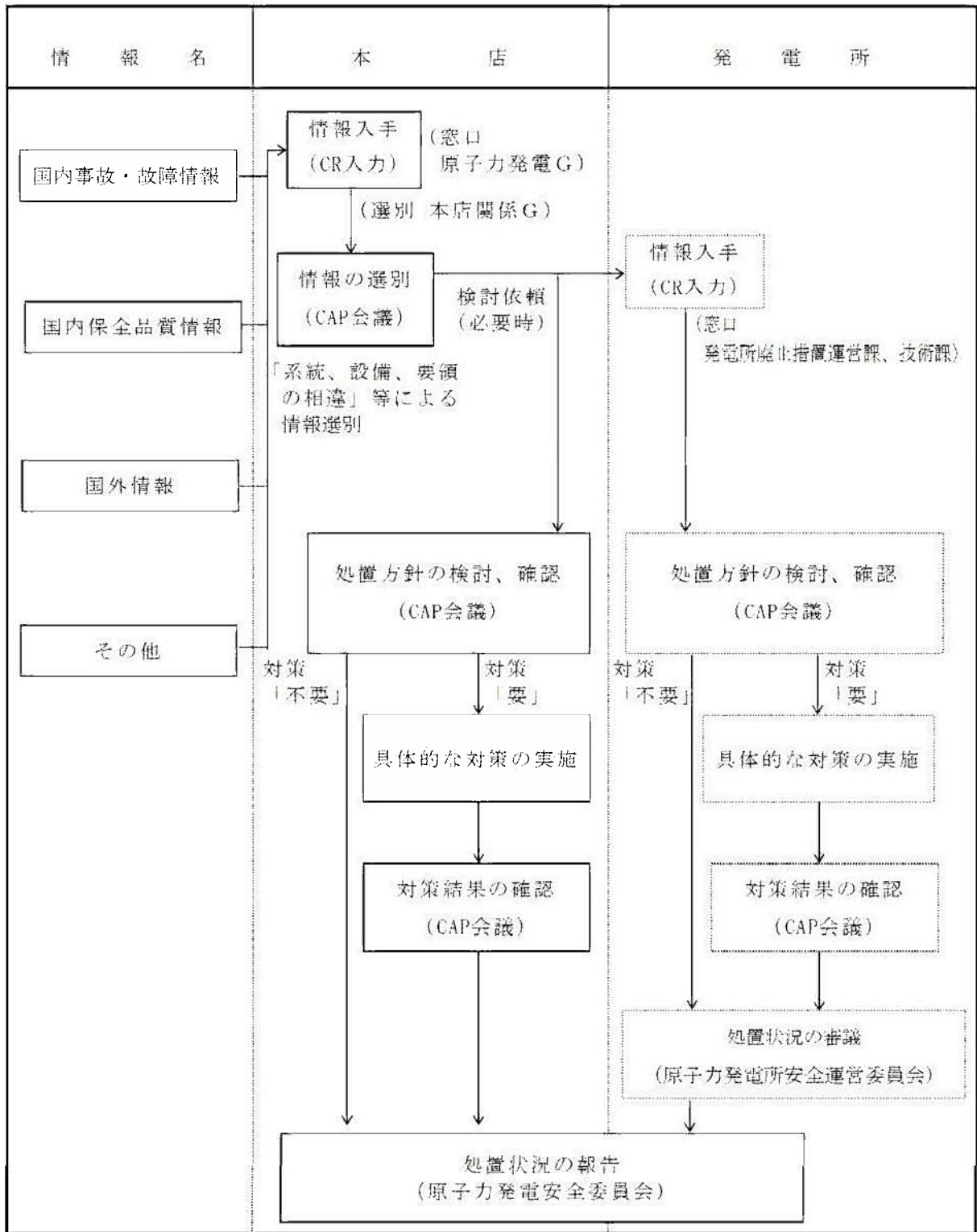
第 2.2.2-17 表 国際機関及び国外の学会活動の情報から抽出した最新知見

No.	情報名称	概要	分類	判断根拠
1	眼の水晶体に対する新しい線量限度の職業放射線防護に関する適用 (IAEA-TECDOC-1731)	計画被ばく状況における適用可能な眼の水晶体に対する職業被ばく線量限度の適用に関する暫定的なガイダンスが示された。	● (△)	2021年4月1日に左記に係る関係法令が施行されたことから、新しい線量限度を適用している。

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
()内の分類は、川内1号機第3回届出書のもの

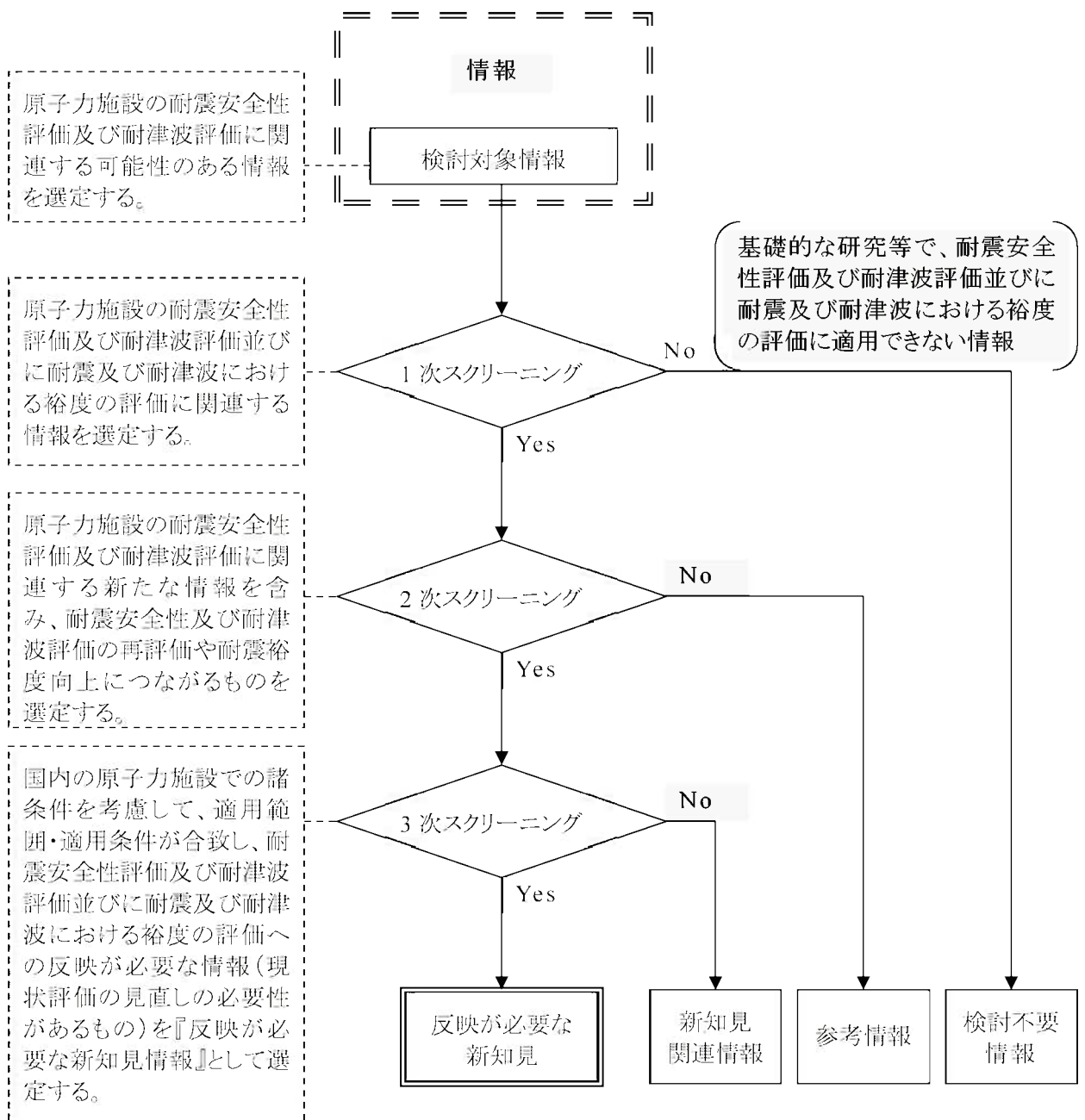


第 2.2.2-1 図 最新知見の基本的な整理フロー

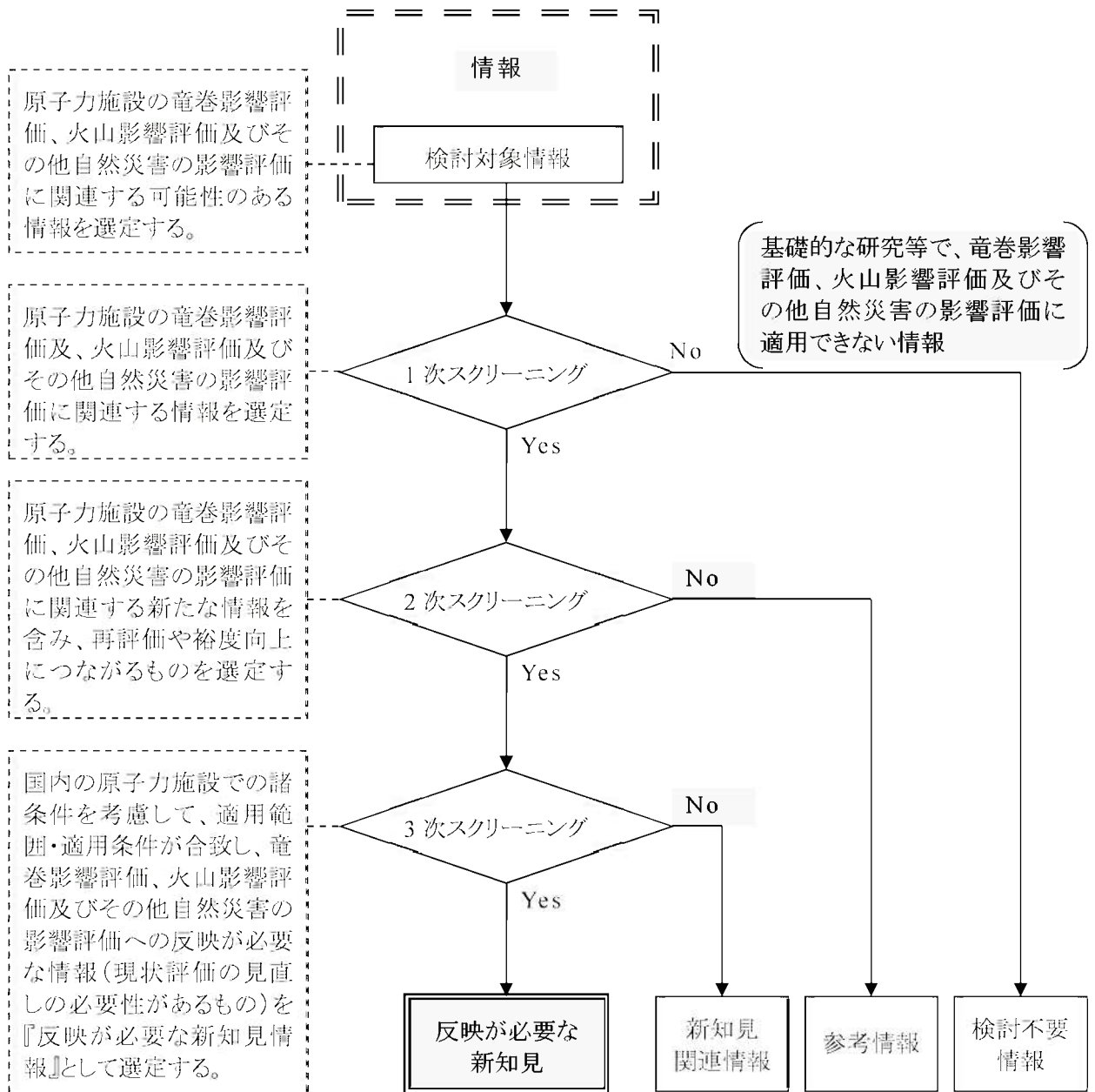


実線箇所は本店にて対応（本基準の対象範囲）。破線箇所は発電所にて対応。

第 2.2.2-2 図 未然防止処置フロー



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、火山その他自然災害への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

川内1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・ワークダウン」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・ワークダウン

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・ワ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。

2.3 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	運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	停止時リスクモニタを用いた定期事業者検査期間のリスク評価・管理に加え、プラント運転時においても各機器の運転状態に応じたリスク変動を把握し、リスク低減対策の検討や更なるリスク上昇の防止に活用することを目的に運転時リスクモニタを導入する。

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

No.	追加措置の概要	運用方針	期待される効果
1	運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	※	各機器の運転状態に応じたリスク変動を把握することで、リスク低減対策の検討や更なるリスク上昇の防止に活用することが期待できる。

※ 「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「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において、ご意見、ご助言を受けた。

2.5.1.1 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会

当社における原子力の安全に関する取り組みについて、第三者的な観点から評価・提言を受けることにより、安全性・信頼性をより向上させていくことを目的とし、2020年に「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」を設置した。

原子力に係る安全性・信頼性向上委員会は、社外有識者によるアドバイザリーボードとして原子力監査室に設置しており、以下の有識者（敬称略）で構成されている。

委員長 野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター
客員教授）

委員※ 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 高速炉サイクル研究
開発センター システム安全解析評価グループ
グループリーダー）

天日 美薫（一般財団法人 九州環境管理協会 技術部
品質管理課長）

藤本 望（九州大学大学院 工学研究院 教授）

松田 尚樹（長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

※ 五十音順

2.5.1.2 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価

2021年4月19日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員会において、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) 新たな改善について効果を示しているが、「どれだけ改善されたか」だけではなく、「新しいものを取入れることでどんなリスクが発生したか」を考えることも重要である。

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 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の評価を踏まえた対応等

2021年4月19日に開催した原子力に係る安全性・信頼性向上委員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) 「新しいものを取入れることに伴い発生するリスク」については、RIDM プロセスで確認・評価することとしており、今後も継続的に取り組んでいくこととする。

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。