

## 3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価

- 第1回届出では、炉心損傷後の格納容器が健全な場合（格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等により重大事故等対策が成功）において、Cs-137の放出量及び防護対策なしで7日間敷地境界に滞在した際の被ばく線量の評価を実施。
- 第2回届出では、**炉心損傷後にフィルタベントによる管理放出が行われる場合**において、**Cs-137の放出量**及び防護対策なしで**7日間敷地境界に滞在した際の被ばく線量の評価**を実施。

### 【管理放出時の評価結果】

- Cs-137の放出量は**約0.69TBq**  
(フィルタベント：約0.0066TBq、設計漏えい：約0.68TBq)
- 全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち、最大となる方位の線量は**約37mSv**。
- フィルタベントによる管理放出により、**Cs-137の放出量が100TBqを超える頻度を約50%低減**でき、**原子炉格納容器が健全な状態と同程度まで放出量や敷地境界における実効線量を低減できる**ことを確認。
- クラウドシャインガンマ線による外部被ばくが大半を占める（右図青色「②クラウド外部線量」）。なお、クラウドシャインガンマ線による外部被ばくについては、現実的には、屋内退避や避難等の措置による影響低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

表 原子炉格納容器の状態と発生頻度

原子炉格納容器の状態	発生頻度[ /炉年 ] ※	
	特重なし	特重あり
管理放出	—	4.3E-07
格納容器健全	2.6E-06	2.6E-06
格納容器バイパス 格納容器破損 格納容器隔離失敗 (Cs-137放出量>100TBq)	1.1E-06	5.3E-07

※：カットオフ等により特重あり・なしの合計は一致しない

表 Cs-137放出量

管理放出	格納容器健全
約0.69TBq (設計漏えい：約0.68TBq フィルタベント：約0.0066TBq)	約0.34TBq (第2回届出 感度解析)

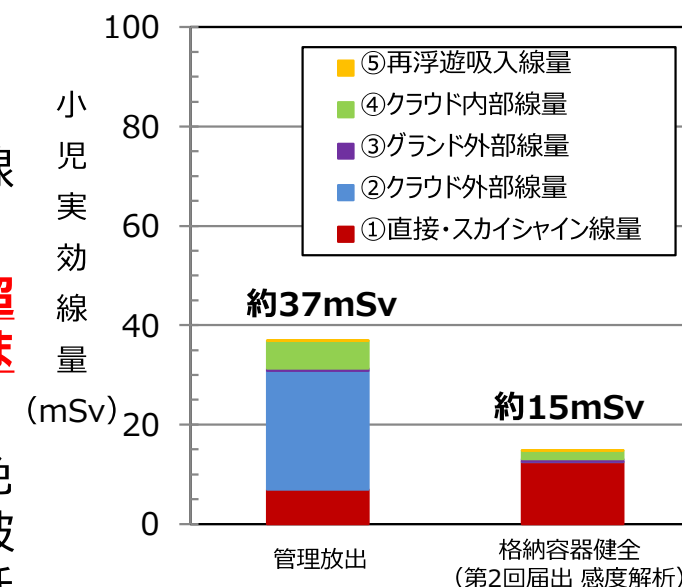


図 敷地境界における実効線量の評価結果 (全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量)

## 3.1.4 安全裕度評価

- 第1回届出では、炉心(出力時・停止時)、原子炉格納容器及び使用済燃料ピットを対象に、地震、津波及び地震と津波の重畳並びに随伴事象、その他自然現象重畳の影響評価等を実施。
  - 第2回届出では、
    - ・第1回安全性向上評価届出で追加措置として抽出した**メタクラ※3D保護継電器デジタル化**に伴うクリフエッジに対する**影響を確認**  
※：金属製の箱の中に開閉装置を収納したものの総称
    - ・評価時点で実施済みの工事として、**①特定重大事故等対処施設、②蓄電池(3系統目)、③非常用ガスタービン発電機等の効果を確認**
- し、**裕度向上(地震単独：1.02Gから1.04Gに向上)および事故対応手段を多様化**できた。

評価項目	クリフエッジ				評価時点で実施済みの工事の効果（地震・津波）
	地震単独		津波単独		
	第1回届出	第2回届出	第1回届出	第2回届出	
炉心（出力時）	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	②サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>3つ追加</b>
原子炉格納容器※1	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	①収束シナリオが <b>7つ追加</b> 、サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ※3 ②サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>8つ追加</b> ※3
使用済燃料ピット	1.20G※2 (SFP)	同左	32m※2 (中型ポンプ車等)	同左	③サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b>
炉心（停止時）	1.02G (メタクラ-3D)	<b>1.04G</b> (原子炉補助建屋)	14.2m (建屋シール)	同左	②サポート系の緩和機能が <b>1つ追加</b> ③収束シナリオが <b>1つ追加</b>

※1：炉心（出力時）のクリフエッジ地震加速度・津波高さと同じであるため、炉心損傷と同時に格納容器機能喪失防止に必要な緩和系の機能は喪失しており、格納容器機能喪失を防止できない。

※2：炉心に燃料がある場合には、炉心損傷防止及び格納容器機能喪失防止に係る収束シナリオは地震加速度1.02G又は津波高さ14.2mでクリフエッジに至っていることから、その値を超える場合には、屋外の線量が高くなり、SFP燃料損傷防止に係る緩和機能の実施が困難になる。

※3：津波単独事象については、①はサポート系緩和機能が1つ追加、③は収束シナリオが1つ追加となる。

## 3.1.4 安全裕度評価

- また、
  - ・津波については、**水密扉からの浸水を仮定した評価**
  - ・その他自然現象に対する評価として、**火山事象（降下火砕物の層厚）に対する炉心損傷防止対策の効果の確認**等を実施した。

### 【評価結果（津波）】

- 水密扉からの浸水を仮定した評価については、浸水の発生から収束シナリオの喪失に至るまでの過程を分析するとともに、許容浸水量の観点から重要な水密扉を特定した。
- 今後、プラントの最新状態を反映した評価等を通じて、安全性向上につながる対策を引き続き検討していく。

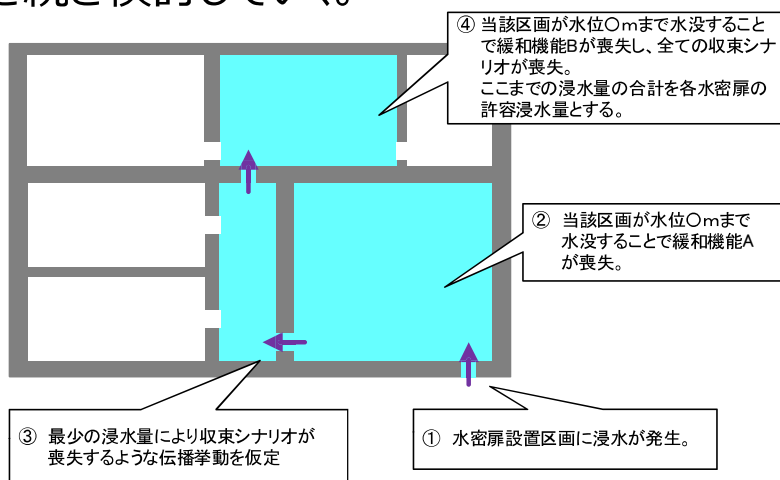


図 水密扉からの浸水影響評価のイメージ

### 【評価結果（火山）】

- 火山事象に対する評価については、外部電源喪失に対して、層厚25cmでクリフエッジとなることを確認した。
- さらに、降灰開始時点から参集要員による除灰作業により、最大70cmまでクリフエッジを回避できることを確認し、その重要性を社内規定に明記した。

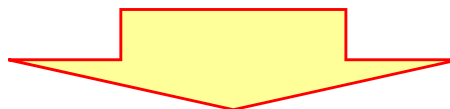
起因事象	降下火砕物厚さ
外部電源喪失	0 cm
原子炉補機冷却系の喪失	70cm
炉心損傷直結	70cm

評価項目	クリフエッジ		
	対象機器	降下火砕物厚さ	
炉心（出力時）	2次系純水タンク	25cm	
参集要員考慮	170分以降	2次系純水タンク	52cm～61cm※
	降灰開始時点	2次系純水タンク	56cm～70cm※

※：2次系純水タンクの除灰作業は、2班が交代で実施する体制を前提としているが、加えて、除灰作業中についても約10分毎に2分程度の休憩(インターバル休憩)を考慮している。このインターバル休憩の有無で除灰量が変動するため、クリフエッジに幅を有する。なお、クリフエッジ70cmの対象機器は、原子炉建屋である。

## 特定重大事故等対処施設等新設設備の効果（まとめ）

- PRAの結果から、以下のとおり、新設設備の設置に伴いリスク低減に寄与していることを確認した。このうち、**特定重大事故等対処施設設置に伴い、**
  - ・**格納容器機能喪失頻度が約50%低減**
  - ・**Cs-137の放出量が100TBqを超える頻度が約50%低減**
  - ・**Cs-137放出量や敷地境界における実効線量を原子炉格納容器が健全な状態と同程度まで低減できる**ことを確認した。
- 安全裕度評価の結果から、
  - ・メタクラ3D保護継電器デジタル化に伴い**地震単独事象のクリフエッジが1.02Gから1.04Gに向上**
  - ・炉心損傷防止、格納容器機能喪失、停止時炉心損傷防止および使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止の観点から、**事故対応手段が多様化**したことを確認した。



- PRA・安全裕度評価等の結果から抽出した追加措置が**リスク低減・裕度向上の観点から効果が大い**ことを確認した。
- 次回以降の届出において、最新のプラント状態等を反映した内部事象・外部事象PRAおよび安全裕度評価を実施し、効果的な追加措置を抽出していく。

## 3.2 安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価

- 第1回届出では、IAEA安全ガイドSSG-25と同等の規格である日本原子力学会標準（AESJ-SCS006:2015）に記載している各因子に対する現状分析として、中長期的な評価に必要な項目のうち対応済み項目および改善が必要な項目の整理を実施した。
- 第2回届出では、**安全因子の傾向把握及び評価手法の習熟を目的として、一部の因子（確率論的リスク評価、ハザード解析、ヒューマンファクター）に対する試評価を実施**した。

### 【PSR+指針に基づく安全因子】

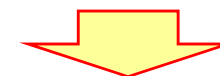
- ① プラント設計
- ② 安全上重要なSSC（構築物・系統・機器）の現状
- ③ 機器の性能保証
- ④ 経年劣化
- ⑤ 決定論的安全解析
- ⑥ **確率論的リスク評価**
- ⑦ **ハザード解析**
- ⑧ 安全実績
- ⑨ 他のプラントでの経験及び研究結果の利用
- ⑩ 組織、マネジメントシステム、及び安全文化
- ⑪ 手順
- ⑫ **ヒューマンファクター**
- ⑬ 緊急時計画
- ⑭ 放射性物質が環境に与える影響

注：赤字は今回試評価の対象とした安全因子（⑥⑦⑫）。



### 【安全因子レビュー】

- ・レビューに必要な情報を調査、調査結果の分析・評価を実施し、好ましい所見・改善の余地が見込まれる所見に分類する。
- ・改善の余地が見込まれる所見に関するリスク評価を実施する。
- ・改善の余地が見込まれる所見、好ましい所見に対する安全性向上措置候補の検討を実施する。



### 【総合評価】

- ・因子間の総合関係を踏まえつつ、妥当かつ実行可能な安全性向上措置を検討する。
- ・将来のプラント運用の安全性を確認し、安全性向上措置の実施計画を策定する。

注：灰色字は試評価のため対象外とした項目。

## 3.2 安全性向上に係る活動に関する中長期的な評価

- 各因子に対する**試評価の結果**、
  - ・安全因子⑥(確率論的リスク評価)については、好ましい所見から「海外有識者によるレビューコメントに基づくPRA高度化推進」が、改善の余地が見込まれる所見から「火災、溢水PRAの検討」が、安全性向上措置候補として抽出された。
  - ・安全因子⑦(ハザード解析)については、新知見を収集・反映する仕組み等が適切に整備されていること、安全因子⑫(ヒューマンファクター)については、発生事象に対する原因究明や再発防止策の立案・実行が適切になされていること等から、特段の所見がないことを確認した。
- これらの結果から、**妥当かつ実行可能な安全性向上措置として「海外有識者によるレビューコメントに基づくPRA高度化推進」を抽出した。**
- **引き続き、試評価による安全因子の傾向把握及び評価手法の習熟を図る**とともに、安全因子間での相互関係、他の安全因子への悪影響の有無、安全性向上措置等の検討を実施し、**第4回届出を目途に、全ての因子を対象とした評価を実施**する。

安全因子	好ましい所見	改善の余地が見込まれる所見	安全性向上措置候補	妥当かつ実行可能な安全性向上措置
⑥確率論的リスク評価	・国際的に実践されている水準に比肩するPRA (Good PRA) の構築に向け、内部事象出力運転時レベル1 PRAモデルを対象に国際的な規格基準を参照した海外有識者によるレビューを実施している。 ・プラント固有の起因事象を選定するため、当該プラントの設計情報を用いた故障モード影響解析 (FMEA: Failure Mode and Effect Analysis) を実施している。	・火災、溢水等に対して、PRAが実施できていない。	・国際的に実践されている水準に比肩するPRA (Good PRA) の構築に向け、国際的な規格基準を参照した海外有識者によるレビューコメントに基づきPRA高度化を推進する。 ・火災、溢水等に対して、PRAを検討する。	・国際的に実践されている水準に比肩するPRA (Good PRA) の構築に向け、国際的な規格基準を参照した海外有識者によるレビューコメントに基づきPRA高度化を推進する。
⑦ハザード解析	・新知見を収集・反映する仕組み等が適切に整備されていること等から、特段の所見がないことを確認した。		なし	なし
⑫ヒューマンファクター	・発生事象に対する原因究明や再発防止策の立案・実行が適切になされていること等から、特段の所見がないことを確認した。		なし	なし



## 4.1 評定結果

### ○ 総合的な評定

保安活動全般、確率論的リスク評価、安全裕度評価等の観点から評価を実施。

今後も安全性向上評価を活用し、リスクを把握し、そのリスクを低減・除去に努める活動を継続していく。

### 【第1章】

- 原子炉設置変更許可等の許認可制度、原子力規制検査制度及び安全性向上評価制度を一体と捉え、プラントの最新状態を1つの図書で把握できるよう、原子力規制検査において原子力規制庁へ開示している、系統図、組立図、外形図、配置図、仕様書、計器設定値リスト、設定根拠、ブロック図、配線接続図等の一覧表を届出書に含める等の改善を実施した。

### 【第2章】

- 保安活動の改善活動が定着し、継続的な見直しが行われていること、各保安活動を行う仕組みが適切かつ有効であることを確認した。
- 保安活動の評価結果及び国内外の最新の科学的知見及び技術的知見に関する評価結果から、安全性向上、信頼性向上に寄与する自主的な追加措置を抽出した。

### 【第3章：PRA・安全裕度評価】

- 第1回安全性向上評価届出の評価時点（2018年11月28日）以降、特定重大事故等対処施設や非常用ガスタービン発電機等の工事を実施しており、これらの工事が既存の評価結果に与える影響を確認した。

## 4.1 評定結果

### ○ 原子力安全リスク管理委員会

原子力の継続的な安全性向上と、これに基づく原子力への信頼回復を達成するため、当社原子力に係る安全リスクの評価・確認を行い、リスク軽減に向けた取り組み状況について統括するとともに、社長による適切な経営判断に資するための提言を行う。また、外部ステークホルダーとの効果的なリスクコミュニケーションの推進を統括する。

(構成)

- ・委員長：総合企画室長
- ・主査：広報部担当役員、総務部担当役員、原子力本部副本部長、  
四国電力送配電(株)送変電部担当役員
- ・委員：経営企画部長、総務部長、広報部長、土木建築部長、原子力部長、  
四国電力送配電(株)送変電部長

### ○ 評価の観点

安全性向上計画の妥当性について、部門横断的な立場から評価する。

### ○ 実施日

・2022年6月22日

### ○ 評価結果と対応

以下の指摘を受け、社外とのコミュニケーションにあたって工夫するとともに、より効果的な安全性向上評価となるよう、改善に向けて取り組んでいくこととした。

- ・安全性向上評価の結果を社外に発信する際には、リスクの定量値や専門用語を使用しないなど、一般の方にもご理解いただけるよう工夫すること
- ・記載内容が詳細に及ぶため届出書のボリュームは相当大きくなるが、誤りのない記載とするために届出書の作成自体を目的とするのではなく、安全性向上評価の結果からどのようなアクションをとるかといった気づきをより多く得ることを意識して取り組むこと



## 4.1 評定結果

### ○ 社会とのコミュニケーション

当社は、第1回安全性向上評価を届け出て以降、プレスリリースによる評価結果の公表、当社ホームページ等による届出書の公開、学会等を通じた安全性向上に係る取り組みの説明等を実施することにより一般社会に広く情報を発信してきた。

当社としては、当社の安全性向上に向けた取り組みの内容が、これまで以上に広く社会に認識されるよう、引き続き、社会とのコミュニケーションに取り組んでいく。

表 安全性向上評価に係る社会とのコミュニケーション実績

No.	項目	内容	実施時期
1	プレスリリースによる評価結果の公表	安全性向上評価の目的、内容、評価結果、今後実施を計画する追加措置の概要と実施時期を取りまとめた。また、取りまとめた内容をプレスへ公表するとともに、ホームページに掲載した。	2019年5月
2	ホームページ等による届出書の公開	当社ホームページにおいて、届出書の本文、添付資料を公開するとともに、原子カライブラリにおいて公開した。 なお、原子カライブラリは、本店（高松）、原子力本部（松山）、伊方ビジターズハウスに設置している。	2019年5月
3	学会等を通じた安全性向上に係る取り組みの説明	日本保全学会第16回学術講演会において、「P R Aの改善に係る四国電力の取り組みと安全性向上評価について」として、伊方3号プロジェクトの進捗状況及び伊方発電所3号機の安全性向上評価届出のうち、P R Aの実施状況を紹介した。	2019年7月
		また、日本保全学会第17回学術講演会において、「伊方SSHACプロジェクトの成果を活用した更なる安全性向上に向けた四国電力の取り組み」として、伊方3号プロジェクトの技術タスク「地震ハザード評価の高度化」に関する成果を活用した今後の地震P R Aへの展開、更なる安全性向上への取り組みについて報告した。	2021年7月

## 4.2 安全性向上計画

### ○ 安全性向上評価の結果から抽出された追加措置

保安活動全般、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見等の評価から、さらにプラントの安全性向上に資する自主的な追加措置を抽出。

表 実施済みまたは運用開始済みの追加措置

No.	追加措置	評価分野	実施または運用開始時期
1	状態報告（CR）収集の充実	品質保証活動	2020年9月から運用開始
2	プロセス管理課による作業レビュー	品質保証活動	2020年9月から運用開始
3	宿直要員の適切な管理	品質保証活動	2021年7月から順次運用開始
4	作業性、保守技術及び作業要領の改善	施設管理・燃料管理	2020年1月から順次運用開始
5	低圧タービン動翼取替工事	施設管理	2022年1月実施
6	新型コロナウイルス感染症への対応	運転管理・緊急時の措置	2020年2月から順次実施

表 今後実施を計画する追加措置

No.	追加措置	評価分野	実施計画（予定）
1	多目的水源ピット（非常用ガスタービン発電機建屋地下貯水槽）の活用	運転管理	2022年度上期
2	非常用外部電源受電設備の活用	運転管理	2022年度上期
3	1次系配管取替工事※1	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
4	炉内計装盤更新工事	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
5	187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策	施設管理	第16回定期事業者検査 2023年度上期
6	使用済燃料乾式貯蔵施設の設置	燃料管理	2025年2月
7	確率論的地震ハザード高度化を踏まえた地震PRAの実施	安全に係る研究 自社研究、電力共通研究	第4回安全性向上評価届出 2024年度下期
8	デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策	国内外の原子力施設の 運転経験から得られた教訓 ATENAが発出した 技術レポート及びガイド文書	第17回定期事業者検査※2 2024年度

※1：3号16回定期事業者検査にて実施予定の工事を示す。

※2：評価時点では、「2023年度以降に開始する最初の定期事業者検査の終了までに実施」であった。

## 4.2 安全性向上計画

○ これまでの安全性向上評価の結果から抽出された追加措置の実施状況

第1回安全性向上評価の結果から抽出された追加措置の実施状況は以下のとおりであり、定期事業者検査の計画変更に伴う実績変動を除いて、概ね計画通りに実施した。

表 これまでの安全性向上評価で今後実施を計画する追加措置とした措置の実施状況

No.	追加措置	追加措置概要	実施時期 (予定)	実施時期 (実績)	関連する 評価分野
1	恒設非常用発電機設置工事	非常用所内電源の更なる信頼性向上の観点から、既存の非常用電源であるディーゼル発電機に対して、異なる冷却方式である空冷式のカスタム発電機、燃料タンク等を設置する。	2019年度下期	2021年2月	保守管理 (第1回)
2	安全保護系ロジック盤取替工事	安全保護系ロジック盤について、設備老朽化への対応として取替を実施し、信頼性及び保守性の向上を図る。	2021年度上期	2021年12月	保守管理 (第1回)
3	1次系配管取替工事※	1次系ステンレス配管の応力腐食割れ（SCC）対策として、高温かつ溶存酸素濃度が高い箇所の材料変更、内面に硬化層がある可能性が懸念される曲げ管のエルボ等への取替を実施する。	2021年度上期	2022年1月	保守管理 (第1回)
4	確率論的リスク評価結果から得られるリスク寄与が大きい運転操作等に係る教育・訓練	確率論的リスク評価の結果から代表的事故シーケンスに登場する操作失敗等のリスク情報を教育・訓練プログラムの策定に活用する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年8月	PRA (第1回)
5	原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備	保守のために原子炉補機冷却水ポンプを待機除外にする際に、原子炉補機冷却水系の全喪失に係るリスクを低減するため、原子炉補機冷却水ポンプの負荷制限運用を整備する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年10月	PRA (第1回)
6	特定重大事故等対処設備として導入する格納容器スプレイ及びフィルタベント	格納容器の過圧破損に係るリスク低減を図るため、特定重大事故等対処設備を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備する。	2020年度下期	2021年10月	PRA (第1回)
7	安全裕度評価結果の教育・訓練	起因事象の発生、緩和機能の喪失など、クリフエッジに至るまでの過程について教育・訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図る。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年4月	ストレステスト (第1回)
8	余裕時間評価結果の手順書への反映	安全裕度評価で確認した余裕時間評価の結果を反映し、より現実的なプラント挙動を把握するとともに、アクシデントマネジメントに活用する。	次回の評価時点 までに実施予定 (2020年度上期)	2020年5月	ストレステスト (第1回)
9	メタクラ3D保護継電器取替	メタクラ3Dの既設アナログ保護継電器をデジタル保護継電器に取替える。	2019年度下期	2020年9月	ストレステスト (第1回)

※：3号15回定期事業者検査にて実施した工事を示す。

## 4.2 安全性向上計画

- 第1回安全性向上評価で安全性向上計画に含めた、自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組みに対する実施状況は下表のとおりであり、今後も継続的に取り組んでいく。
  - ・「原子力の自主的安全性向上に向けた今後の取り組みについて」  
(安全性向上に向けた取組)(2014年6月13日)
  - ・「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」  
(RIDM戦略プラン)(2018年2月8日、2020年6月19日改定)

No.	自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組み	対応する取組内容	実施時期(予定)	実施時期(実績)
1	リスク評価におけるP R Aの活用推進 (リスク評価・プラント適用)	安全性向上に向けた取組	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
2	リスク評価におけるP R Aの活用推進 (P R Aの技術検討)	安全性向上に向けた取組	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
3	原子力安全に係るリスクマネジメントの仕組みの強化 (リスクマネジメントの強化)	安全性向上に向けた取組	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
4	原子力リスク研究センターの積極的活用 (P R Aの技術検討)	安全性向上に向けた取組	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
5	原子力リスク研究センターの積極的活用 (新知見の収集・リスクコミュニケーション手法の改善等)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
6	事故対応能力の向上等(社内教育の充実)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
7	事故対応能力の向上等(組織文化の構築)	安全性向上に向けた取組	継続的に実施	同左
8	パフォーマンス監視・評価	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
9	リスク評価	R I D M戦略プラン	伊方3号プロジェクトを通じて 順次実施	同左
10	意思決定・実施	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
11	改善処置活動(C A P)	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施
12	コンフィギュレーション管理(C M)	R I D M戦略プラン	2020年度までに段階的に実施	2020年4月以降継続的に実施

## 4.2 安全性向上計画

### ○ 安全性向上計画

安全性向上評価から抽出された追加措置は以下のとおりであり、追加措置の特性に応じて、定期事業者検査等の時期を考慮して計画的に取り組む。

分類	内容	2019年度		2020年度		2021年度		2022年度		2023年度		2024年度		
		上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	
	安全性向上評価届出	第1回▼						第2回▼		第3回(予定)▼		第4回(予定)▼		
安全性向上評価から抽出された追加措置	実施済みまたは運用開始済みの追加措置	1. 状態報告 (CR※) 収集の充実 ※Condition Report			運用開始▼									
		2. プロセス管理課による作業レビュー			運用開始▼									
		3. 宿直要員の適切な管理				順次運用開始▼								
		4. 作業性、保守技術及び作業要領の改善		順次運用開始▼										
		5. 低圧タービン動翼取替工事						実施▼						
		6. 新型コロナウイルス感染症への対応		順次実施▼										
	今後実施を計画する追加措置	1. 多目的水源ピット (非常用ガスタービン発電機建屋地下貯水槽) の活用						実施(予定)▼						
		2. 非常用外部電源受電設備の活用						実施(予定)▼						
		3. 1次系配管取替工事							実施(予定)▼					
		4. 炉内計装盤更新工事							実施(予定)▼					
		5. 187kVガス絶縁装置断路器の恒常的な対策							実施(予定)▼					
		6. 使用済燃料乾式貯蔵施設の設置						着工▼	設置工事				実施(予定)▼	
		7. 確率論的地震ハザード高度化を踏まえた地震PRAの実施			成果報告書のHP公開▼				影響評価▼					
					SSHACプロジェクト		SSHACハザードを考慮した影響評価			運転時内的PRA高度化他の反映				
	8. デジタル安全保護回路ソフトウェア共通要因故障対策												実施(予定)▼	

## 4.2 安全性向上計画

### ○ 安全性向上計画

自律的・効率的な安全性向上の基盤となる取り組みに係る安全性向上計画は以下のとおりであり、リスクマネジメントの実践・浸透、PRAの高度化、活用推進等に継続的に取り組む。

分類	内容	2019年度		2020年度		2021年度		2022年度		2023年度		2024年度			
		上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期	上期	下期		
安全性向上評価届出		第1回▼				第2回▽				第3回(予定)▽		第4回(予定)▽			
自律的・効率的な安全性向上に向けた取り組みとして安全性向上計画に含めた取り組み	自主的な安全性向上に向けた取り組み	1. リスク評価におけるPRAの活用推進 (リスク評価・プラント適用)		文書変更に伴うリスク評価(試評価)開始▽		▽リスク管理の基本的考え方		方を定めた文書の制定・実践							
						保安活動への段階的なリスク情報活用の適用									
						NRRCの支援を受けた伊方3号プロジェクトによるPRA手法の高度化		内部事象出力運転時PRAモデルに反映▽		影響評価▽		地震等PRAモデルに反映(予定)▽			
						特重施設などの新設設備・手順のモデルへの反映									
				第5回レビュー▼		第6回レビュー▼		第7回レビュー▼							
						外部専門家によるレビュー、課題抽出、対応方針の検討など									
						NRRCデータ収集がトライルに基づく伊方発電所の故障率データの収集・反映									
						共同委託等による地震PRA手法の高度化検討									
						社外教育の受講、社内教育の充実等による人材育成									
						1. リスク評価におけるPRAの活用推進 (リスク評価・プラント適用)と同じ									
						2. リスク評価におけるPRAの活用推進 (PRAの技術検討)と同じ									
						第2回安全性向上評価結果の公表▽		安全性向上に係る結果の活用							
				リスクコミュニケーション手法の継続的な改善											
				教育訓練の継続実施・実施内容の改善											
				教育訓練の継続実施・実施内容の改善											
								継続的な改善							
		試運用等による自社プロセスの構築													
								2. リスク評価におけるPRAの活用推進 (PRAの技術検討)と同じ							
								1. リスク評価におけるPRAの活用推進 (リスク評価・プラント適用)と同じ							
										継続的な改善					
		試運用等による自社プロセスの構築													
										継続的な改善					
				自社プロセスの構築、設計ベース図書の整備											

## 参考資料 3 第 1 回安全性向上評価における追加措置

表 2章の調査・分析を通じて確認した追加措置（第1回届出評価時点で実施済みまたは運用開始済みの追加措置）

No.	追加措置	概要	評価分野
1	確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価等を実施する過程で得られた運用変更	<ul style="list-style-type: none"> <li>・巡視点検時の原子炉補機冷却水冷却器出口弁開閉状態の監視強化</li> <li>・蒸気発生器細管破損時における破損側蒸気発生器隔離失敗時の破損側蒸気発生器満水回避操作の追加</li> <li>・格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離手順の見直し</li> <li>・プラント停止時における余熱除去系機能喪失に対する待機側徐熱除去系併入条件の見直し</li> <li>・大型ポンプ車を使用した空調用冷凍機への海水供給手順の新規作成</li> <li>・ミッドループ運転中の地震による余熱除去機能喪失防止操作の見直し</li> </ul>	運転管理
2	原子炉容器上蓋取替工事	原子炉容器上蓋用管及び管台溶接部に対する1次冷却材環境下での応力腐食割れ（PWS C C）対策として、管台及び溶接部の材料変更等、最新設計を採用した上蓋への取替を実施した。	保守管理
3	原子炉容器冷却材管台溶接部等保全工事	原子炉容器出入口管台溶接部等に対する1次冷却材環境下での応力腐食割れ（PWS C C）対策として、引張残留応力を改善するためのウォータージェットピーニングを実施した。	保守管理
4	1次系配管取替え工事	充てんライン配管等の硬化層形成による応力腐食割れ（S C C）対策として、硬化層が形成されない曲げ管またはエルボに取り替えた。	保守管理
5	無停電電源装置取替工事	無停電電源装置について、使用している主要部品の製造中止への対応として、信頼性及び保守性向上の観点から一式取替えを実施した。	保守管理
6	緊急時作業スペースの整備	緊急時作業スペースとして、発電所構外（約13,000m <sup>2</sup> ）及び発電所構内（約7,000m <sup>2</sup> ）に整備した。	緊急時の措置
7	避難時の移動手段としての福祉車両提供	避難時に、要支援者の移動手段として福祉車両を提供した。	緊急時の措置
8	クリーンエアドームの配備	原子力災害時の避難拠点に放射性物質防護機能を備えたクリーンエアドームを配備した。	緊急時の措置
9	眼力（めざから）アップ活動	設備や作業現場の異常はもとより、社内文書・図面などの不備を敏感に感じ取る力「眼力（めざから）」を高め、小さな異常を見逃さない考え方を根付かせる活動を開始した。	安全文化の醸成活動

表 2章の調査・分析を通じて確認した追加措置（第1回届出評価時点で今後実施を計画するとした追加措置）

No.	追加措置	概要	評価分野
1	恒設非常用発電機設置工事	非常用所内電源の更なる信頼性向上の観点から、既存の非常用電源であるディーゼル発電機に対して、異なる冷却方式である空冷式のカスタム発電機、燃料タンク等を設置する。	保守管理
2	安全保護系ロジック盤取替工事	安全保護系ロジック盤について、設備老朽化の対応として、信頼性及び保守性の高い装置への取替を実施する。	保守管理
3	1次系配管取替え工事	1次系ステンレス配管の応力腐食割れ（S C C）対策として、高温かつ溶存酸素濃度が高い箇所での材料変更、内面に硬化層がある可能性が懸念される曲げ管のエルボ等への取替を実施する。	保守管理



表 3章の評価を通じて抽出した追加措置

No.	追加措置	概要	評価分野
1	確率論的リスク評価結果から得られるリスク寄与が大きい運転操作等に係る教育・訓練	リスク寄与が大きい運転員操作等についての認識を高め、対応能力の向上を図るため、運転員及び緊急時対応要員への教育・訓練プログラム策定に活用する。	確率論的リスク評価
2	原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備	保守のために原子炉補機冷却水ポンプを待機除外にしている間に、安全系高圧交流母線の機能喪失が発生すること等による原子炉補機冷却水系の全喪失リスクを低減するため、原子炉補機冷却水ポンプが1台運転となった場合でも、ポンプが過流量により故障しないよう、原子炉補機冷却水の負荷を制限する運用を整備する。	確率論的リスク評価
3	特定重大事故等対処設備として導入する格納容器スプレイ及びフィルタベント	格納容器の過圧破損を防止するための緩和手段として、特定重大事故等対処設備として格納容器スプレイ及びフィルタベントを導入する。	確率論的リスク評価
4	安全裕度評価結果の教育・訓練	起因事象の発生、緩和機能の喪失など、クリフエッジに至るまでの過程について教育・訓練を行うことにより、運転員や緊急時対応要員の事故対応能力向上を図る。	安全裕度評価
5	余裕時間評価結果の手順書への反映	炉心（出力時）のクリフエッジシナリオにおける炉心注水手段について、安全裕度評価で確認した余裕時間評価の結果を反映し、より現実的なプラント挙動を把握する。炉心（出力時）のクリフエッジシナリオから、炉心損傷し、格納容器機能喪失に至るまでの余裕時間の結果を反映し、アクシデントマネジメントに活用する。	安全裕度評価
6	メタクラ3D保護継電器取替	保護継電器をデジタル化することで機械的な駆動部がなくなり、メタクラの耐震信頼性の向上を図ることができる。	安全裕度評価

## 参考資料 4 継続的な安全性向上に係る具体的な取り組みの例

機能の概要	フェーズ 1 における目標
<ul style="list-style-type: none"><li>• 課題とその解決策について、発電所の安全に与える影響を評価し、意思決定に必要な情報を提供する。</li><li>• 情報提供に用いるPRAは、現実のプラント状態を反映した評価とする。</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 既存のPRAモデルを高度化するとともに、PRAの信頼性パラメータとして個別プラントデータを使用。</li><li>• PRA実務者を育成。</li></ul>

## ➤ PRAモデル高度化

- ✓ 海外から招聘した専門家によるレビューを受け、結果をモデルに反映。
  - 伊方3号機の特徴を踏まえた起因事象の選定、イベントツリー構築
  - 米国の人間信頼性評価ツールの導入、運転員インタビュー等を用いた入力パラメータの整備
  - 最適条件での成功基準解析
  - 海外の最新知見を取り入れた起因事象発生頻度の評価等



- ✓ **第1回安全性向上評価におけるPRAに活用**
- ✓ 新しい検査制度の適用を円滑に進めるため、電力事業者の代表として原子力規制庁と議論し、**原子力規制検査に事業者PRAモデルを活用する枠組みを構築。**
- ✓ **原子力規制庁は、伊方3号機を同検査に使用する初めてのケースとして適切性を確認。**



海外専門家によるレビューの様子



運転員インタビューの様子

## ➤ 信頼性パラメータの整備

- ✓ 個別プラントデータを反映した信頼性パラメータの整備として、伊方3号機の2004～2010年の7年分の故障率データを収集し、第1回安全性向上評価におけるPRAに活用。
- ✓ EAMを活用した故障率データ収集の仕組みを整備。
- ✓ **2011年以降の故障率データをNRRCが新しく整備した国内一般機器故障率データに反映し、第3回安全性向上評価におけるPRAに活用予定。**

## ➤ PRA実務者の育成

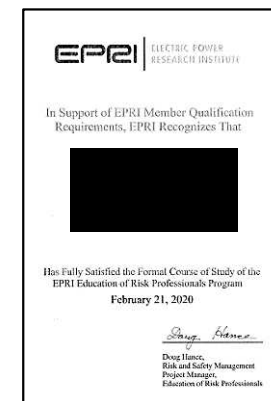
- ✓ PRA業務担当者に対し、PRA専門家（海外の専門家を含む）を講師としたPRA実務者教育を実施（1週間×6回／年）。
- ✓ メーカーのPRAモデル作成作業に参画。

フェーズ1終了

- 伊方3号機の特徴を反映するなどにより高度化したPRAモデルを既存の業務におけるRIDMに順次展開していく。
- 今後も専門家のレビューで得られた知見の反映や個別プラントの機器故障率整備、PRAに係る人材育成に継続的に取り組む。

ID	日時	場所	内容	状態	機器名
0000	11/02/0907	3U	主変気圧力/A指示変動調査	承認 長期	SN3_4090_3RC1
0000	11/02/0909	3U	D/G-3B電機防炎装置制御器表示器点検	完了 長期	SN3_1370_3-DC-00B
0000	11/02/0904	3U	漏洩 海水取上げ配管点検(異常)	完了	SN3_2200
0000	11/02/0908	3U	工地上進捗野帳点検(取付後)	完了	SN3_2110
0000	11/02/0909	3U	保安調査確認(物品の片付け忘れ)	完了	SN3_3
0000	11/02/1010	3U	オシロスコープ測定	完了	SN3_1170_3PB-7741
0000	11/02/1013	3U	耐震検査(2号機)水圧計自動化工事について	完了	SN3_4090_3LT-4040
0000	11/02/1014	3U	7号機(7号機)内閣府点検点検について	完了	SN3_3010
0000	11/02/1021	3号機	配管点検	完了	SN3_2340_3CWM-03
0000	11/02/1022	3号機	ボイラー設備修繕点検	完了	SN3_1440
0000	11/02/1023	3号機	ボイラー設備修繕点検	完了	SN3_3
0000	11/02/1025	保安調査確認(物品の保管状態)	完了	SN3_3	
0000	11/02/1026	3U	燃料取替機(1号機)の運用停止について	完了	SN3_1570_3FH1-E
0000	11/02/1027	3U	補助ボイラー燃料タンク電線管点検について	完了	SN3_3
0000	11/02/1033	保安調査確認(水空燃の閉止状態)	完了	SN3_3	
0000	11/02/1038	3U	針管の点検	完了	SN3_3
0000	11/02/1040	3U	7号機(7号機)点検	完了	SN3_3
0000	11/02/1042	3U	7号機(7号機)点検	完了	SN3_3
0000	11/02/1050	7号機	VVA電源車異常点検	完了 長期	SN3_3
0000	11/02/1051	3U	VVA電源車異常点検(2014年上期)	完了 長期	SN3_3
0000	11/02/1052	3U	可燃性ガス検出器点検(2014年上期)	完了 長期	SN3_3
0000	11/02/1053	3U	可燃性ガス検出器点検(2014年下期)	完了	SN3_3
0000	11/02/1055	3U	中間貯蔵中核子燃料容器点検について	完了	SN3_3
0000	11/02/1057	保安調査確認(作業許可の取付け忘れ)	完了	SN3_3	
0000	11/02/1058	保安調査確認(作業許可の取付け忘れ)	完了	SN3_3	
0000	11/02/1070	3U	海水装置純水ポンプの点検	完了	SN3_2270
0000	11/02/1083	3U	保安調査確認(作業許可の取付け忘れ)	完了	SN3_3

保守依頼を抽出し、機器の故障データを収集



実務者教育合格証

## <フェーズ 1 以降の取り組み>

- 第 2 回安全性向上評価におけるPRA
  - ✓ より現実に即した人間信頼性評価手法 (HRA calculator) やNRRCが新しく整備した国内一般機器故障率の適用等を実施。
  - ✓ 第 1 回安全性向上評価以降に運用を開始した特定重大事故等対処施設、蓄電池(3系統目)、非常用ガスタービン発電機等のリスク低減効果を確認。
  - ✓ 特定重大事故等対処施設の設置により、格納容器機能喪失頻度が約50%程度低減。
- 伊方SSHACプロジェクトの成果公表
  - ✓ 米国における確率論的地震ハザード解析の評価手順を定めたガイドラインのレベル3プロセスを適用するプロジェクトを国内で初めて実施。
  - ✓ 原子力平和利用の進展に寄与するものとして、日本原子力学会から貢献賞を受賞。
  - ✓ 今後、本成果を活用した地震PRAを実施予定。 (第 2 回安全性向上評価では、同プロジェクトから得られた地震ハザードが地震PRAに与える影響を確認する感度解析を実施。)



最終報告書

日本原子力学会  
貢献賞

機能の概要	フェーズ1における目標
・規制基準にとどまることなく安全性を向上するため、従来の決定論的評価からの知見などに加え、PRAから得られる情報を組み合わせた評価により、業務上の意思決定を行う。	・従来の決定論的評価からの知見などに加えて、PRAから得られる知見を組み合わせた評価に基づき、意思決定を行うプロセスを構築。

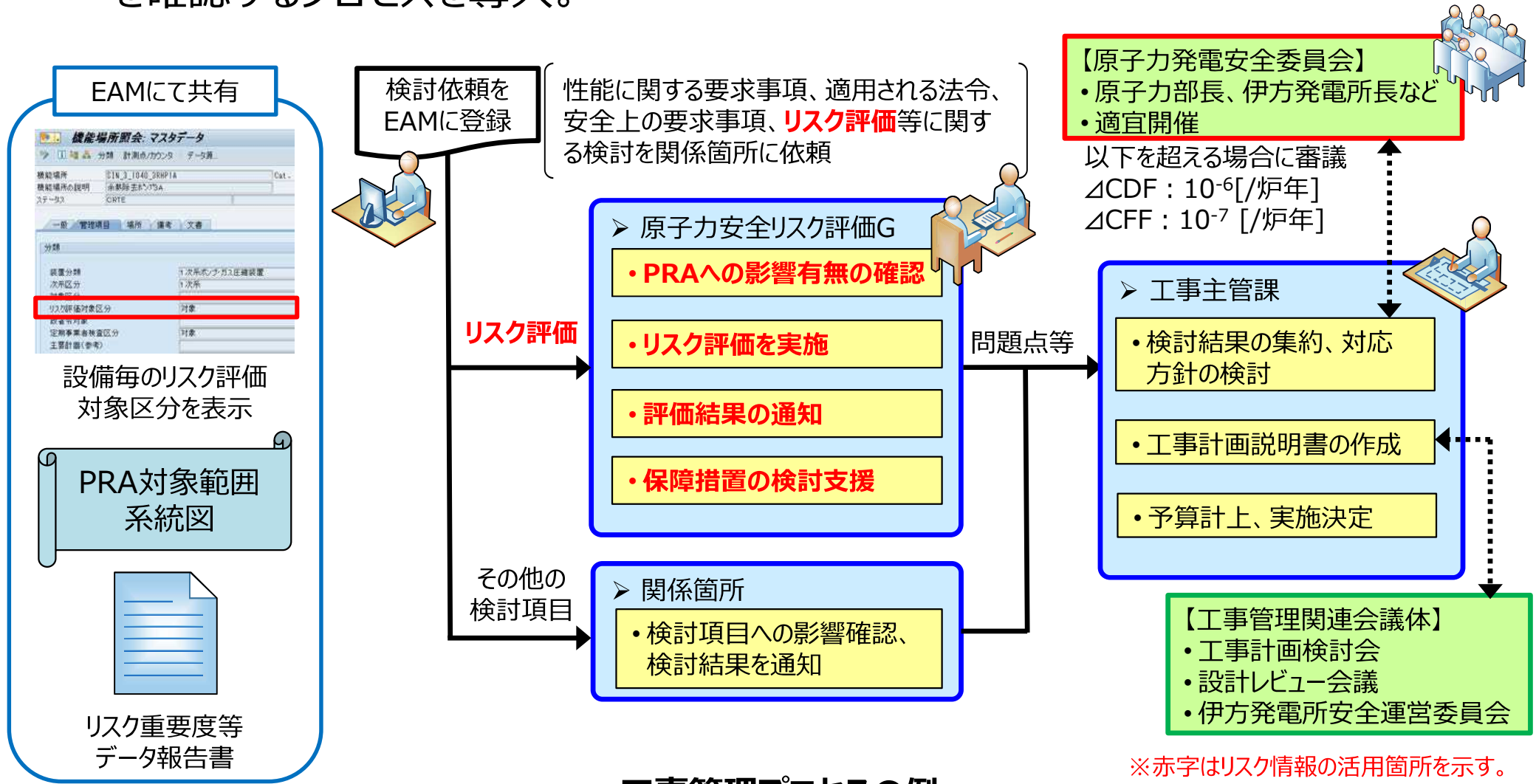
- リスク情報活用のための基盤整備として、PRAモデル化対象機器・対象範囲の識別情報、リスク重要度データをEAMを活用して発電所内で共有。
- 人材育成として、PRAの基礎知識についての集合教育（2016年～2019年：のべ323名が参加）※を実施し、NRRC主催の意思決定者向けリスク情報活用演習についても、主に管理職が受講。
- 原子力部門における活動方針として「リスクマネジメントに係る基本的考え方」を定め、RIDMプロセスの理解浸透を図る周知会を実施。
- **以下の業務プロセスにRIDMを導入。**
  - ✓ 不適合管理における不適合レベル判定、是正処置の策定
  - ✓ 工事管理における工事計画の策定
  - ✓ 未然防止処置管理における未然防止処置の策定、入力情報への「PRA等により抽出された改善措置」の追加

※2020年度からは原子力本部全員が受講可能となるe-ラーニングに移行。

フェーズ1終了

- ・ EAMを活用してPRAモデル化対象機器等の情報を共有することで、RIDMの基盤を整備するとともに、日常業務プロセスの一部にRIDMを段階的に導入。
- ・ 今後は、これらを活用・改善しながら、着実に実績を積み重ねていく。

➤ 工事計画の策定段階等において、PRAを考慮したプラントのリスクレベルへの影響を確認するプロセスを導入。

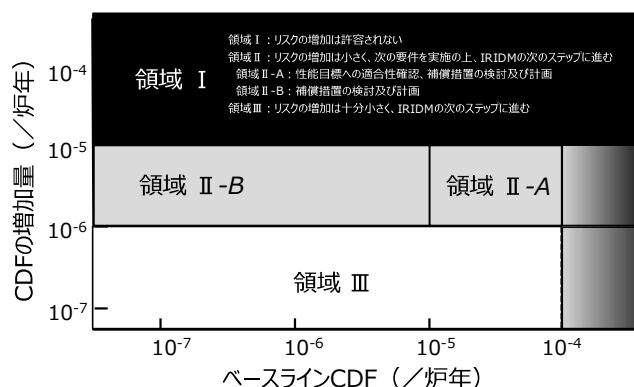


## 工事管理プロセスの例

(未然防止処置、是正処置の検討においても同様の影響確認を実施)

## ➤ PRAによる影響検討と判断のめやす

- ✓ 工事対象機器がPRAの対象である場合に、原子力安全リスク評価Gにおいてリスク評価を実施し、炉心損傷頻度等により影響を確認した結果を主管課に連絡する。
- ✓ **判断のめやす ( $\Delta CDF : 10^{-6}$  [/炉年]、 $\Delta CFF : 10^{-7}$  [/炉年])** は、日本原子力学会標準「原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」を参考とした。



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、右図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCDFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCDF (横軸) は選択肢の実施前のCDF、CDFの増加量 (横軸) は選択肢の実施後のCDFとベースラインCDFの差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域IIIにおいてCDFの増加量がベースラインCDFを上回る場合には、補償措置を検討する。

炉心損傷頻度が増加する場合の判断のめやす



- 注a) 内的事象及び外的事象を含むリスクに対して適用し、左図と併用する。
- 注b) 性能目標案の趣旨を踏まえ、許容されないベースラインCFFの境界は濃淡で示している。
- 注c) ベースラインCFF (横軸) は選択肢の実施前のCFF、CFFの増加量 (横軸) は選択肢の実施後のCFFとベースラインCFFの差とする。
- 注d) 評価結果が本図の範囲外である場合には領域の境界線を直線外挿する。
- 注e) 領域IIIにおいてCFFの増加量がベースラインCFFを上回る場合には、補償措置を検討する。

格納容器機能喪失頻度が増加する場合の判断のめやす



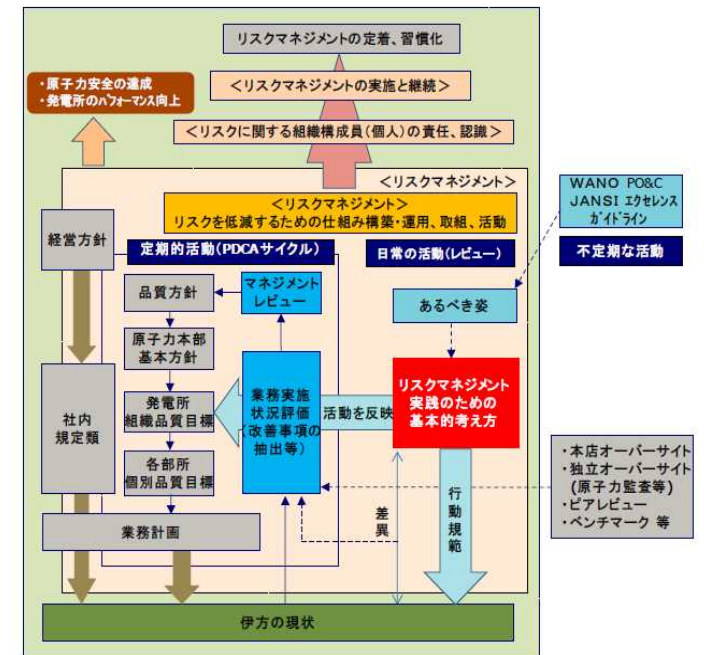
## <フェーズ 1 以降の取り組み>

### ➤ 「リスクマネジメント実践のための基本的考え方」の制定

- ✓ リスクマネジメントの定着・習慣化を図るための文書として、原子力本部長により公布。
- ✓ 既存の品質保証活動に対するリスクマネジメントの位置付けを下図のとおり整理し、既存業務においてリスクマネジメントを実践するための基本的考え方を解説
- ✓ **リスクマネジメント実践の意義、国際的なエクセレンスに基づくトップの期待事項、リスクマネジメントの目標と実践のための基本的な流れなどを記載。**
- ✓ なお、当該文書は本文と別冊にて構成し、記載事項の出典や意図、活動を実践するにあたり参考となる具体事例や**リスクマネジメントに係る定量的目標値(CDF:  $10^{-4}$ /炉・年程度等)などを含む解説は別冊にまとめ、継続的に内容の充実を図ることとした。**

### ➤ 「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」の制定

- ✓ 伊方発電所において、リスクマネジメントに相当する具体的な業務の事例を取りまとめたもの。
- ✓ 発電所員に対して、従来の保安活動もリスクマネジメントの一部であることを認識させる。



既存の品質保証活動に対する  
リスクマネジメントの位置づけ

- 「原子力本部リスクマネジメント実践のための基本的考え方」、「伊方発電所リスクマネジメント実施方針」周知会
  - ✓ リスクマネジメントの概念の理解・浸透を図るため、具体事例等を交えて解説する周知会を本店（高松）、原子力保安研修所（松山）、伊方発電所の各事業所において実施。

- JANSI提供の「リスク感受性向上研修e-ラーニング」の受講
  - ✓ 原子力本部員（土木建築部、資材部含む）が対象

- リスクマネジメントに係る職場研究会
  - ✓ リスクマネジメントと各自の業務との関わり
  - ✓ 現場におけるリスク感受性向上

(今後の予定)

- リスクマネジメントの活動実績の集約・評価
  - ✓ 既存のパフォーマンス指標（PI）をリスク管理と結び付けて活用
  - ✓ 当社が毎年実施している「本店オーバーサイト活動」※の活用
- 上記活動の集約・評価結果を品質マネジメントシステムにおけるマネジメントレビューのインプットに取り入れる。



【本店（高松）】



【原子力保安研修所・原子力本部（松山）】



【伊方発電所】

※ 本店業務を通して得た知見を活用し、伊方発電所と協同して更なるパフォーマンスの向上を目指すため、本店の管理者等が定期的に伊方発電所に赴いて各活動の実施状況を観察している。

## ➤ RIDMを導入した業務実績の積み重ね

- ✓ 2019年6月の導入以降、未然防止処置管理（旧予防処置管理含む）として8件、工事管理として12件、是正処置として12件、リスク情報に基づく評価を実施。（～2022年7月）

### (適用事例)

2020年1月に伊方発電所で発生した所内電源の一時的喪失に対する恒常対策を計画する際に、断路器構成を変更した場合でも、187kV母線から所内電源が受電できなくなる確率（非信頼度）が変更前と同等であることを確認した。（59,60ページ参照）

- ✓ 未然防止処置管理プロセスにおいて、安全性向上評価のPRA等の結果から抽出された安全性向上対策を入力・管理し、措置を完了した。

安全性向上対策の例	概要
PRA結果から得られるリスク寄与が大きい運転操作等に係る教育・訓練	操作失敗等に係るリスク情報を教育・訓練プログラムの策定に活用する。
原子炉補機冷却水ポンプ待機除外時の原子炉補機冷却水負荷制限運用の整備	原子炉補機冷却水系の機能喪失に至る可能性を低減するための運用を整備する。

## (適用事例※)

- 工事計画段階で設備変更がある場合には、関係各部署へ設備変更に係る影響についてレビューを行う運用を規定している。このなかで、決定論的な安全評価を行うとともに、確率論的な安全評価も活用することとしている。
- 2020年1月に発生した「伊方発電所 所内電源の一時的喪失」の恒常対策を計画するにあたって評価した事例を以下に示す。

### a. 事象の概要

187kV開閉所において保護リレーが動作し、187kV送電線4回線からの受電が停止したことにより、187kV送電線から受電していた伊方1～3号機の外部電源が一時的に喪失した。

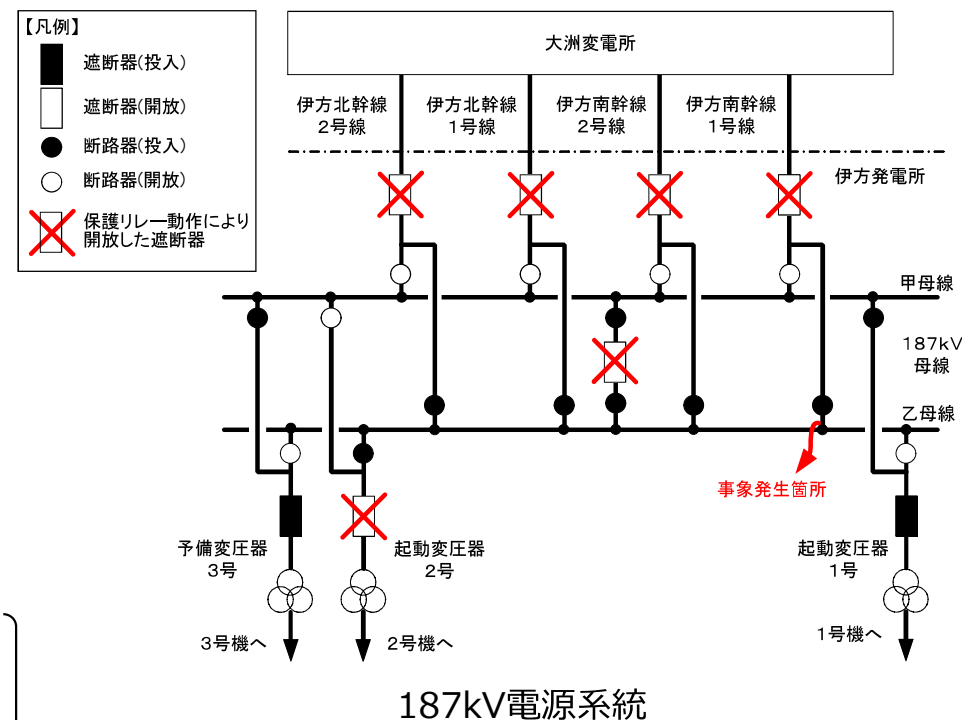
その後、1、2号機は予備系統から受電し、3号機は非常用ディーゼル発電機から受電した後に、500kV送電線からの受電に切り替え復旧した。

原因を調査した結果、断路器において短絡が発生していたことが判明した。

### b. 原因

断路器の設備故障が原因であった。

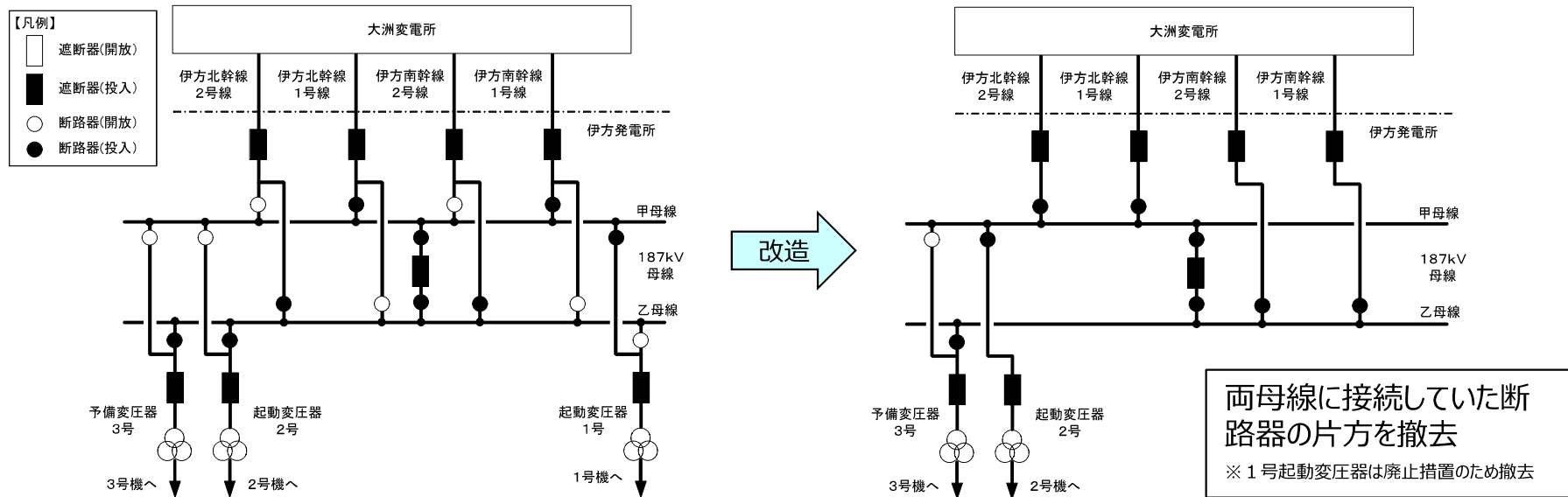
断路器内部の可動接触子と絶縁操作軸埋金の嵌合部が非接触状態（断路器が開放状態）で電圧が課電されることによって、嵌合部に放電が発生し、最終的に短絡に至った。



※：第9回原子炉安全基本部会・第3回核燃料安全基本部会 資料1-3「新検査制度における四国電力の取り組み」から引用

## c. 恒常対策

今回短絡が発生した断路器と同一構造かつ使用状態が同じものについては、同様の事象が発生する恐れがあることから監視を強化するとともに、恒常的な対策を実施する。恒常対策は、発生メカニズムを踏まえ、両母線に接続していた断路器の片方を撤去する設備構成の変更を実施することとした。



## d. 設備構成変更に伴う影響評価

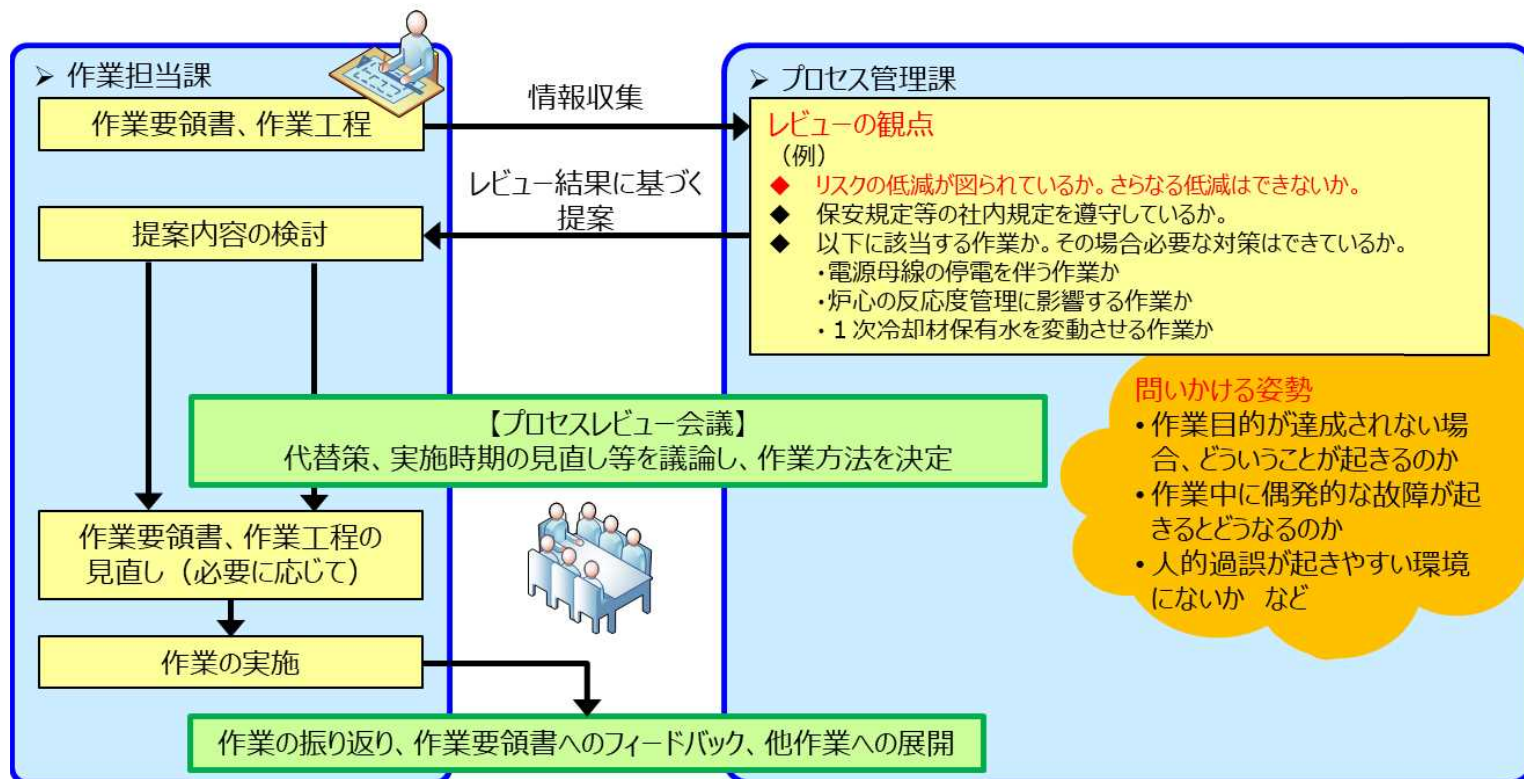
設備構成を変更することから、PRAから得られた知見を使って、機器毎の故障率をもとに187kVから所内電源が受電できなくなる確率（非信頼度）を評価することにより、工事影響を確認した。

## e. 設計レビュー

上記計画について、伊方発電所設計レビュー会議においてレビューを行った。

## ➤ プロセス管理課の設置

- ✓ 作業担当課が策定した作業計画を独立した立場からレビューし、妥当性を確認するための新チームを2020年4月に設置し、2020年9月に恒常的な組織として「プロセス管理課」を設置した。
- ✓ プロセス管理課は、リスクマネジメントの視点を取り入れ、リスク上重要な作業に着目してレビューを行う。
  - 作業担当課が策定した作業要領書や作業工程等の作業計画を独立した立場でレビュー
  - 作業計画の妥当性を様々な観点から確認し、必要により提案を実施



プロセス管理課でのレビュー

プロセス管理課の活動実績例 3号機 使用済燃料ピットポンプ3 B 電動機点検作業計画の確認

使用済燃料ピット (S F P) ポンプ3 Bの点検が計画されている。

## <プロセス管理課でのレビュー>

### <情報収集・確認>

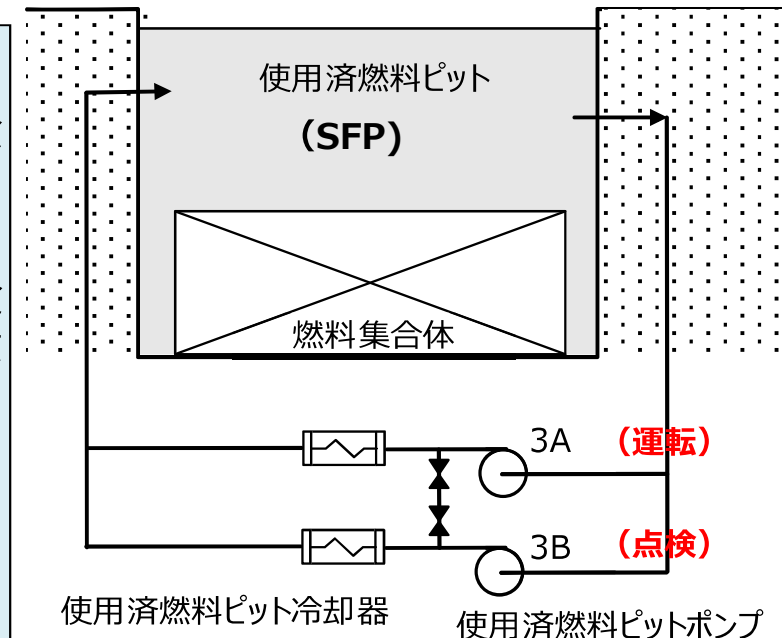
- ✓ 本点検に伴いS F Pポンプ2台中1台が運転不能となるため、本点検期間中に万一、運転中のS F Pポンプ3 Aが運転不能となった場合、使用済燃料の冷却ができなくなるリスクがある。
- ✓ 作業担当課では、万一、ポンプが全台運転不能となった場合でも、点検中のS F Pポンプ3 Bの復旧に要する時間は最大約24時間と推定されたことから、S F P温度が52℃に到達する(41.1時間)前に点検中のS F Pポンプ3 Bを運転してS F Pの冷却を再開できることを確認。

### <提案>

- ✓ 作業員に本作業のリスクを認識してもらうため、本作業はS F P冷却機能喪失となるリスクがあることを作業前に作業員に周知することを提案。
- ✓ 提案が反映されていることを確認。

### <参考：S F Pの温度評価>

- ・S F Pポンプ1台運転中のS F P温度：30.2℃
- ・S F Pポンプ全台使用不能時のS F P温度上昇率：0.53℃/時間 (ポンプ点検時点におけるSFP内の燃料集合体の崩壊熱から算出)
- ・S F Pポンプ全台使用不能時S F P温度 52℃ (社内規定) 到達時間：41.1時間後
- ・S F Pポンプ全台使用不能時S F P温度 65℃ (制限値) 到達時間：65.7時間後



## ➤ 停止時リスク管理の運用見直し

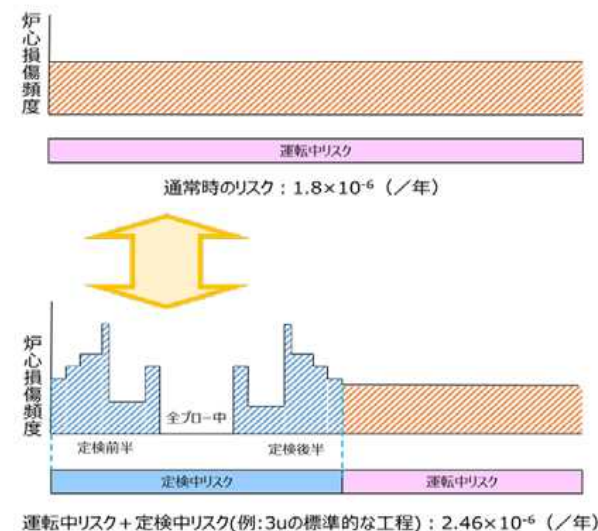
- ✓ 伊方3号プロジェクトを通じたPRAモデルの高度化により、定検時のPRAモデルが更新されたことを受け、従来のリスク管理方法を見直し、以前から議論されている安全目標の考え方とも整合したリスク管理方法を検討した。

- リスク管理にあたって目標とすべき基準は、**旧原子力安全委員会が検討した「性能目標(案)」の一つであり、2013年4月に原子力規制委員会が「安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる」とした、「炉心損傷頻度 (CDF) :  $10^{-4}$ /炉・年程度」を参考に設定した。**
- リスクの瞬時値**は、**CDF :  $10^{-4}$ /炉・年程度を換算した「 $1.1 \times 10^{-8}$ /時間」を目安値**とし、従来と同様に4色のカラーコード「赤」「橙」「黄」「緑」によりリスク管理レベルを設定。
- リスクの積算値**は、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」(原子力規制委員会)の考え方（「赤」基準の1%以下であれば「緑」基準）を参考に、 **$10^{-6}$ /年( $10^{-4}$ /年の1%)を目安値**とし、通常時の運転中リスク「 $1.8 \times 10^{-6}$ /年」からの保全サイクル間のリスクの増分が、目安値を超えないことを確認。
- 目安値を超える場合は、原子力部長を委員長とする「原子力発電安全委員会」により審議するプロセスを整備。

- リスク評価には不確かさが存在することを考慮する必要がある。
- リスク管理はリスクインフォームドであってリスクベースではないことを念頭に、リスクの変化については十分留意しつつも、極端に数字に拘ることなく、高リスク作業に対する関係者の意識向上、リスク低減に向けた協議、ひいては安全文化の醸成に努めることが重要である。

カラーコード	「目安値」からの倍率	リスク管理レベル
赤	1倍以上	$1.1 \times 10^{-8}$ (/時間)以上
橙	1/2倍以上 ~1倍未満	$5.7 \times 10^{-9}$ (/時間)以上 ~ $1.1 \times 10^{-8}$ (/時間)未満
黄	1/20倍以上 ~1/2倍未満	$5.7 \times 10^{-10}$ (/時間)以上 ~ $5.7 \times 10^{-9}$ (/時間)未満
緑	~1/20倍未満	$5.7 \times 10^{-10}$ (/時間)未満

リスクの瞬時値



リスクの積算値