

安全性向上評価届出の制度のあり方や 運用の見直し

令和5年12月21日
原子力規制庁



1. 調査審議事項の確認
2. 安全性向上評価届出制度の目的と課題
3. 議論いただきたい論点
 - 3-1. 論点1 安全性向上評価の担うべき役割
 - 3-2. 論点2 個別の見直し事項
 - 3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応
4. 検討スケジュール



1. 調査審議事項の確認(1/2)

原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の調査審議事項

(令和4年度第53回原子力規制委員会(令和4年11月22日))

4. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の29の規定に基づき発電用原子炉設置者が行う発電用原子炉施設の安全性の向上のための評価について、制度のあり方や運用の見直しについて助言を行うこと。まず、現行制度の枠組みを前提とした運用の改善について報告すること。

議論の進め方

- 現行制度の枠組みを前提とした運用の改善 (→各種規則やガイドの改正)
 - 比較的短期(1年程度)で結論を導く

- 制度のあり方やその他中長期的な検討が必要なもの
 - 中長期的な課題として議論



1. 調査審議事項の確認(2/2)

(「設計の古さ」への対応)

高経年化した原子炉の安全規制の強化を行った法改正(本年6月に成立)の検討過程において、非物理的な劣化(仮に「設計の古さ」と呼称)への対応の必要性についての議論がなされた。

その結果、令和5年度第9回原子力規制委員会(令和5年5月10日)において、以下のとおり「設計の古さ」への対応の考え方が了承された。

- 他プラントや新技術との設計比較により得られる“差分”については、原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会における安全性向上評価の見直しの議論と整合的に進めていくこと
- 原子力安全に絶対安全はなく、常に完全とはならず欠けているところがあるとの認識の下、こうした“欠け(unknown-unknowns)”が無いかを事業者と規制当局の双方で意識し、得られた情報を相互に議論し確認していくこと

その後、令和5年度第22回原子力規制委員会(同年7月19日)において、「設計の古さ」のうち“差分”への対応について、既に原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の調査審議事項になっている安全性向上評価の制度のあり方や運用の見直しの中で検討する旨の方針*が了承された。

※「設計の古さ」への対応に関する安全性向上評価の活用についての議論の進め方



2. 安全性向上評価届出制度の目的と課題

【制度の目的】

- 事業者は、最新の知見を踏まえつつ、施設の安全性向上に資する設備の設置等の必要な措置を講ずる責務がある。
- そのため、許認可等の手続きとは別に、安全性向上評価届出制度では、事業者が自らが講ずる措置の実施状況や有効性について評価を行い、自主的な安全性向上に向けた取組を継続的に講じさせることを目的としている。
- また、この取組内容を公表させ、社会全体が事業者の活動を監視する仕組みとなっている。

【課題】

- これまでの運用によりいくつかの課題があることが判明
例えば、
 - ✓ 届出書類の膨大さ、複数プラントで似た内容の届出を繰り返し提出している状況
 - ✓ 一方で、自主的な安全性向上のために十分な検討が行われ、検討結果の重要な部分が十分に記載されているかは判断できない。
 - ✓ 新検査制度や長期施設管理計画の実施に伴い、安全性向上評価が担う役割の検討が必要
- その他、審査委員から、安全性向上評価届出に対する規制当局の関わり方や、規制当局や社会とのコミュニケーションツールとしての活用のあり方について検討すべき旨の指摘



【論点1 安全性向上評価の担うべき役割】

- ① 現行制度の中での位置づけ

【論点2 個別の見直し事項】

- ② 規制基準適合状況の説明資料の見直し
- ③ 評価単位・届出単位、評価時期・届出時期の見直し
- ④ 新知見の取扱いについて
- ⑤ PSR(定期安全レビュー)の見直しについて
- ⑥ 届出書のコミュニケーションツールとしての活用

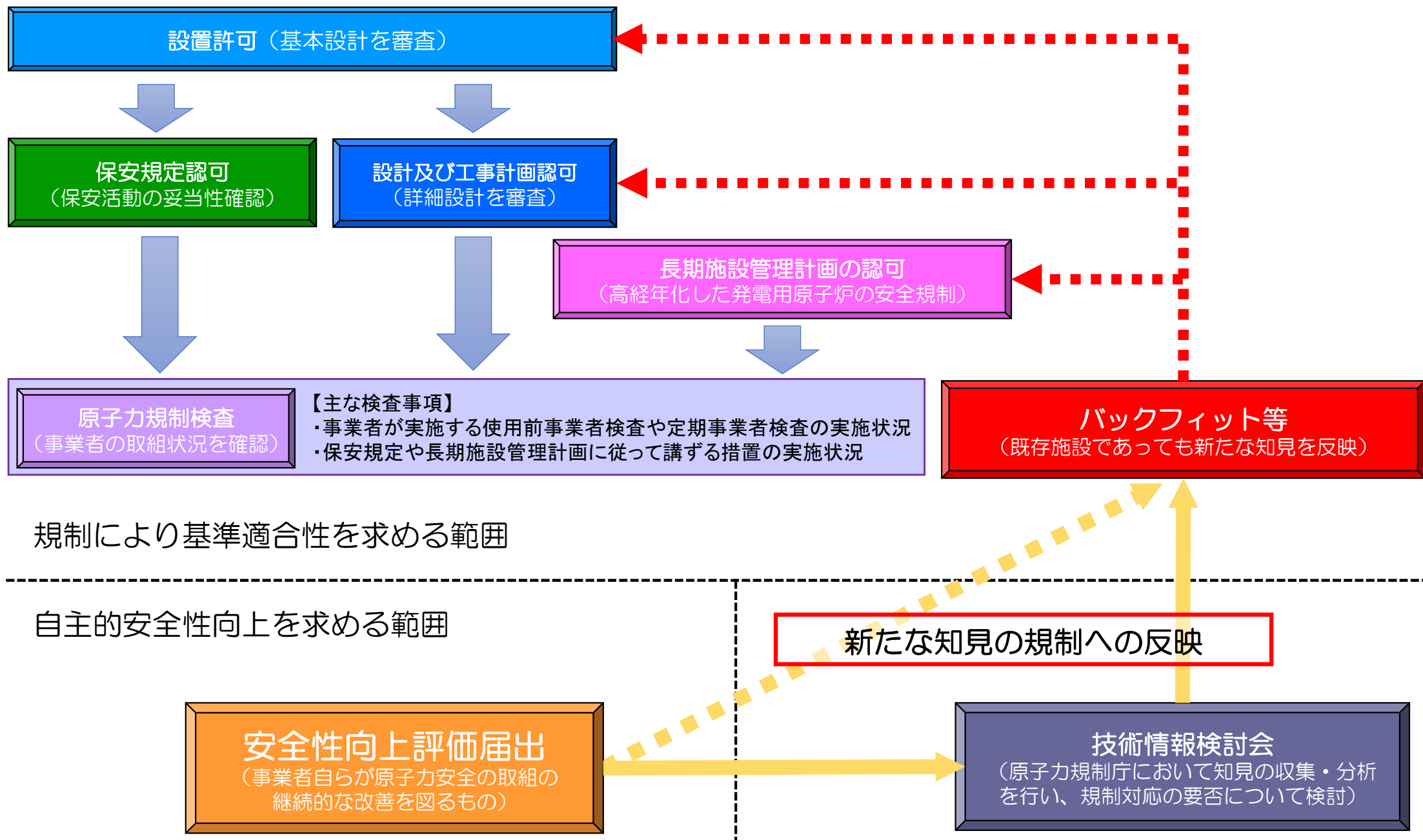
【論点3 「設計の古さ」への対応】

- ⑦ “差分”による対応の具体案

3-1. 論点1 安全性向上評価の担うべき役割



① 現行制度の中での位置づけ(1/2) ~規制の手続から見た整理~



3-1. 論点1 安全性向上評価の担うべき役割



① 現行制度の中での位置づけ(2/2) ～安全確保のための取組から見た整理～

- 運転開始後の原子炉の安全確保のために必要な取組と、その取組の時間軸、現行の制度上の位置づけを模式的に示すと、概ね次のようなものとなると考えられる。

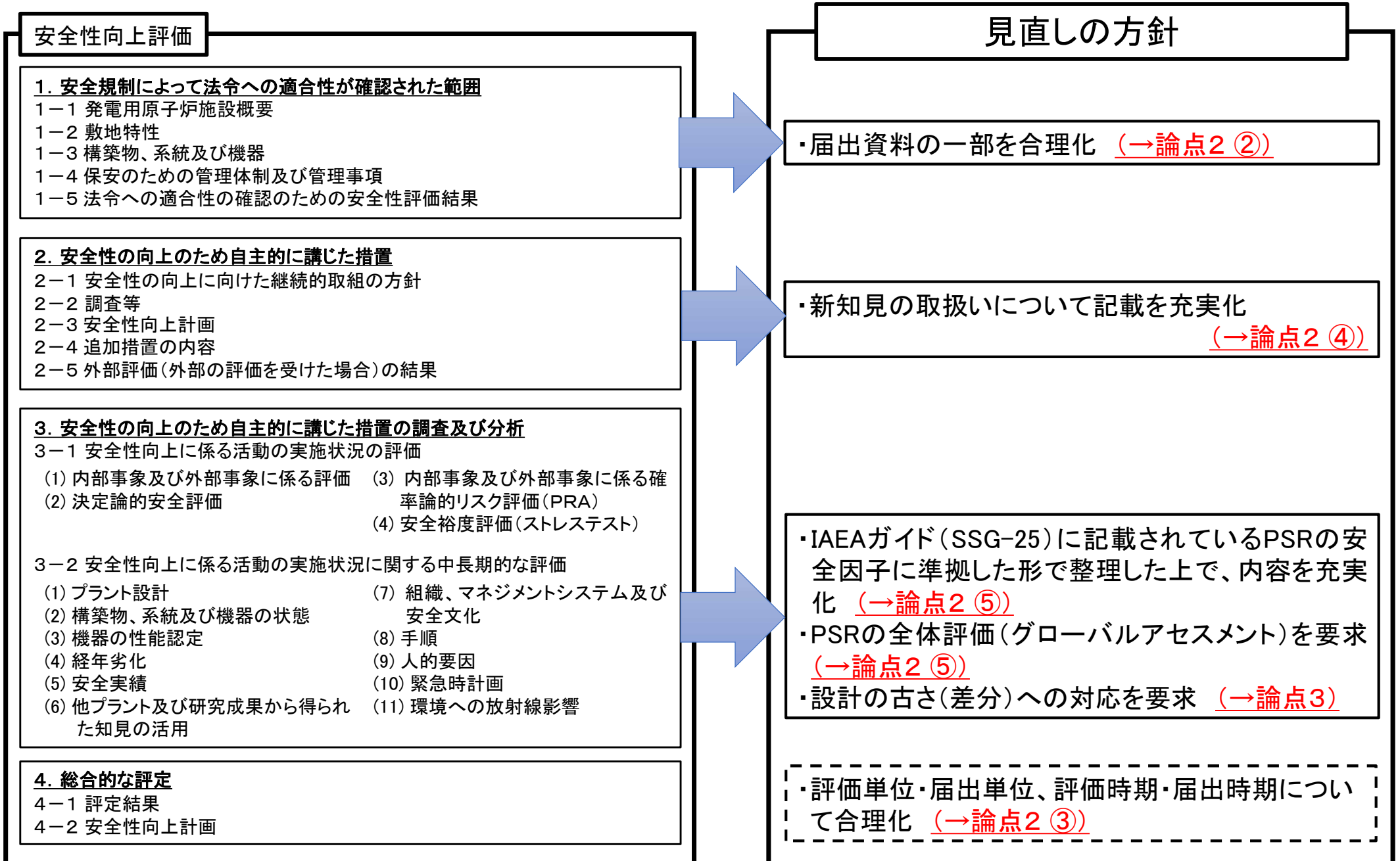
必要な取組	時間軸	制度上の位置づけ	
		事業者	規制当局
現場での日常的な改善活動	常時	事業者による検査	→ 原子力規制検査
新知見の取入れ等 (バックフィット)	新知見発見 の都度	許認可申請	← 基準見直し → 許認可
(自主)			
as is 情報の文書化	定検毎	安全性向上評価 (届出制度)	—
確率論的リスク評価、安全裕度評価	5年毎		
定期的な安全レビュー	10年毎		
長期的な経年劣化の管理		長期施設管理計画	→ 認可

- 現行制度の中で安全性向上評価がこのような位置づけにあることを踏まえ、現行制度を前提とした運用の改善について議論を行う。(論点2、論点3)
- また、制度のあり方についても、許認可・検査等との関係の中でどのような役割を担うべきか、規制当局はどのように関わるべきか、何らかの見直しを行う場合に必要となる外部条件などについて、中長期的な課題として議論を行う。(論点1)



3-2. 論点2 個別の見直し事項(一覧)

【現行の安全性向上評価運用ガイドの構成(現行ガイド)】





3-2. 論点2 個別の見直し事項

② 規制基準適合状況の説明資料の見直し

- 現行ガイドでは、「安全規制によって法令への適合性が確認された範囲」を説明する資料(以下、「説明資料」という。)として、以下の項目を記載することとしている。
記載項目：(1) 発電用原子炉施設概要、(2) 敷地特性、(3) 構築物、系統及び機器、
(4) 保安のための管理体制及び管理事項、
(5) 法令への適合性の確認のための安全性評価結果
- このうち、(1)(2)(5)については、原子力規制委員会の許可を受けた設置許可申請書(設置変更許可申請書を含む)に同等の記載がなされており、(4)については、認可を受けた保安規定認可申請書(保安規定変更認可申請書を含む)に同等の記載がある。
- (3)については、設置許可申請書や設工認申請書(届出を含む)にまたがる内容が記載されているが、継続的な安全性向上の取組みにつなげるため、事業者としてプラントの最新状態(as is 情報)を自ら把握している必要があるため、届出において提出することを求めている。
- これを踏まえ、以下の対応方針(案)のとおり合理化してはどうか。

対応方針(案)

- ✓ 説明資料のうち(1)(2)(4)(5)は、これまでの設置許可申請書及び保安規定認可申請書を整理した完本のとおりとすることを可能とする。(3)については従前どおり届出を求める。
- ✓ なお、現行ガイドに沿った資料構成(上記(1)～(5))の方が、作業上効率的であると事業者が判断する場合は、現行ガイドに沿った資料構成としても構わない。



3-2. 論点2 個別の見直し事項

③ 評価単位・届出単位、評価時期・届出時期の見直し(1/2)

- 現行制度では、定期事業者検査終了後6ヶ月以内に、原子炉ごとに安全性向上評価を実施し、評価後、遅滞なく、届出することを求めている。
 - ◆ 発電用原子炉ごとに安全性向上評価をしなければならない。(実用炉規則第99条の2)
 - ◆ 安全性向上評価の時期は、定期事業者検査が終了した日以降6ヶ月を超えない時期とする。(実用炉規則第99条の3)
 - ◆ 安全性向上評価をした後、遅滞なく、評価の結果等を原子力規制委員会に届け出なければならない。
(実用炉規則第99条の4第1項)
- ※ただし現行ガイドでは、PSRを含む「3. 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」や「4. 総合的な評定」については、大きな変更がない場合、原則として5年又は10年ごとに評価を実施することとしている。
- 同じ発電所からの届出の場合、安全性向上評価のいくつかの項目においては、記載内容が同じであることから、それぞれの届出に同じ内容が記載されている状態である。
- 仮に複数の届出を一本化した場合、重複する記載内容を削減することが出来るとともに、事業者の限られたリソースを安全性向上に係る活動に注力することができるなどの効果が見込まれる。
- これらを踏まえ、以下の対応方針(案)のとおり合理化してはどうか。

対応方針(案)

- ✓ 評価の単位については、従前どおり発電用原子炉単位とする。
- ✓ 届出の単位については、1) 複数の発電用原子炉で共通する記載の一本化を可能とするとともに、2) 提出期限(現在は定期事業者検査終了後6ヶ月以内に評価を終え、その後遅滞なく提出)に幅を持たせ、複数の発電用原子炉の届出をまとめやすくする。

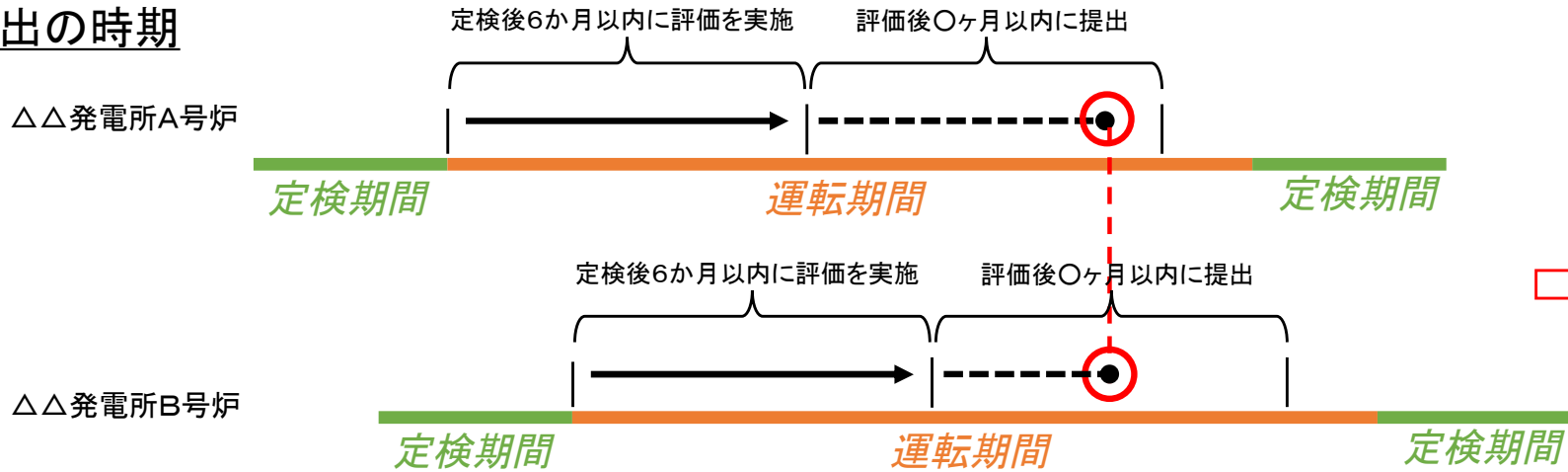


3-2. 論点2 個別の見直し事項

③ 評価単位・届出単位、評価時期・届出時期の見直し(2/2)

(変更後のイメージ)

届出の時期



➡ 提出期限に幅を持たせ、複数の発電用原子炉の届出をまとめやすくする

評価の単位

△△発電所A号炉の安全性向上評価

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を示す資料
2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置
3. 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
4. 総合的な評価

同一発電所内の複数の発電用原子炉で内容が共通する項目

△△発電所B号炉の安全性向上評価

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を示す資料
2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置
3. 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
4. 総合的な評価

同一発電所内の複数の発電用原子炉で内容が共通する項目

△△発電所A号炉及びB号炉の安全性向上評価

1. 安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を示す資料※	
(A号炉の記載)	(B号炉の記載)
2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置 (A号炉、B号炉共通)	
3. 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※	
(A号炉の評価)	(B号炉の評価)
4. 総合的な評価※	
(A号炉の評価)	(B号炉の評価)

➡ 複数の発電用原子炉で共通する記載の一本化を可能とする

※共通の部分のみ一本化



3-2. 論点2 個別の見直し事項

④ 新知見の取扱いについて(1/2)

【背景】

- 安全性向上評価では、事業者が自ら安全性向上に向けた取り組みを講じることを目的としていることから、新知見の収集についても、届出に記載することを求めている。
また現行ガイドでは、PSRの安全因子の「他プラント及び研究成果から得られた知見の活用」においても、収集した新知見が合理的かつ実施可能な安全上の改善に活用されていることを評価することを求めている。
- 令和5年2月に提出された玄海4号炉の届出において、規制委員会が注視する地震調査研究推進本部の特定の知見※に触れられていなかった。
- その次回の届出においては、同知見の影響評価は「NRAに説明実施中」とされており、届出内で検討内容を確認することができなかった。
- 規制委員会でこの件が議論され、規制委員から炉安審・燃安審で議論して欲しいと指摘された。

※日本海南西部の海域活断層の長期評価(第一版)―九州地域・中国地域北方沖―(令和4年3月25日地震調査研究推進本部地震調査委員会)(以下「地震本部(2022)」という。)

<これまでの経緯>

- 令和4年6月22日 …… 原子力規制委員会定例会において地震本部(2022)の既許可への影響を公開の場で確認する旨報告
- 令和5年2月9日 …… 玄海4号炉の安全性向上評価の届出(第3回)。届出内で地震本部(2022)の記載なし。
- 令和5年9月8日 …… 玄海4号炉の安全性向上評価の届出(第4回)。地震本部(2022)の記載はあるものの、影響評価については「NRAに説明実施中」とのみ書いてあり、届出内で事業者における検討内容が確認できなかった。
- 令和5年10月25日 …… 上記の経緯を原子力規制委員会定例会において報告し、議論
・規制委員から、事業者が行う新知見の評価及び対応について、安全性向上評価が活用されていくよう炉安審・燃安審において議論して欲しいとの発言あり。
- 令和5年11月15日 …… 原子力規制委員会定例会において関村・山本両会長との意見交換を実施
・規制委員から、新知見に関する対応については、安全性向上評価の場できちんとやってもらわないといけないとの発言あり。



3-2. 論点2 個別の見直し事項

④ 新知見の取扱いについて(2/2)

- 現状の届出では、新知見の収集対象や収集期間等が記載されるとともに、収集した知見が安全性の向上に資する新知見と事業者が判断した場合は、その新知見の反映内容等が届出に記載されている。
- 一方で、事業者が検討の結果、反映が不要と判断した知見については、それらの検討の経緯や評価結果は届出に記載されておらず、その詳細を把握することはできない。
- なお、事業者が収集する知見はその数が膨大であるため※、合理的な整理が必要となる。
- これらを踏まえ、以下の対応方針(案)のとおり、充実させることとしてはどうか。

※伊方発電所3号機安全性向上評価(第2回届出2022年7月22日)では、約9,400件の知見を収集。なお、安全性の向上に資する新知見が92件、新知見関連情報及び検討の結果反映不要とした情報のうち主要なものが22件であった。

対応方針(案)

- ✓ 事業者が収集した知見のうち、検討の結果反映が不要だと判断した主要な知見については、その理由などの検討結果等を届出に記載することとする。

(例)届出の記載イメージ

表 ●●の情報に係る主要な知見

No.	分野	表題	文献誌名	検討結果
1	▲▲	△△に関する評価	■●報告	追記部分
2	▼▼	▽▽の開発	◆◆ホームページ	
...	

既存の記載

3-2. 論点2 個別の見直し事項



⑤ PSR(定期安全レビュー)の見直しについて(1/3)

【PSR(定期安全レビュー)とは】

- 一定の期間(通常10年ごと)に事業者が自らのプラントに係る安全性向上の活動が有効なものであったかを振り返り(レビュー)、それをもとに将来何が課題になりどう対処するか(安全性向上措置)を抽出する仕組み。
- 各安全因子の評価をもとに、安全因子間の相関関係の分析等の総合的な評価をする。具体的には、構築物・系統・機器、安全基準の遵守や運転実務の状況等がその後10年に渡り高い水準の安全を確保できるものとしていくための安全性向上措置を抽出していくもの。

【現行ガイドとIAEAガイド(SSG-25)の構成】

- 現行ガイドでは、5年ごとに実施するPRA等の4項目と、10年ごとにプラント設計等の有効性を評価する11項目を設定。これらを合わせると、IAEAガイド(SSG-25)の安全因子を網羅的にカバーしていると説明。
- 具体的には、
 - ✓ 5年ごとに実施する4項目(3-1 安全性向上に係る活動の実施状況に係る評価)
(1) 内部事象及び外部事象の評価、(2) 決定論的安全評価、(3) 確率論的リスク評価、(4) 安全裕度評価
 - ✓ 10年ごとに実施する11項目(3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に係る中長期的な評価)(以下「中長期的な評価」という)
(1) プラント設計、(2) 構築物、系統及び機器の状態、(3) 機器の性能認定、(4) 経年劣化、
(5) 安全実績、(6) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用、(7) 組織、マネジメントシステム及び安全文化、
(8) 手順、(9) 人的要因、(10) 緊急時計画、(11) 環境への放射線影響
- IAEAガイドの14安全因子のうち11は、上記10年ごとに実施する11項目と同じ。残りの3つは、上記5年ごとに実施する4項目によりカバーされている。



3-2. 論点2 個別の見直し事項

⑤ PSR(定期安全レビュー)の見直しについて(2/3)

- 現行ガイドの中長期的な評価の部分とIAEAガイド(SSG-25)を比較した場合、安全因子に一部差異が生じている。具体的には、14の安全因子全てについて10年ごとの振り返り(レビュー)を行うことは明示されていない。
- 現行ガイドでは、届出の内容全体を総合的に評定する仕組み(総合的な評定)はあるが、中長期的な評価において安全因子間の相関関係を分析し、安全性向上措置を抽出する仕組みはない。
- 以上を踏まえて、以下の対応方針(案)のとおり、中長期的な評価を充実させることとしてはどうか。

対応方針(案)

- ✓ IAEAガイド(SSG-25)に準拠した形で再整理し、10年ごとの振り返り(レビュー)を14の安全因子全てを対象に行うこととする。
- ✓ その際、新たに10年ごとの振り返り(レビュー)をすることとなる決定論的安全評価や確率論的リスク評価等については、引き続き5年ごとの評価(3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価)も実施することとする。
- ✓ また新たに、中長期的な評価における安全因子の評価結果に基づき、安全因子間の相関関係を分析し、安全性向上措置を抽出するなどの全体評価(グローバルアセスメント)を求めることとする。



3-2. 論点2 個別の見直し事項

⑤ PSR(定期安全レビュー)の見直しについて(3/3)

(現行)

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況に関する評価

(1) 内部事象及び外部事象に係る評価
(2) 決定論的安全評価
(3) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)
(4) 安全裕度評価(ストレステスト)

5年ごとに施設の
状態を評価

3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

(1) プラント設計
(2) 構築物、系統及び機器の状態
(3) 機器の性能認定
(4) 経年劣化
(5) 安全実績
(6) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
(7) 組織、マネジメントシステム及び安全文化
(8) 手順
(9) 人的要因
(10) 緊急時計画
(11) 環境への放射線影響

10年ごとに事業者の
安全性向上の活動全
般が有効なものであ
ったかを振り返り

(変更後のイメージ)

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況に関する評価

(1) 内部事象及び外部事象に係る評価
(2) 決定論的安全評価
(3) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)
(4) 安全裕度評価(ストレステスト)

変更
なし

3-2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

(1) プラント設計(SF1)
(2) 構築物、系統及び機器の状態(SF2)
(3) 機器の性能認定(SF3)
(4) 経年劣化(SF4)
(5) 決定論的安全評価(SF5) ※安全裕度評価の実施状況に関する中長期的な評価を含む
(6) 確率論的リスク評価(SF6)
(7) ハザード解析(SF7)
(8) 安全実績(SF8)
(9) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用(SF9)
(10) 組織、マネジメントシステム及び安全文化(SF10)
(11) 手順(SF11)
(12) 人的要因(SF12)
(13) 緊急時計画(SF13)
(14) 環境への放射線影響(SF14)
全体評価(グローバルアセスメント)

追加

追加

上記(1)~(14)の安全因子間の
相関関係を踏まえ評価

※なお、3-1も含めた総合的な評価は、4. 総合的な評定で実施

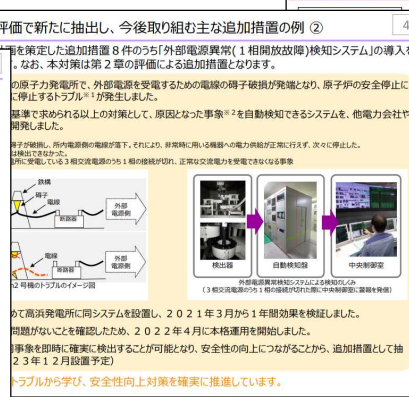
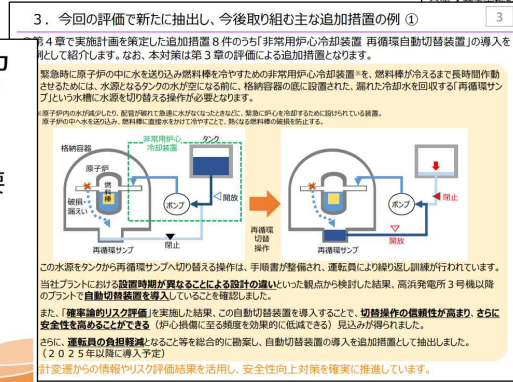


3-2. 論点2 個別の見直し事項

⑥ 届出書のコミュニケーションツールとしての活用

- 安全性向上評価の届出があった際、規制当局は記載事項が形式上足りているかの確認を行っている。
- また、原子炉等規制法では、届出をした評価の結果等を公表することを求めており、事業者のHPには数千ページの届出資料全体が掲載されている。
- あわせて、事業者は、自主的に2~30ページ程度の概要資料を公開している。新知見の収集や分析、安全性の向上のために自主的に講じた措置、確率論的リスク評価(PRA)の結果など重要なポイントに絞ったものとなっている。

【関西電力の例(全6ページ)】



- 以上を踏まえて、以下の対応方針(案)のとおりとしてはどうか。

対応方針(案)

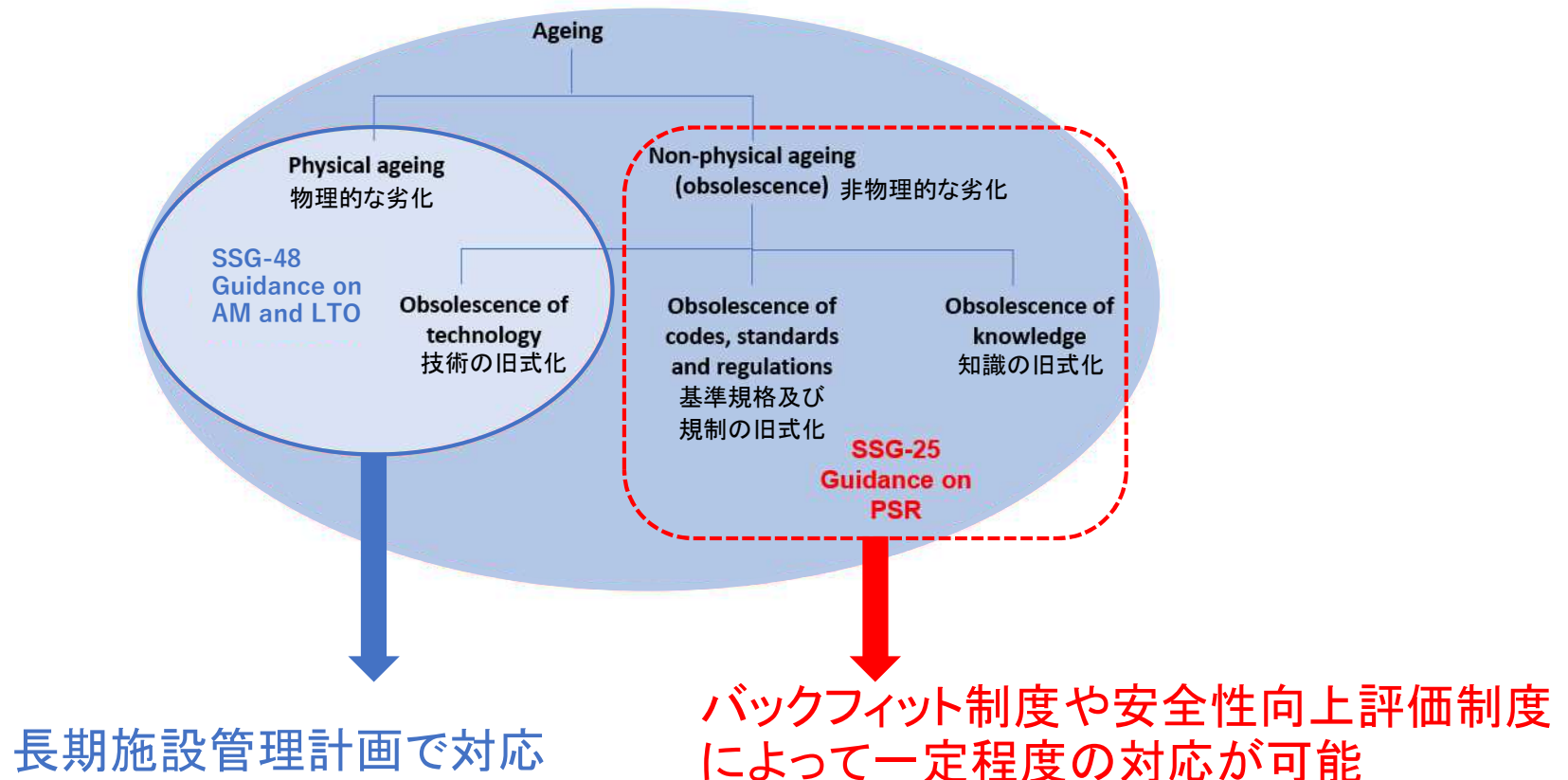
- ✓ 事業者と規制当局のコミュニケーションを試行し、その結果を踏まえて規制当局の関わり方の検討につなげる。
- ✓ 事業者の公開しているこれらの資料は、将来的には、各種ステークホルダーとのコミュニケーションのツールとして活用できる可能性もあるのではないかと。

3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応



⑦ “差分”による対応の具体案(1/7) ～IAEAガイドにおける整理と現行制度～

- IAEAガイド(SSG-48やSSG-25)において、劣化(Ageing)は物理的な劣化(Physical Ageing)と非物理的な劣化(Non-physical Ageing)に整理されている。
- この整理に沿って、規制委員会は、物理的な劣化とサプライチェーンの管理などの非物理的な劣化の一部を長期施設管理計画で対応し、それ以外をバックフィット制度や安全性向上評価制度によって一定程度の対応が可能との考え方を示した。



3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応



⑦ “差分”による対応の具体案(2/7) ～現行制度による劣化への対応状況～

➤ 物理的な劣化や非物理的な劣化に対して、現在は以下のように対応していると考えられる。

劣化の種類と内容		対応状況	
		規制側	事業者側
物理的な劣化(主要6事象を含む)		長期施設管理計画の認可	長期施設管理計画の作成
非物理的な劣化	技術の旧式化 (サプライチェーンの管理)		
	知識の旧式化	技術情報検討会・安全研究	CAP活動 安全性向上評価届出制度
	規制、規則、基準の旧式化	バックフィット制度	バックフィットに係る許認可対応 安全性向上評価届出制度

欠け(unknown-unknowns)への対応

差分への対応

3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応

⑦ “差分”による対応の具体案(3/7) ～規制委員会の考え方(“差分”と“欠け”)～



➤ 規制委員会は、「設計の古さ(非物理的なもの)」への対応の考え方を以下のとおりとした。

“差分”への対応

- ✓ バックフィット制度のようなトップダウン的なアプローチだけではなく、個々のプラントごとに確認するボトムアップ的なアプローチとして、最新の炉型に対するベンチマークを既設の発電用原子炉ごとに行い、“差分”を抽出する。
- ✓ “差分”を抽出する方法として、安全性向上評価の中長期的な評価※1を活用する方針。

※1:「安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」を指し、その評価項目には、IAEA SSG-25で記載されているPSRの一部の安全因子が含まれている。

“欠け”への対応

- ✓ 原子力安全に絶対安全はなく、常に完全とはならず欠けているところがあるとの認識の下、こうした“欠け(unknown-unknowns)”が無いかを、年1回程度の頻度でCNO会議※2で継続的に議論し確認していく。

※2:主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会

対応方針(案)

- ✓ IAEAガイドにおける整理と規制委員会の考え方及び非物理的な劣化への対応に関する規制委員会の考え方を踏まえて、「設計の古さ」への対応を検討することとする。



⑦ “差分”による対応の具体案(4/7) ～“差分”による対応についての論点～

- 「設計の古さ」のうち“差分”への対応については、安全性向上評価届出の「安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価」で対応するとした場合、以下の論点について整理が必要であると考えられる。

<論点>

- (a) 安全性向上評価のどこに位置付けるか
 - (b) “差分”の比較の方法
 - (c) 比較で見出された“差分”の取扱い
- 次項以降には、これら論点への対応方針(案)を示す。

3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応

⑦ “差分”による対応の具体案(5/7) ～安全性向上評価のどこに位置づけるか～



(a) 安全性向上評価のどこに位置付けるか

- 他の発電用原子炉とベンチマークを実施し“差分”の抽出や評価を行う場合、その周期が短いと、原子炉の世代間比較ができず、評価を行うための十分な差分を抽出することが難しいと考えられる。
- 安全性向上評価の中の中長期的な評価において“差分”の評価を行う場合、14の安全因子のうち、「他のプラントや新技術との設計比較」などはハードに関する安全因子、「古い炉を運転するための知識・経験の不足など人の要因」などはソフトに関する安全因子において評価することが考えられる。
- これらを踏まえ、以下の対応方針(案)のとおり、対応することとしてはどうか。

対応方針(案)

- ✓ “差分”を評価する周期は、10年ごとに行っているPSRの枠組みで行うこととする。
- ✓ “差分”の評価は、「他のプラントや新技術との設計比較」などはハードに関する安全因子、「古い炉を運転するための知識・経験の不足など人の要因」などはソフトに関する安全因子において評価することとする。

3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応



⑦ “差分”による対応の具体案(6/7) ～“差分”の比較の方法～

(b) “差分”の比較の方法

- 比較を行う対象の炉型は、以下の対応方針(案)のとおり、対応することとしてはどうか。

対応方針(案)

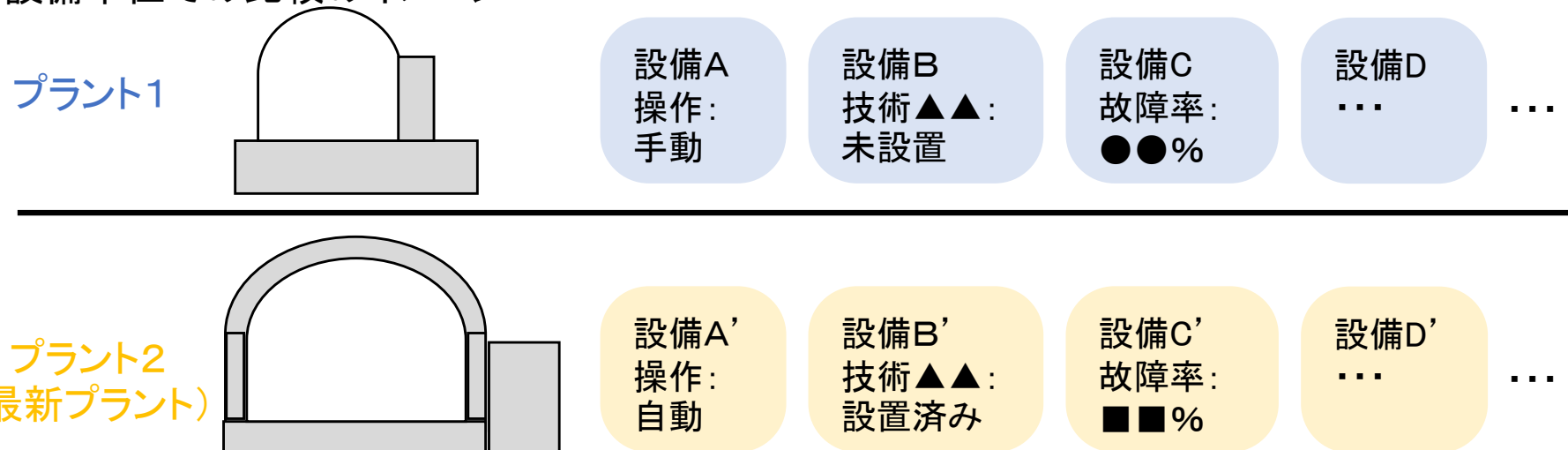
- ✓ 国内のPWRとBWRのそれぞれ最新世代の炉型と比較することを基本とする。
- ✓ 事業者が選定の観点を示した上で、比較対象のプラントを指定しても良い。

- 比較の単位や方法は、以下の対応方針(案)のとおり、対応することとしてはどうか。

対応方針(案)

- ✓ 最新の炉型との比較の単位は、導入されている設備・機器単位に行うこととする。
- ✓ 比較の方法としては、設計思想も含めた概念的な比較や機能の実効性の比較を実施することなどが考えられる。

(例)設備単位での比較のイメージ



3-3. 論点3 「設計の古さ」への対応



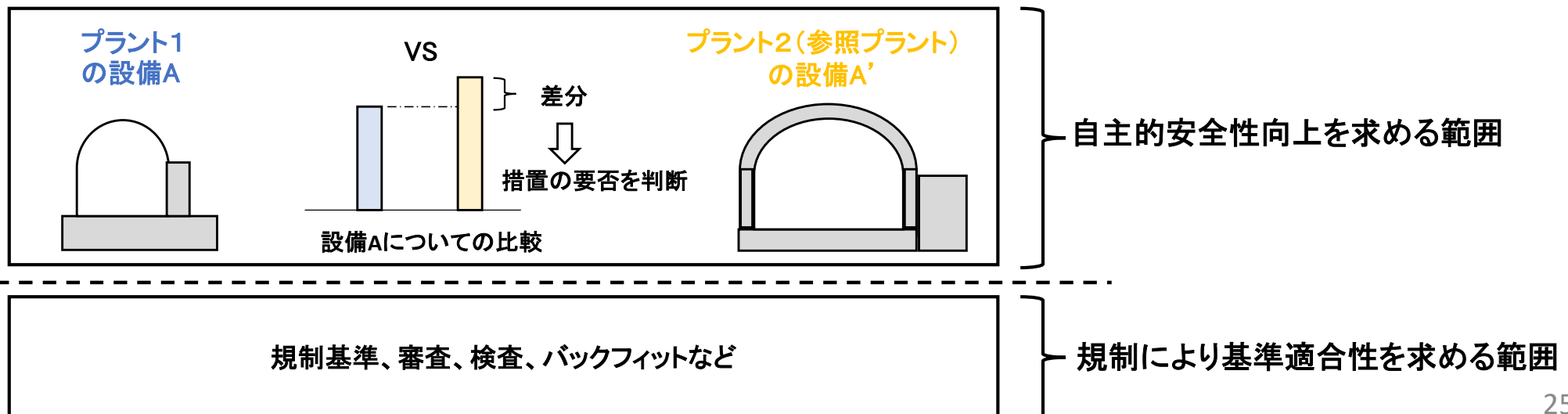
⑦ “差分”による対応の具体案(7/7) ～比較で見いだされた“差分”の取扱い～

(c) 比較で見出された“差分”の取扱い

- 最新プラントとの比較を行った結果として“差分”が見出されたとしても、それが基準への不適合を意味する訳ではない。
- 一方で、見出された“差分”に対して、事業者は対応の要否を検討し、対応が必要な場合には、自主的な活動として、安全性の向上に取り組むことに意義があると考えられる。
- 以上を踏まえて、以下の対応方針(案)のとおり、対応することとしてはどうか。

対応方針(案)

- ✓ 差分があっても直ちに基準不適合を意味せず、対応が必須となるわけではない。
- ✓ 事業者は自らが対応の要否を検討し、対応が必要と判断した場合には、安全性の向上に取り組むべきものとする。





4. 検討スケジュール

第1回(令和5年4月26日)

- ・想定される論点や今後の議論の方向性

第2回(令和5年8月25日)

- ・第1回の議論の整理、深掘り
- ・「設計の古さ」への対応

原子力規制委員会(令和5年11月15日)

- ・両会長と原子力規制委員会との意見交換

第3回(令和5年12月21日)

- ・ここまでの議論を踏まえた対応方針案の提示

第4回(令和6年2~3月?)

- ・第3回目までの意見を踏まえた議論を継続
- ・事業者からの意見を聴取

第5回(令和6年6~7月?)

- ・制度のあり方や運用の見直しに関する助言案の議論