

安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組

(設計の経年化評価について)

2023年8月

- ✓ 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、長期停止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、必要な取組をガイドラインに取りまとめ、各事業者に対して以下の3項目の経年劣化管理の取組の強化を要求した。**

※ : 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)

「物理的な経年劣化」管理の取組

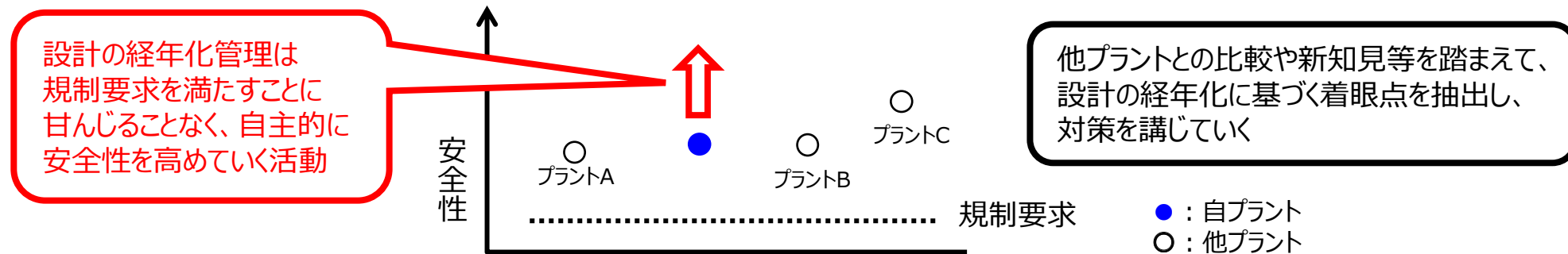
＜①長期停止期間中の経年劣化管理＞

- ✓ 長期停止期間は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>

- ✓ 長期運転を進めて行くにあたり、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、その時点の**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し、これに対して効果的な安全性向上策を検討**することについてATENAガイドとして取りまとめ、事業者の自主的かつ継続的な安全性向上の取組を要求した。



現在の自主的安全性向上の枠組み

- ・ 時間が経過したプラントについても、規制要求（新規制基準、バックフィット）を満足するプラントは運転が許容されるが、事業者は規制要求に留まることなく、更なる安全性向上を追求するための自主的な活動を継続。
- ・ この自主的安全性向上活動の結果は規制要求（原子炉等規制法第43条の3の29）にもある安全性向上評価の届出にて報告。

「非物理的な経年劣化」管理の取組

<②設計経年化管理>

- ✓ ATENAの取組は、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、自主的安全性向上活動の中における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、設計の経年化管理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に資する。

⇒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。

取組事項	事業者の取組状況 ()には規制対応を含む) とATENAの取組			
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">物理的な劣化</p>	<p>設備の経年劣化への対応</p> <p>(経年劣化事象) 腐食、SCC、摩耗、照射脆化、疲労等</p>	<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 <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) <ul style="list-style-type: none"> 大部分の機器は不使用 <ul style="list-style-type: none"> 停止中は劣化モードなし 保管により有意な劣化なし 一部の機器は使用 <ul style="list-style-type: none"> 保全により機能回復・維持 有意な劣化なし(評価で確認) 	<p>④ ATENAレポートを作成済 (2022年3月発刊)</p> <p>より安全な長期運転に資するべく、米国80年運転認可も参考に、経年劣化評価に必要な知見拡充事項を整理</p> <p>PWR粒界割れ知見拡充 (WG体制を組んで対応中)</p> <p>運転経験より得られた産業界で取組むべき共通の技術課題として対応</p> <p>ATENAガイドを作成済 (いずれも2020年9月発刊)</p> <p><①長期停止保全ガイド></p> <p>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</p>	<p>長期停止期間中の経年劣化管理に加え、プラント運転中も含めた経年劣化管理についても、80年認可が行われている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を纏めたレポートを作成した。</p> <p>運転経験で得られた新知見についても共通課題となるものは個別に取組んでいる (大飯3号加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れを受け、PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充に関し体制を組んで取組中)。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">非物理的な劣化</p>	<p>最新知見の反映 (設計経年化対応)</p>	<p>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</p>	<p><②設計経年化評価ガイド></p> <p>「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</p>
<p>製造中止品への対応</p>		<p>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</p>	<p><③製造中止品管理ガイド></p> <p>プラントメーカ・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</p>	

- ✓ 設計の経年化管理については、**ATENA『設計の経年化評価ガイドライン』に基づき、設計の経年化評価を実施**している。

◀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」を発刊
- ・2021年2月、事業者の実施計画を策定（ATENAにて公表）
- ・2022年4月、CNO意見交換会にて設計経年化評価の状況を説明
- ・2023年6月、「設計の経年化評価ガイドライン（改定1）」を発刊

- ✓ 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。仮に設計思想が変わった場合、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できると考える。
 - 一方で、外的事象については、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。ただし、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。
- ・ 上記の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

●『設計の経年化評価ガイドライン』における評価手法の概要

2.1 設計の経年化評価に係る着眼点の抽出

- ・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。
- ・抽出された着眼点は、設計の経年化に関わらないものも含め、安全性向上評価の対象として整理。

① 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）

- ・安全重要度クラス1、2の機能有する設備を対象に、安全機能およびこれを脅かす要因のメカニズムを整理。

例：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。

⇒ 13 の縦軸の整理

b) 設計図書等の比較による設計の整理（どこが違うか）

- ・a)で抽出された要因（メカニズム）に対して、国内の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。（設備図書等を基に整理）

例：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。

⇒ 13 の横軸の整理

c) 安全上の着眼点の抽出

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

2.1 設計の経年化評価に係る着眼点の抽出（続き）

② 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。このため、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を考え得るものを抽出。
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う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。

2.2 評価

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。着眼点毎に、PRA評価結果、PRAモデル化要素、SA解析など安全上の視点から重要性を評価。

【BWR PCV評価の例】

(a) PRA評価結果に基づく評価 ⇨ 14

○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。

⇒『図2 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度』について、PCV型式毎に比較。

・いずれの型式でも過圧が上位であり、DCH・FCI・MCCIは下位。

⇒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

（他の破損モードについても、コスト効果的な対策の有無を検討）

(b) PRA以外の評価 ⇨ 15

○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。

⇒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。

2.3 対策案の検討 ⇨ 16

- ・ 評価の結果、着眼点の重要性に応じて、考える対策案の検討も行う。

対策は、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が、これに追加する対策や、新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。

ソフト対策の例：新規制基準対応の際に導入したフィルターベント（FCVS）は、隔離弁を遠隔で手動操作するためのユニハンドラーを用いているが、開操作にあたってはトルクが大きく、またストロークも長いため操作に時間を要する。このため、電動ドリルを改造した工具を現場に設置し、迅速かつ容易な弁操作を可能にすることで操作時間を短縮し、安全向上に寄与。

3 対策要否の検討

- ・ 2 の分析結果に基づき、抽出された着眼点に対して、個別プラント評価結果に基づく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、具体的な対策を検討して採否を判断。

4 継続的な評価

- ・ 2 の評価が一通り済んで以降は、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：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
・機器サーバ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

2.1 設計の経年化に係る着眼点の抽出

既設の格納容器の代表的な型式を比較。安全機能に関する本体と内部構造に着目。

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

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。

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。

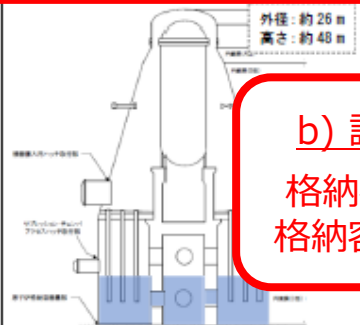
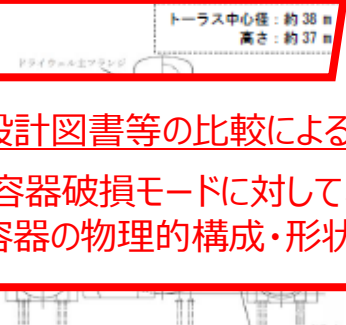
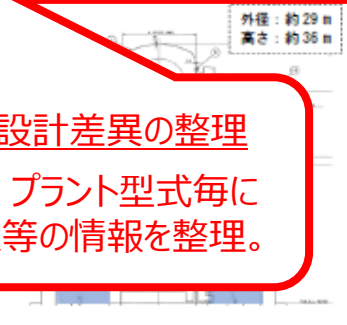
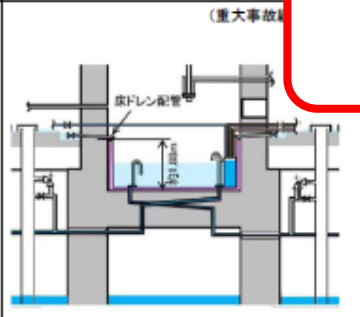

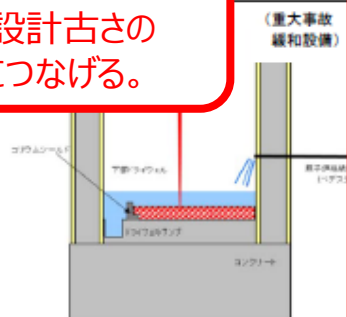
機能	項目	Mark-II (3293 機)	Mark-II 改 (2436 機)	ABWR (3926 機)	備考
	概形				
閉じ込め(3/4) —過圧過温防護	最高使用圧力 (kPaG) 最高使用温度 (°C) 自由体積 (m3) S/P水量 (m3) ペント管形状 水浸 (m) 構成材	+310 / -14 [限界圧力: +620] D/W: 171, S/C: 104 [限界温度: 200] D/W: 約 5700, S/C (空間部): 約 4100 約 3400 0.6 mφ × 108 本 (直管) 約 3.3 (LWL) 本体、ペント管: 鋼製 ベDESTAL: コンクリート	+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 (LWL) 本体、ペント管: 鋼製	+310 / -14 [限界圧力: +620] 同左 D/W: 約 7400, S/C (空間部): 約 6000 約 3500 0.7 mφ × 3 段 (水平ペント) × 10 本 (垂直管) 約 3.2 (LWL, 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)	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 倍の圧力あり)			実績に基づく
閉じ込め(4) —MCCI 抑制	コリウムシールド				(重大事故緩和設備)
閉じ込め(4) —蒸気爆発抑制	ベDESTAL水位制御 溶融物落下抑制	ドレン制限弁、サンブ・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

図1 格納容器 設計変遷 (差異) 比較の例

2.2 評価

(a) リスク評価上の特徴 (レベル1.5PRA (内的事象、状態A+α) の評価結果)

- ・2.1で抽出した安全機能に関する設計の違いが、安全上どのように影響するのかをPRAで評価する。

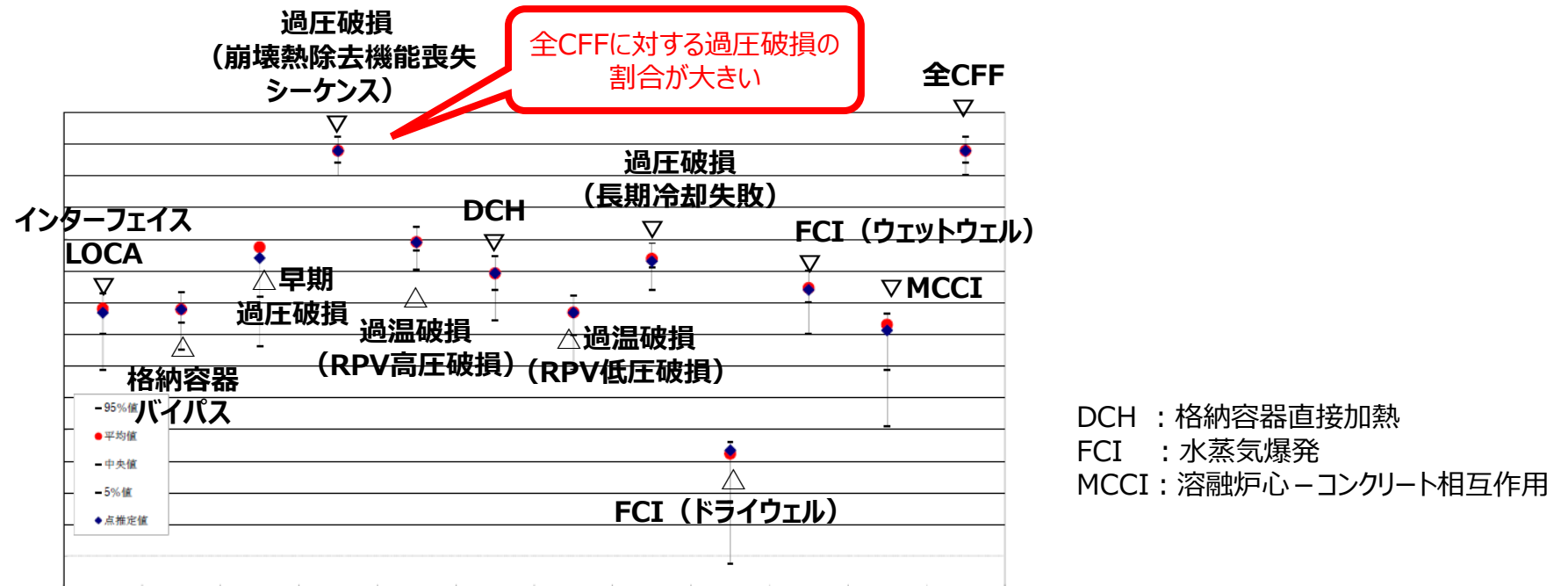


図2 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度 (Mark- II の例)

⇒ 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。

2.2 評価 (続き)

(b) 安全裕度

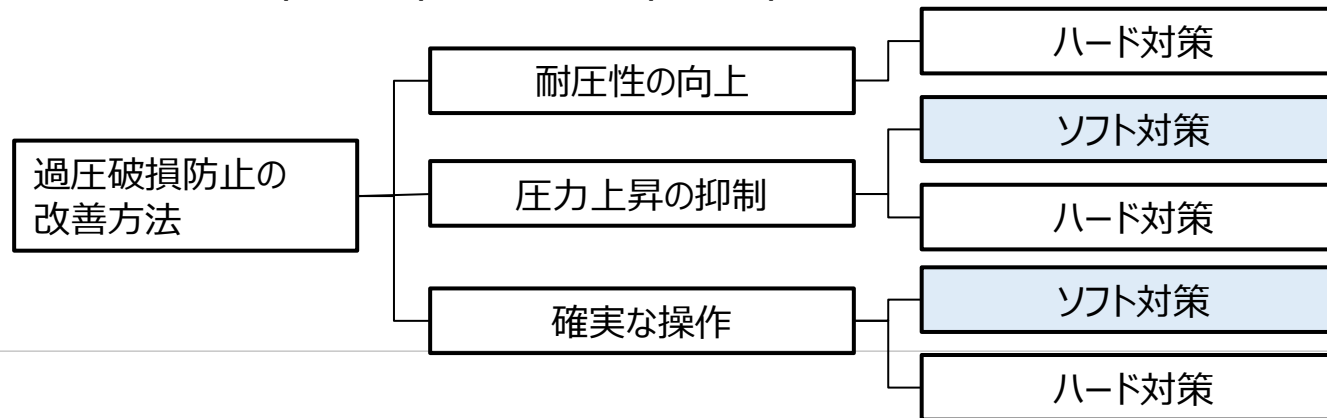
- ・ (a) をふまえ、安全上重要な過圧破損モードに関連するパラメータを比較すると、出力あたりの容積・水量や最高使用圧力から、Mark- II に比べてMark- I 改が相対的に最も裕度が大きい。

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 P_d (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

表 1 過圧に関連するパラメータの例 ※有効性評価：過圧/過温ケースの評価結果

⇒ 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



2.3 対策案の抽出

・2.2で抽出された過圧破損の特徴に対して安全性を向上させる対策案を抽出する。

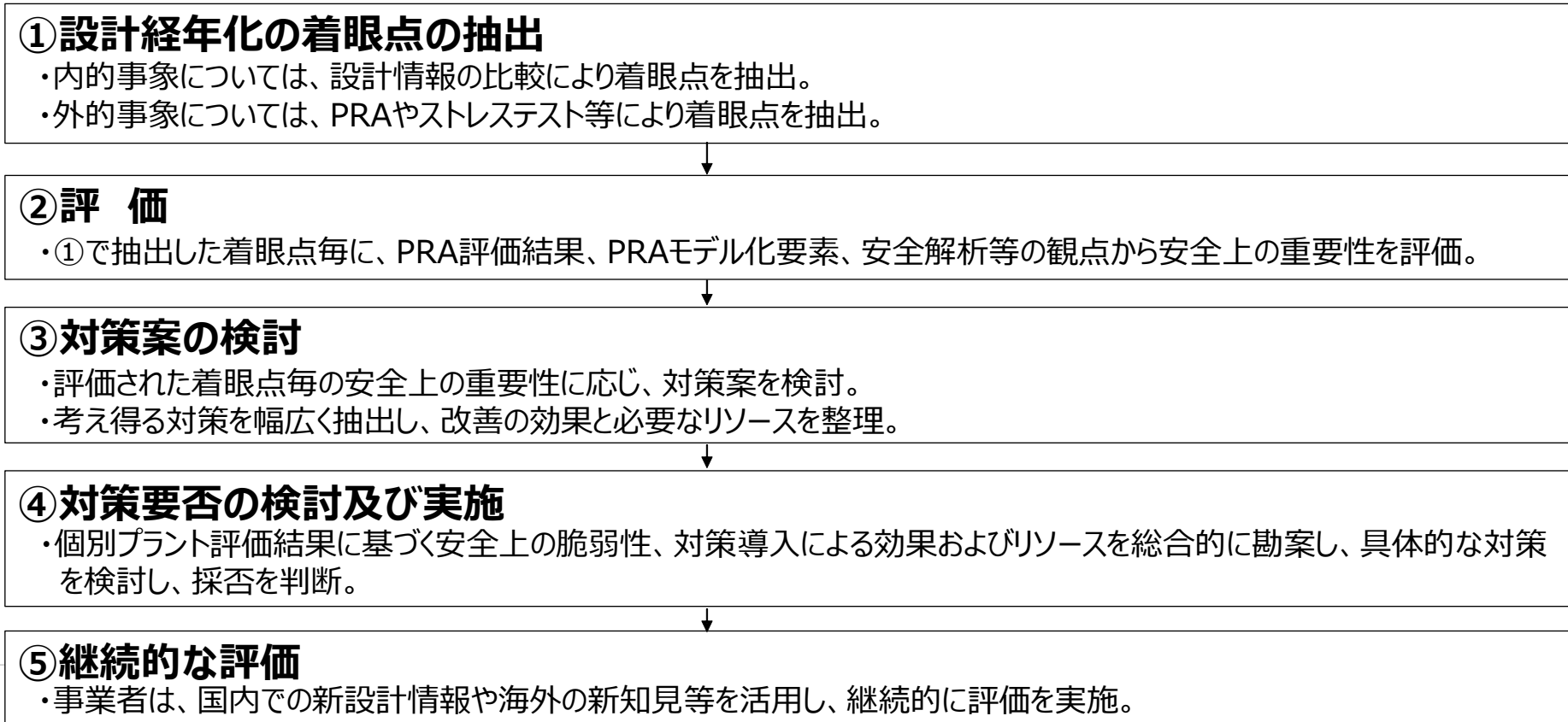
: ソフト対策

要素	対策	補足
耐圧性の向上	格納容器容積の増加	バッファタンクの追設等。
	耐圧性の向上	格納容器材料の変更等、新技術の開発。
圧力上昇の抑制	除熱機能の追加	サイトの状況や取水設備の構成等に応じて、大気をヒートシンクとしてた常設代替循環冷却を追加。
	除熱手順の改善	AM整備の際に、CUW/ドライウェルクーラー活用（能力は系統設計に依存）手順、RHRの復旧手順、不活性ガス系/SGTSベント手順を整備。
	代替格納容器スプレイ	新規規制基準対応の中で、復水補給水系（MUWC）、消火系、消防車による注水ラインを整備したため、手順を改善。
確実な操作	運転員負荷の小さい設備の導入	常設代替循環冷却（大気）は、現場操作不要とする設計とすれば、運転員の負荷は小さい。
	格納容器ベント手順の改善	FP放出の低減を図るための手順を追加。
	運用の改善	特重設備の優先的な使用を考慮した手順を整備。
	運用の改善	フィルターベント隔離弁のユニハンドラー操作時に使用する電動工具の整備し、開操作時間の短縮・運転員の負荷低減を図る。
	手順書の改善	現場状況を踏まえた復旧手順のレビューによる改善。
	訓練による改善	要員の技術力維持および向上、手順の見直しに資する。
	保全の充実	リスク重要度の高い設備の保全方法・頻度の改善による信頼性向上。

⇒各事業者は、抽出された対策案を基に、自プラントにおける効果やリソース等を総合的に勘案し、具体的な対策を検討の上、採否を判断。

- ✓ 内の事象については、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を抽出し、②評価、③対策案の検討を進めている。**
- ✓ 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している（地震、津波は検討完了。火災について検討している）。**

【ATENAガイドラインの評価フロー概要】



【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】

- ✓ 新規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。(詳細は 27 28 参照)
- ✓ **具体的には、性能、システム構成 (配管・弁構成を含む)、材料・材質※、作動方法・インターロック、システム運用、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。

※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。

【抽出した着眼点の例】

炉型	システム/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

⇒詳細は 29

【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視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	<a)PRA評価結果の観点から評価> ・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。 <b)PRAモデル化要素 (ヒューマンファクタ) の観点から評価> ・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 ⇒詳細は

29 ~ 31

※ 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。

【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。

【対策案の検討方法】

- ✓ 「②評価」にて、**影響「有」と評価した着眼点については対策案を検討**。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。
- ✓ 「②評価」にて**影響「軽微」と評価した着眼点については改善案**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を確認することを含めて検討**。

【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	・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。

【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。（詳細は 22 ）

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してCDF等</u>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することが有効である</u>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することが有効である</u>と考える。 • <u>設計基準を超える津波によって建屋内の浸水レベル毎の事故シーケンスを検討し、着眼点を抽出することが有効である</u>と考える。
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> • <u>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を想定した場合の脆弱性を抽出するための手法を検討中。</u>

【地震の評価手法の概要】

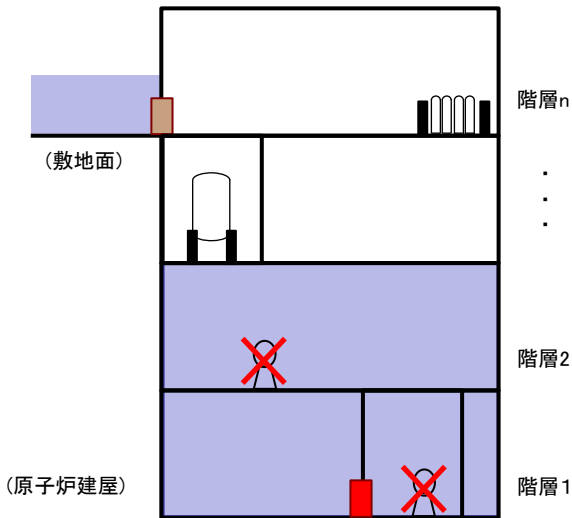
- ✓ 既存の地震PRA評価結果を用いて、脆弱性を評価する。
- ✓ 相対的な評価結果（リスク重要度）のプラント間比較を行い、特定のプラントで顕著に見られる特徴がないか確認。
- ✓ 個別プラントにおけるドミナントシーケンス等の分析を行い、主要なシナリオの要因（機器損傷、操作失敗）を確認。

【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※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。

※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)



≪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。									

(1) 今後のATENAの関与（【 】内は 24 のフローの番号を示す。）

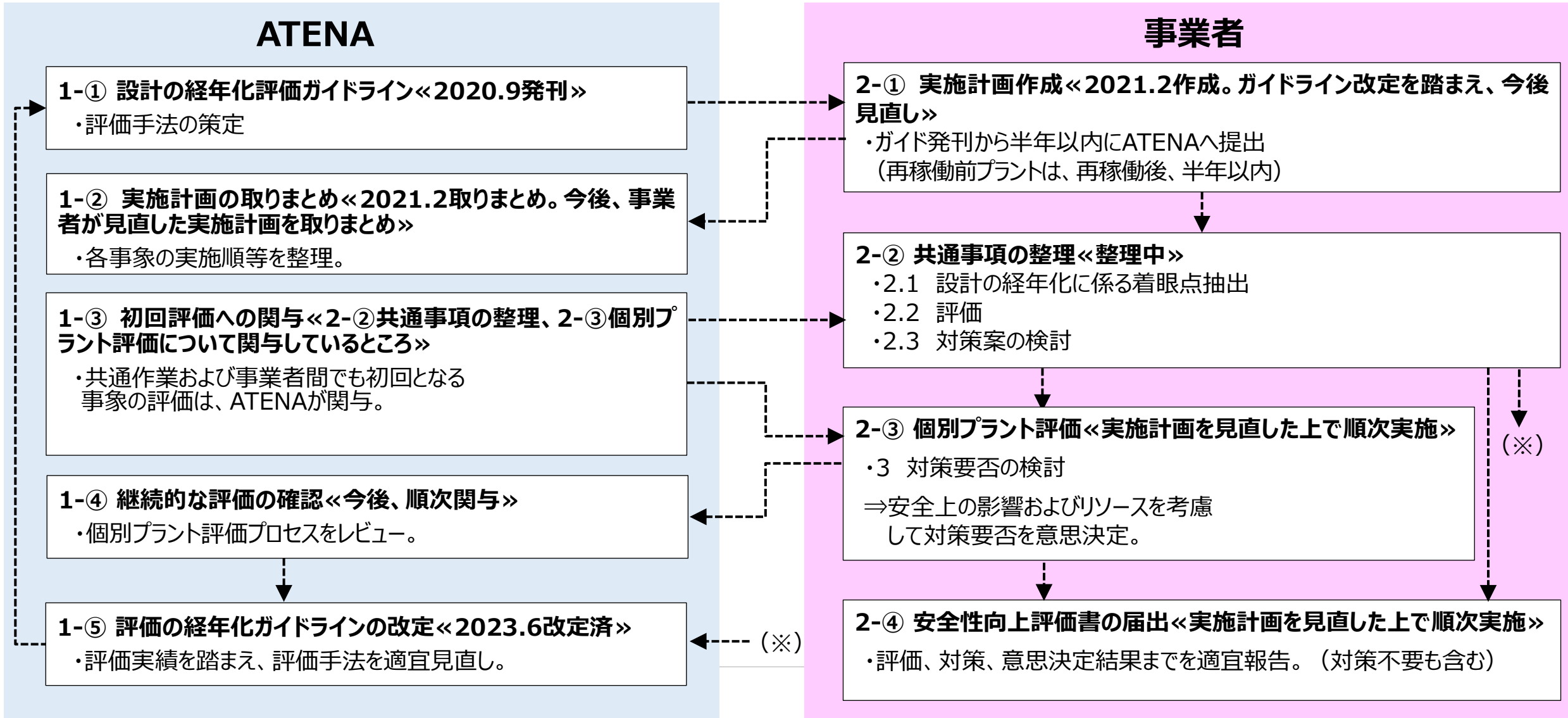
- ✓ 引き続き、内的事象の『共通事項の整理』（2.1 設計の経年化に係る着眼点の抽出、2.2 評価、2.3 対策案の抽出）についてATENAが関与。【1-③】
- ✓ ガイドライン改定を踏まえ、各事業者に実施計画の見直しを求め、各社の取組状況を把握。【1-②】
- ✓ 『個別プラント評価』における事業者間で初回となるハザードの評価にはATENAが関与。【1-③】
- ✓ 事業者毎の個別プラント評価における評価プロセスをレビューして関与。【1-④】

(2) 今後の事業者の取組（【 】内は 24 のフローの番号を示す。）

- ✓ 引き続き、既存のプラントを対象に、ATENAガイドに基づき内的事象の『共通事項の整理』を実施。【2-②】
- ✓ ガイドライン改定を踏まえ、実施計画を見直し、ATENAに提出する。【2-①】
- ✓ 新規制基準への適合が確認されたプラントを対象に、実施計画に基づき、事業者毎の個別プラント評価結果に基づく安全上の脆弱性と対策の効果と要するリソース等を総合的に勘案し、具体的な対策を検討し、採否を判断。【2-③】
- ✓ 『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、適宜報告する。対策を実施しない場合も、検討過程・判断根拠等を記載する。【2-④】

7. 今後のATENAの関与及び事業者の取組 (2/3)

✓ 設計の経年化管理に係る事業者およびATENAの関係を以下の通り。《 》内に現在の状況を示す。

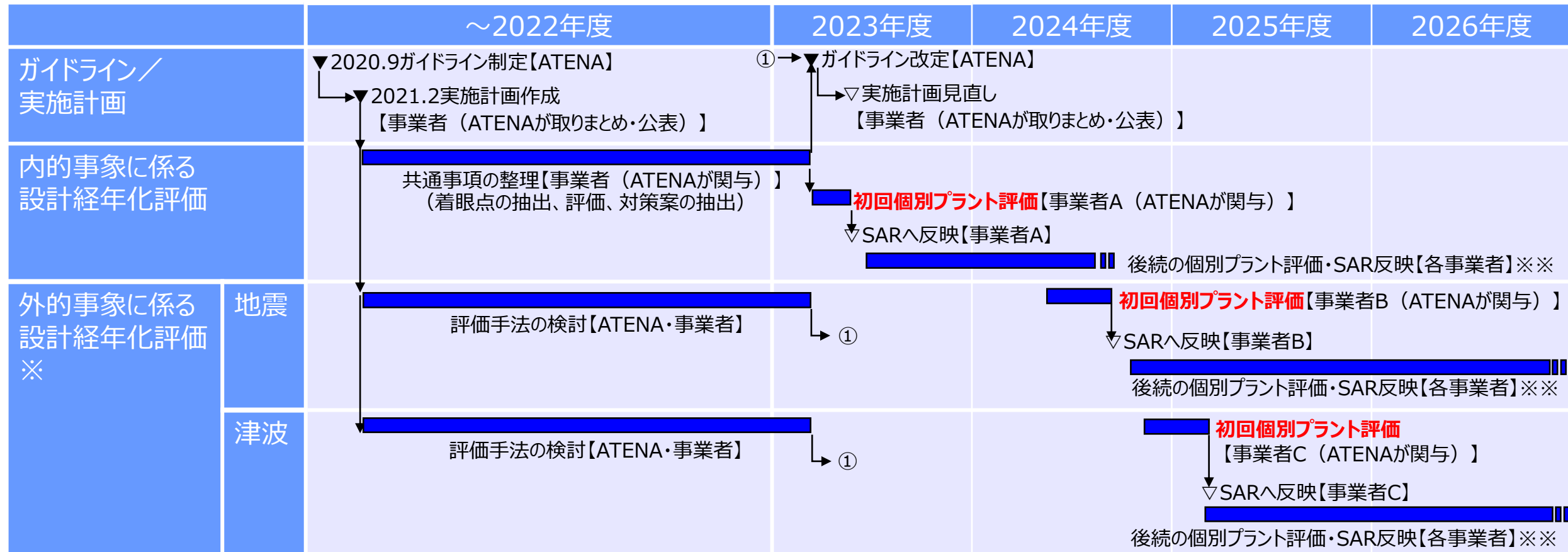


7. 今後のATENAの関与及び事業者の取組 (3/3)

【今後のスケジュール概要】

- ✓ 設計の経年化評価は、新規制基準に適合して再稼働したプラントから、随時実施。
- ✓ 内的事象に係る評価結果は、地震や津波に係る評価において着眼点を分析する参考となることから、まず内的事象に係る評価に取り組み、その後、地震や津波に係る評価に取り組む。

【イメージ】（今後、事業者の実施計画見直しの中で具体化）



※火災に係る設計経年化評価手法については引き続き検討。検討完了次第、ガイドラインに評価手法を反映し、事業者の実施計画を見直した上で個別プラント評価を進めていく。
 ※※初回評価後、3年程度でPWR許可済プラントは評価が終了する見込み

- ✓ 新規制基準に適合したプラントも、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。事業者は、新規制基準への適合が確認されたプラントを対象に、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に資する。
- ✓ 長期運転を安全に進めていくため、設計の経年化評価として、内的事象に係る評価については、『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、対策案の検討を進めているところ。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ところ。
- ✓ 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は、標準手順として整理してATENAガイドラインに反映した（改定済）。
- ✓ 標準手順の内容を踏まえて、事業者は実施計画を見直した上で、順次個別プラントの評価を進め、ATENAは初回個別プラント評価の内容に関与していく。
- ✓ また、事業者は『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、適宜報告する。

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

- ✓ 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。

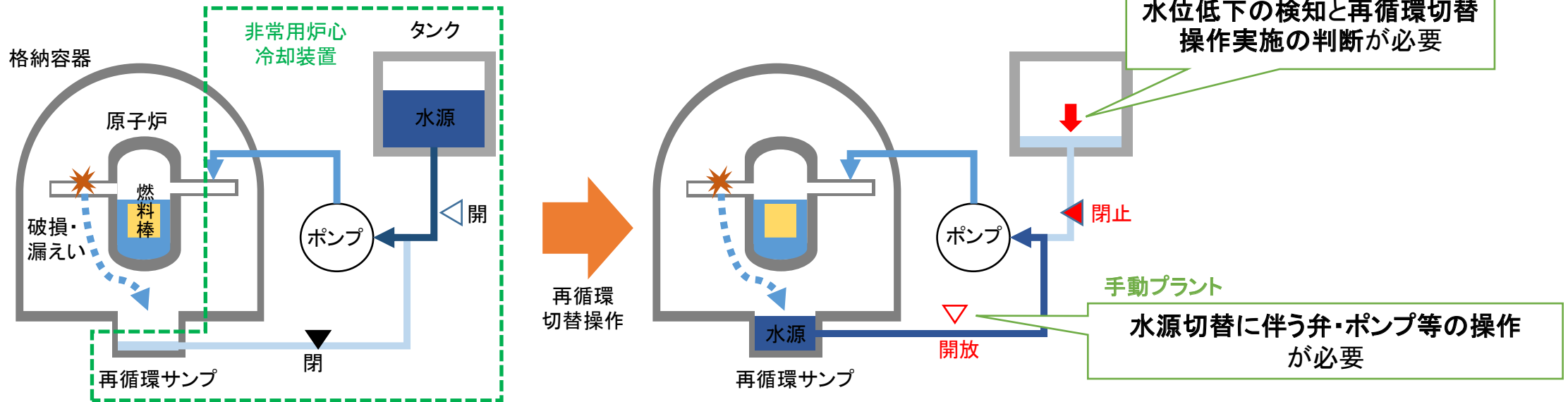
【対象プラント（計16プラント）】

- 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

<ECCS再循環切替の概要>



【各プラントにおける水源切替に伴う弁・ポンプ等の操作】

・自動：高浜3, 4号機、大飯3, 4号機　・半自動：敦賀2号機、泊3号機　・手動：その他プラント

(1) 確率論的リスク評価の影響確認結果…「影響あり」

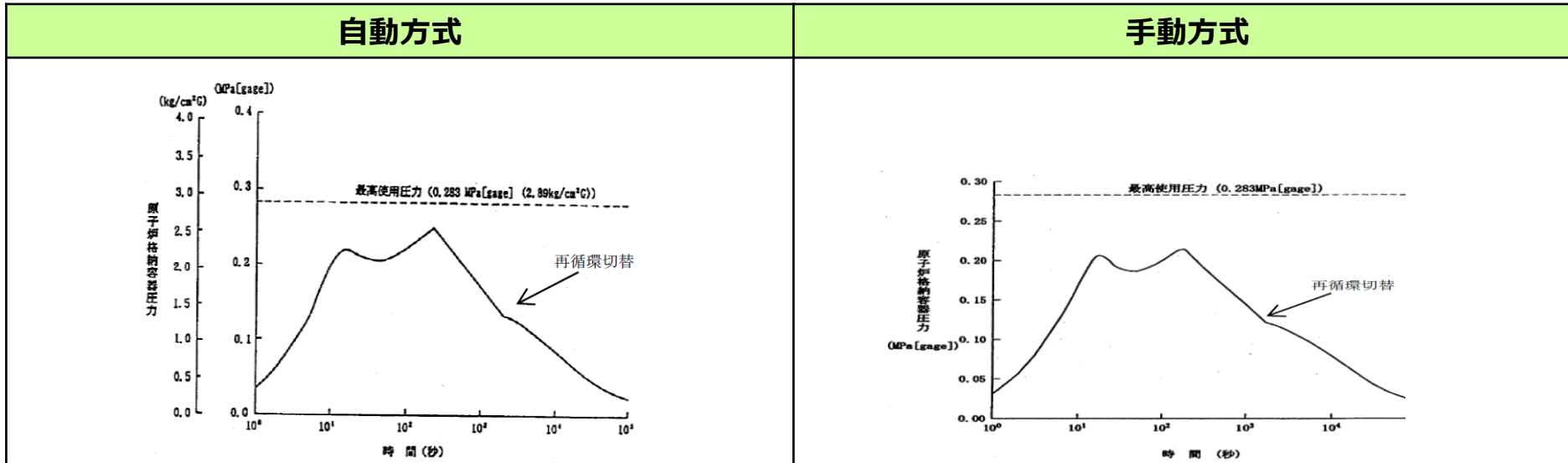
- ✓ 再循環運転切替手段が異なることにより再循環運転切替に係る操作失敗確率に影響する。
- ✓ 自動方式では運転員操作がないため、再循環切替操作の失敗によるCDFへの寄与は0であるが、手動方式及び半自動方式では、LOCA時における運転員の操作失敗によるCDFへの寄与が 10^{-7} /炉年オーダーであり、**自動方式を採用することで全CDFは数10%程度の低減が可能。**

(2) 決定論的安全解析への影響確認結果

① DB/SA解析への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 設計差異が影響しうるDB事象としてLOCAがあげられるが、下図のとおり、再循環運転切替操作前に原子炉格納容器圧力は最大となり、切替操作時点では低下傾向となっているため、原子炉格納容器健全性については設計差異による影響を受けない。同様に、炉心冷却性についても、その評価指標である燃料被覆管最高温度は再循環運転開始前に発生するため影響を受けない。
- ✓ 設計差異が影響しうるSA事象として全交流動力電源喪失時のRCPシールLOCA等の再循環運転による長期冷却が必要な事故シナリオがあげられるが、切替操作手段の差異によっても1次冷却系への注水、格納容器再循環ユニットによる格納容器再循環ユニットによる格納容器気相部冷却は連続的に行われるため、有意な影響はない。

原子炉格納容器最高圧力（大破断LOCA時）の比較



(2) 決定論的安全解析への影響確認結果（続き）

②放射線の環境影響（平常時被ばく評価）の確認結果…「影響なし」

- ✓ 平常時の被ばく評価において、ECCS再循環自動切替操作手段の設計差異は評価条件に影響するものではないことから、放射線の環境への影響はない。

(3) その他

①ヒューマンファクタへの影響確認結果…「影響あり」

- ✓ 自動方式プラントでは、RWST水位低警報が発信前に行う準備操作、RWST水位低警報発信の確認、半自動方式プラントで採用する再循環切替スイッチの投入操作、および、その後の再循環切替操作は、すべて自動化される。また、運転員は、自動切替後のラインアップ確認に集中することができ、半自動方式プラントに比べ、更に作業負荷の低減、ヒューマンエラー発生への低減に寄与する。この効果は、事故時の事象進展が早く、運転員の時間余裕が短い大破断LOCA事象で特に顕著になる。
- ✓ 以上より、ヒューマンファクタの観点からは、手動方式プラント、半自動方式プラント、自動方式プラントの順に、運転員負荷が小さくなり、ヒューマンエラー発生が抑制され、有意な影響があると評価。

②他プラントでの経験及び最新知見への影響確認結果…「影響なし」

- ✓ 高圧再循環時の取水方式の設計差異に関しては、他プラントでの経験及び最新知見において、設計差異の評価に影響するような知見はない。

≪PWRの例≫

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		
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