

# 玄海原子力発電所3号機

## 第1回 安全性向上評価の概要について

2020年3月18日

九州電力株式会社



### 届出書の構成 (1/2)

1

玄海3号機第1回 安全性向上評価

- 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

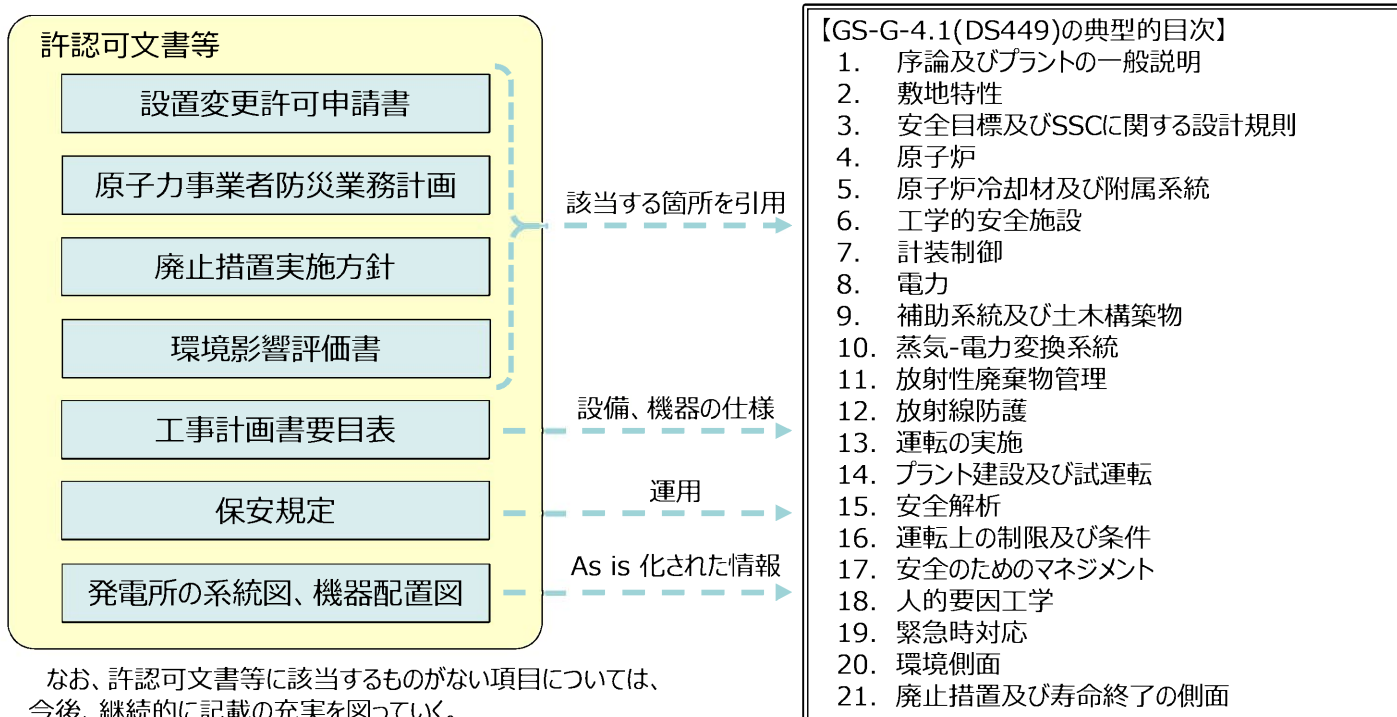
### 4-2 安全性向上計画

- 参考資料（商業機密、防護上の機密等の公開できない情報）

## 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 (1/2)

### ● 第1章の記載方針

- 章立ては、IAEA安全ガイドGS-G-4.1(DS449)の典型的目次に従い、記載内容は、同ガイド本文に規定されている要件を反映する。
- 評価時点は、第14回施設定期検査終了時点(2019.8.20)の状態を対象とする。



## ● 第1章の項目及び引用している主な許認可文書等

玄海3号機第1回 安全性向上評価

第1章 項目	引用している主な許認可文書等
1. 序論及びプラントの一般説明	設置変更許可申請書、保安規定
2. 敷地特性	設置変更許可申請書、環境影響評価書、保安規定、原子力事業者防災業務計画
3. 安全目標及びSSCに関する設計規則	設置変更許可申請書、保安規定
4. 原子炉	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
5. 原子炉冷却材及び附属系統	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
6. 工学的安全施設	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
7. 計装制御	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
8. 電力	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
9. 補助系統及び土木構築物	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
10. 蒸気-電力変換系統	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
11. 放射性廃棄物管理	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
12. 放射線防護	設置変更許可申請書、工事計画書要目表
13. 運転の実施	保安規定
14. プラント建設及び試運転	適用除外
15. 安全解析	設置変更許可申請書
16. 運転上の制限及び条件	保安規定
17. 安全のためのマネジメント	保安規定
18. 人的要因工学	QMS文書
19. 緊急時対応	原子力事業者防災業務計画
20. 環境側面	環境影響評価書、廃止措置実施方針、保安規定
21. 廃止措置及び寿命終了の側面	廃止措置実施方針

## 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（1/4）

## ● 方針

玄海3号機第1回 安全性向上評価

社長が定める以下の品質方針に従い、

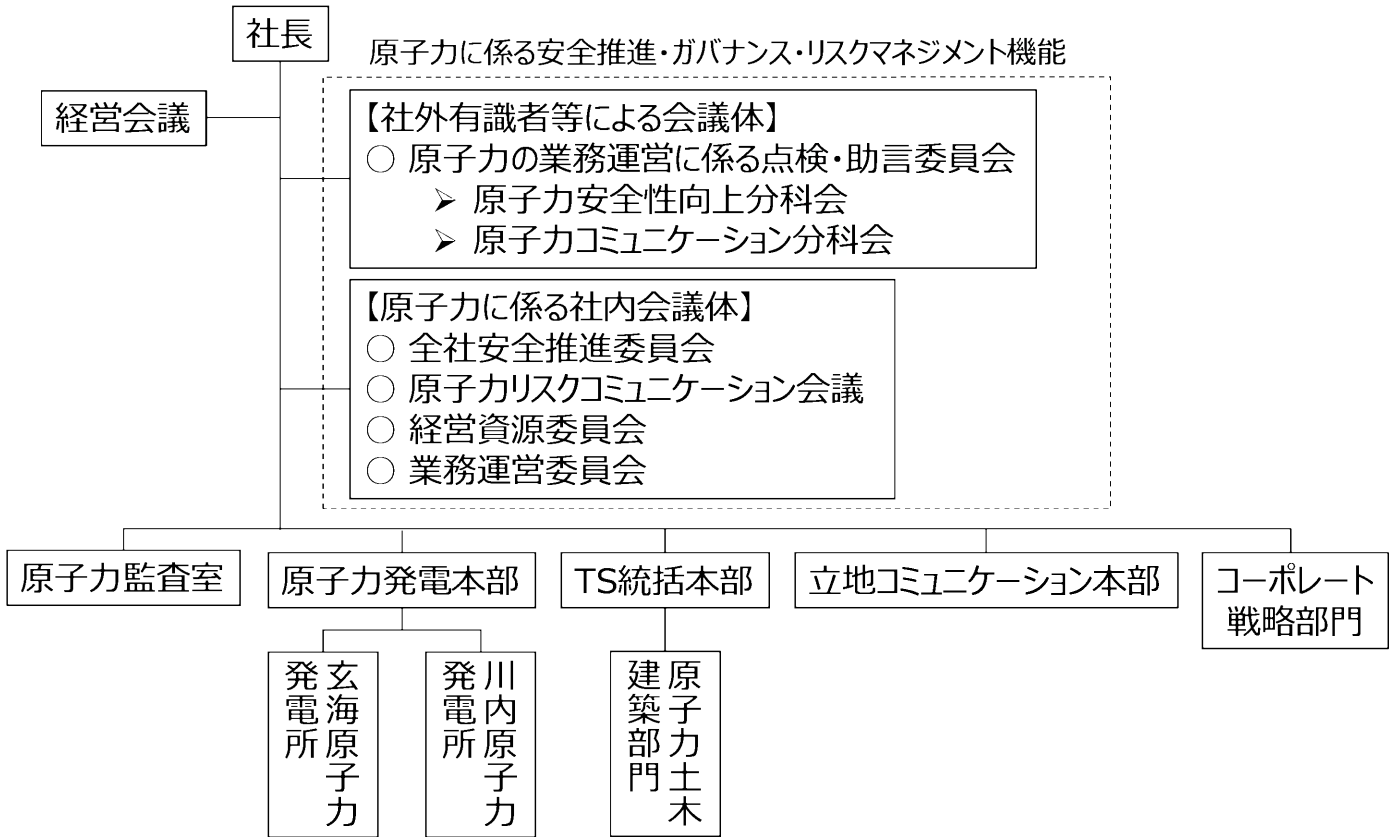
1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
4. 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

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。

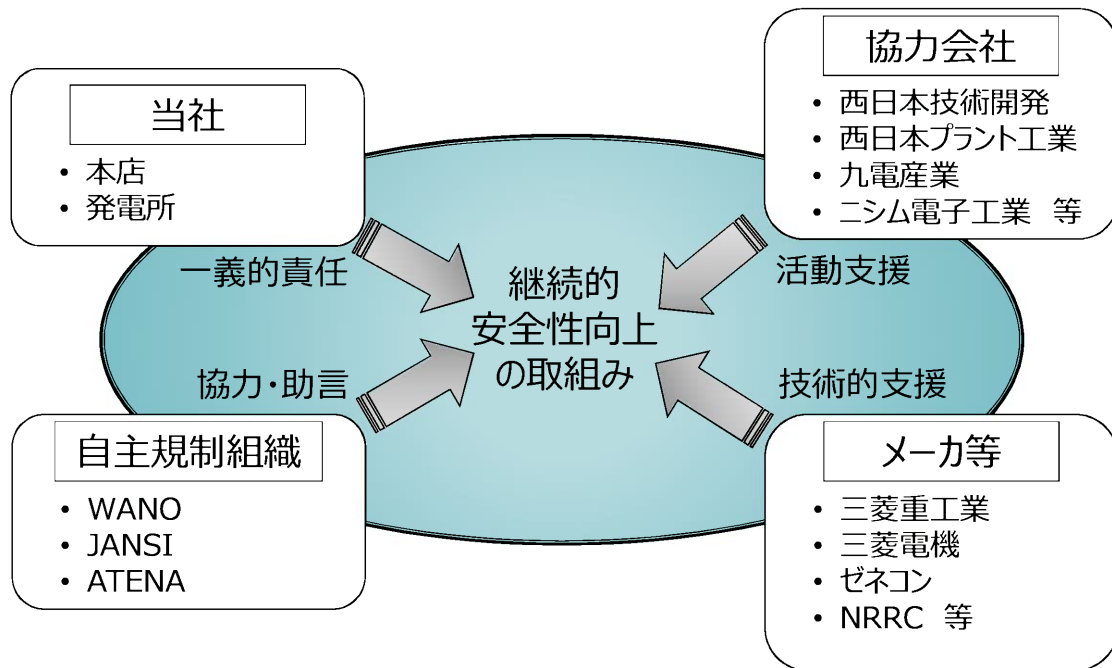
## ● 安全性向上評価の目的、目標

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

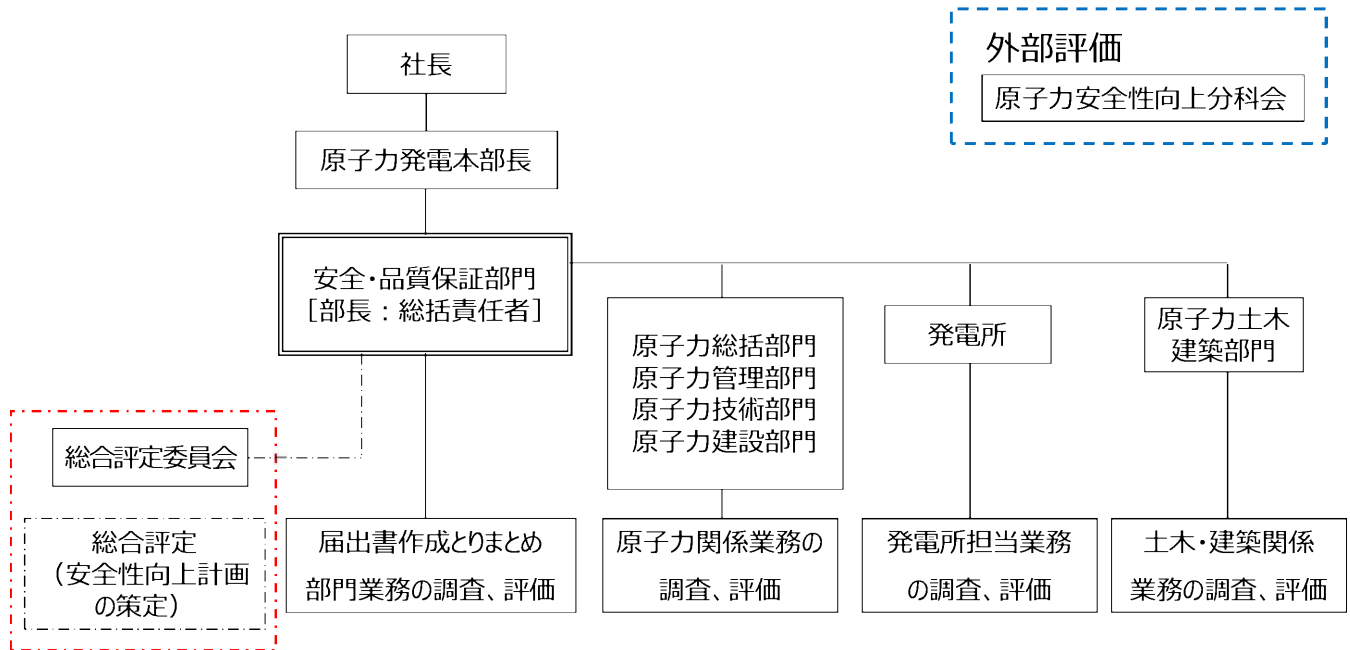


● 安全性向上の継続的取組み体制



## ● 安全性向上評価の実施体制

玄海3号機第1回 安全性向上評価



## ● 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。

## 2-2 調査等（1/9）

玄海3号機第1回 安全性向上評価

## (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：
  - 改善活動の調査期間・・・2015年4月1日～2019年8月20日
  - 実績指標の調査期間・・・各保安活動ごとに選定した実績指標を対象に2019年8月20日までの過去約10年分又は10サイクル分の確認可能な範囲のデータを評価
- 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
- 評価手法：従来の定期安全レビュー手法で実施
- 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。

## ● 改善活動の調査例 (品質保証活動)

分類	項目	改善内容
組織・体制	全社組織・業務運営体制の見直し	2017年4月に改組し、原子力発電本部を社長直轄組織とした。この結果、原子力の自主的・継続的な安全性向上を迅速かつ柔軟に実施可能となった。
社内マニュアル	品質方針の見直し	2017年6月に品質方針を見直し、原子力発電への地域・社会の皆さまからの信頼をこれまで以上に高めていくこと、原子力安全に対する更なるパフォーマンス向上に向け、より高みを目指す姿勢及びリスクマネジメントの強化を示す内容とした。 また、「原子力規制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」をより強く示す観点から、2019年6月に品質方針の見直しを実施した。
教育・訓練	「原子力安全教育」の実施方法及び主管箇所の変更	2017年度より、原子力安全教育の主管箇所を訓練センターから安全品質保証統括室に変更するとともに、協力会社へも実施することとした。この結果、原子力安全の重要性の理解が深まることが期待される。
設備	品質保証活動において設備の改善はない (対象外)	

## ● 実績指標の調査例 (1/2)

## ➤ 時間的な推移が安定している実績指標

年度 指標	2010 ※2	2011 ※2	2012 ※2	2013 ※2	2014 ※2	2015 ※2	2016 ※2	2017 ※2	2018	2019 2019.8.20 時点
計画外 自動・手動 トリップ回数	0	—	—	—	—	—	—	0	0	0
計画外 出力変動※1 回数	1	—	—	—	—	—	—	1	0	0
事故・故障 発生件数	0	1	0	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、2010年度から2019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。

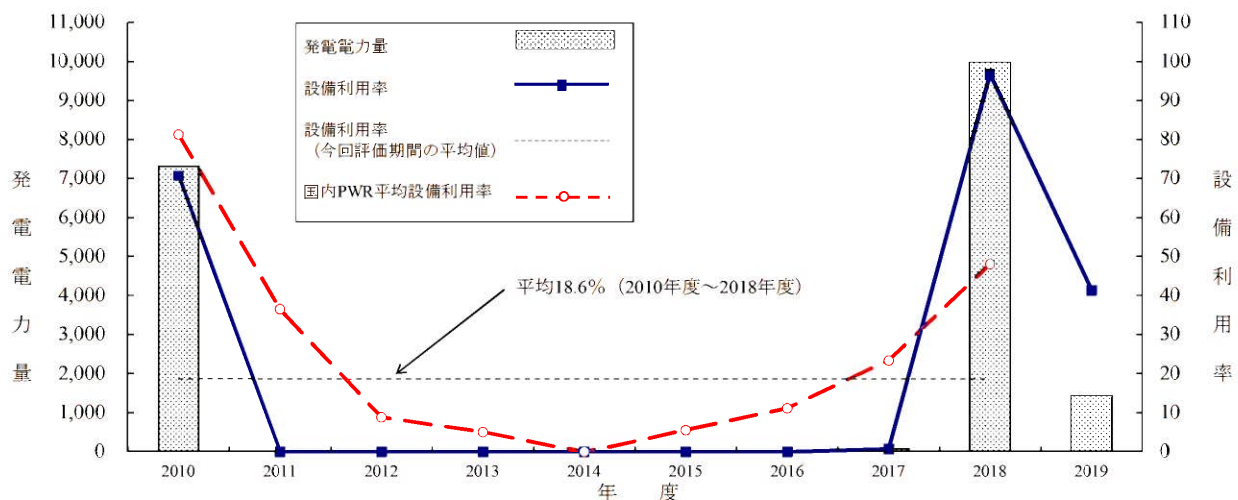
※2：2010.12.11～2018.3.25の間、福島第一原子力発電所事故後の長期停止



## ● 実績指標の調査例 (2/2)

### ▶ 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



2011年度から2016年度にかけては、2011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、2018年3月に調整運転を開始し、2018年5月に通常運転に復帰したことで、2010年度以前の水準まで回復している。

※ 2019年度は、2019年4月1日から2019年7月31日までの実績を示しており、第14回施設定期検査（2019.5.13～2019.8.20）による停止に伴い、設備利用率・発電電力量共に低くなっている。

## ● 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※<sup>1</sup>及び追加的に配備した設備等について調査した。

《多様性拡張設備（設置許可添付十追補から一部を抜粋）》

設備	運用方針	期待される効果
燃料取替用水ポンプ	燃料取替用水補助タンクを水源とし、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、4号機の定期検査時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※ <sup>2</sup>		
消防自動車※ <sup>2</sup>	防火水槽を水源とし、使用済燃料ピット代替給水配管又は可搬型ホースを使用し、消防自動車によって使用済燃料ピットへ注水する。	消防自動車、防火水槽は消火を目的として配備するが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。
防火水槽※ <sup>2</sup>		

《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	追加配備数	対応手段	備考
タンクローリ	1台 (予備:2台)	1台	大容量空冷式発電機用燃料タンク 他の燃料補給	「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。

※<sup>1</sup> 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  
 ※<sup>2</sup> 3,4号機共用

## (2) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

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、国際的な取り組みや共同作業から謙虚に学ぶとする取り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、

- ・ 玄海3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：2015年4月1日～2019年8月20日
- 調査内容：
  - ① 安全に係る研究
  - 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
  - ⑥ メーカーからの提案

## ● 新知見に係る調査結果

新知見に係る調査の結果について以下に取りまとめた。

分類	収集分類	収集情報	検討結果			反映要の新知見の内	
			反映が必要な新知見	反映要否検討中	新知見だが、反映が必要ないもの	反映済	反映未済
① 安全に係る研究	1-電共研	約70件	なし	10件	9件	なし	なし
	2-自社研	約20件	1件	なし	1件	1件	なし
	3-NRA等の研究開発	約140件	2件	なし	4件	2件	なし
	4-国外機関の研究開発	約360件	なし	なし	なし	なし	なし
② 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	1-運転経験からの教訓	約370件	56件	なし	なし	55件	1件
	2-NRAからの文書指示	5件	5件	なし	なし	5件	なし
③ PRA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	8件	8件	なし	なし	8件	なし
④ 国内外の基準等	1-国内の規格基準	約60件	27件	35件	1件	25件	2件
	2-国外の規格基準	約930件	なし	なし	なし	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1760件	2件	5件	18件	2件	なし
	2-国外の学会活動	約510件	なし	なし	なし	なし	なし
⑥ メーカーからの提案	メーカー提案	約60件	なし	なし	なし	なし	なし



➤ 反映が必要な新知見の例

④ 国内外の基準等

1-国内の規格基準

件名	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 P005-2018) (追補3)	経年劣化メカニズムまとめ表について、平成27年12月から平成29年2月末までに、国の審査が完了した4基（高浜発電所1、2号機、美浜発電所3号機、敦賀発電所2号機）の高経年化技術評価報告書の知見及び原子力発電所の運転経験が反映された。	社内マニュアルに取込んでおり、高経年化技術評価の劣化事象の検討に適用予定である。

(3) プラント・ウォークダウン

確率論的リスク評価（PRA）及び安全裕度評価のために必要な、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（インタビュー含む）を実施した。

項目	実施目的	実施計画	結果
地震／津波 PRA	構築したPRAモデルや検討したシナリオの妥当性を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震後のアクセス性、現場操作確認</li> <li>耐震安全性の確認 ・モデル化の前提条件確認</li> <li>津波防護設備の確認</li> <li>機器等に影響をあたえる事象、評価前提条件の確認</li> <li>開口部シールの確認</li> <li>津波後のアクセス性、現場操作性の確認</li> <li>モデル化の前提条件確認</li> </ul>	構築したPRAモデル及び検討したシナリオへの新たな反映が必要ないことを確認した。
地震随伴 溢水	地震クリフエッジシナリオに対する被水影響を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 調査対象SSCの選定（構造が単純、動力供給不要、溢水発生有無）</li> <li>○ 調査方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溢水源からの飛散による被水影響確認</li> <li>・ 天井開口部、貫通部からの被水影響確認</li> </ul> </li> </ul>	被水源からの被水の範囲外であり、天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受けないことを確認した。
その他自然 現象 (豪雨)	豪雨が発生した場合の影響を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 対象範囲：玄海発電所敷地全般</li> <li>○ 着眼点 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 局所的に雨水が滞留するような場所がないか</li> <li>・ 排水経路の周辺のコンクリート部含めて外見上の異常、（腐食、亀裂等）はないか</li> </ul> </li> </ul>	排水経路、雨水排水処理装置に変更がなく、雨水が滞留するような場所がないことを確認した。

### ● 安全性向上計画

2-2(1)~(3)の調査の結果、保安活動により安全性向上のための追加措置が抽出されており、以下にこれらの概要を取りまとめた。

ただし、規制要求に基づく追加措置については記載していない。

### ● 保安活動により抽出された追加措置（1/2）

保安活動	追加措置	計画概要
運転管理	リスクモニタを用いた運転停止時のリスク管理の考え方の明確化	定期検査時のリスク低減及び緩和を目的に停止時リスクモニタを用いたリスク管理を実施しているが、CDFのレベルに応じた最適なリスク低減措置を実施できるよう、運用の明確化を行う。
保守管理	設計基準文書(DBD)の整備	安全上重要な設計要件をまとめた文書（設計基準書）を整備する。
保守管理	原子炉安全保護計装盤等更新	原子炉安全保護計装盤及び原子炉安全保護ロジック盤の構成部品が製造中止となっているため、既設アナログ設備から長期保守安定性に優れたデジタル設備へ取替える。併せて原子炉安全保護計装盤に原子炉安全保護ロジック盤の機能を統合する。

### ● 保安活動により抽出された追加措置（2/2）

保安活動	追加措置	計画概要
保守管理	原子炉容器上部ふた取替	原子炉容器上部ふたの管台の応力腐食割れ対策として、原子炉容器頂部温度低減対策により、健全性を確保している。更なる信頼性向上のため、予防保全として最新設計の原子炉容器上部ふたに取替える。
保守管理	2次系シーケンス盤更新	設備の構成部品が製造中止となっているため、最新のデジタル設備へ取替える。
緊急時の措置	運転シミュレータへのMAAP導入	過酷事故時の事象を連続して模擬出来るように、原子力訓練センターの運転シミュレータに重大事故解析コード(MAAP)を導入する。

## (1) 構築物、系統及び機器における追加措置 (1/2)

抽出された追加措置について、構築物、系統及び機器における運用方針及び期待される効果を以下に示す。

追加措置	運用方針	期待される効果
リスクモニタを用いた運転停止時のリスク管理の考え方の明確化	※	従来のリスク低減措置はCDFの大小によらず一律の対応としていたが、運用を明確にすることでCDFのレベルに応じたより最適なリスク低減措置が可能になる。
設計基準文書(DBD)の整備	※	安全上重要な設計要件をまとめた文書を整備することで、コンフィギュレーションマネジメント (CM) の設計要件の管理が強化され、信頼性が向上する。
原子炉安全保護計装盤等更新	変更なし	原子炉安全保護計装盤及び原子炉安全保護ロジック盤を最新のデジタル制御設備へ更新することで当該盤の保守性が向上する。

※「2-3 安全性向上計画」の計画概要参照

## (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
原子炉容器上部ふた取替	変更なし	予防保全として原子炉容器上部ふたを取り替えることにより、原子炉容器上部ふた管台の更なる信頼性が向上する。
2次系シーケンス盤更新工事	変更なし	2次系シーケンス盤を最新のデジタル制御設備へ更新することで、当該盤の保守性が向上する。
運転シミュレータへのMAAP導入	変更なし	炉心溶融等の重大事故等 (SA) 時のプラント挙動及びその対応に関する運転員の知識、SA時の運転操作技術を向上させることにより、プラントの安全性が向上する。

## (2) 体制における追加措置

抽出された追加措置については、既存の体制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。

### ● 原子力安全性向上分科会による評価

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

<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 システム安全解析評価グループ グループリーダー）

野口 和彦（横浜国立大学 リスク共生社会創造センター センター長）

松田 尚樹（長崎大学 原爆後障害医療研究所 教授）

敬称略 五十音順

### ● 電力各社による届出書レビュー

本届出書について、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、判断根拠等が明確かの観点で以下の電力各社へレビューを依頼し、その結果を反映した。

- |                    |               |
|--------------------|---------------|
| ・ 北海道電力株式会社        | ・ 関西電力株式会社    |
| ・ 東北電力株式会社         | ・ 中国電力株式会社    |
| ・ 東京電力ホールディングス株式会社 | ・ 四国電力株式会社    |
| ・ 北陸電力株式会社         | ・ 日本原子力発電株式会社 |
| ・ 中部電力株式会社         | ・ 電源開発株式会社    |

### ● 原子力安全性向上分科会の結果及びその対応

「原子力安全性向上分科会」において受けたご意見、ご助言について、以下のとおり対応する。

原子力安全性向上分科会において受けたご意見、ご助言	原子力安全性向上分科会の評価を踏まえた対応
技術的検討に加え、安全文化や品質活動のようなマネジメントの対応についても重視する必要がある。	安全性向上に向けた活動は、安全文化を醸成するための活動を行う仕組みを含めた品質マネジメントシステムに基づき、継続的改善に取り組む。
保安活動の実績指標について、社内マニュアルの改正回数（品質保証活動）や教育の受講率（安全文化醸成）等を実績指標としているが、保安活動の効果を計る観点から、自主的な改善提言の回数等の安全文化が醸成された結果に視点を向けて指標を設定すべきである。	原子力規制検査制度の導入にあわせて、発電所のパフォーマンス監視のための指標を拡大する計画であり、この検討結果を踏まえるとともに安全性向上として監視する指標の目的や得られる効果を考慮し、見直しを行う。
気象変動については、最近その変動が激しく原子力に限らず注意が必要である。今後の課題となるが、原子力としても注視していただきたい。	気象に関する新知見の収集においては、気象庁の観測データを基に情報収集を行っているところであるが、今後もこれらの情報については注視していく。
確率論的リスク評価の結果に基づき追加措置として「教育・訓練の強化」を抽出しているが、教育・訓練による効果を安全性向上に向けてどのようにフィードバックしていくかが今後の課題である。	確率論的リスク評価の結果に基づき追加措置として抽出された「教育・訓練の強化」について、現状、教育・訓練による効果を定量化することは困難であることから、今後の課題と認識し、検討を進めていく。

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価 (1/23)

玄海3号機第1回 安全性向上評価

(1) 内部事象及び外部事象に係る評価

- 概要
 

評価時点における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、設計や安全評価の前提となっている内部事象及び外部事象の評価を行う。
- 確認方法
 

内部事象として内部火災及び内部溢水等を、外部事象として設計上考慮している自然現象及び人為事象等を対象として、設計や安全評価の方法、前提条件などに変更がないことを確認する。
- 評価結果
 

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、原子炉施設の設計や安全評価の方法、前提条件などを確認した結果、新規制基準適合性審査時の設計や安全評価を変更する必要がないことを確認した。

事象 (一部抜粋)		確認結果
内部事象	内部火災、内部溢水、配管ホィップ、内部ミサイル、重量物落下、蒸気放出、爆発、振動	適用規格及び適用基準の改正内容とその影響を確認し、見直しの必要がないことを確認した。
	電磁的障害	
外部事象	地震、津波、火山、竜巻、敷地特性、地盤、原子炉建屋基礎地盤及び周辺斜面の安定性	最新の科学的・技術的知見の確認の結果、既評価を見直すような知見がないことを確認した。
	気象、水理、社会環境、生物、外部火災	既評価の数値・条件を超えない又は、同等であることを確認した。

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価 (2/23)

玄海3号機第1回 安全性向上評価

(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。

なお、川内1号機第1回届出(補正)において、“不確かさを考慮した最適評価(BEPU)手法を含めた最新の評価手法の調査を継続し、評価への適用を検討していく”こととしており、その検討状況を以下に示す。

● 不確かさを考慮した最適評価(BEPU)手法の検討状況

- 不確かさを考慮した最適評価(BEPU)手法については、(一社)日本原子力学会において「統計的安全評価の実施基準」(AESJ-SC-S001:2008)の改訂作業が進められているところであり、改訂内容等を踏まえ、当社の決定論的安全評価への適用を引続き検討する。
- なお、三菱重工業(株)が開発した解析コードSPARKLE-2※は、最適評価が可能な解析コードであり、炉心損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価に適用している。川内原子力発電所の安全性向上評価では、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25「原子力発電所の定期安全レビュー」(以下「IAEA SSG-25」という。)に基づく評価時に合わせて、このSPARKLE-2を設計基準事故に適用し、より現実的な挙動を確認することとしており、玄海原子力発電所についても、同様に現実的な挙動の確認を行う。

※ SPARKLE-2：1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コード



(例) 運転管理の改善状況が及ぼす影響の評価

玄海3号機第1回 安全性向上評価

内容	影響
2017年9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た。	設置変更許可（2017年1月18日）で考慮されている事項であり、決定論的安全評価に影響なし
プラント起動の勉強会（キャビティ水抜き操作）において、運転操作の充実に係るコメントがあったため、2018年2月に社内マニュアルを改正し、操作内容の記載を明確化した。	決定論的安全評価に係るマニュアルの改正でないことから、影響なし
プラント起動・停止時の余熱除去ポンプ運転中で、かつポンプ上流側である1次冷却材温度が高温状態においての1次冷却材喪失事象を想定すると、余熱除去ポンプ上流側にて減圧沸騰に伴う蒸気ボイドが発生し、低圧注入機能が喪失する可能性がある。そのリスクを低減し、崩壊熱除去機能と低圧注入機能を確保することから2019年4月に社内マニュアルを改正した。	決定論的安全評価に係る運用に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
2018年12月に、運転員の基礎能力の理解向上を図るため、作業時操作訓練の訓練項目を見直し、全ての運転員を対象とする「運転員のパフォーマンス向上」に係る教育を追加した。	教育・訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
2016年度から、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、停止時リスクモニタの運用を開始した。	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
格納容器再循環サンプスクリーン閉塞問題（原子炉冷却材喪失事故時、格納容器再循環サンプスクリーンが異物混入により機能低下する問題）対策として、同スクリーン閉塞時の徴候検知方法及び対応操作を社内マニュアルに定め、迅速な対応が図られる運用としており、第13回定期検査時に、ろ過性能を向上（表面積を拡大）させた格納容器再循環サンプスクリーンへの取替工事が完了した。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
2017年4月に、それぞれの盤の情報を容易に確認できるよう1箇所に集約し、集中監視できるシステムの構築を行い、中央制御室内における各種情報の視認性向上を図った。また、プラント映像監視システムのカメラ映像等についても、本システムの大型表示装置で集中監視できるようシステム構築を行った。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし
運転訓練支援装置は、2019年度中に予定している運転訓練支援装置への炉心溶融モデル（MAAP）導入に伴うSA教育用画面及びSA可視化画面追加に対応するため取替を実施した。	訓練に係る事項であり、決定論的安全評価に影響なし
第14回施設定期検査において、中央制御室指令台に運転操作の監視性向上を目的とし玄海3号機用CRT1台を増設した。増設したCRT操作画面表示は既設のリクエストパネルに切替えスイッチを追加し2画面操作可能とした。	決定論的安全評価に係る設備に対する更なる安全対策であり、決定論的安全評価に影響なし

玄海3号機第1回 安全性向上評価

(3) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）

○ 安全性向上評価におけるPRA実施範囲

発電用原子炉の通常運転を阻害する事象を対象とし、内部事象として機器の故障及び運転員の誤操作等のプラント内部の要因に起因する事象を、外部事象として施設外部の要因に起因する事象を対象とする。

また、発電用原子炉の出力運転時及び停止時の状態を対象とする。

○ 初回届出時の記載事項

- 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）
- 敷地等境界における実効線量評価

○ 以下の事象について、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

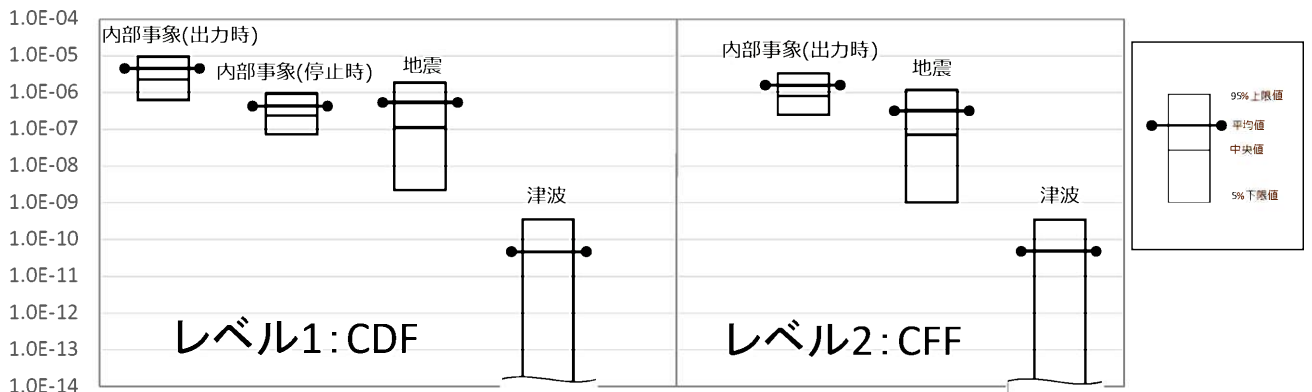


- 安全性向上評価に関する運用ガイドに基づき、以下のリスク指標を評価
  - 炉心損傷頻度 (CDF)
  - 格納容器機能喪失頻度 (CFF)
  - 事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度
  - 敷地等境界における実効線量 (被ばく評価)

○ PRA結果 (SA対策有)

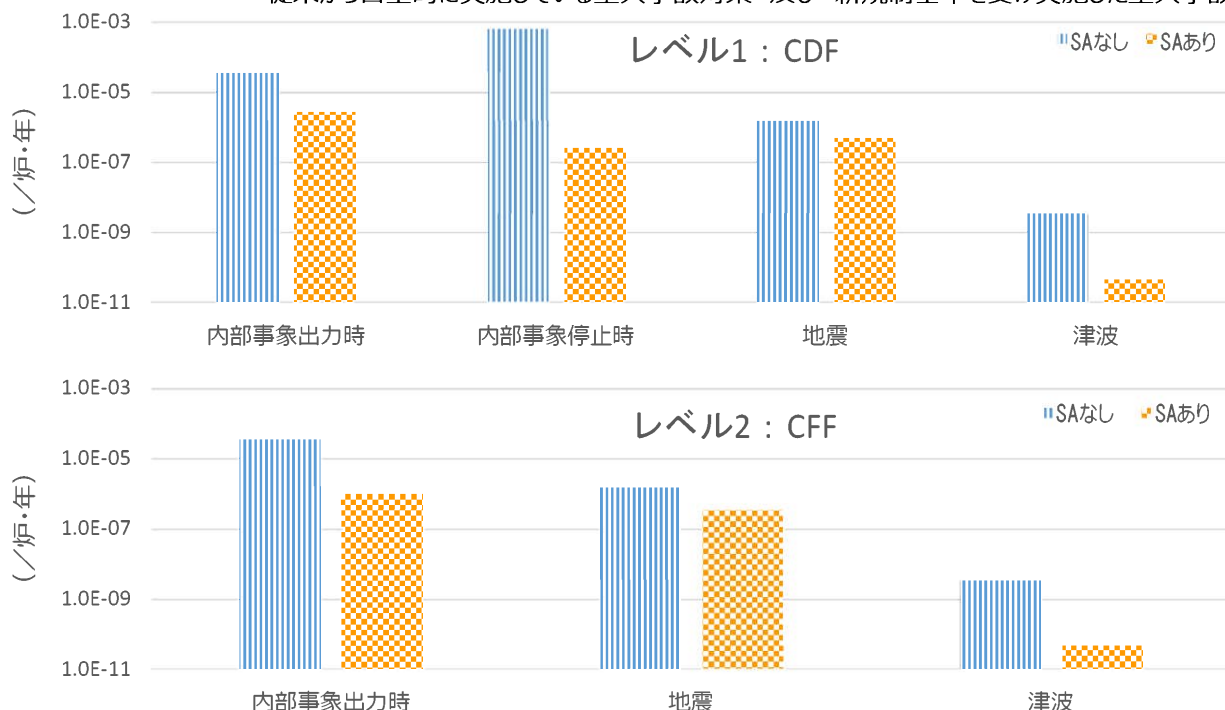
	レベル1 : 炉心損傷頻度 (CDF) (／炉年)	レベル2 : 格納容器機能喪失頻度 (CFF) (／炉年)
内部事象 (出力時)	2.5E-06	9.9E-07
内部事象 (停止時)	2.5E-07	—
地震 (出力時)	4.7E-07	3.5E-07
津波 (出力時)	4.6E-11	4.6E-11

○ 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

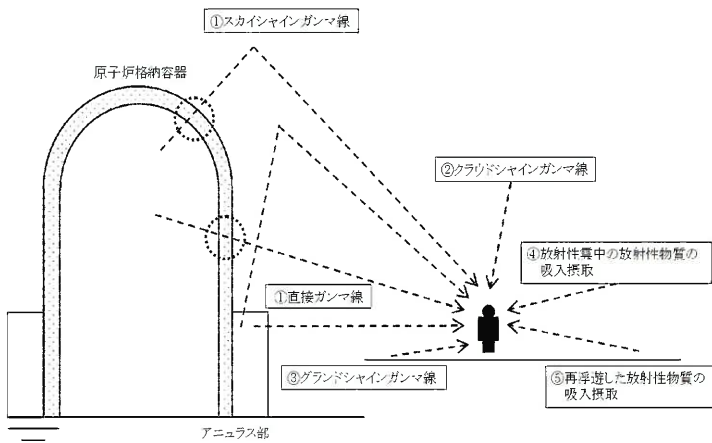
内部事象 9.9E-07 (／炉年)  
 地震 3.5E-07 (／炉年)  
 津波 4.6E-11 (／炉年)

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	7.1E-08	3.0E-10	ε	>100
		外部	—	1.8E-08	—	>100
	格納容器破損	エナジエティック	2.8E-09	6.9E-11	ε	>100
		先行破損	3.6E-08	2.0E-09	ε	>100
		その他	5.2E-07	1.7E-07	1.3E-12	>100
		外部	—	1.9E-09	—	>100
	隔離失敗	—	3.6E-07	1.7E-07	4.5E-11	>100
合計	—	9.9E-07	3.5E-07	4.6E-11	>100	
炉心損傷後、格納容器健全 (設計漏えい)	—	1.4E-06	9.6E-08	1.4E-14	0.86	

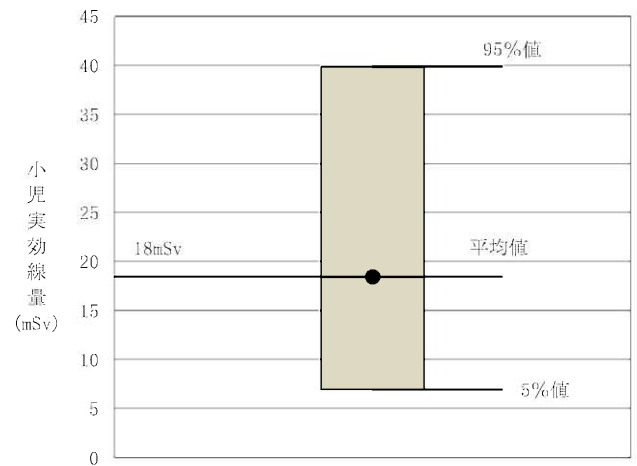
※ 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時に対してはMAAPの解析結果を基に評価を行った。

○敷地等境界における実効線量評価

- 大気中への放射性物質の放出量をもとに、7日間の敷地等境界における被ばく線量を評価した。(本評価では、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。)
- 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18mSvとなった。



敷地等境界における公衆の被ばく経路

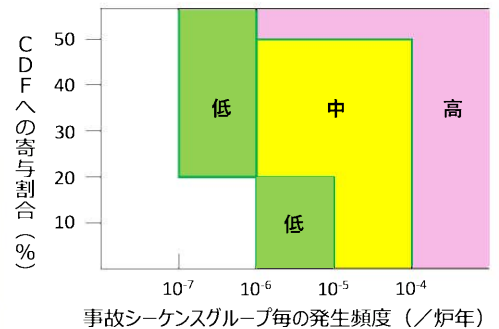


敷地等境界における実効線量の評価結果

○更なる安全性向上策の検討

- レベル1PRA結果から事故シーケンスグループごとのリスク評価値を整理し、それぞれのCDF値及びCDFへの寄与割合から、下表のとおり、重要な事故シーケンスグループを抽出した。
- 抽出した事故シーケンスグループに対して、リスク寄与の大きい代表的な事故シナリオを分析することで、改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	5.1E-07 (20.6%)	1.9E-09 (0.8%)	4.0E-08 (7.6%)	ε
全交流動力電源喪失	1.9E-07 (7.6%)	2.8E-08 (11.3%)	2.3E-07 (43.8%)	1.5E-12 (3.3%)
原子炉補機冷却機能喪失	7.6E-07 (30.7%)	1.4E-08 (5.5%)	1.1E-07 (21.8%)	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-08 (0.7%)	ε	1.1E-10 (<0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	1.2E-09 (<0.1%)		3.8E-08 (7.2%)	
ECCS注水機能喪失	4.0E-07 (16.4%)	3.8E-11 (<0.1%)	7.2E-08 (13.8%)	ε
ECCS再循環機能喪失	5.4E-07 (22.0%)	2.3E-12 (<0.1%)	9.8E-09 (1.9%)	ε
格納容器バイパス	4.9E-08 (2.0%)			
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		1.1E-07 (43.2%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		8.7E-08 (35.0%)		
反応度の誤投入(停止時)		9.1E-09 (3.6%)		
炉心損傷直結事象			2.0E-08 (3.8%)	4.5E-11 (96.7%)
合計	2.5E-06	2.5E-07	4.7E-07	4.6E-11



○原子力学会標準「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」：2013において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

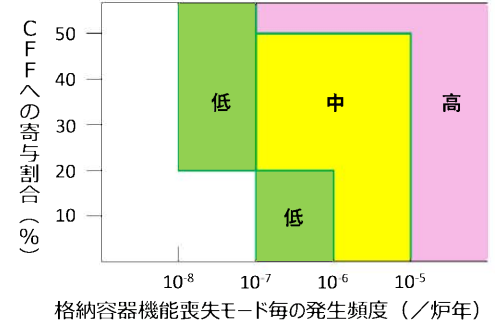
- 重要度「高」**  
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「中」**  
⇒緩和策の面からのCDFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「低」**  
⇒炉心損傷防止に着目した手順への対処

ε：カットオフ値未満

○更なる安全性向上策の検討

- レベル2PRA結果から格納容器機能喪失モードごとのリスク評価値を整理し、それぞれのCFF値及びCFFへの寄与割合から、下表のとおり、格納容器機能喪失モードを抽出した。
- 抽出した格納容器機能喪失モードに対して、リスク寄与の大きい代表的な事故シナリオを分析することで、改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	5.5E-11 (<0.1%)	ε	ε
格納容器隔離失敗	3.6E-07 (36.6%)	1.7E-07 (46.3%)	4.5E-11 (97.2%)
水素燃焼	1.6E-09 (0.2%)	4.3E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.4E-07 (45.1%)	1.1E-07 (31.0%)	3.7E-13 (0.8%)
ベースマツト溶融貫通	7.9E-09 (0.8%)	4.3E-09 (1.2%)	6.6E-14 (0.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.6E-08 (3.6%)	2.0E-09 (0.6%)	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	1.1E-09 (0.1%)	2.6E-11 (<0.1%)	ε
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステムLOCA	3.8E-09 (0.4%)	/	/
蒸気発生器伝熱管破損	6.7E-08 (6.8%)	1.9E-08 (5.1%)	ε
格納容器過温破損	6.3E-08 (6.4%)	5.6E-08 (15.4%)	8.6E-13 (1.9%)
格納容器直接接触	ε	ε	ε
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	/	1.9E-09 (0.5%)	/
合計	9.9E-07	3.5E-07	4.6E-11



- レベル1PRAと同様の考え方で重要度に応じた対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては横軸が1桁ずつ低い値を閾値として設定。
- 重要度「高」**  
⇒起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「中」**  
⇒緩和策の面からのCFFの低減に着目した手順や設備の変更
- 重要度「低」**  
⇒格納容器破損防止に着目した手順への対処

ε: カットオフ値未満

○ PRAにより抽出された追加措置について、期待される効果を以下に示す。

分類	追加措置	期待される効果
設備／運用対策	特定重大事故等対処施設による格納容器スプレィ及びフィルタベントの導入	原子炉格納容器の過圧破損のリスクの低減が期待できる。
教育・訓練の強化	重要シナリオに対する教育・訓練の強化	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。

(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、その影響を緩和できる可能性のある措置を検討した。

《 評価事象 》

- a. 地震
- b. 津波
- c. 地震及び津波の重畳
- d. 地震及び津波随伴
- e. その他自然現象に対する評価

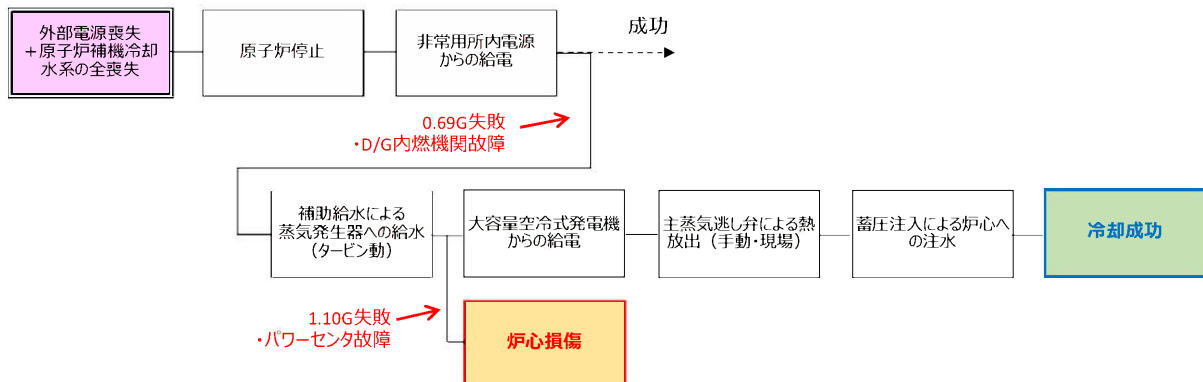
《 対象 》

- 炉心（出力時）
- 格納容器
- SFP燃料
- 炉心（停止時）

a. 地震

○ クリフエッジシナリオ（炉心、出力運転時の例）

起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却水系の全喪失



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
パワーセンタからの給電機能	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能 (蓄電池給電以降の監視計器への給電不能)	1080Gal (1.10G)

○ 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*
地震	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 1,080Gal (1.10G)
		格納容器	格納容器隔離不能 1,080Gal (1.10G)
		SFP燃料	SFP補給用水中ポンプによる海水注水不能 1,372Gal (1.40G)
	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 1,080Gal (1.10G)

\*解放基盤表面での値

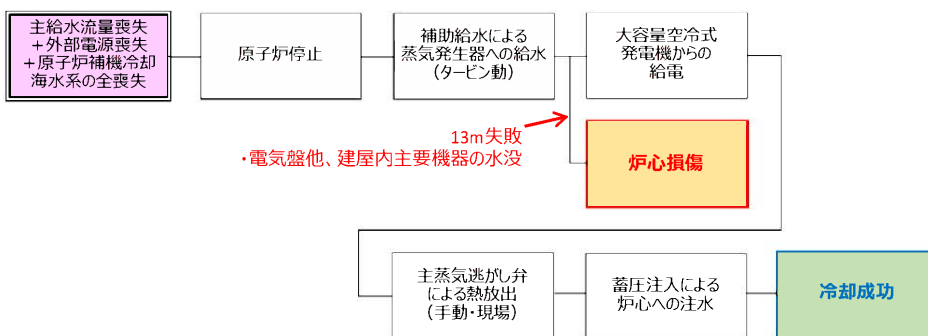
○ クリフエッジに達した際の措置

- 炉心（出力時、停止時）については、大容量空冷式発電機を用いた代替所内電源設備（重大事故等対処用変圧器受電盤、重大事故等変圧器盤等）による監視計器、蓄圧タンク出口弁及び常設電動注入ポンプへの給電を行い、炉心損傷防止を図る。
- SFP燃料については、発電所外より手配した発電機等によりSFP補給用水中ポンプによるSFPへの注水によりSFP燃料損傷防止を図る。

b. 津波

○ クリフエッジシナリオ（炉心、出力運転時の例）

起因事象：主給水流量喪失 + 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却海水系の全喪失



クリフエッジ機能	クリフエッジ事象	クリフエッジ 高さ
電気盤からの給電機能	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	13m



○ 津波に対するクリフエッジ

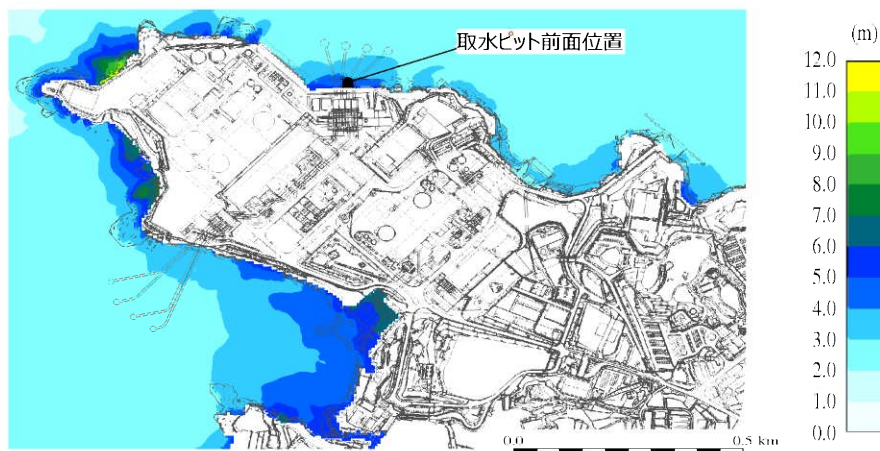
評価項目		クリフエッジとなる事象	クリフエッジ津波高さ	
津波	出力時	炉心	タービン動補助給水による蒸気発生器への給水不能	13m
	出力時	格納容器	大容量空冷式発電機からの給電不能による格納容器隔離不能	13m
		SFP燃料	SFP補給用水中ポンプからの海水注水不能	28m
停止時	炉心	大容量空冷式発電機からの給電不能による常設電動注入ポンプによる注水不能	13m	

○ 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、炉心損傷防止を図る。
- SFP燃料については、発電所外より手配した消防自動車等によりSFPへの注水を行うことにより、SFP燃料の損傷防止を図る。

○ 遡上解析による検証

- 津波対策の有効性をより現実的なものとして確認するため、遡上解析を実施した。
- 遡上解析で考慮する津波については、川内1/2号第2回届出での「その他の自然現象に対する評価」における評価方針を踏襲し、設計基準事象及び重大事故の設計で想定されている事象より大きい規模かつ、かなり可能性の低い規模の津波を想定し、発電所に及ぼす影響について確認。



最大水位分布

遡上解析で考慮する津波の設定	津波高さ	評価結果
取水ピット前面位置における年超過確率が $\ast 10^{-7}$ 相当となる仮想的な津波	EL.約+5.04m	敷地建屋周辺高さEL.+11.0mまで遡上せず、クリフエッジ高さを上回らないことを確認した。

※川内1/2号第2回届出での「その他の自然現象に対する評価」における評価方針（年超過確率「 $10^{-6}$ 」のハザードを対象）を踏襲。ただし、津波は福島第一原子力発電所事故の直接原因であることから、年超過確率「 $10^{-7}$ 」と設定した。

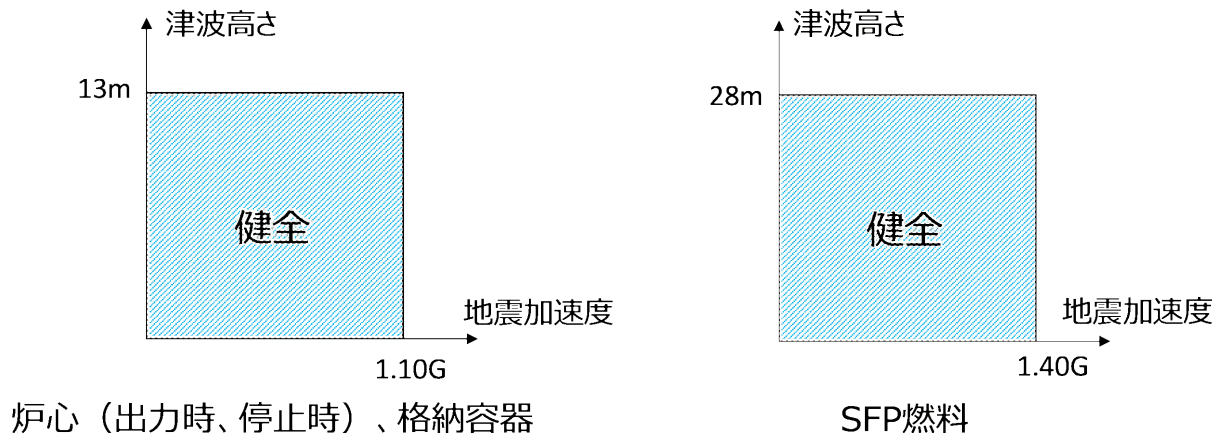
c. 地震と津波の重畳

[評価手順]

地震単独評価で特定されたイベントツリー及び関連機器への津波による影響、津波単独評価で特定されたイベントツリー及び関連機器への地震による影響を評価する。

[評価結果]

地震単独評価のクリフエッジ加速度が津波単独評価結果に影響を及ぼさないこと、並びに津波単独評価のクリフエッジ津波高さが地震単独評価結果に影響を及ぼさないことが確認されたことから、評価結果は以下の通りとなる。



d. 地震及び津波随伴

➤ クリフエッジに必要な設備に対し、各随件事象毎に以下の評価を行い、影響を受けないことを確認

○ 地震及び津波随件事象 (1/2)

随件事象		評価内容	評価結果
地震随伴溢水 (建屋内)	没水影響評価	発生を想定する溢水の最高水位とクリフエッジシナリオに必要な設備の機能喪失高さを比較し、没水による影響を評価した。	各設備の機能喪失高さが、区画内で発生を想定する溢水水位を上回ることから、没水の影響を受けないことを確認した。
	被水影響評価	溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水及び天井面の開口部又は貫通部からの被水による影響を評価した。	プラント・ワークダウン等により、発生する溢水源からの被水の影響を受けないことを確認した。
	蒸気影響評価	クリフエッジ加速度で発生する漏えい蒸気による影響を評価した。	蒸気内包設備の地震評価の評価指標がクリフエッジ加速度を上回っており、蒸気影響を受けないことを確認した。
地震随伴溢水 (建屋外)		地震により損傷した屋外設備から発生した溢水による影響を評価した。	津波評価において、屋外で発生を想定する溢水水位を上回る敷地高さ+2mを想定しており、建屋外溢水の影響を受けないことを確認した。

○ 地震及び津波随件事象 (2/2)

随件事象		評価内容	評価結果
地震随伴火災	内部火災	各設備が設置されている火災区画内の可燃物を火災源とし、地震による損傷の有無や火災防護に係る運用等により影響を評価した。	油・水素内包設備の地震評価の評価指標がクリフエッジ加速度を上回っていること、並びに点検作業により設備が分解されている場合においても運用により早期検知・消火等が可能であることから内部火災による影響を受けないことを確認した。
	外部火災	地震により想定される屋外の火災源を選定し、火災源からの輻射熱による建屋への影響や配置情報による屋外設備への影響を評価した。	火災源からの輻射熱による建屋外壁の表面温度は判定基準200℃を下回り、建屋健全性が維持されること、並びに火災源との十分な離隔距離により屋外設備及びアクセスルートの復旧/消火に必要な資機材が外部火災による影響を受けないことを確認した。
津波随伴火災	外部火災	「b. 津波評価」における「遡上解析による検証」の結果、津波は敷地建屋周辺高さEL.+11.0mまで遡上しないと想定されることから、津波随伴火災は発生しない。	

e. その他自然現象に対する評価

➢ 川内第2回届出と同様の方針で評価を実施

- ✓ IAEA SSG-25「安全因子7：ハザード解析」で示されている代表的な外部ハザードのうち、地震、津波、人為事象を除く自然現象から考慮すべきと考えられる検討事象を選定

外部ハザード	検討事象	外部ハザード	検討事象
洪水	洪水、河川の迂回	水理地質学的及び水理学的ハザード	高潮、地滑り、土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）、極端な地下水位低下、陥没・地盤沈下、海岸浸食、カルスト、高温水（海水温高）、低温水（海水温低）、水蒸気 等
竜巻を含む強風	竜巻、強風、風（台風）		
落雷	落雷		
火災	森林火災、草原火災	火山ハザード	火山（火山活動、降灰）
気象	高温、低温、凍結、霜、降雪、雹、雪崩、降雨（流木による影響含む） 等	生物学的汚染	生物学的事象
太陽風	太陽フレア、磁気嵐	外部からのミサイル	隕石*

\* 隕石については、落下確率が $9.4 \times 10^{-13}$  / 炉・年であることから評価対象事象とはしない。

- ✓ これらの検討事象について、設計基準事故及び重大事故の設計想定より大きい規模、かつ、発生頻度の低い規模である年超過確率 $10^{-6}$ 相当のハザード値に対して、発電所への影響を評価
- ✓ なお、ハザード値が算出できない事象は、『敷地の立地及び周囲の地理的条件により発生しても影響が起り得ない事象（例：洪水）』、『影響が他の事象に包絡される事象（例：高潮）』及び『予想される影響が運用で対処できる事象（例：森林火災）』の観点で整理し、定性的に評価

【評価結果】

各検討事象に対し、発電所に対する影響を評価し、影響を受けないことを確認した。

- 安全裕度評価により抽出された追加措置について、運用方針及び期待される効果を以下に示す。

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員への教育	教育	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及びこれらに伴い発生する随伴事象（溢水、火災）の影響を知ること、並びに設計基準を超える自然現象が発生した場合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。

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

● 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

IAEA SSG-25に基づく評価を実施するためには新規制基準に基づく運転実績、運転経験を入力とすることが必要と考えており、評価を行うために必要かつ十分なデータが蓄積すると考えられる新規制基準への適合性審査合格後約5年が経過する、特定重大事故等対処施設の設置後の届出時に時にIAEA SSG-25に基づく評価を実施する。

それまでの期間は、「2.2.1 保安活動の実施状況」をもとに、以下に示す11項目の安全因子ごとに整理し、安全性向上に対する中長期的な観点からの有効性について評価を実施する。

« 安全因子 »

- |                  |                           |               |
|------------------|---------------------------|---------------|
| 1. プラント設計        | 5. 安全実績                   | 9. 人的要因       |
| 2. 構築物、系統及び機器の状態 | 6. 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用 | 10. 緊急時計画     |
| 3. 機器の性能認定       | 7. 組織、マネジメントシステム及び安全文化    | 11. 環境への放射線影響 |
| 4. 経年劣化          | 8. 手順                     |               |

【評価計画】



【評価結果】

保安活動の実施状況は、11項目の安全因子ごとの観点からも有効であると評価した。



4-1 評価結果 (1/3)

玄海3号機第1回 安全性向上評価

● 評価結果

本書 第1章から第3章までの内容を踏まえ、玄海3号機の安全性についての総合的な評価について、以下のとおり評価した。

◇ 安全性に関する長所、短所

◆ 安全性に関する長所

- プラントは1994年3月の運開以来、2010年12月の第13回定検停止までの間、トラブルを1回経験したが、安全・安定運転を継続してきた。また、福島第一原子力発電所事故以降の長期停止の後、再稼働した2018年3月からの第14運転サイクルにおいてトラブルはなく、安全・安定運転を継続してきた。
- 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。

◇ 評価結果

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。

4-1 評価結果 (2/3)

玄海3号機第1回 安全性向上評価

● 外部評価の結果 (1/2)

原子力安全性向上分科会で本届出に関するご意見、ご助言を頂き、その結果を踏まえ、「2-5 外部評価の結果」に示す対応を採ることとした。なお、川内1、2号機の第1回及び第2回届出時に受けたご意見、ご助言を踏まえた対応については以下のとおり。

<これまでの原子力安全性向上分科会におけるご意見、ご助言への対応状況>

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
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。	RIDMプロセスの導入については、電事連大で検討しており、当社としては実施方針の整備、その後の試運用を経て2020年度から本格的な運用を開始する計画としている。
RIDM (Risk Informed Decision Making) プロセスを構築する。	導入に関してはリスク情報活用のため、リスクを判断するためのツールの拡大を図るとともに、RIDMプロセスの実効性を高めるため、教育訓練についても計画を検討している。
IRIDMには、全社大での資源配分の決定等が必要であり、原子力部門だけでなく全社大で取り組む必要がある。	「情報セキュリティ管理体制の確立」や「外部記憶媒体接続前のウイルスチェックの実施」等に関する調達先への要求事項を社内規定へ反映している。 また、「電力制御システムセキュリティガイドライン JEAG 1111-2019」の改正等、関連情報を注視していく。
安全裕度評価結果を用いた継続的改善を実施する。	次回実施する安全裕度評価において、本届出時に特定したクリフエッジの次のクリフエッジを特定し、その影響や対策を検討する。

## ● 外部評価の結果 (2/2)

< これまでの原子力安全性向上分科会におけるご意見、ご助言への対応状況 (続き) >

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
<p>原子力部門以外の自然災害に対する全社の事故故障情報等も共有化し、自然災害を起因とした事象等分析を実施する。</p>	<p>本届出第3章 安全裕度評価の「その他の自然現象の評価」にて、九州北部豪雨時の降雨及び流木の情報をもとに発電所への影響を検討した。            なお、最新の「自然災害」についても、情報収集し、発電所の安全施設の安全機能に影響を与えるかどうかを含めて、幅広く検討している。</p>
<p>電力会社が自ら分析すべきPRAと今後もメーカーが行うべきPRAがあり、その役割を意識して人材を育成することが必要である。また、メーカーの分析に対する要求を出したり、その結果に対し適切な判断ができるような人材を育成することが電力会社の役割だと考える。メーカー並びに電力及び協力会社との役割分担を整理し、それぞれに必要な力量を特定し、それらをいつまでに達成するか具体的な計画を策定すべきである。</p>	<p>PRAに係る当社、協力会社及びメーカーの主な役割分担は以下のとおりであり、PRAを活用したリスク低減活動に取り組んでいる。</p> <p>【当社】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ PRAを活用した安全性向上策の立案及び発電所設備の運用変更・改造工事等に対する影響確認</li> <li>・ PRAの評価条件や結果について、発電所の設備状況や運用面から妥当性を判断</li> </ul> <p>【協力会社】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子力発電所の最新情報の収集を行うとともに、内部事象PRAモデルの維持管理（影響評価を含む。）を実施</li> </ul> <p>【メーカー】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部事象及び外部事象PRAに対し、最新知見を導入し、モデルの高度化等を実施</li> </ul> <p>IRIDMの本格運用に向けて、PRAから得られる結果を適切に取り扱うことができる人材の育成を課題と捉えており、川内3回目届出までに長期的な人材育成方針・計画を具体化していく。</p>

## 4-2 安全性向上計画 (1/2)

### ● 今後の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針

今後も保安活動の確実な実施を基本に、以下の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針により、今回の本届出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発電所の安全性向上に努める。

< 今後の安全性向上に向けた短期的及び中長期的な方針 >

- ・ 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、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。



## ● 保安活動の実施状況評価から抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
リスクモニタを用いた運転停止時のリスク管理の考え方の明確化	第15回定検
設計基準文書 (DBD) の整備	2020年度4月
原子炉安全保護計装盤等更新	第16回定検
原子炉容器上部ふた取替	2023年度
2次系シーケンス盤更新工事	第15回定検
運転シミュレータへのMAAP導入	2020年3月

## ● 確率論的リスク評価から抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
特定重大事故等対処施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントの導入	2022年度
重要シナリオに対する教育・訓練の強化	適宜

## ● 安全裕度評価から抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
安全裕度評価結果の発電所員への教育	適宜

# END

