

# 川内原子力発電所2号機 第5回 安全性向上評価の概要について

2023年 3月 日

九州電力株式会社

補足：「川内原子力発電所1号機第5回 安全性向上評価の概要について」との相違箇所をオレンジ色蛍光ペンにて示す。ページの内容全体が異なると整理するものは、1行目の題目のみオレンジ色蛍光ペンにて示す。

- 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 (PRA)

(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 (第1章に係る図書 (保安規定、基本設計方針) を添付)
- 参考資料 (商業機密、防護上の機密等の公開できない情報等)

## ● 第1章の記載方針

- 評価時点は、第25回定期事業者検査終了時点(2022.7.11)とする。
- 過去の届出では、IAEA GS-G-4.1(DS449)の典型的目次を参考に、許認可図書等の該当箇所を引用し、発電所の構築物、系統及び機器(SSC)を最新化(As is)し記載していた。  
一方、原子力規制検査導入にあわせて構成管理(CM)の充実を図っており、届出第1章とCMに係る文書（設計基準文書（以下、DBD）等）の最新化を重複して行っている状況にあった。  
この状況を踏まえ、改めて第1章の記載方針について検討を行い、以下のとおり見直した。

### 《見直し後の記載方針》

- ✓ 設置許可、設工認、系統図・配置図及びDBD、並びに保安規定を主体とした構成とし、DS449の典型的目次に従う章立てから、安全性向上評価の運用ガイドに例示された章立てに見直す。
- ✓ SSCに関する記載は、設置許可本文五号を基本とし、設計要件を一元管理しているDBDも記載することで充実を図る。
- ✓ また、設置許可本文五号やDBDを補足説明する資料として要目表（設工認）及び系統図・配置図を参考資料として添付する。

## 《見直しの概要》

変更前(DS449ベースの構成)			
項目名	情報源		
1 序論及びプラントの一般的説明	—		
2 敷地特性	設置許可添六		
3 安全目標及びSSCに関する設計規則	設置許可添八		
4 原子炉			
5 原子炉冷却材及びSSCに関する設計規則			
6 工学的安全施設			
7 制御系統			
8 原子炉冷却材及び附属系統			
9 補助系統及び土木構造物			
10 蒸気－電力変換系統			
11 放射性廃棄物管理			設置許可添八
12 放射線防護			添九
13 運転の実施	保安規定		
14 プラントの建設及び試運転	—		
15 安全解析	設置許可添十		
16 運転上の制限及び条件	保安規定		
17 安全に関するマネジメント	—		
18 人的要因工学	—		
19 緊急時対応	防災業務計画		
20 環境側面	環境影響調査書		
21 廃止措置及び寿命終了の側面	廃止措置実施方針		

変更後(運用ガイドベースの構成)		
項目名	情報源	
1.1 発電用原子炉施設概要	—	
1.2 敷地特性	設置許可添六	
1.3 構築物、系統、機器	設置許可本文五号 設計基準文書 (DBD)	
1.4 保安のための管理体制 及び管理事項	保安規定	
1.5 法令への適合性の確認 のための安全性評価結果	設置許可本文九号 本文十号	
(削除)		
【添付資料】 ・基本設計方針      ・保安規定		
【参考資料】 ・要目表 ・1章に係る非公開情報(商業機密、防護上の機密情報) ・系統図、配置図、構造図		



## 2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針（1/2）

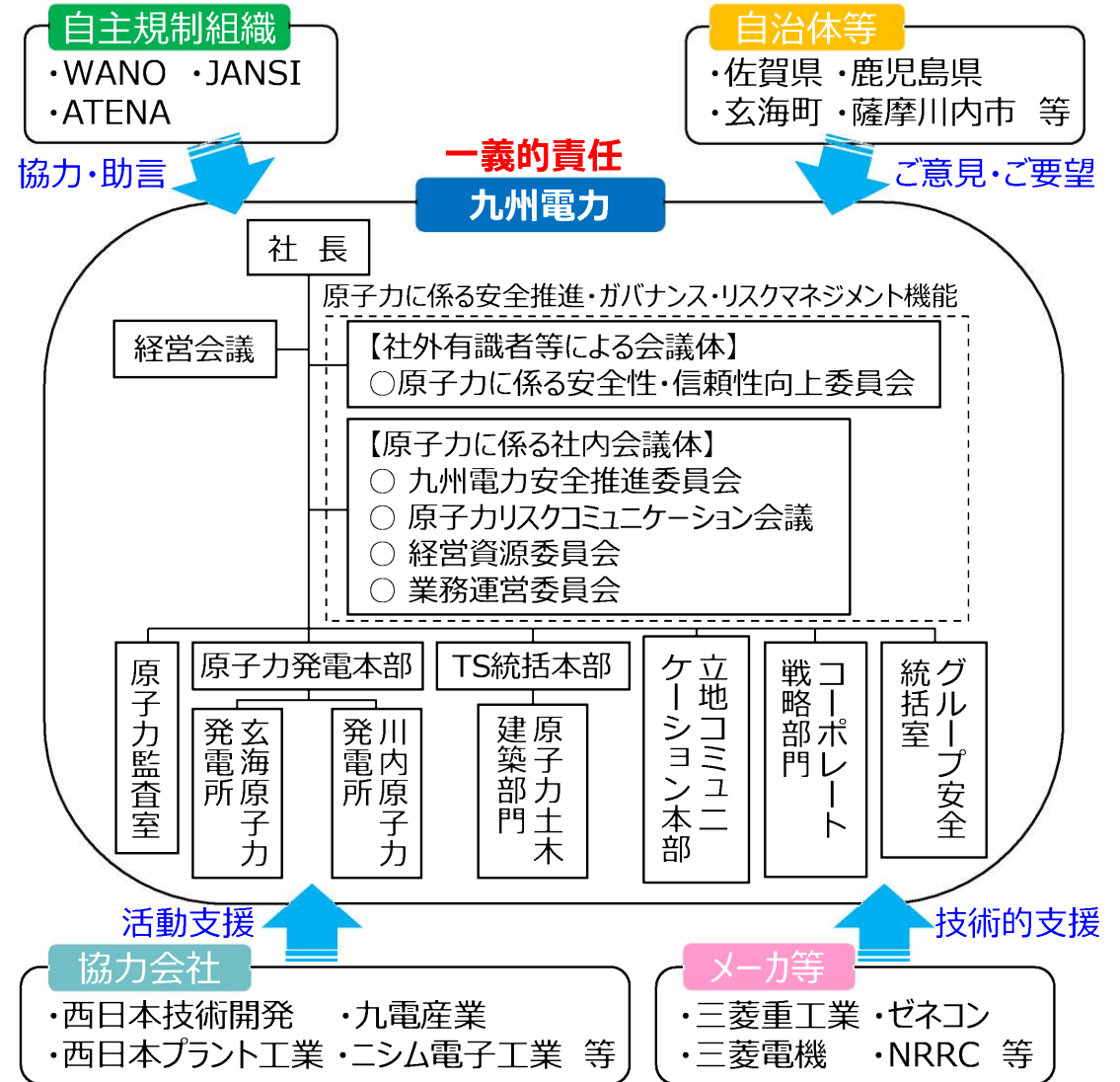
### ● 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針

川内2号機第5回 安全性向上評価

#### 方針

社長が定める以下の品質方針に従い、より高みを目指した原子力発電所の自主的かつ継続的な改善に取り組む。

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

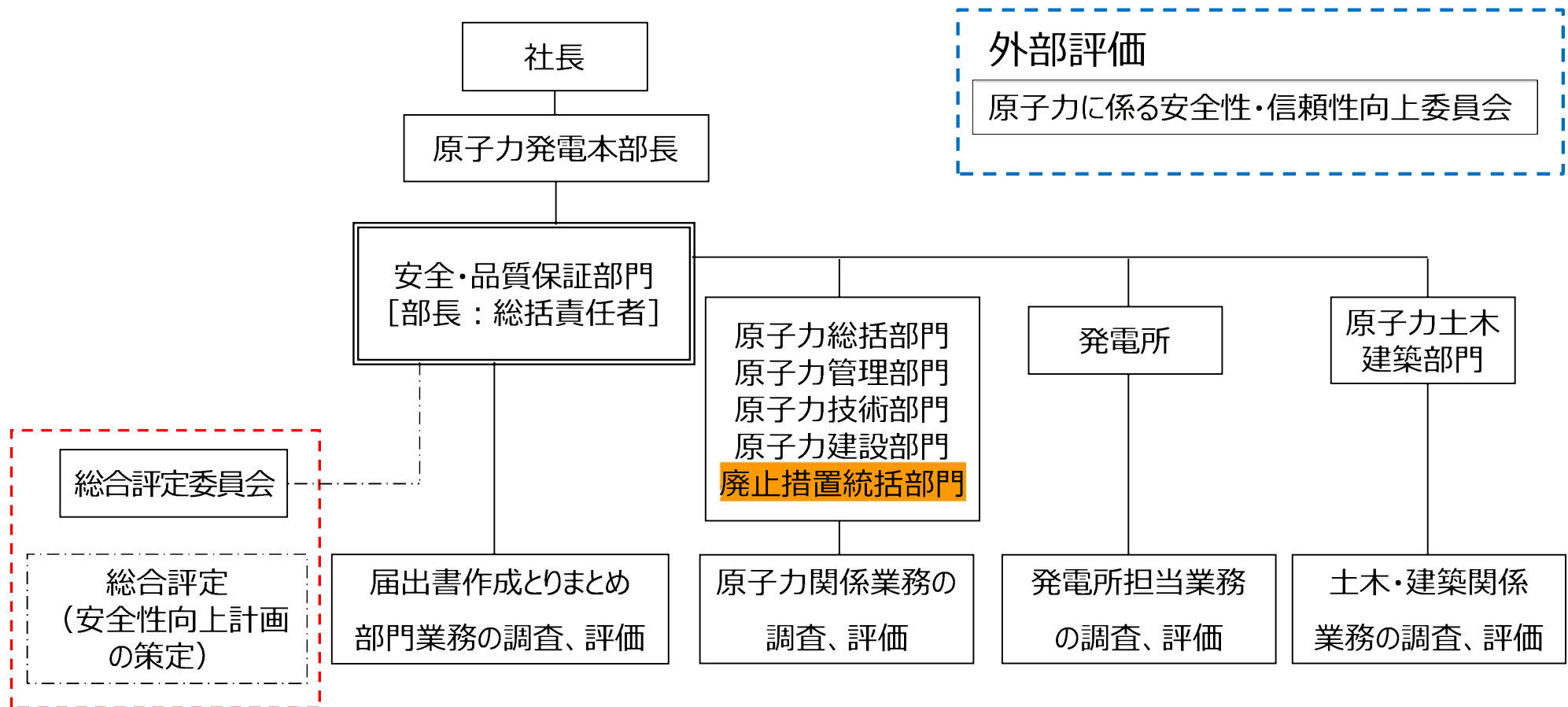


継続的な安全性向上のための取組みの体制

## ● 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。

## ● 安全性向上評価の実施体制



### 2-2(1) 保安活動の実施状況（1/3）

川内2号機第5回 安全性向上評価

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・・・2021年1月23日～2022年7月11日
  - 実績指標の調査期間・・・保安活動毎に選定した実績指標を対象に、2022年7月11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、施設管理、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。
  - 各保安活動の実績指標を調査した結果、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取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。



### 主な改善活動

件名	改善内容
<p>運転時リスクモニタを用いた リスク評価・管理</p>	<p>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の運用を2021年10月から開始した。</p>
<p>眼の水晶体等価線量 測定用ガラスバッチの着用</p>	<p>法令改正で、眼の水晶体等価線量限度が引き下げられたことから、眼の水晶体等価線量が管理基準値に近づく又は超える恐れがある場合に、眼の水晶体等価線量測定用ガラスバッチを追加着用するよう、社内マニュアルに追加した。</p>
<p>緊急時対策棟設置工事</p>	<p>事故時の指揮所について、代替緊急時対策所を設置し運用していたが、要員の収容スペースの拡大、休憩室の整備等の支援機能の充実を図った緊急時対策棟（指揮所）を新たに設置した。</p>
<p>大容量空冷式発電機 予備品購入</p>	<p>大容量空冷式発電機は、常設の重大事故等対処用電源として、単一故障を想定せず、各号機に1基ずつ設置しているが、万が一故障等が発生すれば、プラントの安全性を著しく低下させることとなるため、主要部品一式の予備品を購入した。</p>

## ● 実績指標の見直し

「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」のご意見・ご助言を踏まえ、各保安活動の有効性を確認する観点で、より効果的となるよう実績指標の見直しを行った。

見直した主な実績指標	見直し理由
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 状態報告 (CR) 件数【追加】</li> <li>➤ 原子力安全 (品質) に影響を及ぼす状態 (CAQ) の件数【追加】</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「状態報告 (CR) 件数」及び「原子力安全 (品質) に影響を及ぼす状態 (CAQ) の件数」は、時間的な推移を確認することで、活動の適切性、有効性を評価する観点から効果的であることから新たな指標として設定した。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 保全活動管理指標の監視結果【追加】</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保全活動管理指標が目標値を満足しているかを確認し、活動の適切性、有効性を評価する観点から効果的であることから新たな指標として設定した。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 計画外自動・手動停止回数【削除】</li> <li>➤ 計画外出力変動回数【削除】</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新たに「保全活動管理指標の監視結果」を追加した結果、重複する指標となったため削除した。</li> </ul>

## ● 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※1 及び追加的に配備した設備※2 等について調査を行った結果、第4回届出の評価時点（**2021年1月22日**）以降新たに設置した設備はなかった。

※1：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

※2：工事計画に記載した「保安規定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、自主的に追加配備した同一仕様の設備

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、

- 川内2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

を抽出することを目的に、以下の①～⑦を調査した。

- 調査対象期間：2021年1月23日～2022年7月11日
- 調査対象：
  - 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  
(一般産業の情報含む)
  - 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
  - ⑦ 国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置

### 《前回届出からの変更内容》

#### ● 記載方針の見直し

- 過去の届出では、「反映要否検討中」の新知見は、実用水準に達している如何に関わらず全て記載していたため、当該新知見に関する記載が大半を占め、**反映が必要な新知見等、示すべき抽出結果が分かりにくい記載となり、整理が必要となっていた。**

⇒ このため、スクリーニング基準について、調査対象分野毎に細分化するとともに、過去に「反映要否検討中」とされたものを含め、**実用水準に達しているかどうかまで評価し、反映が必要と判断されるもののみ新知見として抽出する方針に見直した。**

#### ● 調査対象の拡充

- 「⑦国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置」について、**当社への適用性を確認した結果を明確化するため、調査対象の拡充**を図った。

なお、今回調査した結果、他社の自主的な追加措置は、当社で同様の措置内容を実施済等の理由から、**新たに取り組む項目は抽出されなかった。**ただし、今後の動向を把握すべき参考情報として**1件抽出された。**

- 「②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓」に**ATENA発出文書を調査対象に追加し、今回2件を新知見として抽出した。**

## ● 新知見に係る調査結果

川内2号機第5回 安全性向上評価

新知見に係る調査の結果について以下に取りまとめた。

－：“該当なし”を示す

分類	収集分類	収集数	検討結果 (届出記載対象)	
			新知見	参考情報※
①安全に係る研究	電共研	約40件	1件	-
	自社研		-	-
	NRA等の研究開発	約40件	1件	3件
	国外機関の研究開発	約170件	-	-
②国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	運転経験からの教訓	約150件	23件	-
	NRAの文書指示等	5件	5件	-
③確率論的リスク評価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	約220件	7件	-
④国内外の基準等	国内の規格基準	約30件	13件	-
	国外の規格基準	約840件	-	-
⑤国際機関及び国内外の学会等の情報	国内の学会活動	約600件	-	6件
	国外の学会活動	約1150件	-	1件
⑤国際機関及び国内外の学会等の情報（自然災害）	竜巻、火山	約50件	-	-
	耐震、津波	約80件	-	5件
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	約60件	-	-
⑦国内事業者の安全性向上評価にて抽出された自主的な追加措置	—	約70件	-	1件

※直ちに反映は不要だが、今後の動向を把握すべき知見

今回の届出において、評価を実施する上で必要な情報について机上情報の補足を必要とするものではなく、プラント・ウォークダウンは実施していない。

なお、より事故時の手順や運転員の判断に即した操作失敗確率を評価することを目的に、運転員へのインタビューを実施し、確率論的リスク評価に反映した。

### 2-3 安全性向上計画

保安活動及び新知見により安全性向上に資する自主的な追加措置が抽出されており、以下にそれらの概要を取りまとめた。

追加措置	計画概要
安全系シーケンス盤及び1次系シーケンス盤設置工事	既設アナログ設備の構成部品の調達が今後困難になると予想されることから、長期保守安定性に優れたデジタル設備へ取り替える。
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	ソフトウェアに起因する共通要因故障への更なる対処機能向上の観点から、既存の多重化設備に安全注入系の自動起動に係る機能及び警報を追加する。

### (1) 構築物、系統及び機器における追加措置

抽出された追加措置について、構築物、系統及び機器の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
安全系シーケンス盤及び1次系シーケンス盤設置工事	変更なし	長期保守安定性に優れたデジタル式の盤に取替えることで、信頼性、保守性が向上し、過渡事象の要因となる盤故障可能性が低減する。
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	変更なし	ソフトウェアに起因する共通要因故障への対処機能が向上する。

### (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、既存の体制で運用でき、体制に関わる追加措置（人員配置及び指揮命令系統）は抽出されなかった。



### ● 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会による評価

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。

#### <原子力に係る安全性・信頼性向上委員>

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）

出光 一哉（九州大学大学院 工学研究院 教授）

高田 孝（東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授）

天日 美薫（**博士（理学）**、一般社団法人九州環境管理協会 技術部 企画管理課長）

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 放射線総合センター 特命教授）

（敬称略）

#### 《レビューを依頼する電力各社》

- |                    |               |
|--------------------|---------------|
| ・ 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    |



### ● 原子力に係る安全性・信頼性向上委員会の結果及びその対応

「原子力に係る安全性・信頼性向上委員会」において受けたご意見、ご助言について、以下の通り対応する。

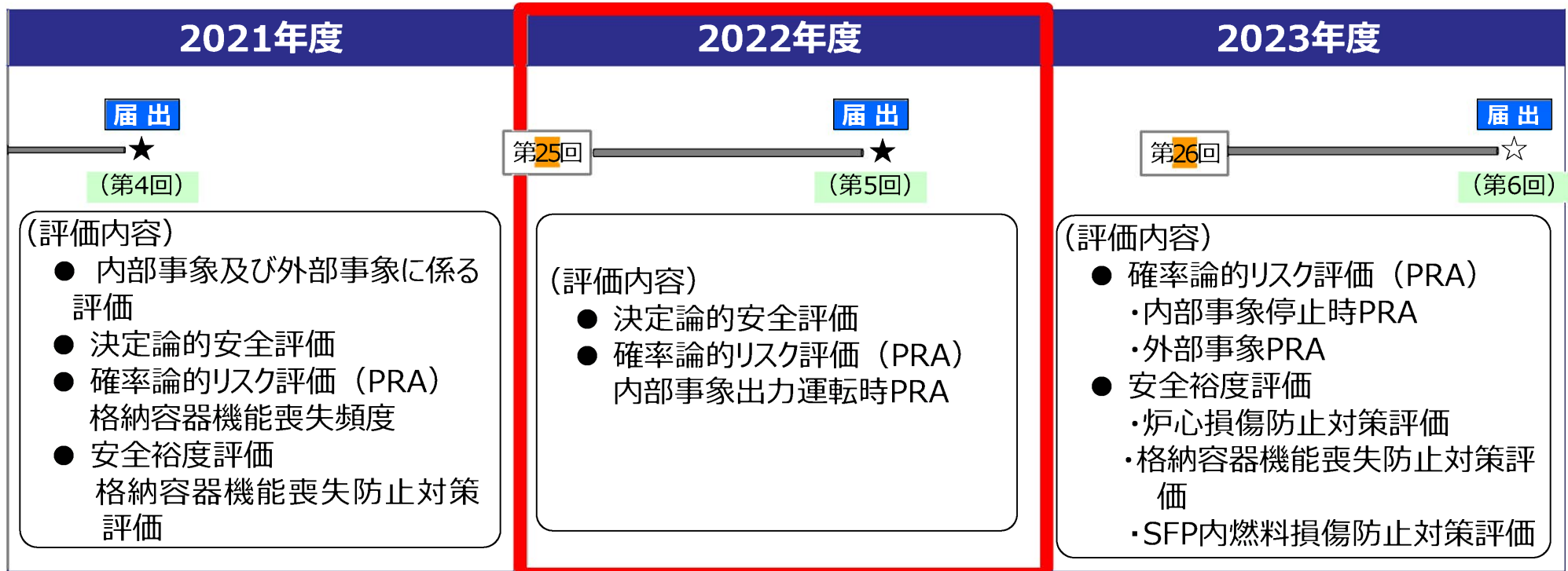
ご意見、ご助言	対応
<p>リスク評価は、必ずしもPRA だけではない。また、PRA やデータの精度向上を図るだけでなく、PRA をどう活用するか等安全の捉え方を考えて欲しい。福島第一原子力発電所の事故がなぜ想定できなかったか、安全の捉え方について考えて欲しい。</p>	<p>PRA については、リスクマネジメントで対策を効果的・網羅的に検討・評価する重要なツールとして活用するとともに、決定論評価等も組み合わせるリスクを総合的にマネジメントしていく。ただし、PRA を含めリスク情報を活用した意思決定への理解は十分ではないため、更なる理解浸透に取り組むとともに活用範囲を広げていく。</p>

## 3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

川内2号機第5回 安全性向上評価

- 第4届届出書では、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」）の運用開始に伴い、確率論的リスク評価等の各評価について、大規模工事に伴う改訂を実施した。
- 第5届届出書では、評価対象期間中に評価結果が変わるような工事等を行っていないため、第4届届出書の評価結果を改訂する必要はないが、特重施設の重大事故等(SA)への活用を踏まえた評価を下記のとおり実施した。

★：実績、☆：予定



## ● 重大事故等時において特重施設を活用した場合の効果

- LOCA時の破断口径が比較的大きく、重大事故等対処設備のみでは炉心溶融を防止できないシナリオに対して、早期に準備可能な特重施設を活用した場合の効果についてプラント挙動解析により確認した。

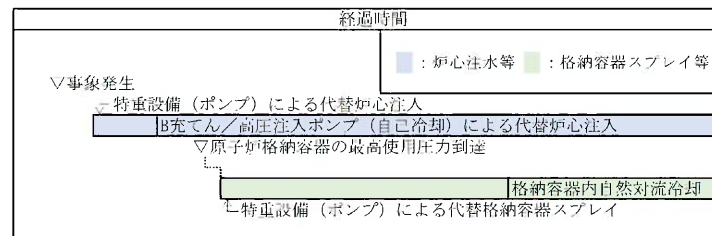
解析シナリオ： 6インチ破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗

重大事故等対策（特重施設による対策含む）：

炉心損傷防止： 特重設備（ポンプ）、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）

格納容器破損防止： 特重設備（ポンプ）、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

特重施設を活用した解析の操作条件の概略



- 早期に準備可能な特重施設を活用することで、炉心溶融を防止できることを確認した。なお、余熱除去ポンプによる低圧再循環を実施することで長期的な冷却も可能と考えられる。一方PRAの観点からは、特重設備による炉心注水操作の時間余裕が短く、人的過誤による失敗確率が高く評価されること等からPRA上のリスク低減効果は限定的である。
- 更なる安全性向上対策の検討
  - ・ 運転手順検討等に資するため、特重施設の更なる活用シナリオ等を検討し、解析を実施していく。
  - ・ 特重施設を活用した場合の効果を確認できたことから、効果が認められた活用方法について操作失敗確率の低減を目的に教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。

## ● 管理放出の放射能量評価

特重施設を使用して管理放出を実施する場合において、ベント実施のタイミングによる影響や、特重施設の実力上期待できる性能の確認を目的として、第4回届出にて実施した管理放出における放出放射能量評価をベースケース※1とし、以下の感度解析を実施した。

- ①ベント実施のタイミングをCV内圧が最高使用圧力の2倍(2Pd)到達時に変更した評価  
(ベントガスの過熱度の上昇によるフィルタDF ※2の向上を考慮)
- ②フィルタDFを、適用可能な範囲で実力上見込める値に精緻化した評価

※1 セシウム137の放出量が多いシーケンス「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗」を対象

※2 フィルタの捕集能力を表す値

表 評価条件及び大気中への放出放射能量 (事故後7日間積算)

評価想定	評価条件		結果		考察
	特重施設		セシウム137 放出放射能量	よう素類 放出放射能量※3	
	スプレイ	ベント			
ベースケース	○	○ スプレイ停止直後	約0.79TBq	約1,500TBq	(第4回届出にて実施) セシウム137は設計漏えいによる放出、よう素類はベントによる放出が支配的となる。
①ベントタイミング 変更	○	○ 2Pdベント	約0.78TBq	約220TBq	セシウム137は設計漏えいによる放出が支配的であり、影響軽微。ベントガスの過熱度上昇によりフィルタDFが向上し、よう素類の放出量約8割低減。
②フィルタDF精緻化	○	○ DF精緻化・ スプレイ停止直後	約0.78TBq	約220TBq	セシウム137は設計漏えいによる放出が支配的であり、影響軽微。DFの精緻化により、よう素類の放出量約8割低減。

※3 GROSS値を記載

- セシウム137放出量は、設計漏えい分による放出が支配的であり、フィルタDFの向上による影響は軽微である。
- よう素類放出量は、ベントによる放出分が支配的であり、フィルタDFの向上及び精緻化により大幅に低減し、内部被ばくへの影響が低減することを確認した。

### ○第5回安全性向上評価におけるPRA実施内容及び実施範囲

#### ・実施内容

第1回安全性向上評価にて構築したPRAモデルを基に、現在のプラント状態の反映として設計・運用情報等の更新、新たな知見を反映した評価手法の高度化等を実施した。

#### ・実施範囲

全てのPRAモデルのベースとなる内部事象出力運転時PRAにおいて、これらのモデル更新による影響を把握した上で、その他内部事象停止時PRA、外部事象PRAを実施するため、今回は内部事象出力運転時PRAを実施した。内部事象停止時PRA及び外部事象（地震、津波）出力運転時PRAについては次回第6回安全性向上評価において実施する予定である。

#### 【第5回安全性向上評価届出書の記載事項】

- 内部事象出力運転時レベル1PRA
- 内部事象出力運転時レベル2PRA

## ○ PRAモデルの主な変更内容

- 第1回安全性向上評価で構築したPRAモデルに対して、設計・運用・運転経験等の情報を更新。
- 電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）やメーカー等と協力し、伊方発電所3号プロジェクトによる評価手法の高度化や海外専門家からの技術的コメントの反映を実施。

## 【主な変更内容】

項目	第1回評価	第5回評価	変更内容
起因事象数	20	31	・故障モード影響解析（FMEA）の実施等により、考慮する起因事象の追加及び細分化
機器故障率	NUCIAで公開されているデータを使用（21か年データ）	NRRCデータ+個別プラント実績（プラント固有の機器故障率を使用）	・NRRCデータを事前分布とし、川内1/2号機の運転経験(2015～2020年度)でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278（THERP手法）を適用	EPRI手法（HRA Calculator）を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕等から失敗確率を評価
特定重大事故等対処施設	なし	あり	・レベル1、レベル2 PRAを対象に特重施設を反映
その他変更	なし	あり	・設計、運用、運転経験の更新 ・運転状態の対称化 ・LOCA事象の発生頻度（発生頻度算出に最新知見の文献を使用） ・現実的な条件を適用した成功基準解析（LOCA時の高圧注入失敗時における低圧注入の成功基準の緩和等）等

【PRAモデルの主な変更による影響】

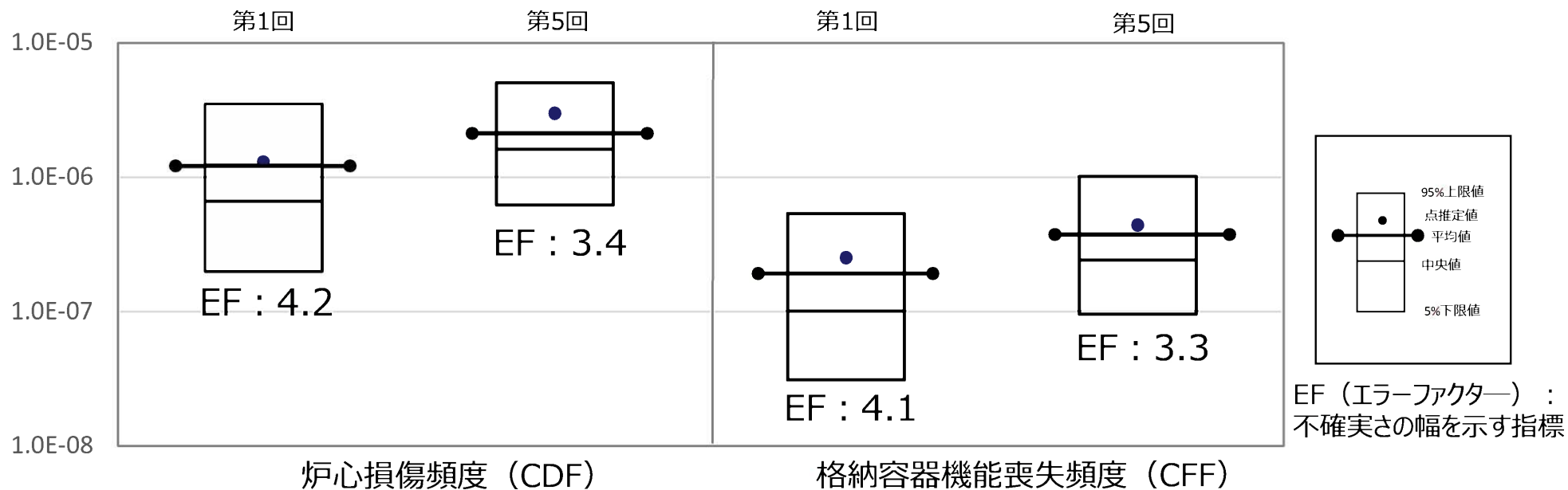
- 第1回安全性向上評価で構築したPRAモデルからの変更について、項目ごとに炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）への影響分析を実施。

項目	炉心損傷頻度（CDF）への影響	格納容器機能喪失頻度（CFF）への影響
起回事象	起回事象の追加及び細分化、LOCA事象の起回事象発生頻度の更新等の影響により『増加』	同左
機器故障率	NRRCデータ反映の影響により『増加』	同左
人的過誤評価手法	余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される影響により『増加』	必要となる運転操作の余裕時間が比較的長いことから有意な影響なし
特定重大事故等対処施設	有意な影響なし	フィルタベント等の影響により『低減』

## ○ 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)	
	第1回	第5回	第1回	第5回
内部事象 出力運転時	1.3E-06	3.0E-06	2.5E-07	4.4E-07

## ○ 不確かさ解析結果





## ○Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

- 格納容器健全を含む、各放出カテゴリに対し、発生頻度を評価した。
- Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、内部事象出力運転時に対し  $4.4 \times 10^{-7}$  (／炉年) となった。

原子炉格納容器の状態	分類	発生頻度 (／炉年)		ソースターム解析結果※ <sup>1</sup> (Cs-137放出量) (TBq)
		内部事象出力運転時		
格納容器バイパス	—	2.1E-07	4.4E-07	>100
格納容器破損	エナジエティック	2.2E-09		>100
	先行破損	9.8E-09		>100
	その他	1.3E-07		>100
隔離失敗	—	8.2E-08	>100	
健全 (設計漏えい)	—	1.9E-06		0.32※ <sup>2</sup>
放射性物質管理放出	—	6.9E-07		0.79※ <sup>3</sup>

※1 格納容器機能喪失時に対しては定性的評価、格納容器健全時及び放射性物質管理放出時に対してはMAAPの解析により評価を行った。

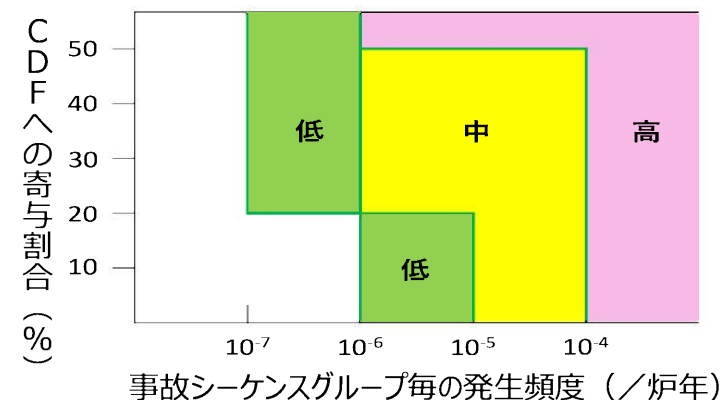
※2 原子炉格納容器貫通部等からの漏えい (設計漏えい) 時に貫通部等における捕集により粒子状物質の放出量を 1/10に低減する効果 (貫通部DF) を考慮した値を示す。

※3 設計漏えい : 0.78TBq (貫通部DFを考慮) 、フィルタベント : 0.0069TBq

○更なる安全性向上のための追加措置の検討

- ▶レベル1PRA結果から、事故シーケンスグループ毎の発生頻度（/炉年）とCDFへの寄与割合を基に下表の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のリスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して、FV重要度、条件付炉心損傷確率等を基に効果的な改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

事故シーケンスグループ	CDF（/炉年） （寄与割合）
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.1E-07 (10.2%)
全交流動力電源喪失	2.2E-07 (7.2%)
原子炉補機冷却機能喪失	3.7E-07 (12.2%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.3E-08 (0.4%)
原子炉停止機能喪失	6.3E-10 (<0.1%)
ECCS注水機能喪失	1.4E-07 (4.5%)
ECCS再循環機能喪失	1.8E-06 (58.6%)
格納容器バイパス	2.1E-07 (6.9%)
合計	3.0E-06



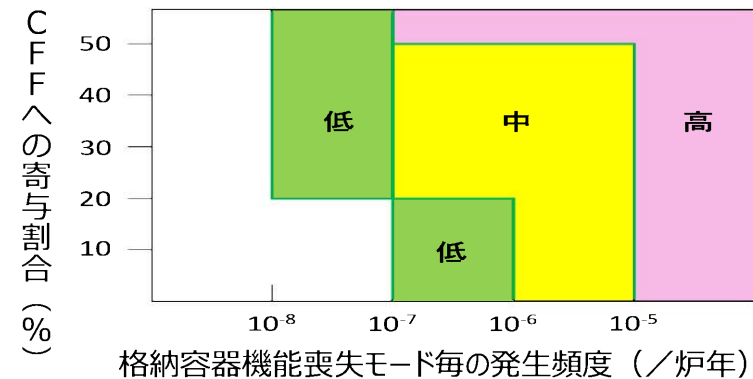
○原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度ごとの事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。

- 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

## ○更なる安全性向上のための追加措置の検討

- レベル2PRA結果から、格納容器機能喪失モード毎の発生頻度（/炉年）及びCFFへの寄与割合を基に下表のとおり重要な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のリスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して、FV重要度、条件付格納容器機能喪失確率等を基に効果的な改善点を見出し、追加措置案を検討・抽出した。

格納容器機能喪失モード	CFF ( /炉年) (寄与割合)
原子炉容器内水蒸気爆発	1.8E-10 ( <0.1%)
格納容器隔離失敗	8.2E-08 (18.6%)
水素燃焼	ε ( <0.1%)
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-07 (30.3%)
ベースマツト溶融貫通	1.1E-09 (0.3%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	9.8E-09 (2.2%)
原子炉容器外水蒸気爆発	2.0E-09 (0.5%)
格納容器雰囲気直接加熱	ε ( <0.1%)
インターフェイスシステムLOCA	5.0E-08 (11.3%)
蒸気発生器伝熱管破損	1.6E-07 (36.8%)
格納容器過温破損	7.3E-11 ( <0.1%)
格納容器直接接触	ε ( <0.1%)
合計	4.4E-07



○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：2019」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」**  
⇒格納容器機能喪失防止に着目した手順への対処

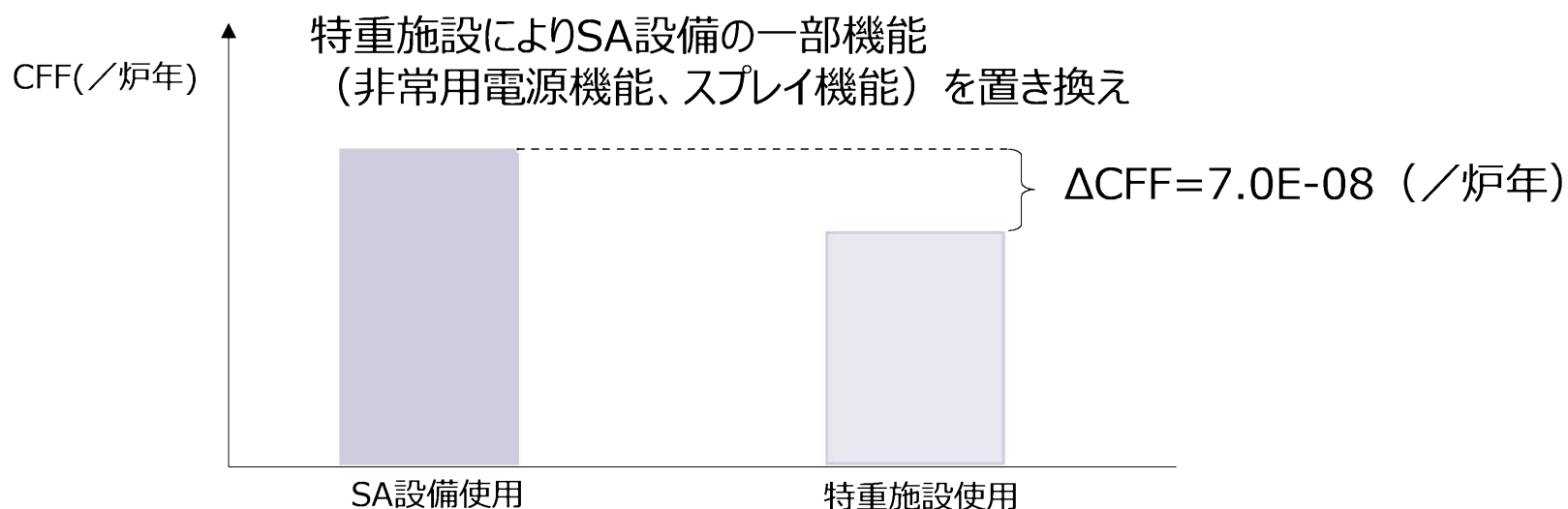
ε：カットオフ値未満

○ 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
設備対策／運用対策  教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ECCS再循環切替自動化設備の導入</li> <li>・ECCS再循環切替操作に係る教育、訓練の継続</li> </ul>	・ECCS再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、設備対策及び訓練強化の両面からの対策がリスク低減に効果的と考えられる。
設備対策／運用対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタベントの成否に影響を与える運転操作（気密扉の閉止操作）について、確認行為（リカバリーステップ）を手順書に追加</li> </ul>	・フィルタベント操作の信頼性の改善による過圧破損のリスク低減に期待できる。
教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> <li>・破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後のS A対策に関する教育・訓練の実施</li> </ul>	・リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要度の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。

### ○特重施設とSA設備の非信頼度比較

特重施設の有効的な活用を検討するため、特重施設とSA設備で同様の機能を持つ「非常用電源機能」及び「スプレイ機能」について、必要となる運転操作の違い等を比較し、各緩和機能の特徴を踏まえたリスク評価上の非信頼度を評価した。



- 評価上は、特重施設によりSA設備の一部機能（非常用電源機能、スプレイ機能）を置き換えた場合、格納容器機能喪失頻度は $7.0\text{E}-08$ （／炉年）低減が見込まれる。
- 評価上は特重施設の優位性が表れているが、機器故障率については代用パラメータを設定している等、比較には評価条件を踏まえた考慮が必要。
- PRAの観点のみならず、現場での操作性等を勘案し検討する必要があるが、より確実な事故収束手段として、特重施設の優先的な活用を検討する。

第4回安全性向上評価において、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」に基づき、本評価を実施した。

次回の評価を実施するまでの期間は、評価に必要なデータを収集するとともに、「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」において、保安活動の実施状況調査及びその傾向分析を継続する。

## 4-1 評価結果（1/3）

本書 第1章から第3章までの内容及び第4回安全性向上評価第3章の評価結果を踏まえ、川内2号機の安全性に係る総合的な評価について、以下の通り評価した。

### ◇ 安全性に関する長所、短所

#### ◆ 安全性に関する長所

- 1985年11月の運開以来、2011年9月の第20回定検停止までの間、安全・安定運転を継続してきた。また、長期停止後の再稼働から第25回定事検停止までの間、トラブルなく安全・安定に運転を継続してきた。
- 保安活動が確実に実施されている。
- これまでの届出書で抽出された安全性向上措置を計画的に実施している。

#### ◆ 安全性に関する短所

- 第2章の調査及び第3章の評価結果から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

本評価で抽出した安全性向上に資する措置を確実に実施することにより、安全性は更に向上する。



## ● これまでの外部評価の対応状況 (1/2)

原子力に係る安全性・信頼性向上委員会で本届出に関するご意見、ご助言を頂き、その結果を踏まえた対応を検討していく。なお、川内1号機の第1～5回、川内2号機の第1～4回、玄海3/4号機の第1、2回届出時にいただいたご意見、ご助言に対する対応状況は以下の通り。

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
<p>安全裕度評価結果を用いた継続的改善を実施する。</p>	<p>第6回届出にて実施する安全裕度評価において、第1回届出にて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。</p>
<p>「第2章2.2.1 保安活動の実施状況」において選定している保安活動の実績指標について、社内マニュアルの改正回数（品質保証活動）や教育の受講率（安全文化醸成）等を実績指標としているが、保安活動の効果を計る観点からは相応しくないものもあるのではないかと。例えば自主的な改善提言の回数など、安全文化が醸成された結果に視点を向けて指標を設定すべきである。</p>	<p>2020年4月の原子力規制検査制度導入以降、パフォーマンス監視（分析、改善策検討）を実施している90項目のパフォーマンス指標うち、各保安活動の有効性を評価する観点で有効と考えられるものを追加するなど、実績指標の見直しを行った。</p> <p style="text-align: right;">(スライド9参照)</p>
<p>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、確率的リスク評価と教育・訓練が関係するようにした方が良い。</p>	<p>確率論的リスク評価の結果から重要シナリオを抽出し、リスクへの寄与の大きいシナリオに関して教育・訓練を強化するように検討しており、今後も本検討を継続していく。</p>
<p>設備の高度化、多様化が進んでいると思うが、今後はこれらを効率的に管理・運用できるようなことへの簡素化も検討する必要があるのではないかと。</p>	<p>特重施設の設置等、設備の高度化、多様化を踏まえ、より効率的な管理・運用を可能とする方策について、安全性向上評価の仕組みを活用して検討していくこととする。</p>



## ● これまでの外部評価の対応状況 (2/2)

ご意見、ご助言	対応状況 (対応方針含む)
<p>確率論的リスク評価(PRA)の結果については、評価結果の比較だけでなく、様々な検討に使える要素があるので、有効に使うこと。</p>	<p>PRAの結果については、評価結果を踏まえてどのような対策を実施すれば効果的であるかを検討する際の一つのツールと考えている。</p> <p>また、PRAの結果だけではなく、他の要素等も含め総合的に勘案してどのような対策を行っていくかを検討することとしており、今後も継続的に取り組んでいく。</p>
<p>評価条件の変更やモデルを更新した場合には、重要な機器・操作の順位が変わることに着目すべきである。リスク分析をした結果、順位の高いものに対して効果的な対策を実施している様が見せると非常に良い。</p>	<p>重要度の高い事故シーケンスグループ・格納容器機能喪失モードに対して対策を検討している。</p> <p>また、対策の検討に当たっては、効果的な追加措置の抽出となるようにFussell-Vesely重要度 (FV重要度) 結果等を参考にしており、今後も継続的に取り組んでいく。</p>

## ● 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>

- 安全性向上評価の仕組みを活用した取組みを継続し、合理的に実現可能な限りリスクを低減する。
- RIDM (Risk Informed Decision Making) プロセスの定着と段階的な拡大を図っていくとともに、本プロセスの実践を通じて原子力部門全体でのリスク管理に係る力量向上を図っていく。
- 発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報について、自社で内部事象を対象としたPRAモデルに適宜反映することにより、現状の発電所の実態に即したリスク評価・管理を実施する。
- デジタル技術を活用した業務改革 (DX) を行い、業務や意思決定の品質向上を図る。
- 特重施設について、第6回でも重大事故等への活用を踏まえた評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。



※1 内部事象出力運転時PRAを実施

※2 内部事象停止時PRA及び外部事象PRA並びに安全裕度評価を実施

★：実績、☆：予定

### ● 保安活動により抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
安全系シーケンス盤及び1次系シーケンス盤設置工事	2023年度以降 (第26回定検以降)
デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障対策工事	2023年度第 (第26回定検)

### ● 確率論的リスク評価により抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
ECCS再循環切替自動化設備の導入	2023年度 (第26回定検)にて工事 成立性等の確認実施
ECCS再循環切替操作に係る教育、訓練の継続	継続実施
フィルタベント手順書へのリカバリーステップ追記	2023年度 (第26回定検)
破損 S G 隔離操作及び破損 S G 隔離失敗後の S A 対策に関する教育・訓練の実施	適宜

### ● 第1回～第4回届出時に抽出された措置の実施状況 (2022年9月30日時点)

川内2号機第5回 安全性向上評価

第1回～第4回届出時に計画した追加措置\*については、下記のとおり計画的に対応を行っている。

\* 第4回届出までに完了した工事・運用変更を除く

保安活動から抽出した措置* (措置計画時期)	実施時期 (予定)	実施状況	備考
メタクラ保護継電器のデジタル化 (第1回)	第23～27 <sup>※1</sup> 回定検	継続	・ PRA、安全裕度評価からも抽出 ・ 第22回定検にて安全系(非常用母線)のデジタル化完了
安全保護系ラック取替 (第1回)	第24 <sup>※2</sup> 回定検	完了	—
受電系統の変更 (特高開閉所の更新) (第1回)	2025年3月 <sup>※3</sup>	継続	—
大容量空冷式発電機予備品購入 (第3回)	2021年3月	完了	—

※1 第2回届出以降に第27回定検までに計画変更

※2 第2回届出以降に第24回定検までに計画変更

※3 第4回届出以降に2025年3月までに計画変更

決定論的安全評価、確率論的リスク評価及び安全裕度評価から抽出した措置* (措置計画時期)	実施時期 (予定)	実施状況	備考
特重施設を活用した教育の実施(第4回)	適宜	完了	継続的に実施

安全性向上に係る活動の実施状況に係る中長期的な評価から抽出した措置* (措置計画時期)	実施時期 (予定)	実施状況	備考
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映 (第4回)	第5, 6回届出時	継続	本届出にて内の事象PRAモデルへ反映。第6回届出時に内部事象停止時PRA・外部事象出力運転時PRAモデルへ反映予定
PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映 (第4回)	第5, 6回届出時	継続	

# END



起回事象※1	起回事象発生頻度 (／炉年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合	CCDP※2
小破断LOCA	1.9E-04	1.0E-06	33.7%	5.3E-03
中破断LOCA	8.9E-05	5.6E-07	18.7%	6.3E-03
外部電源喪失	6.7E-03	2.5E-07	8.4%	3.8E-05
安全系高圧交流母線の部分喪失	4.9E-04	2.0E-07	6.7%	4.1E-04
蒸気発生器伝熱管破損	2.9E-03	1.6E-07	5.4%	5.6E-05
大破断LOCA	4.9E-06	1.5E-07	4.9%	3.0E-02
安全系低圧交流母線の部分喪失	4.2E-03	1.4E-07	4.7%	3.3E-05
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.5E-06	1.4E-07	4.6%	9.4E-02
安全系直流電源の部分喪失	3.2E-03	1.2E-07	3.8%	3.6E-05
原子炉容器破損	7.1E-08	7.1E-08	2.4%	1.0E+00
インターフェイスシステムLOCA	7.2E-07	5.0E-08	1.6%	6.9E-02
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	1.8E-03	3.8E-08	1.3%	2.1E-05
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	3.2E-05	3.3E-08	1.1%	1.0E-03
手動停止	1.8E-01	2.9E-08	1.0%	1.6E-07

※1：全炉心損傷頻度に対する寄与割合が1.0%以上のものを記載

※2：条件付炉心損傷確率 (Conditional Core Damage Probability)

## ○PDS※1別の炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度

- ✓ 炉心損傷頻度についてはECCS再循環機能喪失の事故シーケンスが含まれるAEWやSLWの寄与が大きい。
- ✓ 格納容器機能喪失頻度においては格納容器バイパス事象であるVやGの寄与が大きくなっている。SEDやTEDの寄与が大きくなっている理由として、安全系低圧交流母線の部分喪失等を起因とした全交流動力電源喪失発生時に格納容器隔離に失敗するシナリオの影響が大きい。

PDS	CDF (/炉年)	全CDF への寄与	CFF (/炉年)	全CFF への寄与	CCFP※2
AED	2.6E-09	<0.1%	2.4E-09	0.5%	0.91
AEW	7.1E-07	23.4%	1.8E-08	4.2%	0.03
AEI	7.4E-08	2.5%	1.9E-09	0.4%	0.02
ALC	ε	<0.1%	ε	<0.1%	—
SED	1.3E-07	4.4%	6.8E-08	15.5%	0.51
SEW	6.8E-10	<0.1%	8.9E-11	<0.1%	0.13
SEI	4.2E-09	0.1%	7.2E-10	0.2%	0.17
SLW	1.3E-06	41.9%	4.7E-08	10.7%	0.04
SLI	1.8E-08	0.6%	1.7E-10	<0.1%	0.01
SLC	9.8E-09	0.3%	9.8E-09	2.2%	1.00
TED	3.5E-07	11.5%	6.5E-08	14.7%	0.19
TEW	2.3E-08	0.8%	2.3E-09	0.5%	0.10
TEI	2.2E-07	7.3%	1.3E-08	3.0%	0.06
V	5.0E-08	1.6%	5.0E-08	11.3%	1.00
G	1.6E-07	5.4%	1.6E-07	36.7%	1.00
合計	3.0E-06	100.0%	4.4E-07	100.0%	0.15

※1：プラント損傷状態（Plant Damage State）

※2：条件付格納容器機能喪失確率（Conditional Containment Failure Probability）



○ PDSの一覧

PDS	事故のタイプ	1次系圧力	炉心損傷時期	格納容器内事象進展		
				RWST水のCVへの移送	格納容器の機能喪失時期	格納容器内除熱手段
AED	大中LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
AEW	大中LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
AEI	大中LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
ALC	大中LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
SED	小LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
SEW	小LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
SEI	小LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
SLW	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
SLI	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
SLC	小LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
V	IS-LOCA	低圧	—	—	—	—
G	SGTR	中圧	—	—	—	—

○ PDSの略号の説明

事故のタイプと1次系圧力の分類記号

略号	事故の種類
A	大破断LOCA、中破断LOCA
S	小破断LOCA
T	過渡事象(外部電源喪失、主給水流量喪失等)
V	インターフェイスシステムLOCA
G	蒸気発生器伝熱管破損

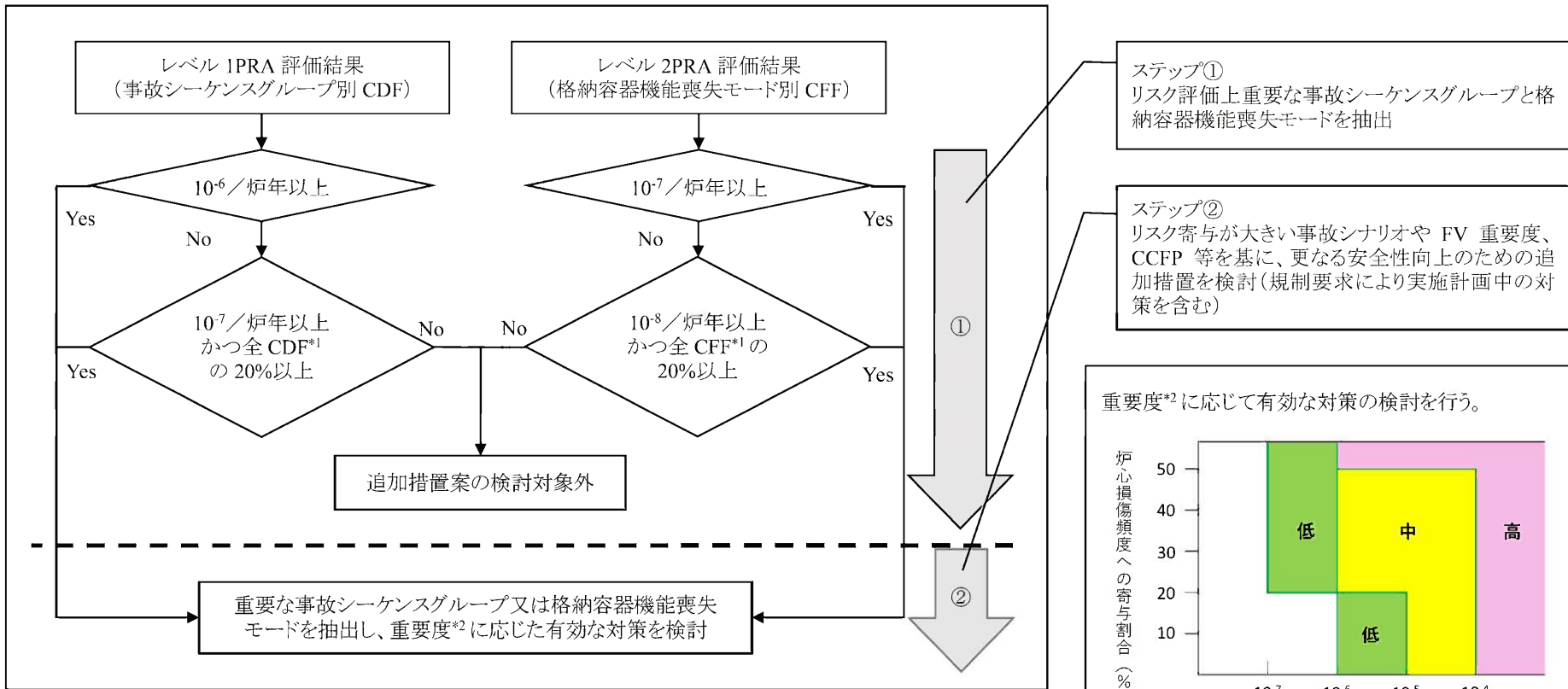
炉心損傷時期の分類記号

略号	炉心損傷時期
E	早期炉心損傷
L	後期炉心損傷

格納容器内事故進展の分類記号

略号	RWST水のCVへの移送及びCV内除熱手段
D	格納容器内への燃料取替用水の注水がなく、格納容器スプレイ系不作動
W	格納容器内への燃料取替用水の注水があり、格納容器スプレイ系不作動
I	格納容器スプレイ系(再循環含む)作動
C	格納容器先行破損





\*1: 内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中のリスク合計値

\*2: 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：2019」において、重要度「高」「中」「低」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。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

- 低**：炉心損傷防止及び格納容器破損防止に着目した手順への対処（重要な事故シーケンスの教育、訓練による緩和策の習熟等）を検討する。
- 中**：緩和策の面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順あるいは設備の変更案を検討する。
- 高**：起因事象発生防止から緩和策までのあらゆる面から、炉心損傷頻度等の低減に着目した手順又は設備の変更案を検討する。