



# 高浜 3 号機 安全性向上評価（第1回）届出書の概要

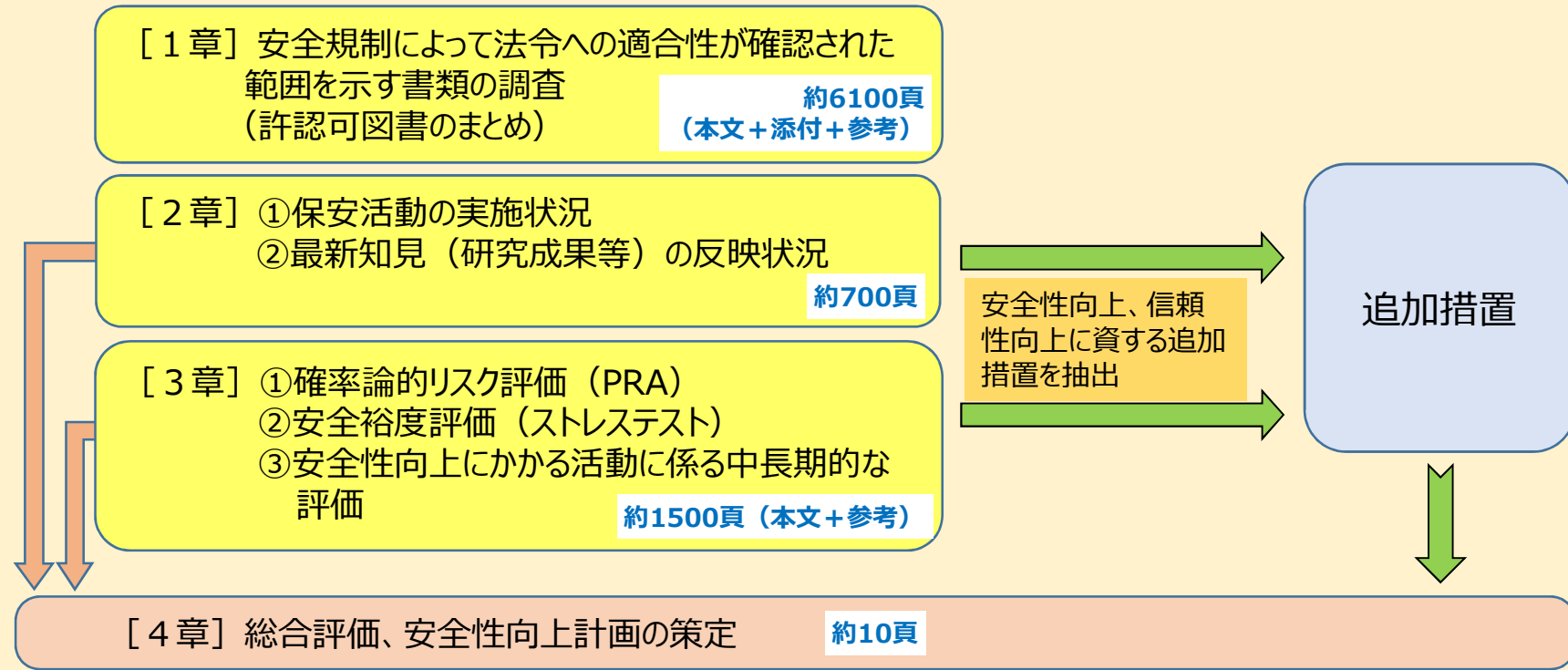
関西電力株式会社

2018年3月

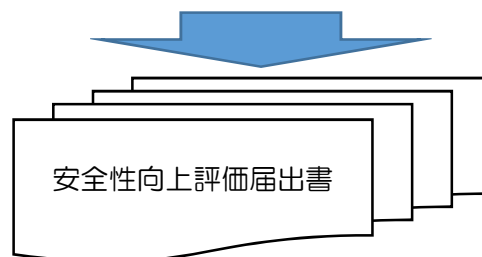


## 安全性向上評価

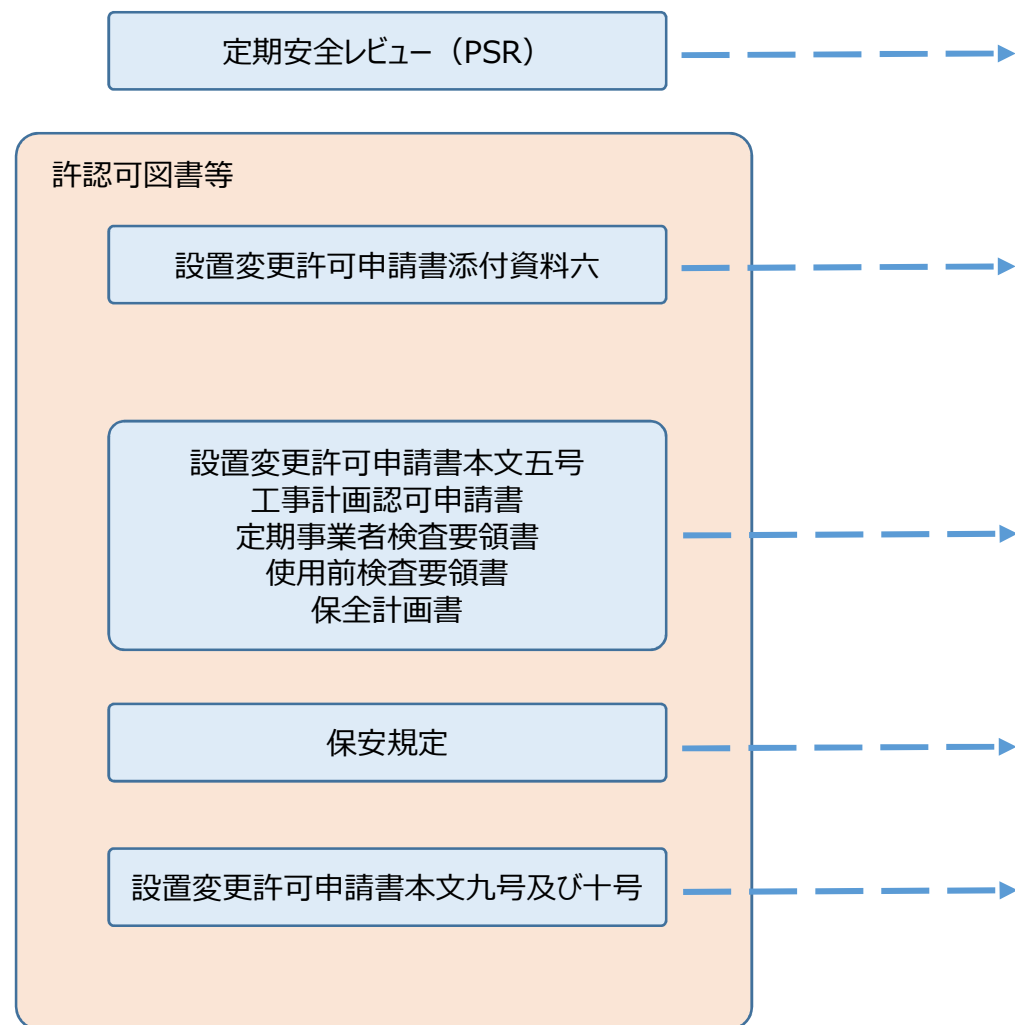
○原子炉等規制法第43条の3の29を受けて、安全性向上評価の具体的な評価内容及び届出書記載事項は「**「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」**（H29.3.29改定）に規定されており、その内容を以下に示す。



○安全性向上評価に係る原子炉等規制法の施行後において、運転開始後最初に行われる施設検査終了時点（平成29年7月4日）の状態を対象とし、検査終了後6ヶ月以内に評価を実施。（評価完了は平成30年1月4日）



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、既に国に提出している最新の許認可図書等を整理した構成。



高浜3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	1.2.7 津波
1.2.2 気象	1.2.8 火山
1.2.3 地盤	1.2.9 竜巻
1.2.4 水理	1.2.10 生物
1.2.5 地震	1.2.11 外部火災
1.2.6 社会環境	
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 原子炉本体の構造及び設備	
1.3.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備	
1.3.5 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	
1.3.6 計測制御系統施設の構造及び設備	
1.3.7 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	
1.3.8 放射線管理施設の構造及び設備	
1.3.9 原子炉格納施設の構造及び設備	
1.3.10 その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備	
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性評価結果	
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、平成16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、平成17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、平成23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平成26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。

## 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) ]

### ○高浜発電所 3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：平成22年4月1日～平成29年7月4日  
(前回の定期安全レビューの評価対象期間以降から高浜3号機第22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、若しくは、有意な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。
  - ・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"> <li>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。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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></li> </ul>
②運転管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故時対応スキルは教育・訓練により維持向上できているが、炉心損傷後の運転員の対応スキルをより一層向上させるため、炉心損傷状態を模擬できる運転シミュレーターで対応操作訓練を行うことが必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後のプラント状態を解析できる解析コード (プログラム) であるMAAPコードを導入した<u>運転シミュレーターで訓練を実施。</u></li> </ul>
③保守管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>1F事故を踏まえ、全交流電源喪失事故 (SBO) 時の対応能力及び信頼性を更に向上させるための自主的な取組みとして、1次冷却材ポンプ (RCP) シール部からの1次冷却水漏えいの低減対策が必要。</li> <li>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。</li> <li>設備の管理において、交換部品の製造中止となり予防保全及び信頼性向上が必要な設備 (プラント計算機) や、コイル絶縁性能が経年劣化の傾向にある設備 (主変圧器) の更新が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>RCPシャットダウンシールの導入。</li> <li><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> (設備信頼性、メンテナンス性の向上)</li> <li><u>プラント計算機の設備の一部更新。</u></li> <li>主変圧器のコイル絶縁性能の経年変化の傾向を踏まえ、予防保全対策として、<u>主変圧器を取替。</u></li> </ul>
⑤放射線管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の管理において、前回更新から約18年経過しており、交換部品の製造中止等から、予防保全及び信頼性向上が必要な設備 (野外モニタ装置) の更新が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備の管理状況を踏まえ、<u>野外モニタ装置を一部更新。</u></li> </ul>
⑦緊急時の措置	<ul style="list-style-type: none"> <li>訓練を実施し対応能力は維持できているが、訓練・手順・設備について更なる能力向上を検討し、訓練の状況を踏まえ給水作業の迅速化、効率化が必要。</li> <li>緊急時に体制を維持し対応能力の向上のため、要員を現状より多く収容できる設備が必要。</li> <li>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が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水手段の迅速化・効率化するため、消防ポンプに代えて、<u>送水車を重大事故等対処設備として導入。</u></li> <li>要員を収容できる施設として、<u>免震事務棟を設置。</u></li> <li>現場の指揮者クラスに対して、緊急時の状況を体感し、訓練参加者全員で訓練を振り返り、良好事例を共有することで<u>リーダーシップ能力を高める訓練を導入。</u></li> </ul>
⑧安全文化醸成	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全文化醸成活動の柱である「学習する組織」に関して、各種活動を通じてリスク感知能力が醸成されてきている一方で、特に当面1、2号機を中心に土木関係の大型工事が本格化することを鑑み、重大な労働災害の発生や経験の浅い作業員の労働災害が継続して発生していることから、事故の発生防止や労働災害撲滅に向けて、再発防止に係る活動のみならず、発生防止に係る活動の強化が必要。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li><u>労働災害防止に向けた活動計画の策定、実施。</u> (具体的な活動計画)</li> <li>TBM(ツール・ボックス・ミーティング)の充実</li> <li>現場パトロールの強化</li> <li>作業責任者の増置 等</li> </ul>

- 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	蒸気発生器 2次側による 炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。	【重大事故等対応設備】 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・復水タンク ・蒸気発生器  【多様性拡張設備】 ・電動主給水ポンプ ・蒸気発生器水張りポンプ ・脱気器タンク ・蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） ・発電機（蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ用） ・復水タンク
			電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、常用設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプにより蒸気発生器へ注水する。	
			蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	1次冷却材喪失事象が発生していない場合で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、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する。 淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。	

※ 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



○収集期間

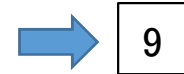
平成22年4月1日から平成29年7月4日までを基本とする。

○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

○評価結果

- ・高浜3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約 150 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	原子力発電所における高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析（NTEC-2016-1002）	安全に係る研究開発（NRA 技術報告）	HEAF 試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF 事象の熱的影響範囲に関する知見をとりまとめたもの。	技術基準規則に反映され、保安電源設備において、高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止することが要求された。 今後の設備対応に向けて、必要な知見の拡充他を実施中。
2	直流電流計回路及び直流制御回路のヒューズ等の設置による火災防護について（平成26年10月31日INSS提言（米国 Columbia）（NRC LER_14_397/002_00））	国外の運転経験から得られた教訓	蓄電池等の制御室に設置された遠隔電流計の電線に保護装置がないため、短絡等から火災が発生した場合、安全停止に必要な機器の機能が喪失し、安全停止に影響する可能性が確認された。	直流制御回路に過電流保護装置が無い機器について、制御回路用のNFBまたはヒューズを設置した。
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	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 F A X 運用へ反映した。

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の整理結果

収集分野	分類		新知見件数
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	2件
		METI、JAEA、NRA (旧JNES含む)	1件
	国外	OECD/NEA, ENC, EPRI, PSAM他	0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		22件
	国内他社トラブル情報		30件
	海外トラブル情報		12件※1
	NRA指示		40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		8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	38件
	国外	IAEA, NRC, ASN他	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
	国外	国際機関関係 (IAEA, ERMSAR他)	0件
		論文、学会誌関係 (ANS, ASME他)	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 (7件※2)
	竜巻		1件 (10件※2)
	火山		0件 (2件※2)

※1 予防処置要否を検討中の3件を含む

※2 自然現象に係る知見に関して、客観的な根拠などが含まれる知見であるが

原子炉施設の設計への反映や安全評価の見直しが必要のない情報 (新知見関連情報)

(安全性向上評価の制度以前から耐震新知見として原子力規制委員会に報告していたもの)

○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"> <li>・耐震安全性の確認</li> <li>・二次的影響の確認</li> <li>・必要に応じた地震後のアクセス性の確認</li> </ul>	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、脆弱性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"> <li>・津波防護設備の確認</li> <li>・SSC※に影響を与える波力、漂流物衝突、洗掘の確認</li> <li>・建屋開口部シールの確認</li> <li>・津波後のアクセス性及び現場操作の確認</li> <li>・津波P R Aで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認</li> </ul>	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、地震の随件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

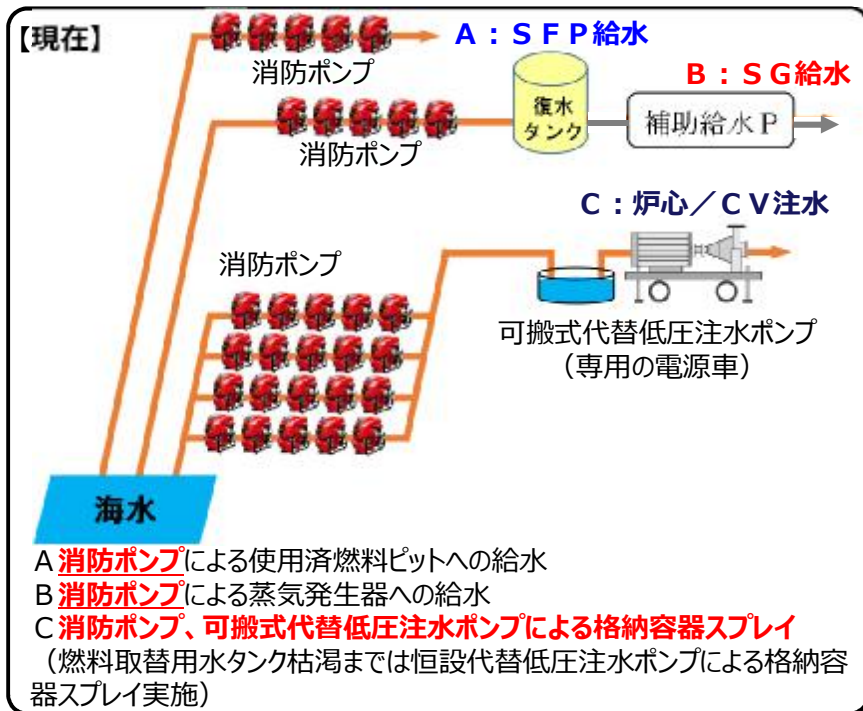
No.	追加措置	概要	評価分野
1	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善	米国のC A P (Corrective Action Program) を参考に、軽微事象を積極的に検出し、かつ、原子力安全上重要な問題への対応に資源を集中するよう仕組みを改善する。	品質保証
2	M A A Pコードを導入した運転シミュレータでの重大事故対応訓練の実施	シビアアクシデント時のプラント挙動解析コード (M A A P) が導入される原子力発電訓練センターのシミュレータにより炉心損傷後のシミュレータ訓練を実施する。	運転管理
3	1次冷却材ポンプシャットダウンシール導入	1次冷却材ポンプ (R C P) シール部に1次冷却材ポンプシャットダウンシールを導入する。	保守管理
4	海水ポンプ軸受取替	海水ポンプの軸受について潤滑水を必要としないテフロン製へ取り替える。	保守管理
5	主変圧器取替	主変圧器一式を取り替える。	保守管理
6	プラント計算機取替	プラント計算機の一部を取り替える。	保守管理
7	野外モニタ装置取替	野外モニタ装置の一部を取り替える。	放射線管理及び 環境放射線 モニタリング
8	送水車導入	高浜発電所3, 4号機を対象に重大事故等時における炉心等への注水手段として、消防ポンプに代えて送水車を重大事故等対処設備として導入する。	緊急時の措置
9	免震事務棟設置他	事故発生時に関係要員等をより多く収容するための要員収容スペース (免震事務棟 (現場作業員詰所、宿直室等) ) を整備する。 通信設備 (構内電話用交換機) を免震事務棟へ移設し、全交流動力電源喪失時において中央制御室及び緊急時対策所で構内電話が使用できるようにする。	緊急時の措置
10	緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修の導入	緊急時対応中に生じる阻害事項への対処を行うことによる自らの体感、他者の対応状況の観察、全員での訓練の振り返り、自他の対応への気づきの議論等、良好事例を共有することによってリーダーシップ能力の向上を図る。	緊急時の措置
11	労働災害防止に向けた活動の強化	労働災害防止に向けて以下の活動を行う。 ・超超M (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 ・作業責任者の増置 等	安全文化醸成

追加措置の内容 (例)

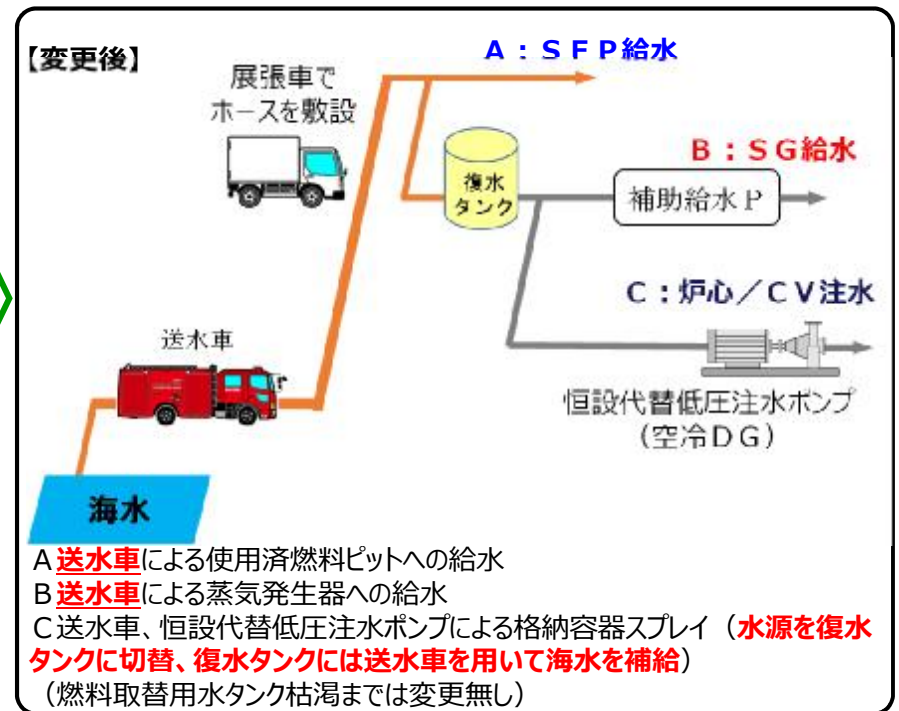
送水車導入

○目的

設計基準事故を超える重大事故等において、消防ポンプから送水車を用いる事故対応に変更することで、事故収束作業の迅速化等を図る。ここで、送水車の燃料には地下に設置された燃料油貯油そのの重油を使用できるため、危険物貯蔵庫に保管して地上に設置している消防ポンプ用のガソリン量が低減され、結果的に森林火災やテロ攻撃等に起因する構内の火災発生リスクを低減することができる。



作業の迅速化等



●SA対応で用いる設備の燃料を重油で統一する。

【現在】	SA設備	燃料
	消防ポンプ	ガソリン
	大容量ポンプ、空冷式非常用発電装置、電源車	重油

火災発生リスクの低減等

【変更後】	SA設備	燃料
	送水車	重油
	大容量ポンプ、空冷式非常用発電装置、電源車	重油

## 追加措置の内容 (例)

MAAPコードを用いた重大事故対応訓練の導入

## ○目的

炉心損傷後の中央制御室における事故対応力維持・向上のため、シミュレータにおいて重大事故対応訓練ができるようにする。

## ○概要

シビアアクシデント事象を模擬できるMAAPコードが導入された高浜3号機のシミュレータにおいて、以下の訓練を実施できるようにする。

平成30年度内にはMAAPを導入したシミュレータ訓練を開始できるよう進めていく。

- ・格納容器破損防止シーケンスを模擬した重大事故に対処するための訓練
- ・事故対応上必要となる重要な判断（炉心損傷判断など）に関する訓練

## MAAPコードを用いた重大事故対応訓練の導入スケジュール

対応 スケジュール (予定)	平成29年度		平成30年度	
	上期	下期	上期	下期
高浜3, 4号	プログラム導入・訓練シナリオ作成検証		訓練実施	



- 調査期間中において、高浜発電所3号機（高浜発電所）を対象とした外部組織によるレビューを受け入れており、その実績は以下の通り。

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)	ピアレビュー	平成24年11月15日～11月29日
	高浜発電所3, 4号機再稼動レビュー	平成25年8月20日～8月23日
	フォローアップレビュー	平成27年7月13日～7月17日
	高浜発電所3, 4号機再稼動レビュー	平成27年7月13日～7月21日
原子力安全推進協会 (JANSI)	ピアレビュー	平成28年7月20日～8月4日

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

- WANO及びJANSIによる評価結果については、保安活動への反映を通じて、改善を図り、発電所の安全性向上に資することとしている。
- また、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。
- 外部組織が有する知見等を活用し改善を行う仕組みの充実を図りながら、継続的に安全性向上を図っていく。

○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、初回の安全性向上評価であることを考慮し、至近の設置変更許可申請書添付書類六許可時点（平成28年9月21日）から評価時点（施設定期検査終了日（平成29年7月4日））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、火災発生防止、感知・消火、影響軽減に係る改正は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。

【火山】

- ・「国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」に係る調査に示すとおり、評価期間において、火山に関する反映が必要な新知見情報はなかった。
- ・なお、火山影響評価に用いた降下火砕物シミュレーションに関しては、平成28年4月20日付設置変更許可以降に降下火砕物シミュレーションに用いたTephra2の解析コードにバグがあることが判明したため、このバグを修正して再計算を行った結果、敷地における火山灰等の層厚の評価結果に影響がなく、既許可申請書の結論に影響を与えるものではないことを確認した。

## ○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、高浜発電所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（平成27年2月12日）時点から評価時点となる施設定期検査終了日（平成29年7月4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、「高浜発電所 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原子炉設置許可申請書の変更申請等の必要性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。

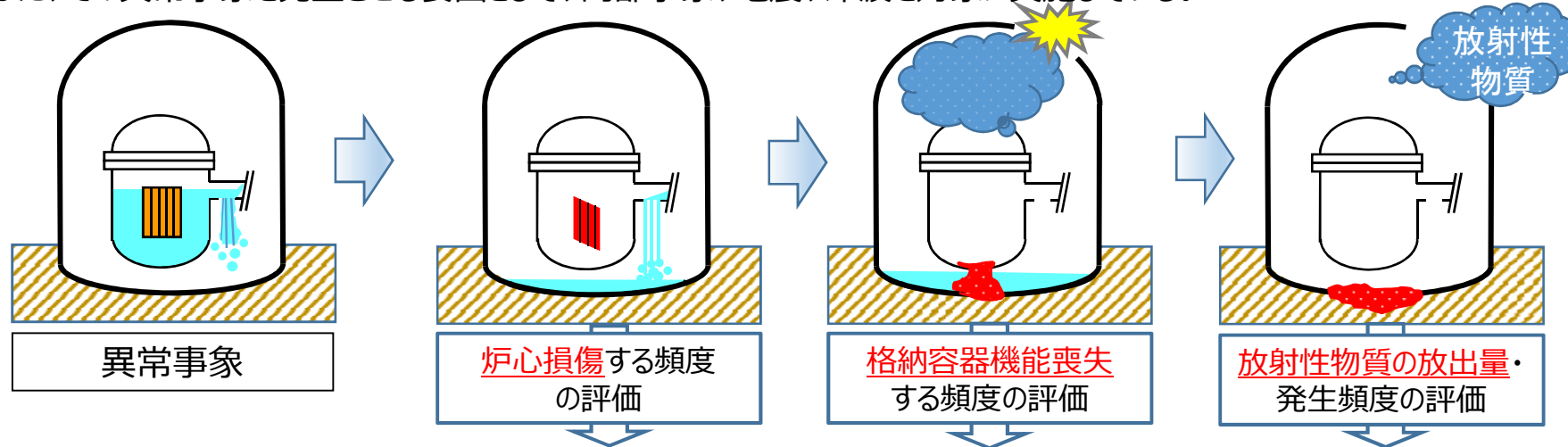
## 【解析コードに関する確認結果】

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ー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、評価結果の見直しを要する不具合情報等はなかった。

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。

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。



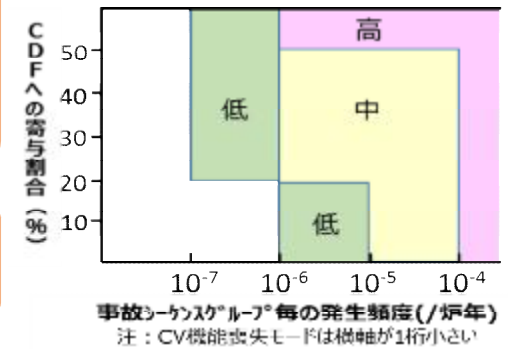
		PRAの分類	レベル1	レベル1.5	レベル2
評価	内部事象	出力時	7.2E-7	1.7E-7	放出量：> 100TBq 発生頻度：1.7E-7
		停止時	6.8E-7	—	—
	外部事象	地震	1.1E-7	6.6E-8	放出量：> 100TBq 発生頻度：6.6E-8
		津波	1.6E-7	1.2E-7	放出量：> 100TBq 発生頻度：1.2E-7
	合計		9.9E-7	3.6E-7	放出量：> 100TBq 発生頻度：3.6E-7

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) (2/3)]  
 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及び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値等及び各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」、緑色ハッチング部：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。



事故シーケンスグループ毎の発生頻度 (/炉年)  
 注：CV機能喪失モードは横軸が1桁小さい

【レベル1 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	9.6E-8	4.4E-9	3.0E-9	ε
全交流電源喪失	1.4E-7	1.1E-7	6.6E-8	1.6E-8
原子炉補機冷却機能喪失	7.2E-8	3.2E-9	3.2E-8	1.2E-7 (75.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	5.3E-9		ε	
原子炉停止機能喪失	1.1E-9		1.3E-9	
ECCS注水機能喪失	3.3E-7 (45.8%)		1.1E-9	
ECCS再循環機能喪失	5.4E-8		3.0E-12	
格納容器バイパス	2.2E-8			
崩壊熱除去機能喪失(停止時)		1.5E-7 (22.1%)		
原子炉冷却材の流出(停止時)		4.1E-7 (60.3%)		
反応度の誤投入(停止時)		9.1E-9		
炉心損傷直結事象			5.0E-9	1.7E-8
合計	7.2E-7	6.8E-7	1.1E-7	1.6E-7

【レベル1.5 PRA】

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	2.7E-11	ε	2.1E-12
格納容器隔離失敗	1.4E-8	2.2E-8 (33.3%)	2.5E-8 (20.8%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	1.3E-7 (76.5%)	3.8E-8 (57.6%)	8.7E-8 (72.5%)
ベースマツト溶融貫通	2.7E-9	1.5E-9	1.6E-9
水蒸気蓄積によるCV先行破損	4.2E-9	3.1E-10	3.0E-9
原子炉容器外水蒸気爆発	3.4E-10	3.7E-12	4.7E-11
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステム LOCA	4.0E-9		
蒸気発生器伝熱管破損	1.8E-8	2.0E-9	3.0E-11
過温破損	6.5E-11	3.2E-11	1.5E-10
溶融物直接接触	ε	ε	ε
地震によるCV先行機能喪失		3.0E-9	
合計	1.7E-7	6.6E-8	1.2E-7

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。

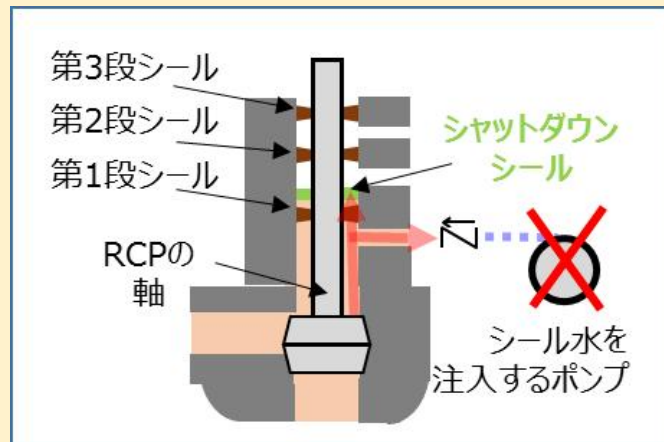


さらなる安全性向上を目的として、有効と考えられたRCPシールLOCA対策、格納容器の過圧破損防止対策等について、以下のとおり、ハード面、ソフト面の両面で、追加措置案を抽出した。

ハード面

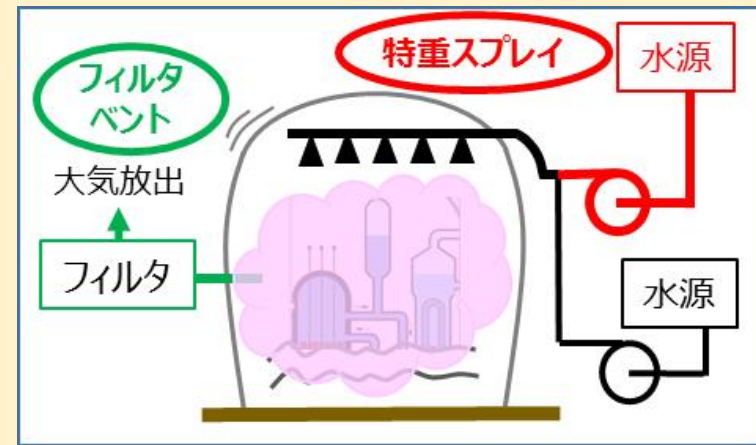
### (1) RCPシャットダウンシール (自主的対策)

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。  
地震・津波も同様の効果がある見込み。



### (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50~70%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。

- ・オリフィスの健全性確認手順の追加による設備の信頼性向上
- ・運転員を対象とした運転操作訓練や、緊対要員訓練の教育・訓練プログラム策定等への活用  
(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。)



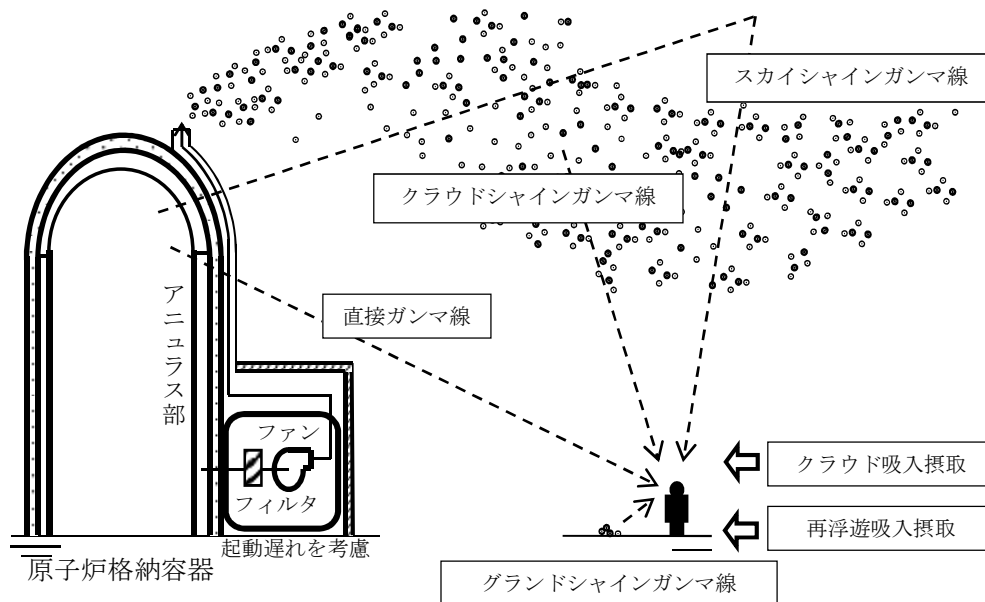
□ 敷地境界における被ばく評価

➤ 評価条件

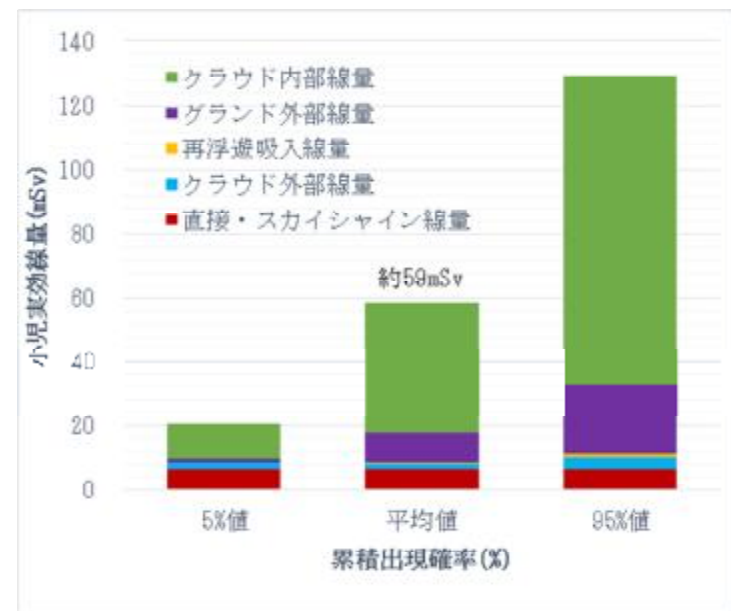
- 炉心損傷後、格納容器健全な場合に防護対策なしで敷地境界に滞在した際の被ばく線量を評価
- 屋内退避や避難等の防護対策開始までの十分長い期間として7日間の評価期間を想定
- 評価においては、敷地内で観測した1年間のデータを使用し、年間の種々の気象条件を網羅する8760通り（365日×24時間）の気象シーケンスを選定

➤ 評価結果

- 全気象シーケンスの評価結果の平均値は約59mSv
- 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。
- ・また、地震や津波に伴っ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。

<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）
- ・地震又は津波に対するその他自然現象の重畳の影響
- ・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）

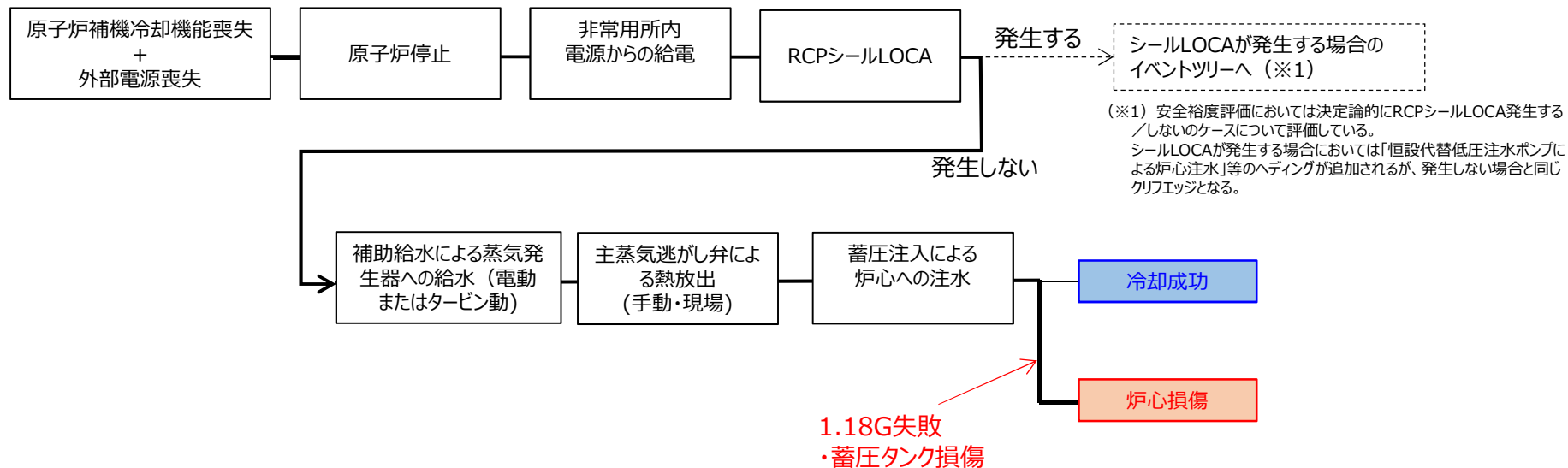
<評価対象>

- ・炉心（出力時、停止時）
- ・原子炉格納容器
- ・使用済燃料ピット

なお、高浜3号機と高浜4号機の号機間相互作用については、高浜4号機第1回安全性向上評価時に評価する。

○ クリフエッジシナリオ (地震、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	クリフエッジ地震加速度	クリフエッジシナリオの説明
蓄圧タンク	1.18G	事故収束に必要な蓄圧タンクからの炉心注水機能が喪失し、炉心損傷に至る。

○ 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)	蓄圧タンク	1.18G
炉心(停止時)	バッテリー	1.19G
原子炉格納容器	CV隔離機能等に係る弁	1.26G
使用済燃料ピット	(※1)	1.26G (※1)

(※1):原子炉格納容器損傷のクリフエッジを超えると使用済燃料ピットへの給水作業が困難となることから、原子炉格納容器損傷と同じ1.26Gと評価。



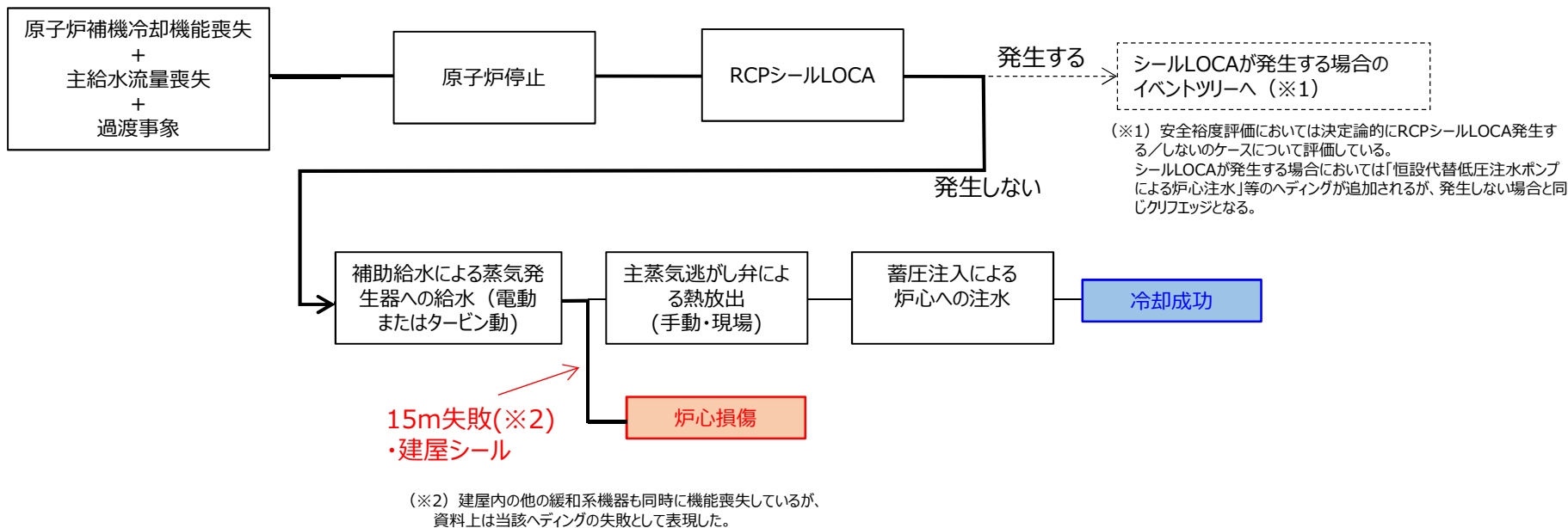
基準地震動(0.71G)の約1.6倍以上であり、十分な裕度を有していると評価する。

○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 (津波、炉心出力時の例)

起因事象： 原子炉補機冷却機能喪失 + 主給水流量喪失 + 過渡事象



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	15m	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。

○ 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	15m
炉心(停止時)	建屋シール	15m
原子炉格納容器	建屋シール	15m
使用済燃料ピット	(※1)	15m (※1)

(※1):原子炉格納容器損傷のクリフエッジを超えると使用済燃料ピットへの給水作業が困難となることから、原子炉格納容器損傷と同じ15mと評価。



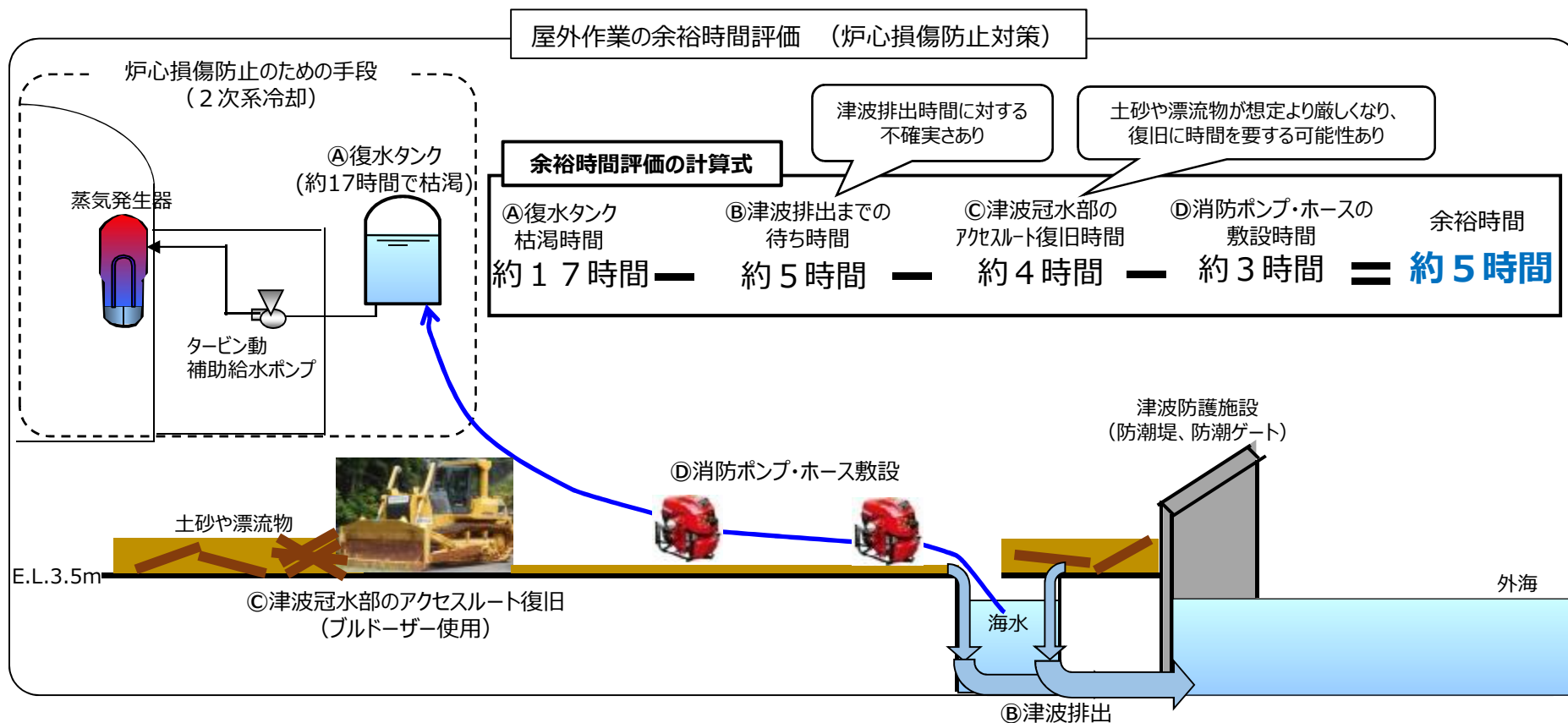
基準津波高さ(4.5m)の+10m以上であり、十分な裕度を有していると評価する。

○ 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。



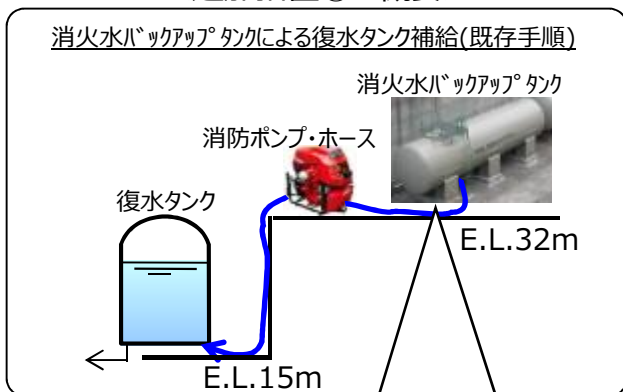
- 地震・津波重畳に対するクリフエッジ評価結果
  - 地震単独評価のクリフエッジ加速度、津波単独評価のクリフエッジ高さは、互いに影響し合うことがないことを確認した。
  - また、地震・津波の重畳を考慮した場合に発生する随件事象についても、クリフエッジ評価結果に影響を与えないことを確認した。
- 地震又は津波に対するその他自然現象の重畳の影響評価
  - クリフエッジとなる地震動又は津波高さが発生した状況に加え、地震又は津波と独立したその他自然現象が重畳した場合の影響が無いことを確認した。
- 屋外作業の余裕時間評価
  - クリフエッジシナリオにおける屋外作業のうち、消防ポンプによる復水タンクへの海水補給について、津波遡上や斜面崩壊の影響を考慮した余裕時間評価を行い、約5時間の余裕があることを確認した。



○ 安全裕度評価により抽出された追加措置

	追加措置	措置の内容	期待される効果
①	余裕時間評価を踏まえた大規模損壊手順書の充実	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計想定を超える津波には不確実さが大きいと、前ページの余裕時間評価における津波排出時間(Ⓑ)及び津波冠水部のアクセスルート復旧時間(Ⓒ)が長くなり、余裕時間が確保されない懸念がある。</li> <li>これに対し、復水タンク枯渇時間(Ⓐ)を延長する観点で、既に大規模損壊所達において手順を整備済みの「消火水バックアップタンクによる復水タンク補給」について、クリフエッジ条件で対応が可能か検証し、時間延長効果の確認を行った上で、それらの結果を手順書へ反映する。</li> </ul>	事故対応能力の向上
②	緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波遡上及び斜面崩壊等による被害状況の想定や、屋外作業にかかる余裕時間評価結果等、安全裕度評価から得られた各種の知見を発電所の緊急時対策本部要員等の教育訓練に活用する。</li> </ul>	教育・訓練内容の充実

<追加措置①の概要>

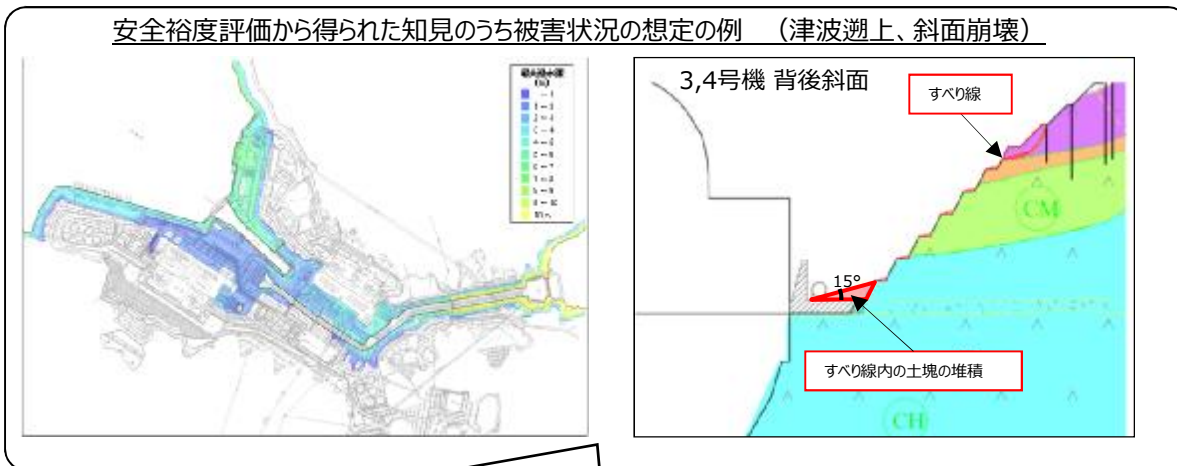


以下の知見について手順書へ反映

- ・クリフエッジ条件(地震・津波)で使用可能か
- ・2次系冷却は何時間程度延長できるか

<追加措置②の概要>

安全裕度評価から得られた知見のうち被害状況の想定の例 (津波遡上、斜面崩壊)



アクセスルート確保の優先順位等の判断材料として教育・訓練に活用

- ・津波遡上範囲や津波排出時間
- ・斜面崩壊範囲や崩壊する土砂量

《高浜3号機届出書記載》

高浜3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認識とその解決に向けた計画を提示した。

評価実施に向けた計画として、以下の2点を挙げ、今後取り組んでいく。

（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。

## ○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、高浜3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、又は反映に向けた検討が進められており、最新の知見を継続的に取り込む仕組みが有効に機能していることを確認。

## [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いた。

### 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）

### 4. 外部評価実施日

平成 2 9 年 1 0 月 1 8 日（保安活動の実施状況）  
平成 2 9 年 1 0 月 1 9 日（P R A 及び安全裕度評価）  
平成 2 9 年 1 1 月 2 日（最新知見の収集状況）  
平成 2 9 年 1 2 月 7 日（コメント回答、評価結果及び届出書記載の確認）

### 5. 評価結果とその対応

評価において、評価の内容及び届出書の記載について、コメントをいただき、対応及び届出書の記載の充実を図った。

## ○安全性向上計画

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し、その実施計画を安全性向上計画として示す。

No.	追加措置	実施時期	評価分野
1	<b>軽微事象の検出・対応の仕組みの改善</b> 不適合の検出・処理を行い、継続的改善を行っているが、より軽微な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	新検査制度の運用開始時期（平成32年度）の実施に向けて検討中	品質保証
2	<b>MAAPコード※を導入した運転シミュレータでの重大事故対応訓練の実施</b> 炉心損傷後のプラント状態を模擬できる運転シミュレータで対応操作訓練を実施 ※ シビアアクシデント時のプラント挙動解析コード	平成30年度上期 訓練開始予定	運転管理
3	<b>1次冷却材ポンプシャットダウンシール導入</b> 全交流電源喪失時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	導入に向け検討中	保守管理・ 確率論的 リスク評価
4	<b>海水ポンプ軸受取替</b> 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 分解点検時に合わせて 実施 Aポンプ：第25回定期検査 Bポンプ：第23回定期検査	保守管理
5	<b>主変圧器取替</b> 経年劣化傾向を踏まえ、予防保全対策として、主変圧器を取替え	平成30年度	保守管理
6	<b>プラント計算機取替</b> 部品の多くが製造中止となっていることから、予防保全及び信頼性向上のため、計算機の一部を取替え	平成30年度	保守管理
7	<b>野外モニタ装置取替</b> 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	平成31年度	放射線管理及び 環境放射線 モニタリング
8	<b>送水車導入</b> 重大事故等時における事故収束作業の迅速化等を図るため、消防ポンプから送水車を用いた事故対応に変更	高浜1,2号機の安全対策工事（平成31年度完了予定）に合わせて 対策実施予定	緊急時の措置



No.	追加措置	実施時期	評価分野
9	<b>免震事務棟設置他</b> 事故対応時の現場対応体制及び作業員の安全性を更に確保するため、免震構造を有する事務棟を設置	平成30年度中に 運用開始予定	緊急時の措置
10	<b>緊急時におけるリーダーシップ能力向上研修の導入</b> 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）を高める研修を導入	平成28年から試行中の 研修の結果を踏まえ 本格導入予定	緊急時の措置
11	<b>労働災害防止に向けた活動の強化</b> 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責任者増置等を実施	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	<b>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</b> 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	平成32年度	確率論的 リスク評価
13	<b>オフィスの健全性確認方法の改善</b> 信頼性の向上を図るため、確率論的リスク評価の評価結果から見出された安全注入ライン配管のオフィス閉塞リスクの低減に向けた対応として健全性確認の手順を追加	次回定期検査時（平 成30年度）に現地を 調査し、具体的な実施 内容を確定させる予定	確率論的 リスク評価
14	<b>運転員及び緊急時対策要員への教育・訓練プログラム策定に係るリスク情報の活用</b> 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・訓練プログラムの策定に活用	平成30年度中に 活用開始予定	確率論的 リスク評価
15	<b>余裕時間評価を踏まえた大規模損壊手順書の充実</b> 時間余裕評価の結果を踏まえ、事故対応時における更なる余裕時間を確保するための方策を検討し、大規模損壊対応に係る手順書を充実	平成30年度	安全裕度評価
16	<b>緊急時対策本部要員等を対象とした教育・訓練への活用</b> 安全裕度評価の評価で得られた知見（例；斜面崩壊の影響範囲等）を教育、訓練に活用	平成30年度中に 活用開始予定	安全裕度評価