

原子力発電所60年超運転に対する 原子力規制庁の対応

令和6年9月5日
原子力規制庁
金城 慎司

内 容

- 1 原子炉等規制法改正（高経年化した原子炉の規制改正）
- 2 長期施設管理計画認可申請に対する審査での主な確認内容
- 3 「設計の古さ」について

参考

内 容

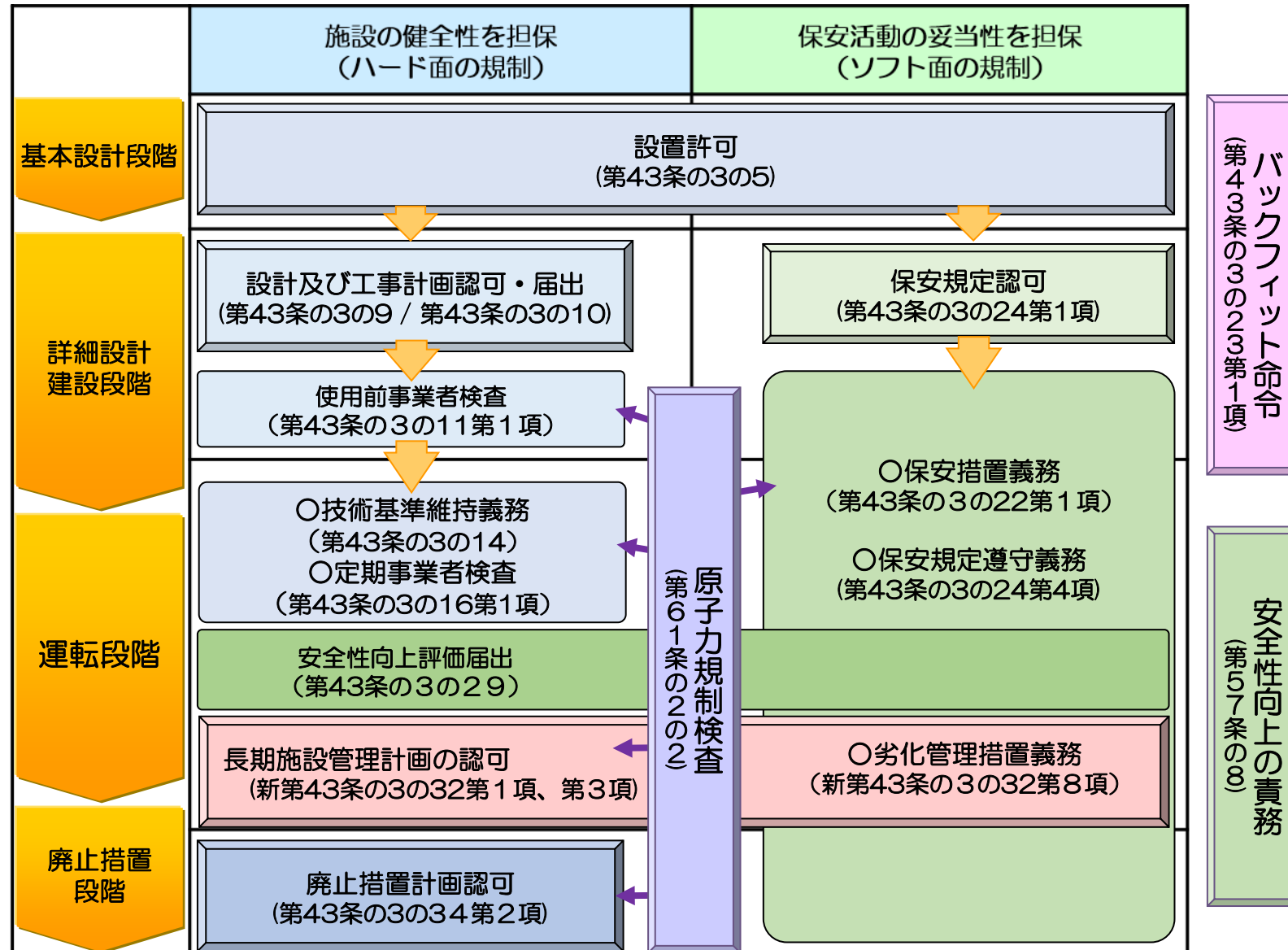
- 1 原子炉等規制法改正（高経年化した原子炉の規制改正）
- 2 長期施設管理計画認可申請に対する審査での主な確認内容
- 3 「設計の古さ」について

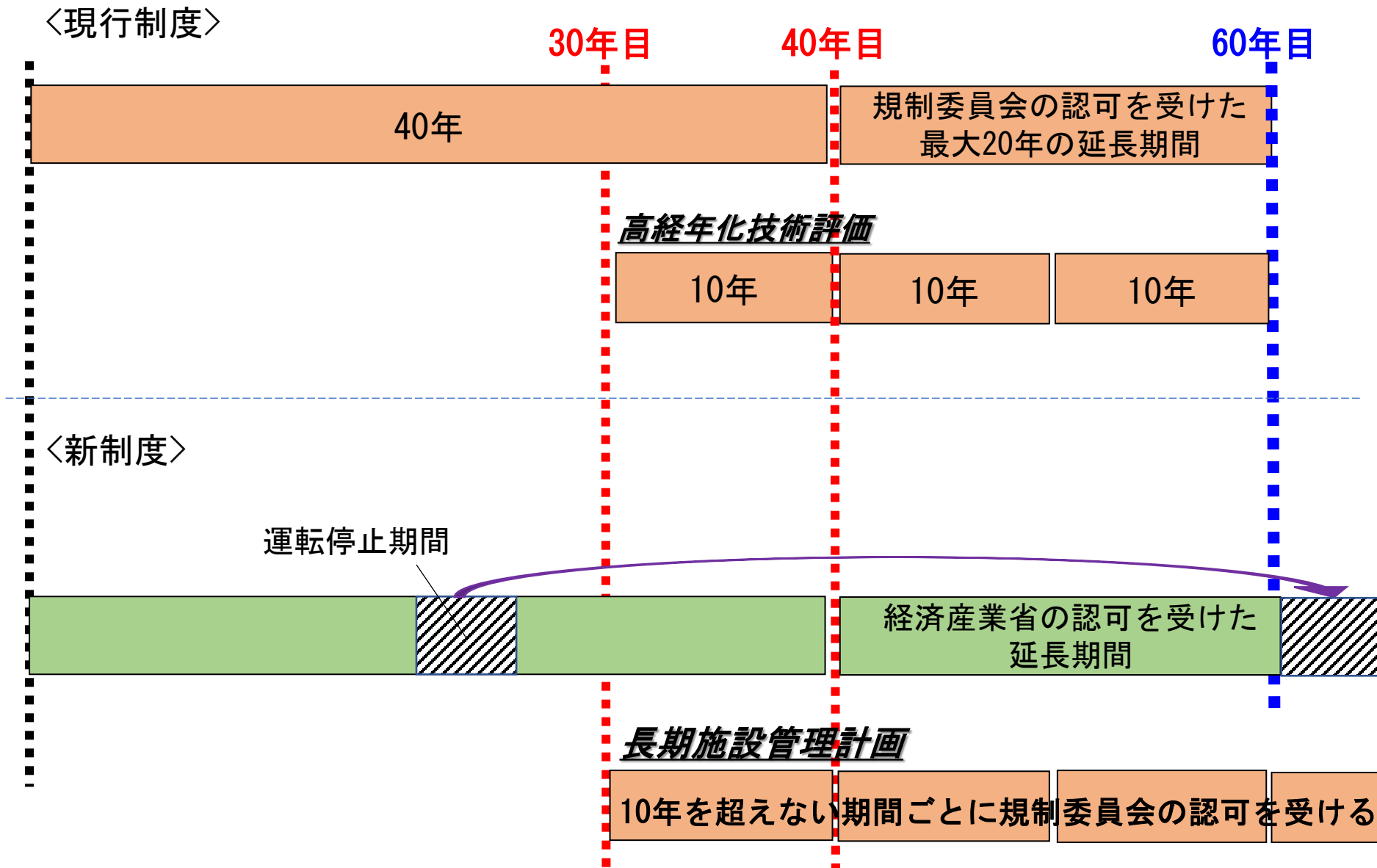
参考



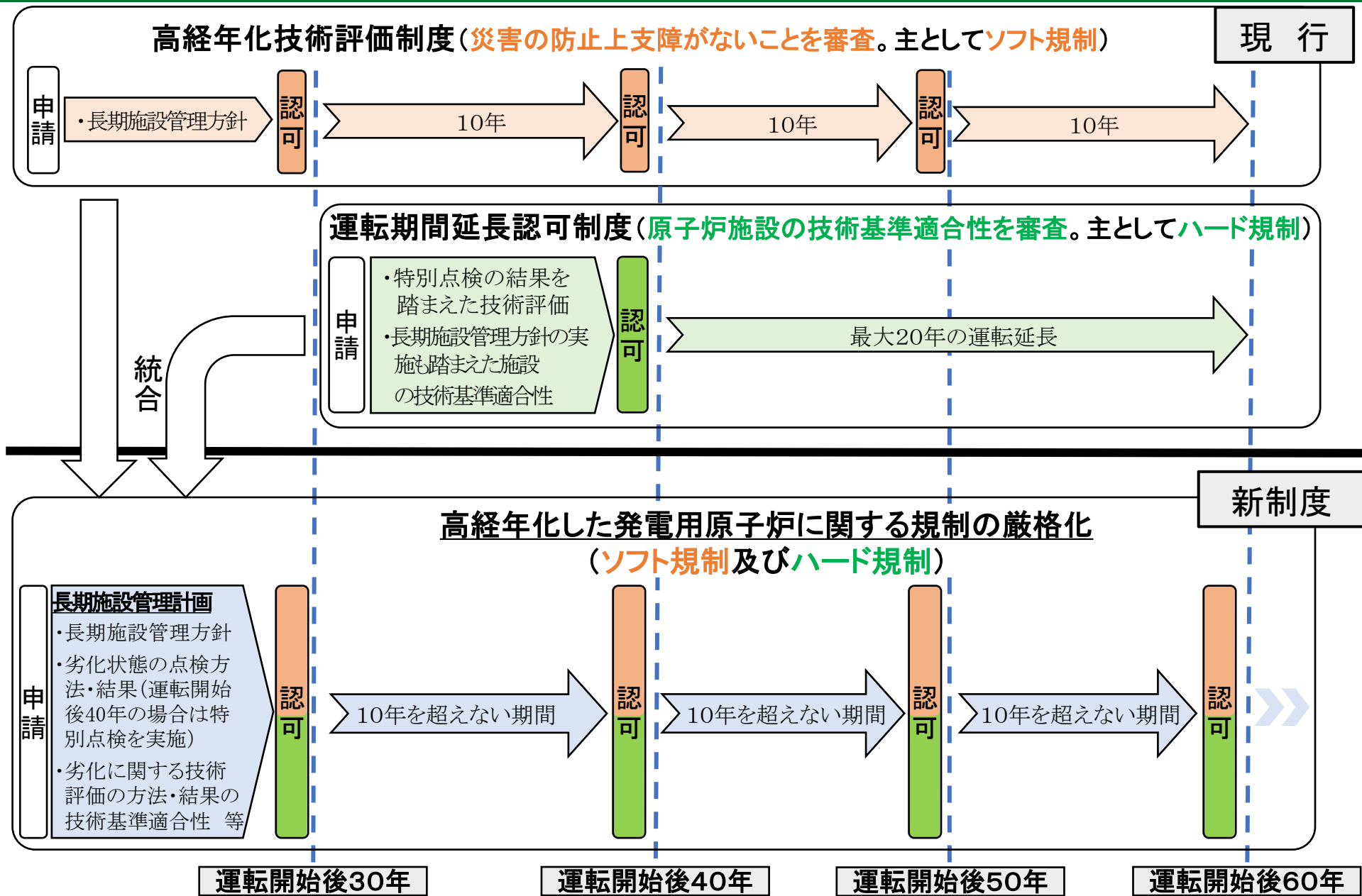
2022年 8月24日	<p>第2回GX実行会議</p> <p>➤ 総理から運転期間の延長等を含め年末までに具体論を検討するよう指示</p>
10月5日	<p>資源エネルギー庁から「原子力政策に関する今後の検討事項」について説明を受け、委員間で討議を実施。討議の中で、設計の古さについて委員から問題提起があった。</p>
11月2日	<p>原子力規制委員会において、高経年化した発電用原子炉に関する安全規制の検討を開始</p> <p>➤ 11月2、16、30日の原子力規制委員会において設計の古さについても議論</p>
2023年 2月22日	<p>高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する検討チーム(検討チーム)において、新制度の詳細について検討を開始</p> <p>➤ 3月9、23日、4月13、26日と設計の古さへの対応の考え方についても議論</p>
2月28日	<p>高経年化した発電用原子炉に関する安全規制に係る改正原子炉等規制法を含むGX脱炭素電源法案を閣議決定</p>
5月10日	<p>原子力規制委員会において、検討チームでの議論を踏まえ、『「設計の古さ」への対応の考え方について』を了承</p>
5月31日	<p>GX脱炭素電源法が国会において成立(6月7日公布)</p>
7月19日	<p>原子力規制委員会において、『「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』を了承</p>

新たな原子炉等規制法の枠組み





高経年化した原子炉に係る安全規制制度（現行と新制度）





原子炉等規制法において規定される事項

現行制度の高経年化技術評価書等において記載されている内容を基に整理・検討

長期施設管理計画(本文)

- 長期施設管理計画の期間*
 - ・計画の始期、終期
- 劣化評価の方法及びその結果
 - ・通常点検・劣化点検・特別点検の方法・結果
 - ・技術評価の方法・結果
- 劣化を管理するために必要な措置
 - ・劣化評価を踏まえた追加保全策等
- 技術の旧式化等により物品または役務の調達に著しい障害でであることを予防するための措置(サプライチェーン等の管理)*
- 点検・評価・措置の実施に関する基本的な方針及び目標*
- 劣化管理に係る品質マネジメントシステム*

添付書類

- 通常点検・劣化点検・特別点検の方法及び結果の詳細に関する説明書
- 技術評価の方法及び結果の詳細に関する説明書
- 劣化を管理するために必要な措置に関する説明書
- サプライチェーン等の管理に関する説明書
- 劣化管理に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
- 等

* 高経年化技術評価評価書等との比較における新規の記載事項

内 容

- 1 原子炉等規制法改正（高経年化した原子炉の規制改正）
- 2 長期施設管理計画認可申請に対する審査での主な確認内容
- 3 「設計の古さ」について

参考



大飯3号炉及び4号炉長期施設管理計画認可申請に対する
審査での主な確認内容

目次

- (1) 高経年化技術評価書(PLM30)の妥当性確認について
- (2) 製造中止品管理について
- (3) 劣化点検等に係る品質マネジメントシステムについて



高経年化技術評価書(PLM30)の妥当性確認について(1/4)

- 規制庁は、申請者が、高経年化技術評価書(PLM30)の技術的内容が引き続き妥当であることを、以下のとおり確認した上で評価を行っていることから、審査基準を満足していると判断した。

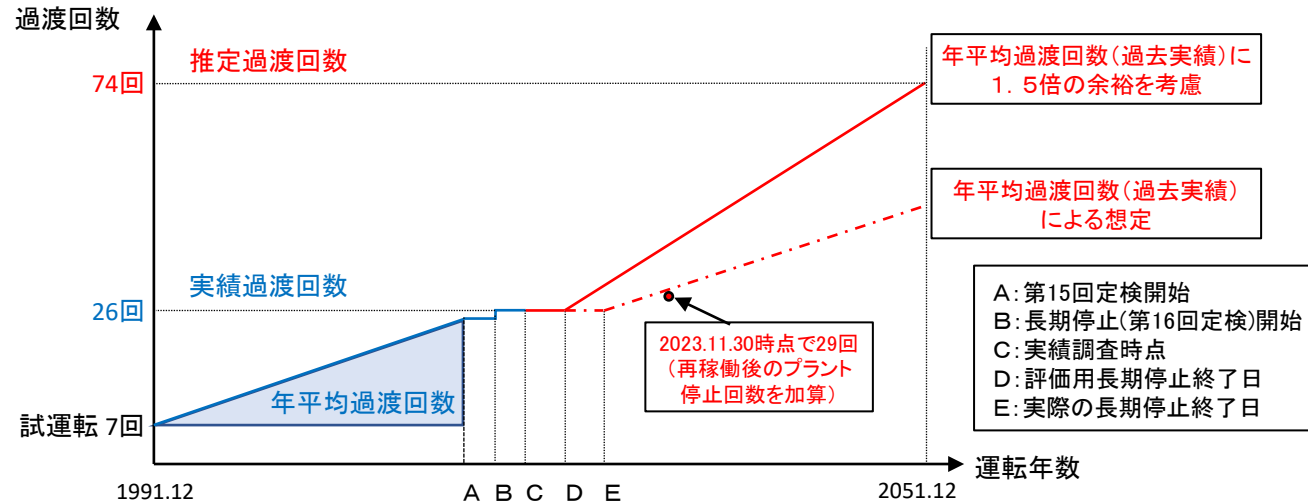
① 既認可等以降の最新知見の反映状況

- 国内外の運転経験や最新知見の調査として、PLM30以降の2020年6月から2023年6月までの「国内トラブル情報(NUCIA)」、「国外トラブル情報(NRC通達等)」、「日本機械学会、日本電気協会、日本原子力学会等の規格・基準情報」、「原子力規制委員会が公開した技術情報、安全研究成果報告」、「電力共通研究、原子力安全システム研究所の報告書」等の情報収集を実施し、PLM30の技術的内容の見直しの要否を確認している。(なお、長期施設管理計画作成以降も情報収集・調査を継続し、必要に応じ再評価、変更を実施していく。)
- 更に、上記の調査結果を踏まえた妥当性評価を行い、下表に示す理由等から、PLM30の技術的内容が引き続き妥当であると判断している。

長期施設管理計画の技術評価に必要な事項	確認結果概要
① 評価プロセス(実施体制、実施方法等)	・ 技術評価に関連するプロセス(実施体制、実施方法等)は現在の観点でも適切なものである
② 評価対象(機器・構造物及び部位)の選定	・ 機器・構造物、評価対象部位の選定の考え方に変更なし
③ 使用材料及び使用環境(圧力、温度等)及び 想定される経年劣化事象	・ 使用材料及び使用環境(プラントの起動・停止等の温度・圧力変化等)に変更なし ・ 想定される経年劣化事象の抽出の考え方に変更なし
④ 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出	・ 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象等の抽出の考え方に変更なし
⑤ 評価の条件及び評価の方法 (判定基準、規格・基準等を含む。)	・ 評価に用いた規格、判定基準等について、評価結果に影響を及ぼすような変更なし ・ 運転開始後60年時点の「低サイクル疲労等の評価に用いた推定過渡回数」、「中性子照射脆化等の評価に用いた照射量(EFPY)」は十分に保守的に設定されている
⑥ 現状の施設管理(劣化監視を含む。)	・ 現状の施設管理で想定を超えるような異常は認められていない ・ 評価結果に影響を及ぼすような変更なし



PLM30の推定過渡回数と至近の過渡実績 (3号炉の「停止」の例)



第5回実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査会合資料2(令和6年4月9日)から抜粋・修正
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100000804?contents=NRA100000804-002-003#pdf=NRA100000804-002-003>

② 評価対象機器の更新状況等

➤ 評価対象機器の更新状況等は次のとおりとしている。

対象号炉	設備更新の状況
3号炉	<ul style="list-style-type: none"> PLM30以降に供用開始した所内常設電源設備(3系統目)、特定重大事故等対処施設について新たに技術評価を実施。
4号炉	<ul style="list-style-type: none"> 新たに技術評価を行う必要のある評価対象設備等の追加はない。



③ 劣化評価の結果の基準適合性

➤ ①及び②を踏まえた評価を行った結果、審査基準に掲げる判定基準を満足することを確認している。

③照射誘起型応力腐食割れ
中性子の照射により、応力腐食割れの感受性が高くなり、ひび割れが発生する事象

【大飯3/4確認結果】
⇒バップルフォーマボルトの破損予測本数は0本であり、管理損傷ボルト本数以下であった。

⑤電気・計装設備の絶縁低下
電気・計装設備に使用されている絶縁物が環境要因等で劣化し、電気抵抗が低下する事象

【大飯3/4確認結果】
⇒有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間が運転開始後60年以上であった。

⑦耐震・耐津波安全性評価
耐震設計において、必要な構造・強度に影響する劣化事象を考慮した評価
津波を受ける浸水防護施設の経年劣化事象を考慮した評価

【大飯3/4確認結果】
⇒流れ加速型腐食等を考慮しても耐震上の許容値を満足した。耐津波安全性評価の結果、考慮する必要のある経年劣化事象は抽出されなかった。

②原子炉容器の中性子照射脆化
長期間にわたり原子炉容器に中性子が照射されることにより、その靱性が徐々に低下(脆化)する事象

【大飯3/4確認結果】
⇒加圧熱衝撃評価の結果、原子炉容器の破損のおそれがない(破壊靱性値が応力拡大係数を上回る)※。上部棚吸収エネルギーは判断基準(68J)以上であった。

①低サイクル疲労
温度・圧力の変化によって、大きな繰返し応力がかかる部位に割れが発生する事象

【大飯3/4確認結果】
⇒評価対象部位のすべてにおいて疲れ累積係数が1を下回った。

⑥コンクリート構造物の強度低下
コンクリートの強度が、熱、放射線照射等により低下する事象。また、放射線の遮へい能力が熱により低下する事象

【大飯3/4確認結果】
⇒評価の結果、中性化深さは、鉄筋が腐食し始める深さにならなかった。コンクリート構造物の強度は設計強度を下回らなかった。

④2相ステンレス鋼の熱時効
ステンレス鋼が高温での長期使用に伴い、靱性の低下を起こす事象

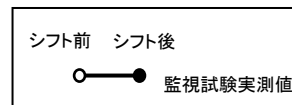
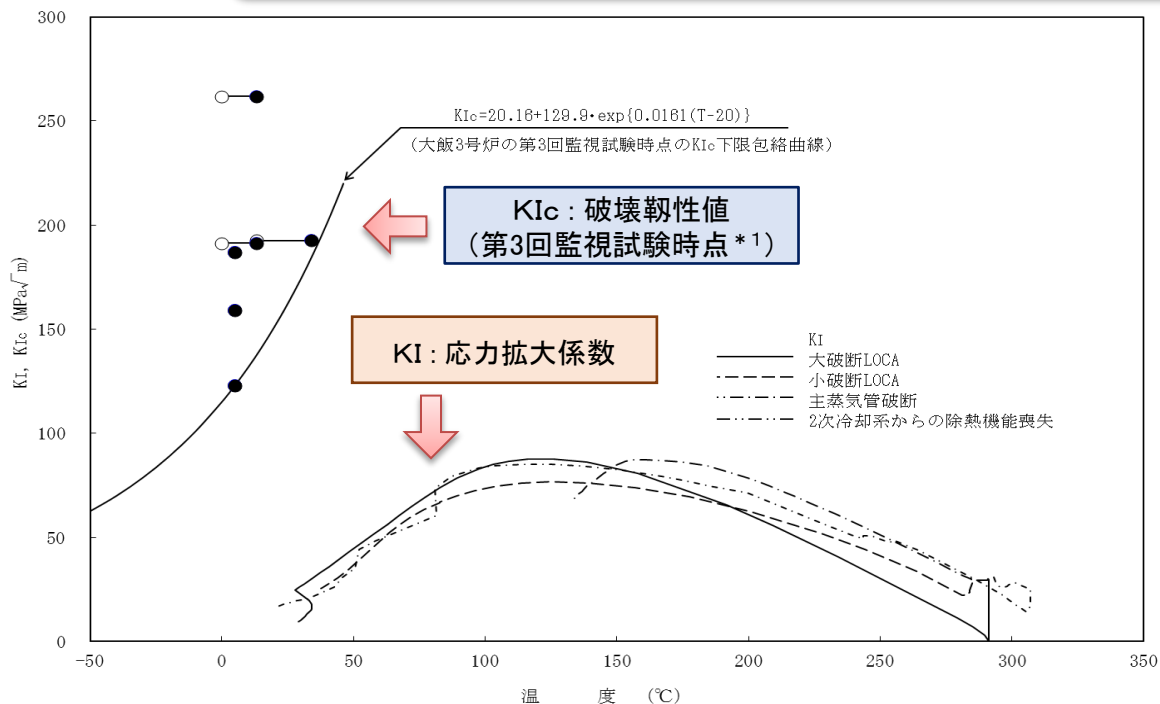
【大飯3/4確認結果】
⇒亀裂進展評価の結果、亀裂は貫通まで至らない。不安定破壊評価の結果、欠陥が拡大することはない。

※「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」も実施し、同様の結果であった。(詳細は次頁参照)



- PLM30で未実施の「中性子照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」については、追加で評価を実施し、破壊靱性値が応力拡大係数を上回ることを確認している。

中性子照射脆化(加圧熱衝撃事象)に対する 将来予測を伴わない実測データに基づく評価結果(3号炉の例)



*1: 大飯3号炉の第3回監視試験の照射量は原子炉容器内表面から深さ10mm位置の照射量に換算すると運転開始後約85年時点に相当

第5回実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査
 会合資料2(令和6年4月9日)から抜粋・修正
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100000804?contents=NRA100000804-002-003&pdf=NRA100000804-002-003>



製造中止品管理について(1/2)

■ 規制庁は、申請者が、発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な物品又は役務の調達に著しい支障が生じることを予防するための措置として、以下に示すとおり、製造中止品管理プログラムを策定し運用していることを確認したことから、審査基準を満足していると判断した。

① 製造中止品管理プログラムの策定

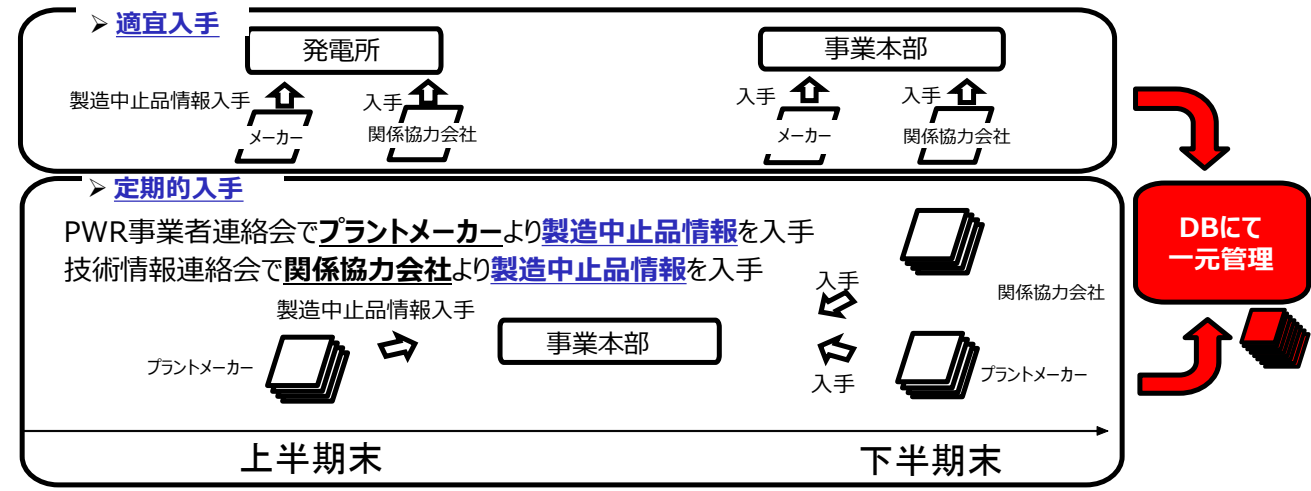
➢ 製造中止品管理プログラムを策定し運用を行う。(当該プログラムの内容は②のとおり。)
<適用範囲> 技術評価の評価対象機器等を含む保全対象範囲全ての構造物、系統及び機器、並びにこれらの機能維持に必要な物品及び役務が対象

② 製造中止品管理プログラムに基づく製造中止品管理

情報収集

● PWRプラントメーカ、関係協力会社等と連携、PWR事業者連絡会等を通じ、製造中止品情報を収集

【情報入手からデータベース登録までの流れ】



- 【登録する情報】
- 情報提供元
 - 情報入手時期
 - 詳細仕様
 - 供給期限
 - 互換性の有無
 - 代替品の有無
 - 保全における使用見込み

第3回実用発電用原子炉の長期施設管理計画等に係る審査会合資料1(令和6年3月12日)から抜粋・修正
<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100000017?contents=NRA100000017-002-004#pdf=NRA100000017-002-004>

※PWR事業者連絡会
 PWR電力事業者4社、PWRプラントメーカー2社が参加するPWRプラントの安全安定運転、総合的な技術力向上を推進するための会議体



対象の特定

- 入手した製造中止品情報を元に、調達支障のおそれがある構造物、系統及び機器を特定

対応方針の策定

- 特定された機器等に対する対応方針として、対応の方法及び実施時期を定め、保全計画に反映

対応の方法	実施時期の考慮要素
市中在庫品等の活用	施設管理の重要度
特別生産	予備機の有無
設備更新／修理	使用環境及び設置環境による劣化傾向
他の機器部品の活用	予備品の保有数量及び使用見込み
リバースエンジニアリング	特殊性(汎用的ではない技術を用いた機器等)
設計変更を伴う設備更新	
保守サービス契約	

【参考】大飯3号炉における運用の実績

項目	総数	2023年度実績
① 登録件数	519	155
② ①のうち対策を策定した件数	376	69
③ ①のうち検討中の件数	85	28
④ ①のうち未検討の件数	58	58(※)

※ 年度末時点での状況であり、2024年3月実施のPWR事業者連絡会での入手件名58件は未検討。

対策の事例	
製造中止部品名	対策内容
ノンヒューズブレーカ	代替品に取替えを実施
ヒューズ	代替品に取替えを実施
エアホース	代替品に取替え
水中カメラケーブル	必要な長さを購入、定期的に取り替えを実施

対応の実施

- 保全計画に従い、保全の一環として点検、工事等の対応を実施

有効性評価

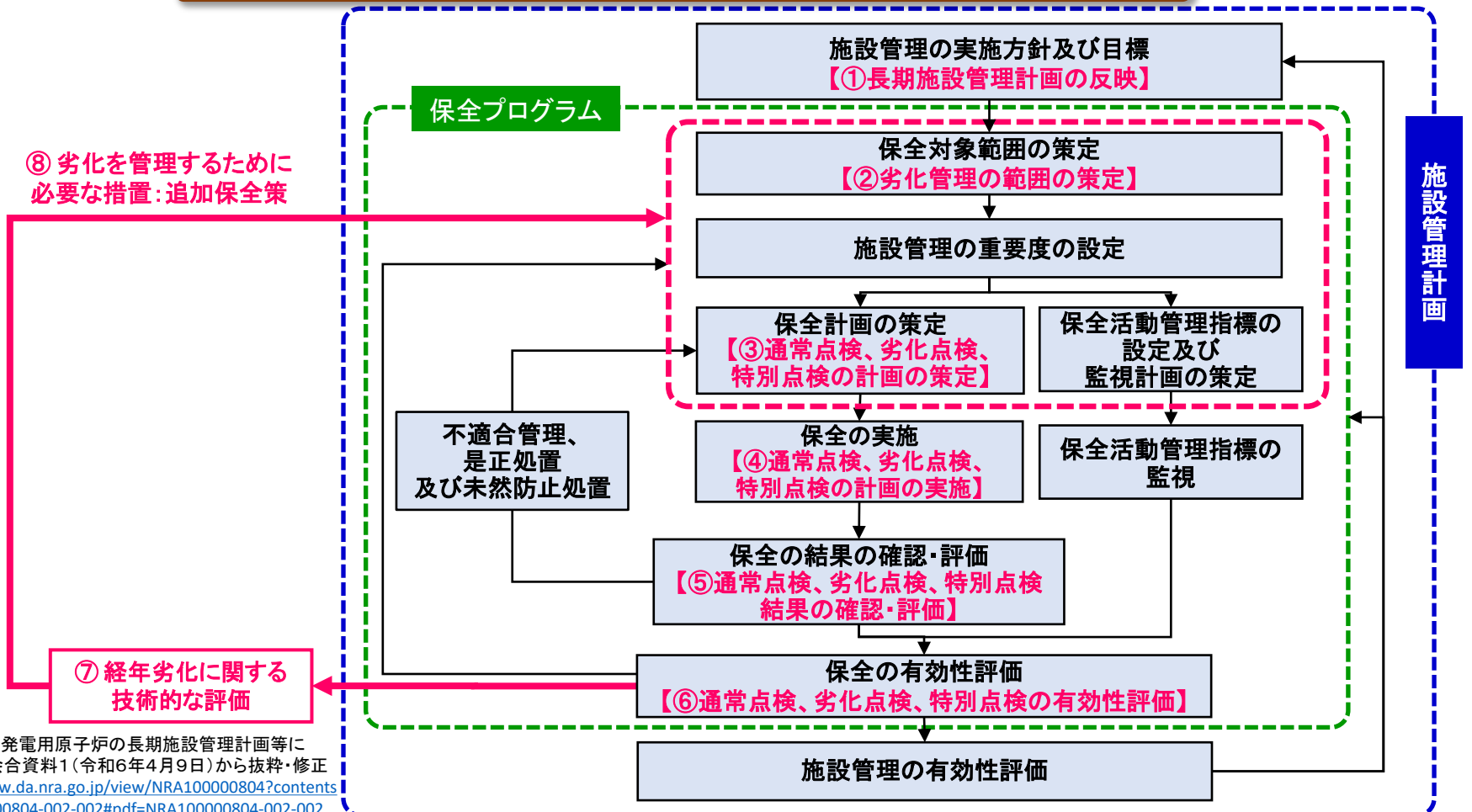
- 保全及び施設管理の有効性評価を実施、それらの有効性を定期的に確認し、継続的な改善を行う



品質マネジメントシステムについて

- 規制庁は、劣化管理に係る品質マネジメントシステムについて、以下に掲げる事項を確認したことから、審査基準を満足していると判断した。
 - 品質管理基準規則及び同規則の解釈を踏まえ、設置(変更)許可の方針に従い、保安規定において品質マネジメントシステム計画を定める。
 - 劣化管理に係る業務は、上記の品質マネジメントシステム計画に基づき実施する。

通常点検、劣化点検及び特別点検並びに技術評価に係る業務プロセス





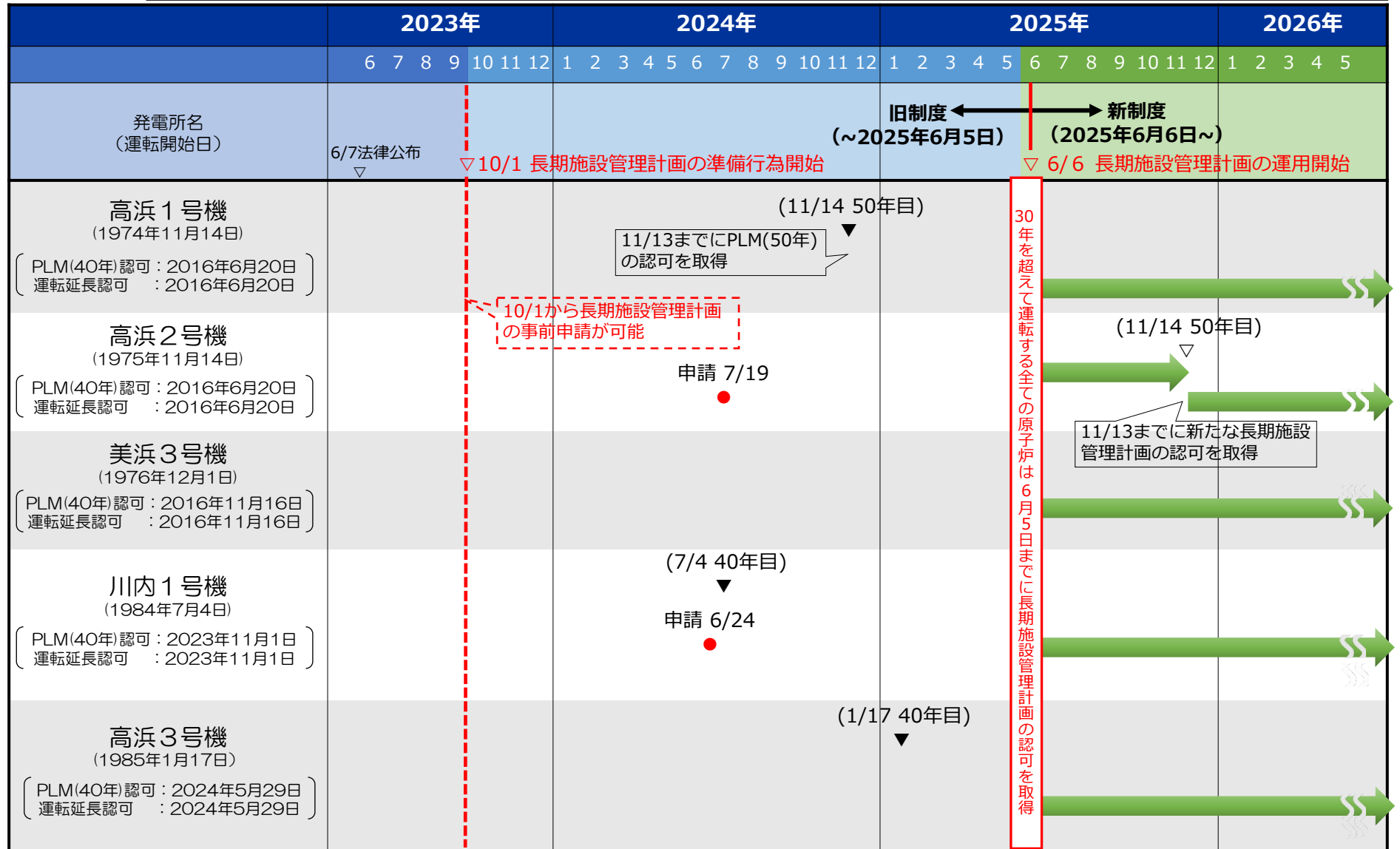
既存の原子炉に関する手続き【個別炉ごとの手続き】

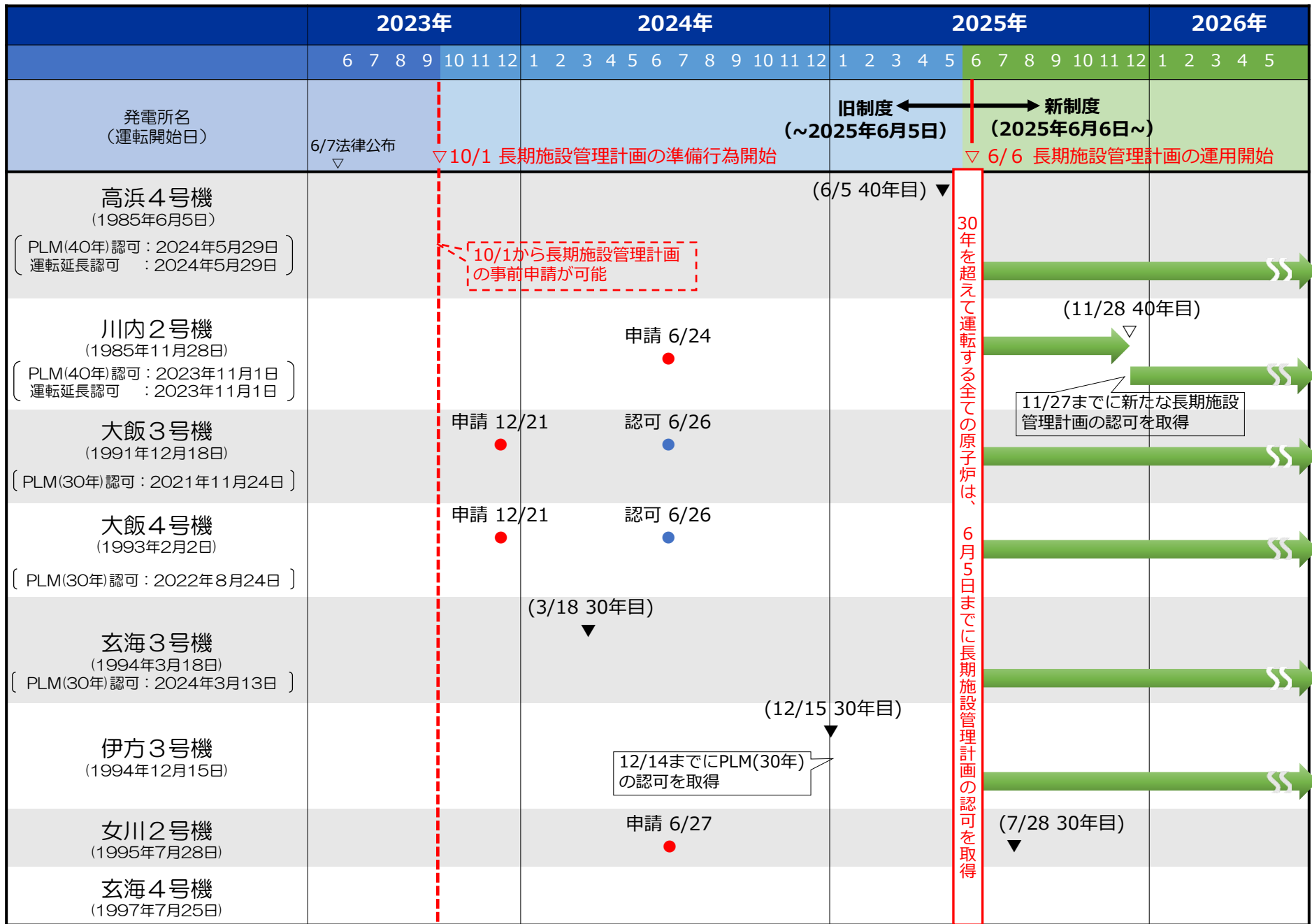
凡例：(旧制度) 高経年化技術評価制度(PLM)の節目： ▼

(新制度) 長期施設管理計画の申請日： ●

長期施設管理計画の認可日： ●

長期施設管理計画制度の対象期間： →





注意：上記のスケジュールは、令和6年7月現在において再稼働している発電所等を対象として、継続的に運転がされる場合を想定しており、実際の申請時期などについては、事業者が判断するものである。

内 容

- 1 原子炉等規制法改正（高経年化した原子炉の規制改正）
- 2 長期施設管理計画認可申請に対する審査での主な確認内容
- 3 「設計の古さ」について

参考

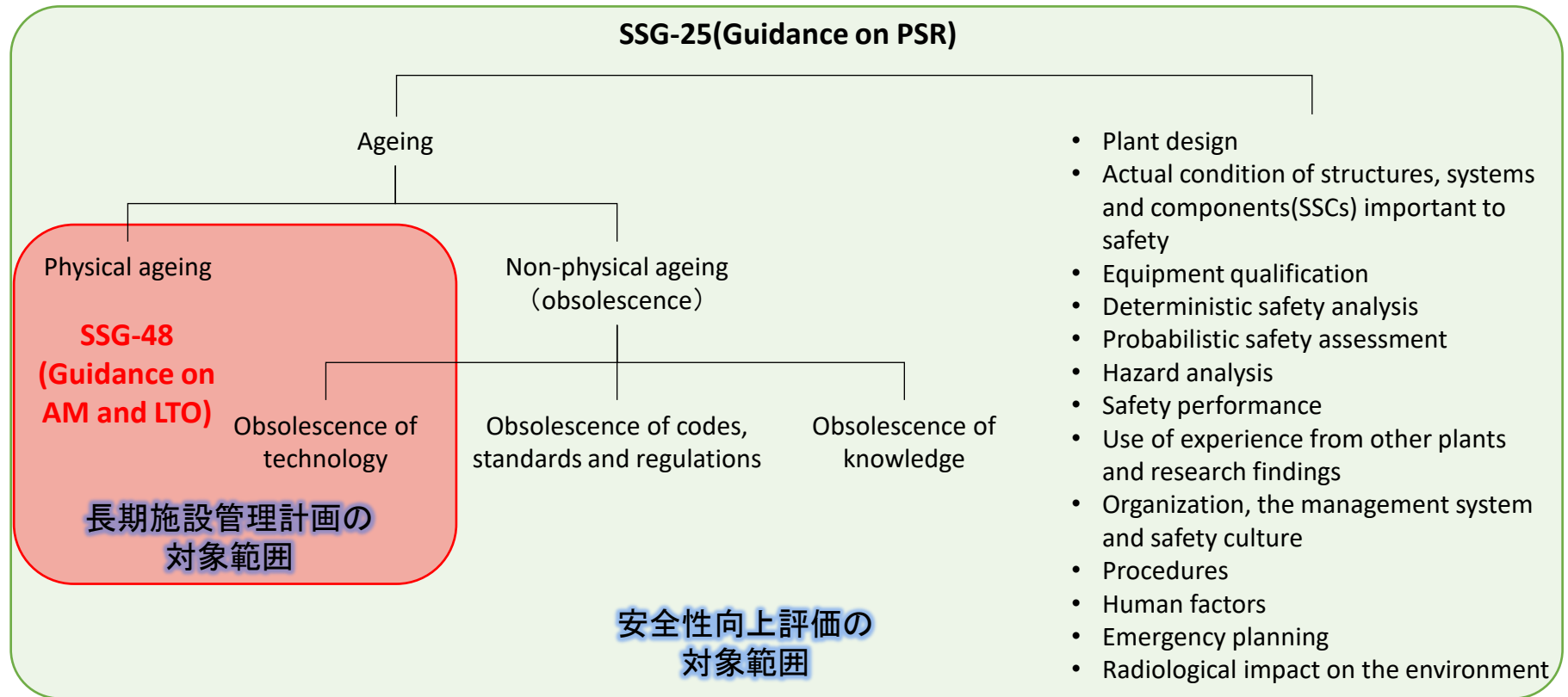


TABLE 1. TYPES OF OBSOLESCENCE

Subject of obsolescence	Manifestation	Consequences	Management
Technology	Lack of spare parts and technical support Lack of suppliers Lack of industrial capabilities	Declining plant performance and safety due to increasing failure rates and decreasing reliability	Systematic identification of useful service life and anticipated obsolescence of SSCs Provision of spare parts for planned service life and timely replacement of parts Long term agreements with suppliers Development of equivalent structures or components



いわゆる「設計の古さ」に関する規制体系イメージ

運転開始後

バックフィット

継続的に新たな知見等を収集し、それを規制基準に取り入れ、いついかなる時でも基本設計に遡って当該知見等を適用させる規制制度

施設管理

発電用原子炉施設が規制基準に適合している状態を常に維持するための工事・点検・検査等の活動に関する規制制度

安全性向上評価

事業者自らが発電用原子炉施設等について、その時点での知見に照らして十分なものとなっているか等を定期的に評価する規制制度

高経年化した発電用原子炉 (運転開始後30年目以降)

バックフィット

規制の水準を引き上げることで相対的に「古い設計」に対応(例)重大事故を想定していなかった「古い設計」に対して重大事故対策を要求

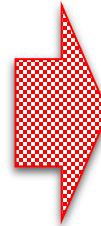
施設管理

将来的な基準適合性を維持するため、通常保全に加え、劣化を管理するための追加保全を抽出・実施

長期施設管理

安全性向上評価

自然ハザード等の外環境の変化に対する評価や経年劣化が効果的に管理されているか(製造中止品管理を含む)などを評価



国内外の事故・トラブル情報、規制動向、安全研究等から得られた知見を技術情報検討会等で議論

※安全性向上評価届出の導入趣旨

事業者がより高度な安全性を追求するために自主的に当該要求内容を上回る措置を講ずることは否定されるものではなく、むしろ発電用原子炉施設の安全性向上の観点から望ましいことであることから、このような事業者の自主的な取組を推奨するため、事業者自らが規制によるもの以外に事故の発生及び拡大の防止対策を講じた際の発電用原子炉施設の安全性の評価を義務付け(第43条の3の29第1項)、それを届出・公表させる制度。評価結果について公表させることで安全性を向上させるインセンティブが生じ、更なる安全性向上に資する措置を講じること(ソーシャルプレッシャー)が期待できる。なお、原子力規制委員会は、評価に係る調査等の方法の変更を命じる(第43条の3の29第4項)ことができ、虚偽届出・命令違反等に過料(第82条第4号の2から第4号の4まで)が課される。



○令和5年5月10日の原子力規制委員会において、それまでの「設計の古さ」に関する議論を整理し、それを踏まえた「設計の古さ」への対応の考え方が以下のとおり了承された。

- ✓ 「設計の古さ(非物理的なもの)」への対応については、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も必要
- ✓ ボトムアップ的なアプローチの手法として、対象となる最新の炉型を指定し、それ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”の抽出を事業者に求め、規制当局が確認・議論する必要がある
- ✓ “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※を活用する方針とする

※「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。

→ 上記の議論を踏まえ、「設計の古さ」への対応の考え方を以下のとおりとした。

- “差分”の対応として、事業者ごとに、安全性向上評価(中長期的な評価)の中で、他プラントや新技術との比較・ベンチマークを実施させ、その結果を基に公開の場で、原子力規制委員会と評価を行った事業者との二者間で議論を行う
- 一方で、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



○令和5年7月19日の原子力規制委員会において、『「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』が以下のとおり了承された。

- 炉安審・燃安審において、令和5年度第9回原子力規制委員会では承された「設計の古さ」への対応の考え方を説明した上で、そのうち“差分”への対応について、既に炉安審・燃安審の調査審議事項と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。
- 炉安審・燃安審の助言を踏まえ（概ね1年程度で議論をとりまとめ）、原子力規制委員会において、安全性向上評価制度に係る規則及びガイドの改正案を定めることとする。
- なお、その過程において必要に応じ、炉安審・燃安審の会長と原子力規制委員会との意見交換の場を設けることとする。



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



(追加の検討事項：「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総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



【論点1 安全性向上評価の担うべき役割】

- ①規制制度の変遷に伴う機能の重複
- ②規制制度の全体像の中での安全性向上評価の位置づけ

【論点2 個別の見直し事項】

- ①規制基準適合状況の説明資料の見直し
- ②届出単位、届出時期の見直し
- ③PSR(定期安全レビュー)のあり方

③PSRのあり方については、
論点3で合わせて議論

【論点3 「設計の古さ」への対応】

- ①「設計の古さ」に関するこれまでの経緯
- ②原子力規制委員会における「設計の古さ」に関する議論
- ③「設計の古さ」に係る議論のポイント



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】

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

- 1-1 発電用原子炉施設概要
- 1-2 敷地特性
- 1-3 構築物、系統及び機器
- 1-4 保安のための管理体制及び管理事項
- 1-5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果

2. 安全性の向上のため自主的に講じた措置

- 2-1 安全性の向上に向けた継続的取組の方針
- 2-2 調査等
- 2-3 安全性向上計画
- 2-4 追加措置の内容
- 2-5 外部評価(外部の評価を受けた場合)の結果

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 (PSR)

3-1 安全性向上に係る活動の実施状況の評価

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

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

4. 総合的な評価

- 4-1 評価結果
- 4-2 安全性向上計画

今後、見直しの検討を行いたい項目

規制基準適合状況の説明資料の見直し

安全規制によって法令への適合性が確認された範囲を記載しているところ、**炉安審・燃安審基本部会の各委員**や事業者から意見を踏まえ、見直しを検討

届出単位、届出時期の見直し

安全性向上評価の届出単位及び届出時期について、**炉安審・燃安審基本部会の各委員**や事業者から意見を踏まえ、見直しを検討

PSRのあり方

IAEAのSSG-25に記載されているPSRの14の安全因子に準拠した形で整理した上で、その**内容や総合的な評価について見直しを検討**

「設計の古さ」への対応

- (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) 決定論的安全評価(安全裕度評価を含む)
- (6) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)
- (7) 内部事象及び外部事象に係る評価
- (8) 安全実績
- (9) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用
- (10) 組織、マネジメントシステム及び安全文化
- (11) 手順
- (12) 人的要因
- (13) 緊急時計画
- (14) 環境への放射線影響

自主的に講じた措置(左記の2)についても、**見直しを検討**



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 ← 基準見直し等
	(自主)		→ 許認可
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	

*:プラントの最新の状態に関する情報



<論点>

- 現行ガイドの「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」について、SSG-25に記載されているPSRの14の安全因子を踏まえ、その内容を見直してはどうか。
 - 現行ガイドでは、評価項目(14の安全因子)が複数のセクションに分かれて記載されている。
 - SSG-25の14の安全因子に含まれない「安全裕度評価(ストレステスト)」についても位置づけを検討。
- その他、継続的な安全性向上に資するためにはどうあるべきか。
(その内容、総合的な評価、自主的に講じる措置への反映のあり方等)

PSRのあり方

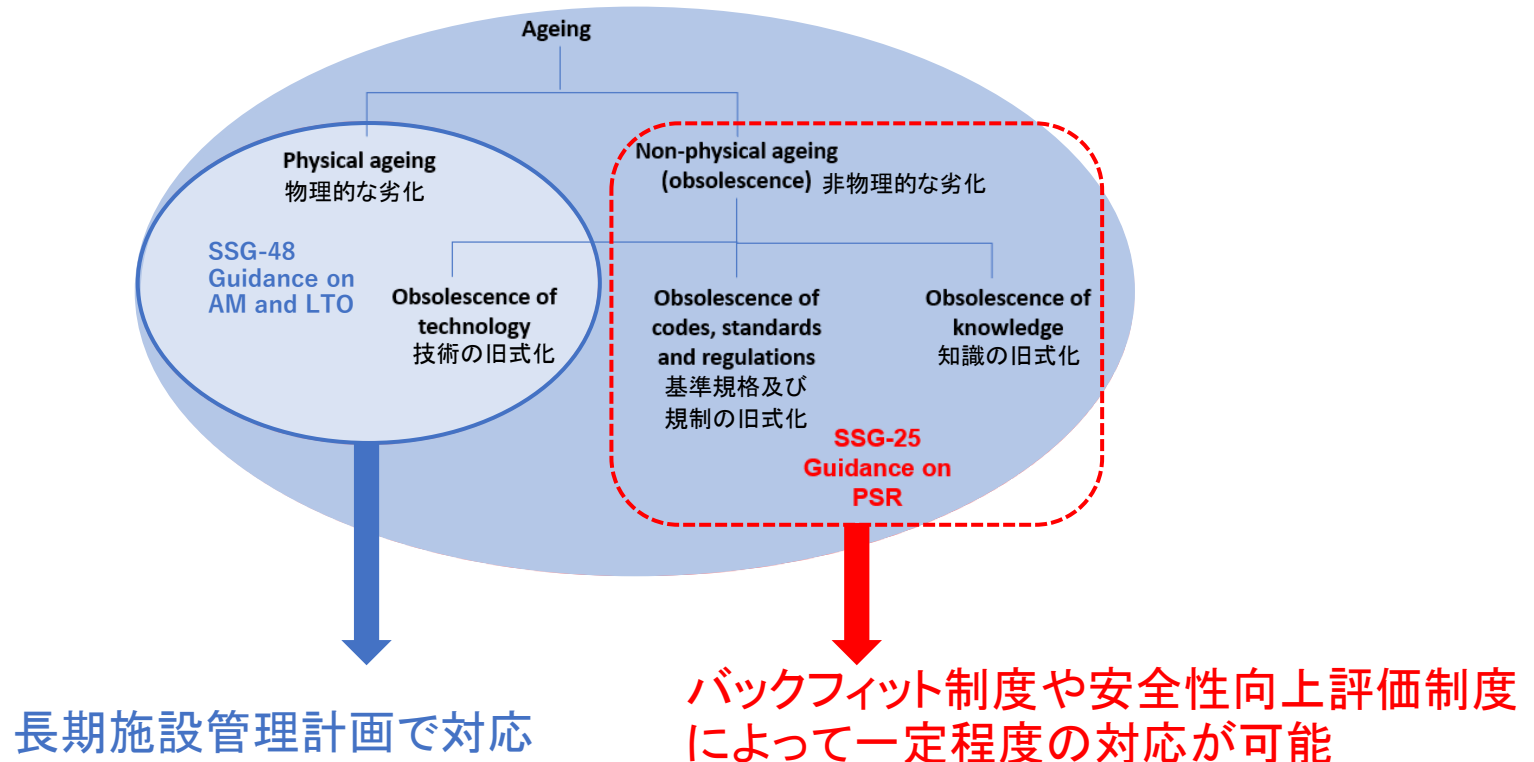
IAEAのSSG-25に記載されているPSRの14の安全因子に準拠した形で整理した上で、その内容や総合的な評価について見直しを検討

- | | | |
|---------------------------------|-------------|----------------------------|
| (1) プラント設計 | 「設計の古さ」への対応 | (8) 安全実績 |
| (2) 構築物、系統及び機器の状態 | | (9) 他プラント及び研究成果から得られた知見の活用 |
| (3) 機器の性能認定 | | (10) 組織、マネジメントシステム及び安全文化 |
| (4) 経年劣化 | | (11) 手順 |
| (5) 決定論的安全評価(安全裕度評価を含む) | | (12) 人的要因 |
| (6) 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA) | | (13) 緊急時計画 |
| (7) 内部事象及び外部事象に係る評価 | | (14) 環境への放射線影響 |



“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。





➤ 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



- 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。



- 「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。



(a) 安全性向上評価のどこに位置づけるか

- 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。



“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)

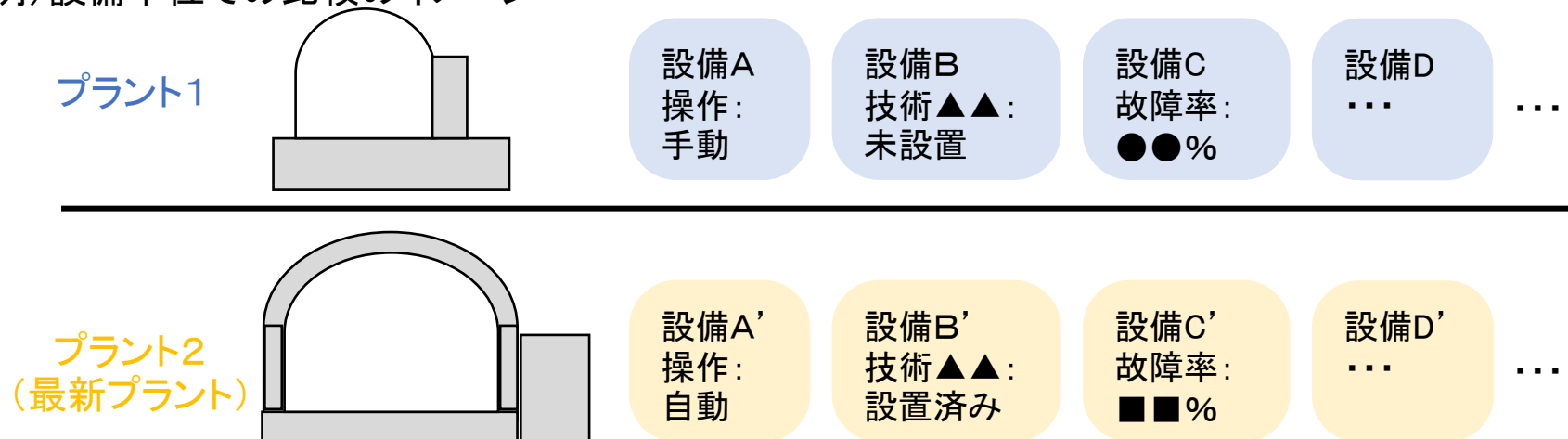
- ✓ 国内のPWRとBWRのそれぞれ最新世代の炉型と比較することを基本とする。
- ✓ 事業者が選定の観点を示した上で、比較対象のプラントを指定しても良い。

- 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





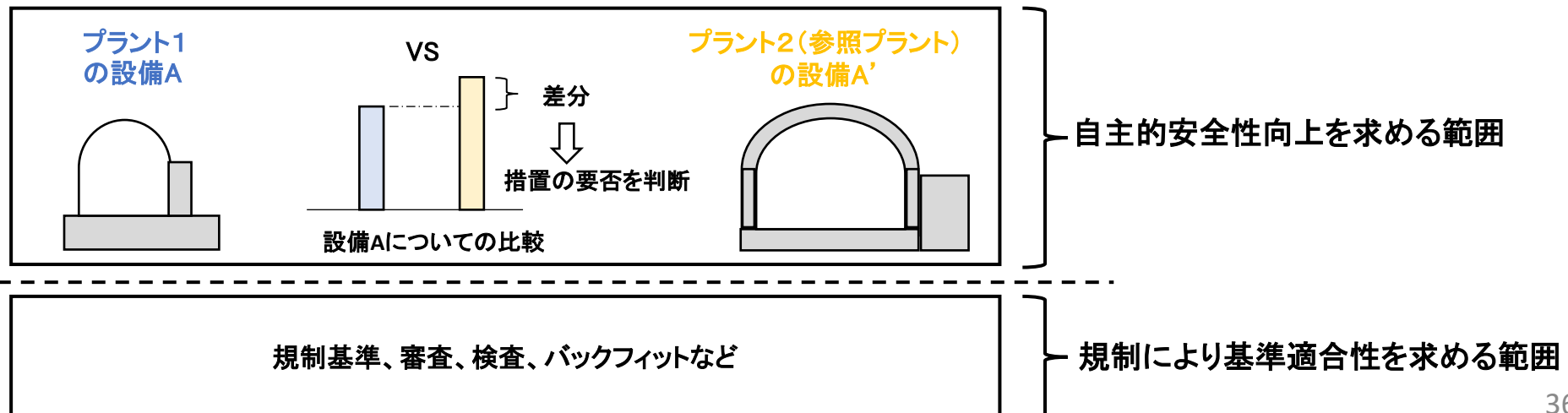
“差分”による対応の具体案(7/7) ～比較で見いだされた“差分”の取扱い～

(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)

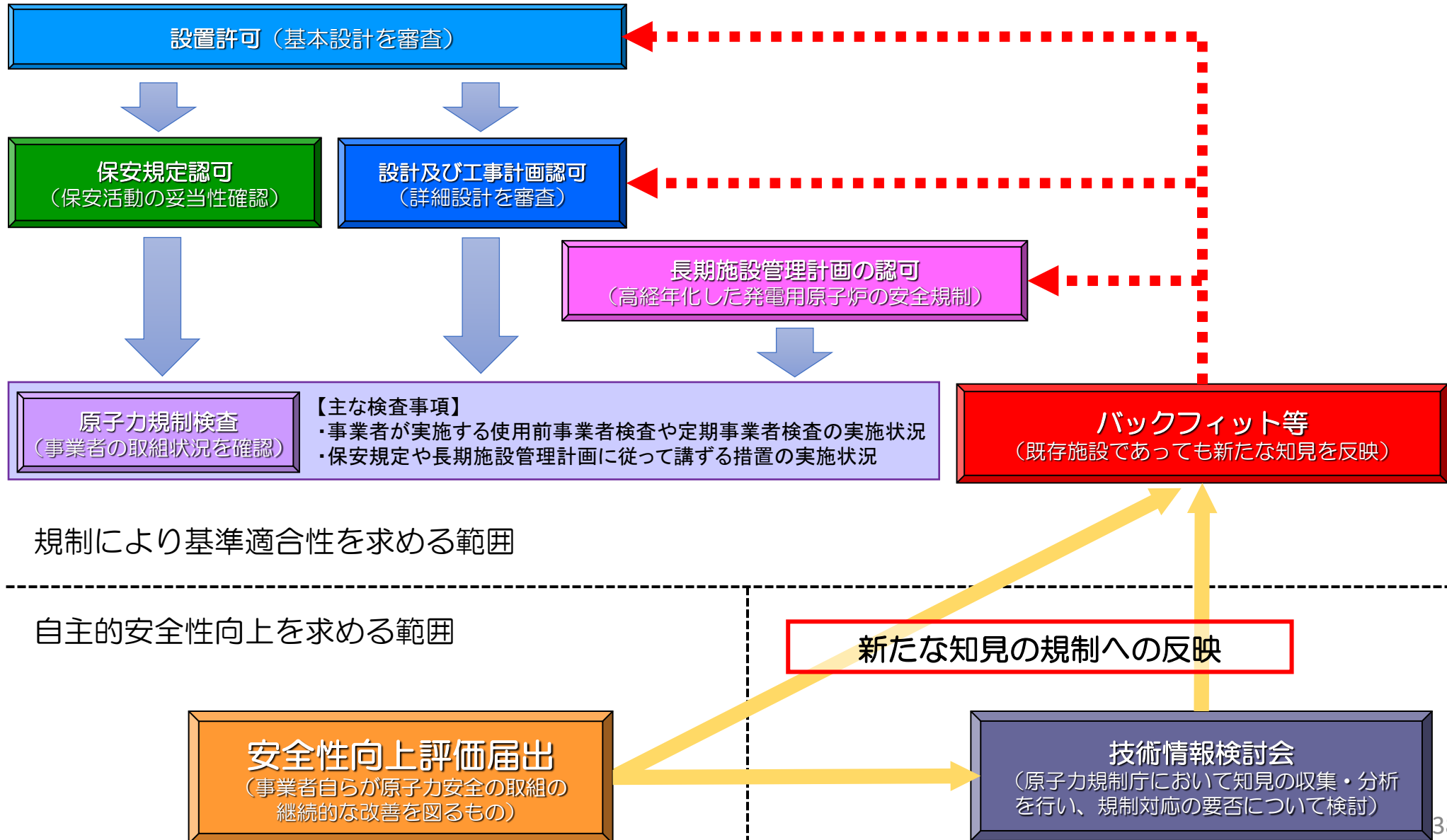
- ✓ 差分があっても直ちに基準不適合を意味せず、対応が必須となるわけではない。
- ✓ 事業者は自らが対応の要否を検討し、対応が必要と判断した場合には、安全性の向上に取り組むべきものとする。



參考資料



規制制度の全体像の中での安全性向上評価の位置づけ





平成25年7月

・安全性向上評価制度の運用開始(新規制基準と同時)

(目的)

- 発電用原子炉設置者は、原子炉等規制法の規定※により、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。それらの責務を果たすための取組の実施状況及び有効性について、発電用原子炉設置者が調査・評価したものが安全性向上評価。
- 本評価の実施及び評価結果を踏まえ、原子力安全の取組の継続的な改善を図ることを目的とする。

※:原子炉等規制法第57条の8

令和2年2月

・新検査制度の運用開始(原子力規制検査)

- ・事業者の全ての安全活動が検査対象
- ・検査官は、検査したい施設や情報に自由にアクセスが可能

令和7年6月

・長期施設管理計画の認可制度の運用開始

- ・事業者は施設の経年変化を管理するための計画を策定。計画は規制委員会の認可が必要

規制制度の見直しに伴い、安全性向上評価が担う機能との重複が生じてきていると認識



- 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえ、原子炉等規制法を改正（H25.7）。
- 重大事故等を防止するための基準を強化するとともに、万一重大事故等やテロが発生した場合に対処するための基準を新設。

＜新規制基準＞

重大事故等・テロの対策

意図的な航空機衝突への対応
放射線物質の拡散抑制対策
格納容器破損防止対策
炉心損傷防止対策

内部溢水に対する考慮
自然現象に対する考慮
(火山・竜巻・森林火災を追加)

火災に対する考慮

電源の信頼性

その他の設備の性能

耐震・耐津波性能

＜従来の規制基準＞

重大事故等を防止
するための基準

自然現象に対する考慮

火災に対する考慮

電源の信頼性

その他の設備の性能

耐震・耐津波性能

設計基準

(火災対策耐震等の強化)

新規制基準は、
従来の設計基準
を強化すること
に加え、
重大事故・テロ
等に対処するた
めの基準を追加



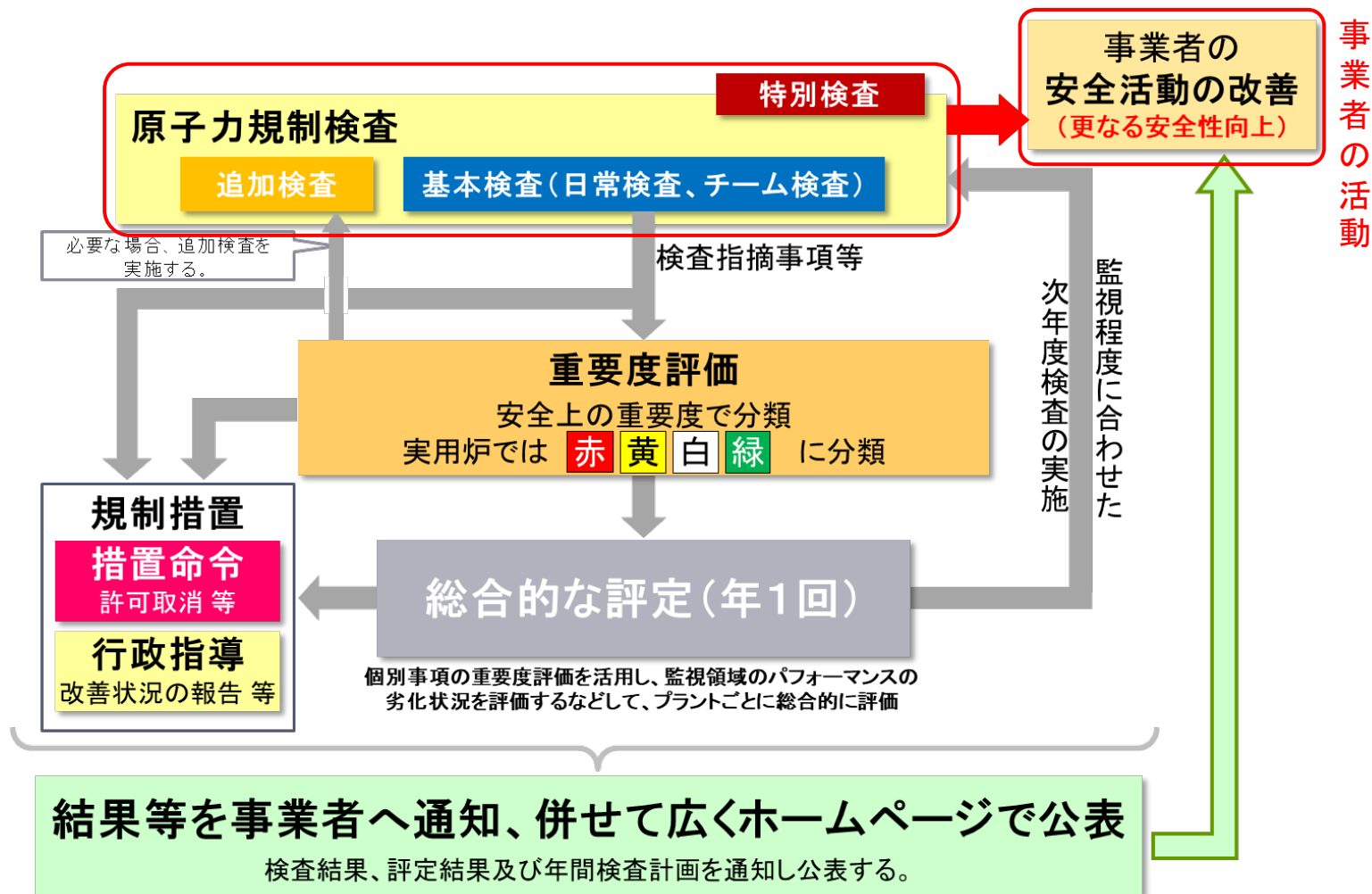
バックフィット制度の目的と適用事例

- バックフィットは、新たな知見に対応する手段の一つであり、法令及び規制基準の改正等により新たな知見を規制に反映し、その新たな規制を既存の施設にも適用するもの。
- その目的は、新たな知見を迅速かつ柔軟に規制に反映し、災害の防止のために施設が最低限達成すべき安全上の水準を向上することで、規制の継続的な改善を行い、もって継続的な安全性向上を実現することにある。
- 原子力規制委員会は、常に新たな知見を収集してその規制への反映の必要性を検討し、必要と判断した場合には躊躇なく規制に反映することで、規制の継続的な改善に取り組む。

番号	案件名	施行日等
1	新規制基準	2013.7.8(実用炉等) 2013.12.18(核燃施設)
2	電源系統の一相開放対策	2014.7.9 (実用炉等) 2014.10.29 (再処理)
3	有毒ガス防護対策	2017.5.1
4	高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策	2017.8.8
5	地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置	2017.9.11
6	地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017.11.15
7	降下火砕物(火山灰)対策	2017.12.14
8	柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映	2017.12.14
9	溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止対策	2018.2.20
10	火災感知器の設置要件の明確化に係る対応	2019.2.13
11	大山生竹テフラの噴出規模の見直し	2019.6.19
12	警報が発表されない可能性のある津波への対策	2019.7.31
13	震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの取入れ	2021.4.21



- 原子力規制庁は、事業者が自ら改善活動を積極的かつ的確に運用することを求めた上で、「原子力規制検査」を行い、事業者の弱点や懸念点などに注視して監督を行う。
- 事業者自らの気付きと原子力規制検査による気付きの双方が、改善活動の契機となり、原子力施設が「安全上の影響が大きい事象」に至る前に、改善に結びつくことを目的としている。





～どのように見るのか～

1. フリーアクセス

事業者の全ての安全活動に対して、いつでも・どこでも・何にでも自由にアクセスできる。

2. パフォーマンスベース

形式的にルール、手順に従っているかを重視するのではなく、実際の事業者の活動や施設、設備の状況が本来意図した目的に適っているか、に着眼する。

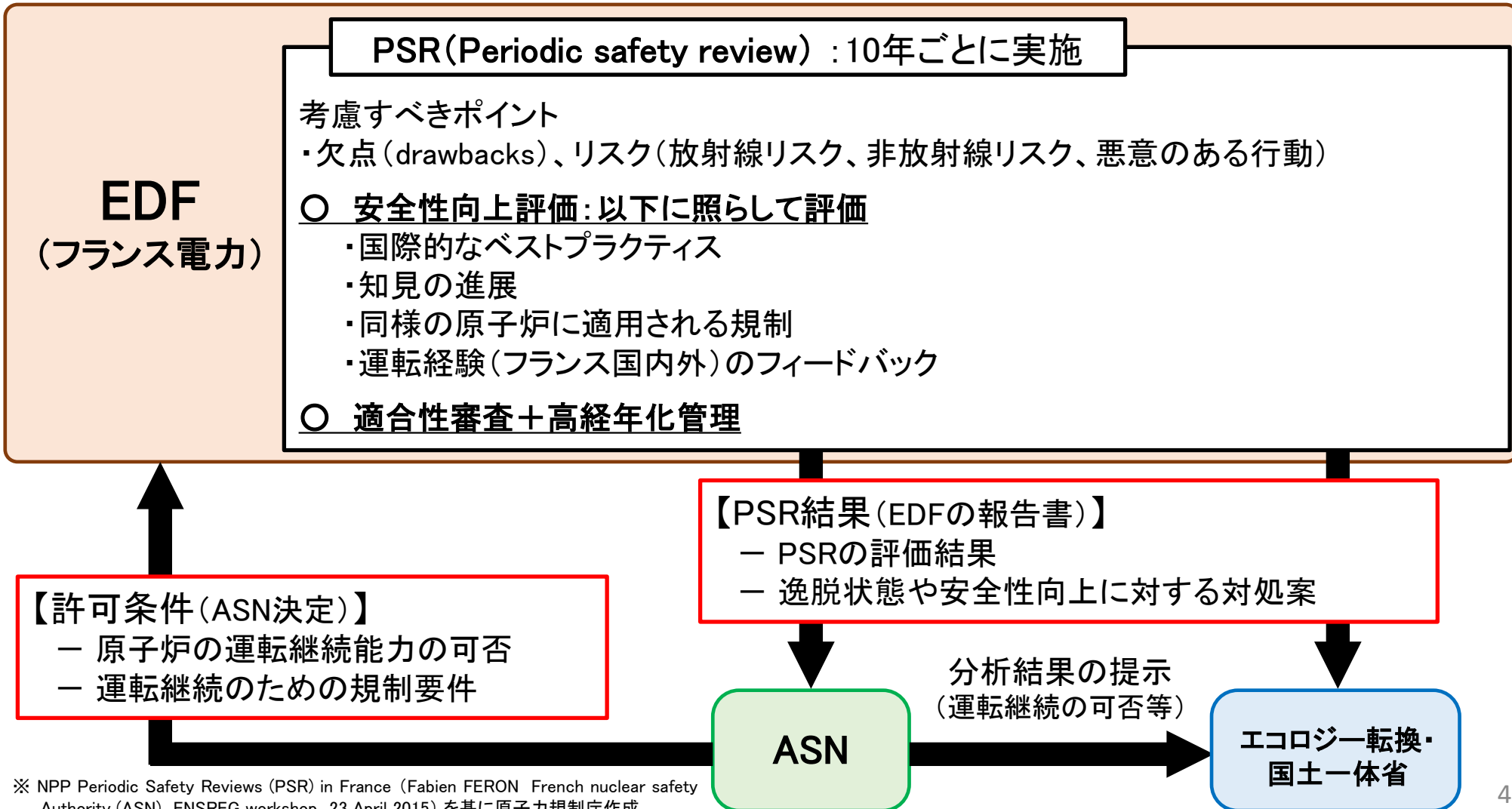
3. リスクインフォームド

安全上のリスク※の大小から、安全上重要なもの・事柄に、より重きを置いて(対象の選定、頻度、着眼点など)検査を行う。

※リスク:ある事柄の重大さと起こりやすさから考えた影響の度合い



- ASNが原子力安全に関する規制(EDFに対する施設の運転認可等)の役割を担っている。
- PSRが規制の中に位置付けられており、10年ごとに実施することとされている。





- 米国では、事業者が原子炉ごとNRCから運転ライセンスの発行を受け、原子炉の運転を行っている。この運転ライセンスの発行に当たっては、安全解析書(SAR)を含む建設認可申請、運転認可申請をNRCに提出し審査を受ける必要があるが、認可に当たっては、プラント固有の要件も含まれるため、各原子炉が同じ規制を求められているわけではない。

米国の安全解析書(SAR)制度の概要

米国の連邦規則※1は、建設許可申請書に予備安全解析書(PSAR)を、運転認可申請書には最終安全解析書(FSAR)を添付するよう規定している。PSARとFSARを総称してSARと呼ばれる。

最終安全解析書(FSAR)は、運転ライセンス発行後も定期的に更新するよう要求されており※2、事業者は最終安全解析書の更新版(UFSAR)として提出する。

- 更新頻度は、毎年1回又は燃料交換停止後半年以内の短い方
- 更新提出時には少なくとも6か月前までの変更点を反映

