

大飯4号機 安全性向上評価（第1回）届出書の概要

関西電力株式会社

2020年6月19日



安全性向上評価

○原子炉等規制法第43条の3の29を受けて、安全性向上評価の具体的な評価内容及び届出書記載事項は「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」（2017.3.29改定）に規定されており、その内容を以下に示す。

[1章] 安全規制によって法令への適合性が確認された
範囲を示す書類の調査
(許認可図書のまとめ) **約7500頁**
(本文+添付+参考)

[2章] ①保安活動の実施状況
②最新知見(研究成果等)の反映状況
(従来の定期安全レビュー(PSR)に相当) **約650頁**

[3章] ①確率論的リスク評価(PRA)
②安全裕度評価(ストレステスト)
③安全性向上に係る活動に関する中長期的な
評価 **約1800頁**

[4章] 総合評価、安全性向上計画の策定 **約10頁**

安全性向上、信頼
性向上に資する追加
措置を抽出

追加措置

安全性向上評価届出書
約10000頁

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）は、すでに出している最新の許認可図書等を「**实用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド**」に沿って、整理した構成。

定期安全レビュー（PSR）

許認可図書等

設置変更許可添付資料六

設置変更許可本文五号
工事計画認可申請書
定期事業者検査要領書
保全計画書

保安規定

設置変更許可申請書本文九号及び十号

大飯4号機 安全性向上評価届出書 1章 記載事項

1.1 発電用原子炉施設概要

- 1.1.1 設置等の経緯
- 1.1.2 発電所の設備概要
- 1.1.3 運転実績
- 1.1.4 施設に係る組織

1.2 敷地特性

- 1.2.1 敷地
- 1.2.2 気象
- 1.2.3 地盤
- 1.2.4 水理
- 1.2.5 地震
- 1.2.6 社会環境
- 1.2.7 津波
- 1.2.8 火山
- 1.2.9 竜巻
- 1.2.10 生物
- 1.2.11 外部火災

1.3 構築物、系統及び機器

- 1.3.1 発電用原子炉施設の位置
- 1.3.2 発電用原子炉施設の一般構造
- 1.3.3 原子炉本体
- 1.3.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
- 1.3.5 原子炉冷却系統施設
- 1.3.6 計測制御系統施設
- 1.3.7 放射性廃棄物の廃棄施設
- 1.3.8 放射線管理施設
- 1.3.9 原子炉格納施設
- 1.3.10 その他発電用原子炉の附属施設

1.4 保安のための管理体制及び管理事項

1.5 法令への適合性の確認のための安全評価結果

- 1.5.1 平常運転時の周辺監視区域の外における実効線量
- 1.5.2 運転時の異常な過渡変化の解析
- 1.5.3 設計基準事故解析
- 1.5.4 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故

○基本方針

当社は、2004年8月の美浜発電所3号機二次系配管破損事故の再発防止に向けた「安全を守る。それは私の使命、我が社の使命」との社長の宣言に基づく行動方針を、2005年5月に「安全を第一とした原子力事業の運営に係る品質方針」として定め、安全は全ての事業活動の根幹であるとともに、社会から信頼を賜る源であると考え、「安全最優先」の事業活動を経営の最優先課題として展開している。

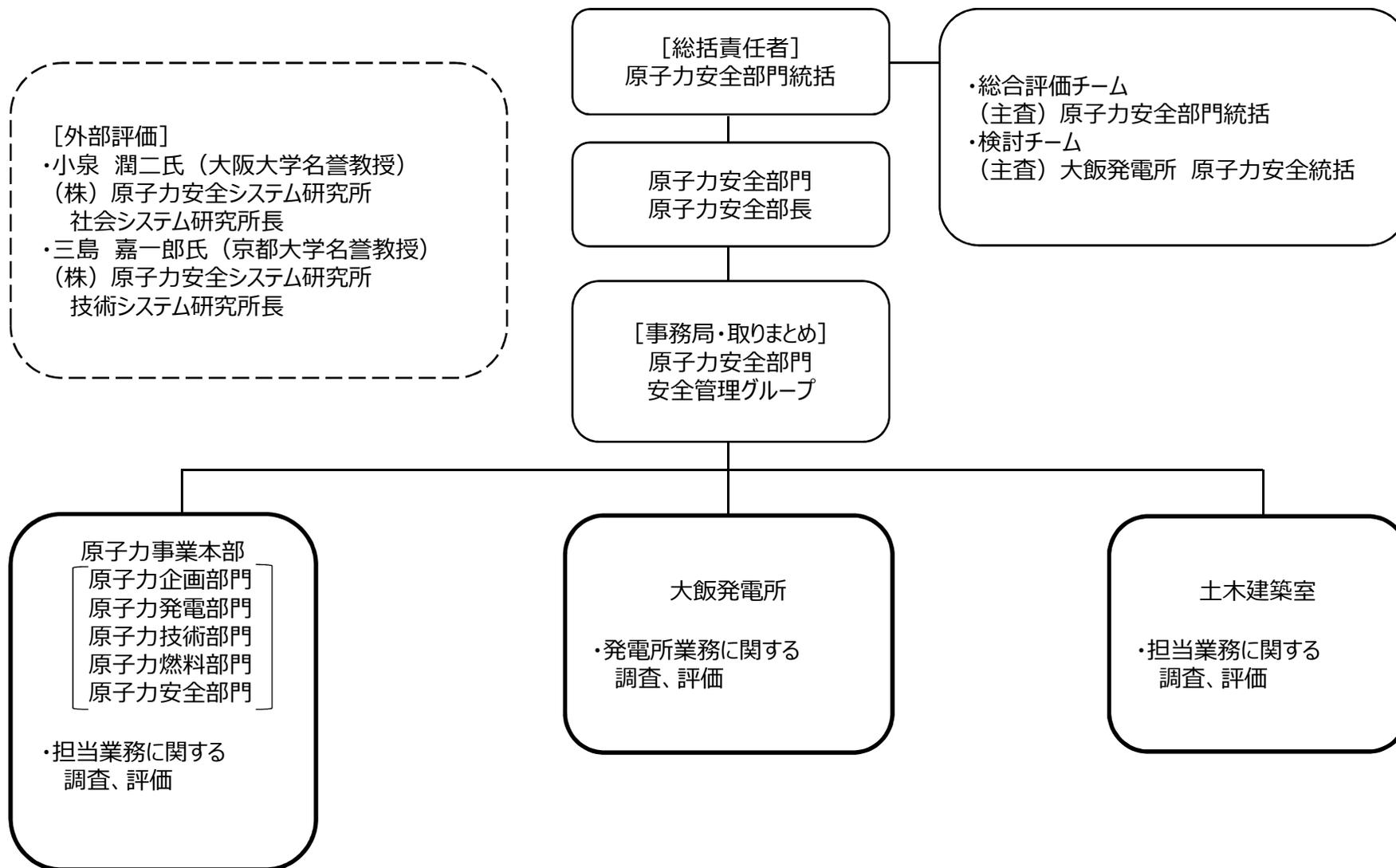
また、2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故を踏まえ、原子力発電固有のリスクに対する認識や向き合う姿勢が十分ではなかったのではないかとすることを教訓として、原子力発電の安全性向上に向けた自主的かつ継続的な取組の更なる充実を進めていくこととし、その取組のひとつとして、原子力安全に係わる理念を2014年8月に「原子力発電の安全性向上への決意」として明文化した。

当社は、この決意のもと、原子力安全に関する全ての取組を実践するとともに、引き続き、規制の枠組みにとどまらない自主的・継続的な安全性の向上に全社を挙げて取り組んでいく。

○安全性向上評価の目的及び目標

規制基準の枠組みにとどまらず、原子炉施設の安全性を自主的かつ継続的に向上させることを目的として、実行可能かつ事故の発生、進展、拡大を防止する対策の充実及び万が一に備える事故時対応能力の向上に資する措置を抽出することを目標とする。

○大飯発電所4号機 安全性向上評価に係る実施体制



保安活動の実施状況

原子炉等規制法第43条の3の22第1項及び実用炉規則第69条の規定に基づく保安活動に加えて、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：2016年4月1日～2019年10月10日
(前回の定期安全レビューの評価対象期間以降から大飯4号機第16回施設定期検査完了まで)
- 評価項目
以下の8つの保安活動を評価項目とする。
①品質保証活動、②運転管理、③保守管理、④燃料管理、⑤放射線管理及び環境放射線モニタリング、
⑥放射性廃棄物管理、⑦緊急時の措置、⑧安全文化の醸成活動
- 評価手法
日本原子力学会標準「原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2009」を参考に評価を実施し、今後の追加措置を抽出する。
- 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、又は有意な悪化傾向がないことから、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。
 - ・加えて、保安活動の評価結果から、さらなる安全性向上、信頼性向上の観点で取り組む事項を追加措置として抽出した。



評価項目	追加措置に係る評価	追加措置案
①品質保証	<ul style="list-style-type: none"> 品質マネジメントシステムにおいて、不適合の検出・処理を行い、継続的改善を行っているが、検査制度見直しに伴い、より軽微な事象も積極的に検出し、事業者自ら原子力安全上重要な問題を漏れなく把握することが必要。また、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう、重要度に応じた対応が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 米国のCAP (Corrective Action Program) を参考に、<u>軽微事象を積極的に検出し、かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう、仕組みを改善。</u>
③保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 全交流電源喪失事故時の対応能力及び信頼性を更に向上させるため、1次冷却材ポンプシール部からの1次冷却水漏えいの低減対策が必要。 安全系設備である海水ポンプの信頼性向上及びメンテナンス性向上のため、潤滑水を必要としない軸受への取替が必要。 酸素型応力腐食割れ (O₂SCC) 感受性が高いと考えられる箇所について、耐腐食性に優れた材料に取替が必要。 所内母線の安定化 (所内への異常拡大防止) のため、1相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置することが必要。 コンフィギュレーションマネジメント (CM) の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件をまとめた文書の整備が必要。 発電所の安全性向上させるため、定期検査時の安全管理や様々な意思決定に確率論的リスク評価 (PRA) によって得られるリスク情報の活用が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> <u>1次冷却材ポンプシャットダウンシールの導入</u> <u>海水ポンプ軸受について潤滑水を必要としない軸受に取替</u> <u>O₂SCC感受性のある箇所について耐腐食性に優れた材料に取替</u> <u>1相開放故障検知システムの設置</u> 安全上重要な設計要件をまとめた文書 (設計基準文書) を整備する。 定検中のリスクの増減が見える化したリスク情報を活用し、<u>定検期間中における安全管理の充実を図る。</u>また、<u>運転期間中においても、PRAによって得られるリスク情報等を活用した意思決定 (RIDM) を推進し、発電所の安全性を向上させていく。</u>
⑤放射線管理	<ul style="list-style-type: none"> 野外モニタ装置については、前回の更新から約17年経過しているため、交換部品の製造中止などから予防保全及び信頼性向上が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 設備の運転実績・経年劣化の状況を踏まえ、<u>野外モニタ装置の更新を行う</u>
⑦緊急時の措置	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時に現場の指揮者クラスのリーダーシップ能力が重要であることから、その能力を更に高めるための訓練の継続的な改善が必要。 現在、模擬操作をしている重大事故等対処設備 (送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ) 等の操作については、実起動を撮影した教材を活用した力量向上が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時に現場の指揮者クラスに要求される<u>リーダーシップ能力 (コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等) を高める研修 (たいかん訓練) を実施し、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善していく。</u> <u>送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプについては、起動操作をビデオ撮影し、教育時に活用する。</u>
⑧安全文化醸成	<ul style="list-style-type: none"> 安全文化醸成活動の柱「学習する組織」に関して、リスク感知能力が醸成されてきている一方で、他発電所で連続して労働災害の発生が見られることから、更なるリスク感受性の向上など、発生防止に係る活動の強化が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> <u>労働災害防止に向けた活動計画の策定、実施。</u> <ul style="list-style-type: none"> -TBM(ツール・ボックス・ミーティング)の充実 -現場パトロールの強化 -作業員の体調管理の強化 等

- 発電所において、技術基準要求の機器等以外のものであって、事故の発生及び拡大の防止に資する自主的な設備（多様性拡張設備※）等を整備しており、これらの状況を調査した。
- 多様性拡張設備は、柔軟な事故対応を行うために対応手段とともに選定していることから、機能ごとに分類される対応手順に従って、多様性拡張設備、機能喪失を想定する設計基準事故対応設備及び仕様等を整理した。

多様性拡張設備整理表（例）

手順分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応手順	対応手順の概要	対応設備
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対応設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	炉心注水	A、B 充てんポンプによる炉心注水	<p>運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。</p> <p>充てんポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p> <p>また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ及び1次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。</p>	<p>【重大事故等対応設備】 A、B 充てんポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水ピット 復水ピット 蓄圧タンク</p> <p>【多様性拡張設備】 ほう酸ポンプ ほう酸タンク 1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク</p>
			高圧注入ポンプによる炉心注水	<p>運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。</p>	
			蓄圧タンクによる炉心注水	<p>運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蓄圧タンク水を原子炉に注水する。</p> <p>蓄圧タンクによる炉心注水についてはタンク内圧力を利用するため蓄圧タンク水位が低下して圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。</p>	

※ 技術基準上のすべての要求事項を満たすことや、すべ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章 安全性の向上のため自主的に講じた措置

[2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見 (1/2)]

○収集期間

2016年4月1日から2019年10月10日までを基本とする。

○知見の収集対象

安全研究、原子力施設の運転経験、国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関するものを含む）、規格・基準類、確率論的リスク評価用データ、メーカー提案

○評価結果

- ・大飯4号機に反映を検討すべき知見について、反映状況を確認し、予防処置や自然現象に係る情報検討会等の仕組みにより、適切に処置が行われていることを確認した。
- ・すでに反映済みもしくは反映に向けた検討が進められている新知見は74件であった。

○最新の科学的及び技術的知見の評価結果（例）

No.	件名	分野	概要	反映状況
1	島根2号機 中央制御室空調換気系ダクト腐食	国内の運転経験から得られた教訓	定期検査中、中央制御室空調換気系のダクトに腐食孔が生じていることを確認した。 原因は、外気とともに取り込まれた水分及び海塩粒子がダクト内面に付着し、ダクト内面側を起点とした腐食が発生・進行し、腐食孔等に至ったものと推定。	類似箇所の外面点検を実施し異常の無い事を確認した。 また、更なる安全性確保の観点から、損傷発生の可能性が高い代表部位について内面点検を保全指針に反映した。
2	1相開放（欠相）故障時の安全上の問題	国外の運転経験から得られた教訓	外部電源系の1相開放故障時に、低電圧保護継電器等の既存の検知器で検出できないケースがあることが解析等により確認された。	所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）のため、1相開放故障において検知性の改善が必要な変圧器を対象に、機械的検知可能なシステムを設置する。
3	気象庁ホームページの竜巻注意情報/竜巻発生確度ナウキャストの精度向上	自然現象に関する知見・情報の精度向上	竜巻注意情報の発表区域が県単位から天気予報と同じ区域に細分化された。	竜巻注意情報受信に係る発電所のFAX運用へ反映した。
4	RCPシールLOCA対策	設備の安全性向上に係るメーカー提案	全交流電源喪失時におけるRCPシール部からの一次冷却材漏えいの可能性を低減するため、RCPシール漏えい防止機構に関する提案	RCPシャットダウンシール導入の検討に活用した。

2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置
 [2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見 (2/2)]

反映が必要な新知見及び参考情報の整理結果

大飯4号機安全性向上評価	情報分類		新知見情報	参考情報※1
a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等	国内	自社研 電共研	1件	-
		METI JAEA NRA (旧JNES含む)	0件	0件
	国外	OECD/NEA, ENC, EPRI, PSAM他	0件	2件
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	当社トラブル情報		38件	-
	国内他社トラブル情報			
	海外トラブル情報		8件	-
	NRA指示		6件	-
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	故障率データ等		7件	0件
d. 国内外の基準等	国内	日本電気協会、日本機械学会、日本原子力学会	12件	-
	国外	IAEA, NRC, ASN他	0件	0件
e. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報以外）	国内	日本原子力学会、日本機械学会、電気学会 論文	0件	1件
	国外	国際機関関係（IAEA, ERMSAR他）	0件	2件
		論文、学会誌関係（ANS, ASME他）	0件	0件
f. 国際機関及び国内外の学会等の情報（自然現象に関する情報）	地震・津波		0件	16件※2
	竜巻		1件	14件※2
	火山		0件	2件※2
g. 設備の安全性向上に係るメーカー提案	長期保全計画検討会資料		1件	-
	合計		74件	37件

※1 今後の動向を把握すべき情報

※2 自然現象に関する情報については、新知見関連情報（新たな知見を含むものの、現状の設計、評価を見直す必要がない情報）の件数を記載

○発電用原子炉施設の現状を詳細に把握するために実施した調査として、確率論的リスク評価及び安全裕度評価の実施に係るプラント・ウォークダウンを実施。

(1) 確率論的リスク評価（P R A）のためのプラント・ウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するとともに、検討したシナリオの妥当性を確認するため、プラント・ウォークダウンを実施した。また、プラント職員への聞き取り調査等により情報を補完した。

項目	調査の観点	結果
地震PRA	<ul style="list-style-type: none"> 耐震安全性の確認 二次的影響の確認 必要に応じた地震後のアクセス性の確認 	調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。
津波PRA	<ul style="list-style-type: none"> 津波防護設備の確認 S S C※に影響を与える波力、漂流物衝突、洗掘の確認 建屋開口部シールの確認 津波後のアクセス性及び現場操作の確認 	津波P R Aの実施に必要な基本的な情報について、構築したP R A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。

※： 建屋・構築物、システム及び機器

(2) 安全裕度評価（ストレステスト）のためのプラント・ウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、P R Aのためのプラント・ウォークダウンを活用するとともに、ストレステストのためのプラント・ウォークダウンとして、地震の随伴事象において想定する内部火災の火災源の特定の観点で実施した。

その結果、潤滑油を内包している機器の軸受の損傷等による潤滑油の漏えいを想定しても、それぞれの漏えい範囲内に着火源になり得る設備（電気盤等）が設置されていないことを確認した。

○ 2章の評価を通じて抽出された追加措置

No.	追加措置	概要	評価分野
1	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善	軽微事象を積極的に検出し、かつ原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善する。 現在、「是正処置プログラムに係る要綱」を制定し、試運用中である。	品質保証
2	1次冷却材ポンプシャットダウンシール導入	全交流電源喪失時等の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入する。	保守管理・ 新知見
3	海水ポンプ軸受取替	信頼性向上及びメンテナンス性向上を図るため、海水ポンプの軸受を潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取替える。	保守管理
4	O2SCC配管取替	酸素型応力腐食割れ（O2SCC）感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取替える。	保守管理
5	1相開放故障検知システム設置	所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図るため、所内母線への1相開放故障検知システムを設置する。	保守管理・ 新知見
6	設計基準文書（DBD）の整備	コンフィギュレーションマネジメント（CM）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件を取りまとめた文書（設計基準文書）を整備する。	保守管理
7	自主的安全性向上のためのPRA活用の充実	定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を1週間ごとに見える化したリスク情報の活用し、定期検査期間中における安全管理を充実。また、運転期間中においても、リスク情報等を活用した意思決定（RIDM）を推進する。	保守管理
8	野外モニタ装置取替	交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、装置の一部を取替える。	放射線管理 及び 環境放射線モニタリング
9	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入	緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）を高める研修を実施し、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善する。	緊急時の措置
10	シビアアクシデント対応に係る要員の力量向上にむけた改善	現在、模擬操作をしている重大事故等対処設備（送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ）等の操作について、力量向上を図るため、実起動を撮影した教材を活用する。	緊急時の措置
11	労働災害防止に向けた活動の強化	TBM（ツール・ボックス・ミーティング）の充実、現場パトロールの強化及び作業員の体調管理強化等の活動を実施する。	安全文化醸成

追加措置の内容 (例)

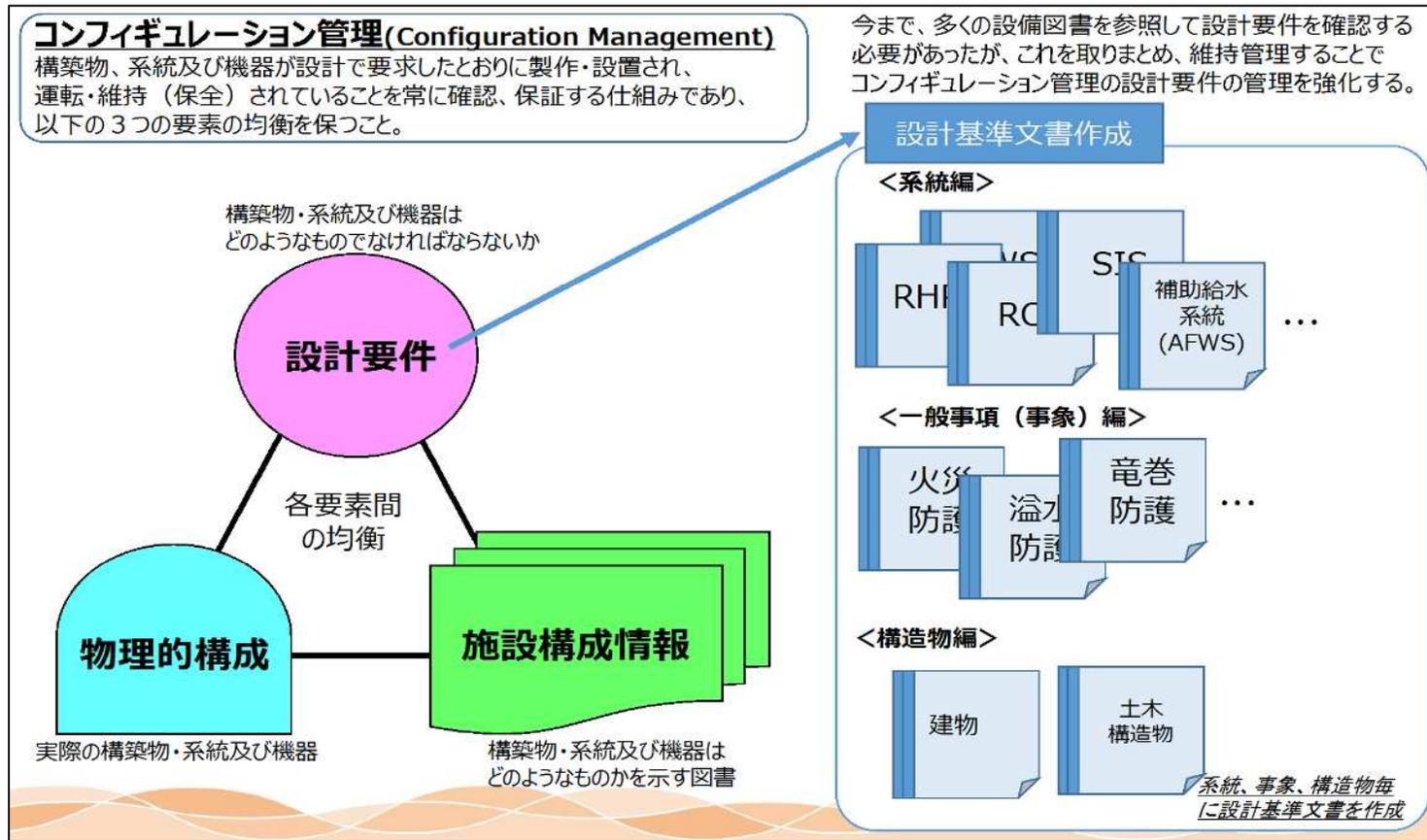
設計基準文書 (DBD) の整備

○目的

コンフィギュレーションマネジメント (CM) の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件をまとめた設計基準文書 (DBD) を整備する。

○概要

安全上重要な構築物、系統および機器の設計要件をまとめた設計基準文書 (DBD) を整備する。



○当社の原子力事業について客観的な評価や外部の知見等を活用する観点で外部組織によるレビュー及び評価を受けており、調査期間中、大飯発電所4号機を対象とした実績は以下の通り。

(1) 世界原子力発電事業者協会 (WANO)及び原子力安全推進協会 (JANSI)

外部評価機関	レビュー区分	実績
世界原子力発電事業者協会 (WANO)	大飯発電所3, 4号機再稼動レビュー	2016年4月5日～4月12日
	フォローアップレビュー	2017年4月3日～4月7日
	大飯発電所3, 4号機再稼動レビュー	2017年11月4日～11月6日、11月25日～11月28日
原子力安全推進協会 (JANSI)	ピアレビュー	実績なし

(2) 他事業者による評価 (「独立オーバーサイト」)

評価の具体的内容については、外部組織との取り決めにより非開示情報

- ・他電力事業者の知見を活用する観点で、他電力事業者の専門性の高い社員により、発電所の安全に関するパフォーマンスの客観的な評価を行い、更なる安全性向上を目指す「独立オーバーサイト」の仕組みの構築を進めている。
- ・調査期間中における実績 (試行) 実施期間：2019年1月16日～1月18日
参加電力：北海道電力、中国電力、四国電力、九州電力

(3) 福井県原子力安全専門委員会による確認・評価

- ・高浜3,4号機及び大飯3,4号機の再稼動にあたり、発電所の立地している福井県の原子力安全専門委員会により審議いただき、委員会から“指摘事項”や“対応を求める事項”が出され、当社はそれらを踏まえて改善を行っている。
- ・調査期間中の当社発電所に関する委員会開催実績
2017年11月22日 (大飯発電所3,4号機の安全性向上対策等に係るこれまでの審議の取りまとめ)

○概要

- ・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、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。
- ・なお、今回の安全性向上評価では、大飯発電所3, 4号炉の重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に係る設置変更許可（2017年5月24日）時点から評価時点である施設定期検査終了日（2019年10月10日）までの期間までに得られた知見に基づき評価した。

○確認方法

- ・安全評価の前提となる原子炉施設に対しては、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なうことがない設計としている。
- ・このことから、その際の前提となっている内部事象及び外部事象として、設置変更許可申請書添付資料八において記載の設計上考慮している自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を対象として、評価を実施した。

○評価結果

最新の文献及び調査等から得られた知見に基づき、内部事象及び外部事象に係る評価の見直し要否を確認した結果、今回の評価期間において見直しの必要はないことを確認した。

(評価例)

【内部火災】

- ・内部火災に関する適用規格及び適用基準について、評価期間において、設置変更許可の内容を変更する必要があるような、火災発生防止、感知・消火、影響軽減に係る改正がないことを確認した。
- ・また、設備改造等により火災評価条件に見直しがある時には、火災荷重の合計の管理及び内部火災影響評価への影響の確認を行い、必要に応じて火災の影響軽減対策を行うことを確認した。
- ・以上の確認結果を踏まえて、安全評価の前提となっている内部火災に係る設置変更許可の内容を見直しする必要はない。

○概要

- ・発電用原子炉施設の決定論的安全評価について、最新の原子炉設置変更許可を受けた「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価への影響を評価し、その見直しの要否を確認する。
- ・なお、今回の安全性向上評価では、大飯発電所3, 4号炉の重大事故等対処設備の設置及び体制の整備等に係る設置変更許可（2017年5月24日）時点から評価時点となる施設定期検査終了日（2019年10月10日）までの期間の決定論的安全評価を対象とした。

○確認方法

- ・決定論的安全評価においては、「大飯発電所 発電用原子炉設置許可申請書（3, 4号炉）」の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力等に記載されている設備を前提に、妥当性を確認した解析コード等により評価を行っている。
- ・したがって、安全評価の前提となっている設備の変更状況及び解析コードに係る不具合情報等を踏まえ、決定論的安全評価への影響を評価し、その見直しの要否を確認する。

○評価結果

【設備に関する確認結果】

安全評価の前提となっている設備を変更する工事等を実施する場合は、当該工事等の計画にあたり、工事等所管箇所の長が設置許可申請書の変更申請等の要否を確認する仕組みとしており、評価対象期間において、評価に影響を与える設備の変更はなかったため、決定論的安全評価の見直しは必要なかった。

【解析コードに関する確認結果】

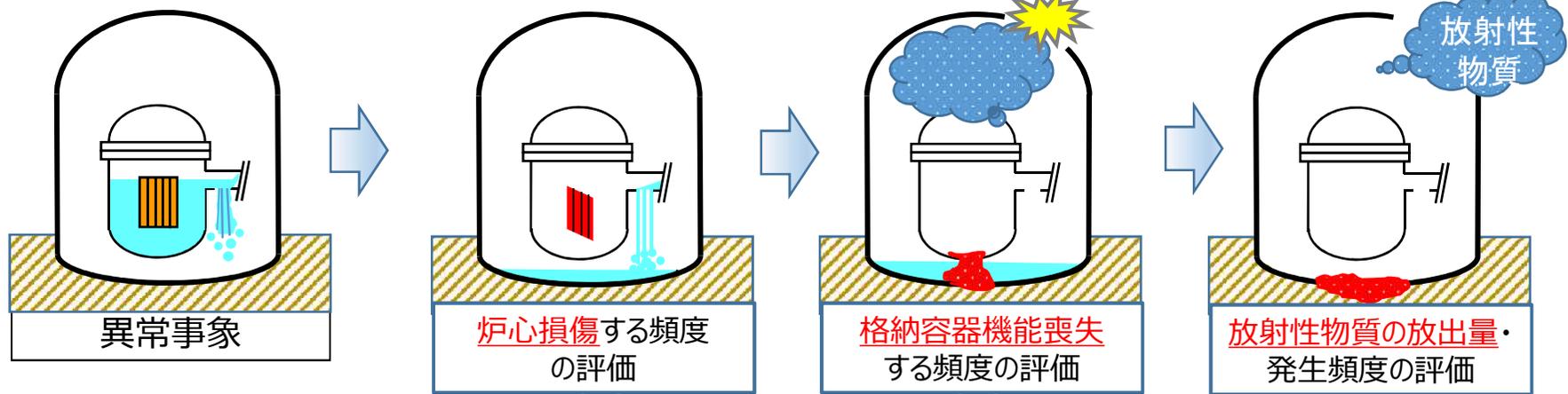
決定論的安全評価に用いた解析コードについて、決定論的安全評価を実施したメーカから解析コードに係る不具合情報等について定期的に報告を受け内容を確認しており、評価対象期間において、決定論的安全評価への影響を及ぼすような解析コードの不具合情報等はなかったため、決定論的安全評価の見直しは必要なかった。

また、今後講じる措置等に応じてその効果を適切に評価すること等を目的として、最新知見を取り入れた評価手法（最適評価コード、統計的安全評価手法等）についても調査、研究・開発に取り組んでいる。

以上から、評価時点における「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」に示す評価への影響はなく、見直しの必要はないことを確認した。また、最新知見を取り入れた評価手法の調査、研究・開発に取り組んでいる。

PRAの評価対象範囲・評価結果について

- ◆ 今回のPRA評価としては、異常事象(起因事象)の発生を発端とし、炉心損傷に至る評価(レベル1PRA)から、放射性物質の放出量・発生頻度の評価(レベル2PRA)等までの評価を実施している。
- ◆ また、その異常事象を発生させる要因として、内部事象、地震、津波を対象に実施している。



		PRAの分類	レベル1	レベル1.5	レベル2 Cs137放出量100TBqを超過する頻度
評価	内部事象	出力時	1.9E-6	6.4E-7	6.4E-7
		停止時	1.2E-6	—	—
	外部事象	地震※	6.0E-7	4.8E-7	4.8E-7
		津波	6.8E-9	5.6E-9	5.6E-9
	合計		2.6E-6	1.1E-6	1.1E-6

※ 3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

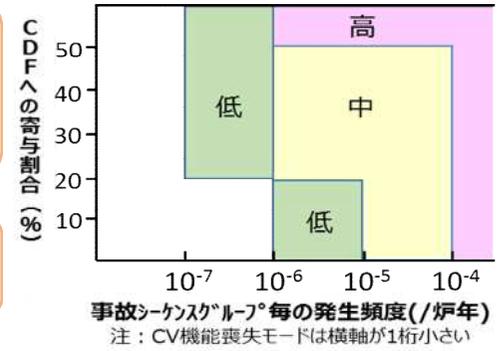
さらなる安全性向上を目的として、各リスクに占める割合の大きい事故シナリオを分析した。その結果、RCPシールLOCA対策、格納容器の過圧破損防止対策等に注目することが有効と考えた。

3章 [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 (PRA) (2/4)]

分析：更なる安全性向上策の検討 (重要なグループ等の抽出・追加措置案の検討・抽出)

レベル1 PRAおよび1.5PRAの結果から、各々事故シーケンスグループ毎、CV機能喪失モード毎のリスク評価値を整理し、それぞれのCDF値等および各PRA結果としてのCDF値に対する割合から、下表のとおり、重要な事故シーケンスグループ等を抽出した (ピンク色ハッチング部：重要度「高」、黄色：重要度「中」、緑色：重要度「低」)

各々の事故シーケンスグループ等にて、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。



【レベル1 PRA】

【レベル1.5 PRA】

事故シーケンスグループ	内部事象 (出力時)	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	2.8E-7	2.4E-8	1.7E-7 (28.3%)	ε
全交流電源喪失	9.9E-8	1.7E-7	2.3E-07 (38.1%)	4.7E-9
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-6 (58.7%)	7.9E-9	5.2E-8	2.0E-9
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.3E-9	1.4E-11	6.2E-10	ε
原子炉停止機能喪失	5.6E-9		6.0E-9	ε
ECCS注水機能喪失	2.7E-7	1.9E-10	6.5E-8	ε
ECCS再循環機能喪失	3.1E-8	1.4E-13	3.1E-9	ε
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		9.5E-7 (78.0%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		6.6E-8		
反応度の誤投入(停止時)		4.0E-10		
炉心損傷直結事象			7.7E-8	1.6E-10
格納容器バイパス	8.8E-8			
合計	1.9E-6	1.2E-6	6.0E-7	6.8E-9

CV機能喪失モード	内部事象 (出力時)	地震*	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.7E-11	ε	2.0E-13
格納容器隔離失敗	7.6E-8	1.6E-7 (33.9%)	4.2E-10
水素燃焼	5.2E-11	4.6E-11	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	3.6E-7 (56.2%)	1.2E-7 (26.1%)	4.1E-9
ベースマット溶融貫通	1.1E-8	8.0E-9	1.1E-10
水蒸気蓄積によるCV先行破損	1.4E-8	7.4E-9	1.5E-10
原子炉容器外水蒸気爆発	3.8E-10	3.8E-11	2.3E-12
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OCA	1.7E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	9.5E-8	3.1E-8	7.5E-12
格納容器過温破損	8.1E-8	9.6E-8	9.0E-10
格納容器直接接触	ε	E	ε
地震によるCV先行機能喪失		4.7E-8	
合計	6.4E-7	4.8E-7	5.6E-9

注：εは無視小(0.1%未満)。また、重要な事故シーケンスグループ等として抽出されるものを対象に、その割合を記載。
 ※：3号機と4号機の一部の設備で耐震性評価が異なるものの、結果に有意な影響を与えるものではないことから、3号機の結果を4号機の結果として使用。

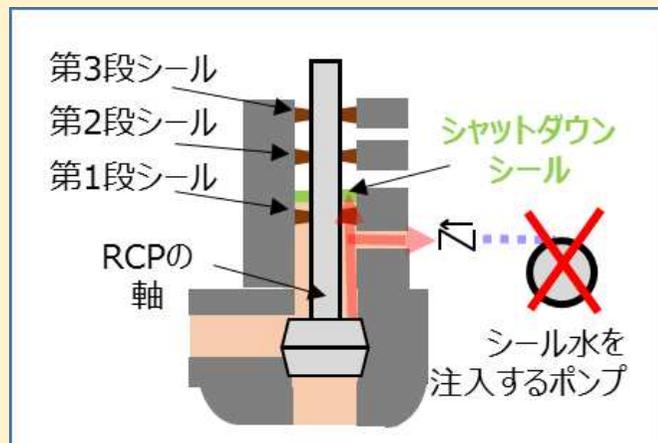
PRAの評価結果を踏まえた今後の安全性向上対策

さらなる安全性向上を目的として、有効と考えられたRCPシールLOCA対策、格納容器の過圧破損防止対策等について、以下のとおり、ハード面、ソフト面の両面で、追加措置案を抽出した。

ハード面

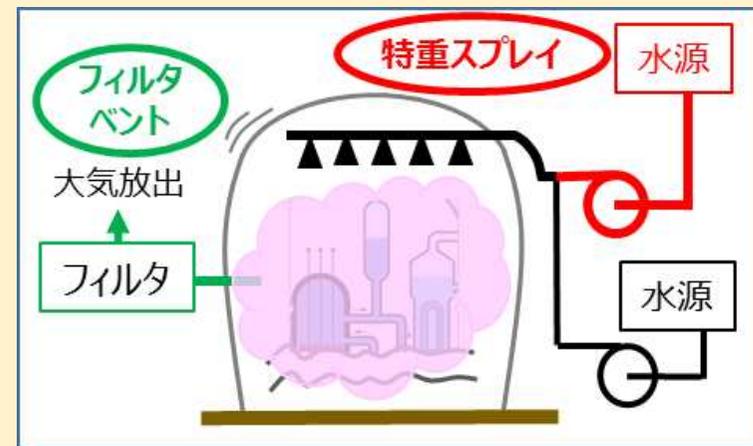
(1) RCPシャットダウンシール (自主的対策)

SBO時等のRCPシールLOCA発生リスクの低減によるCDF、CFFの低減が期待



(2) 格納容器(特重)スプレィ+フィルタベント (規制要求対応)

CVの過圧破損リスク低減によるCFF低減が期待
(過圧破損モードの割合は全CFFのうち約43%であり寄与が大きい)。



ソフト面

運転操作・事故時の活動において、さらなるプラントの信頼性・安全性向上のため、以下を実施。

- ・運転員を対象とした運転操作訓練や、緊対要員を対象とした教育・訓練への活用

(代表的事故シナリオに登場する操作失敗等を、教育や訓練を通じて、把握すること自体が、リスク活用の一環であり、こういった活動を踏まえ、よりよいリスク活用について、検討していく。)

大飯4号機PRA結果の大飯3号機との比較

- 大飯4号機のPRA評価にあたっては、大飯3、4号機がツインプラントであることを踏まえ、3号機との系統・設備、配置、設備が有する耐力等の違いの有無を確認することで、3号機の評価からの変更要否を検討した。
- 検討の結果、地震PRA以外についてはPRAモデルの変更を要する違いはなく、PRA結果は大飯3号機と同じである。地震PRAについてはPRAモデルの変更を要する違いはなく、入力条件として一部の設備の耐震性評価が異なるものの結果に有意な影響を与えるものではないことから、PRA結果は高浜3号機と有意な差はない。

項目	評価結果	
	大飯4号機	詳細
①内部事象PRA (出力時)	大飯3号機と同じ	大飯3号機との系統・設備の違いを確認し、PRAモデルの変更を要する違いはなかったため、大飯3号機と同じ。
②内部事象PRA (停止時)	大飯3号機と同じ	
③地震PRA	大飯3号機と 有意な差はない	大飯3号機との系統・設備、耐力等の違いを確認し、PRAモデルの変更を要する違いはなく、また、入力条件として一部の設備の耐震性評価が異なるものの結果に有意な影響を与えるものではないことを確認したことから、大飯3号機と有意な差はない。
④津波PRA	大飯3号機と同じ	大飯3号機との系統・設備、配置等の違いを確認し、PRAモデルの変更を要する違いはなかったため、大飯3号機と同じ。

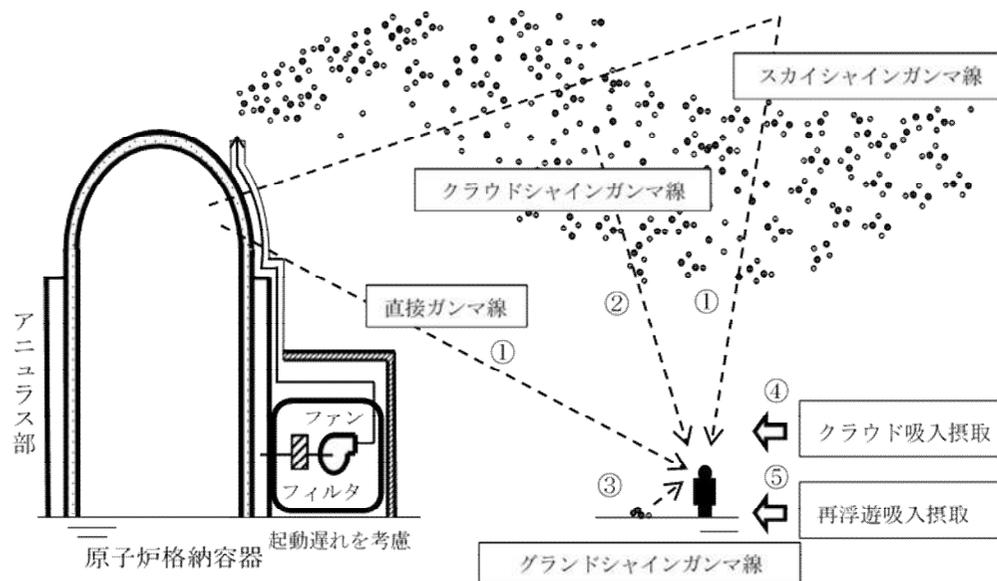
□ 敷地境界における被ばく評価

➤ 評価条件

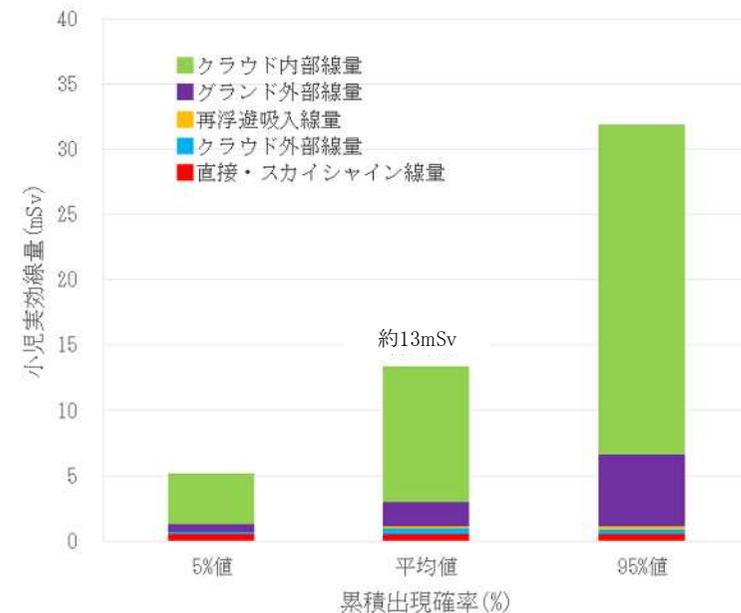
- 炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の被ばく線量を評価
- 屋内退避や避難等の防護対策開始までの十分長い期間として7日間の評価期間を想定
- 評価においては、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅する8760通り（365日×24時間）の気象シーケンスを選定

➤ 評価結果

- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約13mSv
- 安全性向上評価運用ガイドに従って防護対策（マスク着用）を考慮しない条件で評価しているため、クラウド吸入摂取の被ばく経路が実効線量の大部分を占める



被ばく経路イメージ



敷地等境界における実効線量の評価結果

○安全裕度評価の概要

- ・設計の想定を超える地震や津波などが発生した場合における発電所全体としての総合的な「安全の余裕度合い(安全裕度)」について、炉心損傷等を回避できなくなる地震加速度及び津波高さの条件（クリフエッジ）を特定することにより確認した。
- ・地震や津波に随伴して発生すると考えられる事象により、クリフエッジ評価結果が影響を受けないかについて確認した。
- ・地震、津波以外のその他自然現象に対しては、各自然現象の特性に応じた評価手法によりリスク評価を実施した。

<評価項目>

- ・地震
 - ・地震随件事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・津波
 - ・津波随件事象の影響（外部火災）
- ・地震と津波の重畳
 - ・地震と津波の重畳随件事象の影響（溢水、斜面崩壊、内部火災、外部火災）
- ・その他自然現象に対するリスク評価（その他自然現象の単独、地震又は津波に対する重畳）
- ・事象進展と時間評価に関する評価（余裕時間評価、継続時間評価）
- ・号機間相互影響評価

<評価対象>

- ・炉心（出力時、停止時）
- ・原子炉格納容器
- ・使用済燃料ピット

○地震に対するクリフエッジ評価結果

評価項目	クリフエッジ機器	クリフエッジ地震加速度
炉心(出力時)	原子炉周辺建屋	1.26G
炉心(停止時)	原子炉周辺建屋	1.26G
原子炉格納容器	原子炉周辺建屋	1.26G
使用済燃料ピット	原子炉周辺建屋	1.26G

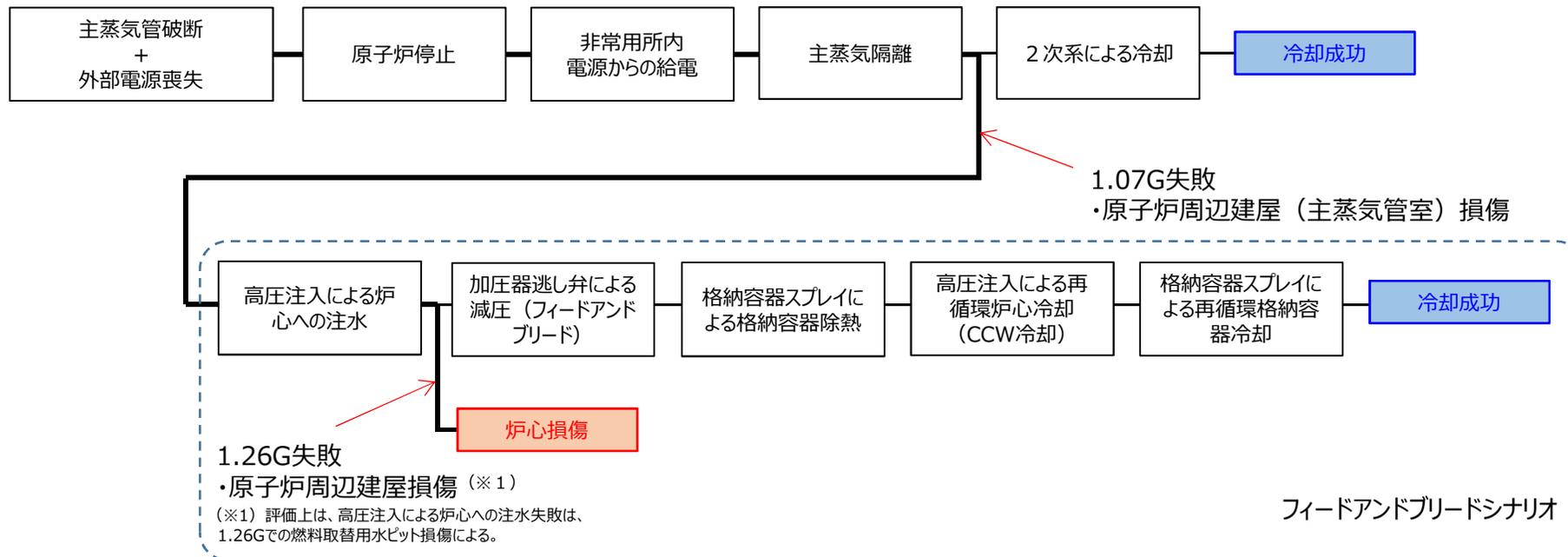
【参考】 基準地震動 :0.88G

○地震に対する随伴事象の影響評価結果

評価事象	評価結果
溢水	各項目のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認した。
斜面崩壊	
内部火災	
外部火災	

○クリフエッジシナリオ (地震、炉心出力時の例)

起因事象： 主蒸気管破断 + 外部電源喪失



クリフエッジ機器	クリフエッジ地震加速度	クリフエッジシナリオの説明
原子炉周辺建屋	1.26G	原子炉周辺建屋が損傷することで、建屋内の緩和機能が機能喪失し、炉心損傷に至る。

○津波に対するクリフエッジ評価結果

評価項目	クリフエッジ機器	クリフエッジ津波高さ
炉心(出力時)	建屋シール	11.4m
炉心(停止時)	建屋シール	11.4m
原子炉格納容器	建屋シール	11.4m
使用済燃料ピット	CV損傷	11.4m (※1)

(※1): CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる

【参考】 基準津波高さ : +5.9m (3,4号海水ポンプ室前)

○津波に対する随伴事象の影響評価結果

評価事象	評価結果
外部火災	各項目のクリフエッジ評価結果に対して随伴外部火災が影響を与えないことを確認した。

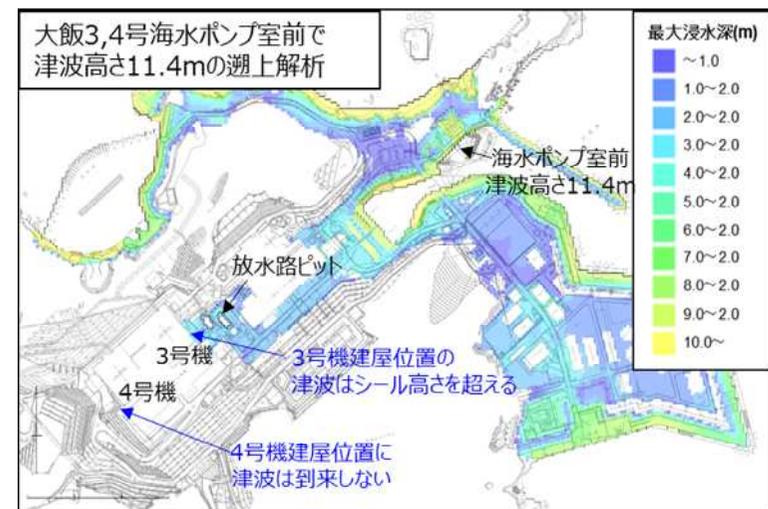
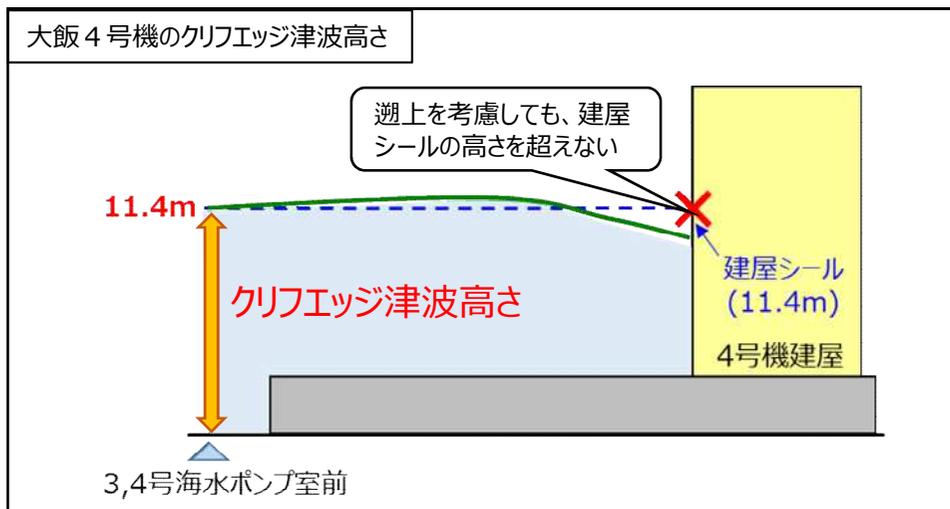
○津波遡上解析

- ✓ 津波高さが建屋シールの11.4mを超えるとクリフエッジに至るとする評価を踏まえ、遡上の影響を考慮したクリフエッジ津波高さを評価した。
- ✓ 遡上解析により、3,4号海水ポンプ室前で11.4mの津波が発生すると、3号機建屋位置での遡上津波は11.4mを超えるが、4号機建屋位置には遡上津波は到来しない結果となった。
- ✓ 以上より遡上津波が4号機建屋位置で11.4mを超えないことから、遡上を考慮したとしてもクリフエッジ津波高さは11.4mから変更はない。

大飯4号機での遡上解析

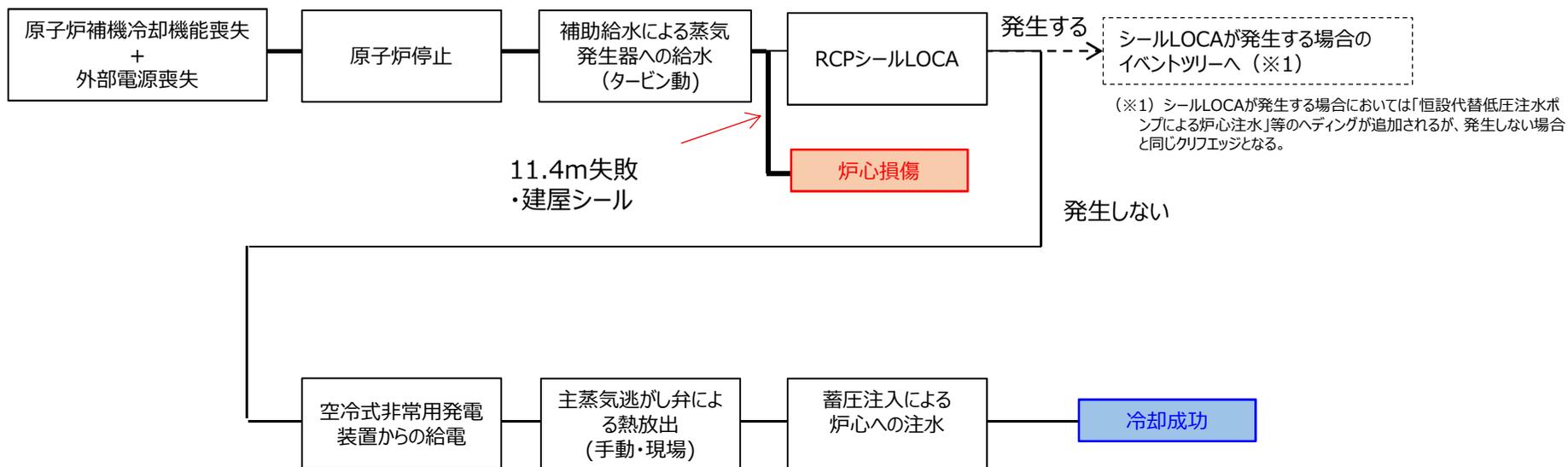
遡上の特徴

大飯では放水路ピットからの遡上の影響を受け、3号機建屋で津波高さが増加するが、4号機建屋まで到来しない。



○クリフエッジシナリオ (津波、炉心出力時の例)

起因事象： 原子炉補機冷却機能喪失 + 外部電源喪失



クリフエッジ機器	クリフエッジ津波高さ	クリフエッジシナリオの説明
建屋シール	11.4m	建屋内に津波が侵入し、事故収束に必要な緩和系機器が機能喪失することにより炉心損傷に至る。

○評価結果概要

項目		クリフエッジ評価結果
①地震単独 クリフエッジ 評価	炉心(出力時)	1.26G (原子炉建屋)
	炉心(停止時)	1.26G (原子炉建屋)
	CV	1.26G (原子炉建屋)
	SFP	1.26G (原子炉建屋)
②津波単独 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	11.4m (建屋シール) ※1
	炉心(停止時)	11.4m (建屋シール) ※1
	CV	11.4m (建屋シール) ※1
	SFP	11.4m (CV損傷) ※2
③地震・ 津波重畳 クリフエッジ 評価 (津波遡上評価含む)	炉心 (出力時)	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.07G(主蒸気管室)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	炉心 (停止時)	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.25G (空冷式非常用発電装置)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	CV	1.26G (原子炉建屋)
		11.4m (建屋シール) ※1
		1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳
	SFP	1.26G (SFP本体)
		11.4m (CV損傷) ※2
		1.24G (CV貫通部)と 8.0m (海水ポンプ) の重畳 ※2

項目		クリフエッジへの影響評価結果
④地震に対する 随伴事象	溢水	項目①のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	
⑤津波に対する 随伴事象	外部火災	項目②のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	溢水	項目③のクリフエッジ評価結果に対して左記の随伴事象が影響を与えないことを確認。
	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

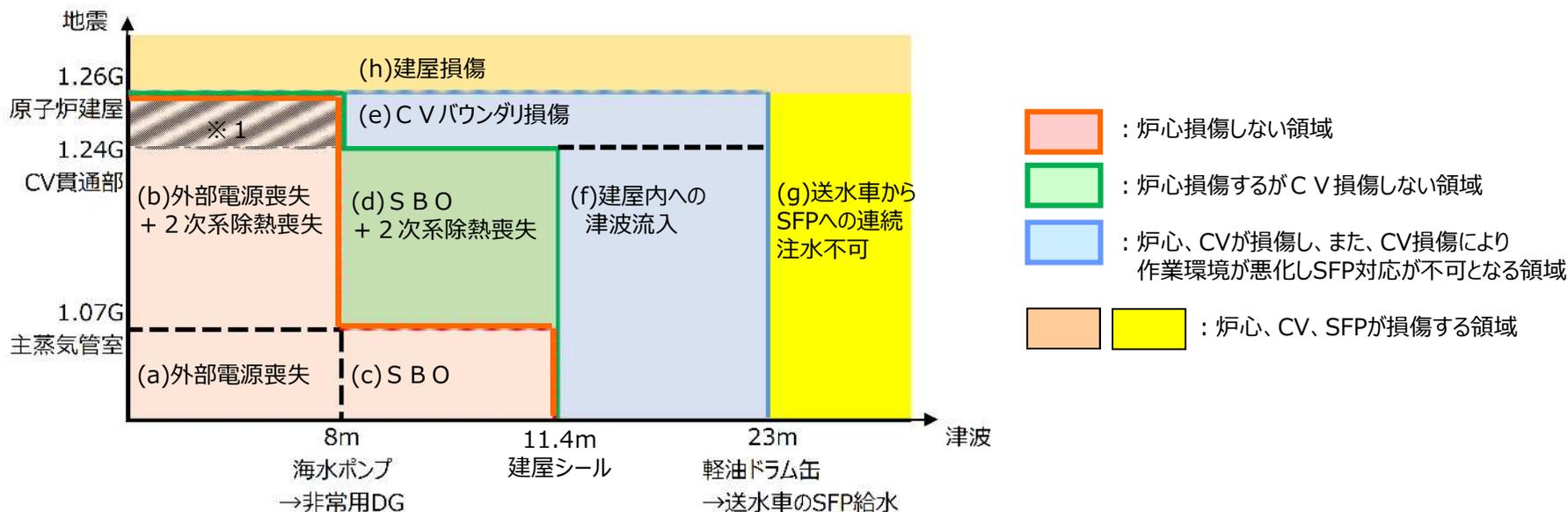
評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	地震・津波重畳のクリフエッジシナリオにおいて、屋外作業を成立させるための屋外作業に約9.8時間の余裕があることを確認した

【参考】 基準地震動 : 0.88G
 基準津波高さ: +5.9m (3,4号海水ポンプ室前)

※1 : 遡上の影響を考慮した値。
 ※2 : CVが損傷すると屋外作業が困難となることから、CVクリフエッジと同じとなる。

○地震と津波の重畳

- ✓ 地震と津波の重畳については、地震のクリフエッジシナリオ（外部電源喪失 + 2次系除熱機能喪失）と津波のクリフエッジシナリオ（SBO）が異なることから、下図のようなクリフエッジとなる。



No	主な事故対応（炉心・CV損傷防止対策）※2
(a)	<ul style="list-style-type: none"> 2次系冷却
(b)	<ul style="list-style-type: none"> 1次系フィードアンドブリード 高圧注入ポンプを用いた再循環炉心注水
(c)	<ul style="list-style-type: none"> 2次系冷却（タービン動補助給水ポンプ） 送水車による復水ピットへの海水補給
(d)	<ul style="list-style-type: none"> 恒設／可搬式代替低圧注水ポンプによるCVスプレイ 大容量ポンプによる自然対流冷却
(e)～(h)	-

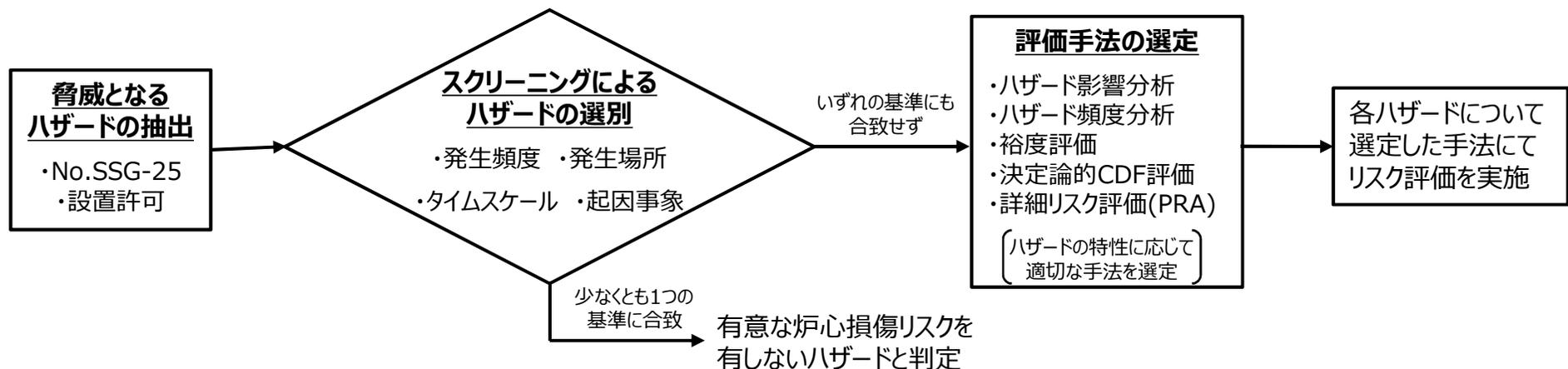
※1：CVバウンダリは損傷するが、炉心損傷はしない領域。

※2：SFP損傷防止対策としては、「SFP冷却系設備による冷却」又は「送水車による海水注水」を行なう。

○その他自然現象のリスク評価

✓ 原子力学会標準である「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」を基に、その他自然現象に対して以下の評価を実施した。

- ① 潜在的に脅威となる自然現象として、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25に記載されている自然現象及び設置許可で評価対象となっている自然現象を抽出
- ② ①項で抽出した自然現象に対してスクリーニングを行い、炉心損傷リスクを有する可能性のある自然現象を選定
- ③ ②項で選定した炉心損傷リスクを有する可能性のある自然現象に対し、それぞれの特性に応じて評価手法を選定
- ④ 各自然現象に対して、③項で選定した手法を用いてリスク評価を実施し、有意な炉心損傷リスクを有しているかを判断

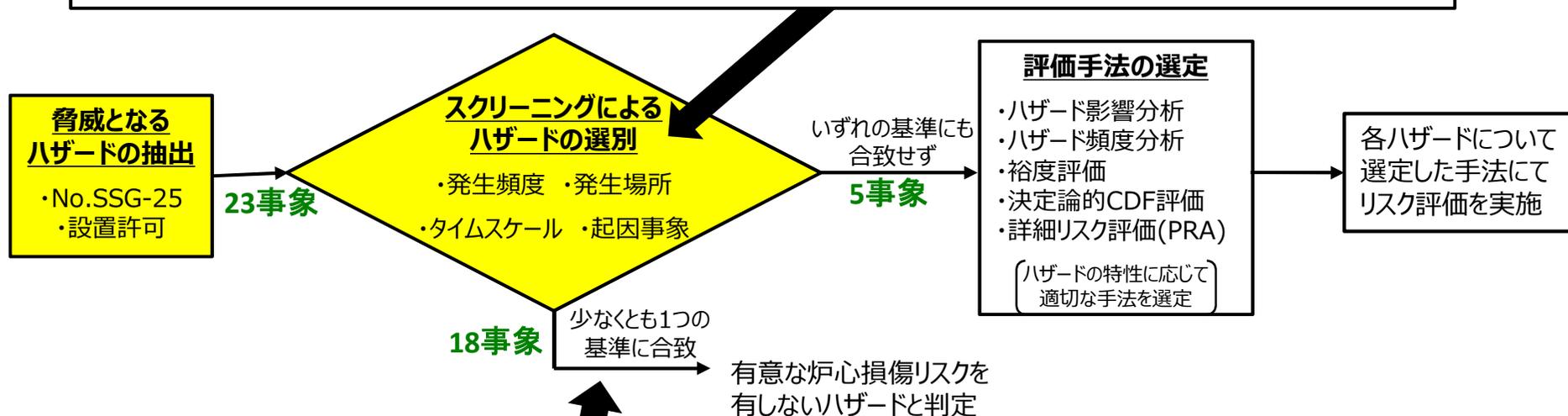


<外部ハザードに対するリスク評価手法選定の流れ>

○その他自然現象のリスク評価

<スクリーニング基準>

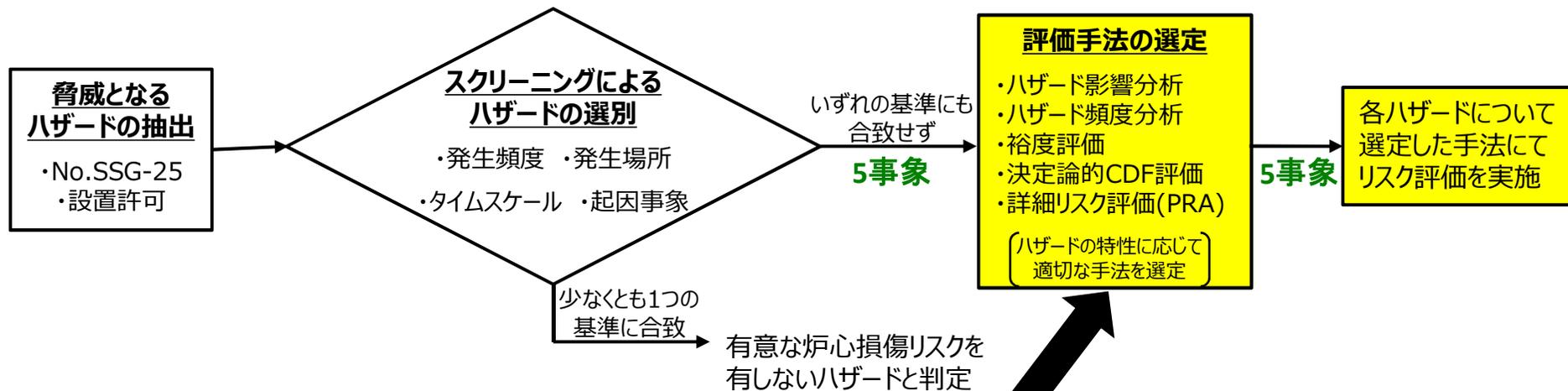
- ・発生頻度 : ハザードの発生頻度が極めて小さいことが明確である。
- ・発生場所 : ハザードがプラントに影響を与えるほど近傍で発生しない。
- ・タイムスケール : ハザードが進展するタイムスケールがプラントの対処時間に比べて十分に長い。
- ・起回事象 : ハザードがプラントに到達したと仮定しても、炉心損傷につながる起回事象を引き起こさないことが明らかである。
- ・包含 : ハザードが他のハザードに包含される。



<スクリーニングによるハザードの選別の例>

自然現象	スクリーニング理由	説明
森林火災	起回事象	発電所において最も厳しい条件で森林火災の影響評価を行い、評価上必要以上の防火帯を確保していることから、起回事象は発生しない。
降水	起回事象	敷地の地表面は海に向けて順次低く設定されており、雨水は構外に排出されることから、起回事象は発生しない。
洪水	発生場所	大飯発電所周辺地域における河川としては、敷地から南方向7kmのところ佐分利川があるが、発電所が立地している大島半島にはなく、敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。
高潮	包含	津波評価に包含される。

○その他自然現象のリスク評価



<評価手法概要>

評価手法	概要
ハザード影響分析	プラントへの影響を保守的に仮定したとしても、プラントにおける炉心損傷につながる起因事象の発生、安全機能を有する設備の機能喪失がないことを決定論的に評価する。
ハザード頻度分析	プラントに影響を与える可能性のあるハザードレベル（通常は設計基準）の発生頻度を評価し、当該発生頻度が判断基準値(10 ⁻⁶ /年)を下回るかを確認する。
裕度評価	炉心損傷リスクが必ず起こるハザードレベルと、プラントに影響を与える可能性のあるハザードレベルとして設計基準との差（安全裕度）を算出し、その裕度が十分にあるかを評価する。
決定論的なCDF評価	炉心損傷につながる起因事象の発生や安全機能を有する設備の機能喪失に対するハザードの影響を決定論的に設定してCDFを算出し、当該CDFが判断基準値(10 ⁻⁶ /年)を下回るかを確認する。
PRA等の詳細なリスク評価	PRAを適用する詳細なリスク評価を行う。

○その他自然現象のリスク評価

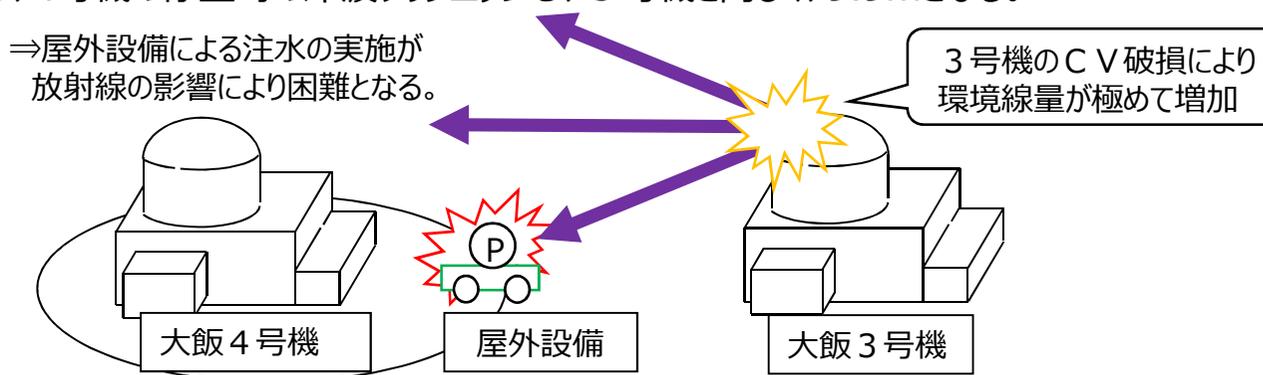
- ✓ スクリーニングによりハザードの選別を行なった結果、炉心損傷リスクを有する可能性のある自然現象として5事象が選定された。
- ✓ そのうち、火山※¹を除いた4事象の自然現象に対して、評価手法を選定し、リスク評価を実施した。
- ✓ その結果、有意な炉心損傷リスクを有する自然現象はなかった。

自然現象	評価手法	評価結果
生物学的事象	ハザード影響分析	クラゲ等の海生生物の取水路閉塞により、保守的に原子炉補機冷却海水設備の機能喪失を仮定したとしても、原子炉補機海水冷却機能喪失時の収束シナリオの通り対応可能であることから、炉心損傷につながることはない。従って、プラントに対して有意なリスクはない。
落雷	ハザード影響分析	直撃雷及び誘導サージ電流による屋外設備（送電線系、海水ポンプ）の損傷により、保守的に全交流電源喪失を仮定したとしても、以下の通り、緩和機能に必要な屋外設備は落雷の影響を受けないことから、全交流電源喪失時の収束シナリオ通りの対応が可能であり、炉心損傷につながることはない。従って、プラントに対して有意なリスクはない。 <ul style="list-style-type: none"> • DG機能維持に必要な海水ポンプと空冷式非常用発電装置は十分に離隔されている。また、注水等のための可搬型設備は複数有しており、それぞれ十分に離隔されている。従って、直撃雷により同時に影響を受けない。 • 可搬型設備の給電ケーブルは常設されていないため、誘導サージ電流による影響は受けない。 • 空冷非常用発電装置の給電ケーブルは、屋外に常設されているが、空冷式非常用発電装置の本体側及びプラント側のメタクラで常時切り離されているため、誘導サージ電流による影響は受けない。
竜巻を含む強風	ハザード頻度分析	竜巻の年超過確率 10^{-6} のハザード値は風速87m/sであることから、設計基準値の風速100m/sの発生頻度は判断基準値の 10^{-6} を下回っている。従って、プラントに対して有意なリスクはない。台風等による強風についても、設計基準値の風速100m/sで設定した対策により防護される。
積雪	裕度評価	安全上重要な建屋のうち、最も許容積雪厚さが低いものは原子炉周辺建屋の259cmとなる。この値は設計基準値(100cm)に対して十分大きく、安全裕度は十分にある。また、除雪による緩和措置も実施可能であることから、プラントに対して有意なリスクはない。

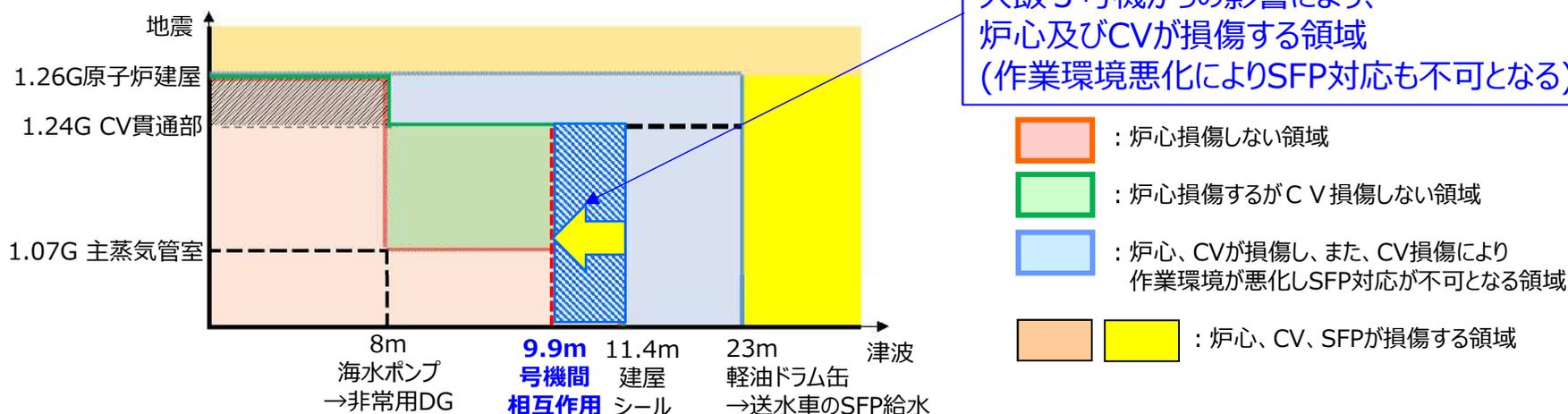
※ 1：火山については、大山火山の大山生竹テフラ(DNP)の噴出規模に係る設置変更許可審査中であるため、許認可の状況等を踏まえて、次回届出以降に評価を検討する。

○号機間相互影響評価

- ✓ 津波遡上解析を踏まえ、11.4m以下（海水ポンプ前）の津波により大飯4号機のC V健全性は確保できるが、9.9m（海水ポンプ前）を超える津波では、3号機の炉心及びC Vが損傷する。
- ✓ ここで、3号機の炉心及びC Vが損傷すると、周囲の環境線量が極めて高くなることから、4号機でも屋外設備による注水が困難となり、炉心及びC Vが損傷することになる。
- ✓ よって、4号機のC V、S F Pの津波クリフエッジは、下図の通り、3号機と同じく、9.9mとなる。
- ✓ また、運転中の3号機のC V破損により、停止時の4号機の屋外作業（大容量ポンプによる補機冷却）ができなくなることから、4号機の停止時の津波クリフエッジも、3号機と同じく、9.9mとなる。



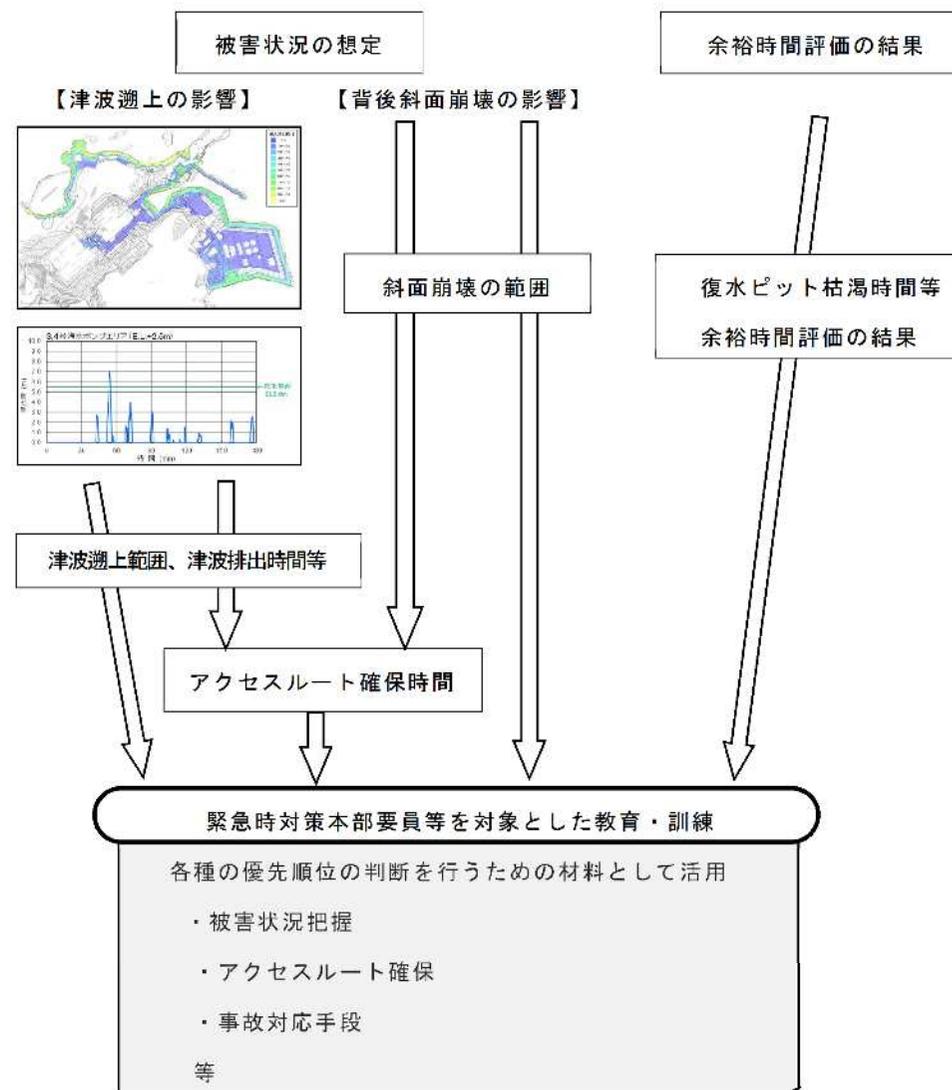
[大飯4号機 クリフエッジ評価結果（地震と津波の重畳）]



○安全裕度評価から得られた追加措置

➤ 緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用

- 地震と津波の重畳事象及び随件事象等が発生し、クリフエッジに到達した際には、使用可能な機器が限定されることに加えて、限られた時間余裕の中で必要な作業等を完了させる必要がある。
- これらの評価から得られた被害状況の想定や、屋外作業の時間余裕にかかる知見を、今後の発電所での教育・訓練に活用する。



○大飯3号機と大飯4号機の結果比較

評価項目		評価結果		詳細
		大飯3号機	大飯4号機	
地震単独	炉心(出力時)	1.26G (原子炉建屋)	大飯3号機と同じ	大飯3号機と4号機で一部の設備でHCLPFの違いがあったものの、クリフエッジは同じになった。
	炉心(停止時)	1.26G (原子炉建屋)	大飯3号機と同じ	
	CV	1.26G (原子炉建屋)	大飯3号機と同じ	
	SFP	1.26G (原子炉建屋)	大飯3号機と同じ	
津波単独 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	9.9m (建屋シール)	11.4m (建屋シール)	大飯3号機、4号機とも設計及び配置に有意な差異はない。しかし、遡上解析を考慮すると、放水路ピットからの遡上の影響を受けない4号機のほうが、3号機よりもクリフエッジ津波高さが高いという評価結果が得られた。
	炉心(停止時)	9.9m (建屋シール)	11.4m (建屋シール)	
	CV	9.9m (建屋シール)	11.4m (建屋シール)	
	SFP	9.9m (CV損傷)	11.4m (CV損傷)	
地震・津波重畳 (津波遡上評価含む)	炉心(出力時)	1.07G(主蒸気管室)と8.0m(海水ポンプ)の重畳	大飯3号機と同じ	大飯3号機と4号機で、一部の設備でHCLPFの違いがあったものの、地震のクリフエッジは同じになった。また、大飯3号機と4号機で、海水ポンプが8.0mの津波で機能喪失することも同一である。従って、重畳における評価結果は同じとなった。
	炉心(停止時)	1.25G(空冷式非常用発電装置)と8.0m(海水ポンプ)の重畳	大飯3号機と同じ	
	CV	1.24G(CV貫通部)と8.0m(海水ポンプ)の重畳	大飯3号機と同じ	
	SFP	1.24G(CV貫通部)と8.0m(海水ポンプ)の重畳	大飯3号機と同じ	
その他自然現象	単独	有意なリスクなし	大飯3号機と同じ	大飯3号機と4号機で同じ評価条件
	地震・津波との重畳	地震・津波のクリフエッジに影響を与えない	大飯3号機と同じ	
余裕時間		9.8時間(可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ)	大飯3号機と同じ	大飯3号機と4号機で同じ復旧ルート
号機間相互影響		—(未評価)	4号機の津波、地震・津波重畳の炉心、CV、SFPクリフエッジが3号機と同じになる。	
追加措置		教育・訓練への活用	大飯3号機と同じ	

《大飯4号機届出書記載》

大飯4号機の「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」は、現時点では、一部の安全因子について、新規規制基準導入に伴い状況が大きく変化し、中長期（運用ガイドでは10年）の評価が難しいものがある。

具体的な評価は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-SC-S006:2015）に基づき評価を行うこととし、安全因子が整い総合評価を行うことができる状況になるまでは、届出書には、評価結果ではなく、評価実施に向けた課題として、以下の2点を挙げ、今後取り組んでいくこととし、具体的な計画を明示した。

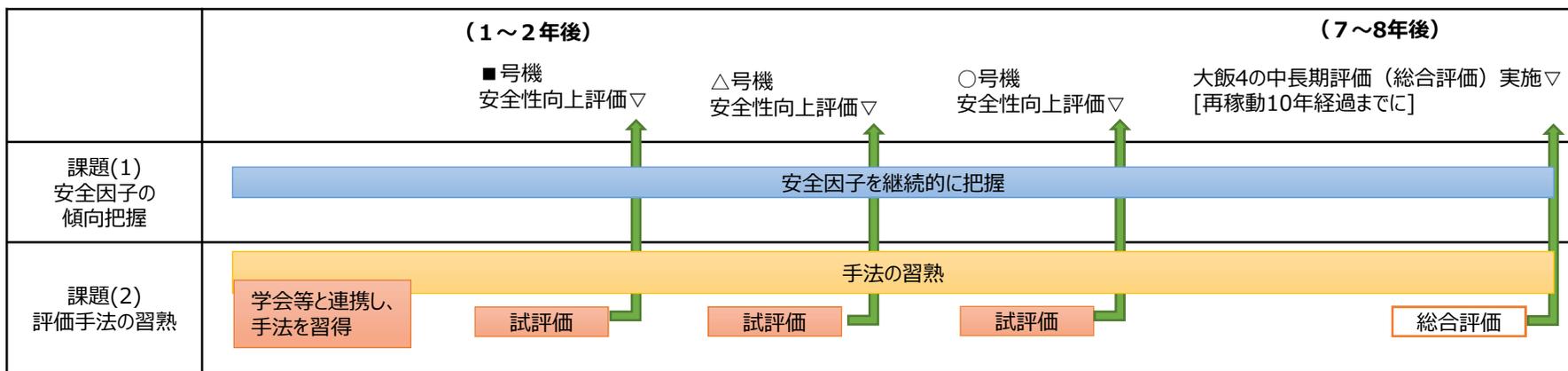
(1) 安全因子の傾向把握

安全因子のうち、新規規制基準導入後の再稼動に伴って安全因子に係る管理方法などが大きく変化し、中長期的な傾向が把握できるまでの実績がないものがあり、それらについては実績を積み重ねる。

(2) 評価方法の習熟

中長期評価としては「総合評価」を行うこととなっている。総合評価の実施に向けて、安全因子間の相関関係の分析や安全因子毎の評価等、総合評価に至る一部分の評価を取り出して試評価を行い、評価手法の習熟に努める。

○具体的な計画の進め方（イメージ）



○総合的な評価

安全性向上評価は、保安活動全般、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）等の観点から評価を実施。

今後も安全性向上評価（本評価）も活用し、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。

[保安活動全般]

- ・品質マネジメントシステムに基づく継続的改善の活動が有効に機能し、安全性向上の基盤となっている。
- ・改善の余地が認められる事項は、今後必要な安全性向上策を講じる。

[最新の科学的知見及び技術的知見]

- ・評価期間中に収集した最新の知見に対して、評価を行い、安全性向上に資すると判断し、大飯4号機に反映すべき知見を抽出。
- ・反映すべき知見は、すでに反映されていること、又は反映に向けた検討が進められていることを確認。

[確率論的リスク評価]

- ・プラント設備の故障等に起因する内的事象のリスクに加え、地震・津波を起因とする外的事象に対して炉心損傷及び格納容器機能喪失のリスクを評価。
- ・リスク上重要な事故シナリオの分析から、低減すべきリスクを抽出し、リスクを低減する方策を抽出。

[安全裕度評価]

- ・福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の導入後の地震、津波及び地震・津波の重畳に対する十分高い耐性を確認。

○外部評価の結果

1. 目的

安全性向上評価結果について、技術的及び専門的視点から客観的な評価をいただく。

2. 評価の観点

- 保安活動の実施状況及び最新知見の検討状況は適切であるか（届出書 2 章相当）
- P R A 及び安全裕度評価等において発電所の脆弱性を適正に評価できているか（届出書 3 章相当）
- 総合的な評価結果及び策定した安全性向上計画は適切であるか（届出書 4 章相当）

3. 外部評価者

三島 嘉一郎 京都大学名誉教授（原子力安全システム研究所技術システム研究所長）

小泉 潤 二 大阪大学名誉教授（原子力安全システム研究所社会システム研究所長）

当社の原子力事業の運営に関する知識を有し、評価者それぞれの専門分野における知見に基づいた評価をできる有識者として上記の有識者に評価を依頼した。

評価者が所属している原子力安全システム研究所は、「原子力発電所の安全性および信頼性の一層の向上と、社会や環境とのよりよい調和に貢献する。… 2. 独立・第三者的な立場からの客観的な研究を行い、原子力発電のための積極的な提言を行う。…」を基本理念とし、研究活動に取り組んでおり、本評価においても、同研究所の基本理念に基づき評価され、客観性を確保した。

4. 外部評価実施日

2020年2月19日（届出書案全体の説明）

5. 外部評価を受けた対応

評価結果および届出書案を説明し、ご意見・コメントをいただき、届出書の記載の充実を図るなど、結果を安全性向上評価に反映。

○安全性向上計画

保安活動全般、新知見、確率論的リスク評価（PRA）、安全裕度評価（ストレステスト）等の評価から、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し、その実施計画を安全性向上計画として示す。

今後の取組みとして、追加措置を以下の計画に基づき適切に実施していくとともに、措置を講じた以降も、日常の保安活動において、設備の状態あるいは措置の実施状況とその改善の状況を適宜確認し、安全性の向上を継続的に図っていく。

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
1	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善 軽微事象を積極的に検出し、かつ原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善 現在、「是正処置プログラムに係る要綱」を制定し、試運用中	新検査制度の運用開始時期（2020年度）の実施に向けて試運用中	品質保証
2	1次冷却材ポンプシャットダウンシール導入 全交流電源喪失時等の対応能力向上及び信頼性向上を図るため、シャットダウンシールを導入	2020年度 (第17回定期検査)	保守管理・ 新知見・ 確率論的 リスク評価
3	海水ポンプ軸受取替 信頼性向上及びメンテナンス性向上を図るため、海水ポンプの軸受を潤滑水を必要としないテフロン製の軸受に取替え	対象となる海水ポンプの分解点検に合わせて実施 Bポンプ：2022年度 (第18回定期検査) A,Cポンプ：実施済	保守管理
4	O2SCC配管取替 酸素型応力腐食割れ（O2SCC）感受性のある箇所について、耐腐食性に優れた材料へ取替え	2022年度 (第18回定期検査)	保守管理
5	1相開放故障検知システム設置 所内母線の安定化（所内への異常拡大防止）を図るため、所内母線への1相開放故障検知システムを設置	2021年度中に設置完了	保守管理・ 新知見
6	設計基準文書（DBD）の整備 コンフィギュレーションマネジメント（CM）の設計要件の管理を強化するため、安全上重要な設計要件を取りまとめた文書（設計基準文書）を整備	2019年度中に設置完了	保守管理

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2020年2月26日）の状況

No.	追加措置	実施時期(予定)※	評価分野
7	自主的安全性向上のためのPRA活用の充実 定期検査中の燃料が装荷されている期間において、リスクの増減を1週間ごとに見える化したリスク情報の活用し、定期検査期間中における安全管理を充実。また、運転期間中においても、リスク情報等を活用した意思決定（RIDM）を推進。	既に取り組んでいる活動の強化・定着を図る	保守管理
8	野外モニタ装置取替 交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上のため、装置の一部を取替え	2020年度	放射線管理 及び 環境放射線モニタリング
9	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修（たいかん訓練）の導入 緊急時に現場の指揮者クラスに要求されるリーダーシップ能力（コミュニケーション能力やストレス下の意思決定能力等）を高める研修を実施し、その結果を踏まえて研修内容自体を継続的に改善	既の実施している研修を継続・改善する	緊急時の措置
10	シビアアクシデント対応に係る要員の力量向上にむけた改善 現在、模擬操作をしている重大事故等対処設備（送水車、可搬式代替低圧注水ポンプ、大容量ポンプ）等の操作について、力量向上を図るため、実起動を撮影した教材を活用	2020年度	緊急時の措置
11	労働災害防止に向けた活動の強化 TBM（ツール・ボックス・ミーティング）の充実、現場パトロールの強化及び作業員の体調管理強化等の活動を実施	既に取り組んでいる活動の強化・定着を図る	安全文化醸成
12	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 格納容器の過圧破損のリスクの低減を図るため、特定重大事故等対処施設を用いた格納容器スプレイ及びフィルタベントを整備	2022年度	確率論的 リスク評価
13	運転員及び緊急時対策要員への教育・訓練へのリスク情報の活用 確率論的リスク評価の評価で代表的な事故シナリオに登場する操作失敗等のリスク情報を教育・訓練に活用	2020年度から 活用開始	確率論的 リスク評価
14	緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用 安全裕度評価を通じて得られた知見（例：津波遡上の影響範囲等）を教育、訓練に活用	2020年度から 活用開始	安全裕度評価

※総合評価チームによる追加措置決定時点（2020年2月26日）の状況