

安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組
(設計の経年化評価の検討)

2022年4月19日

主要原子力施設設置者

(北海道電力等9社、日本原電及び電源開発)

1 . はじめに.....	2
2 . 設計の経年化評価について.....	3
3 . 設計の経年化評価の状況	4
3 . a 内の事象に係る評価.....	5
3 . b 外的事象に係る評価.....	7
4 . まとめ	9

1. はじめに

- ✓ 各プラントにおける長期運転を安全に進めるため、**物理的及び非物理的の両面から、経年劣化管理の取組**を進めているところ。

①設備の経年劣化への対応

②**設計の経年化管理（設計古さ対応）** ⇒本資料にてご説明

③製造中止品への対応

- ✓ 設計の経年化管理については、具体的には、**ATENAガイドラインに基づき、設計の経年化評価を実施**しているところであり、**本日は、評価の状況について説明**させていただく。

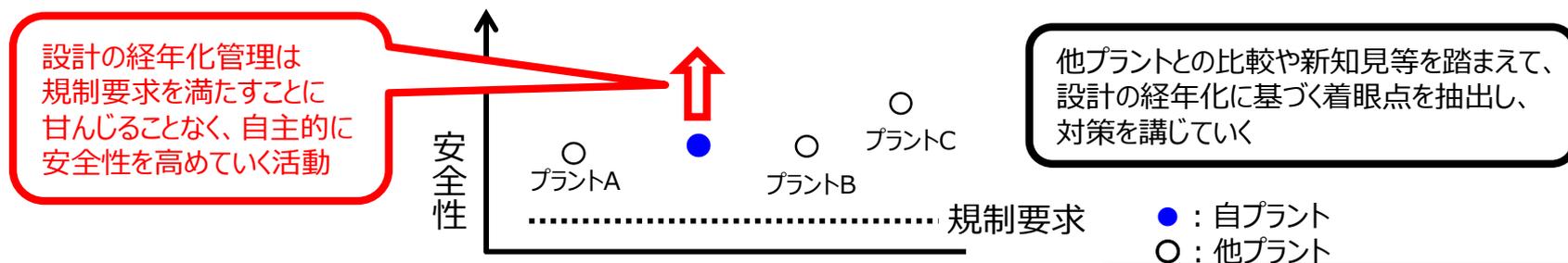
《設計の経年化管理に係る経緯》

- ・2019年12月のCNO意見交換会にて設計古さに対する取組方針を説明
- ・2020年3月～7月の「経年劣化管理に係るATENAとの実務レベルの技術的意見交換会」にてATENAから「設計の経年化評価ガイドライン（案）」について説明し、NRAから取組方針について気付きの点をコメントをいただいた（原子力規制委員会（2020年7月22日）に意見交換会の結果を報告）
- ・2020年9月、ATENAから「設計の経年化評価ガイドライン」が発刊
- ・2021年2月、事業者の実施計画を策定（ATENAにて公表）

2. 設計の経年化評価について

- ✓ 設計の経年化管理の取組は、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた自主的な安全性向上の取組である。
- ✓ 福島第一原子力発電所では、タービン建屋の地下階に安全系の電源系設備（非常用ディーゼル発電機，非常用電源盤）が設置され，これが津波による全電源喪失事故の一因となった。
- ✓ タービン建屋の地下に安全系の電源系設備が設置されている設計は古いプラント固有の設計であり，津波等による浸水に対する脆弱性があったといえる。
- ✓ 福島第一原子力発電所の事故を踏まえて策定された新規制基準に適合することで、このような脆弱性は改善しているが、規制要求を満たすことに甘んじることなく、プラント設計が古いことによる安全上の弱点を抽出する仕組みが重要であると判断し、新旧プラント設計の違いに着目して安全性を評価する事業者自主の仕組みとして「設計経年化評価」を導入することとした。
- ✓ 設計の経年化評価は、新規制基準適合プラントに適用する。

《設計の経年化評価のイメージ》



3. 設計の経年化評価の状況

- ✓ 内的事象については、ATENAガイドラインに基づき、**BWR・PWRともに、①設計情報の比較による設計経年化の着眼点の抽出を実施。**⇒ 5
- ✓ 今後、②評価、③対策案の検討を進めていく。⇒ 6
- ✓ 外的事象については、**①設計経年化の着眼点の抽出の手法について検討中。**⇒ 7

【ATENAガイドラインの評価フロー概要】

①設計経年化の着眼点の抽出

- ・内的事象については、設計情報の比較により着眼点を抽出。
- ・外的事象については、PRAやストレステスト等により着眼点を抽出。



②評価

- ・①で抽出した着眼点毎に、PRA評価結果、PRAモデル化要素、安全解析等の観点から安全上の重要性を評価。



③対策案の検討

- ・評価された着眼点毎の安全上の重要性に応じ、対策案を検討。
- ・考え得る対策を幅広く抽出し、改善の効果と必要なリソースを整理。



④対策要否の検討及び実施

- ・個別プラント評価結果に基づく安全上の脆弱性、対策導入による効果およびリソースを総合的に勘案し、具体的な対策を検討し、採否を判断。



⑤継続的な評価

- ・事業者は、国内での新設計情報や海外の新知見等を活用し、継続的に評価を実施。

3. a 内的事象に係る評価（1/2）

【ATENAガイドラインの概要（①設計経年化の着眼点の抽出（内的事象））】

✓ 設計情報の比較により着眼点を抽出。

a) **安全機能の整理**：安全上重要なDB設備の機能、機能を阻害する要因等を整理。

b) **設計差異の整理**：安全機能毎に設備の物理的構成・形状等の情報を比較して設計差異を整理。

c) **安全上の着眼点の抽出**：原子炉リスクの観点から有意と考えられる差異を着眼点として抽出。

【着眼点の抽出方法】（詳細は11,12参照）

✓ 新規制基準適合審査の申請済プラントのうち**BWRは3基、PWRは16基**を対象。

✓ 原子炉設置許可申請書等に記載の安全重要度クラス1および2の**安全機能を有するシステムを抽出し（BWR23系統、PWR19系統）**、そのシステムについて**安全機能を整理して機能を阻害する要因の観点から設計情報を比較すること**で着眼点を抽出。

✓ 例えば、BWRの格納容器については、安全機能として**閉じ込め機能に注目し、当該機能を阻害する要因（過圧破損、過温破損等）を整理したうえでシステム設計仕様書や系統図等を用いて設計情報を比較して設計差異を整理し、閉じ込め機能に影響すると考えられる差異を着眼点として抽出。**

⇒**抽出した着眼点（BWR約70件、PWR約80件）**について、安全機能への影響を確認しているところ。

【抽出した着眼点の例】

炉型	系統/設備	a)安全機能の整理/ 機能を阻害する要因	b)設計差異の整理	c)安全上の着眼点の抽出
BWR	格納容器	閉じ込め機能/ 格納容器破損モード	格納容器型式（MARK-I改、 MARK-II、RCCV）	格納容器の自由体積，保有水 量，最高使用圧力 等
PWR	非常用炉心冷却系/ 非常用炉心冷却設 備（ECCS）	炉心冷却機能/ 設備信頼性・操作性	プラントA：再循環切替が自動方式 プラントB：再循環切替が手動方式	ECCSの再循環切替方式

3. a 内的事象に係る評価 (2/2)

【ATENAガイドラインの概要 (②評価)】

- ✓ ①で抽出した着眼点毎に、以下に示すような**観点から安全上の重要性を評価**する。
- a) **PRA評価結果**：全CDF等に差が生じるか、リスク重要度が極端に大きくなるものはないか 等
 - b) **PRAモデル化要素**：フォールトツリー頂上事象確率が大きくなることはないか 等
 - c) **安全解析**：事象進展や判断基準への到達時間等の時間的な要素の面で、安全余裕に影響が出るか
 - d) その他、安全上の影響を評価できると考えられる視点

【評価の方針】

抽出した**着眼点**について、**PRA評価結果、安全解析等の観点から安全上の重要性を評価し、対策案を検討**していく。また、**安全上の重要性が小さくとも改善点が見出せるものは改善案を検討**する。

【評価の例】

炉型	設計経年化の着眼点	評価の例 (差が大きな観点を例として記載)
BWR	格納容器の自由体積, 保有水量, 最高使用圧力 等	<p><a)PRA評価結果の観点から評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器の破損頻度の寄与が大きいのは過圧破損である。 <p><c)安全解析の観点から評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力と格納容器の自由体積等の関係から過圧破損防止の操作が必要となるタイミングに差がある。
PWR	ECCSの再循環切替方式	<p><a)PRA評価結果の観点から評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ・再循環切替方式が手動・自動方式のそれぞれのプラントで、CDFに差がある。 <p><b)PRAモデル化要素 (ヒューマンファクタ) の観点から評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ・自動切替方式に比べ、手動切替方式では短時間で複数の操作を実施する必要があり、人的過誤の観点から影響がある。

3. b 外的事象に係る評価 (1/2)

【ATENAガイドラインの概要 (①設計経年化の着眼点の抽出 (外的事象))】

- ✓ 外的事象に対するプラントの頑健性は、現場の配置等にも大きく影響を受けることから、系統図等の設計情報の比較だけでは、着眼点を抽出するには不十分である。
- ✓ そこで、プラントの当該ハザードに対する脆弱性を評価する PRAやストレステスト等を実施し、脆弱性を大きく支配する設計上の特性を着眼点として抽出していくこととした。

a)PRA：ドミナントシーケンスに含まれる機器等に着目し、設計の経年化による影響を考え得るものを抽出。

b)ストレステスト：対象ハザードの強度を設計基準より大きくした場合に対する脆弱性に着目し、抽出。

【着眼点の抽出手法の検討状況】

- ✓ 効果的に着眼点を抽出するため、外的事象それぞれの特性を踏まえ、設計基準を超える領域に対する適切な評価手法について検討中。(詳細は 8)

ハザード	評価手法の例
地震	<ul style="list-style-type: none"> • <u>地震PRAが利用可能であり、設計基準を超えた領域までの機器等の損傷確率を考慮</u>してCDF等 を評価している。 • <u>地震PRAはハザードによる影響が大きいことから、ハザードの影響に依らずにプラント間比較をするため、リスク重要度等の相対値を活用して着眼点を抽出</u>することが有効であると考える。
津波	<ul style="list-style-type: none"> • <u>建屋内の機器等の浸水状況について、ストレステスト的に評価</u>することが有効であると考える。 • 設計基準を超える津波によって<u>建屋内の浸水レベル毎の事故シーケンスを検討</u>し、着眼点を抽出することが有効であると考える。
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> • 設計基準として火災の発生防止、検知・消火、影響緩和の対策が取られているが、設計基準を超える状態として、<u>物理的に発生し得る状態を仮定して火災影響を評価</u>し、着眼点を抽出することが有効であると考える。

3. b 外的事象に係る評価 (2/2)

【地震の評価手法の例】

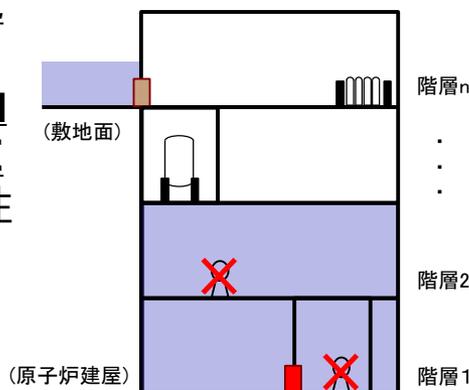
- ✓ 既存の地震PRA評価結果を用いて、脆弱性を評価する。
- ✓ 相対的な評価結果（事故シーケンス別CDF割合、リスク重要度）のプラント間比較を行い、特定のプラントで顕著に見られる特徴がないか確認。
- ✓ 個別プラントにおけるドミナントシーケンス等の分析を行い、主要なシナリオの要因（機器損傷、操作失敗）を確認。

【津波の評価手法の例】

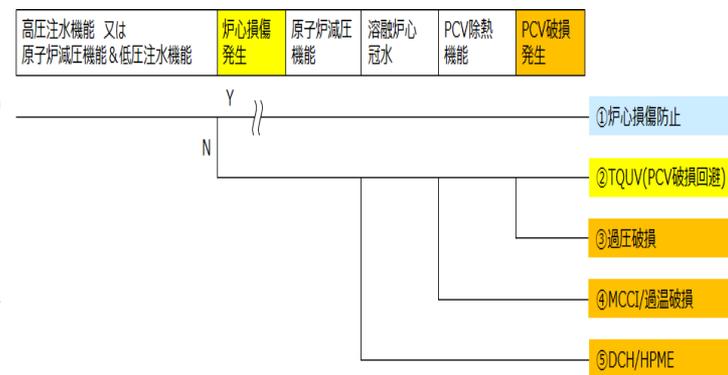
- ✓ 設計基準を大きく超える津波を想定し、建屋最下階から順に浸水※していった場合に機能喪失する系統を抽出した上で簡易的なイベントツリーにより事故シーケンスを整理し、脆弱性を評価する。

※階層毎に一律に浸水するものと仮定

建屋内浸水の想定イメージ
(階層2より下部が浸水した場合)



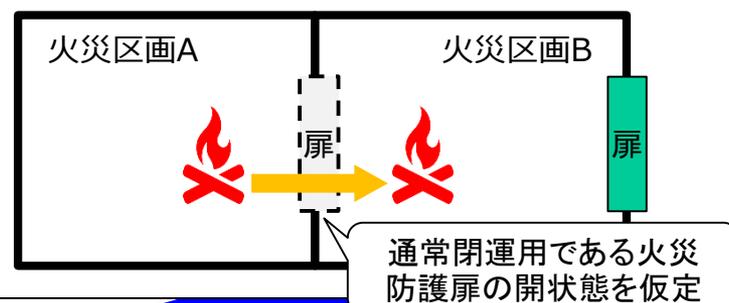
簡易イベントツリーのイメージ



【内部火災の評価手法の例】

- ✓ 火災影響の大きい火災区画での火災発生を想定し、設計基準を超える物理的に発生し得る想定として火災防護扉（通常閉運用）に期待せずに隣接区画への延焼を仮定し、脆弱性を評価する。

隣接区画への延焼の想定イメージ



4. まとめ

- ✓ 長期運転を安全に進めていくため、設計の経年化評価を進めているところ。
- ✓ 設計経年化評価のうち、内的事象に係る評価については、抽出した設計経年化の着眼点の評価、対策案の検討を進め、順次、個別プラントの評価を実施していく。
- ✓ 外的事象に係る評価については、各事象の評価手法の検討を進め、順次、個別プラントの評価を実施していく。

①内的事象に係る評価の対象等 (BWR)

②内的事象に係る評価の対象等 (PWR)

参考① 内的事象に係る評価の対象（BWR）

- ✓ 新規制基準適合審査の申請済プラントの型式毎（ABWR、BWR5_Mark- I、BWR5_Mark- II）に代表プラントを対象。
- ✓ 原子炉設置許可申請書等に記載の重要度クラス 1 および 2 の安全機能を有する 23 系統の設備等について設計情報を比較。

【型式毎の代表プラント】

■ ABWR：柏崎刈羽6/7号機

■ BWR5_Mark- I 改：女川2号機

■ BWR5_Mark- II：東海第二

【対象機器の23系統】

- | | |
|-----------------------------|-------------------------------|
| ■ 原子炉構成機器（原子炉圧力容器、炉心支持構造物等） | ■ 電源系（非常用所内電源系、直流電源系、計測制御電源系） |
| ■ 制御棒駆動系 | ■ 中央制御室 |
| ■ ほう酸水注入系 | ■ 換気空調系 |
| ■ 原子炉系（主蒸気系、逃がし安全弁等含む） | ■ 原子炉補機冷却系/原子炉補機冷却海水系 |
| ■ 残留熱除去系 | ■ 原子炉冷却材浄化系 |
| ■ 原子炉隔離時冷却系 | ■ 放射性気体廃棄物処理系 |
| ■ 高圧炉心注水系/高圧炉心スプレイ系 | ■ 燃料プール冷却浄化系 |
| ■ 低圧炉心スプレイ系 | ■ 燃料取扱設備 |
| ■ 原子炉格納容器（隔離弁含む） | ■ 中操制御室外原子炉停止装置 |
| ■ 非常用ガス処理系 | ■ 復水補給水系 |
| ■ 可燃性ガス濃度制御系 | ■ 原子炉冷却材再循環系 |
| ■ 安全保護系（原子核計装系含む） | |

参考② 内的事象に係る評価の対象（PWR）

- ✓ 新規制基準適合審査の申請済プラントである5電力16プラントを対象。
- ✓ 原子炉設置許可申請書等に記載の重要度クラス1および2の安全機能を有する19系統の設備等について設計情報を比較。

【対象プラント（計16プラント）】

- 関西電力 美浜3号機、高浜1～4号機、大飯3,4号機
- 九州電力 川内1,2号機、玄海3,4号機
- 北海道電力 泊1～3号機
- 四国電力 伊方3号機
- 日本原電 敦賀2号機

【対象機器の19系統】

- 補助給水系統
- 余熱除去系統
- 非常用炉心冷却系統
- 原子炉補機冷却水系統
- 原子炉補機冷却海水系統
- 1次冷却系統（原子炉容器、C/I含む）
- 計測制御系統
- 非常用電源系統
- 燃料貯蔵設備及び取扱設備
- 化学体積制御系統
- 主蒸気及び主給水系統
- 廃棄物処理系統
- 放射線管理施設（放射線監視設備と遮蔽設備）
- 原子炉格納施設
- 格納容器スプレイ系統
- 換気空調系統（中央制御室空調系統）
- 換気空調系統（アニュラス空気浄化系統）
- 換気空調系統（安全補機室空気浄化系統）
- 制御用空気系統