

# 川内原子力発電所2号機 第4回 安全性向上評価の概要について

2021年 8月 20日

九州電力株式会社

補足：「川内原子力発電所1号機第4回 安全性向上評価の概要について」との相違箇所を黄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行目の題目のみ黄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

(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

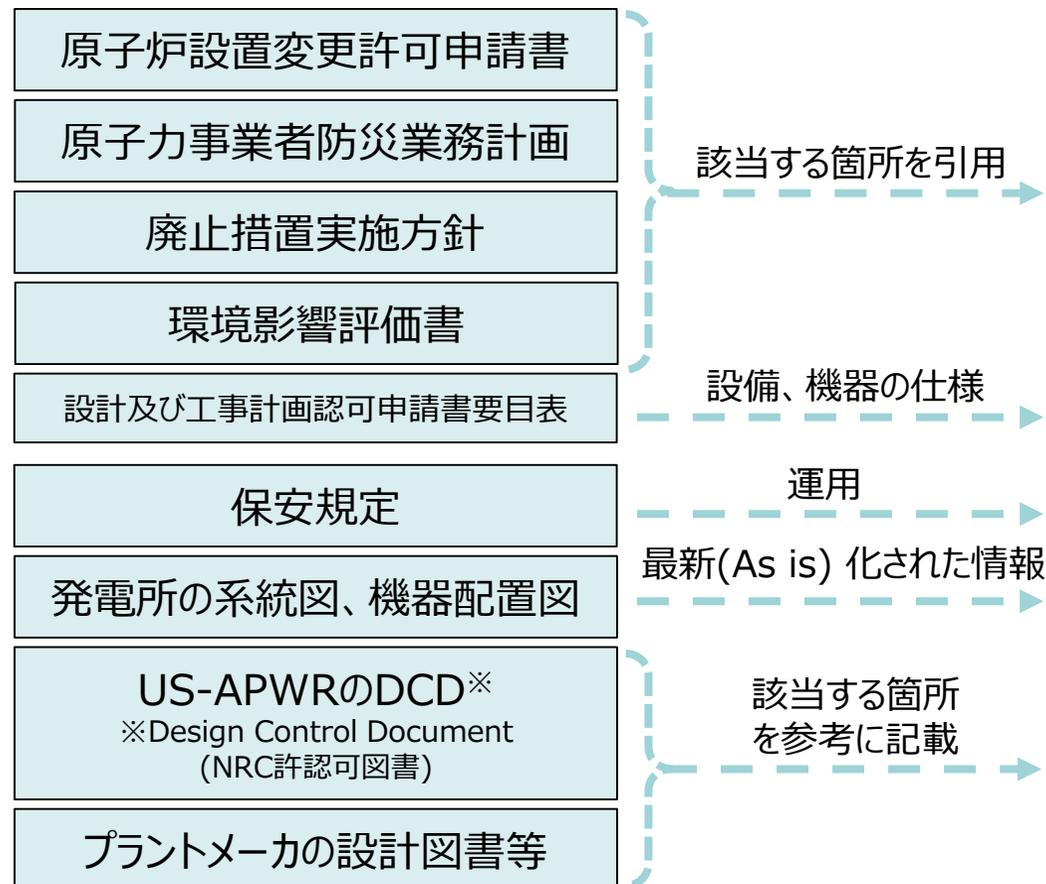
### 4-1 評定結果

### 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等)

## ● 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24回定期事業者検査終了時点(2021.1.22)の状態を対象とする。
- 特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）供用開始に伴い、この情報を反映



### 【GS-G-4.1(DS449)の典型的目次】

1. 序論及びプラントの一般的説明
2. 敷地特性
3. 安全目標及びSSCに関する設計規則
4. 原子炉
5. 原子炉冷却材及び附属系統
6. 工学的安全施設
7. 計装制御
8. 電力
9. 補助系統及び土木構築物
10. 蒸気-電力変換系統
11. 放射性廃棄物管理
12. 放射線防護
13. 運転の実施
14. プラント建設及び試運転
15. 安全解析
16. 運転上の制限及び条件
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
20. 環境側面
21. 廃止措置及び寿命終了の側面

### 2-1 安全性の向上に向けた継続的取組みの方針（1/5）

川内2号機第4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、

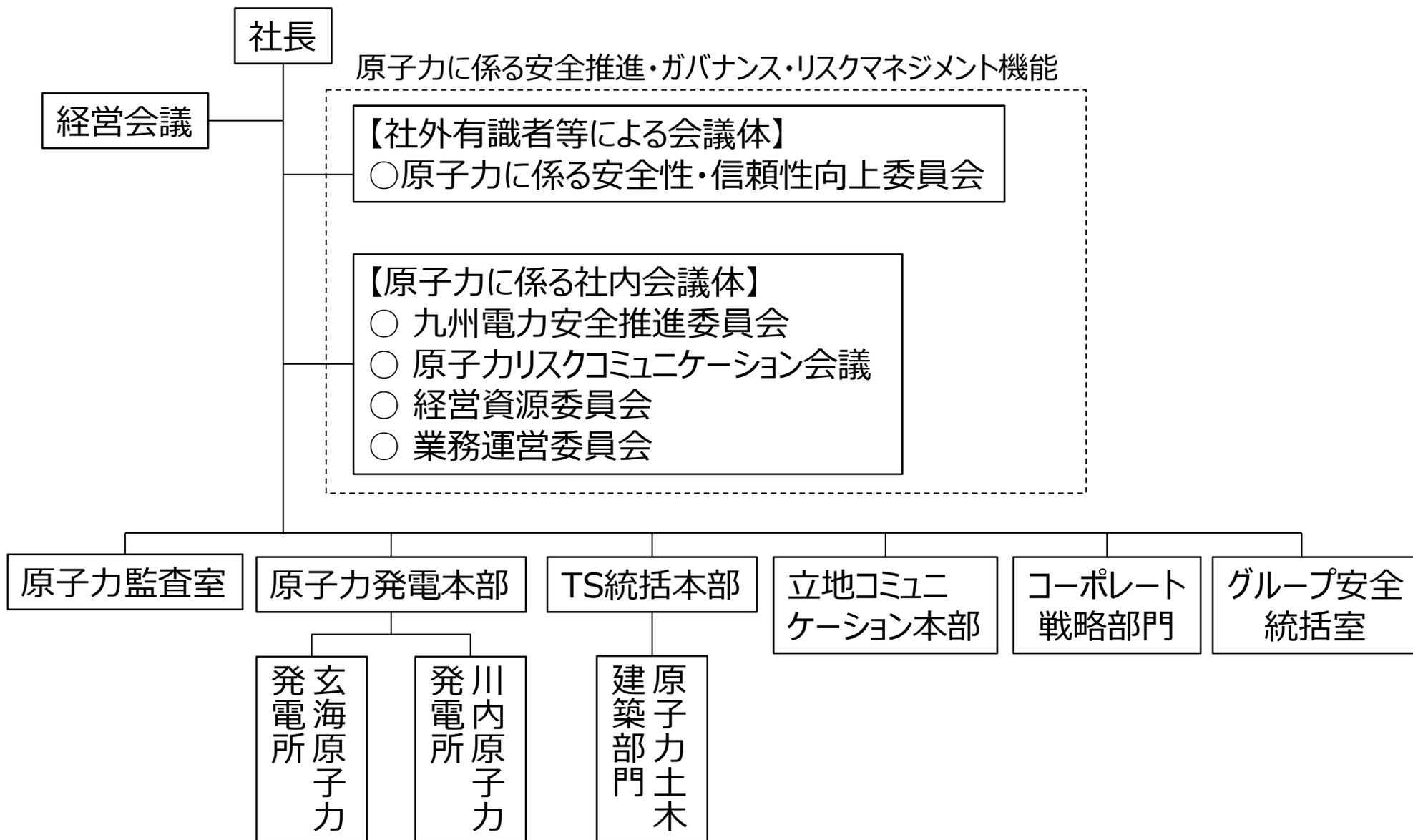
1. 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
2. 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
3. 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
4. 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります
5. 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

原子力に対するリスク意識を高め、安全文化の更なる醸成を図り、また、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自主的かつ継続的な改善に取り組む。

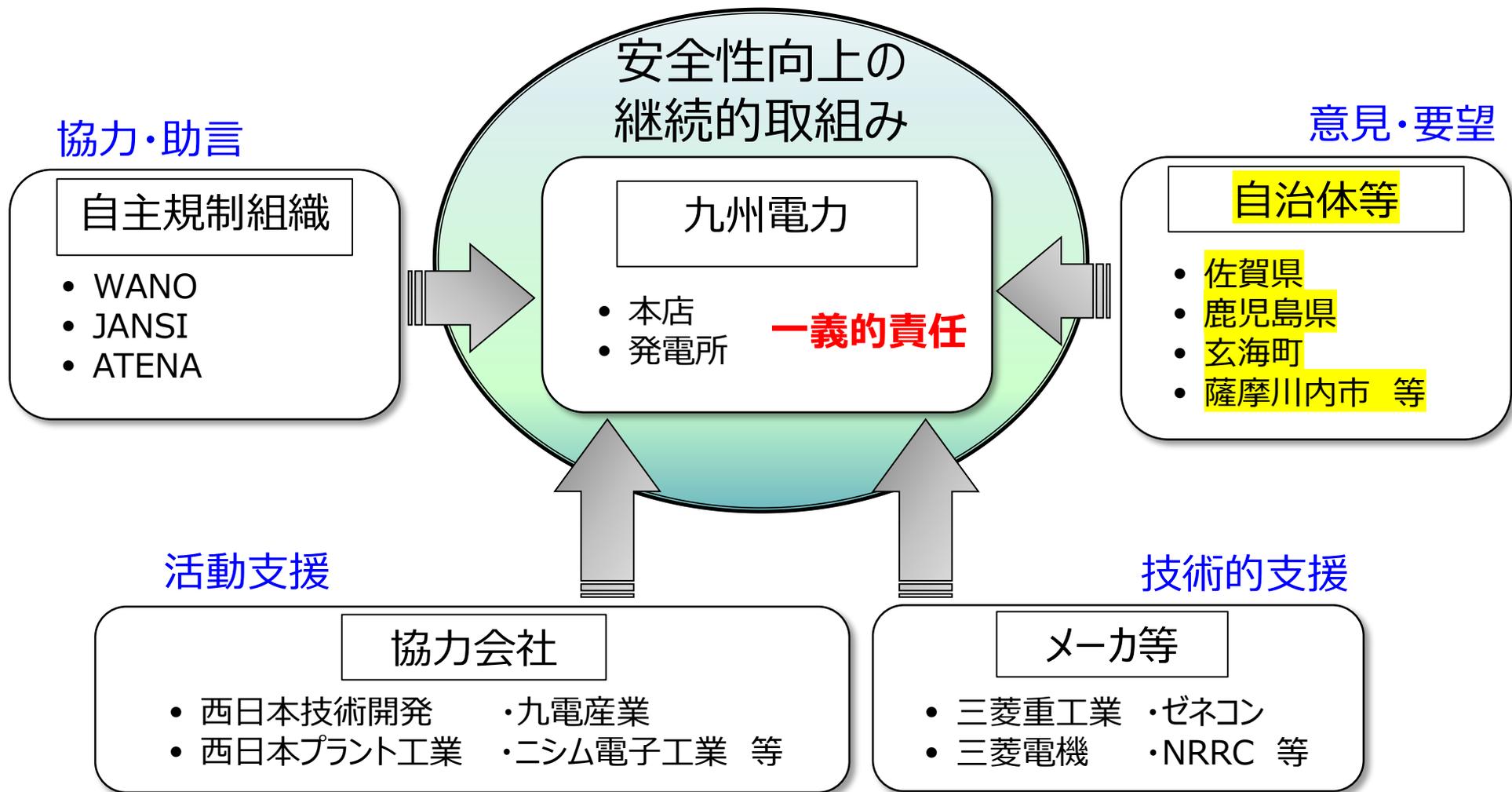
#### ● 安全性向上評価の目的、目標

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。

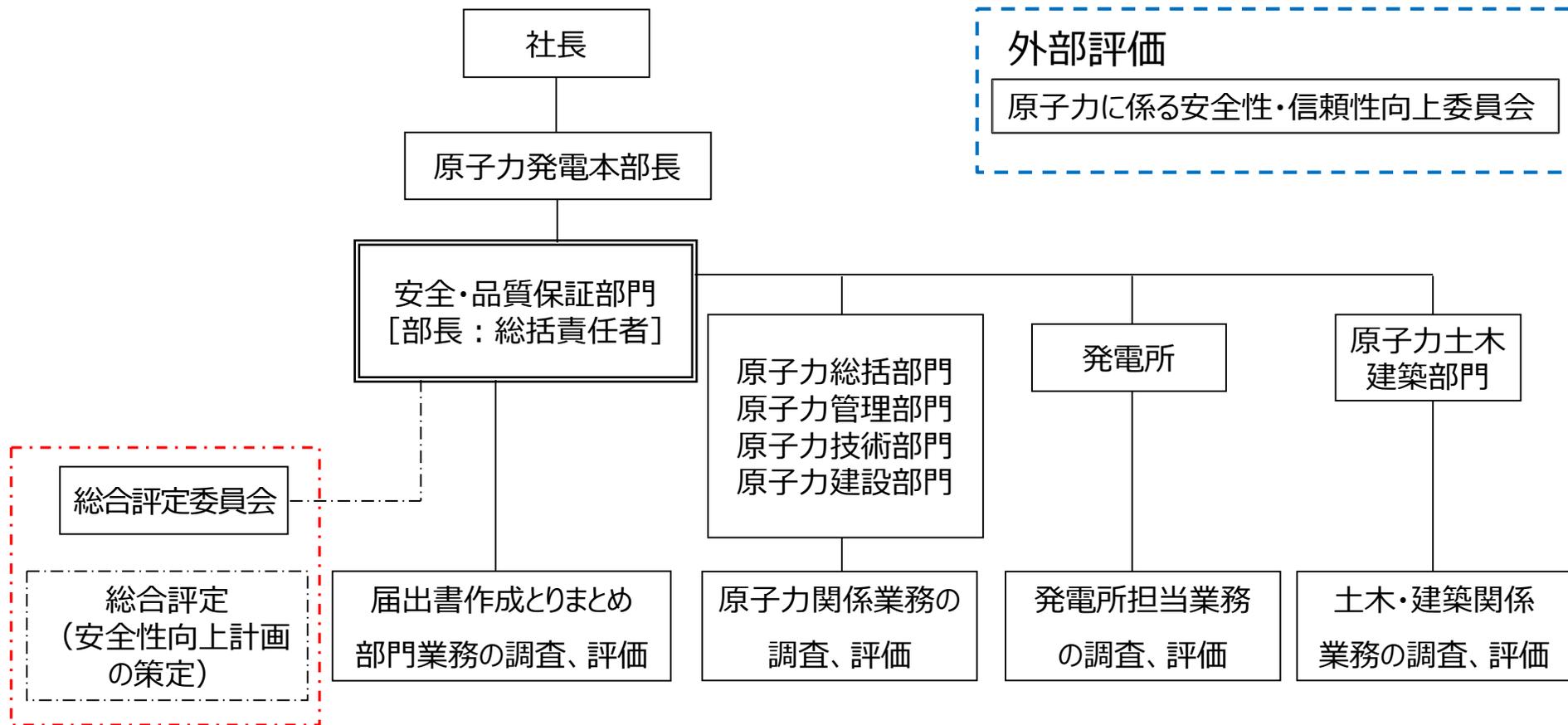
## ● 安全性向上の継続的取組み体制



## ● 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

原子力安全を確保する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。

### ● 新型コロナウイルス対応

新型コロナウイルス感染予防・感染拡大防止については、全国的な感染拡大や国の緊急事態宣言発出、並びに発電所関係者の感染事案発生を踏まえ、対策の強化を図りながら対応している。

#### < 強化した対策の例 >

- ・ 感染流行地域への不要不急の活動自粛及び緊急事態宣言発出地域への出張や外出の原則中止
- ・ 発電所立入り予定の2週間前からの行動履歴等に問題がないことを確認（特に行動履歴中に会食等がある場合は入構不可）
- ・ 新たに発電所に立入る者は、原則、出発地で事前にPCR検査を実施するとともに、立入り前に保健師等による専門的な問診を実施し、少しでも感染のおそれがないことの確認を徹底
- ・ 安全・安定運転継続対策のため、要員の確保等の交代体制の確保
- ・ 業務時間外や休日における取組み等の対策の強化についても、当社社員、請負会社社員、その家族全てに浸透するよう、改めて発電所内の当社と請負会社で構成する「安全衛生協議会」を開催し、注意喚起と周知徹底を実施 等

### 2-2(1) 保安活動の実施状況 (1/3)

川内2号機第4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・・・2020年1月24日～2021年1月22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2021年1月22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。
- 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。

## ● 主な改善活動

件名	改善内容
リスク情報を活用した意思決定 (RIDM) プロセスの構築	従来の決定論的な評価からの知見などに加えて、確率論的リスク評価から得られる知見を組み合わせ、より効果的にリスクを低減し安全性を向上させる仕組みとして、RIDMプロセスを構築し、2020年4月から運用を開始した。今後、RIDMの運用の定着と段階的なプロセス適用範囲の拡大を図っていく。
燃料取替用水タンク 安全性向上工事	川内2号機第3回安全性向上評価届出の火山灰ハザード（火山灰層厚さ25cm）に対する安全裕度評価を踏まえ、燃料取替用水タンクの火山（降灰）に対する更なる裕度確保のため、第24回定期事業者検査時に、自主的に安全性向上工事として胴板に溶接された上部形鋼と屋根板の溶接部について溶接線脚長を伸長する工事を実施した。
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及び教育の追加	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、及び当該事象発生時の措置に関する教育を新たに追加した。
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。

### ● 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3回届出の評価時点（2020年1月23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

新知見の収集、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、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

を抽出した。

- 調査対象期間：2020年1月24日～2021年1月22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  
(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

## ● 新知見に係る調査結果

川内2号機第4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”を指す

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	反映中
①安全に係る研究	1-電共研	約40件	－	1件	－	－	－
	2-自社研	約10件	－	－	－	－	－
	3-NRA等の研究開発	約40件	－	－	－	－	－
	4-国外機関の研究開発	約80件	－	－	－	－	－
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140件	13件	－	－	13件	－
	2-NRAからの文書指示	－	－	－	－	－	－
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	－	－	－	－	－	－
④国内外の基準等	1-国内の規格基準	約10件	5件	6件	－	5件	－
	2-国外の規格基準	約380件	－	－	－	－	－
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530件	1件	3件	10件	－	1件
	2-国外の学会活動	約500件	－	－	－	－	－
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	約20件	－	－	－	－	－

川内2号機第4回 安全性向上評価

－：“該当なし”を指す

## ● 第3回届出時に「反映中」とした知見の検討状況

分類	収集分類	第3回届出時	評価時点	
		反映中	反映済	反映中
①安全に係る研究	1-電共研	－	－	－
	2-自社研	－	－	－
	3-NRA等の研究開発	1件	1件	－
	4-国外機関の研究開発	－	－	－
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	1件	1件	－
	2-NRAからの文書指示	－	－	－
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	－	－	－
④国内外の基準等	1-国内の規格基準	1件	－	1件
	2-国外の規格基準	－	－	－
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	－	－	－
	2-国外の学会活動	－	－	－
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	－	－	－

川内2号機第4回 安全性向上評価

- : “該当なし”を指す

## ● 第3回届出時に「反映要否検討中」とした知見の検討状況

分類	収集分類	第3回届出時※1	評価時点			反映要のうち	
		反映要否 検討中	反映が必要な 新知見	反映要否※2 検討中	新知見だが、 反映が必要 ないもの	反映済	反映中
①安全に係る研究	1-電共研	19件	-	18件	1件	-	-
	2-自社研	-	-	-	-	-	-
	3-NRA等の研究開発	5件	1件	3件	1件	1件	-
	4-国外機関の研究開発	-	-	-	-	-	-
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	-	-	-	-	-	-
	2-NRAからの文書指示	-	-	-	-	-	-
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	8件	-	8件	-	-	-
④国内外の基準等	1-国内の規格基準	34件	2件	31件	1件	2件	-
	2-国外の規格基準	1件	1件	-	-	1件	-
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	5件	-	3件	2件	-	-
	2-国外の学会活動	1件	1件	-	-	1件	-
⑥メーカーからの提案	メーカーからの提案	-	-	-	-	-	-

※1：第1回届出以降、継続して反映要否検討中としている知見を含む。

※2：反映にあたり、更なる研究成果が必要なものや、規格の技術評価を必要とするものなどを含む。

安全性向上評価の「確率論的リスク評価」に関する、プラント状態を把握するための調査として、プラント・ウォークダウンを実施した。

また、今回実施したプラント・ウォークダウンについては、初回届出時から追加となった特定重大事故等対処施設における評価対象設備に対し行ったものである。

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：71機器 ①機器の現状確認(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性の確認 ③モデル化の前提条件の確認</p> <p>【津波】調査対象：1設備 ①建屋開口部シールの確認</p>	<p>【実施日】 2020年12月2～24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>

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

保安活動	追加措置	計画概要
運転管理	運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	プラント運転時における各機器の運転状態(点検等を含む)に応じたリスク変動を把握し、リスク低減対策(所員への注意喚起等)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。(評価対象事象：内部事象)

## 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

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	運用方針及び期待される効果
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) 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。

## 2-5 外部評価の結果（1/2）

川内2号機第4回 安全性向上評価

### ● 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 センター長）

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）

天日 美薫（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）

敬称略

### ● 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。

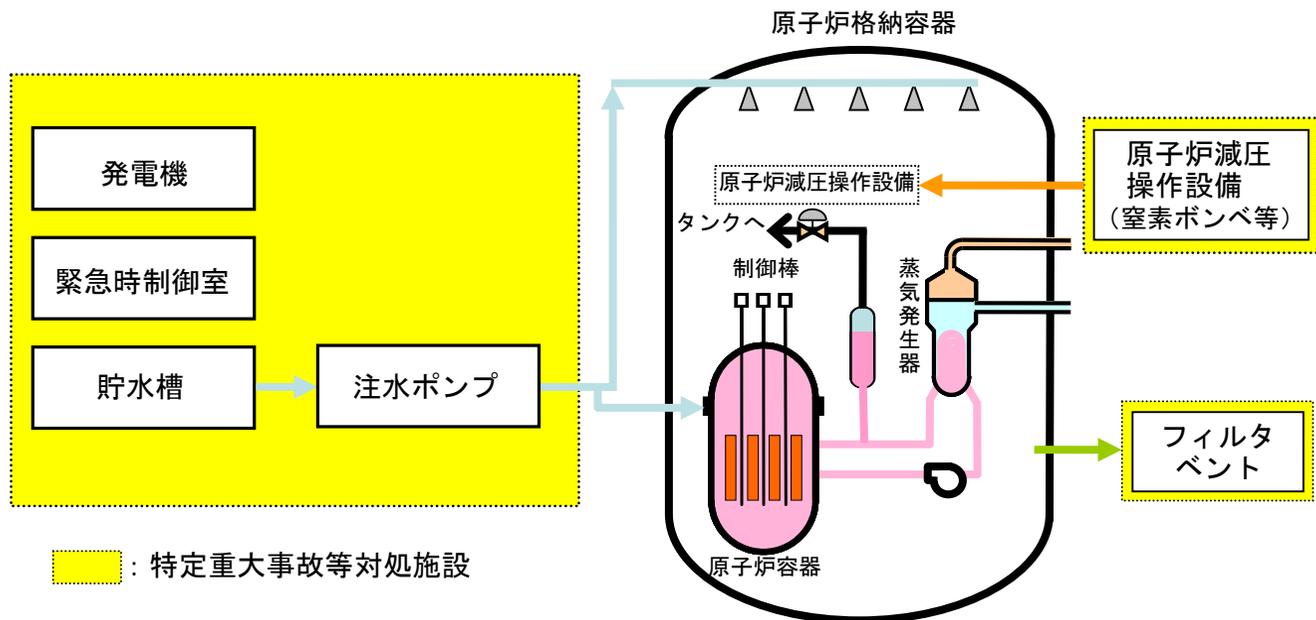
- |   |   |
|---|---|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 北海道電力株式会社</li> <li>・ 東北電力株式会社</li> <li>・ 東京電力ホールディングス株式会社</li> <li>・ 北陸電力株式会社</li> <li>・ 中部電力株式会社</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 関西電力株式会社</li> <li>・ 中国電力株式会社</li> <li>・ 四国電力株式会社</li> <li>・ 日本原子力発電株式会社</li> <li>・ 電源開発株式会社</li> </ul> |
|---|---|

### ● 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、以下のとおり対応する。

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	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
<p>設備の高度化、多様化が進んでおり、安全性の向上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簡素化も検討する必要が出てくるのではないか。</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>

- 川内2号機については特定重大事故等対処施設\*（特重施設）の運用を開始した。
- 特重施設は、テロ対策だけでなく、重大事故等時における炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策にも有効活用することとしており、確率論的リスク評価及び安全裕度評価の結果が変わることが見込まれることから、「3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価」について改訂を実施した。
- 今回の評価に当たっては、特重施設の主たる機能である格納容器破損防止機能に着目した評価を実施した。



<特定重大事故等対処施設の概要図>

\* 特定重大事故等対処施設：  
 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処する機能及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な機能を有する施設

- また、特重施設に係る評価に併せ、「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」として、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25に基づくレビューを実施した。

## 3-1(1) 内部事象及び外部事象に係る評価

川内2号機第4回 安全性向上評価

### ● 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。

- ✓ 既評価の数値・条件を超えない又は、同等であること、既評価を見直すような知見がないことを確認した。また、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。
- ✓ なお、「震源を特定せずに策定する地震動」について、今後、設置許可基準規則解釈及び審査ガイド等が改正予定であることを確認した。そのため、設置変更許可等の手続を実施していく予定である。
- ✓ また、気象学的ハザードについては、気候変動についての知見収集を行い、気候変動の影響を踏まえてもハザードの想定に見直しの必要がないことを確認した。

## ● 決定論的安全評価の見直し要否

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。確認の結果、決定論的安全評価について、変更が必要となる項目はなかった。

## ● 特重施設に係る現実的なプラント挙動

格納容器過圧破損事象（現実的な条件の解析※<sup>1</sup>）に対して、事故対応手順に基づき、特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイや炉心注水を活用した場合のプラント挙動解析を実施した。

※1：原子炉設置変更許可申請における解析条件に対し、1次系圧力等の初期条件に定常誤差を含めない定格値等を用いたもの

### 《解析シナリオ》

格納容器過圧破損事象 + 特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイ、炉心注水  
+ 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水

特重施設を活用した解析の操作条件の概略

解析シナリオ	経過時間
格納容器過圧破損事象 + 特重設備（ポンプ）による 格納容器スプレイ、炉心注水 + 充てん／高圧注入ポンプ 自己冷却による炉心注水 （SA設備 + 特重施設活用）	
（参考） 格納容器過圧破損事象 （SA設備のみ使用）	

※2：炉心溶融から30分後 ※3：切替時間考慮 ※4：燃料取替用水タンク3%で炉心注水停止

### （届出書記載ケースの操作条件の考え方）

現状の事故対応手順のうち信頼性が高い特重設備や重大事故等対処設備（SA設備）のみを使用する。

特重設備の準備がSA設備より早く完了すれば、特重設備を用いた炉心注水または格納容器スプレイを実施する。その後、SA設備の準備が完了した場合、SA設備による対応に切り替える。ただし、燃料取替用水タンクのほう酸水を有効活用するため、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水実施後、格納容器スプレイは常設電動注入ポンプではなく特重設備（ポンプ）による対応に切り替える。

## ● 解析結果

Cs-137放出量や原子炉容器破損時間は以下のとおり。

項目	格納容器過圧破損事象 (S A 設備 + 特重施設活用)	(参考) 格納容器過圧破損事象 (S A 設備のみ使用)
Cs-137放出量	約0.25TBq※ <sup>1</sup>	約0.32TBq
原子炉容器 破損時間	約62時間後※ <sup>2</sup>	約2時間後

※1：早期に特重設備（ポンプ）による格納容器スプレイが実施されることにより、格納容器過圧破損事象より低減

※2：燃料取替用水タンクの水源枯渇による炉心注水停止後に原子炉容器破損が発生

特重設備（ポンプ）により早期に格納容器スプレイを実施することで、格納容器過圧破損事象より**セシウム放出量が2割程度低減された。**

また、特重設備（ポンプ）で格納容器スプレイを実施することで、燃料取替用水タンクを炉心注水のみで使用出来ることから、**原子炉容器破損を大幅に遅延（約60時間）**できた。

なお、本解析においては、燃料取替用水タンクの水枯渇により炉心注水を停止し原子炉容器破損に至っているが、燃料取替用水補助タンク等の活用による炉心注水継続により、原子炉容器破損に至る時間を更に遅延できる可能性がある。

## ● 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解析結果により、セシウム放出量低減や原子炉容器破損時間遅延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の教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。

- 第4回安全性向上評価におけるPRA実施内容及び実施範囲

特重施設の設置が完了したことに伴い、特重施設を反映したPRAを実施した。実施内容としては、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、重大事故等が発生した場合において想定される様々なプラント状態のうち、DBA/SA設備によるCVへの注水機能が喪失しているプラント状態において、特重施設による格納容器機能喪失頻度（CFF）へのリスク低減効果を確認する。

CFFへのリスク低減効果を確認するということを踏まえ、実施範囲は出力運転時レベル2の内部事象・外部事象とする。また、停止時レベル2については評価手法が未整備のため対象外とする。

- 第4回届出時の記載事項
  - 内部事象（出力運転時レベル2）
  - 外部事象（地震、津波）（出力運転時レベル2）
  - 敷地境界における実効線量評価

### ●PRA評価条件

今回の評価に当たっては、特重施設の格納容器破損防止機能に着目したPRAを実施しており、第1回届出におけるPRAモデルに特重施設の情報のみを新たに追加することで、様々な評価条件の変更による評価結果への影響を排除した。

ただし、地震PRAについては、第1回届出時における議論や更なる安全性向上のために実施した工事を評価に反映させるため、第1回届出で実施した感度解析における評価条件をベースとした評価を実施している。評価条件を以下に示す。

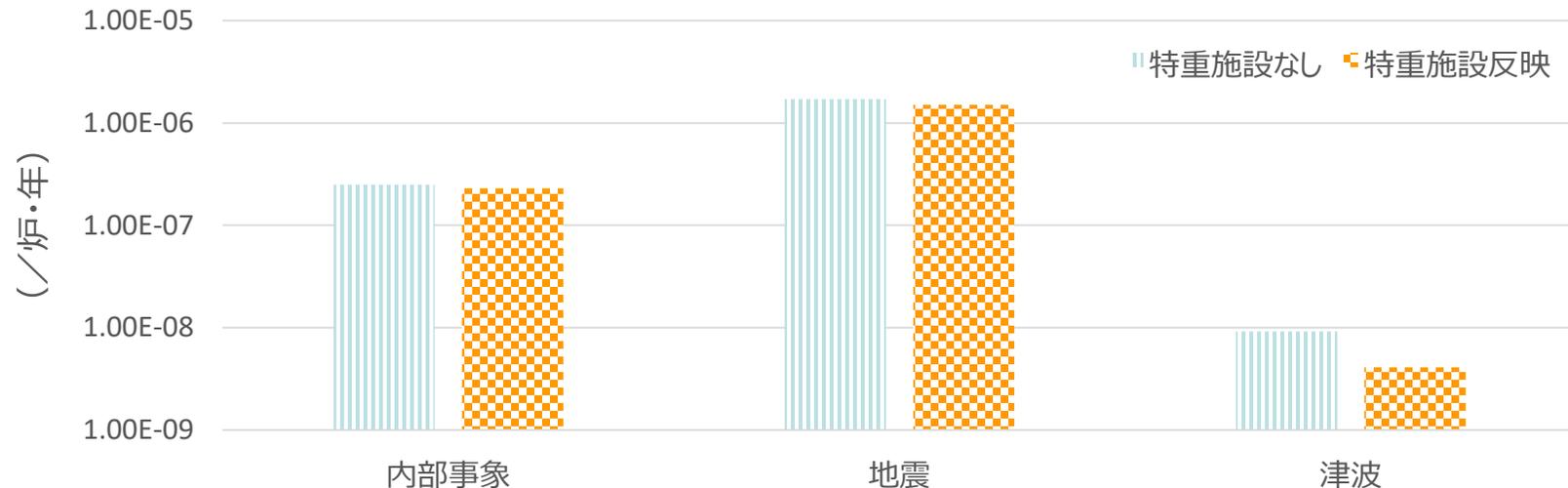
なお、特重施設に係るフラジリティについては、震源モデルや地震伝ばモデルに関する不確実さをロジックツリーの分岐に追加し再評価した確率論的地震ハザード評価に基づき評価している。

項目		第1回届出	第4回届出
ハザード	地震発生頻度評価に使用するハザード	川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（平成26年9月補正）において、基準地震動の超過確率を参照したもの	同左（変更なし）
	上限加速度	1.2G （1.4Gまでの感度解析を実施）	第1回の感度解析と同じ 1.4Gまで評価
フラジリティ	特重施設以外	上記ハザードに基づき評価 （メタルクラッド開閉装置のデジタル化を考慮した感度解析を実施）	第1回の感度解析と同じ フラジリティを使用
	特重施設	—（なし）	今回再評価した確率論的地震ハザードに基づき新規評価

## ● PRA結果

	CFF (／炉年)		低減割合
	特重施設なし	特重施設反映	
内部事象 (出力時)	2.5E-07	2.3E-07	約7%
地震 (出力時)	1.7E-06※	1.5E-06	約8%
津波 (出力時)	9.2E-09	4.1E-09	約56%

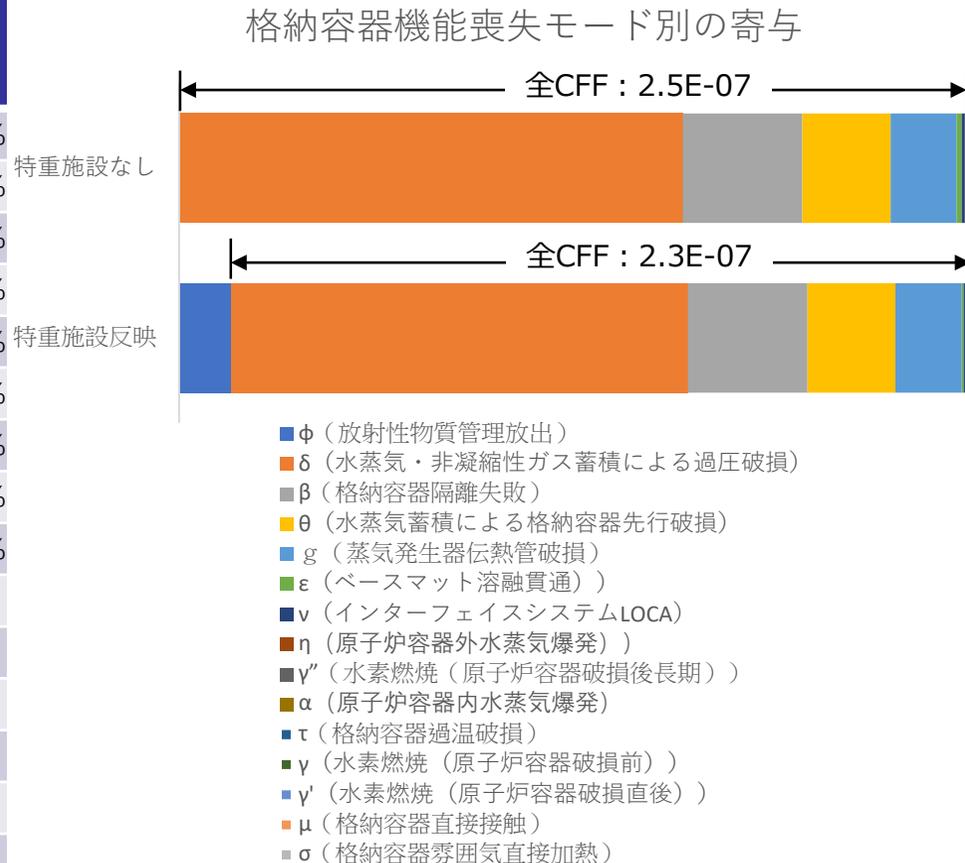
※：前述の評価条件変更により第1回届出（特重施設設置前）の評価結果（8.7E-07）と異なる。



## ● 格納容器機能喪失頻度評価 (内部事象出力時レベル2)

- 特重施設によるCV内注水及びフィルタベントに期待することで、「 $\delta$ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」が約9%程度低減
- キャビティ水張りの手段として特重施設によるスプレイにも期待できることから、デブリ冷却失敗の発生頻度が低下し、「 $\varepsilon$ モード (ベースマツト溶融貫通)」が約61%低減

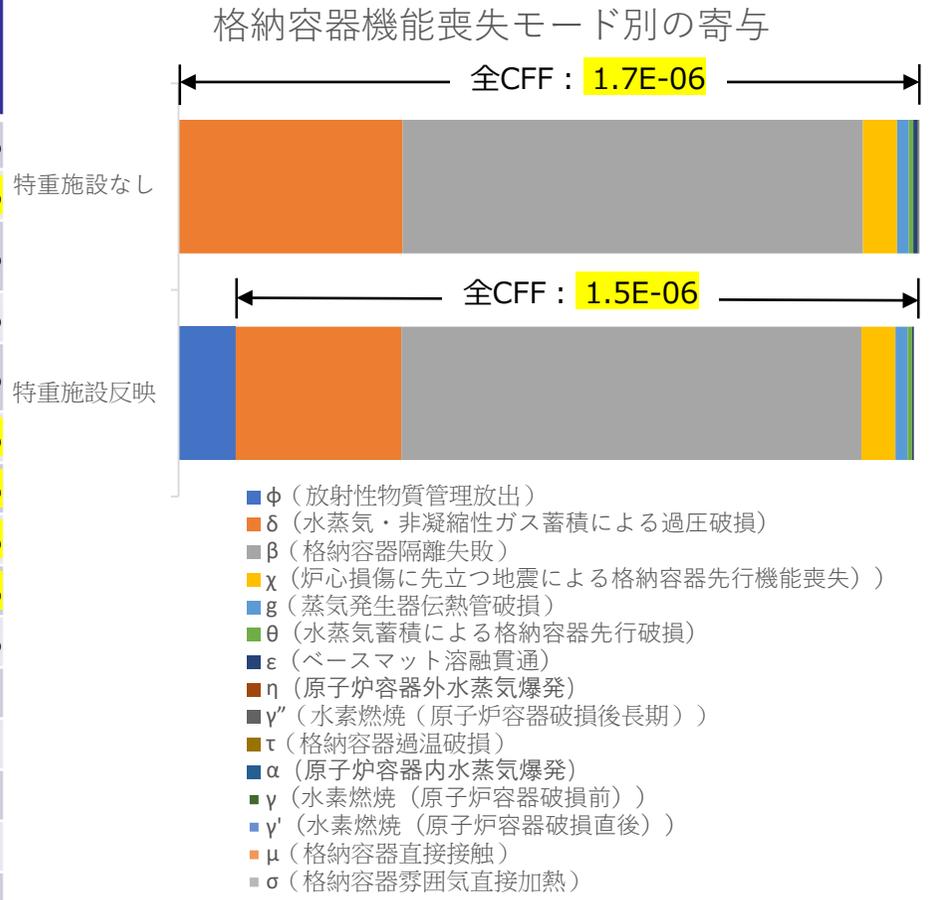
格納容器機能喪失モード	特重施設反映 (／炉年)	特重施設なしからの低減割合
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.5E-07	9%
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	0%
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	0%
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	0%
$v$ (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0%
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0%
$\varepsilon$ (ベースマツト溶融貫通)	6.3E-10	61%
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	3.5E-10	0%
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	0%
$\tau$ (格納容器過温破損)	< 1.0E-12	—
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	< 1.0E-12	—
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	< 1.0E-12	—
$\mu$ (格納容器直接接触)	< 1.0E-12	—
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	—
$\Phi$ (放射性物質管理放出)	1.7E-08	—



## ● 格納容器機能喪失頻度評価 (地震レベル2)

- 特重施設によるCV内注水及びフィルタベントに期待することで、「 $\delta$ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」が約25%程度低減
- 原子炉下部キャビティ水張りの手段として特重施設によるスプレーにより、デブリ冷却に成功するシナリオが増加したことから「 $\varepsilon$ モード (ベースマツト溶融貫通)」は約70%低減
- 一方で、特重施設によるスプレーに成功することにより、原子炉下部キャビティ水量が多量となるシナリオが増加したことから「 $\eta$ モード (原子炉容器外水蒸気爆発)」が約10%増加

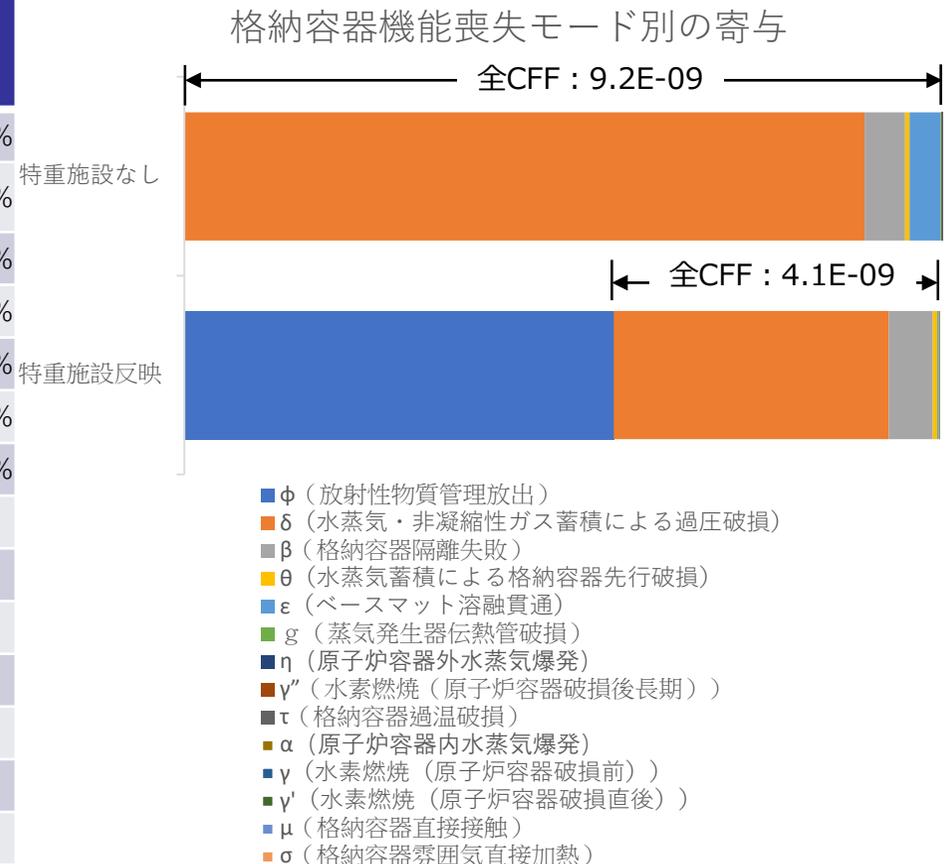
格納容器機能喪失モード	特重施設反映 (／炉年)	特重施設なしからの低減割合
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.0E-06	0%
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.6E-07	25%
$\chi$ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	7.4E-08	0%
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.6E-08	0%
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.5E-09	0%
$\varepsilon$ (ベースマツト溶融貫通)	2.9E-09	70%
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.4E-10	▲10%
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	1.4E-10	93%
$\tau$ (格納容器過温破損)	6.3E-11	88%
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	8.6E-12	0%
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	<1.0E-12	—
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	<1.0E-12	—
$\mu$ (格納容器直接接触)	<1.0E-12	—
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	—
$\Phi$ (放射性物質管理放出)	1.2E-07	—



## ● 格納容器機能喪失頻度評価 (津波レベル2)

- 特重施設によるCV内注水及びフィルタベントに期待することで、「 $\delta$ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」が約59%程度低減
- 原子炉下部キャビティ水張りの手段として特重施設によるスプレイにより、デブリ冷却に成功するシナリオが増加したことから「 $\varepsilon$ モード (ベースマット溶融貫通)」は約96%低減
- 一方で、特重施設によるスプレイに成功することにより、原子炉下部キャビティ水量が多量となるシナリオが増加したことから「 $\eta$ モード (原子炉容器外水蒸気爆発)」が約138%増加し、特重施設設置による新たな浸水経路を考慮 (特重施設が浸水した場合は一次系建屋 (水密化された範囲の建屋：原子炉補助建屋 等) についても浸水すると仮定) したことから「 $\beta$ モード (格納容器隔離失敗)」が約8%増加

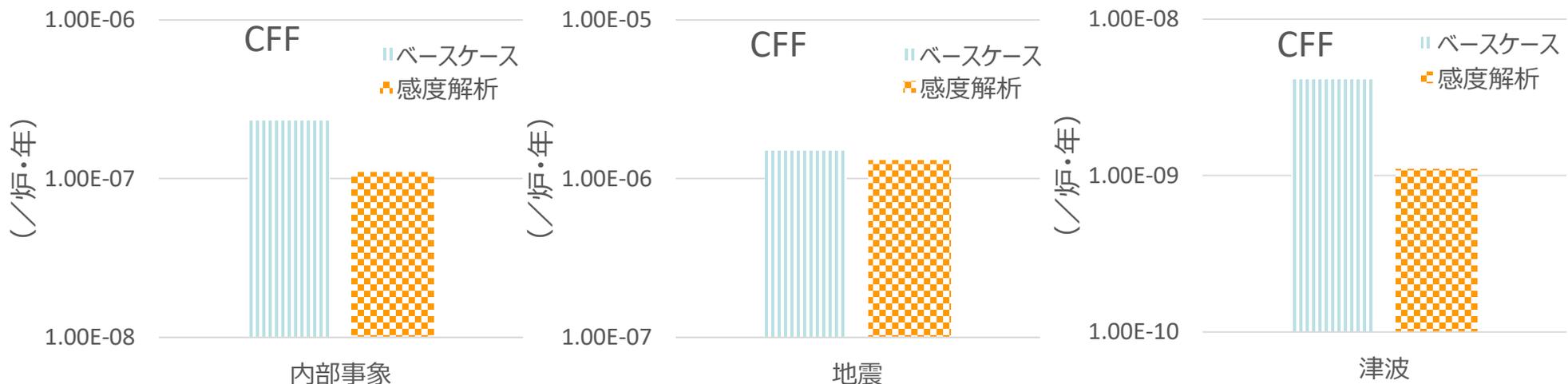
格納容器機能喪失モード	特重施設反映 (／炉年)	特重施設なしからの低減割合
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.4E-09	59%
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	5.4E-10	▲8%
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	0%
$\varepsilon$ (ベースマット溶融貫通)	1.6E-11	96%
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0%
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.7E-12	▲138%
$\gamma''$ (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	0%
$\tau$ (格納容器過温破損)	<1.0E-13	—
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	<1.0E-13	—
$\gamma$ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	<1.0E-13	—
$\gamma'$ (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	<1.0E-13	—
$\mu$ (格納容器直接接触)	<1.0E-13	—
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	—
$\Phi$ (放射性物質管理放出)	5.3E-09	—



## ● PRA結果（感度解析）

特重施設について、設置変更許可申請書上の使用想定を踏まえた活用（ベースケース）に限定せず、柔軟な活用（CVへの注水機能が喪失しているプラント状態以外でも活用、特重施設使用後のSA設備の使用）を考慮した感度解析を実施し、その効果を確認した。

	格納容器機能喪失頻度：CFF（／炉年）	
	ベースケース	感度解析ケース
内部事象（出力時）	2.3E-07	1.1E-07
地震（出力時）	1.5E-06	1.3E-06
津波（出力時）	4.1E-09	1.1E-09



## 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、Cs-137の放出量及び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、内的事象に対し $2.3 \times 10^{-7}$  (／炉年)、地震に対し $1.5 \times 10^{-6}$  (／炉年)、津波に対し $4.1 \times 10^{-9}$  (／炉年)となった。
- 放射性物質管理放出は、SA設備が使用できない想定において特重施設であるベントを実施した場合のCs-137の放出量を評価した。

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※1 (Cs-137放出量) (TBq)
		内的事象	地震	津波	
格納容器バイパス	内的	2.2E-08	2.0E-09	1.3E-11	>100
	外的	—	2.4E-08	—	>100
格納容器破損	エナジエティック	1.3E-09	3.8E-10	5.2E-12	>100
	先行破損	2.8E-08	9.5E-09	5.6E-11	>100
	その他	1.5E-07	3.7E-07	3.4E-09	>100
	外的	—	7.4E-08	—	>100
隔離失敗	—	3.8E-08	1.0E-06	5.4E-10	>100
健全 (設計漏えい)	—	1.1E-06	1.8E-07	1.4E-09	0.32※2
放射性物質管理放出	—	1.7E-08	1.2E-07	5.3E-09	0.79※3

※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。(第1回安全性向上評価届出では3.2TBq)

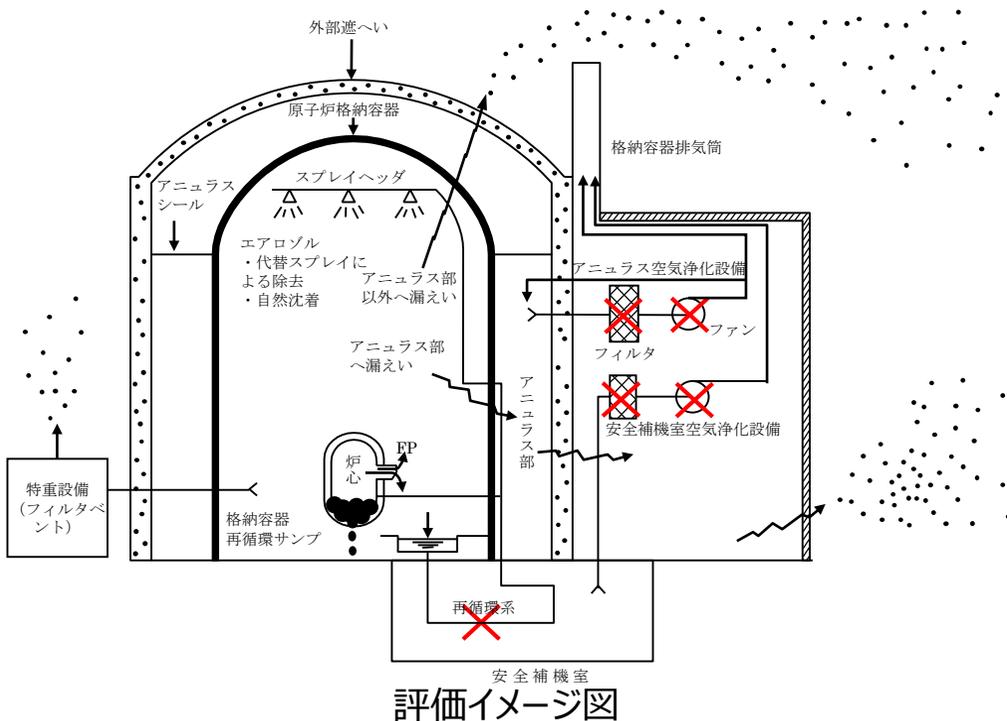
※3 設計漏えい: 0.78TBq (貫通部DFを考慮)、フィルタベント: 0.0069TBq

## 被ばく評価結果の概要 (1/2)

### ● 敷地境界における実効線量評価

- 評価事象は、特重施設を用いたベントを実施し、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから環境に放出される放射性物質の量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗」とした。
- なお、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備（ポンプ）を用いた代替格納容器スプレイ及び特重設備（FV）を用いたフィルタベントに期待する。（Cs-137の放出量評価に同じ）
- また、フィルタベント実施のタイミングについては、特重施設による原子炉格納容器破損防止対策の手順に基づいて設定する。

大気中への放射性物質の放出量（事故後7日間積算）（gross値）



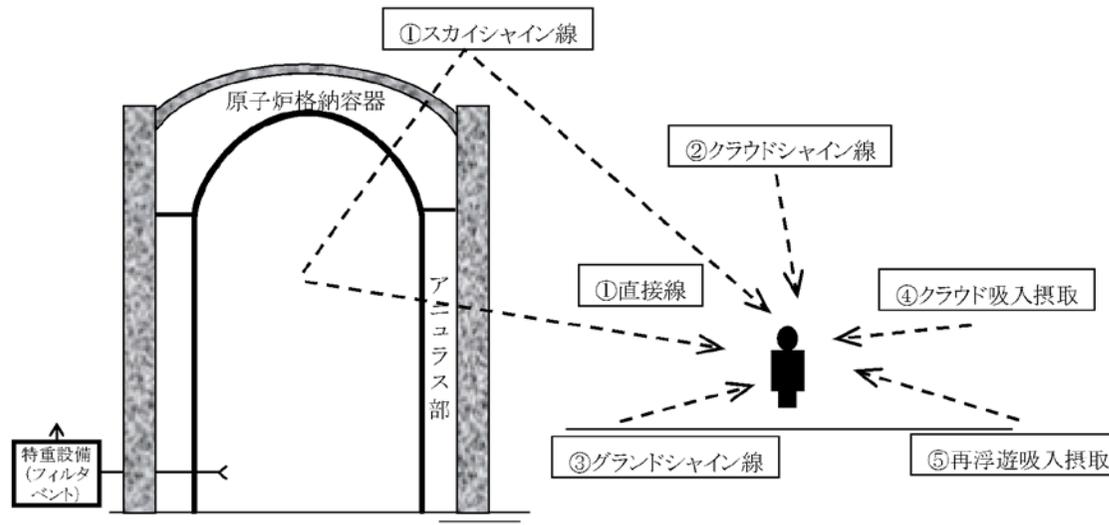
核種グループ <sup>(注)</sup>	放出放射能量 (Bq)		
	設計漏えい	フィルタベント	合計
希ガス類	約 2.0E+16	約 5.3E+18	約 5.3E+18
よう素類	約 8.6E+13	約 1.4E+15	約 1.5E+15
Cs類	約 2.4E+12	約 2.1E+10	約 2.4E+12
Te類	約 9.5E+12	約 2.0E+10	約 9.5E+12
Sr類	約 6.3E+11	約 2.2E+02	約 6.3E+11
Ru類	約 3.2E+12	約 3.5E+03	約 3.2E+12
La類	約 6.3E+10	約 8.7E+01	約 6.3E+10
Ce類	約 6.5E+11	約 2.0E+02	約 6.5E+11
Ba類	約 1.2E+12	約 1.2E+03	約 1.2E+12

(注) 実効線量評価対象核種

## 被ばく評価結果の概要 (2/2)

### ● 敷地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。)  
※小児一日平均の呼吸率及び小児実効線量換算係数を使用 (ICRP Publication 71,72に基づき設定)
- 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点における風向の影響を考慮した評価結果の平均値のうち最大方位の線量は約41mSvとなった。
- 影響の大きい被ばく経路はクラウド外部線量及びクラウド内部線量であった。



敷地境界における公衆の被ばく経路

### ● 更なる安全性向上対策の検討

- 今回、特重施設を設置変更許可申請書上の使用想定を踏まえた活用に限定せず、重大事故等時における現実的な特重施設の活用を考慮した感度解析によりリスク低減効果を確認できた。特重施設の活用方法についての教育を実施し、事故対応能力の向上を図る。
- なお、次回届出以降において、最新のプラント情報や国際的な水準に比肩する評価手法等をPRAモデルに反映するとともに、炉心損傷防止への特重施設の活用を踏まえた評価を行い、更なる安全性向上対策の検討を実施する。

## ● 第4回評価内容

特重施設の設置に伴い、以下の事象に対して、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、リスク低減効果を確認した。

### 《評価事象》

- ・地震 ・津波 ・地震及び津波の重畳

## ● 評価条件

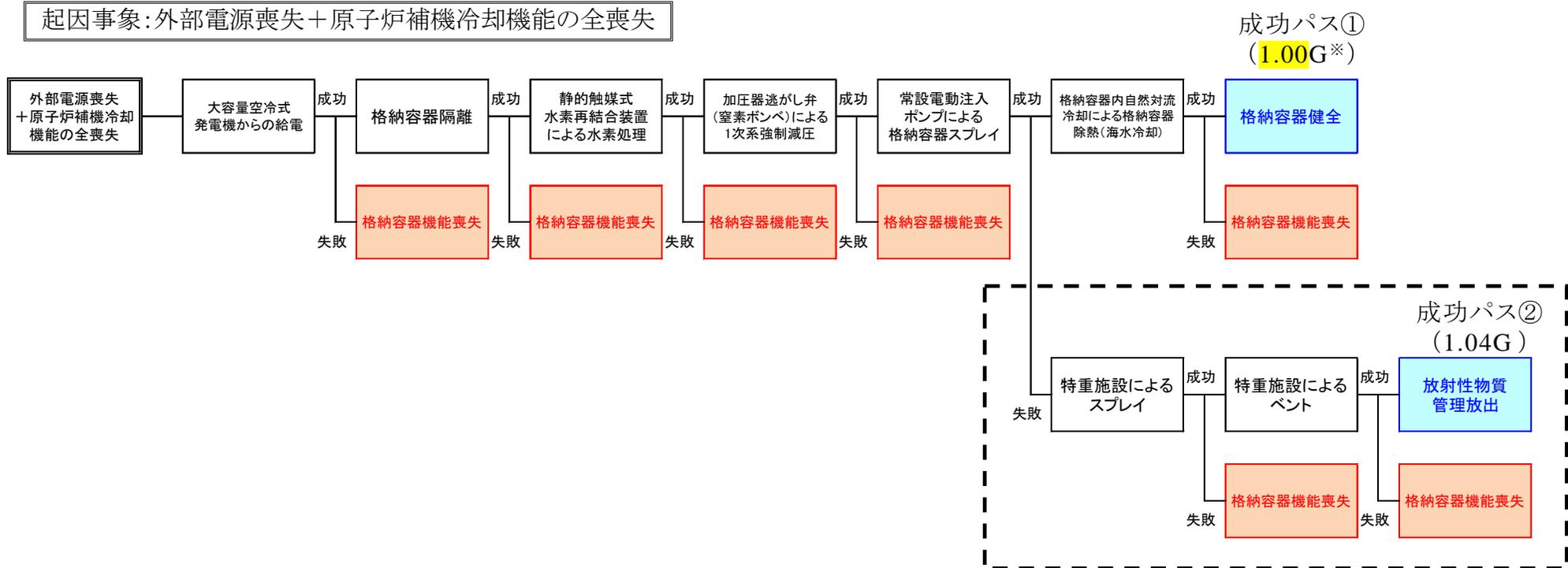
- ✓ 第1回届出における格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオ（イベントツリー）に特重施設を用いた緩和操作を追加
- ✓ 特重施設を活用した影響緩和機能については、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による影響緩和機能が喪失した場合に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。
  - ・常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
  - ・格納容器自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）に失敗した後に特重施設によるベント
- ✓ 評価指標は第1回届出と同様に以下を用いる。

地震	フラジリティ評価の95%信頼度における5%損傷確率に相当する地震加速度レベル（HCLPF [G]）を用い、当該加速度で機器が損傷するものとして評価
津波	許容津波高さ[m]として機器の設置高さ及び建屋シール等を考慮した高さを用い、高い方の高さにて機能喪失することを想定

## ● 評価結果①

### ・ イベントツリー① (地震、格納容器 (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

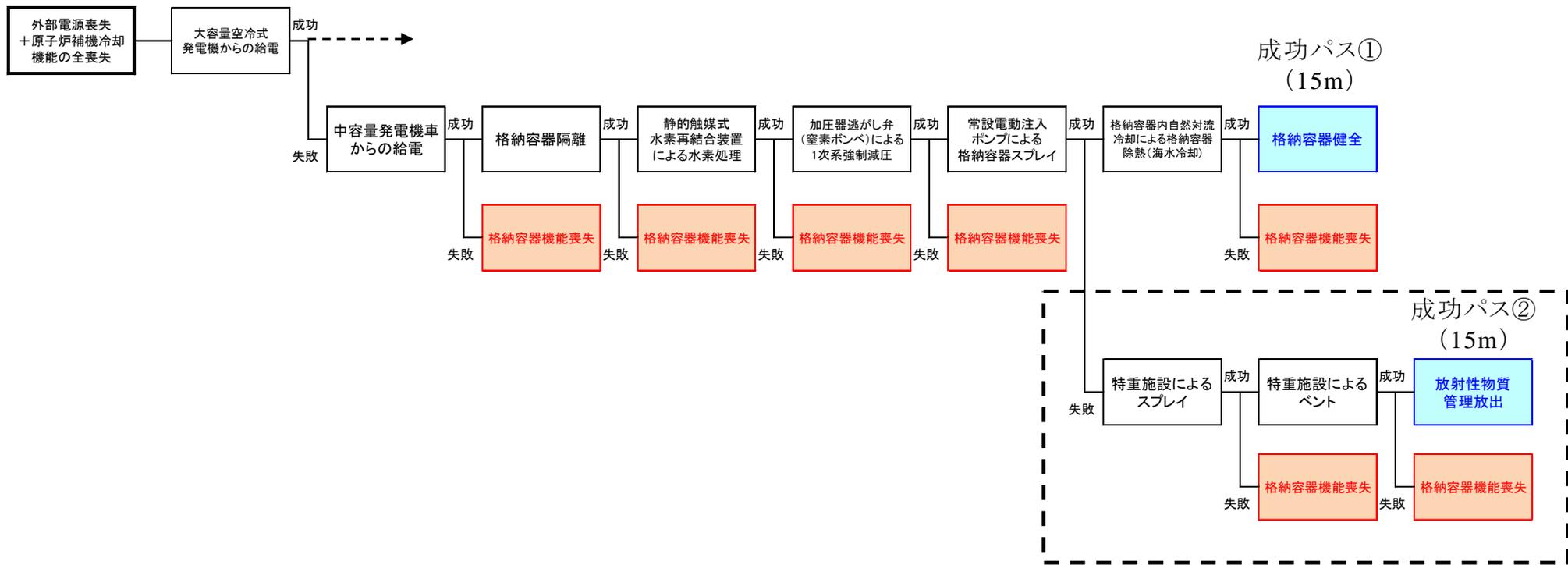


※ 炉心損傷に至らないと本シナリオは発生しないため、格納容器のクリフエッジは、炉心のクリフエッジである1.04Gと評価

## ● 評価結果①

### ・ イベントツリー② (津波、格納容器 (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

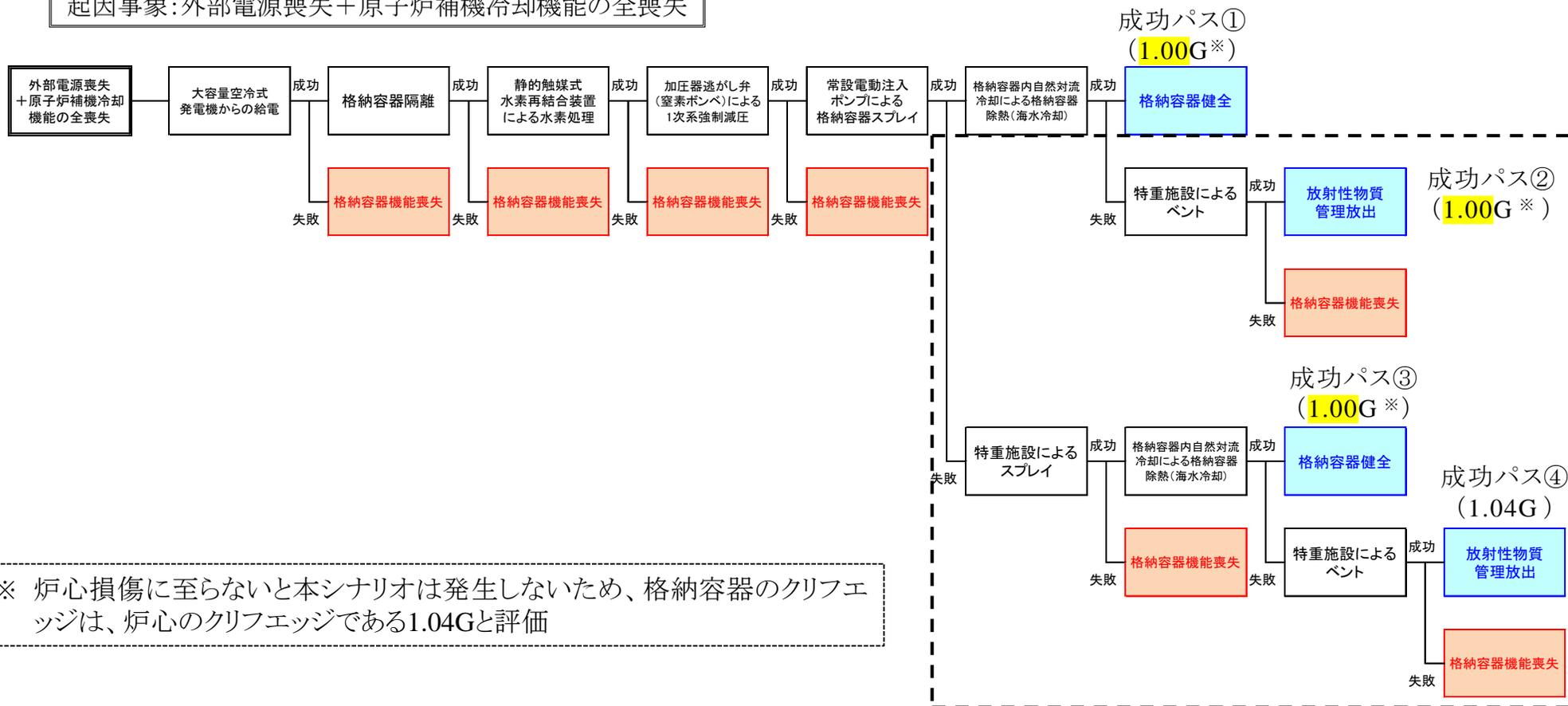


## ● 評価結果②

評価結果①から更なる検討として、より柔軟な活用（特重施設使用後のSA設備の使用等）を考慮した場合の特重施設による効果を確認した。

### ・ イベントツリー①'（地震、格納容器（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

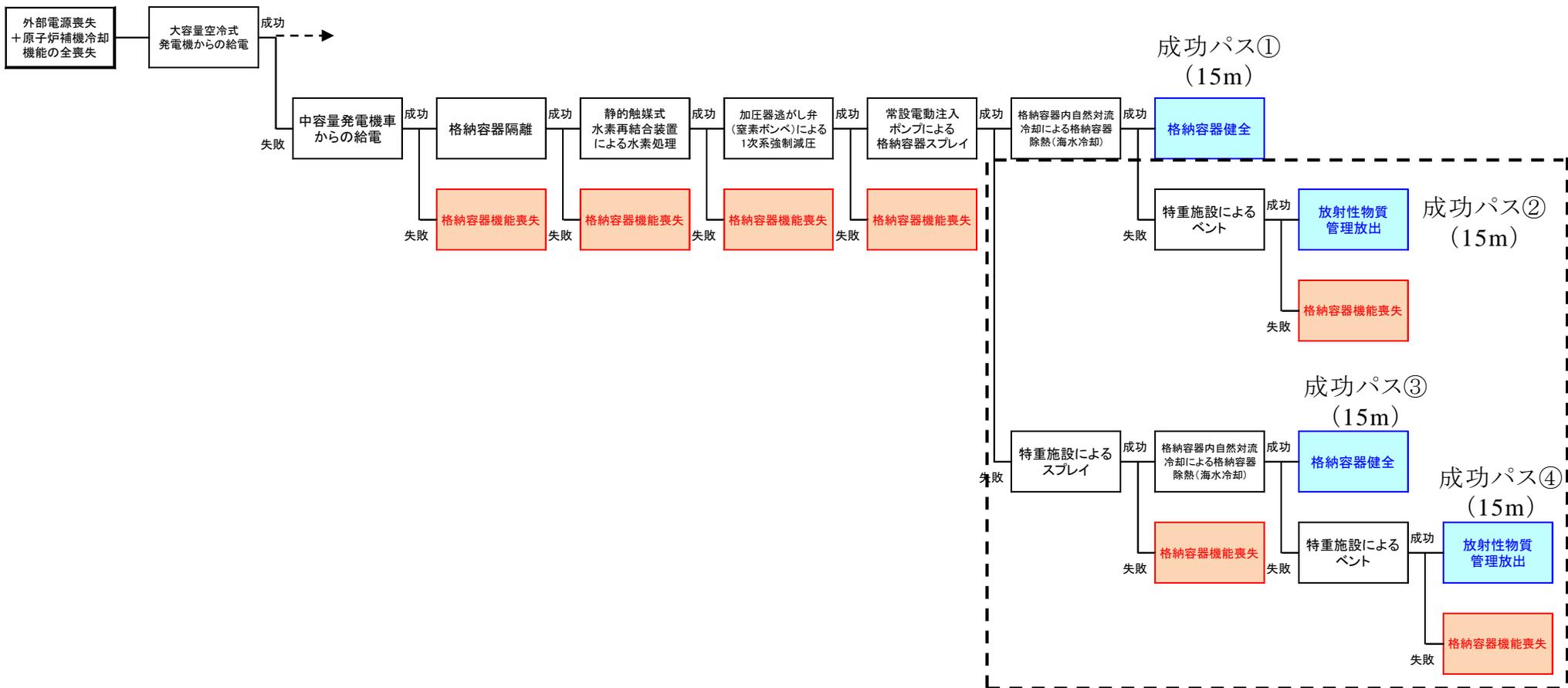


※ 炉心損傷に至らないと本シナリオは発生しないため、格納容器のクリフエッジは、炉心のクリフエッジである1.04Gと評価

## ● 評価結果②

### ・ イベントツリー②' (津波、格納容器 (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



### ● まとめ

- ・今回の評価は特重施設によるリスク低減効果に着目した評価であり、第1回評価結果における地震、津波クワエッジシナリオの起因事象が発生した場合、特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化が可能であることを確認した。

### ● 更なる安全性向上対策の検討

- ・特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化について整理したイベントツリーを視覚的に理解することで、重大事故時の事故収束対応のレジリエンス向上の一助となる効果が期待できることから、本評価結果の教育を実施する。

### ● 今後の評価スケジュール

- ・第6回届出時に、特重施設の重大事故等への活用を踏まえた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策に対する評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。

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（中長期的な評価）を実施した。

- 中長期的な評価の目標及び目的

現状のプラントの状態を踏まえ、最新の国内外の知見等を参考にプラントの安全性について中長期的な観点からレビューを行い、高いレベルの安全性確保を目標に、これを達成するために今後実施すべき改善事項を抽出することを目的とする。

- 対象期間

- ・ 2014年9月10日 ～ 2021年1月22日

- レビューする安全因子

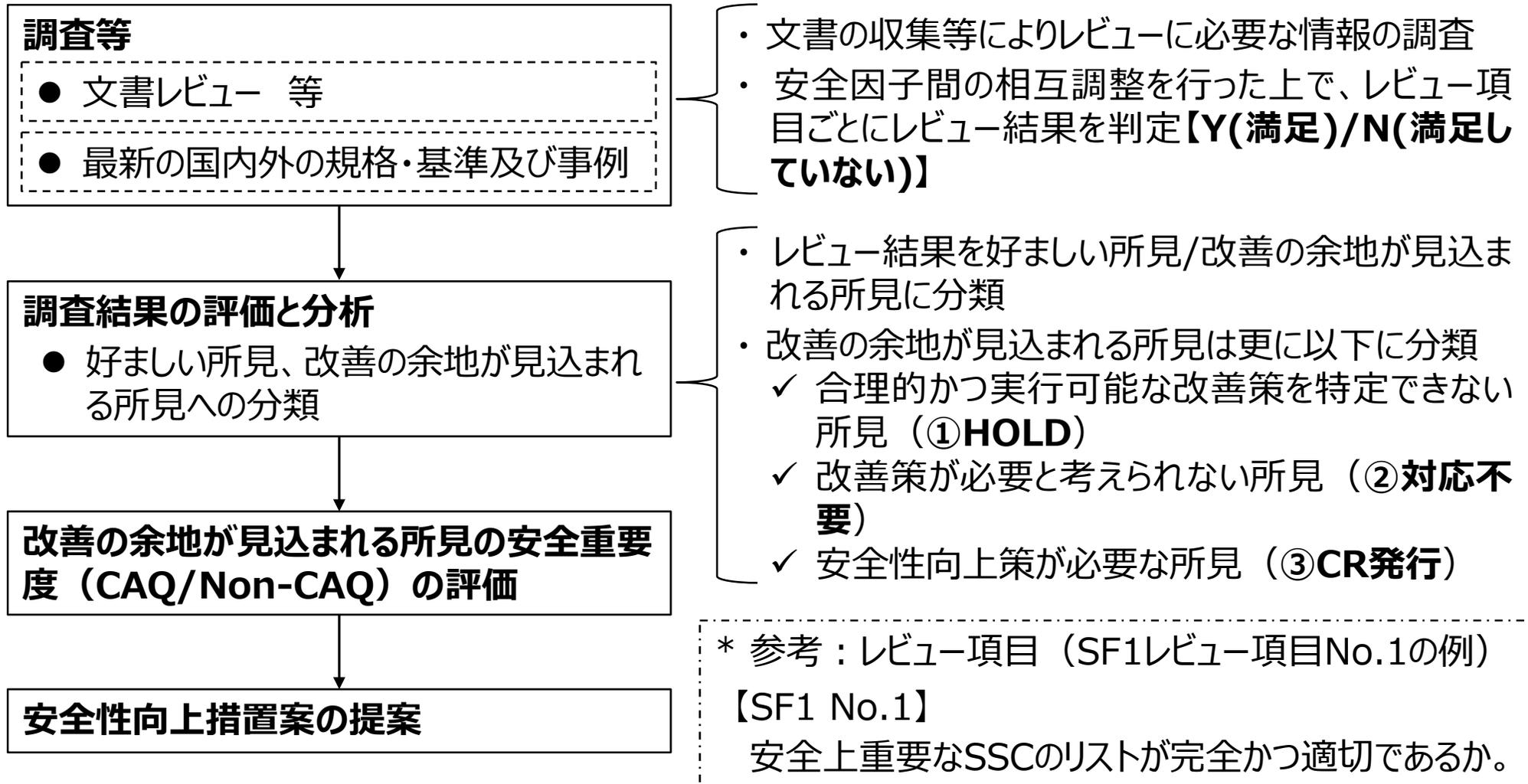
運転中のプラントの安全上重要なすべての要素を網羅的にレビューするために、IAEA SSG-25にて推奨される以下の14の安全因子毎にレビューを行う。

\*SSC；構築物、系統及び機器

SF1：プラント設計	SF8：安全実績
SF2：安全上重要なSSC*の現状	SF9：他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
SF3：機器の性能認定	SF10：組織、マネジメントシステム及び安全文化
SF4：経年劣化	SF11：手順
SF5：決定論的安全評価	SF12：人的要因
SF6：確率論的リスク評価	SF13：緊急時計画
SF7：ハザード解析	SF14：環境への放射線影響

## ● 安全因子レビュープロセス

14の安全因子毎に設定するレビュー項目\*に対し、以下のプロセスによりレビューを実施



## ● 安全因子レビューの結果

安全因子 (レビュー項目数)	レビュー結果		安全因子 (レビュー項目数)	レビュー結果	
	Y*	N**		Y*	N**
SF1 (5件)	5件 (0)	0件	SF8 (6件)	5件 (0)	1件
SF2 (12件)	10件 (0)	2件	SF9 (10件)	10件 (0)	0件
SF3 (9件)	9件 (0)	0件	SF10 (23件)	23件 (0)	0件
SF4 (16件)	16件 (0)	0件	SF11 (10件)	10件 (0)	0件
SF5 (7件)	7件 (0)	0件	SF12 (14件)	14件 (0)	0件
SF6 (8件)	3件 (0)	5件	SF13 (13件)	13件 (0)	0件
SF7 (6件)	5件 (0)	1件	SF14 (7件)	7件 (0)	0件

\* ( ) 内はレビュー結果“Y”のうち以下の「好ましい所見」の件数を示す。

\*\* レビュー結果“N”については「改善の余地が見込まれる所見」に分類

➤ 好ましい所見：

現在の事例が、最新の規格及び基準において確立されている良好な事例よりも高いパフォーマンスレベルの場合

➤ 改善の余地が見込まれる所見：

現在の事例が、最新の規格及び基準若しくは業界の事例と同等ではない、適用されている許認可基準を満たしていない場合 等

## ● 改善の余地が見込まれる所見の内容（1/4）

## 【SF2：安全上重要なSSCの現状】

レビュー項目	レビュー結果	レビュー結果の分析・評価	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**
陳腐化（より良い技術が新たに開発されているにもかかわらず、古い技術を使用していること）に関する安全上重要なSSCの現状を確認する。	N	「設計の経年劣化評価ガイドライン（ATENA）」に基づいた対応は、計画の検討がなされているものの、具体的な対応は実施されていなかった。	改善の余地が見込まれる所見	② 既に対応計画立案済	—
安全上重要なSSCの即座に代用品を利用することができない、製造中止品への依存度（例えば、使用している機器の規格や接続型式が旧式で最新の機器と交換しようとしても直ちに接続できない場合等）を確認する。	N	「製造中止品管理ガイド（ATENA）」に基づいた対応は、計画等の検討がなされているものの、具体的な対応は実施されていなかった。	改善の余地が見込まれる所見	② 既に対応計画立案済	—

\* 改善の余地が見込まれる所見について、「①HOLD」、「②対応不要」、「③CR発行」のいずれかに分類

\*\* 所見の分類のうち「③CR発行」とした項目に対してのみ実施

● 改善の余地が見込まれる所見の内容 (2/4)

【SF6：確率論的リスク評価】

レビュー項目	レビュー結果	レビュー結果の分析・評価	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**
PRAモデルに現在の設計及び運転特性を反映していること、関連するすべての運転経験が考慮されていること、すべての運転モードが含まれていることを確認する。他1件(計2件)	N	第4回届出評価時点の既設設備の図面等について活用できていない。また、特重施設を踏まえた評価について、設置許可ベースの用途に限定した評価となっており、運用段階で定められた手順書を基にした評価を行っていない。	改善の余地が見込まれる所見	③ CR発行	Non-CAQ (改善計画立案)
PRAに使用されている解析手法及び計算機コードについて、使用している手法及び採用している計算機コード検証基準が引き続き適切であることを確認する。以前の手法を引き続き使用する場合は、解析に採用した想定、適用した保守性の程度及び特有の不確実さを含む、その継続的な有効性を確認する。他2件(計3件)	N	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(FMEAを使用した起因事象の選定、成功基準のBE化、EPRI手法)を反映したものとなっていない。	改善の余地が見込まれる所見	③ CR発行	Non-CAQ (改善計画立案)

\* 改善の余地が見込まれる所見について、「①HOLD」、「②対応不要」、「③CR発行」のいずれかに分類

\*\* 所見の分類のうち「③CR発行」とした項目に対してのみ実施

● 改善の余地が見込まれる所見の内容 (3/4)

【SF7：ハザード解析】

レビュー項目	レビュー結果	レビュー結果の分析・評価	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**
ハザード評価において（ハザードの発生頻度評価、ハザードがもたらす影響評価など）使用している評価手法、安全基準及び情報の最新版を調査し、最新且つ妥当であることを確認する。そうでない場合は、必要に応じ、ハザード評価を行うか、又は、修正する。	N	地震ハザードについて、NRAの検討チームの報告書「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」を踏まえた設置許可基準等の改正が予定されているため、「改善の余地が見込まれる所見」に整理した。 なお、評価時点において詳細は未定であったことから、所見の分類は「①HOLD」とした。	改善の余地が見込まれる所見	① HOLD	—

\* 改善の余地が見込まれる所見について、「①HOLD」、「②対応不要」、「③CR発行」のいずれかに分類

\*\* 所見の分類のうち「③CR発行」とした項目に対してのみ実施

## ● 改善の余地が見込まれる所見の内容 (4/4)

## 【SF8：安全実績】

レビュー項目	レビュー結果	レビュー結果の分析・評価	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**
放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標については、それらが指定されている制限値の範囲内であり、その範囲内に抑制・管理することが十分に可能であることを確認する。	N	集積被ばく線量について、2018年、2019年度に目標値※を超える結果となっている。  ※定期検査中は計画線量の90%、運転期間中は過去の線量実績(3ヶ月の集積線量)の内、最も低い線量とし、これらをもとに目標値を設定	改善の余地が見込まれる所見	② 既に 対応済	—

\* 改善の余地が見込まれる所見について、「①HOLD」、「②対応不要」、「③CR発行」のいずれかに分類

\*\* 所見の分類のうち「③CR発行」とした項目に対してのみ実施

### ● 安全性向上計画

現状のプラントの状態を踏まえ、最新の国内外の知見等を参考にプラントの安全性について中長期的な観点からレビューを行った結果、改善の余地が見込まれる所見のうち、SF6（確率論的リスク評価）の5件についてCRを発行し、所見の安全重要度を「Non-CAQ」として整理のうえ今後の改善計画を下記の通りとした。

改善においては、最新のプラント情報や海外専門家からの指摘を踏まえた知見を反映していくことで、より良いPRAモデルの構築に、継続的に取り組んでいく。

件名	概要	期待される効果
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	第4回届出評価時点（2021年1月22日）の既設設備の図面及び手順書をPRAモデルへ反映する。	最新のプラント状態を詳細に反映したPRAが可能になる。
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	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を反映する。	国際的な水準に比肩するPRAへの高度化を目指した活動の知見を取り入れることで、PRAモデルを高度化できる。

## 4-1 評価結果（1／3）

川内2号機第4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、川内2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

- 1985年11月の運開以来、安全・安定運転を継続してきた。
- 今回の中長期的な評価の結果、好ましい所見に分類される所見はなかったが、設定した項目の大部分について最新の規格及び基準において確立されている良好な事例と同等であることが確認でき、これらの結果は、従来より取り組んできた保安活動が確実に実施されていることによるものと考えられる。

##### ◆ 安全性に関する短所

- 中長期的な評価の結果、「SF6：確率論的リスク評価」から安全性向上措置候補が抽出されたが、これは現在がリスク情報活用の拡大に向けた取り組みを実施している段階であること、及び今回のPRAが特重施設設置によるリスク低減効果を確認する趣旨に照らして一貫性を確保する観点から、過去の安全性向上評価届出において構築したPRAモデルを活用していることによるものである。

#### ◇ 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、現在までに、川内1号機第1～4回、川内2号機第1～3回、玄海3号機第1, 2回及び玄海4号機第1回の届出時にそれぞれご意見、ご助言をいただいている。現在対応中のものについては以下の通り。

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届出にて実施する安全裕度評価において、第1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>実績指標は2020年4月の原子力規制検査制度導入に合わせて、下記の項目を参考に監視項目の見直しを行っており、118の監視項目を設定しパフォーマンス監視（分析、改善策検討）を実施している。なお、安全性向上評価届出書の第2章における整理については、新たな118項目の指標をもとに今後整理していくこととする。</p> <p>【118項目の設定指標の参考】</p> <p>① 安全実績PI （原子力規制庁が規定し原子力規制検査で使用する。）</p> <p>② WANO-PI、JANSI-PI（運転実績、共通自主、推奨自主）</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>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。</p>	<p>「3-2 安全性向上評価に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」において、IAEA安全ガイド (SSG-25) に基づくレビューを実施しており、ハザードに関するレビュー項目で、最新の気象関係ハザードについて確認を行っている。今後も継続的に情報収集していくこととする。</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、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。</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、検討を進めていくこととする。</p>
<p>火山灰に対する安全裕度評価では、自主的に設置許可申請以上のハザードを設定し、検討する試みは評価できる。なお、今後も安全性向上に資する検討を積極的に進めていくという九州電力のスタンスを明確にし、火山灰の評価にとどまらず継続的に取り組んでいくよう期待する。</p>	<p>「3-2 安全性向上評価に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」において、ハザードに関する評価を行い、安全裕度評価の必要性がないことを確認した。今後の安全裕度評価に当たっては、最新の知見や評価手法を収集し、更なる安全性向上に資する活動に継続的に取り組んでいくこととする。</p>
<p>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」だけでなく、「新しいものを取り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。</p>	<p>「新しいものを取り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。</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。
- 特重施設について、第5回以降に重大事故等への活用を踏まえた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策に対する評価を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。



★：実績、☆：予定

※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

### ● 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)
運転時リスクモニタを用いたリスク評価・管理	2021年度下期

### ● 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された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
特重施設を活用した評価結果の教育	適宜

### ● 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から抽出された追加措置

具体的な措置	実施時期 (予定)
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	第5、6回届出時
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5、6回届出時

## ● 第1回～第3回届出時に抽出された措置の実施状況 (2021年3月31日時点)

第1回～第3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3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22～26 <sup>※2</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
原子炉安全保護盤取替 (第1回)	第24 <sup>※3</sup> 回定検	完了	—
安全保護系ラック取替 (第1回)	第24 <sup>※3</sup> 回定検	完了	—
受電系統の変更 (特高開閉所の更新) <sup>※1</sup> (第1回)	2023年11月 <sup>※4</sup>	継続	—
警報表示装置更新工事 (第3回)	第24回定検	完了	—
大容量空冷式発電機予備品購入 (第3回)	2021年3月	完了	—

※1 1号機及び2号機共用

※2 第2回届出以降に第26回定検までに計画変更

※3 第2回届出以降に第24回定検までに計画変更

※4 第2回届出以降に2023年11月に計画変更

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
燃料取替用水タンクの安全性向上工事 (第3回)	第24回定検	完了	—

# END



- 原子力発電所の取り組みを適切に評価し、より効果的にリスクを低減し安全性を向上させる仕組みとして、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）を発電所のマネジメントに導入することとし、その取り組みの基本方針等を『リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプラン』として電力大でとりまとめている。
- 当社においてもアクションプランに基づきRIDMプロセス必要な機能を整備するとともに、リスク情報活用の実践に取り組んでいる。

## フェーズⅠ【RIDMの導入】

(2020年3月末までの期間)

## フェーズⅡ【RIDMの定着、活用範囲拡大】

(2020年4月以降)

### 当社におけるフェーズⅠの主な成果

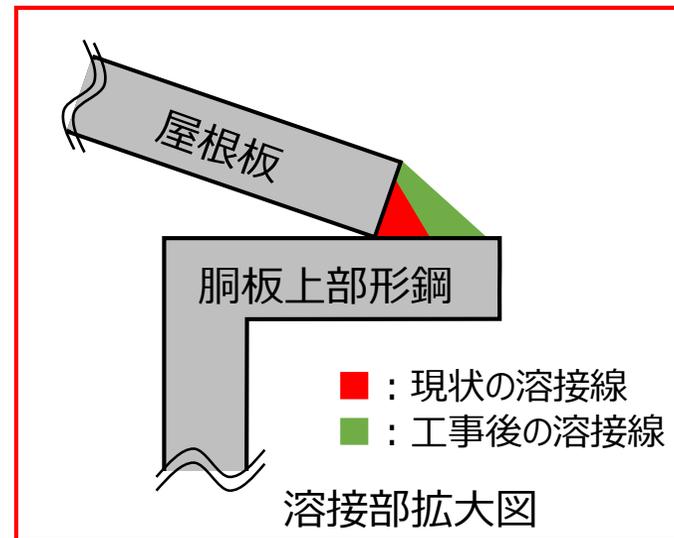
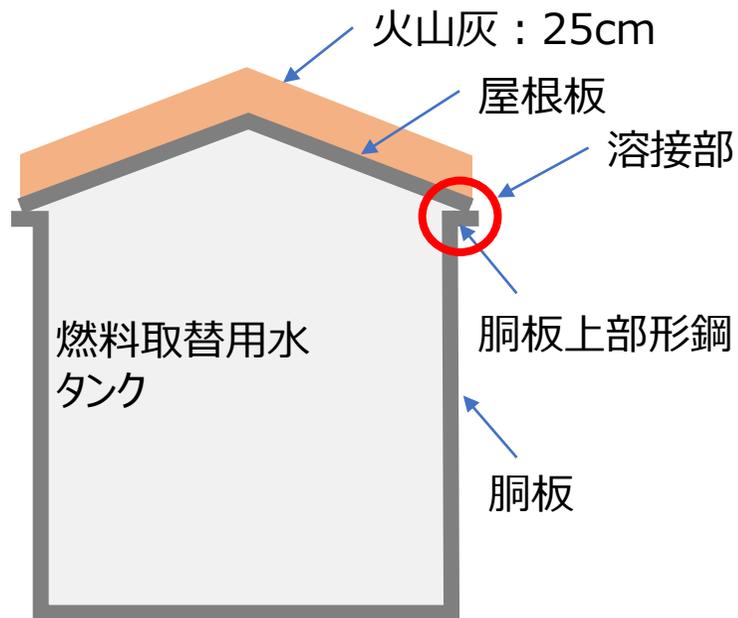
- ・日本原子力学会標準を参考に、従来の決定論的な評価からの知見に加えてPRAから得られる知見を組み合わせて意思決定を行う**RIDMプロセスを構築**
- ・原子力規制検査に活用する**内部事象運転時レベル1PRA、レベル1.5PRAモデルの高度化**を実施
- ・運転中におけるリスク管理ツールとして**運転時リスクモニタを整備**
- ・**停止時リスクモニタ**による定期事業者検査期間中のリスク管理を実施

### フェーズⅡで目指すもの

- **フェーズⅠの成果の積極活用及び改善**
- **RIDM活用範囲の拡大**
  - ✓ 保安規定における運転制限条件の改善  
⇒リスク情報も活用した運用改善手法等をATENAガイドラインとして取りまとめ（2021年9月末目途）、これを踏まえLCO等の運用を改善
  - ✓ 運転中保全の導入  
⇒NRRCに『運転中保全検討WG』を新たに設置し、運転中保全ガイドラインの作成等の検討を開始

## (1) 燃料取替用水タンク安全性向上工事の概要

- 燃料取替用水タンクの胴板上部形鋼と屋根板の溶接部の溶接線の脚長を伸ばす。

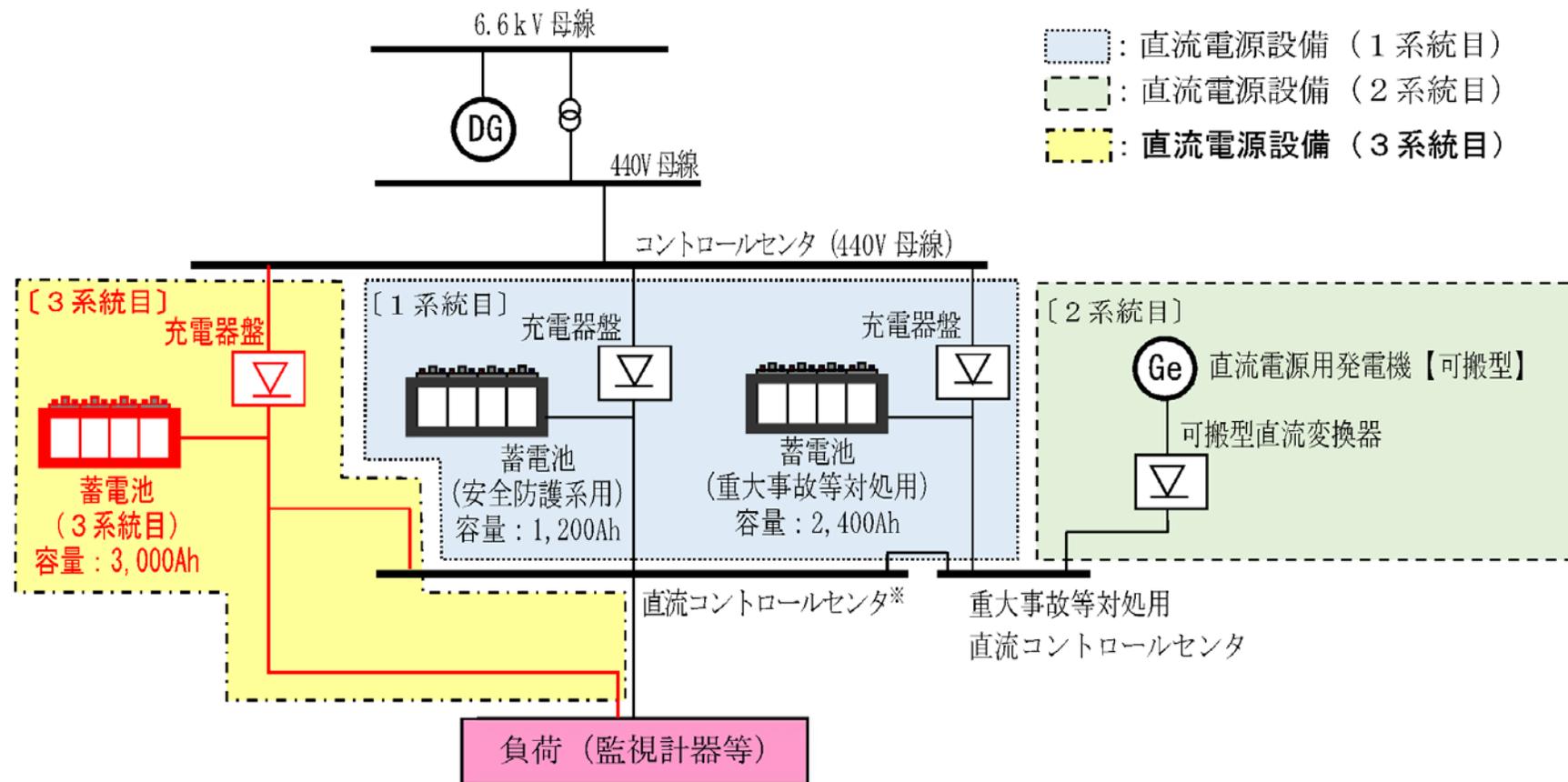


## (2) 安全性向上評価における火山灰層厚25cmに対する裕度評価結果の比較

評価対象設備	火山灰層厚25cmに対する裕度評価※		評価部位 (最小裕度)
	工事前	工事後	
燃料取替用水タンク	1.11	1.50	屋根板 (胴板上部形鋼と屋根板の溶接部)

※ : 裕度 = 許容限界 ÷ 発生値

- 全ての交流電源が喪失した際に、重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する設備であり、既に設置済である2系統の直流電源設備に加え、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) を設置する。



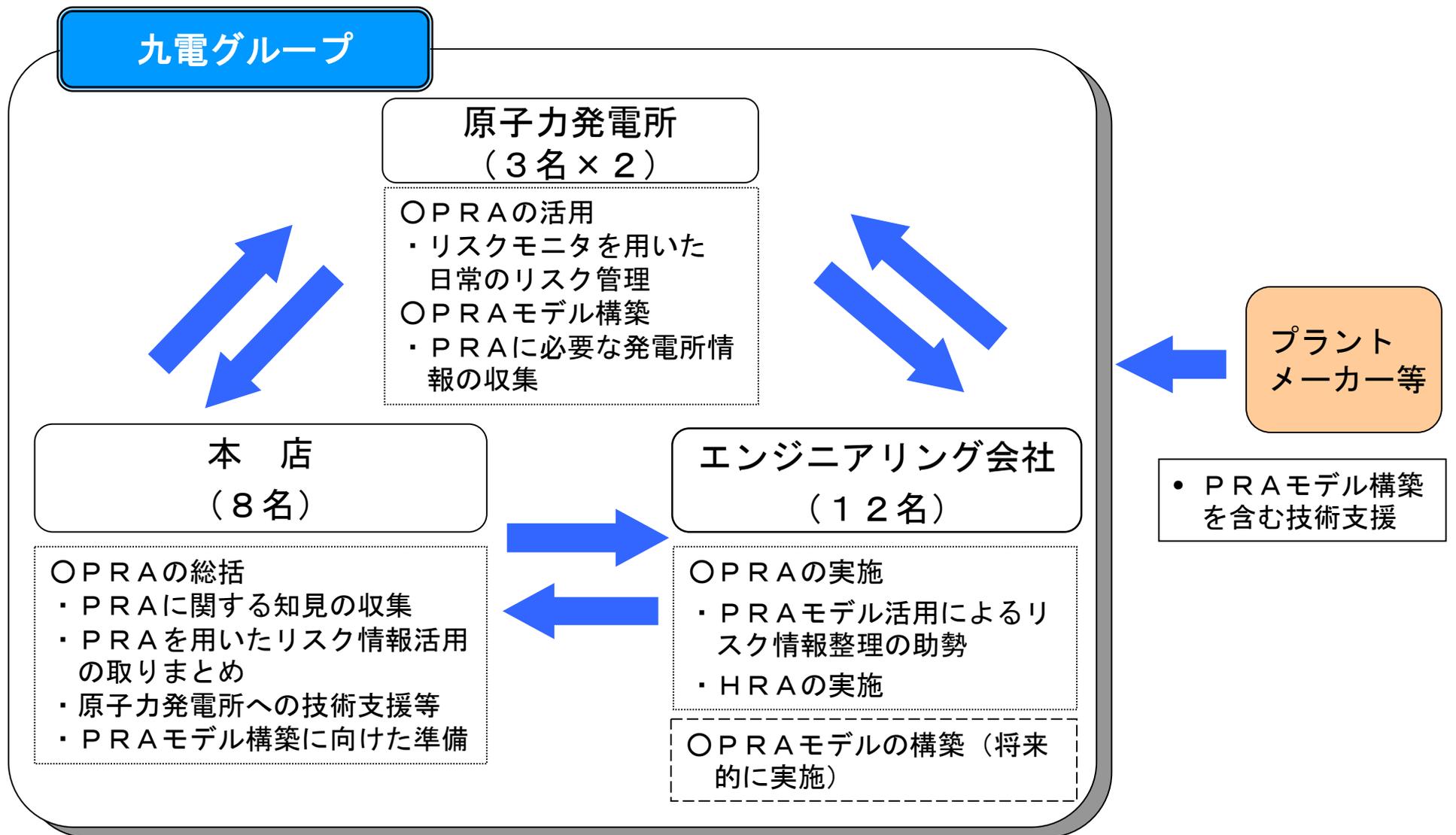
※: 直流コントロールセンタは、各号機毎にA系とB系があり、蓄電池 (3系統目) は、いずれに対しても給電可能。

## (参考) PRAのインハウス化に向けた対応状況について

- 当社は、プラントメーカー等の協力も得ながらPRAのインハウス化に向けた取り組みを進めており、2020年の新検査制度導入に合わせ、PRAを活用した活動を行っている。
- プラントメーカーが構築したPRAモデルを使用し、九電グループ内で感度解析等を実施することにより、更なる安全性向上に努めている。
  - PRAの結果からプラントの脆弱性を抽出し、効果的な安全性向上対策の検討
  - リスク重要度を評価し、保全計画の見直しにおいて活用
  - PRAから抽出された重要シナリオの教育等による発電所員への意識付け
- 発電所でリスク評価・管理に使用しているリスクモニタについては、モデル構築・最新化を自社で実施中である。
  - 通常運転中／定期事業者検査期間中のリスク評価及びリスク低減対策検討
  - 自他プラントにおける不具合事象のリスク評価
- なお、今後以下のようなことを段階的に実施していくことで、自社のPRAに係る技術力の向上を図る。
  - 内部事象出力運転時レベル1PRAモデル構築の一部（人間信頼性評価：HRA）を自社で実施（川内第5回届出）
  - 内部事象停止時レベル1PRAモデル構築を自社で実施（川内第6回届出）
  - As is化を行った川内第5回届出用PRAモデルを使用したりビングPRA※を実施しながら、内部事象出力運転時レベル1 PRAモデルの構築を自社で実施

※：現状を反映したPRA及びそれに基づくリスク管理

### ○ PRAの実施体制



○ 安全性向上評価PRAに向けた実施計画 (川内1号)

