

川内原子力発電所第1号機 第1回安全性向上評価の概要について

平成29年8月21日

江藤 和敏

原子力発電本部 安全性向上グループ長

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

(発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価) 第四十三条の三の二十九

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

(安全性の向上のための評価の実施) 第九十九条の二

(安全性の向上のための評価の実施時期) 第九十九条の三

(評価の結果等の届出) 第九十九条の四

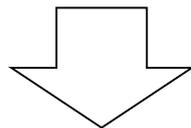
(届出事項) 第九十九条の五

(評価に係る調査及び分析並びに評定の方法) 第九十九条の六

(評価の結果等の公表) 第九十九条の七

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド

(平成29年3月29日 原規規発第17032914号 原子力規制委員会決定)



施設定期検査終了時点の状態を対象とし、当該検査終了後6ヶ月以内に評価を実施し、その後、遅滞なく届け出る。

届出をした後、遅滞なく、インターネットの利用その他の適切な方法により公表する。

●届出書本文

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

第2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

2-2 調査等

(1) 保安活動の実施状況

(2) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

(3) プラント・ウォークダウン

2-3 安全性向上計画

2-4 追加措置の内容

(1) 構築物、系統及び機器における追加措置

(2) 体制における追加措置

2-5 外部評価の結果

第3章 安全性の向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

- (1) 内部事象及び外部事象に係る評価
- (2) 決定論的安全評価
- (3) 確率論的リスク評価
- (4) 安全裕度評価

3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

第4章 総合的な評定

4-1 評定結果

4-2 安全性向上計画

- 添付資料
- 参考資料（非公開）

設置許可、工事計画、保安規定の 建設から第22回施設定期検査終了時点（H29.1.6）までの状態を記載

1.1 発電用原子炉施設の概要

- 1.1.1 設置等の経緯
- 1.1.2 施設及び設備の概要
- 1.1.3 運転実績
- 1.1.4 施設に係る組織

1.2 敷地特性

- 1.2.1 敷地
- 1.2.2 気象
- 1.2.3 地盤
- 1.2.4 水理
- 1.2.5 地震
- 1.2.6 社会環境
- 1.2.7 発電用原子炉設置変更許可申請(平成25年7月8日申請)に係る気象、地盤、水理、地震、社会環境等

1.3 構築物、系統及び機器

- 1.3.1 安全設計
- 1.3.2 プラント配置
- 1.3.3 発電用原子炉及び炉心
- 1.3.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
- ...
- 1.3.10 その他発電用原子炉の附属設備
- 1.3.11 運転保守

1.4 保安のための管理体制及び管理事項

- 1.4.1 発電用原子炉施設の運転に係る保安の考え方
- 1.4.2 品質保証活動
- 1.4.3 運転管理
- ...
- 1.4.9 安全文化の醸成活動

1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果

- 1.5.1 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果
- 1.5.2 運転時の異常な過渡変化
- 1.5.3 設計基準事故
- 1.5.4 重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故

添付資料

1. 工事計画認可申請書（基本設計方針）
2. 原子炉施設保安規定（要則）
3. 川内1号機点検計画（第22保全サイクル）
4. 設置許可申請書 添付書類九
5. 設置許可申請書 添付書類十

参考資料（メーカーノウハウを含むため非公開）

- 工事計画書要目表、系統図、容量決定根拠
- 使用前検査、定期事業者検査判定基準 等

(例) 設置許可履歴

内容	許可日 (番号)	内容	許可日 (番号)
発電所 (1号炉) 設置	昭和52年12月17日 (52安(原規)第378号)	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更	平成10年4月28日 (平成09・08・20資第1号)
非常用炉心冷却設備作動回路の追加	昭和55年7月29日 (54資庁第15095号)	再処理委託先確認方法の一部変更	平成12年3月30日 (平成11・12・15資第7号)
1. 出力分布調整用制御棒クラスタの廃止 2. 原子炉格納容器再循環ファンの容量変更 3. 非常用電源設備の容量変更	昭和56年4月3日 (55資庁第13351号)	1. 高燃焼度燃料の使用 2. 蒸気発生器取替え 3. 使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更 4. 気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去 5. 使用済樹脂貯蔵タンクの増設 6. 固体廃棄物貯蔵庫の増設 7. 固体廃棄物貯蔵庫の保管対象物の変更	平成17年12月21日 (平成16・11・25原第4号)
取替燃料の濃縮度変更	昭和58年2月26日 (57資庁第16088号)	1. 蒸気発生器取替え 2. 固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管能力の変更及び保管対象物の変更	平成22年12月27日 (平成21・11・05原第4号)
B型燃料の使用	昭和59年5月11日 (59資庁第726号)	原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出による変更 (届出)	平成25年7月8日 (発本原第85号) で届出、 平成26年4月30日 (発本原第23号) 一部補正
1. 燃料集合体最高燃焼度の変更 2. 取替燃料の濃縮度変更 3. ガドリニア入り燃料の使用 4. ベイラの共用化 ・使用済燃料の再処理委託先の変更	平成2年4月4日 (元資庁第1918号)	1. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の改正に伴う、重大事故等に対処するために必要な施設の設置及び体制の整備 2. 記載事項の一部を関係法令等の記載と整合させるための変更	平成26年9月10日 (原規規発第1409102号)
洗浄排水高濃縮装置の設置	平成7年1月24日 (6資庁第9919号)	使用済燃料の処分の方法の変更	平成28年11月2日 (原規規発第16110237号)

2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

方針

社長が定める以下の品質方針に従い、

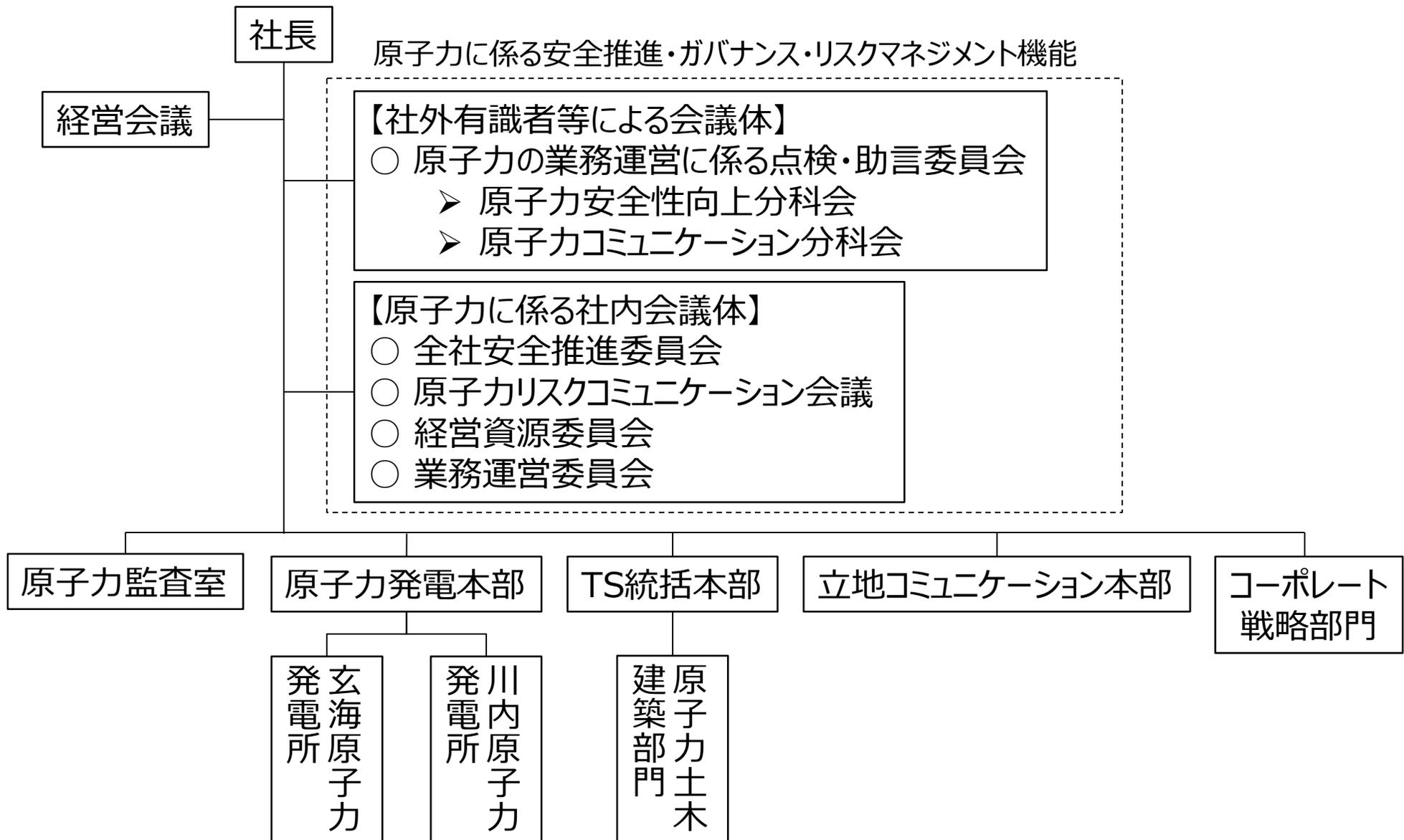
1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
4. 積極的な情報公開を行い説明責任を果たします
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

原子力のもつ様々なリスクに対する意識を高め、安全文化の更なる醸成を図り、また、当社の持つ経験に加え、国内外の最新の知見や教訓、社内外の第三者の視点も活かしながら、より高みを目指した原子力発電所の安全性・信頼性並びに技術力の向上に自主的・継続的に取り組む。

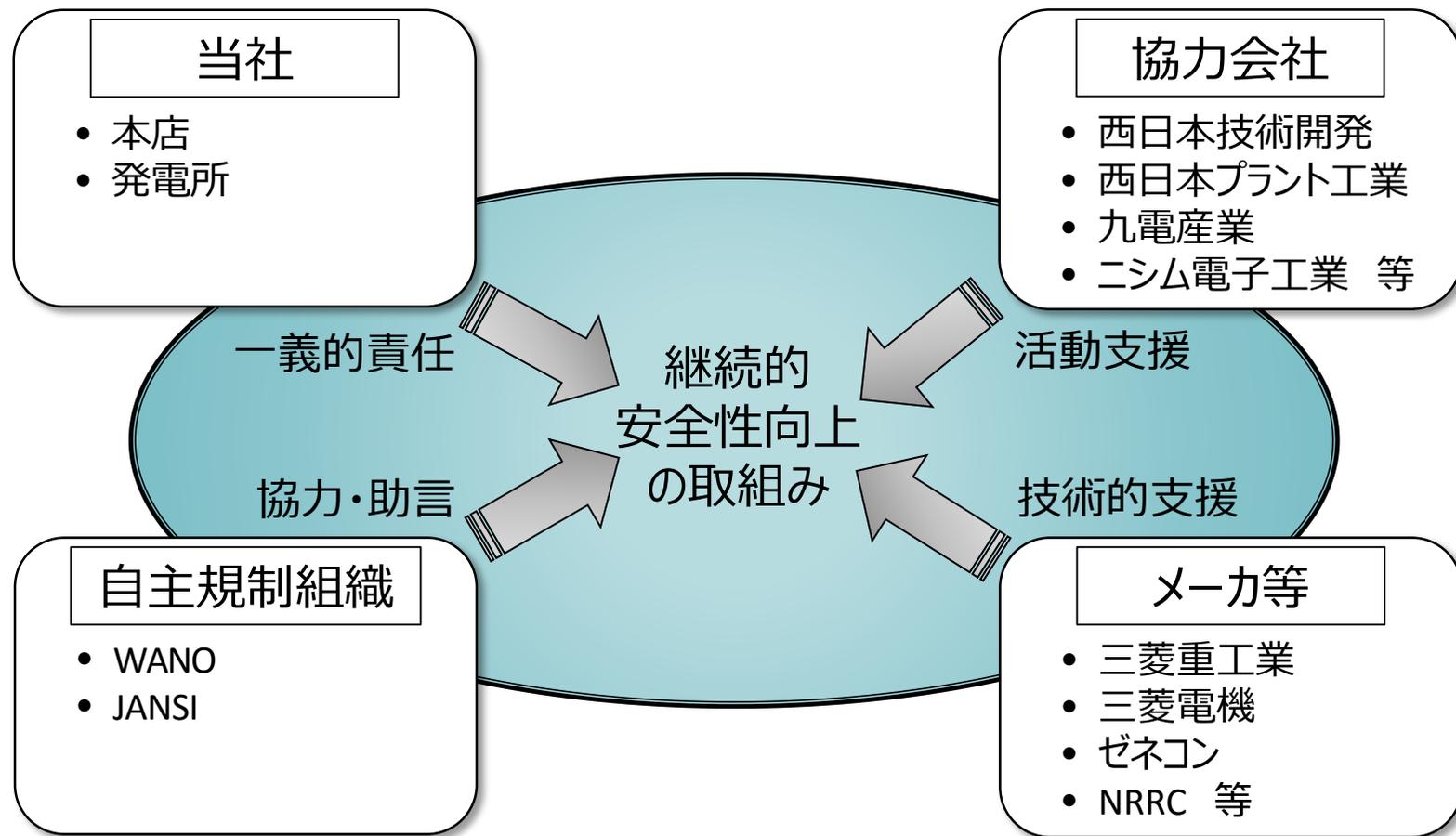
安全性向上評価の目的、目標

自主的、継続的に原子炉施設の安全性・信頼性を向上させることを目的とし、原子力のリスクを合理的に実行可能な限り低減する（ALARP; As Low As Reasonably Practicable）ことを目標とする。

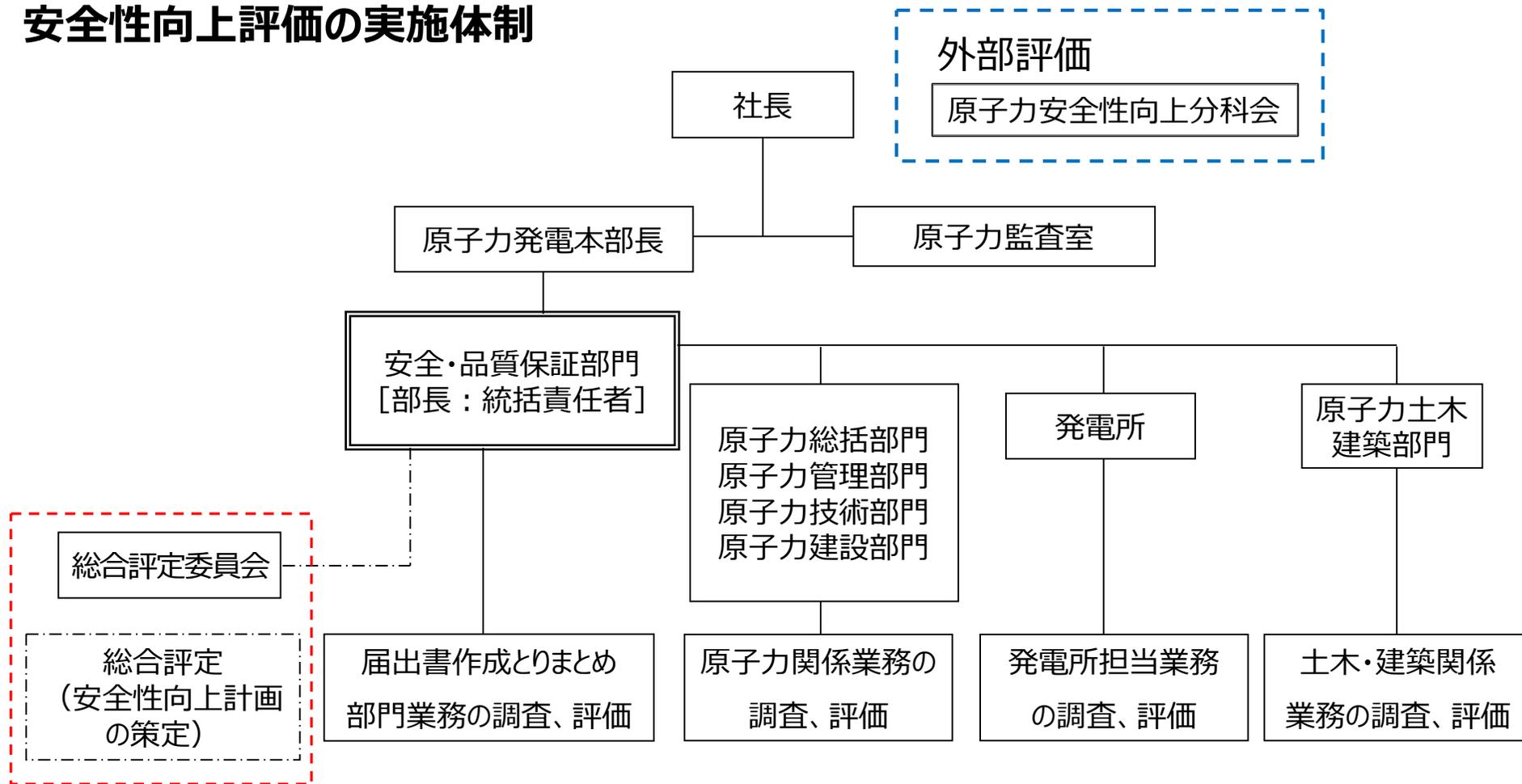
安全性向上の継続的取組み体制



安全性向上の継続的取組み体制



安全性向上評価の実施体制



プロセス

原子力安全のための品質マネジメントシステムに基づく継続的改善のプロセスを基本とする。

(1) 保安活動の実施状況

保安規定に定められた以下の保安活動に加えて、発電所の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な活動を含めた、活動の実施状況を調査した。

- 調査対象期間：平成23年3月～平成29年1月6日
(福島第一原子力発電所事故以降。なお、前回の定期安全レビュー(はH23.3迄が対象)
- 評価項目
品質保証活動、運転管理、保守管理、燃料管理、放射線管理、放射性廃棄物管理、緊急時の措置、安全文化の醸成活動
- 評価結果
 - 各保安活動の改善状況について、仕組み（組織・体制、社内マニュアル、教育・訓練）及び設備の側面で調査を行った結果、改善活動が保安活動に定着し、継続的な見直しが行われている。
 - 実績指標調査の結果、各保安活動の実績指標は、時間的な推移が安定している、若しくは、著しい変化がある場合にも原因が明らかにされ適切な対応が採られていることから、各保安活動を行う仕組みは適切かつ有効であると評価した。

○ 実績指標例

① 時間的な推移が安定している実績指標

	H19	H20	H21	H22	H23 ※2	H24 ※2	H25 ※2	H26 ※2	H27 ※2	H28 1/6時点
計画外 自動・手動 トリップ回数	0	0	0	0	0	—	—	—	0	0
計画外 出力変動※1 回数	0	0	0	0	0	—	—	—	0	0
事故・故障 発生件数	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0

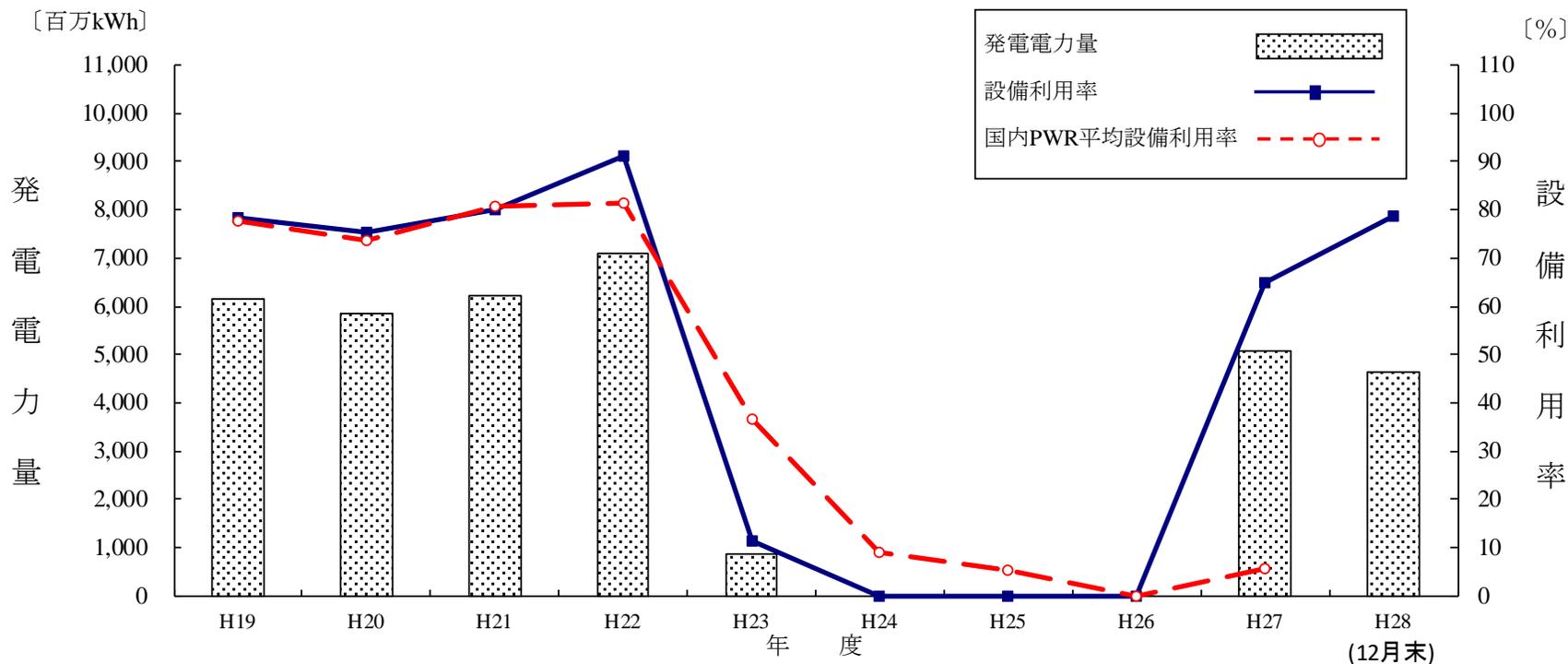
上記の運転管理に係る実績指標について、平成19年度から平成28年度の時間的な推移を確認した結果、安定的に推移しており良好な状態が維持されていると判断した。

※1：原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、原子炉出力が定格出力の5%を超えて変動した場合をいう。

※2：H23.5.10~H27.8.14の間、福島第一原子力発電所事故後の長期停止

③ 時間的な推移に著しい変化があった実績指標

・ 設備利用率・発電電力量



平成19年度から平成22年度までは、平均的に高い値で推移している。

平成24年度から平成26年度にかけては、平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を受け、全国の原子力発電所が停止したためゼロで推移し、平成27年度以降は、平成27年9月に通常運転に復帰したことで、平成22年度以前の水準まで回復している。

○ 自主設備の設置状況及びその運用方針

発電所の安全性及び信頼性のより一層の向上に資する自主的な取組みとして、重大事故等の発生及び拡大防止に資する、多様性拡張設備*及び追加的に配備した設備等について調査を行った。

《多様性拡張設備（設置許可添付十追補から一部を抜粋）》

主要設備	運用方針	期待される効果
燃料取替用水ポンプ	燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。	燃料取替用水補助タンクは、共用設備であり2号機の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。
燃料取替用水補助タンク	なお、電源がない状態においては、水頭圧を利用し、ポンプスルー運転により、使用済燃料ピットへ注水を行う。	
2次系補給水ポンプ	2次系純水タンクを水源とし、2次系補給水ポンプを使用し、使用済燃料ピット水張りラインまたは使用済燃料ピット浄化ライン、いずれかにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 なお、電源がない状態においては、水頭圧を利用し、ポンプスルー運転により、使用済燃料ピットへ注水を行う。	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。
2次系純水タンク		
ガスケット材	ステンレス鋼板にガスケット及び吊り降ろしロープが取り付けられていることを確認し、ガスケット面を使用済燃料ピット貫通穴（以下、破損部という。）に向けた状態で、ステンレス鋼板を破損部付近まで吊り下げ、ステンレス鋼板が破損部を塞ぎ、使用済燃料ピット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。
ガスケット接着剤		
ステンレス鋼板		
吊り降ろしロープ		

* 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや、全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

《追加的に配備した設備（工事計画書記載数を超え、追加配備している設備）》

設備	工事計画 記載数 () 内は予備	追加 配備数	対応手段	備考
使用済燃料ピット スプレイヘッド	4基 (1基)	3基	使用済燃料ピットへのスプレイ	「技術基準規則」 の規定を安全側に 解釈して多めに購 入したものであり、 有効活用するため 予備として残した。
号炉間 電力融通ケーブル	1本	2本	1号機及び2号機の代替電源接続盤間 の電力融通	
予備ケーブル (号炉間電力融通用)	21本 (21本)	21本	1号機及び2号機のメタクラ間の電力融通 (1相あたり7本、3相分が1組)	

《自主的に設置した設備》

設備	設置数	運用手順
原子炉補助建屋 換気空調系排気ダクト開口部 閉止蓋	8	基準津波を超える津波の襲来による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。
中容量発電機車保管エリア から代替電源接続盤への 常設給電ケーブル	1式	中容量発電機車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。
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式	大規模損壊発生時に2次系純水タンク又は海水ポンプから、常設電動注 入ポンプを用いた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、電動注入ポンプ入口配管等に系統構成のためのディスタンスピースを取 り付ける。

(2) 新知見にかかる調査

新知見の収集、分析、抽出に当たっては、東京電力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、これらを実施する。

原子力安全に係る国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、

- 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・外部事象の変更につながる知見
- 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
- 原子力発電所の安全設計の見直しにつながる知見
- 事故・不具合を未然に防止するための知見

を抽出した。

➤ 調査対象期間：平成23年3月～平成29年1月

（福島第一原子力発電所事故以降。なお、前回の定期安全レビューはH23.3迄が対象）

➤ 調査内容

- ①安全に係る研究等
- ②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓
- ③確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- ④国内外の基準等
- ⑤国際機関及び国内外の学会等の情報

○収集した情報の例

⑤国際機関及び国内外の学会等の情報

収集分類	情報源	備考
1-国内の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・日本電気学会 (IEEJ) 査読論文 ・日本機械学会 (JSME) 査読論文 ・日本原子力学会 (AESJ) 査読論文 ・日本地震学会 ・日本第四紀学会 ・日本地理学会 ・土木学会 ・地盤工学会 ・日本コンクリート工学協会 ・日本保全学会 ・日本風工学会 ・地震研究所彙報 ・日本活断層学会 ・日本地質学会 ・日本地震工学会 ・日本建築学会 ・地学団体協会 ・日本気象協会 ・日本火山学会 ・月刊地球 ・科学 	<p>原子力発電に係る分類から抽出し、評価プラントへの影響から抽出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本電気学会・論文誌 →電力・エネルギー部門 ・日本機械学会学術誌 →流体力学、内燃機関等 ・日本原子力学会論文誌 →全て選定
2-国外の学会活動	<ul style="list-style-type: none"> ・国際原子力機関 (IAEA) 会議 ・米国原子力規制委員会 規制情報会議 (NRC-RIC) ・米国原子力エネルギー協会 (NEI) 会議 ・米国地球物理学連合 (AGU) ・米国地震学学会 (SSA) ・アメリカ地質調査所 (USGS) ・英国地質学会 ・国際測地学及び地球物理学連合 (IUGG) 	<p>公開されている会議資料</p>

- 新知見にかかる調査結果
 収集期間における反映が必要な新知見はすべて対応済である。

ガイド分類	収集分類	収集情報	反映が必要な 新知見	反映済み	反映未済
①安全に係る研究等	1-電共研、自社研	約120件	5件	5件	なし
	2-NRA等の研究	約800件	なし	なし	
	3-国外機関の研究	約900件	なし	なし	
②国内外の原子力施設の 運転経験	1-予防処置	約600件	70件	70件	なし
	2-国からの指示文書	34件	30件	30件	
③PRAを実施するために 必要なデータ	PRAを実施するために 必要なデータ	10件	8件	8件	なし
④国内外の基準等	1-国内の規格基準	約70件	33件	33件	なし
	2-国外の規格基準	約1300件	なし	なし	
⑤国際機関及び国内 外の学会等の情報	1-国内の学会活動	約2500件	2件	2件	なし
	2-国外の学会活動	約500件	なし	なし	

- 反映が必要な新知見の例
(④国内外の基準等)

規格名称 (規格番号)	概 要	反映状況
原子力発電所の高経 年化対策実施基準 (AESJ SC POO5-2011) (追補2)	高経年化技術評価において劣化事象 の抽出に用いる「経年劣化メカニズムま とめ表」に、原子力発電所の運転経験 (弁電動機電磁ブレーキのパットのはく 離)が追加された。	社内マニュアルに取込み、 運転開始後30年を経過 する前に実施した高経年 化技術評価にあたって適 用している。

(3) プラント・ウォークダウン

確率論的リスク評価（PRA）の実施のために必要な、机上検討で得るのが困難な情報を得るためのプラント・ウォークダウンを実施した。

実施目的	実施計画	結果
<p>PRA実施にあたり必要となる基本的な情報について、机上検討では確認が困難な情報を取得し、構築したPRAモデルや検討したシナリオの妥当性確認を行う。</p>	<p>【地震】調査対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ①耐震安全性の確認（図面との相違、外見上の異常等） ②地震後のアクセス性及び現場操作の確認 ③地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認 <p>【津波】調査対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ①津波防護設備の設置状況の確認 ②機器・構造物に影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認 ③建屋開口部シールの確認 ④津波後のアクセス性及び現場操作の確認 ⑤津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認 	<p>【実施日】 平成28年12月5～8日</p> <p>【実施結果】 PRAの実施に必要となる基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。</p>

これらを補完する目的で、発電所員へのインタビューも実施した。

○ 保安活動により抽出された追加措置

保安活動	追加措置	計画概要
保守管理	発電機回転子 取替	1号発電機の運転時間が、回転子コイルの運転可能累積時間に達する前に、至近の回転子点検時期に合わせて回転子の取替えを実施する。
	空調用冷凍機 取替	既設空調用冷凍機の冷媒（フロン）は、2020年原則全廃であり設備対応が必要である。また、構成部品についても製造中止品があるため、最新の空調用冷凍機への取替えを実施する。
	メタクラ保護継電器のデジタル化	メタクラ保護継電器は既に生産中止となっているため、既設アナログ計器から長期保守安定性に優れたデジタル計器への取替えを計画的に実施する。
	原子炉安全保護盤 取替	設備の構成部品が製造中止となっているため、既設アナログ設備から長期保守信頼性に優れたデジタル設備へ取り替える。併せて、保護系ロジックの4チャンネル化を実施する。
	安全保護系ラック 取替	設備の構成部品が製造中止となっているため、既設アナログ式の盤から長期保守信頼性に優れたデジタル式の盤への取替えを実施する。
	原子炉容器出口 管台保全工事	600系Ni基合金溶接部のPWSCCによる国内の損傷事例を受け、予防保全として原子炉容器出口管台溶接部の内面補修（690系Ni合金化）工事を実施する。

○ 保安活動により抽出された追加措置（続き）

保安活動	追加措置	計画概要
緊急時の措置	外部電源受電システムの増強	人吉変電所からの受電に加え、独立性を有する受電系統として霧島変電所から新鹿児島変電所を経由するルートから受電できる運用を追加する計画だったが、平成29年4月4日の保安規定に定める外部電源に係る運転上の制限の逸脱を契機に再検討を行い、川内発電所の開閉所又は新鹿児島変電所を上流側の変電所とする運用の追加を行う。
	受電系統の変更 (特高开閉所の更新)	所外から受電する回線数を、現行の3回線から6回線に増強するとともに、高台 (EL.+20m以上) へ移設を実施する。なお、移設する高台は、地震動の増幅が問題にならない地盤を有する場所とする。
	海水ポンプ取替	緊急安全対策のうち中長期対策として、軸保護管及び軸受潤滑水供給設備が不要な無給水軸受を採用した海水ポンプへの取替を実施する。
	運転シミュレータへの MAAP導入	SA事象を連続して模擬出来るように、訓練センターの運転シミュレータ設備に重大事故解析コード (MAAP) を導入し、重大事故(SA)時の挙動を模擬する。

○ 外部からの要請に基づく追加措置

追加措置	計画概要
敷地周辺地震観測装置の追加設置	川内原子力発電所周辺における地震活動の状況について、より高い精度で把握するため、敷地周辺30km範囲を中心に観測点を増設し、観測体制を強化する。

(1) 構築物、系統及び機器における追加措置 (1/2)

追加措置	運用方針	期待される効果
発電機回転子 取替	変更なし	発電機回転子の絶縁低下に対する信頼性が向上し、過渡事象の発生要因となる発電機トリップの可能性を低減できる。
空調用冷凍機 取替	変更なし	長期保守安定性に優れた最新型への取替により、保守性、信頼性が向上することから、中央制御室の居住性が向上する。
メタクラ保護継電器 のデジタル化	変更なし	電子回路の常時監視による故障の早期発見が可能となることにより、過渡事象の発生要因となる補機停止の可能性が低減する。
原子炉安全保護盤 取替	変更なし	長期保守信頼性に優れたデジタル式の盤への取替えにより、信頼性、保守性が向上することにより、過渡事象の発生要因となる盤故障の可能性が低減する。
安全保護系ラック 取替	変更なし	長期保守信頼性に優れたデジタル式のラックへの取替えにより、信頼性、保守性が向上することにより、過渡事象の発生要因となるラック故障の可能性が低減する。
原子炉容器出口 管台保全工事	変更なし	原子炉容器出口管台のPWSCCに対する信頼性が向上することにより、1次冷却材漏えいの可能性を低減できる。
外部電源 受電系統の増強	変更なし	独立性を有する受電系統を追加することにより、外部電源の更なる信頼性が向上する。

(1) 構築物、系統及び機器における追加措置 (2/2)

追加措置	運用方針	期待される効果
受電系統の変更 (特高開閉所の更新)	変更なし	外部電源系統数を3回線から6回線とすることにより、外部電源の信頼性が向上する。また、開閉所を高台(EL.+20m以上)へ移設することにより、津波に対する安全性が向上する。
海水ポンプ取替	変更なし	無給水軸受を採用したポンプに取り替えることにより、ポンプ再起動時の信頼性向上が図られ、非常用所内電源喪失、最終的な熱の逃し場喪失の可能性が低減する。
運転シミュレータへのMAAP導入	変更なし	SA時のプラント挙動及びその対応に関する運転員の知識、SA時の運転操作技術を向上させることにより、プラントの安全が向上する。
敷地周辺地震観測装置の追加設置	変更なし	震源（位置、深さ等）決定精度の向上、震源・伝播経路特性に係る情報の収集により、地震動評価に関する信頼性向上が期待できる。

(2) 体制における追加措置

抽出された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。

なお、外部電源システムの増強、受電系統の変更（特高開閉所の更新）、運転シミュレータへのMAAP導入については、導入時の教育及び訓練を措置完了までに計画する。

2-5 外部評価の結果

《外部評価の目的》

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

《原子力安全性向上分科会委員》

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 副主任研究員）
野口 和彦	（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター センター長）
松田 尚樹	（長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

敬称略、五十音順

《外部評価の結果》

以下のご意見、ご助言を受けた。

1. トップバッターとしては「確率論的リスク評価（PRA）を活用して何をするか」という例として、PRAと訓練との関係に踏み込んだ良いメッセージが示されている。社長が原子力規制委員会との意見交換で「PRAの結果を訓練に活用したい」と言われていたこととも連動していて良い内容である。
2. 九電の今後の検討課題として、新たな機器、機能を追加する場合に、これらがもたらすリスクの評価が根付くレベルには達していないことが挙げられる。
3. 原子力の安全性向上に全社で取り組んでいることが体制で見えない。協力会社も含め、全社で安全性向上に取り組んでいるのであり、その体制を記載すべき。
4. 収集する新知見には情報セキュリティ分野を含めるべきである。原子力発電所は、内閣サイバーセキュリティセンター（NISC）から重要インフラと指定されている。
5. 今後は費用対効果の検討を含むRIDM（Risk Informed Decision Making）に取り組んでもらいたい。
6. 安全裕度評価は、継続して改善することに意味がある。次回実施する際には、次のクリフエッジを見つけ、その影響や対策を検討すること。

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

(1) 内部事象及び外部事象にかかる評価

設置変更許可に記載した発電所の安全評価の前提となる溢水、火災等の内部事象及び外部事象である敷地特性について、適用される規格・基準、最新の文献及び調査等から得られた科学的知見及び技術的知見に基づき、変更の要否を確認した結果、変更が必要となる項目はなかった。

(例) 内部火災に関して調査した規格・基準

- a. 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
(平成25年6月19日原規技発第1306195号)
- b. 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針
(平成19年12月27日)
- c. JIS A 4201-1992 建築物等の避雷設備 (避雷針)
- d. 原子力発電所の火災防護規程 (JEAC4626-2010)
- e. 原子力発電所の火災防護指針 (JEAG4607-2010)
- f. 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
(平成25年6月19日原規技発第13061914号)
(改正平成25年10月24日原規技発第1310241号)
- g. 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
(平成25年6月19日原規技発第1306194号)
(改正平成28年10月24日原規技発第1610066号)
- h. 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈
(平成17年12月15日原院第5号)
(改正平成23年9月9日原院第2号)
- i. 建築基準法 (昭和25年5月24日法律第201号)
(改正平成28年6月7日号外法律第72号)
- j. 建築基準法施行令 (昭和25年11月16日政令第338号)
(改正平成28年8月29日号外政令第288号)
- k. 高圧ガス保安法 (昭和26年6月7日法律第204号)
(改正平成27年9月11日号外法律第66号)
- l. 高圧ガス保安法施行令 (平成9年2月19日政令第20号)
(改正平成28年10月28日号外政令第340号)
- m. 消防法 (昭和23年7月24日法律第186号)
(改正平成27年9月11日号外法律第66号)
- n. 消防法施行令 (昭和36年3月25日政令第37号)
(改正平成28年12月16日号外政令第379号)

- o. 消防法施行規則 (昭和36年4月1日自治省令第6号)
(改正平成28年5月27日総務省令第60号)
- p. 危険物の規則に関する政令 (昭和34年9月26日政令第306号)
(改正平成25年3月27日号外政令第88号)
- q. 平成12年建設省告示第1400号
(平成16年9月29日国土交通省告示第1178号による改定)
- r. 発電用火力設備の技術基準の解釈
(平成25年5月17日20130507商局第2号)
- s. 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
(平成21年3月9日原子力安全委員会決定)
- t. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
(平成13年3月29日原子力安全委員会一部改訂)
- u. JIS L 1091-1999 繊維製品の燃焼性試験方法
- v. 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 (JEAG4601・補-1984)
- w. 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)
- x. 原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1991 追補版)
- y. 発電用原子力設備規格・建設規格 (JSME S NC1-2005/2007)
- z. “Fire Dynamics Tools(F D T S):Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program,”NUREG-1805、December 2004
- aa. IEEE Std 1202-1991 垂直トレイ燃焼試験 (改正 IEEE Std 1202-2006)
- ab. IEEE Std 383-1974 垂直トレイ燃焼試験 (改正 IEEE Std 383-2015)
- ac. Underwriters Laboratories UL 1581 (Fourth Edition) 1080.VW-1 垂直燃焼試験
- ad. 日本空気清浄協会 空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針
(JACA No.11A-2003)
- ae. 産業安全研究所 工場電気設備防爆指針 (ガス蒸気防爆2006)
(NIIS-TR-NO.39 (2006))
- af. 電池工業会 蓄電池室に関する設計指針 (SBA G 0603-2001)

(2) 決定論的安全評価

保安活動や新知見に係る調査等に基づき、決定論的安全評価の変更要否を確認した結果、変更が必要となる項目はなかった。

(例) 運転管理の改善状況が及ぼす影響の評価

内容	影響
平成27年6月から、重大事故等発生時の対応を行う要員として、緊急時対策本部要員（指揮者等）（4名）及び重大事故等対策要員（36名）を発電所内に常駐又は、発電所近傍に居住させることとした。	設置変更許可（平成26年9月10日）で考慮されている事項であり、影響なし
平成23年12月、定期検査中に発生した玄海3号機充てんポンプ主軸破損事象を受け、その水平展開として、定期検査時において充てん/高圧注入ポンプへのガスの流れ込みの要因となる体積制御タンクの低水位運転とならないよう対応を追記し、平成24年12月に社内マニュアルを改正した。	マニュアルの改正は、決定論的安全評価に影響なし
平成22年1月、定期検査中に発生した川内1号機所内電源設備点検作業中の人身事故事象に対して実施した根本原因分析に基づき、再発防止策として、隔離・復旧操作中に行う作業行為について隔離・復旧操作ステップごとの系統管理の実施、作業終了後、次のステップに進むなどのリリースポイントを定める必要がある場合の対応等を追記し、平成26年12月に社内マニュアルを改正した。	補修作業に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
平成26年4月に、重大事故（SA）を考慮した新規制基準対応として、(株)原子力発電訓練センター（NTC）での社外研修に新たにSA訓練コースが導入され、重大事故発生時の対応教育やシミュレータでの訓練を開始した。	訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
平成27年4月に、緊急時における対応訓練（運転訓練ファミリーコース）において、運転員以外の関係者への連絡を実際に行う等、関係者との連携に係る訓練内容の充実を図った。	
平成23年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を受け、重大事故時のプラント挙動に関する知識の向上と的確な運転操作が求められることから、平成27年度に、運転シミュレータ設備について、機能充実のための改造を行った。	
平成26年度に、定期検査工程に対するPRAを実施し、よりリスクの低い定期検査工程の作成を目的として、発電所への停止時リスクモニタを設置した。	リスク情報活用に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし

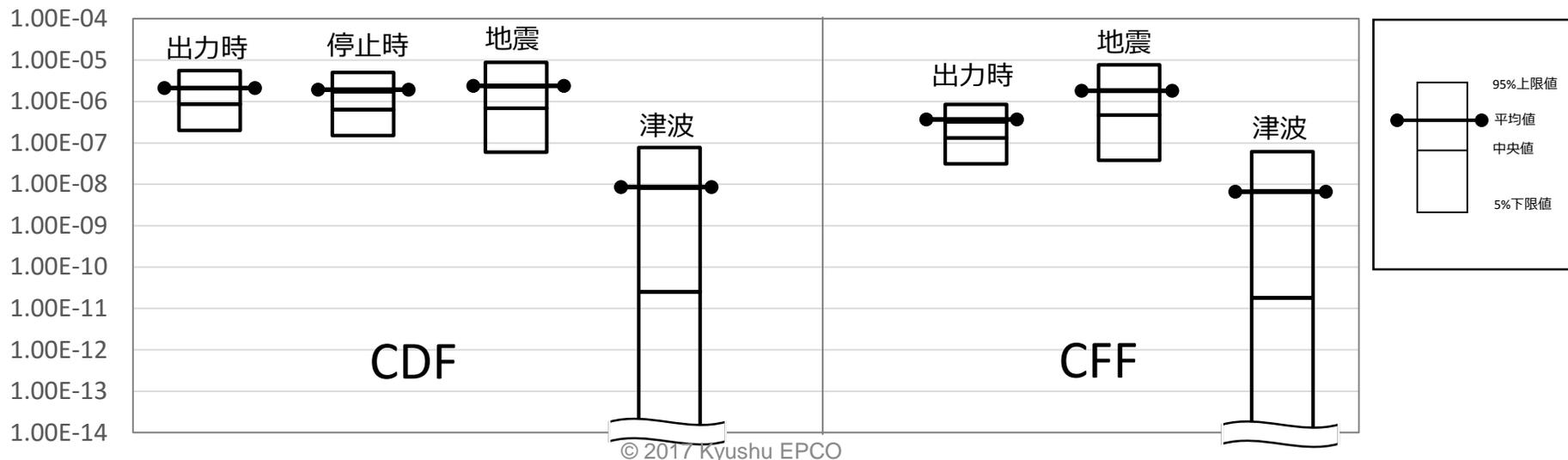
(3) 確率論的リスク評価 (PRA)

- 今回の実施対象
 - 内部事象（出力運転時レベル1及びレベル2、停止時レベル1）
 - 外部事象（地震、津波）（出力運転時レベル1及びレベル2）
 - 敷地境界における実効線量評価
- 福島第一原子力発電所事故以前に整備してきた対策に加え、新規規制基準対応において新たに整備したSA対策^{※1}を考慮
 - ※1：常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、移動式大容量ポンプ車等
- 安全性向上評価に関する運用ガイドに基づき、以下のリスク指標を評価
 - 炉心損傷頻度
 - 格納容器機能喪失頻度
 - 事故時のセシウム137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度
 - 敷地境界における実効線量（被ばく評価）
- Fussell-Vesely重要度^{※2}を活用することにより、追加措置を抽出
 - ※2：炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度に寄与する割合
- 以下の事象については、PRA実施手法の成熟に応じ段階的に拡張
 - 内部溢水、内部火災、地震・津波の重畳、多数基同時被災 他

○ PRA結果

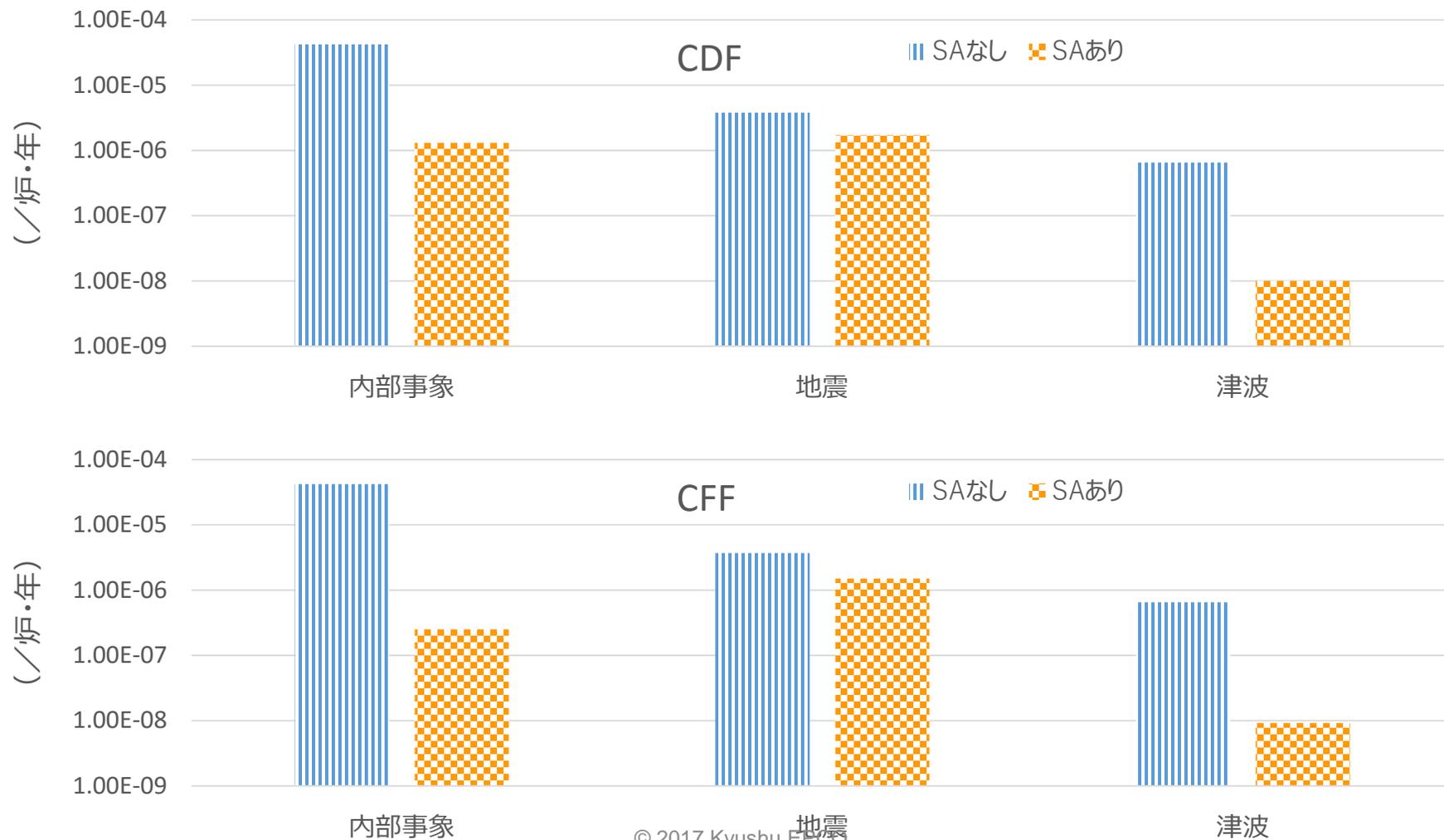
	炉心損傷頻度 (CDF) (／炉年)	格納容器機能喪失頻度 (CFF) (／炉年)
内部事象 (出力時)	1.3E-06	2.5E-07
内部事象 (停止時)	1.2E-06	—
地震 (出力時)	1.7E-06	1.5E-06
津波 (出力時)	1.0E-08	9.2E-09

○ 不確かさ解析結果



○感度解析により、SA対策*の有無による出力運転時のCDF、CFFを比較した結果、SA対策によるリスク低減効果を確認できた。

* 従来から自主的に実施している重大事故対策 及び 新規規制基準を受け実施した重大事故対策



○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

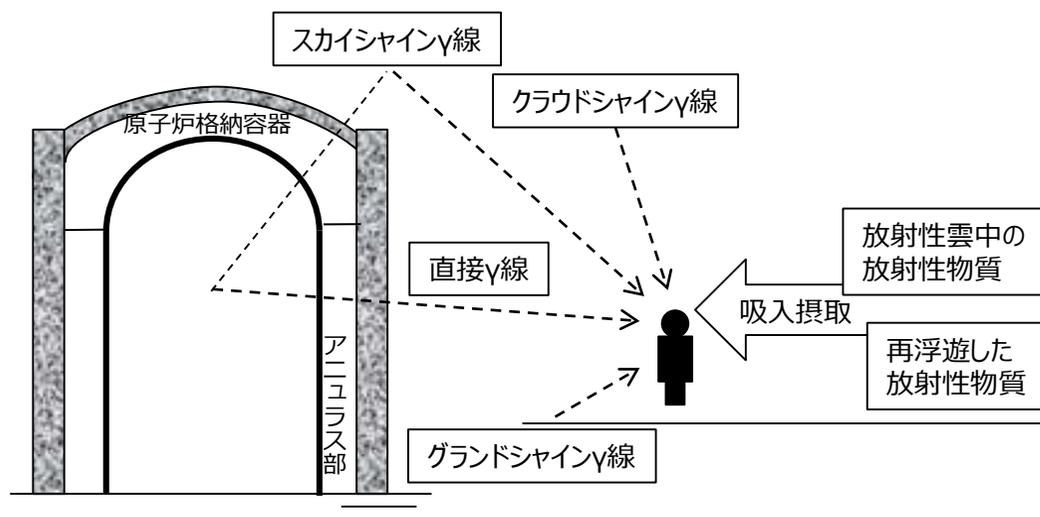
- 内部事象 2.5×10^{-7} (／炉年)
- 地震 1.5×10^{-6} (／炉年)
- 津波 9.2×10^{-9} (／炉年)

格納容器の状態		分類	発生頻度 (／炉年)			ソースターム解析結果※ (Cs-137放出量) (TBq)
			内部事象	地震	津波	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内部	2.2E-08	2.9E-09	1.3E-11	>100
		外部	—	<1.0E-12	—	>100
	格納容器 破損	エナジエティック	1.3E-09	1.7E-09	3.1E-12	>100
		先行破損	2.8E-08	2.6E-09	5.6E-11	>100
		その他	1.6E-07	1.1E-06	8.7E-09	>100
		外部	—	2.1E-08	—	>100
	隔離失敗	—	3.8E-08	4.5E-07	5.0E-10	>100
	合計	—	2.5E-07	1.5E-06	9.2E-09	>100
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)		—	1.1E-06	1.5E-07	1.4E-09	3.2

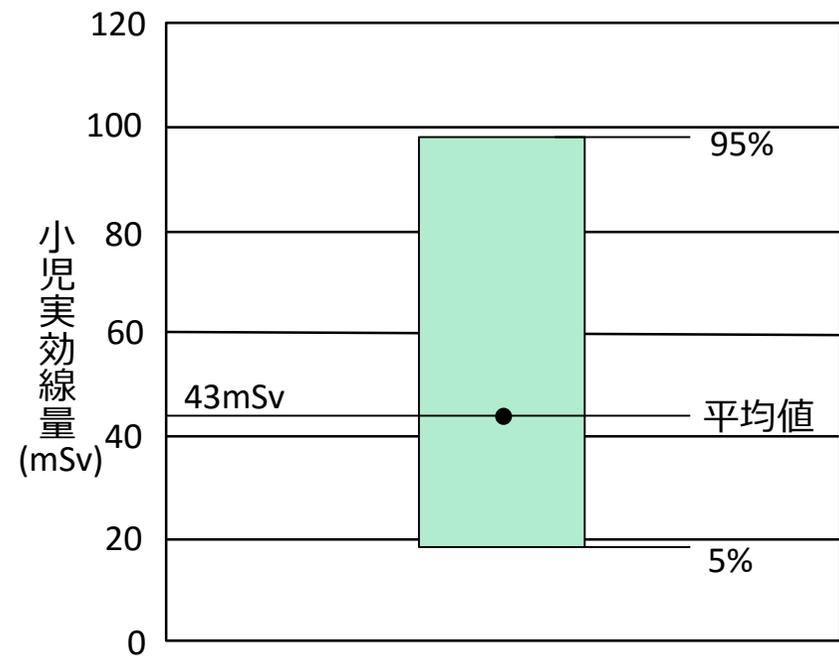
※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。 © 2017 九州電力

○敷地境界における実効線量評価

- 炉心損傷後、格納容器健全時の7日間の敷地境界における被ばく線量を評価した。
(実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とした。)
- 大気中へ放出されるCs-137の放出量は約3.2TBqとなった。
- 評価に使用する気象データは、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを設定した。
- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約43mSvとなった。



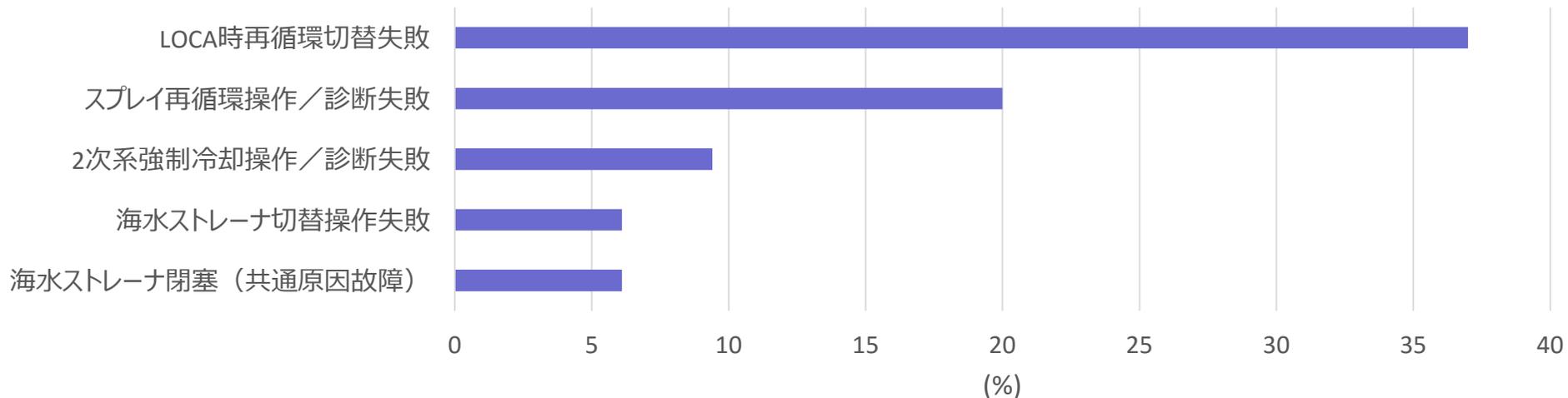
敷地境界における公衆の被ばく経路



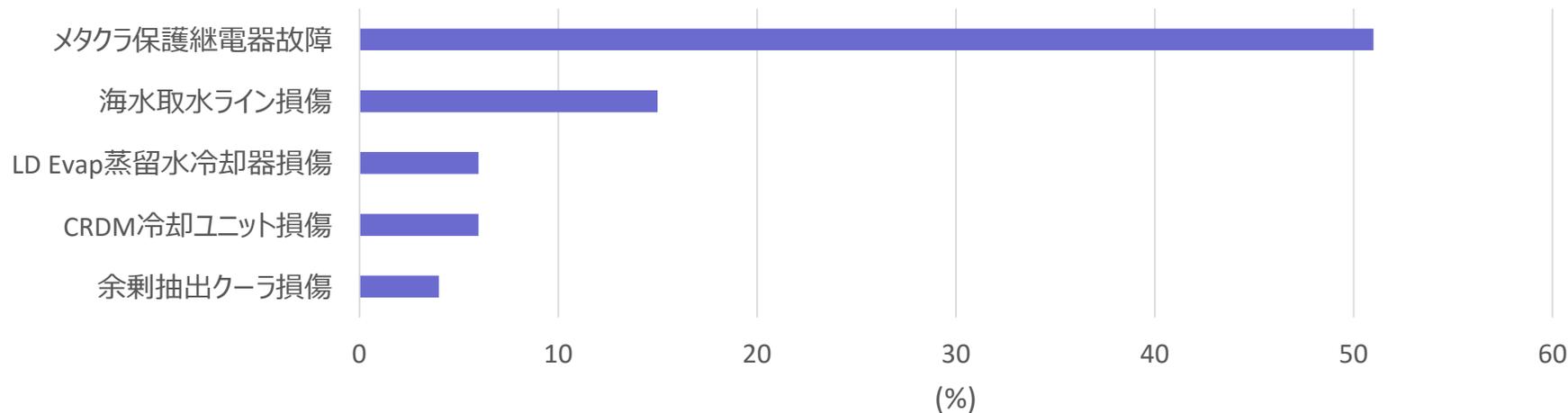
敷地境界における実効線量の評価結果

○ FV重要度分析

内部事象（出力時レベル1）



地震（レベル1）



○ FV重要度分析から抽出した追加措置、今後の取組み

分類	追加措置	期待される効果
教育・訓練の強化	重要シナリオに対する教育・訓練の強化	・LOCA時再循環切替失敗等の重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、事故時の対応能力を向上させる。
設備対策	メタクラ保護継電器のデジタル化	・デジタル化により耐震信頼性を向上させる。 ・デジタル化により、地震時のCDFを1.7E-6から8.5E-7、CFFを1.5E-6から6.3E-7程度に低減できる。
運用対策	再循環サンプスクリーンの巡視点検強化	・事故時の再循環機能の喪失の可能性を低減できる。
	地震時、CCW保有水量の監視強化	・地震損傷による原子炉補機冷却水の減少を早期発見し、CCWシステム機能喪失の可能性を低減できる。

(4) 安全裕度評価

設計基準事象を超える事象に対して、どこまで原子力発電所の安全が確保されるかを評価した。また、クリフエッジに到達した場合に、その影響を緩和する措置を検討した。

《事象》

- 地震
- 津波
- 地震及び津波の重畳

《対象》

- 炉心（出力時、停止時）
- 原子炉格納容器（出力時）
- 使用済燃料ピット

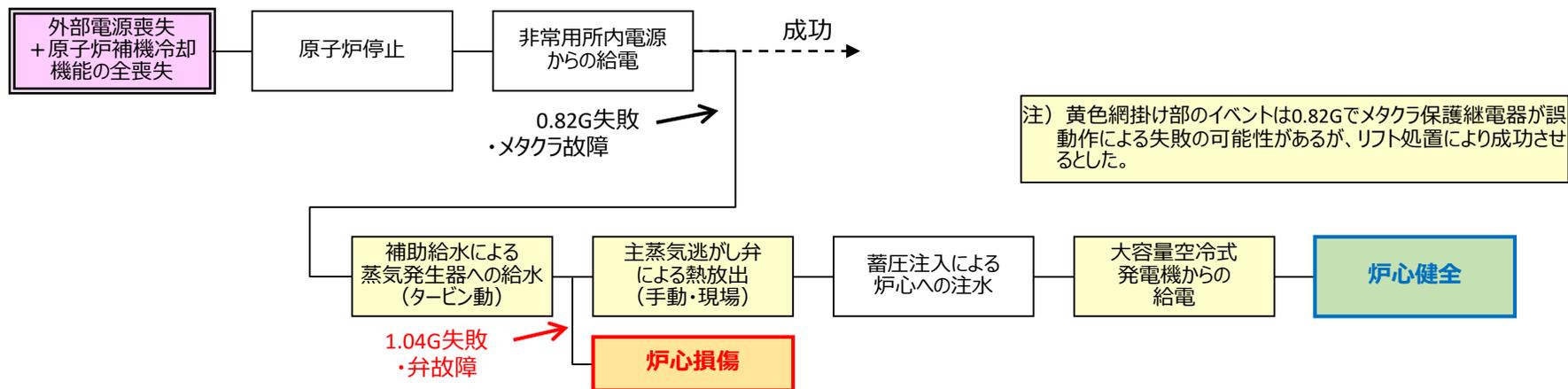
※以下の事象については、次回届出で評価する。

- 地震随伴溢水、地震随伴火災
- 津波随伴火災
- その他の外部事象

※川内1号機、2号機の号機間相互作用については、川内2号機第1回安全性向上評価時に評価する。

○ クリフエッジシナリオ（地震、炉心出力時）

起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



クリフエッジ機能	クリフエッジ事象	クリフエッジ加速度
自動弁動作機能喪失	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	1029Gal (1.04G)

○ 地震に対するクリフエッジ

評価項目		クリフエッジとなる事象	クリフエッジ 加速度*
出力時	炉心	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	1029 Gal
	格納容器	炉心損傷	1029 Gal
	使用済燃料ピット	SFP補給用水中ポンプによる海水注入不能	1149 Gal
停止時	炉心	常設電動注入ポンプによる炉心への注水不能	1029 Gal

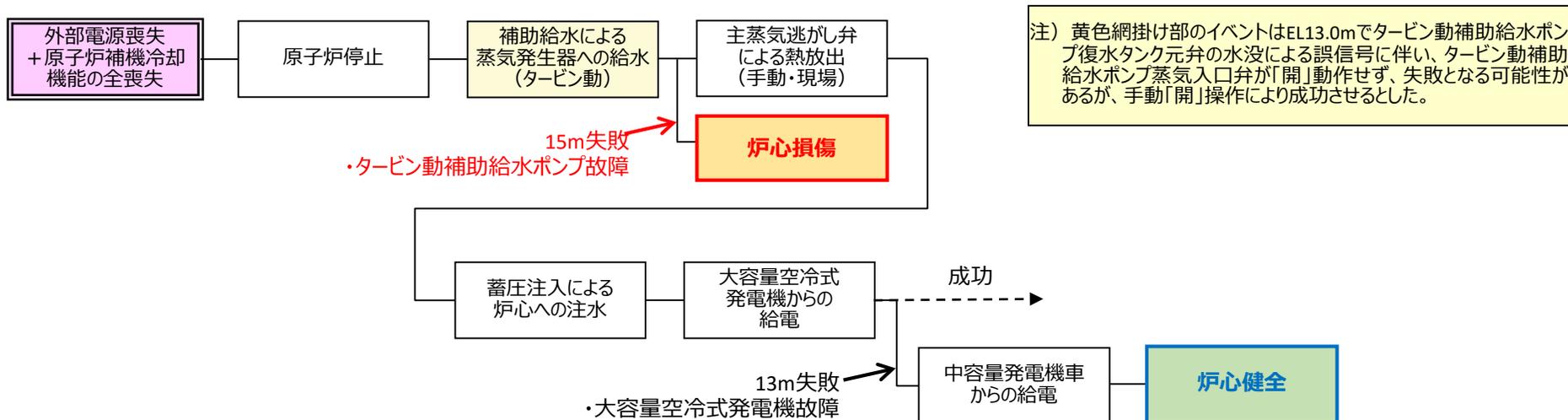
*解放基盤表面での値

○ クリフエッジに達した際の措置

- 炉心（出力時）については、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を手動操作で開弁することにより、蒸気発生器への給水を再開できるため、炉心損傷を防ぐことが可能である。
- 炉心（停止時）については、まず、代替再循環隔離弁を手動操作で開弁することにより、常設電動注入ポンプによる炉心への注水を再開でき、その後、余熱除去系統C/V再循環隔離弁を手動操作で開弁することにより、低圧注入による再循環炉心冷却に移行できることから、炉心損傷を防ぐことが可能である。
- 使用済燃料ピットについては、可搬型ディーゼル注入ポンプによるSFP補給/SFPスプレイ、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料の損傷を防ぐことが可能である。

○ クリフエッジシナリオ（津波、炉心出力時）

起回事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



クリフエッジ機能	クリフエッジ事象	クリフエッジ高さ
電気盤からの給電	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	15m

○ 津波に対するクリフエッジ

評価項目		クリフエッジとなる事象	クリフエッジ 津波高さ
出力時	炉心	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	15m
	格納容器	中容量発電機車からの給電不能による格納容器隔離不能	15m
	使用済燃料ピット	タンクローリー機能喪失によるSFP補給用水中ポンプからの海水注入不能	27m
停止時	炉心	中容量発電機車からの給電不能による常設電動注入ポンプによる注水不能	15m

○ クリフエッジに達した際の措置

- 炉心（出力時、停止時）については、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、代替炉心注入により、炉心損傷を防ぐことができる。
- 使用済燃料ピットについては、発電所外より手配した発電機、燃料により、SFP補給用水中ポンプによる海水注入、または、発電所外より手配した消防自動車、燃料により使用済燃料ピットへの注水を行うことにより、使用済燃料の損傷を防ぐことができる。

○ 地震及び津波の重畳

- 地震単独評価のクリフエッジ加速度、津波単独評価のクリフエッジ高さは、互いに影響し合うことがない。

○ 安全裕度評価により抽出された追加措置

追加措置	運用方針	期待される効果
安全裕度評価結果の発電所要員への教育	教育	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準を超える地震、津波が起こった際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上する。
メタクラ保護継電器リフト処置の訓練	手順書作成、教育、訓練	<ul style="list-style-type: none"> 地震時クフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置手順の知識・技能が向上する。
メタクラ保護継電器のデジタル化	— (リフト処置の省略)	<ul style="list-style-type: none"> デジタル化によりメタクラ保護継電器の耐震信頼性向上を図ることができ、上記リフト処置が不要となることから、緊急時対応要員の負担を軽減することができる。

安全因子	安全性向上に対する中長期的な観点からの有効性評価
プラント設計	プラント設計は新規規制基準への適合性が確認されており、今後も国内外の最新の規格・基準等を含む新知見を収集、反映することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
構造物、系統及び機器（SSC）の状態	SSCの状態が設計上の要求事項を満たすことは、日常のサーベランス及び定期事業者検査で確認され、品質マネジメントシステム文書に定める文書管理手順により記録されており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
機器の性能認定	機器の性能は、日常のサーベランス及び定期事業者検査で、それぞれ、保安規定及び技術基準を満たすことが確認されており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
経年劣化	運転サイクル毎に保全計画、点検計画を策定し、これに基づく保全活動を実施し、また、品質マネジメントシステムのプロセスに基づき保全の有効性を継続的に改善しており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。なお、運転開始後30年に実施した「経年劣化に関する技術的な評価」において、経年劣化にかかる保全の有効性を確認している。
安全実績	プラントは昭和59年7月の運開以来、平成23年5月の第21回定検停止までの間、計画外停止を自動1回、手動2回しか経験せず安全に運転してきた。また、長期停止後の第22運転サイクルにおいてトラブル等を経験せず運転を継続しており、高いパフォーマンスを示している。

安全因子	安全性向上に対する中長期的な観点からの有効性評価
他プラント及び研究成果から得られた知見の活用	他プラント及び研究成果から得られた知見は活用されており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
組織、マネジメントシステム及び安全文化	品質マネジメントシステムを確立し、その継続的改善のプロセスを定めており、また、品質マネジメントシステムのもと安全文化醸成に係る活動を実施し、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
手順	品質マネジメントシステム文書に、運用手順、作業手順を管理、導入、実行するためのプロセス、運転条件、規制要求等を遵守するためのプロセスを規定しており、また、必要に応じ、また、定期的に見直すこととしており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
人的要因	品質マネジメントシステム文書に、教育・訓練に関するプロセスを規定し、これを実施しており、また、人的過誤の直接原因分析を実施するための手順を定め、必要に応じ、この是正対策を行っており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
緊急時計画	品質マネジメントシステム文書に、緊急事態に対応するための計画、要員、施設、機器を定めており、これに基づき重大事故等対策のための訓練が日常的に行われており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。
環境への放射線影響	放射性液体・気体廃棄物の放出量は保安規定に定められている年間放出基準内で管理されており、今後も継続することから、中長期的観点からも有効であると評価する。

4-1 評定結果

● 安全性に関する長所

- ▶ プラントは、昭和59年7月の運開以来、平成23年5月の第21回定検停止までの間、計画外停止を自動1回、手動2回しか経験せず安全に運転してきた。また、長期停止後の第22運転サイクルにおいて、トラブル等を経験せず運転を継続している。
- ▶ 保安活動が確実に実施されている。

● 安全性に関する短所

- ▶ 安全性向上措置が抽出されたが、いずれも、保安活動のプロセスの欠陥によるものではなく、プラントの安全性を更に向上させるためのものである。

本書で抽出した安全性向上に資する措置を確実に実行することにより、プラントの安全性は更に向上するものと評価する。

安全性向上分科会による外部評価結果（2-5）を踏まえ、今後、以下の対応を採ることとする。

1. 新規機器の設置、新規機能の導入時には、これらがもたらす可能性があるリスクについて評価するプロセスを導入する。
2. 情報セキュリティ分野の新知見を収集し、分析する。
3. RIDM（Risk Informed Decision Making）プロセスを構築する。
4. 安全裕度評価結果を用いた継続的改善を実施する。

- 今後も保安活動を確実に実施し、安全運転を継続する。
- 本書で抽出した安全性向上に資する措置を確実に実行する。
- 安全性向上評価の仕組みを活用した、安全性向上に向けた取組みを継続し、
 - PRAを手法成熟に応じ
 - 安全裕度評価を段階的に拡張しつつ、合理的に実現可能な限り原子力発電のリスクを低減する。
- 長期的には、RIDM（Risk Informed Decision Making）を導入した、原子力発電所のリスク低減プロセスを構築する。
- 併せて、届出書の記載内容を含め安全性向上評価プロセスを継続的に改善していく。

保安活動から抽出した措置	実施時期（予定）	備考
海水ポンプ取替	第23回定期検査時	
空調用冷凍機取替	第23回定期検査時	
メタクラ保護継電器のデジタル化	第23～26回定期検査時	PRA、安全裕度評価からも抽出
原子炉安全保護盤取替	第24回定期検査時	
安全保護系ラック取替	第24回定期検査時	
外部電源受電システムの増強	保安規定認可申請中	
受電系統の変更（特高開閉所の更新）	2023年7月	
発電機回転子取替	第23回定期検査時	
原子炉容器冷却材出口管台保全工事	第23回定期検査時	
運転シミュレータ装置へのMAAP導入	2018年7月	
敷地周辺地震観測装置の追加設置	2018年3月	

PRAから抽出した措置	実施時期
重要シナリオの所員への教育・訓練強化	適宜
再循環サンプスクリーンの巡視点検強化	適宜
地震時ccw保有水量の監視強化	適宜

安全裕度評価から抽出した措置	実施時期
クリフエッジに到達した際の措置を含む安全裕度評価結果の所員への教育・訓練	適宜
メタクラ保護継電器のリフト処置の手順作成、教育・訓練	適宜

END

