

高浜発電所 3号機 安全性向上評価届出書の概要

平成30年3月8日

安全性向上評価制度

○目的および評価の位置付け

安全性向上評価は原子力事業者において自主的な安全性向上に向けた取組みを継続的に講じていくことを目的として法定化（原子炉等規制法第43条の3の29）された制度。

本評価では、自主的に講じた措置を踏まえ、定期検査終了時点のプラントの安全性について評価し、改善策（追加措置）の抽出及び今後実施していく安全性向上のための計画の策定を行う。

○届出時期

発電用原子炉ごとに、施設定期検査の終了後6ヶ月以内に評価し、遅滞なく原子力規制委員会に届出を行うとともに公表する。

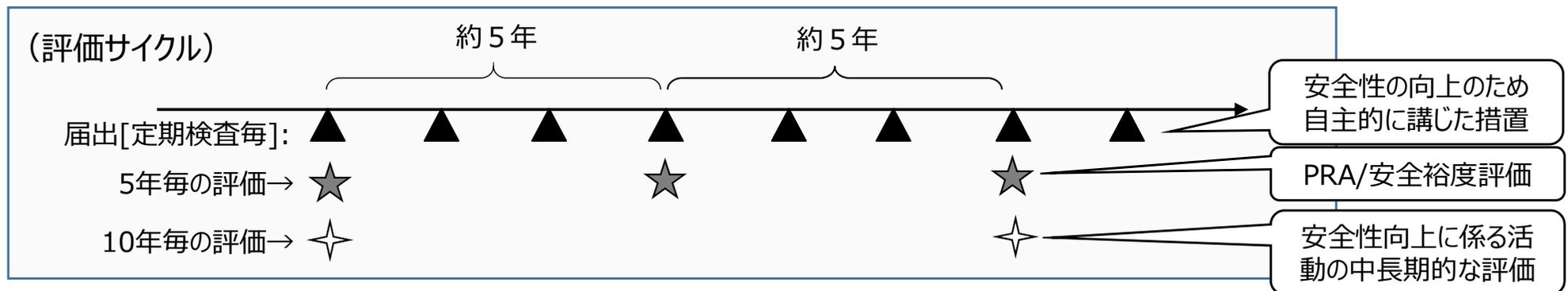
○安全性向上評価の届出後の確認

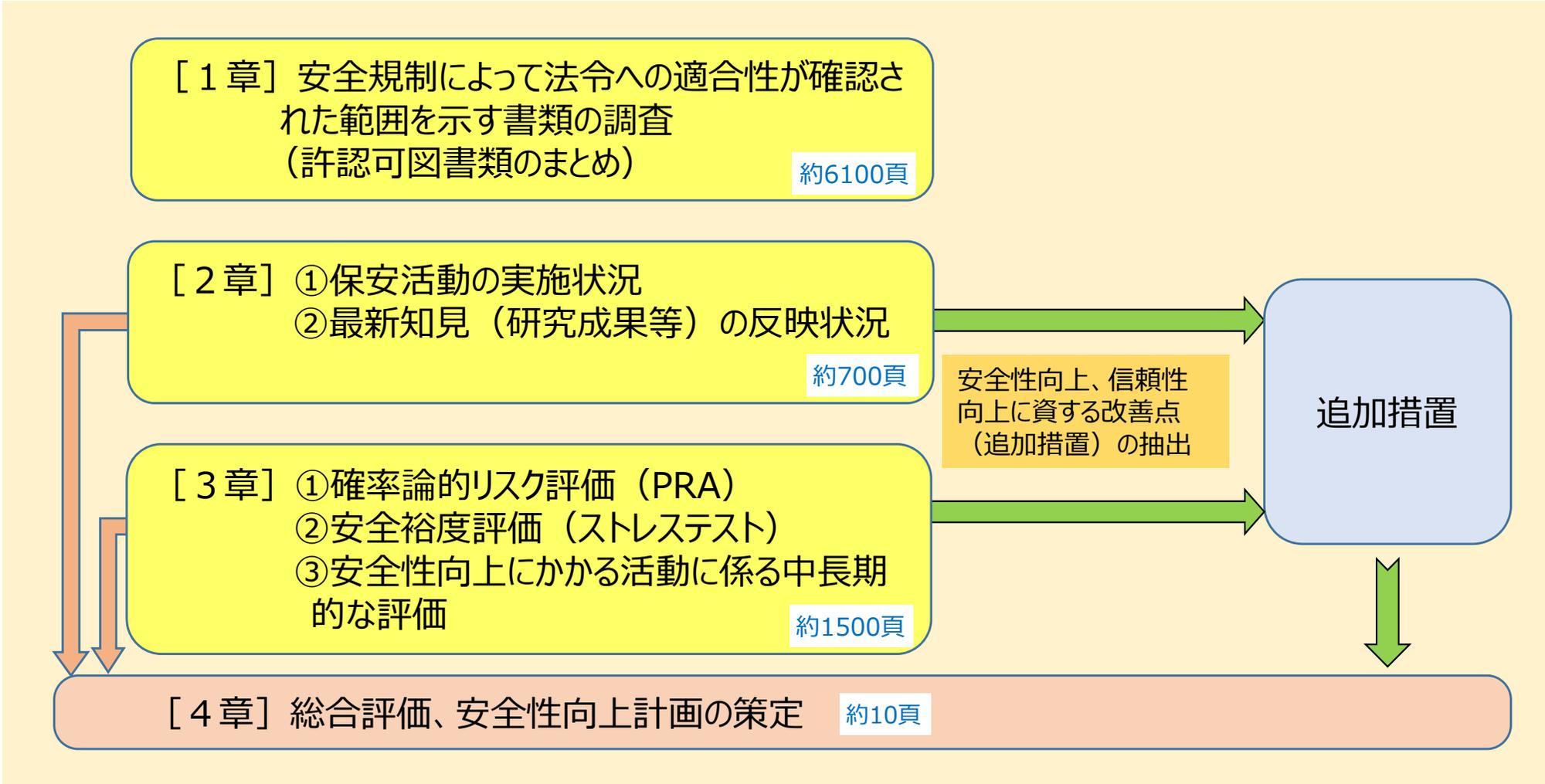
原子力規制委員会において、評価結果の確認が行われる。

(高浜3号機)

▼平成29年7月4日
総合負荷性能検査終了

▽評価期限（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

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「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」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
使用前検査要領書
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

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
- 1.2.2 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

2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置 [保安活動の実施状況] (1/2)

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を対象とする。
 - 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。
- 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。



2章 安全性の向上のため自主的に講じた措置 [保安活動の実施状況] (2/2)

保安活動の実施状況にかかる主な評価例

評価項目	追加措置に係る評価	追加措置案
運転管理	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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<u>MAAPコード※</u>を導入した運転シミュレータで訓練を実施。
保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> <u>RCPシャットダウンシールの導入。</u>
緊急時の措置	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 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>

○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。



7

○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。

反映が必要な新知見の整理結果

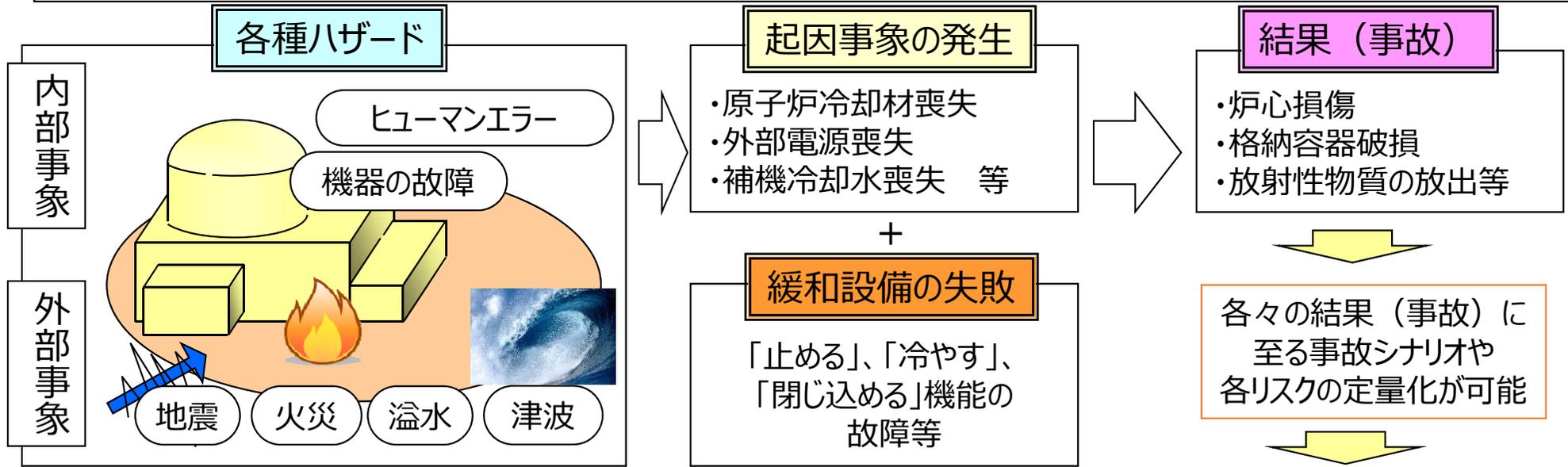
収集分野	分類		新知見件数
a. 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等	国内	自社研、電共研	2件
		METI、JAEA、NRA（旧JNES含む）	1件
	国外	OECD/NEA、ENC、EPRI、PSAM他	0件
b. 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓	当社トラブル情報		22件
	国内他社トラブル情報		30件
	海外トラブル情報		12件※1
	NRA指示		40件
c. 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ	故障率データ等		8件
d. 国内外の基準等	国内	日本電気協会、日本機械学会、日本原子力学会	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）

PRAの概要と目的について

- PRAとは、原子力発電所を取り巻く各種ハザードを要因として、発生する可能性のある事象（起因事象）から、炉心損傷事故に至る頻度などについて、リスクとして定量的に評価する手法である。
- 評価結果を分析することで、現状のプラントの更なる安全性向上のための追加措置を検討する。



- 発電所の安全レベルの定量的な確認が可能
- 炉心損傷事故等に至る頻度を指標として、事故シナリオの発生頻度や機器・システムの重要度の定量的な比較が可能

PRAの種類

【評価する範囲】

- レベル1： 炉心損傷頻度
- レベル1.5： 格納容器破損頻度
- レベル2： 放射性物質放出量
- レベル3： 環境影響

【ハザードの分類】

- 内部事象：（機器の偶発的故障、人的過誤など）
- 外的事象：地震、津波、火災、溢水 など

【運転状態の分類】

- 出力運転時、
- 停止時

PRAの評価概要について

内部事象PRAレベル1(出力時)を例に、PRA評価作業での主な作業項目等を以下に示す

主な評価作業項目

① プラント情報の調査

一連の作業を行うための、プラントの設計情報、運用情報等を調査
 (この調査は以下の②～④の全てに関与)

② イベントツリー構築

各起因事象から炉心損傷への進展防止のための緩和設備の成功/失敗の組合せにより、各事故シナリオをイベントツリー(ET)により作成

③ フォルトツリー構築・評価

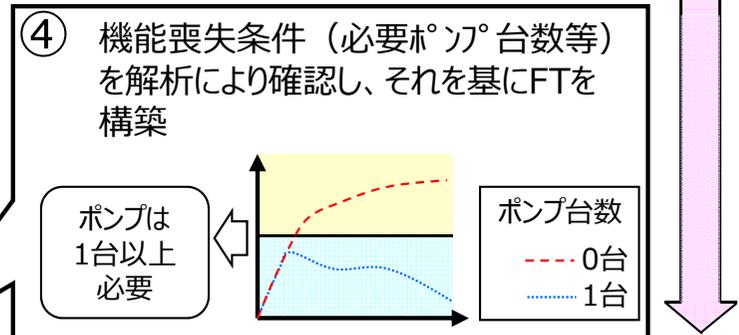
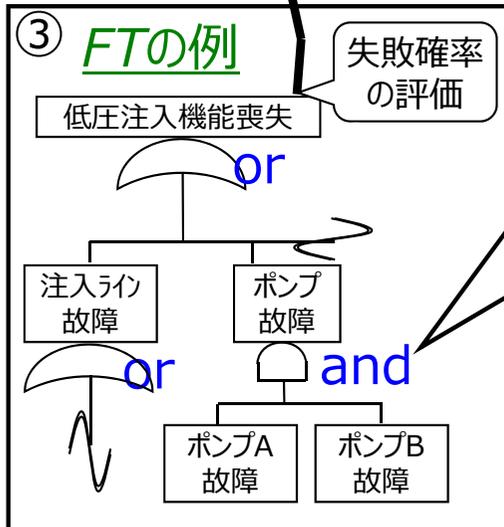
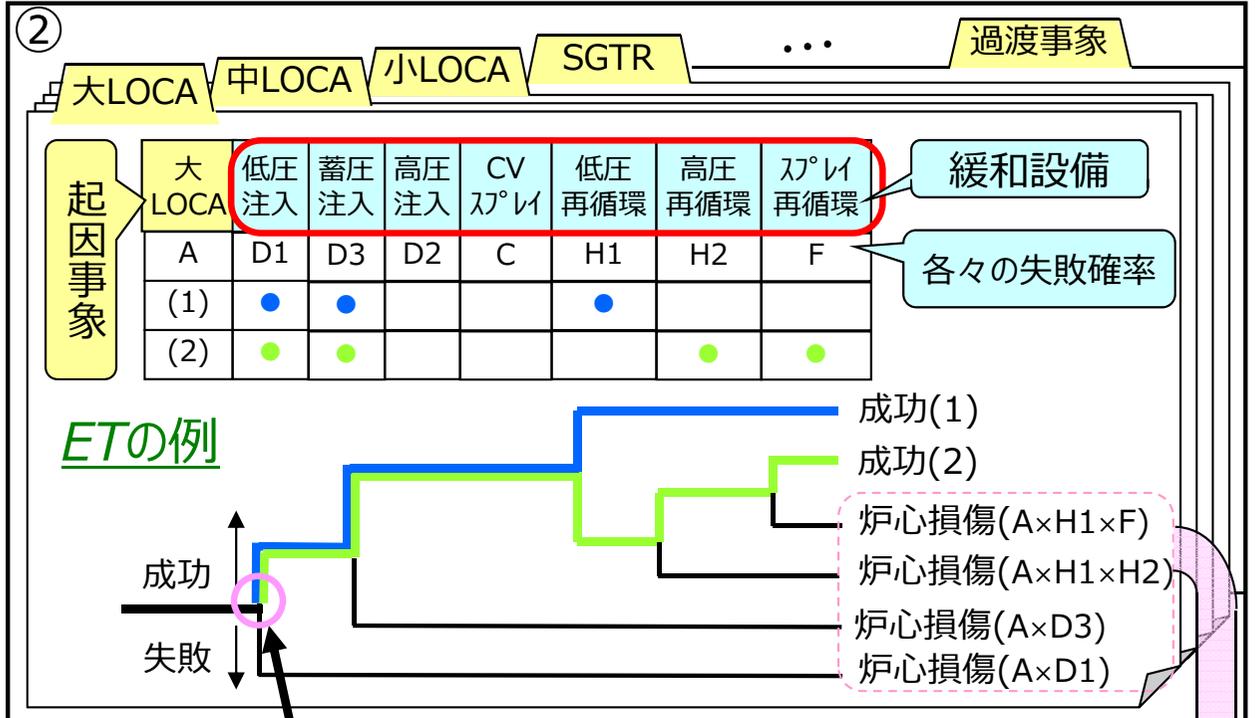
各緩和設備の失敗要因分析として、フォルトツリー(FT)を構築し、機器の故障と人的過誤を含めて、システムの失敗確率を評価

④ 成功基準解析

炉心損傷防止に必要な緩和設備の組合せ(必要台数等)を計算コード等を用いて解析

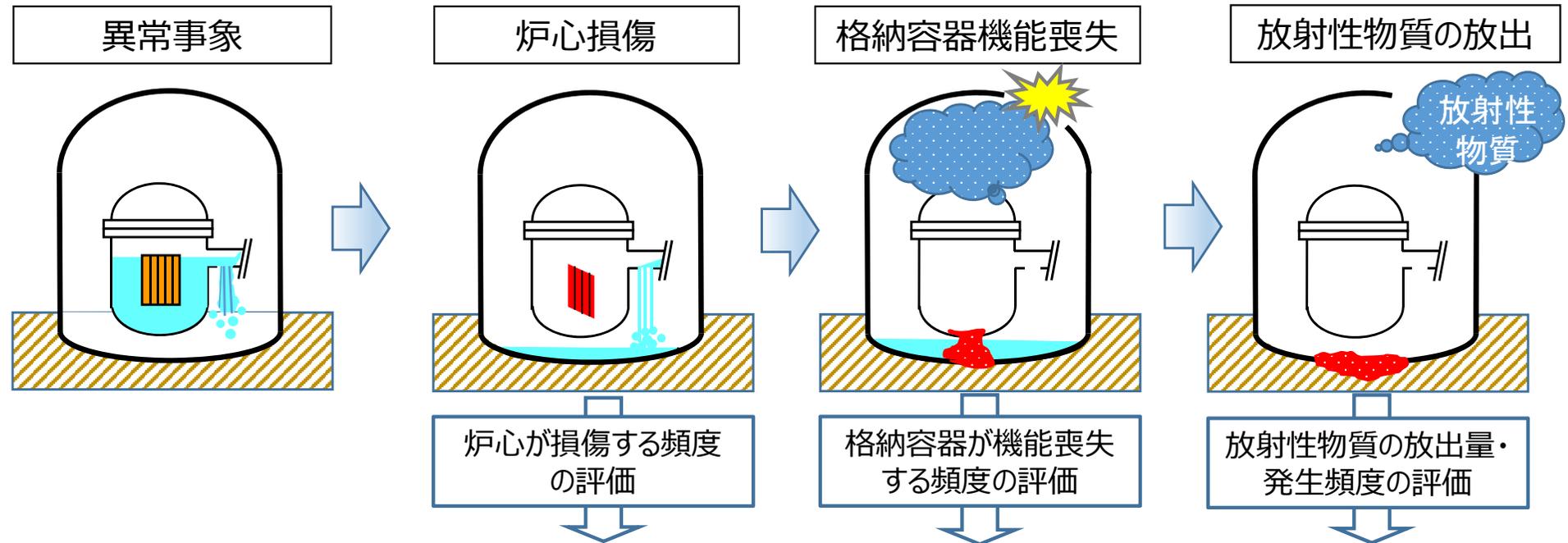
⑤ リスクの定量化

全ての事故シナリオ発生頻度を総和し、全炉心損傷頻度(CDF)等を算出



⑤ 各事故シナリオの発生頻度の総和 $A \times (H1 \times F + H1 \times H2 + D3 + D1)$ を、各起因事象毎に算出。さらにそれらの総和で全CDFを算出

- ◆ 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。



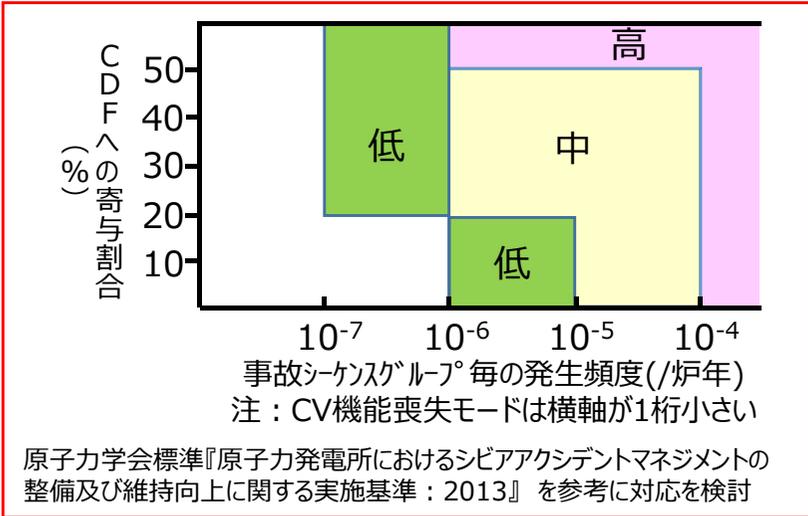
		PRAの分類	レベル1	レベル1.5	レベル2
評価	内部事象	出力時	○	○	○
		停止時	○	—	—
	外部事象	地震	○	○	○
		津波	○	○	○

PRA評価結果を踏まえた追加措置の検討アプローチについて

現状のプラントの安全性を更に向上するための効果的な対策案を立案するため、以下の方法により検討を実施。

① 炉心損傷に至る「事故シーケンスグループ」と格納容器破損に至る「格納容器(CV)機能喪失モード」毎の評価結果に対し、右図の考え方に従って、リスク評価上重要なもの（重要度高、中、低）を抽出（抽出結果は下表）

② 抽出した「事故シーケンスグループ」、「CV機能喪失モード」のそれぞれに対して、更なる安全性向上のための追加措置を検討



レベル1PRA

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				
全交流電源喪失				
原子炉補機冷却機能喪失				低
原子炉格納容器の除熱機能喪失				
原子炉停止機能喪失				
ECCS注水機能喪失	低			
ECCS再循環機能喪失				
格納容器バイパス				
崩壊熱除去機能喪失 (停止時)		低		
原子炉冷却材の流出 (停止時)		低		
反応度の誤投入 (停止時)				
炉心損傷直結事象				

レベル1.5PRA

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			
格納容器隔離失敗		低	低
水素燃焼			
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	高	低	低
ベースマツト溶融貫通			
水蒸気蓄積によるCV先行破損			
原子炉容器外水蒸気爆発			
格納容器雰囲気直接加熱			
インターフェイスシステムLOCA			
蒸気発生器伝熱管破損			
過温破損			
溶融物直接接触			
地震によるCV先行機能喪失			

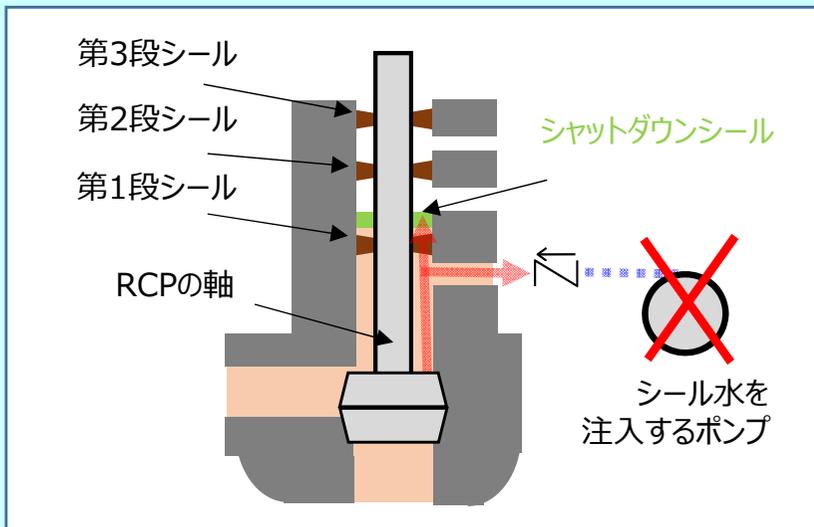
高浜3号機 PRA評価結果分析による安全性向上対策案

重要度「高」の事故シナリオを更に分析し、ハード面の安全性向上対策案を、重要度「低」の事故シナリオ分析からソフト面の安全性向上対策案を検討した。

ハード面

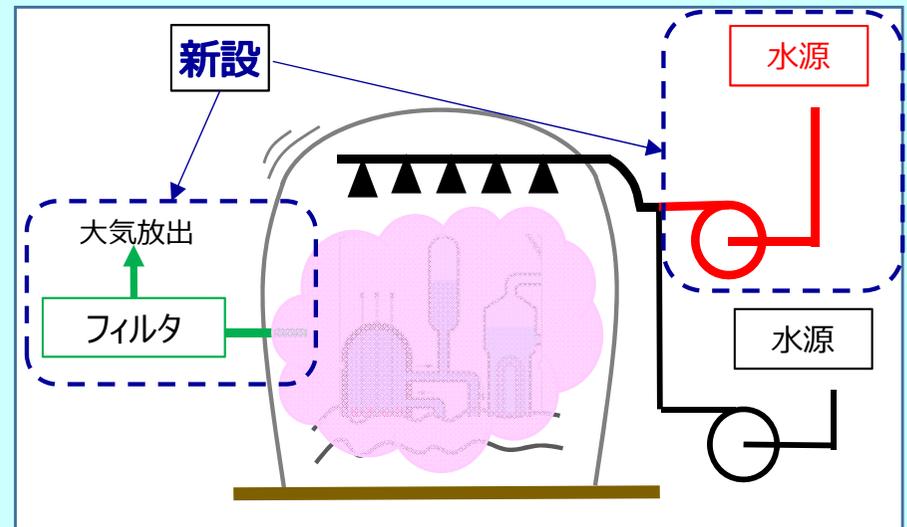
RCPシャットダウンシール (自主的対策)

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



格納容器スプレイ(特重)+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低減が期待できる(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。

- ・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

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 [安全裕度評価]

安全裕度評価の結果

(1)クリフエッジ評価結果

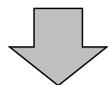
項目		クリフエッジ評価結果 (G=重力加速度(1G:約980ガル))
①地震単独 クリフエッジ評価	炉心 (出力時)	1.18G (蓄圧タンク)
	炉心 (停止時)	1.19G (バッテリー)
	CV	1.26G (CV隔離機能等に 係る弁)
	SFP	1.26G (※1)
②津波単独 クリフエッジ評価	炉心 (出力時)	15.0m (建屋シール)
	炉心 (停止時)	15.0m (建屋シール)
	CV	15.0m (建屋シール)
	SFP	15.0m (※1)
③地震・津波重畳 クリフエッジ評価	炉心 (出力時)	1.18G (蓄圧タンク) ----- 15.0m (建屋シール)
	炉心 (停止時)	1.19G (バッテリー) ----- 15.0m (建屋シール)
	CV	1.26G (CV隔離機能等に 係る弁) ----- 15.0m (建屋シール)
	SFP	1.26G (※1) ----- 15.0m (※1)

(2)クリフエッジへの随伴事象の影響確認結果

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した。
	斜面崩壊	
	内部火災	
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した。
	外部火災	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した。
溢水		
⑥地震・津波 重畳に対する 随伴事象	斜面崩壊	
	内部火災	
	外部火災	

(3)余裕時間評価の結果

評価項目	余裕時間の評価結果
⑦余裕時間評価	防潮堤を乗り越えるような津波が襲来する状況(項目③のクリフエッジシナリオ)を想定し、炉心損傷を防止するための屋外作業に約5時間の余裕時間があることを確認した。



(※1):CV損傷のクリフエッジを超えるとSFP給水作業が困難となることから、CV損傷と同じ1.26G,15.0mと評価。

基準地震動(0.71G)の約1.6倍以上、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。

○評価結果

[保安活動全般]

- ・安全性向上活動の基盤として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ていることを確認。
- ・改善の余地が認められる事項は、今後、安全性向上策を抽出※。

[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の評価を行い、高浜3号機に反映すべき知見を抽出。
- ・反映すべき知見は、既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おり、最新の知見を継続して取り込む仕組みが有効に機能していることを確認。

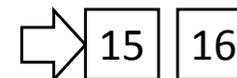
[確率論的リスク評価]

- ・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およ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]

- ・プラント設備に関して、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。
- ・地震・津波の重畳評価から、現状の炉心損傷防止に必要な対応操作について更なる余裕時間を確保する方策を抽出※。

※ 今後の改善方策を安全性向上計画として取りまとめ



安全性向上計画 (1/2)

No.	追加措置	実施時期	評価分野
☆ 1	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 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	平成30年度上期 訓練開始予定	運転管理
☆ 2	送水車導入 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
☆ 3	免震事務棟設置他 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
☆ 4	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
☆ 5	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	平成32年度	確率論的 リスク評価
6	軽微事象の検出・対応の仕組みの改善 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
7	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
8	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

☆ これまでの福井県原子力安全専門委員会でご説明した事項

安全性向上計画（2/2）

No.	追加措置	実施時期	評価分野
9	主変圧器取替 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
10	プラント計算機取替 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
11	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	平成31年度	放射線管理及び環境放射線モニタリング
12	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
13	オフィスの健全性確認方法の改善 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	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 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	余裕時間評価を踏まえた大規模損壊手順書の充実 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	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

- 当社としては、安全性向上評価は、法に基づく活動・手続きに留まらず、当社の安全性向上活動において、以下に示すような点で有効であると考えている。
 - 確率論的リスク評価（PRA）や安全裕度評価（ストレステスト）のような定量的な評価に基づき、発電所の安全性向上を図るべき箇所を明確にし、実施の優先順位や対策の要否判断などを検討することができる。
 - 定期的（運転サイクル毎、評価項目によっては5又は10年毎）に評価を行うことが規定されており、事業者としても、定期的に発電所（ユニット毎）の活動状況及び評価結果を把握することができ、さらなる安全性向上に向けた検討を行う契機とすることができる。
- 今後とも、安全性向上評価制度も活用しつつ、原子力発電の安全性向上活動を継続していく。