
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5月8日

- ✓ 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※も参照し、物理的な経年劣化、及び、非物理的な経年劣化の両面から、経年劣化管理の全体像とその対応について検討するとともに、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。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。
- ✓ 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。

<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。

- ✓ 更に、①の長期停止期間中の経年劣化管理に加え、**④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。
- ✓ 上記の包括的な経年劣化管理の取組みに加え、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）。

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		
物理的な劣化	<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>
	非物理的な劣化	<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>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</p>

⇒本資料にてご説明

- ✓ 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、評価の概要及び状況について説明**させていただきます。

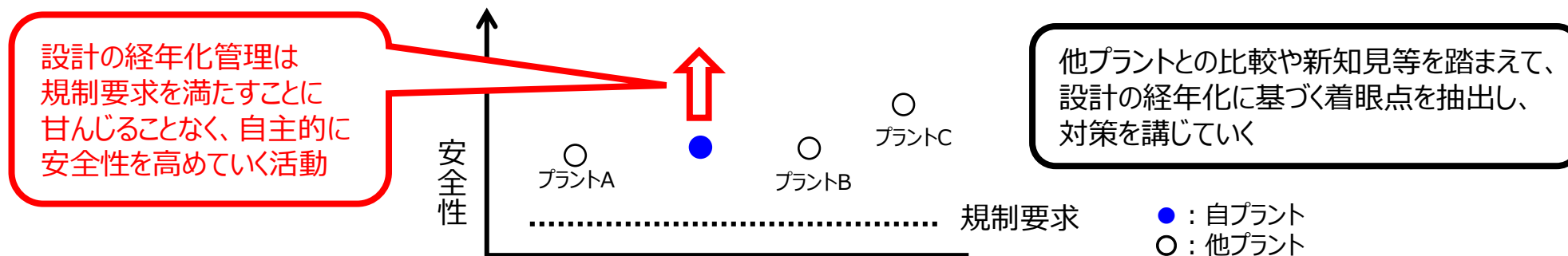
◀設計の経年化管理に係る経緯▶

- ・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

2. 設計の経年化評価の概要 (1/2)

- ✓ 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に甘んじることなく、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」を導入することとした。

《設計の経年化評価のイメージ》



2. 設計の経年化評価の概要 (2/2)

- ✓ 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ている。
- ✓ 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。

3. 設計の経年化評価の状況

- ✓ 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。**

【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

- ・内の事象については、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。

4. 内的事象に係る評価（1/3）

【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 17 18 参照）
- ✓ **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。

※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	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

4. 内的事象に係る評価（2/3）

【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
BWR	格納容器形状、格納容器の自由体積 等	<p><a)PRA評価結果の観点から評価></p> <ul style="list-style-type: none"> ・いずれの型式においても、格納容器の破損頻度の寄与が大きいのは過圧破損という特徴がある。 ・MCCIに対しては、RCCVはペDESTAL床面積が広く、事前水張しない場合においても冷却成功する確率が高い点で優位性があるが、Mark-I改、Mark-II改でもRPV破損前の水張又は破損後注水によって抑止可能であり、有意な影響となる相違はない。 <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ものの、操作の猶予時間は大きい。 	影響 軽微
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

【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
BWR	格納容器形状、 格納容器の自由体積 等	・いずれの型式においても格納容器破損防止対策に係る操作猶予時間が確保されているが、相対的に猶予時間が短くなる場合があることから、設計差異による影響を図書にまとめ、教育資料とする。 ・猶予時間の中で確実に対応が可能となるように訓練の頻度を増加する。
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。

5. 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 12）

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</u>することが有効であると考え。 • 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。
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。

5. 外的事象に係る評価 (2/2)

【地震の評価手法の例】

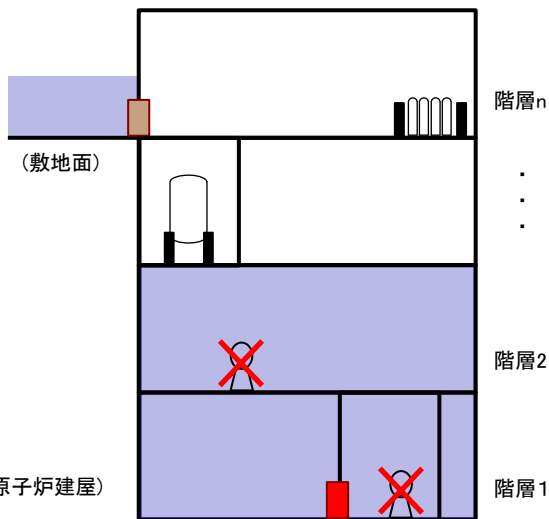
- ✓ 既存の地震PRA評価結果を用いて、脆弱性を評価する。
- ✓ 相対的な評価結果 (リスク重要度) のプラント間比較を行い、特定のプラントで顕著に見られる特徴がないか確認。
- ✓ 個別プラントにおけるドミナントシーケンス等の分析を行い、主要なシナリオの要因 (機器損傷、操作失敗) を確認。

【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 (階層の数字が大きいほど 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							

6. 今後のATENAの関与及び事業者の取組（1/3）

(1) 今後のATENAの関与（【 】内は 14 のフローの番号を示す。）

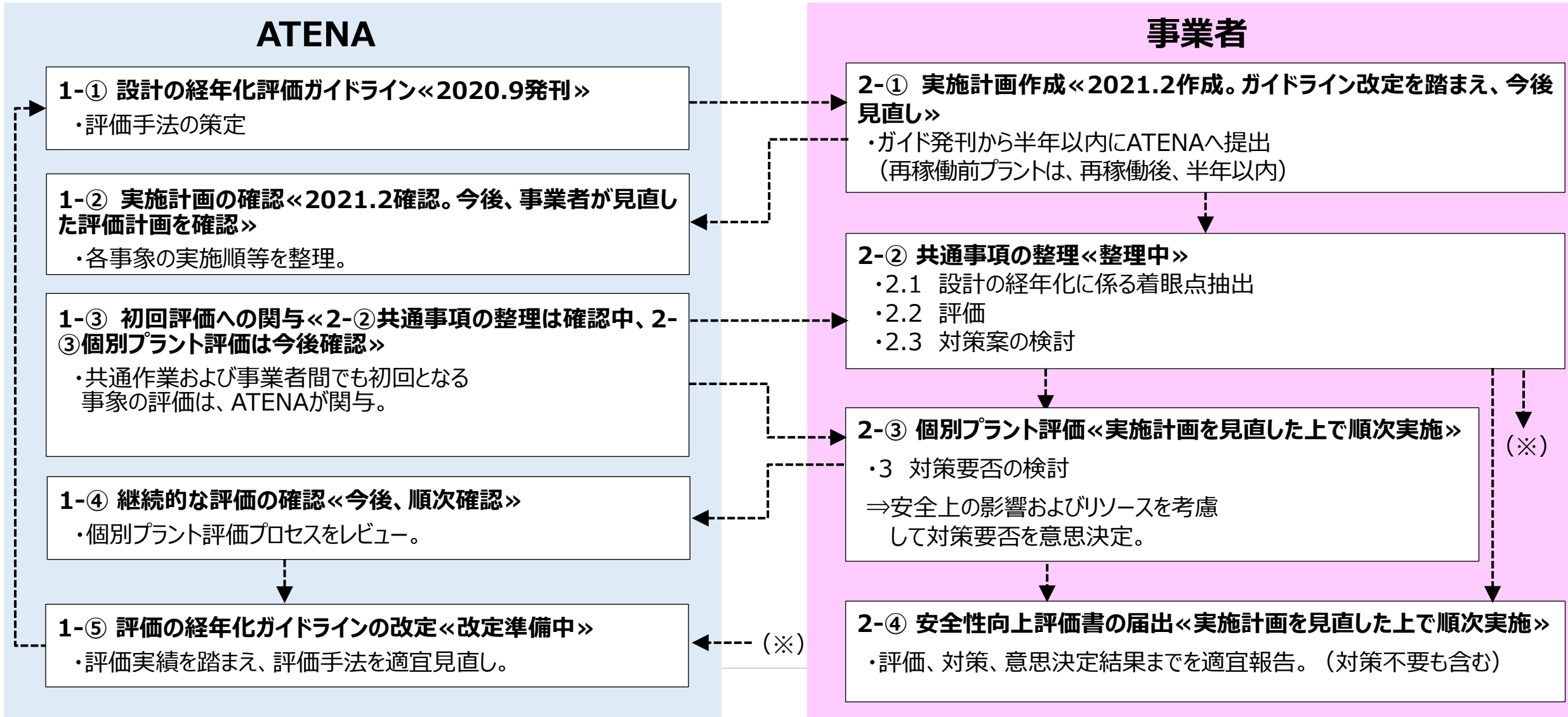
- ✓ 引き続き、内的事象の『共通事項の整理』（2.1 設計の経年化に係る着眼点の抽出、2.2 評価、2.3 対策案の抽出）についてATENAが関与して評価内容を確認。【1-③】
- ✓ 内的事象の『共通事項の整理』を踏まえた標準手順及び外的事象に係る具体的な評価手順を、ガイドラインに反映（改定）。【1-⑤】
- ✓ ガイドライン改定を踏まえ、各事業者に実施計画の見直しを求め、各社の取組状況を把握。【1-②】
- ✓ 『個別プラント評価』における事業者間で初回となるハザードの評価にはATENAが関与して評価内容を確認。【1-③】
- ✓ 事業者毎の個別プラント評価における評価プロセスをレビューし、ガイドに則った評価が行われていることを確認。【1-④】

(2) 今後の事業者の取組（【 】内は 14 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】

6. 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。

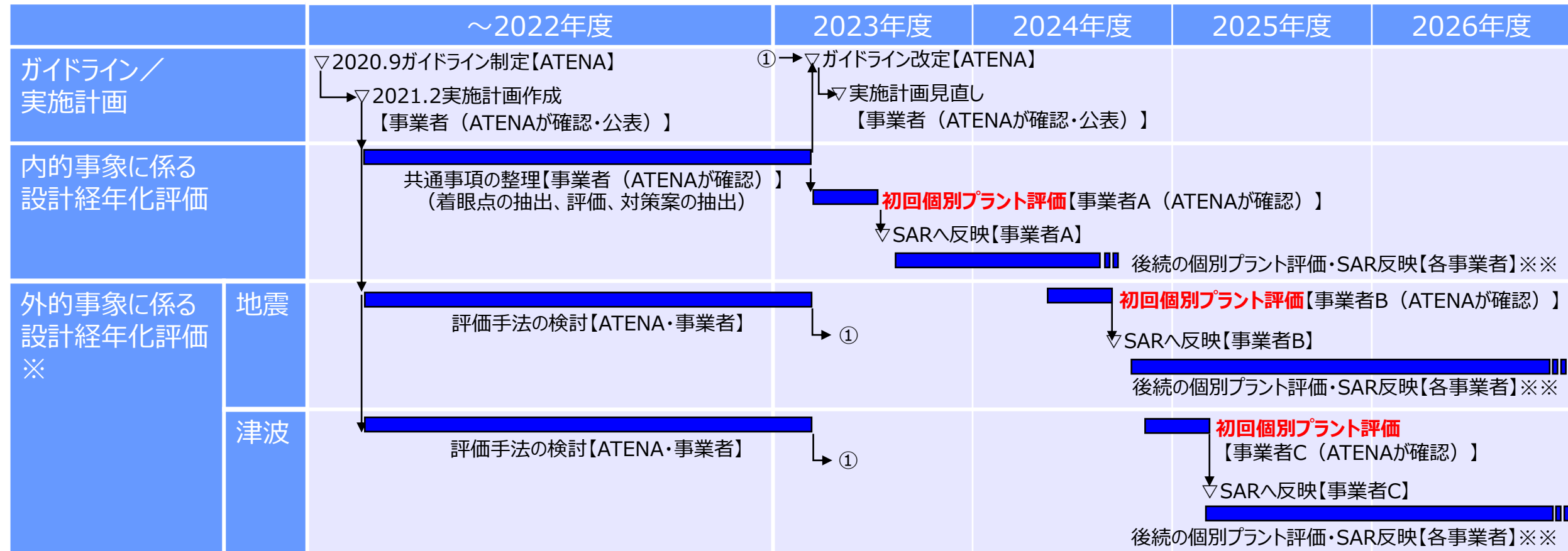


6. 今後のATENAの関与及び事業者の取組 (3/3)

【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

7. 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、各事象の評価手法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**する予定。
- ✓ 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を確認**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

≪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
充てんポンプの構成	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