

第 2 回意見交換会 参考資料 2 設計の経年化評価ガイドライン（案）等に関するコメントへの回答

説明依頼事項	回答
(1) 本ガイドラインと学協会規格（例えば、日本原子力学会の PRA 関連の規格）との関係について説明して下さい。	①
(2) SSG-48 Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants との関係について説明してください。 a) 設計の経年化評価ガイドラインには「IAEA ガイド「SSG-48 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」では、原子力発電所の経年劣化管理の一部として技術の進歩や安全要求の変遷等に着眼したレビューを推奨している。」とあるが、これは SSG-48 のどの部分を引用したものか。	②
b) 設計の経年化評価ガイドラインで扱う内容は、SSG-48 のスコープ外なのではないか。より適切な国際基準等を引用すべきではないか。	③
(3) SSG-25 Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants との関係について説明してください。 a) 「資料 3 安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組 設計の経年化管理について」（以下単に「資料 3」という。）の 21 ページには「安全因子 2：構造物、系統、機器 (SSC) の現状 プラント設計の安全性レビューにおいて、SSC の現状把握及び今後想定される設計の経年化を安全因子の一部として考慮する必要がある。」と記載されているがどういう意味か。	④
b) 同ページには「SSG-25 で言及されていない設計の経年化評価の具体的な検討方法」を提示したとあるがどういう意味か。	⑤
(4) 用語の定義について a) 「設計の経年化評価ガイドライン（案）」の「設計の経年化」及び「設計の経年化評価」について用語の定義を説明してください ¹ 。	⑥
(5) 資料 3 について、以下の事項を説明して下さい。 1) 3 ページ「現在の自主的安全性向上活動と設計の経年化管理」 a) 「設計の差異を評価していく。」とあるが、制御室の設計（例えば、人間工学設計）は含まれるのか。	⑦
b) 「設計の経年化管理に関する取組状況については、（中略）事業者の取組方針について御意見をいただきたい。」とあるが、具体的には何に意見すればよいのか。	⑧
2) 8 ページ「設計の経年化評価手順」 a) 「4. 継続的な評価」には「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。」とあるが、海外の新知見や新設計の情報も含まれると理解してよいか。	⑨

第 2 回意見交換会 参考資料 2 設計の経年化評価ガイドライン（案）等に関するコメントへの回答

説明依頼事項	回答
3) 17 ページ「事業者の取組および ATENA の関与」 a) 「一連の評価には、10 年程度を想定。」とあるが、全プラントの評価を終えるまでという意味か、それとも一つのプラントの評価を終えるまでという意味か。	⑩
b) 「共通事項の整理は ATENA が関与」とあるが、「共通事項」とは何か。	⑪
c) 「共通事項の整理」に ATENA が関与する理由。	⑫
d) 「共通事項は、整理後 1 回目の SAR で報告」とはどういう意味か。	⑬
(6) 設計の経年化評価ガイドラインについて、以下の事項を説明して下さい。 1) 「1.4 用語の定義」の「設計の経年化管理」には「新たに蓄積された知見等をふまえて」とされている。一方で、「1.2 概要」には、「系統設計仕様書等のプラント間比較などから設計経年化を評価するための着眼点（安全機能に係る設計の違い：以下、「設計経年化の着眼点」）を抽出」とされている。「プラントの設計仕様の比較」からどのように「新たに蓄積された知見」を得るのか。安全研究等により新たに蓄積された知見は、どのように取り扱われるのか。	⑭
2) 「1.4 用語の定義」の「設計の経年化管理」には「時間が経過しているプラントの設計に対して」とされ、プラント設計が経年化管理の対象とされている。一方で、「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」の「a-2. 設計差異の整理」には「各設備等の（中略）設計情報を比較して、設計差異を整理する。」とあり、設備の「設計」の差異に着眼していると読める。「プラントの設計」には「設備の設計」が含まれると理解してよいか。	⑮
3) 「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」について、以下の点をどのように考慮しているのか。 a) 「a. 直接的な設計情報比較からの抽出方法（主として内的事象の観点からの抽出）」とあるが、内的事象は外的事象の影響を受けるのではないか。	⑯
b) 「b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法（主として外的事象の観点からの抽出）」とあるが、外的事象のハザード及び機器のフラジリティには大きな不確実さがあるのではないか。	⑰
c) 外的事象の PRA は例が提示されていないが、必要ないのか。	⑱
d) 「b-1. PRA」には「同一ハザードで比較が可能な PRA がある場合には」とあるが、どのような PRA を想定しているのか。	⑲
4) 「2.2 評価」の「a-1.」には「全 CDF」とあるが、同ガイドラ	⑳

第2回意見交換会 参考資料2 設計の経年化評価ガイドライン（案）等に関するコメントへの回答

説明依頼事項	回答
インにはレベル 2PRA を活用するように記載されているので、「全 CDF 及び全 CFF」ではないか。	
5) 「2.2 評価」の「a-2.」では、PRA に沿って評価結果の重要である順番に対策を行うこととなっているが、どのプラントにおいても、エナジェティック事象の発生確率は低く、対策の重要度は低い又は不要という結論となる。設計による差の大きさといった相対的な差を着眼点として分析することも必要ではないか。	⑳
6) 「2.2 評価」の「b-3.」には、「フォールトツリーの重畳事象確率（非信頼度）」とあるが、何を指しているのか。	㉑
7) 「2.2 評価」の「b-5.」には「設計差異により故障率が增大することはないか」としているが、設備の経年化に対応する機器故障率はどのように収集するのか。	㉒
8) 「2.2 評価」には、重要性の評価の具体的な方法、評価の不確実さの考慮について記載されていないが、どのようにして評価を行うのか。	㉓
9) 「2.3 対策案の検討」には「ハード対策に拘ることなく、コスト効果的で迅速な対応が可能なソフト対策を重視する」とあり、解説3「ソフト対策の重要性」には「大規模なハード対策によらずとも コスト効果的なソフト対策を迅速にとることが原子炉リスクを低減する方法として重要であることがわかる。」、「最新の科学的知見及び技術的知見の反映による継続的な安全性向上の取り組みとして設計の経年化への対応を含め こうしたソフト対策を充実させていくことを推奨する。」とある。ハード対策よりもソフト対策の方が重要であるかのような記載は不適切なのではないか。	㉔
10) 「2.3 対策案の検討」には、PRA 評価結果等を用いて、ソフトウェアの対策を講じるとあるが、ソフトウェアの対策による悪影響が生じる場合がある。対策の要否を検討したのちには PRA の再評価を実施して、効果の確認をするプロセスが必要ではないか。	㉕
11) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」は、外的事象について記載されていない。「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」には「b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法（主として外的事象の観点からの抽出）」とあるので、解説として不十分ではないか。	㉖
12) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異の整理」」における「閉じ込め(3/4)」と「閉じ込め(4)」の意味は何か。	㉗
13) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異	㉘

第2回意見交換会 参考資料2 設計の経年化評価ガイドライン（案）等に関するコメントへの回答

説明依頼事項	回答
の整理」における「閉じ込め(4) -MCCI 抑制」及び「閉じ込め(4) -蒸気爆発抑制」の記載は、設計の差異ではなく対策の差異が示されているのではないか。	
14) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異の整理」」における「閉じ込め(4) -MCCI 抑制」の図は、主に局所侵食の対策のために設置されたコリウムシールドの例であるが、プラント型式よりさらに詳細な設計の違い（床サンプルと機器サンプルの位置、DW サンプルとペデスタルサンプルの接続状況、各サンプルの相対高さ等）であり、プラント型式の設計の差異ではなくプラント個別の設計の差異を比較しているのではないか。	③⑩
15) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「添付2」には、リスク評価結果を利用した分類案が記載されているが、炉心損傷頻度が小さいプラントにおいてはうまく分類できないのではないか。	③⑪
16) 「解説2「その他の抽出方法」では、火災防護に関する設計の差異を評価した例が記載されているが、現在の設計の妥当性を説明しており、【はじめに】 ² の記載を踏まえれば解説として不適切なのではないか。	③⑫

1. 「設計の経年化管理」については「1.4 用語の定義」に「時間が経過しているプラントの設計に対して新たに蓄積された知見等をふまえて安全性に与える影響を評価し必要に応じて対策を実施していくこと。」とされている。
2. 「この活動は、最新の科学的知見及び技術的知見（以下、「新知見」という。）を収集し、自プラントへの適用を考え脆弱性を抽出し、改善案の安全性への寄与を評価し効果的な対策を講じていく活動である」とされている。

【設計の経年化管理の取組について】

事業者は、安全性向上評価活動を継続的に進めており、この活動状況は安全性向上評価書にまとめ定期的に規制当局へ届け出ている^{注1)}。この活動の中では、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見を収集し、自プラントへの適用を考えプラント設計の脆弱性を抽出し、改善案の安全性への寄与を評価し、効果的な対策を講じていくことに取り組んでおり、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自主的な活動を継続している。

今回の設計の経年劣化管理の取組は、上述の安全性向上評価の中でプラント設計に対して安全性向上に取り組む活動の一環として、特に設計の経年化（用語の定義：コメント(4)参照）に力点を置いた取組である。現在、国内外の最新知見を安全設計に取り込む視点を中心に自主的な安全性向上活動を進めているが、今回のように新旧プラント比較により設計の改善点を抽出するような活動は今まで取り組んでこなかった。

例えば、東京電力福島第一原子力発電所の建設当時の配置設計では、津波に対して脆弱であったタービン建屋地下に非常用ディーゼル発電機が設置されており、これが事故の一因となったと考えられる。その後の設計では改善がなされていたことを踏まえると、国内外の最新知見を反映するだけではなく、既存の国内プラントの設計を比較することによっても安全性向上につながる有意義な気づきが得られるのではないかと考え、これまでの活動に加えて、今回の設計経年化管理に取り組むこととした。

今回の取り組みにあたっては、詳細な設計情報を共有している電力・メーカーが一体となって影響・対策を検討できる ATENA 組織の特徴を生かすことができると考えている。

【IAEA ガイドとの関係】

設計の経年化管理の取組の検討にあたっては IAEA ガイド (SSG-25、48) を参考にした。

SSG-48 は、原子力発電所の経年劣化管理を規定した IAEA のガイドであるが、非物理的経年劣化についても物理的経年劣化と同様に定期的な安全レビューが必要であるとしている。また、SSG-48 においては、非物理的経年劣化に関し、SSG-25 を参照している

SSG-25 は、既存の原子力発電所の PSR 実施に際する提言と指針提供を目的

第2回意見交換会 参考資料2 設計の経年化評価ガイドライン（案）等に関するコメントへの回答

としたガイドであり、PSR 実施時のレビュー視点として、14 の安全因子が示されている（補足：PSR は安全性向上評価活動に含まれる）。安全因子1 (Plant design) は、国内外基準に対するプラント設計の適合性をレビューする視点であるが、国内外新知見全般に対するプラント設計の有効性確認を目的としており、PSR における設計レビュー活動全般をカバーしたレビュー視点と言える。一方、安全因子2 (Actual condition of SSCs important to safety) は、SSG-48 で参照されている安全因子であるが、設計基準の変化によって引き起こされる SSC の “obsolescence^{注2)}” に留意した視点に立ったレビューを求めている。

今回策定する設計の経年化評価ガイドラインは、安全性向上評価活動の中のひとつの手法であり、プラント設計の有効性をレビューする観点から安全因子1 の視点も踏まえつつ、ATENA として今回特に力点を置いた SSC の “obsolescence” のレビューの観点から安全因子2 の視点を踏まえたものである。

注1) 再稼働プラントは安全性向上評価届出書、再稼働前のプラントは従前のPSR を規制当局へ届け出ることとなる。

注2) obsolescence の定義：以下 SSG-48 1.2 原文とコメント回答②（コメント(2)）を参照

【SSG-48 原文抜粋】

1.2. Ageing management for nuclear power plants is implemented to ensure that the effects of ageing will not prevent structures, systems and components (SSCs) from being able to accomplish their required safety functions throughout the lifetime of the nuclear power plant (including its decommissioning) and it takes account of changes that occur with time and use [1]. This requires addressing both the effects of physical ageing of SSCs, resulting in degradation of their performance characteristics, and the non-physical ageing (obsolescence) of SSCs (i.e. their becoming out of date in comparison with current knowledge, codes, standards and regulations, and technology).

(1) 本ガイドラインと学協会規格（例えば、日本原子力学会の PRA 関連の規格）との関係について説明して下さい。

【回答】

- ・安全性向上評価届出書について、そのレビュー方法は NRA ガイド「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」において、SSG-25 またはそれと同等の学協会規格を参照することとされている。
- ・SSG-25 と同等の学協会規格として「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015（日本原子力学会）」があり、SSG-25 と同じく SSC “Obsolescence” をレビューすることが規定されている。ただし、その具体的な方法は定められていない。
- ・今回の ATENA の経年化評価ガイドは、原子力学会規格の SSC の “obsolescence” を評価するための一つの手法を示したものであり、今後、事業者は、ATENA の経年化評価ガイドの評価手順も考慮して、“obsolescence” をレビューしていく。
- ・また、ATENA の経年化評価ガイドでは、PRA 等の活用を記載しており、各事業者は、原子力学会の PRA 標準に準拠した PRA を実施する。

- (2) SSG-48 Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants との関係について説明してください。
- a) 設計の経年化評価ガイドラインには「IAEA ガイド 「SSG-48 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」では、原子力発電所の経年劣化管理の一部として技術の進歩や安全要求の変遷等に着眼したレビューを推奨している。」とあるが、これは SSG-48 のどの部分を引用したものか。

【回答】

- ・ SSG-48 の “2. BASIC CONCEPTS” には、経年劣化の管理の取組の全体像が記載されており、その中で、非物理的な劣化管理の取組について、以下の通り記載されている。
- ・ ここで、“SSC の非物理的経年劣化は、知識、技術の進化や要件、基準等の変更により、SSC が古くなるプロセスである” ことが定義されている（原文 2.3、TABLE1 参照）。
- ・ また、“物理的及び非物理的劣化の双方を、定期的な安全レビュー等で評価する必要がある” としている（原文 2.5 参照）。ATENA ガイドの記載は、これら記載を踏まえて “レビューを推奨している” と記載している。

【SSG-48 原文抜粋】

2. BASIC CONCEPTS

2.3. Non-physical ageing of SSCs is the process of their becoming out of date (i.e. obsolete) owing to the availability and evolution of knowledge and technology, and the associated changes in requirements, codes and standards.

2.5. Evaluation of the consequences of the cumulative effects of both ageing and obsolescence on the safety of a nuclear power plant is a continuous process and is required to be assessed in a periodic safety review or an equivalent safety assessment under alternative arrangements (see paras 4.6-4.8) [2, 7].

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
Regulations, codes and standards	Deviations from current regulations, codes and standards for structures, components and software Design weaknesses (e.g. in equipment qualification, separation, diversity or capabilities for severe accident management)	Plant safety level below current regulations, codes and standards (e.g. weaknesses in defence in depth or higher risk of core damage (frequency))	Systematic reassessment of plant safety against current regulations, codes and standards (e.g. through periodic safety review) and appropriate upgrading, back fitting or modernization
Knowledge	Knowledge of current regulations, codes and standards and technology relevant to SSCs not kept current	Opportunities to enhance plant safety missed	Continuous updating of knowledge and improvement of its application

b) 設計の経年化評価ガイドラインで扱う内容は、SSG-48 のスコープ外なのではないか。より適切な国際基準等を引用すべきではないか。

【回答】

- ・ SSG-48 は物理的経年劣化と非物理的経年劣化の双方の劣化を取り扱っており、ATENA の取組である設計の経年化をレビューする取組は非物理的な劣化に該当することから、SSG-48 のスコープ内と解釈している。
- ・ なお、SSG-48 において、また SSG-25 においても、非物理的な劣化を評価する具体的な手順が書かれているものではなく、今回のガイドで扱う評価手順は ATENA として新たに検討し取りまとめたものである。

- (3) SSG-25 Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants との関係について説明してください。
- a) 「資料 3 安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組 設計の経年化管理について」(以下単に「資料 3」という。)の 21 ページには「安全因子 2: 構造物、系統、機器(SSC)の現状 プラント設計の安全性レビューにおいて、SSC の現状把握及び今後想定される設計の経年化を安全因子の一部として考慮する必要がある。」と記載されているがどういう意味か。

【回答】

- ・ SSG-48 は、原子力発電所の経年劣化管理を規定した IAEA のガイドであるが、非物理的経年劣化についても物理的経年劣化と同様に定期的な安全レビューが必要であるとしている。SSG-48 においては、非物理的経年劣化に関し、SSG-25 の安全因子 2 を参照している(原文 2.29 参照)。
- ・ SSG-25 には、PSR 実施時のレビュー視点として 14 の安全因子が示されているが、安全因子 2 は“SSC レビューは、現状あるいは今後想定される経年劣化プロセスや SSC の“obsolescence”に関する知識を利用すること”(原文 5.30 参照)、また、“最新の設計基準に照らして SSC を評価し設計基準条件が損なわれないことを確認する”(原文 5.35 参照)とある。
- ・ SSG-25 では、時間の経過に伴い、当初設計を様々な観点からレビューし更新していくことが求められていることから、「設計の経年化」を安全因子 2 のレビューの視点として考慮する必要があることを意味している。

【SSG-48 原文抜粋】

2.29. Conceptual aspects of obsolescence, such as obsolescence of knowledge and compliance with current regulations, codes and standards, are addressed in Requirements 5 and 12 of SSR-2/2 (Rev. 1) [2], which deal with safety policy and periodic safety review, and in safety factors 2 and 8 of SSG-25 [7], which deal with actual conditions of SSCs important to safety and safety performance. Recommendations on these aspects of obsolescence are not provided in this Safety Guide.

【SSG-25 原文抜粋】

Safety factor 2: Actual condition of SSCs important to safety

5.30. The actual condition of the SSCs important to the safety of the nuclear power plant should be reviewed using knowledge of any existing or anticipated ageing processes or of obsolescence of plant systems and equipment, modification history and operating history. The implications of changes to design standards since the plant was designed or since the last PSR should be examined during the review of plant condition.

5.35. After determining the actual condition of the SSCs important to safety, each SSC should be assessed against the current design basis (or updated design basis: see safety factor 1) to confirm that design basis assumptions have not been significantly challenged and will remain so until the next PSR.

b) 同ページには「SSG-25 で言及されていない設計の経年化評価の具体的な検討方法」を提示したとあるがどういう意味か。

【回答】

- ・ SSG-25 は、既存の原子力発電所の PSR 実施に対する提言と指針提供を目的としたガイドであるが、設計の経年化管理に対する具体的な検討方法の記載はないことを意味して、「言及されていない」と記載したものである。
- ・ なお、SSG-48・SSG-25 では非物理的な劣化の評価方法が定められていないが、ATENA ガイドは、設計の経年化管理に対する評価手順を新たに検討し示したものであり、設計経年化の具体的な着眼点の抽出方法や評価方法を示しているものである。

(4) 用語の定義について

- a) 「設計の経年化評価ガイドライン（案）」の「設計の経年化」及び「設計の経年化評価」について用語の定義を説明してください¹。

【回答】

・設計の経年化

時間の経過にしたがってプラントの設計に関する知見が蓄積されることにより、プラントの設計そのものが変遷し、新設計との差異が生じること。

例えば、設計時には最適としてきたものが、その後の時間の経過に伴って、最新のプラント設計から乖離することが考えられる。

これを、当初は「設計古さ」と呼称していたが、必ずしも「古い」ものの安全性が新しい設計から劣後するとは限らず、新しい設計が合理化されていることもあることも考慮し、また、時間の経過に伴い差異が生じるものであることを考慮して、「古さ」という呼称に変えて、「経年化」としたものの。

・設計の経年化評価

時間の経過に伴い生じる、「設計の経年化」を評価すること。具体的には、最新のプラント設計と設計変遷をふまえた自プラントの安全設計のレビューにより、プラントの安全性に係る弱点や特徴を把握していくこと。

(5) 資料3について、以下の事項を説明して下さい。

- 1) 3 ページ「現在の自主的安全性向上活動と設計の経年化管理」
 - a) 設計の差異を評価していく。」とあるが、制御室の設計（例えば、人間工学設計）は含まれるのか。

【回答】

- ・制御室の設計も、設計の経年化評価の対象である。
- ・「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」において示しているとおり、安全上重要な機器等の機能を対象とした設計の相違点を確認していくという方法と、PRA 等の様々な評価結果から脆弱性を分析する方法の二通りの手順を適切に組み合わせ進めていくこととしており、抽出に先立って、対象とする安全機能（対象系統）を限定するものではない。

b) 「設計の経年化管理に関する取組状況については、(中略)事業者の取組方針について御意見をいただきたい。」とあるが、具体的には何に意見すればよいのか。

【回答】

- ・設計の経年化管理に関する取組については、今後の安全性向上評価において規制当局にも取組内容を報告していくものであることから、自主的な取組の位置づけ・評価手順の概要・スケジュール等について、規制当局からもご意見等頂ければと考えている。

2) 8 ページ「設計の経年化評価手順」

- a) 「4. 継続的な評価」には「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。」とあるが、海外の新知見や新設計の情報も含まれると理解してよいか。

【回答】

・今回の設計の経年化評価では、国内プラント設計の比較をベースとして安全性向上の検討を進めていく。

なお、継続的に安全性向上評価を進めていく上で、海外の新知見や新設計の情報を取り入れていく活動については、これまでと同様、安全性向上評価の全体の枠組みの中において実施していく（実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド 2.2-2(2)）。

2-2 調査等

(2) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

以下を含め、安全性向上に資すると判断される国内外で得られた最新の科学的知見及び技術的知見について収集し、記載する。また、その判断の根拠についても説明する。

- ① 発電用原子炉施設の安全性を確保する上で重要な設備に関する、より一層の安全性の向上を図るための安全に係る研究等（国内外の安全研究で明らかになった最新知見のほか、国内外の研究開発情報を含む。）
- ② 国内外の原子力施設の運転経験から得られた教訓（発電用原子炉設置者が設置した発電用原子炉の運転経験及び品質マネジメント活動から得られた教訓及び知見並びに原子力規制委員会（旧原子力安全・保安院を含む。）が文書で指示した調査及び点検事項に関する措置状況を含む。）③ 確率論的リスク評価を実施するために必要なデータ
- ④ 国内外の基準等（IAEA等の国際機関における基準等の策定に係る会合及び規制活動に係る会合における情報を含む。）
- ⑤ 国際機関及び国内外の学会等の情報（例えば、地震及び津波をはじめとする外部事象並びに溢水及び火災等の内部事象に関する知見）

3) 17ページ「事業者の取組および ATENA の関与」

- a) 「一連の評価には、10年程度を想定。」とあるが、全プラントの評価を終えるまでという意味か、それとも一つのプラントの評価を終えるまでという意味か。

【回答】

- ・一つのプラントで、新規制基準適合後に再稼働されてから10年程度で一連の評価（プラント設計比較による評価、外的事象に対する評価）を終えることを想定している。それぞれのプラントで評価の終了時期は異なる。

b) 「共通事項の整理は ATENA が関与」とあるが、「共通事項」とは何か。

【回答】

- ・設計の変遷は個々のプラントによる比較ではなく、まずは、標準的(代表的)な型式(例: BWR-5、ABWR など)間の比較より始め、型式間の設計の差異を整理することになっている。この取り組みを共通事項の整理としている。
- ・共通事項を整理した上で、個々のプラントによっては、例えば詳細設計において標準的(代表的)な型式と異なる設計を採用している場合もあるが、それらは個社毎の評価の中で検討を進めていく。

c) 「共通事項の整理」に ATENA が関与する理由。

【回答】

- ・ 設計の経年化評価は初めての試みであり、ATENA はガイドラインで評価手順を策定するだけでなく、その後の評価もフォローし、良好事例等も踏まえてガイドラインに反映し、その後の事業者の評価に水平展開することを考えている。したがって、全体の中でも最初の取組になる共通事項の整理から ATENA が関与していくこととしている。

d) 「共通事項は、整理後 1 回目の SAR で報告」とはどういう意味か。

【回答】

- ・一連の取り組みについては 10 年という目安の期間を想定しているものの、得られた成果については順次、安全性向上評価書にて共有していくことを想定している。
- ・まずは型式間の設計の差異など共通事項の整理が終了した段階で、安全性向上評価書を届出する最初のタイミングにおいて、共通事項の整理結果をまとめて各プラント毎に報告していく。

- (6) 設計の経年化評価ガイドラインについて、以下の事項を説明して下さい。
- 1) 「1.4 用語の定義」の「設計の経年化管理」には「新たに蓄積された知見等をふまえて」とされている。一方で、「1.2 概要」には、「系統設計仕様書等のプラント間比較などから設計経年化を評価するための着眼点（安全機能に係る設計の違い：以下、「設計経年化の着眼点」）を抽出」とされている。「プラントの設計仕様の比較」からどのように「新たに蓄積された知見」を得るのか。安全研究等により新たに蓄積された知見は、どのように取り扱われるのか。

【回答】

- ・「プラントの設計仕様の比較」は国内プラントの設計情報比較から安全性向上の観点で改善が期待できる差異を抽出する取組であり、「新たな蓄積された知見」が直接的に得られるものではない。
- ・設計は新たに蓄積された知見を踏まえて改良され、順次新しくなっていくものであり、我が国における既設プラントの設計についても、40年以上の設計の経験で新たに蓄積された知見を踏まえたものである。
- ・安全研究等も含め「新たな知見」は、安全性向上評価の一環として従来から実施している新知見収集活動の中で得られるものである。
- ・例えば、事故の進展に関する新たな知見（シビアアクシデントに関する新たな現象論的な知見など）や評価手法自体の精緻化や高度化といった知見が得られた場合、PRA等の評価に適切に反映される。それらを踏まえ、「プラントの設計仕様の比較」から得られた差異に対して評価を行い、安全上の影響が大きいと判断される場合には対策が検討されていくこととなる。
- ・設計の経年化管理では、「プラントの設計仕様の比較」と「新たに蓄積された知見」は以上のような関係にある。

- 2) 「1.4 用語の定義」の「設計の経年化管理」には「時間が経過しているプラントの設計に対して」とされ、プラント設計が経年化管理の対象とされている。一方で、「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」の「a-2. 設計差異の整理」には「各設備等の（中略）設計情報を比較して、設計差異を整理する。」とあり、設備の「設計」の差異に着眼していると読める。「プラントの設計」には「設備の設計」が含まれると理解してよいか。

【回答】

- ・含まれる。プラントの設計といった場合、プラント全体をイメージし、設備の設計という場合、個別の系統設計、機器設計等をイメージしている。設計の差異を検討する際には、具体的な設備の設計（設備構成や容量等）を見ることになるのでこのように表現している。

- 3) 「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」について、以下の点をどのように考慮しているのか。
- a) 「a. 直接的な設計情報比較からの抽出方法（主として内的事象の観点からの抽出）」とあるが、内的事象は外的事象の影響を受けるのではないか。

【回答】

- ・「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」において、設計情報の比較やPRA等の評価結果から評価対象とする着眼点を抽出する。
その後「2.2 評価」にて安全上の評価をする手順となっている。この評価の段階で必要に応じ内的事象の観点、外的事象の観点からのレビューを実施することで総合的な評価が実施できるものと考えている。
- ・なお、着眼点の抽出の方法として系統設計仕様書等から直接抽出できるもの（例：設備構成や容量等）と系統設計仕様書等からでは抽出困難なもの（例：設備配置による波及的影響、外的事象に対する脆弱性・フラジリティ等）とがある。本項は前者をとりあげたもので、その項目のタイトルに対して「主として内的事象の観点からの抽出」と補足しているのは、これらの設備構成や容量の相違は主に事故発生時の成功シナリオやその際に期待する緩和設備の信頼度の差として現れるため、内的事象（内的PRA）の評価で影響程度が確認できるものであることを表現したものである。

b) 「b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法（主として外的事象の観点からの抽出）」とあるが、外的事象のハザード及び機器のフラジリティには大きな不確かさがあるのではないか。

【回答】

- ・ PRA 等のリスク評価には、不確かさが評価されており内的事象でも外的事象でも同様である。外的事象の場合にはハザード及び機器のフラジリティには不確かさが、内的事象のランダム故障と比較すれば大きいことは事実であるが、リスク情報の有用性を妨げるものではない。
- ・ 例えば、津波ハザードの不確かさがあっても、津波レベル毎のプラントの応答などから着眼点を抽出できる。また、同一発電所内のプラントであれば、ハザードが共通となりハザードの不確かさを排除して相対的な比較をすることで着眼点を抽出するなど、活用の方法は様々考えられる。不確かさの存在を理由に有益な情報の活用を躊躇することがないよう、ATENAとして関与していく所存である。

c) 外的事象の PRA は例が提示されていないが、必要ないのか。

【回答】

- ・ 現段階では例示していないが、今後、具体的な評価の進捗を ATENA として確認し、必要に応じガイドに反映することとしている。
- ・ なお、解説 1-1～3 では、直接的な設計情報から着眼点を抽出し、評価する具体的な事例を紹介している。PRA 等の結果から着眼点を抽出した場合も、評価については解説で紹介したものと類似なものになると考えている。

d) 「b-1. PRA」には「同一ハザードで比較が可能な PRA がある場合には」とあるが、どのような PRA を想定しているのか。

【回答】

- ・例えば、地震 PRA を考えた場合、地震ハザードはサイト単位で設定されているため、これらを使用した同一サイト内のプラント間での比較により着眼点を抽出することも検討手段の1つと想定して記載したものである。

- 4) 「2.2 評価」の「a-1.」には「全 CDF」とあるが、同ガイドラインにはレベル 2PRA を活用するように記載されているので、「全 CDF 及び全 CFF」ではないか。

【回答】

- ・評価において CDF のみならず、必要に応じ CFF も活用していく。解説 1-1 では格納容器の評価であることからレベル 1.5PRA の結果を活用した例を示している。

- 5) 「2.2 評価」の「a-2.」では、PRA に沿って評価結果の重要である順番に対策を行うこととなっているが、どのプラントにおいても、エナジェティック事象の発生確率は低く、対策の重要度は低い又は不要という結論となる。設計による差の大きさといった相対的な差を着眼点として分析することも必要ではないか。

【回答】

- ・ 解説 1-1 で格納容器の設計比較を実施し、エナジェティック事象についても検討しており、格納容器内事象の相対的な比較も実施している。
- ・ 解説 1-1 では、エナジェティック事象に対する安全対策の検討には至っていないが、実際の評価においては、発生頻度が低い事象であることをもって検討を止めるのではなく、改善効果が小さくてもコストベネフィットを勘案したうえで、有効な対策を幅広く抽出し、実施していくことを促していく。

6) 「2.2 評価」の「b-3.」には、「フォールトツリーの重畳事象確率（非信頼度）」とあるが、何を指しているのか。

【回答】

・「頂上事象確率」の誤植です。

7) 「2.2 評価」の「b-5.」には「設計差異により故障率が増大することはないか」としているが、設備の経年化に対応する機器故障率はどのように収集するのか。

【回答】

- ・「設計差異により故障率が増大することはないか」という評価の視点に従った検討では、設計差異に注目し設備構成の違いがシステムの故障確率（フォールトツリーの頂上事象確率のイメージ）にどのような影響を与えるかを検討することとしている。また、個別プラント PRA の活動では機器の故障情報等から個別プラントの機器故障率を評価・更新していくこととしており、今回の設計の経年化管理とは別の取組でデータ収集を行っていく。

8) 「2.2 評価」には、重要性の評価の具体的な方法、評価の不確実さの考慮について記載されていないが、どのようにして評価を行うのか。

【回答】

- ・ガイドでは、PRA 評価結果等の視点を示し、現時点で具体的な手法までは規定していないが、評価の対象が多岐にわたることから、ATENA としては今後の事業者の評価を確認しながら、必要に応じてガイドに反映することを考えている。

- 9) 「2.3 対策案の検討」には「ハード対策に拘ることなく、コスト効果的で迅速な対応が可能なソフト対策を重視する」とあり、解説3「ソフト対策の重要性」には「大規模なハード対策によらずとも コスト効果的なソフト対策を迅速にとることが原子炉リスクを低減する方法として重要であることがわかる。」、「最新の科学的知見及び技術的知見の反映による継続的な安全性向上の取り組みとして設計の経年化への対応を含めこうしたソフト対策を充実させていくことを推奨する。」とある。ハード対策よりもソフト対策の方が重要であるかのような記載は不適切なのではないか。

【回答】

- ・ハード対策よりもソフト対策が重要という主旨で記載しているものではない。
- ・設計の経年化管理は、規制基準適合を超える領域における自主的安全性向上活動であり、柔軟かつ早期対応が可能なソフト対策を充実していくことで、少しでも安全向上に取り組んでいくことが重要と考えており、その意義を強調しているものである。

10) 「2.3 対策案の検討」には、PRA 評価結果等を用いて、ソフト対策を講じるとあるが、ソフト対策による悪影響が生じる場合がある。対策の要否を検討したのちには PRA の再評価を実施して、効果の確認をするプロセスが必要ではないか。

【回答】

- ・ 対策案の検討では、対策に要するコストと安全向上の効果を確認するが、この際、ハード対策、ソフト対策の種類を問わず安全向上の効果を確認する中で悪影響についても検討することとなる。

11) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」は、外的事象について記載されていない。「2.1 設計経年化の着眼点の抽出」には「b. PRA 等の様々な評価結果からの抽出方法 (主として外的事象の観点からの抽出)」とあるので、解説として不十分ではないか。

【回答】

- ・解説 1-1 は、「a. 直接的な設計情報比較からの抽出方法 (主として内的事象の観点からの抽出)」の設計比較から抽出される事例であるため、外的事象に関して記載していない。
- ・なお、外的事象に関しては、今後の評価を確認して必要に応じて記載を充実していく。

12) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異の整理」」における「閉じ込め(3/4)」と「閉じ込め(4)」の意味は何か。

【回答】

- ・主として深層防護の第3層（事故の拡大防止）と第4層（SA領域に至った場合の対応）のいずれに関連する機能であるかを付記したものであり、ガイドの解説にその旨を注記する。

13) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異の整理」」における「閉じ込め(4) -MCCI 抑制」及び「閉じ込め(4) -蒸気爆発抑制」の記載は、設計の差異ではなく対策の差異が示されているのではないか。

【回答】

- ・本ガイドは新規制基準適合プラントを適用対象としていること、新規制基準適合の対応として格納容器設計に変更があることを踏まえ、対策を含めた設計の差異を表として整理することで、検討のための情報としている。

14) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「表「設計差異の整理」」における「閉じ込め(4) -MCCI 抑制」の図は、主に局所侵食の対策のために設置されたコリウムシールドの例であるが、プラント型式よりさらに詳細な設計の違い(床サンプと機器サンプの位置、DW サンプとペDESTAL サンプの接続状況、各サンプの相対高さ等)であり、プラント型式の設計の差異ではなくプラント個別の設計の差異を比較しているのではないか。

【回答】

- ・御指摘のとおりであり、ここでの整理はまず共通事項として型式の差異を整理するために代表プラントの設計で比較を中心に実施している。
- ・個別プラントの評価ではこれらを踏まえ、当該プラントの詳細設計も考慮しつつ安全性の重要性に応じて評価をしていくこととなる。

15) 「(解説 1-1) 評価の事例 (BWR 格納容器)」の「添付 2」には、リスク評価結果を利用した分類案が記載されているが、炉心損傷頻度が小さいプラントにおいてはうまく分類できないのではないか。

【回答】

- ・添付 2 の分類図は、炉心損傷頻度/格納容器機能喪失頻度が低い場合も含め、包括的にアクシデントマネジメント検討や対策実施の優先度の考え方を示した例として日本原子力学会の標準から引用したものである。
- ・対策の検討にあたっては、発生頻度が低い事象であることをもって検討を止めるのではなく、改善効果が小さくてもコストベネフィットを勘案したうえで、有効な対策を幅広く抽出し、実施していくことを促していく。

16) 「解説2「その他の抽出方法」」では、火災防護に関する設計の差異を評価した例が記載されているが、現在の設計の妥当性を説明しており、【はじめに】²の記載を踏まえれば解説として不適切なのではないか。

【回答】

- ・ 火災 PRA を含む外的事象については、PRA が未整備の分野もあり、そのような状況においても工夫して評価していくアプローチの例として当該解説を記載したものである。
- ・ 同解説ではケーブル設計の差異について、いずれの設計もリスクは抑制された状態で安全上同等であるとの評価に加えて、検知・消火・分離といった機能に着目し、更なるリスク抑制を図る改善策を記載例として示している。
- ・ 今後も PRA が未整備の分野で新知見が得られることも想定されるが、ATENA としては、PRA が未整備であっても、それを理由に評価しないのではなく何らかの評価手法を検討していくことで、安全性向上の対策を促していく。