

ATENA設計経年化管理ガイドラインについて

原子力エネルギー協議会
山田 尚徳

ATENA 20 – ME03 (Rev.1) 設計の経年化評価ガイドライン
<https://www.atena-j.jp/report/2023/06/atena-20me03rev1.html>

1. はじめに (1/3)

✓ ATENAは、各プラントにおける今後の安全な長期運転に向けて、また、停止期間が大幅に長期化している状況にも的確に対応していくため、**IAEAガイド※を参照しつつ、「物理的な経年劣化」及び「非物理的な経年劣化」の両面から、経年劣化管理について検討し、必要な取組をATENAガイドに取りまとめ、各事業者に対して3項目の経年劣化管理の取組の強化を要求した。**

※IAEAガイド

- SSG-48 : Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants (原子力発電所の長期運転に関する経年劣化管理及びプログラムの策定)
- SSG-25 : Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (原子力発電所の定期安全レビュー)
- SSR-2/2 : Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation (原子力発電所の建設及び運転における安全性)

物理的な劣化	設備の経年劣化への対応	<p><通常運転時></p> <ul style="list-style-type: none"> 計画的な保全 定期的な経年劣化評価 (高経年化技術評価: 30年以降10年毎) 運転期間延長認可申請 (40年超(～60年)運転の評価) 最新知見を踏まえた経年劣化管理の継続的な見直し
	(経年劣化事象) 腐食、SCC、摩耗、照射脆化、疲労等	<p><長期停止期間></p> <ul style="list-style-type: none"> 停止状態を考慮した保全 経年劣化評価 (冷温停止PLM評価、長期停止期間の経年劣化評価) <div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="margin-right: 10px;"> <p>大部分の機器は不使用</p> <p>一部の機器は使用</p> </div> <div style="border-left: 1px dashed black; padding-left: 10px;"> <p>停止中は劣化モードなし</p> <p>保管により有意な劣化なし</p> <hr/> <p>保全により機能回復・維持</p> <p>有意な劣化なし(評価で確認)</p> </div> </div>



ATENAガイドを作成済
(いずれも2020年9月発刊)

<①長期停止保全ガイド>
長期停止期間における経年劣化も考慮し、各社個別に策定している停止中の保全計画の策定の考え方を整理

非物理的な劣化	最新知見の反映 (設計経年化対応)	サイクル毎に最新知見を集約し、分析結果やプラント安全評価結果を元に、プラント安全をレビュー
	製造中止品への対応	部品・サービスの特性に応じ、事業者毎で安定調達の方法を検討



<②設計経年化評価ガイド>
「設計経年化」の観点からプラントの設計を評価し、継続的な安全性向上に取り組んでいく仕組みの構築



<③製造中止品管理ガイド>
プラントメーカー・事業者間で、製造中止品情報の共有、予備品の充実等を、効率的に管理する仕組みの構築

【参考】経年劣化管理の取り組み IAEAガイドとのギャップ分析結果（概要）

IAEA SSG-48：Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants（原子力発電所の長期運転に関する経年劣化管理及びプログラムの策定）において、物理的経年劣化管理及び非物理的経年劣化管理のガイドとして紹介されている、以下のガイドをギャップ分析対象とした。

- ・SSG-48 第3章～7章
- ・SSR-2/2:Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation（原子力発電所の建設及び運転における安全性）要件5及び12
- ・SSG-25：Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants（原子力発電所の定期安全レビュー）安全因子2及び8

SSG-48	項目	評価	SSG-48	項目	評価	SSR-2/2	項目	評価			
3章	全般	○	6章	全般	△※3	要因5	安全方針	○			
原子力発電所の全運転期間にわたる劣化管理	設計	○	7章	全般	○	要因12	定期安全レビュー	日常的な活動	-		
	製造と建設	○		組織体制	○			定期検査毎の評価	○		
	試運転	○		長期運転の原則及びアプローチ	○			中長期評価	(○)		
	運転	△※3		長期運転プログラムの開発	○	SSG-25					
	長期運転	○		長期運転のためのSSCの検討範囲設定	○	安全因子2	安全上重要なSSCの状況	日常的な活動	△※3		
	長期運転停止	○※1		長期運転のためのSSCの検討範囲設定	○	定期検査毎の評価		○※2			
	廃止措置	○		長期運転に係る経年劣化管理レビュー	○	中長期評価		(○)			
	全般	○		長期運転に関する発電所プログラム及び経年劣化管理プログラムのレビュー	○	安全因子8	安全実績	日常的な活動	△※3		
4章	関連プラント文書及びプログラム	安全解析報告書及びその他の現行の許認可ベース文書	△※3	期間限定経年劣化解析の再確認	○	定期検査毎の評価		-			
		構成及び変更管理プログラム	○	長期運転を支持する文書	○	中長期評価		(○)			
		保守プログラム	○	規制によるレビュー及び承認	○	凡例					
		機器性能検証プログラム	(○)	長期運転プログラムの実施	○	○	：IAEAガイドの要求事項と事業者取り組みとのギャップなし				
		供用期間中検査プログラム	○	(○)				：IAEAガイドの要求事項に関連する評価方法や枠組みがあるが、具体的な評価方法等は中長期的に整備していくもの			
		サーベイランス・プログラム	○	△				：IAEAガイドの要求事項との一部ギャップが見られるもの			
		水化学プログラム	○								
		是正処置プログラム	○								
組織体制	○										
5章	経年劣化管理	データ収集・記録管理	○								
		SSCに関する対象となるスコープの設定	○								
		経年劣化管理レビュー	○								
		SSCに関連する経年劣化の影響と劣化メカニズムの特定	○								
		適切な経年劣化管理プログラムの特定	○								
		経年劣化管理レビューの報告	○								
		経年劣化管理プログラム	○								
		経年劣化管理プログラムの策定	○								
		経年劣化管理プログラムの実施	○								
		経年劣化管理プログラムのレビュー及び改善	○								
期間限定経年劣化解析	○										
経年劣化管理の文書化	○										

○※1	長期運転停止：IAEAガイドの取り組みとのギャップは見られない。なお、国内の原子力発電所において、東日本大震災以降、長期停止を経験している状況に鑑み、長期停止期間中の物理的な経年劣化が将来の長期運転に影響を与えないよう、機器・構造物の使用状況に応じて適切な保全方法を整理し、保全活動に反映していく取組を確実にすることが望まれる。
○※2	定期安全レビュー：IAEAガイドの取り組みとのギャップは見られない。なお、今後長期運転を行っていくにあたり、時間の経過に伴い、プラント設計思想が更新されることで、プラントの設計及び運用が新しくなっていくことが想定される。このため、長期運転の安全を確保していくためには、現在の安全性に満足せず、最新のプラントと規制プラントの設計・運用と比較し、効果ある対策を導入することにより、継続的な安全性向上に取り組むことが望まれる。
△※3	製造中止品管理：IAEAが推奨するSSCの技術的旧式化対応に関しては、JEAC4209に基づく保守管理活動において、SSCの技術的旧式化に関する情報を把握し、保全プログラムに反映する活動を行っているが、以下の点が十分でない。 <ul style="list-style-type: none"> ・製造中止品管理プログラムの策定と実施 <ul style="list-style-type: none"> - 参加組織 - 製造中止品管理方法（製造中止品情報の入手と整備、対応方針の検討、対策の実施） - プログラムに関わる要員への教育・訓練 ・製造中止品対応の事業者間連携 ・プログラムの有効性に関する定期的レビュー

「物理的な経年劣化」管理の取組

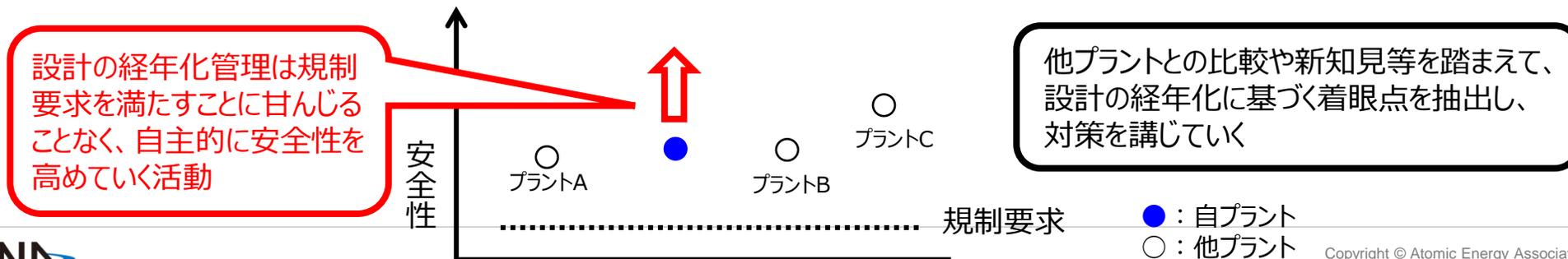
<①長期停止期間中の経年劣化管理>

- ✓ 停止期間が大幅に長期化している中、将来の安全な長期運転のためには、長期化する停止期間中から劣化管理を確実にを行い、将来の機器の寿命に影響を与えない取組が重要である。
- ✓ 停止期間中の状態を考慮した保全計画（特別な保全計画）策定の基本的な考え方を、ATENAガイドとして取りまとめ、事業者の停止期間中における確実な劣化管理の取組を要求した。

「非物理的な経年劣化」管理の取組

<②設計経年化管理>

- ✓ 暦年の経過とともに、プラントの安全設計の考え方は変遷していく。
長期運転をより安全に進めていくために、既設プラントの設計に安全上の改善の余地がないかという観点から、最新プラントと自社プラントを比較して安全設計上の差異を抽出・評価し、これに対して効果的な対策を行うという、事業者の自主的かつ継続的な安全性向上に取り組むことを要求した。



「非物理的な経年劣化」管理の取組

<②設計経年化管理>

- ✓ ATENAは、長期間運転（30年程度が目安）した規制基準適合プラントを対象に、自主的安全性向上として求めた設計の経年化管理に係る評価手法を明確化することで、規制要求を満足するだけでなく、技術の進歩、安全要求の変遷等の変化に柔軟に対応することを考えている。

設計の経年化管理が的確に行われるように、設計の経年化に係る着眼点の抽出・評価の方法を標準化・明確化することを目的として、ATENAガイドを整備した。

- ✓ 事業者は、ATENAガイドに基づき設計の経年化管理を行うことで、自プラントの安全上の特徴を理解するとともに、必要に応じてハードおよびソフト対策を検討し、発電所の継続的な安全性向上を図る。

設計の経年化管理に係る取組状況は、活動結果を安全性向上評価書に記載し、定期的に報告する。

<③製造中止品管理>

- ✓ 長期運転に伴い、計画的な保全に必要な部品やサービスが調達先から提供されなくなる懸念がある。
- ✓ 長期運転を安全かつ安定的に進めるため、ATENAガイドを取りまとめ、製造中止品情報の定期的な入手や、プラントメーカーや事業者間での情報共有等、製造中止品等に関わる情報を効率的に収集し、対策を検討する産業界の仕組みを構築した。

要求事項 (ガイド該当箇所)	事業者の取組（実施計画概要）
①製造中止品管理担当・役割の規定 2.1 組織	<ul style="list-style-type: none"> 各事業者は、製造中止品管理担当者を設け、製造中止品管理プログラムを策定、実行するため、その役割を検討し規定する。製造中止品管理担当者は、本プログラム全体の管理責任を担い、プラントメーカー、サプライヤー、関係協力会社及び他事業者との連携体制についても検討していく。 具体的には、製造中止品管理対応に係るタスクを整理の上、組織設計を実施し、実効的な運用を検討していく。
②製造中止品の情報入手・連携体制を構築 2.2.1 製造中止品の情報入手 3. 製造中止品情報の共有	<ul style="list-style-type: none"> 各事業者は、保守部品の製造中止品情報をプラントメーカー、サプライヤー等から受け取るだけでなく、自ら定期的に情報提供を依頼し、能動的に製造中止品情報入手する体制を検討していく。 プラントメーカーは、自社の調達部門、設計部門及びサプライチェーン等から製造中止品に関する情報を収集し、事業者へ情報提供（代替対策案も含む）を行う体制を検討する。本対応については、BWR、PWR各事業者とプラントメーカーの会議体を主体として、事業者、プラントメーカー間で情報を共有し、必要な製造中止品情報を抜けなく把握する体制、取組方針を検討していく
③対策方針の策定・対策の実施 2.2.2 対策方針の策定 2.2.3 対策の実施	<ul style="list-style-type: none"> 各事業者は、入手した製造中止品情報について、処置方針を明確にし、製造中止品管理リスト等による一元的な管理方法について検討していく。 保守管理対象機器と製造中止品情報（仕様・型式・製造メーカー・供給期限等）を紐付し、保全プログラムと連携することについても検討していく。
④是正処置・製造中止品管理プログラムのレビュー等 4. 是正処置 5. 製造中止品管理プログラムのレビュー等	<ul style="list-style-type: none"> 本プログラムの「製造中止品情報入手プロセス」、「製造中止品情報取り扱いプロセス」、「製造中止品対策実施プロセス」、「製造中止品管理対応組織整備」について試行しながら、各プロセスのブラッシュアップを図るとともに、セルフレビューの要領を検討していく。

- ✓ 原子力発電所の設計は、従来から深層防護の考え方に基づいているものの、技術開発や運転経験の反映あるいは合理化のような検討の深まりに対応してきたことによって、プラントが造られた年代で設計に差がある。

例えば、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だけでなく、プラント設計が異なる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、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」を導入した。
 - 設計経年化評価のうち内的事象に係る評価では、設計情報※を直接比較し、設計の差異を着眼点として抽出することとした。仮に設計が変わった場合、その変化は結果として設計の差として現れることから、内的事象に係る評価の中で抽出することができる考える。
 - 一方で、外的事象に係る評価については、プラントの頑健性が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、プラントの設計基準を超えた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、分析することとした。

※性能、系統構成、材料・材質、作動方法・インターロック、系統運用及び機器型式の視点から設計情報を比較する。なお、材料・材質については、異常発生防止の最重要設備である原子炉冷却材圧力バウンダリに適用する。

●『設計の経年化評価ガイドライン』の策定

- ・ 設計の経年化管理では、基準適合プラントの設計における安全上の影響を評価すべき着眼点を抽出し、どのような影響があるかを評価して、必要に応じて対策を検討する。
- ・ 取組の具体的な手法をATENAのガイドにとりまとめる。

設計の経年化評価ガイドライン 目次

1. 序 文

1.1 目 的

1.2 概 要

1.3 適用範囲

1.4 用語の定義

2. 評価手順

2.1 設計の経年化に係る着眼点の抽出

2.2 評 価

2.3 対策案の検討

3. 対策要否の検討

4. 継続的な評価

5. 記 録

添付書類

1 設計の差異候補 (BWRの例)

解 説

1-1 評価の事例 (BWR 格納容器)

1-2 評価の事例 (BWR RHR中間ループ)

1-3 評価の事例 (PWR ECCS系統)

2 その他の抽出方法

3 ソフト対策の重要性



8

~

16

【ATENAガイドラインの評価フロー概要】

- 以下の手順で設計の経年化評価を行い、対策要否を検討し、自主的安全性向上を図り、継続的に評価を実施する。

①ガイド2.1 設計の経年化に係る着眼点の抽出

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



②ガイド2.2 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する。



③ガイド2.3 対策案の検討

- ・②で評価された着眼点毎の安全上の重要性に応じ、対策案を検討する。
- ・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する。



④ガイド3. 対策要否の検討

- ・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、採否を判断する。



⑤ガイド4. 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する。

【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する。

- 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

ガイド2.1 設計の経年化評価に係る着眼点の抽出（内的事象）

プラントの設計に関し、安全上の影響を評価すべき着眼点として『安全機能に係る設計の違い』を抽出する。

直接的に設計情報を比較して安全上、影響のある項目を抽出（内的事象）

a) **安全機能の整理**（何を見たいか）

- ・ 原子炉設置許可申請書等に記載の**安全重要度クラス1、2の機能を有する系統（BWR23系統、PWR19系統）/設備**を対象に、**安全機能およびこれを脅かす要因（メカニズム）**を整理
- ・ 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

b) **設計図書等の比較による設計の整理**（どこが違うか）

- ・ a)で抽出した要因に対して、プラント型式毎に**当該設備の物理的構成・形状等の情報を整理**
- ・ **具体的には、性能、系統構成（配管・弁構成を含む）、材料・材質※、作動方法・インターロック、系統運用、機器型式の視点**から設計情報を比較することで設計差異を整理（設備図書等を基に整理）

※材料・材質については、異常発生防止の最重要設備である原子炉冷却材圧力バウンダリに適用する。

c) **安全上の着眼点の抽出**

- ・ a)、b)の組み合わせから**設計の経年化の着眼点を抽出し、評価につなげる。**

【評価例：BWR格納容器の着眼点の抽出】

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)	格納容器形状、格納容器の 自由体積 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



格納容器 設計変遷 (差異) 比較の例

機能	項目	Mark-II (3293 MWt)	Mark-I改 (2436 MWt)	ASWR (3926 MWt)	備考
	概形				
閉じ込め(3/4) —過圧過温防護	最高使用圧力 (kPaG) 最高使用温度 (°C) 自由体積 (m3) S/P水量 (m3) ペント管形状 水浸 (m) 構成材	+310 / -14 [限界圧力: +620] D/W: 171, S/C: 104 [限界温度: 200] D/W: 約 5700, S/C (空間部): 約 4100 約 3400 0.6 mφ × 108 本 (直管) 約 3.3 (L/W) 本体、ペント管: 鋼製 ベDESTAL: コンクリート	+427 / -14 [限界圧力: +854] 同左 D/W: 約 7900, S/C (空間部): 約 4700 約 2800 0.6 mφ × 64 本 (ダウンカマ部) 約 1.2 (L/W) 本体、ペント管: 鋼製 ベDESTAL: 鋼板コンクリート	+310 / -14 [限界圧力: +620] 同左 D/W: 約 7400, S/C (空間部): 約 6000 約 3600 0.7 mφ × 3 段 (水平ペント) × 10 本 (垂直管) 約 3.2 (L/W, トップペント上端) 本体: RCCV (トップヘッド及びペント管: 鋼製) ベDESTAL: 鋼板コンクリート	体積・ペント管面積等 に基づく 機器寸法に基づく 出力・PCV形状による 確認試験に基づく 工法の進歩による
閉じ込め(3/4) —環境放出抑制	設計漏えい率 (%/d) MSIV漏えい抑制系	0.5 (常温、最高使用圧力の 0.9 倍の圧力において) あり	同左 なし	0.4 (同左) なし	実績に基づく
閉じ込め(4) —MCCI抑制	コリウムシールド				
閉じ込め(4) —蒸気爆発抑制	ベDESTAL水位制御 溶融物落下抑制	ドレン制御弁, サンプ・スワンネック, 排水弁	コリウムバッファ (検討中) *	格納容器下部水位調整設備 (検討中) * 同左 *	* 自主設備

b) 設計図書等の比較による設計差異の整理
格納容器破損モードに対して、プラント型式毎に格納容器の物理的構成・形状等の情報を整理。

a) 安全機能の整理
安全機能を脅かすメカニズム (格納容器破損モード) 毎に整理

c) 安全上の着眼点の抽出
a)、b)の組み合わせから設計古さの着眼点を抽出し、評価につなげる。

格納容器の型式毎に横並びにし、各『格納容器破損モード』に関連する格納容器の構造・仕様の違いを整理

MS-1の格納容器に関し、『閉じ込める』機能を脅かす『格納容器破損モード (過圧/過温、DCH、MCCI 等)』を整理。

【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) 決定論的安全解析：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

ガイド2.2 評価

ガイド2.1で抽出された設計の経年化に係る着眼点が、プラントの安全上どのような影響を与えるかを評価・分析する。

【評価の方法】

✓ 抽出した着眼点毎に、**PRA評価結果 (PRAモデル化要素含む)、決定論的安全解析、その他安全上の影響を評価できると考えられる観点から安全上の重要性を評価** (各視点への影響を**3段階 (有、軽微、無)**に分類)。

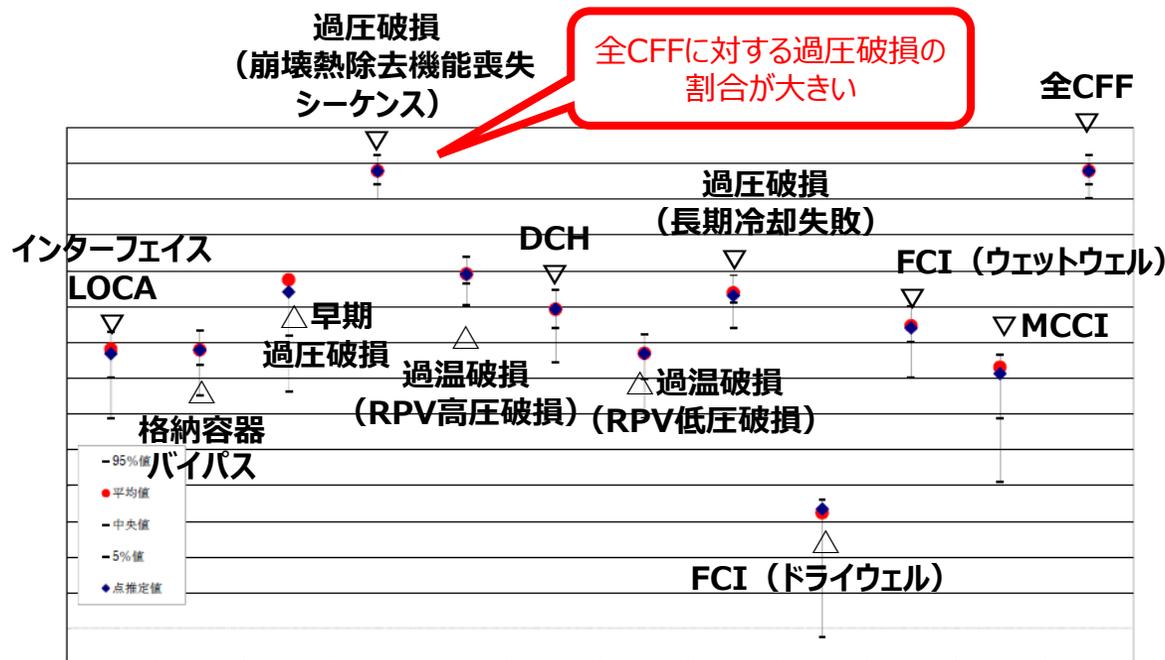
【評価の例】

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)	重要性
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。 	影響有

※ 安全性向上評価届出への反映を見据え、PWRについて先行して検討

PRA評価結果

- ✓ ガイド2.1で抽出した安全機能に関係する設計の違いが、安全上どのように影響するのかをPRAで評価する。
- ✓ 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度をPCVの型式毎に並べ、全格納容器破損頻度（CFF）に寄与する格納容器破損モード割合を比較し、安全上の重要性を評価（格納容器破損モード別の格納容器破損頻度）
 - ・ PCV型式毎に比較し、いずれの型式でも過圧が上位であり、DCH・FCI・MCCIは下位であった。
 - ・ 過圧破損モードの影響が安全上重要な着眼点であると評価（他の破損モードは、コスト効果的な対策の有無を検討）



⇒PCV型式（Mark-II）の場合、リスク評価上、過圧破損モードの影響の重要性が相対的に高いと評価。具体的な対策案を検討する。

⇒DCH、FCI、MCCIの安全上の重要性は相対的には高くないものの、コスト効果的な対策を検討する。

DCH : 格納容器直接加熱
 FCI : 水蒸気爆発
 MCCI : 溶融炉心-コンクリート相互作用

PRA以外の評価（安全裕度）

- ✓ 安全上重要な過圧破損モードに関連するパラメータを比較すると、出力あたりの容積・水量や最高使用圧力から、Mark- II に比べてMark- I 改が相対的に最も裕度大きい。
- ✓ 出力あたりの容積や水量、最高使用圧力、SA時のベントタイミング等を比較し、安全裕度に係る型式毎の特徴を把握。

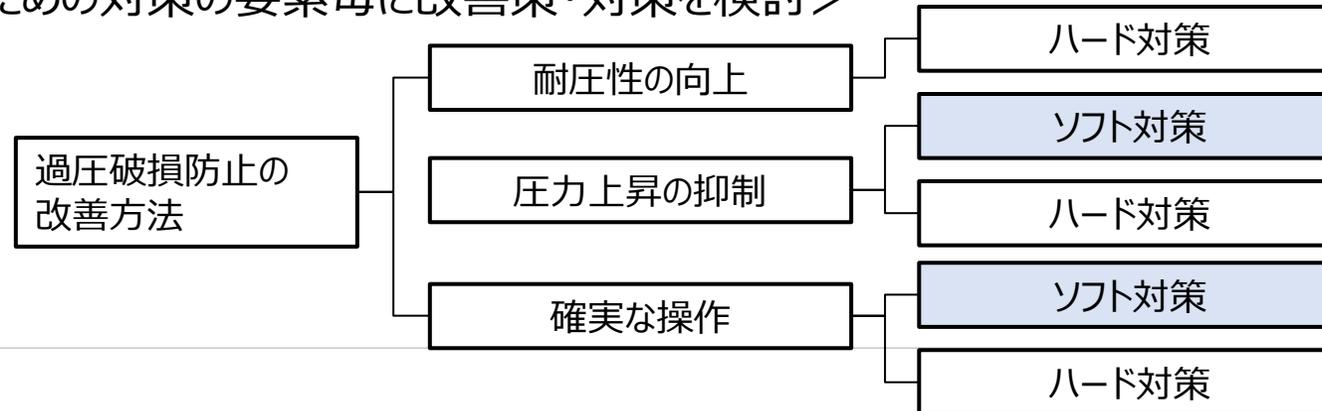
格納容器型式	設計の差異			ベント時間 (h)
	容積： V_{PCV}/P (m ³ /MWt)	水量： V_{PCV}/P (m ³ /MWt)	最高使用圧力 Pd (kPa)	
Mark- II (3293MWt)	3.0	1.0	310	19
Mark- I 改 (2436MWt)	5.2	1.1	427	45
RCCV (3926MWt)	3.4	0.92	310	29

Mark- II は過圧に留意

⇒Mark- II はSA時のベントタイミングが比較的早く、過圧破損モードへの対応の重要性が高い。

⇒過圧破損防止の要素として、耐圧性の向上、圧力上昇の抑制、確実な操作の観点から、対策を検討していく。

＜過圧破損を防止するための対策の要素毎に改善策・対策を検討＞



4. 設計の経年化評価ガイドラインの手順【内的事象】 (3/5)

抽出した着眼点毎に、「**PRA評価結果（PRAモデル化要素含む）**」、「**決定論的安全解析**」、「**その他安全上の影響できると考えられる視点**」の分類で、**安全上の重要性を3段階（有、軽微、無）**で評価し、下表のように整理している。

≪PWRの整理表イメージ≫

着眼点 (設計差異)	PRA評価結果及び PRAモデル化要素	安全解析		その他、安全上の影響を 評価できると考えられる視点		総合評価	対策案又は改善案
	(1)確率論的 リスク評価	(2)決定論的 安全解析	(3)放射線の 環境影響	(4)ヒューマン ファクタ	(5)他プラント での経験及び 最新知見		
RCPシャットダウン シールの有無	CDFへの影響あり (数%~数10%)	1次冷却材確保の点で安全性向上に寄与する	影響なし	事故時の1次系保有量に係わる操作余裕に影響あり	- (該当する知見なし)	影響有	案① RCPシャットダウンシールの導入 案② 運転員への教育訓練の強化
高圧再循環時の取水ライン構成	CDFへの影響は無視できるほど小さい(<1%)	影響なし	影響なし	影響軽微	- (該当する知見なし)	影響軽微	設計差異に関する知見を教育資料等へ反映
ほう酸ポンプの台数	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし	- (該当する知見なし)	影響なし	-

〔凡例〕 : 影響有 : 影響軽微 : 影響なし

【ATENAガイドラインの概要（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、対策案を検討する。
- ✓ 対策案の抽出にあたっては、ハード対策に加えて、迅速な対応が可能なソフト対策の充実も考慮する。

ガイド2.3 対策案の検討

- ・ 評価の結果、着眼点の重要性に応じて対策案の検討を行う。ハード対策のみならず、コスト効果的なソフト対策を重視。
- ⇒ **新規規制基準の対応の中でハード対策は既に対応済みの場合が多いことを踏まえ、これに追加する対策や、新規規制基準対応で導入した設備の運用改善等のソフト対策を検討を推進**

【対策案の検討方法】

- ✓ 影響「有」については、対策案を検討。ハード対策に加えて、迅速な対応が可能なソフト対策の充実も考慮。
- ✓ 影響「軽微」については、改善案として手順書の確認や教育資料の作成等、既に改善が講じられていることの確認を含めて検討。

【対策案の例】

炉型	設計経年化の着眼点	対策案の例
PWR※	ECCSの再循環切替方式	<ul style="list-style-type: none"> ・手動切替方式を採用しているプラントに対して、自動切替ロジックを導入する。 ・再循環切替時の操作手順に関する運転員教育を充実する。

※ 安全性向上評価届出への反映を見据え、PWRについて先行して検討

ガイド3 対策要否の検討

- ・ 個別プラント評価結果に基づき、「安全上の対策の**効果**」と「対策に要する**リソース**」等を**総合的に勘案**し、対策の採否を判断。

ガイド4 継続的な評価

- ・ 以降は、設計の経年化を管理する観点から、新知見や新設計の情報が得られる都度、同様のプロセスを踏んで評価を継続。

【参考：ガイド2.3 対策案の検討】

- ✓ 対策の抽出にあたっては、運用の改善等のソフト対策を重視し、リソースをかけずに対応可能なものは、迅速に対応していく。

ソフト対策の例

a.手順の改善・追加

- 例) ・空調系喪失時の扉開放手順の整備、仮設排風器設置・使用手順整備など異なる手段による冷却機能確保
- ・想定を超える豪雨に備えた敷地排水経路の手段の確保手順の整備
- ・予報、傾向監視等による事前準備が可能な事象（想定を大幅に超える海水温上昇、台風の襲来など）を踏まえたプラント停止措置等の明確化と手順の整備
- ・インターロックバイパス又はジャンパー手順の追加

b.資機材リストの整備・予備品の確保

- 例) ・安全機能別資機材の配置場所リストの作成
- ・安全設備の故障想定毎の取替部品の準備

c.資機材調達手段の明確化（調達先連絡手段含む）

- 例) ・バッテリー調達先リストの作成
- ・他発電所の資機材互換性リストの作成

d.復旧活動支援ツールの整備

- 例) ・可搬設備接続箇所の標識設置
- ・アクセスルートの掲示
- ・現場配置図、写真、3D-CADの準備

e.メンテナンスの改善等の信頼性向上策

- 例) ・重要度の高い設備のメンテナンス頻度増加
- ・機器サーベランス等の伴う系統機能ダウンタイムの低減

f.教育訓練の改善（ヒューマンエラー改善）

- 例) ・リスク重要度の高い事故シーケンスに対応する手順の教育訓練頻度の増加
- ・リスク重要度の高いHFの運転員への周知
- ・設計基準を大幅に超える状況を想像する図上訓練の実施

等

【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。
- ✓ そのため、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。

ガイド2.1 設計の経年化評価に係る着眼点の抽出（外的事象）

PRA等の様々な評価結果から脆弱性が見出された設備等について、設計の経年化の観点で分析し、着眼点を抽出（外的事象）

外的事象については、安全機能の比較よりも、個別プラントのハザードに対する防護の特徴を捉えて着眼点を選択する必要がある。そのため、外的事象に対しては、サイト固有の情報を踏まえたうえで、着眼点を適切に選択する。

a) PRA：ドミナントシーケンスに含まれるリスク重要度の高い設備等に着目し、設計の経年化による影響が考えられる着眼点を抽出。比較可能なPRAがある場合は、その比較により設計の経年化に係る着眼点を抽出。

⇒ 地震・津波 等 例：同一サイト内にある、ハザードが共通の1号機と2号機の地震PRA結果を比較し、CDFの差の要因となる点を抽出。

b) 安全裕度評価：設計基準を超えるハザードレベルで脆弱性が認められる点に着目し、着眼点を抽出。

⇒ 竜巻・津波 等 例：設計基準を超える高さの津波によりサイト内で浸水が発生した場合における脆弱性を抽出。

c) プラントウォークダウン：PRAや安全裕度評価の際に実施し、ハザードに対する脆弱性が潜在し得る現場配置等の設計に着目し、着眼点を抽出。

⇒ 外的事象全般 例：安全上重要な機器の上部に耐震性の弱い配管が通っており、地震の際に他系統からの波及的影響を受けてしまう配置設計上の弱点を抽出。

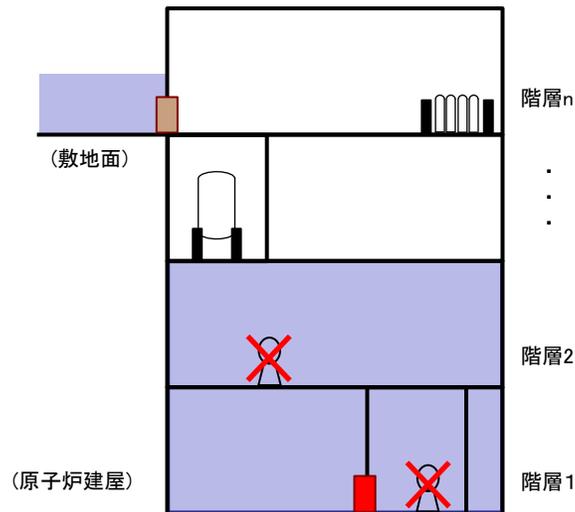
【地震の評価手法の概要】

- ✓ **既存の地震PRA評価結果**を用いて、脆弱性を評価する。
地震PRAにより、設計基準を超えた領域までの機器等の損傷確率を考慮してCDF等を評価できると考える。
- ✓ **相対的な評価結果（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する。**
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の活用が有効であると考え。
- ✓ **個別プラントにおけるドミナントシーケンス等を分析し、主要なシナリオの要因（機器損傷、操作失敗）を確認する。**

【津波の評価手法の概要】

- ✓ **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（階層毎に一律に浸水すると仮定）していった場合に機能喪失するシステムを抽出して事故シーケンスを整理し、脆弱性を評価する。**
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することが有効であると考え。

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)



◀浸水レベル毎の機能とプラント状況（BWRの例）▶

原子炉建屋内浸水状況 (階層の数字が小さいほど下層を示す)	浸水ケース毎に至るプラント状態						
	原子炉停止	原子炉注水	原子炉減圧	格納容器下部注水	格納容器除熱		
階層3より下層が浸水	○ (運転手順に基づきスクラム実施済)	×	-	×	-	×	-
原子炉注水手段が確保されず、炉心損傷に至る。 また、炉心損傷後の原子炉減圧を実施できず、DCH/HPMEが発生することで格納容器破損に至る。							
階層2より下層が浸水	○ (運転手順に基づきスクラム実施済)	×	-	○ SRV/HPIN	×	-	○ FCVS
原子炉注水手段が確保されず、炉心損傷に至る。 また、炉心損傷後の原子炉減圧の実施によりDCH/HPMEは回避されるもの、MCCIが継続することで格納容器破損に至る。							
階層1が浸水	○ (運転手順に基づきスクラム実施済)	○ ・HPAC ・SRV+MUWC	○ SRV/HPIN	○ MUWC	○ FCVS		
炉心損傷に至らず、事象は収束する。							

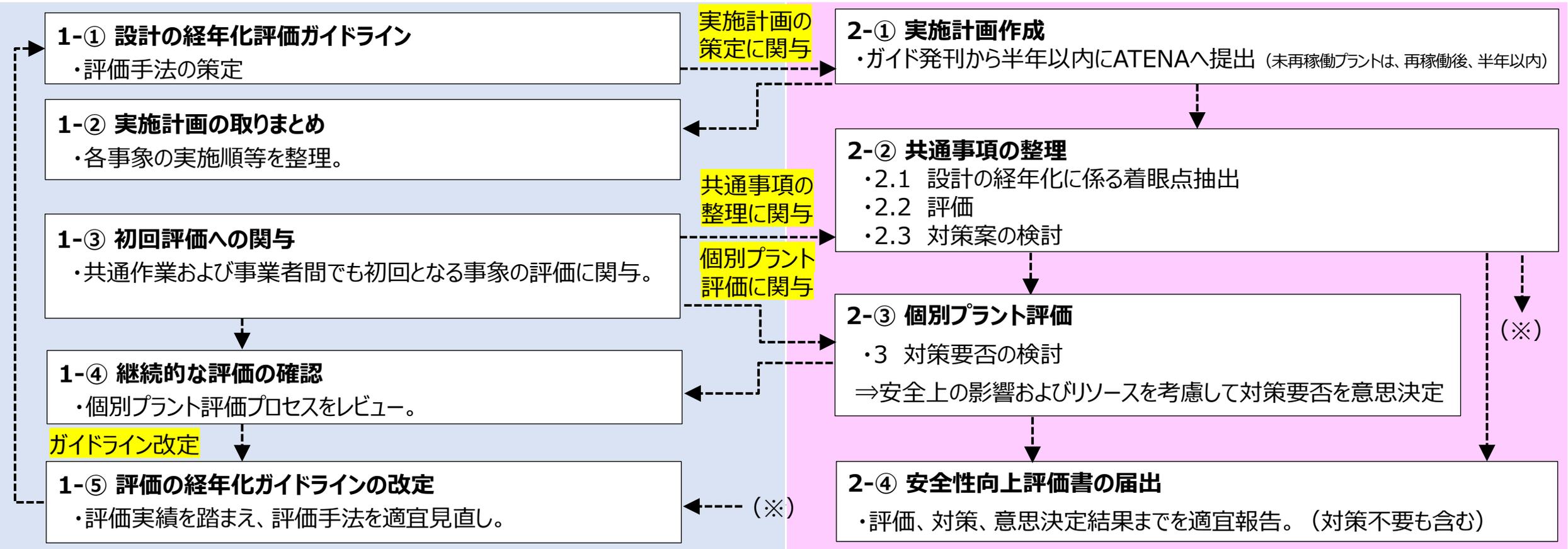
【ガイドライン改訂】

- ✓ ATENAは、ガイドラインを発刊し、事業者に対して安全対策の導入を要求した（2020年9月25日）。
- ✓ 下表の検討内容を踏まえ、ガイドラインに反映し、改定1版として発刊した（2023年6月6日）。

ガイドライン改訂の内容

内的事象に関する評価	<p>事業者がガイドラインに沿って取り組んだ<u>内的事象に係る評価のプロセスの確認を踏まえ、標準手順を作成し、以下の点を具体化</u>した。</p> <ul style="list-style-type: none">• 評価対象系統• 設計差異を抽出する視点、具体例• 設計の着眼点を抽出する観点• 着眼点の重要度の評価方法（3段階（影響「有」「軽微」「無」）に分類することや基準）• 着眼点の重要度に応じ、対策案と改善案を検討（影響「有」は対策案、影響「軽微」は改善案）
外的事象に関する評価	<p>2022年4月19日CNO意見交換会にて、原子力規制委員会委員の材料、配管取り回し、インターロック等の意見を考慮し、<u>設計差異の「視点」を標準手順に反映</u>した。</p> <p>外的事象は、<u>PRAやストレステスト等の方法から評価対象ハザード毎に適切な方法を選択</u>するとしていたが、今回、具体的に設計経年化の着眼点を抽出するため、<u>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を検討し、標準手順を作成</u>した。</p>

ATENAの関与	事業者の取組
<ul style="list-style-type: none"> • 事業者に実施計画の策定を求め、取組状況を把握【1-②】 • 内的事象の『共通事項の整理』に関与【1-③】 • 事業者間で初回となる『個別プラント評価』に関与。【1-③】 • 事業者毎の個別プラント評価のプロセスレビューに関与【1-④】 	<ul style="list-style-type: none"> • 実施計画を策定し、ATENAに提出【2-①】 • ガイドに基づき内的事象の『共通事項の整理』を実施【2-②】 • 事業者毎の個別プラント評価結果に基づき、対策要否を判断【2-③】 • 評価結果を安全性向上評価書にまとめ、適宜報告【2-④】



- ✓ 事業者は、新規制基準に適合したプラントについても安全性向上評価を継続することで、**更なる安全向上を自主的に追及**している。ATENAのガイドラインに基づき**設計の経年化評価**を行うことで、**自プラントの安全上の特徴を理解**するとともに、必要に応じて**ハード及びソフト対策を検討し、発電所の継続的な安全性向上**を図ることができる。また、『共通事項の整理』及び個別プラント評価の結果を安全性向上評価書にまとめ、適宜報告していく。
- ✓ 事業者とATENAは、**内的事象に係る評価（PWR）として、『共通事項の整理』として設計経年化の着眼点を抽出し、評価、対策案の検討を実施**した。引き続き、内的事象に係る評価（BWR）の検討を進めていく。また、外的事象に係る評価については、地震、津波の検討が完了し、引き続き、火災の検討を進めている。
- ✓ ATENAは、内的事象及び外的事象に係る設計経年化評価の検討内容を**標準手順として整理し、ATENAガイド『設計の経年化評価ガイドライン（改定1）』に反映した（2023.6改定済）**。
- ✓ 今後も引き続き、ATENAガイド（標準手順）の内容を踏まえて、**事業者は、設計の経年化評価を進め、ATENAは、事業者の行う評価に関与**していく。