

安全性向上評価届出制度を活用した 更なる安全性向上に向けて

関西電力株式会社
2022年4月19日

1. はじめに
2. 更なる改善の方向性について
3. 安全性向上評価届出の運用改善について
 - (1) 原子力規制検査と安全性向上評価届出制度の関係を踏まえた課題認識
 - (2) 発電所運用に則した安全性向上評価届出の改善提案
4. より迅速な安全性向上に向けた取り組みについて
 - (1) 日米比較・考察と、手続き運用の見直しについて
5. まとめ

参考 1 : INSAG-27の示す事業者、規制、社会との関連イメージ

参考 2 : 安全性向上評価届出制度の改善に係る具体例

参考 3 : RG1.187に記載の解釈例

1. はじめに

- ✓ 当社は安全性向上評制度の運用開始以降、計10回(高浜3,4号機:各3回、大飯3,4号機:各2回)の届出を活用し、安全性向上に努めてきた。
- ✓ NRAと外部有識者からなる「継続的な安全性向上に関する検討チーム」にて、事業者の行動変容(主体的・積極的な改善)を促すことなど、安全性向上の仕組み構築の必要性をお示しいただいた。(2021/7)
その後、「バックフィットの考え方」や「被規制者向け情報通知文書」の仕組みをご検討いただいているところである。
- ✓ 安全専門審査会にて、九州電力より安全性向上の取組みと課題(安全向上評価届出を活用した手続きや運用など)について聴取・議論が行われ、以下のようなご意見をいただいた。
 - ・安全性向上評価届出制度の活用にあたっては、新規制基準、原子力規制検査、安全性向上評価届出制度がかみ合うことが大事
 - ・安全性向上の取組みに関し、負のインセンティブがないような仕組みづくりが課題 等
- ✓ 原子力事業運営の根幹は、「社会の信頼」であり、今後も改善や工夫を加えながら、更なる安全性向上に継続して取り組んでいくことが事業者としての責務である。 ※1 ⇨ 参考1
このことを踏まえ、現場第一線である発電所における運用段階の活動(CAP、MO ※2などの観察・評価や、訓練の実施・改善など)へ、更に軸足を置いて改善(安全性向上)に取り組んでまいりたい。

※1 参考「INSAG-27」： Ensuring Robust National Nuclear Safety Systems –Institutional Strength in Depth (IAEA 2017)

※2 CAP： Corrective Action Program（是正処置プログラム）、MO： Management Observation（現場観察）

2. 更なる改善の方向性について

新規制基準、原子力規制検査、安全性向上評価届出制度(以下、「3制度」という。)の関係を踏まえた改善の方向性

(原子力規制検査を活用した安全性向上評価届出の運用改善)

- 評価届出について、原子力規制検査の中での確認に集約化を図りたい。
- 年度毎に各発電所を相互に確認し、全体を俯瞰しながら更なる改善につながるような運用に見直したい。

⇒ 4 ~ 5

(より迅速な安全性向上に向けた取り組み)

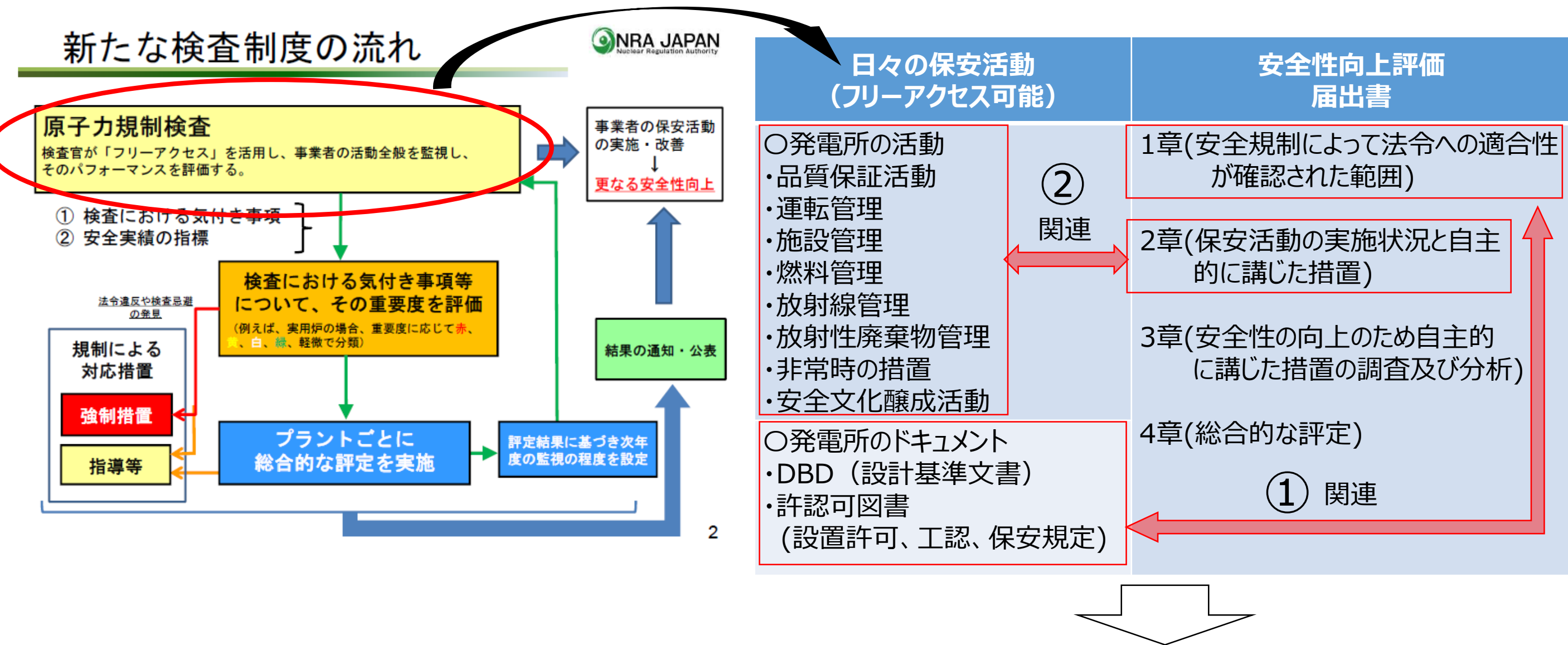
- 審査基準の一部では、具体的仕様を求められており、その運用を見直して頂きたい。
- 許認可本文の仕様記載を適正化、発電所運営段階での迅速な改善活動に繋げたい。
- 規制側からの詳細仕様確認は、原子力規制検査制度を中心に安全性向上評価届出制度などを活用頂く運用としたい。

(不確かさが大きな事象への対応は特に事業者改善活動を迅速に進めていきたい。)

⇒ 6 ~ 11

3. 安全性向上評価届出の運用改善について

(1) 原子力規制検査と安全性向上評価届出制度の関係を踏まえた課題認識



項目	課題認識
①第1章	発電所のドキュメントから抜粋、編集して記載しており、 <u>原子力規制検査の活動 (CM) と重複する部分がある</u> 。二重管理や記載ミスを防止する観点から検討余地があるのではないか。
②第2章	発電所の保安活動は、 <u>原子力規制検査でも確認可能であること</u> 。また、 <u>ユニット毎でなく発電所単位で運用されており、かつ年度毎に活動がレビューされていること</u> 等も踏まえ、 <u>より実効的に安全性向上の取組みを確認する方法がある</u> のではないか。

3. 安全性向上評価届出の運用改善について

(2) 発電所運用に則した安全性向上評価届出の改善提案

各項目に対する改善提案

【第1章】安全性向上評価届出の記載においては、引用図書（発電所のドキュメント）に紐づけることで集約化を図る。

⇒ 参考2(1/2) (具体化例)

【第2章】安全性向上評価の届出単位や頻度（現状、号炉毎に定検終了後6か月以内に評価）については、発電所の保安活動の状況やプラントの特徴などを考慮し、俯瞰的かつ幅を持たせた設定とする。

⇒ 参考2(2/2) (具体化例)

(届出頻度) 年1回 (例：年度末、年度初め、事業者ごとに設定等)

(届出単位) 発電所毎

⇒ 発電所単位で運用されている保安活動や活動のレビューに合わせて評価が可能

⇒ 各発電所の評価を同時期に、活動状況を横並びで確認することにより、取組みの違いから安全性向上に繋がるきっかけを得る

⇒ なお、それ以外にも同一発電所か否かに関わらず、型式の違いに着目すれば、型式の違いを踏まえた上で評価結果を概観することで、型式の特徴に応じた対策の違いを確認するきっかけにもなる。

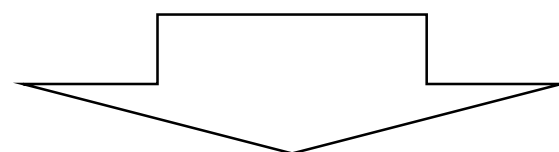
以上に示した他、届出単位については、柔軟な運用としたい。

(例えば、ループ数、出力、型式等の単位での届出)

4. より迅速な安全性向上に向けた取り組みについて

(1) 日米比較・考察と、手続き運用の見直しについて

米国	日本
<ul style="list-style-type: none"> ●連邦規則10CFR50.59（変更、検査及び試験）には、最終安全解析書(FSAR)に記載されている<u>安全性への影響が考えられる施設、手順の変更等を行おうとする場合における、NRCの事前承認要否に係る要件が規定されている。</u> ●10CFR50.59の運用については、NRC規制ガイドRG1.187に定められている。 ⇨ 参考3 (解釈例) ●RG1.187では、10CFR50.59の<u>事前承認要否の要件に係る具体的な解釈について、民間団体であるNEIが策定するNEI96-07を取り込んでエンドースしている。</u> ●また、NEI96-07は、10CFR50.59の<u>解釈について、判断が困難な事例が生じた場合、民間における技術的な検討を通して明確化した事例を積み重ねている。</u> ●さらに、NEI96-07の冒頭には、<u>NRCの事前承認が必要な場合の判断基準を明確化することにより、重要な変更がNRCによって適切に評価され承認されることが保証されつつ、事業者とNRC双方のリソースを節約することができる。</u>とのメリットに言及する記載がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉等規制法に規定される設置許可に基づく設計、運用を実施している。 ●<u>安全性への影響が考えられる施設、手順の変更等を行おうとする場合であって、その行為が設置許可の本文の変更を伴う場合、必ず設置許可変更手続きが必要</u> ●なお、原子炉等規制法に基づく<u>設置許可基準規則は、性能要求として規定されているが、発電用原子炉施設の設置（変更）許可申請に係る運用ガイドには、本文に仕様を記載することが要求されている。</u> ●一方、<u>バックフィットに関して、これまでの事例の積み重ねに基づき、新知見を取り入れる際の考え方について整理すべく議論が開始された。</u>



大きく違いを分けると

4. より迅速な安全性向上に向けた取り組みについて

米国	日本
○F SARの変更にあたり、 規制、事業者双方が合意した事前承認要否の考え方がある。 （＝安全性が向上する取組みであって事前承認が否の場合は、速やかな適用が可能）	○設置許可においては、 本文記載事項に係る変更手続き要否の考え方はない。 （＝安全性が向上する取組みであっても、本文変更が伴う場合は、許認可手続きが必要）

【方向性 1】

設置許可本文の仕様記載の適正化（性能規定化）により、要求される性能の範囲内であれば、新たな取組みに係る許認可手続きを要しない仕組みとし、取組みの迅速性を高める。

米国	日本
○民間団体は、NEI96-07にて、 事前承認要否の事例を積み重ねている。	○本文記載事項の変更＝許認可手続きが必要であり、 要否判断の積み重ねはない。 ○一方、 バックフィット に関して、 これまでの事例の積み重ねに基づき、新知見を取り入れる際の考え方について整理 すべく議論が開始された。

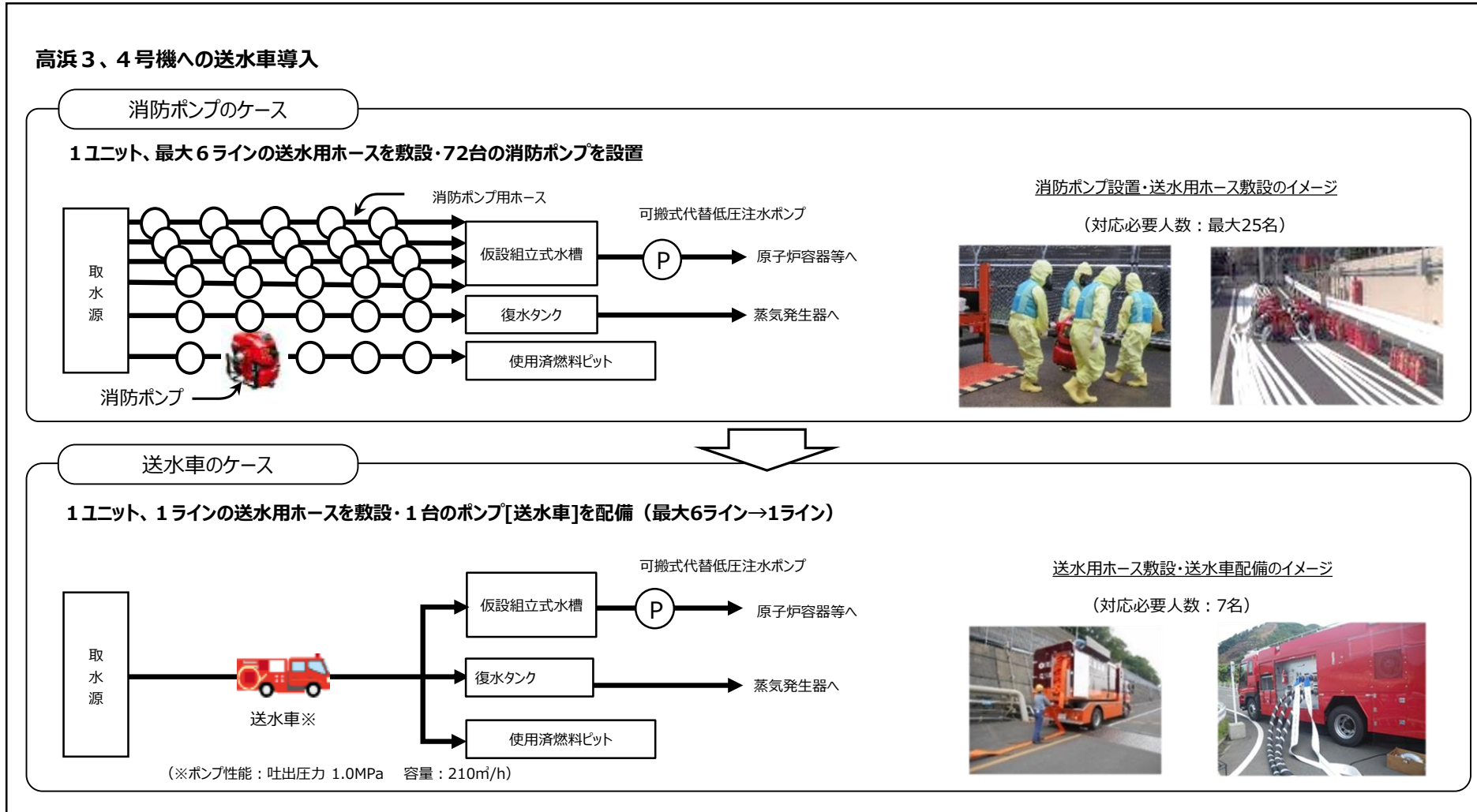
【方向性 2】

【方向性 1】の実施を前提とし、許認可手続きを要しない取組みについては、NRAとの共有の観点から安全性向上評価届出に記載※する。

※例えば、事業者は取組内容とともにリスクの増減[ROPでも参照している Δ CDF等]、リスク評価値等の安全性への影響を示す。これにより、NRAは取組みの効果を確認するとともに、性能目標等を参考に安全の水準も確認し規制活動を検討できる。

(概要)

高浜3、4号機において、重大事故等の対応時に原子炉容器等への海水注水に必要な準備作業の安全性および効率性の向上を図るため、消防ポンプによる注水から、大飯3、4号機等で導入している送水車による注水に変更。



本件は、重大事故等の対応時の注水能力等が向上し、安全性及び効率性が向上するものであるが、原子炉設置許可申請書本文の記載の変更にあたるため、法律に基づき、原子炉設置変更許可申請手続きを実施(合計審査期間約3年：2018年2月設置許可申請(2019年9月許可)、2019年10月工事計画認可申請(2020年2月認可)、2019年7月保安規定申請(2021年2月認可))

本件に係る原子炉設置許可申請書本文記載の例

	消防ポンプによる対応(既許可)	送水車による対応
設備台数	消防ポンプ 3号機：70台、4号機：72台、予備：1台	送水車 3号機：2台、4号機：2台、予備：1台
全要員数	発電所内待機要員：112名、召集要員：58名	発電所内待機要員：100名、召集要員：28名
仕様	消防ポンプ 容量：約46m ³ /h以上	送水車 容量：約210m ³ /h以上、吐出圧力：約1.0MPa[gage]

容量の小さい多数の消防ポンプを容量の大きい少数の送水車への変更手続きであり、両者とも重大事故等への対応能力は規制基準に適合している。本来、規制基準への適合性を示す記載としては、申請書本文に重大事故等の対応時に注水能力があることを示す記載とし、申請書添付書類に上記のような詳細な仕様を記載してはどうか。

高浜3, 4号機の送水車の例

現状の設置許可	本文	<p>【既本文の記載例（要約）】</p> <p>(ii) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 ……海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とする。</p> <p>○送水車 台数 2 (予備1※1) 容量 約210m³/h 以上(1 台あたり)(使用済燃料ピット注水時) 吐出圧力 約1.0MPa[gage](使用済燃料ピット注水時) ※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。</p> <p>○要員 発電所内待機要員100 名並びに被災後6 時間以内を目途として参集し、注水活動を行う招集要員28 名として、合計128名を確保する。</p>
	添付書類	<p>【既添付書類の記載例（要約）】</p> <p>4.3.2 設計方針 ……海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とし、送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。</p> <p>○送水車 型式 水中ポンプ 台数 2 (予備1※1) ※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。 容量 約210m³/h 以上(1 台あたり)(使用済燃料ピット注水時) 吐出圧力 約1.0MPa[gage] (使用済燃料ピット注水時)</p> <p>○要員 発電所内待機要員100 名並びに被災後6 時間以内を目途として参集し、注水活動を行う招集要員28 名として、合計128名を確保する。</p>

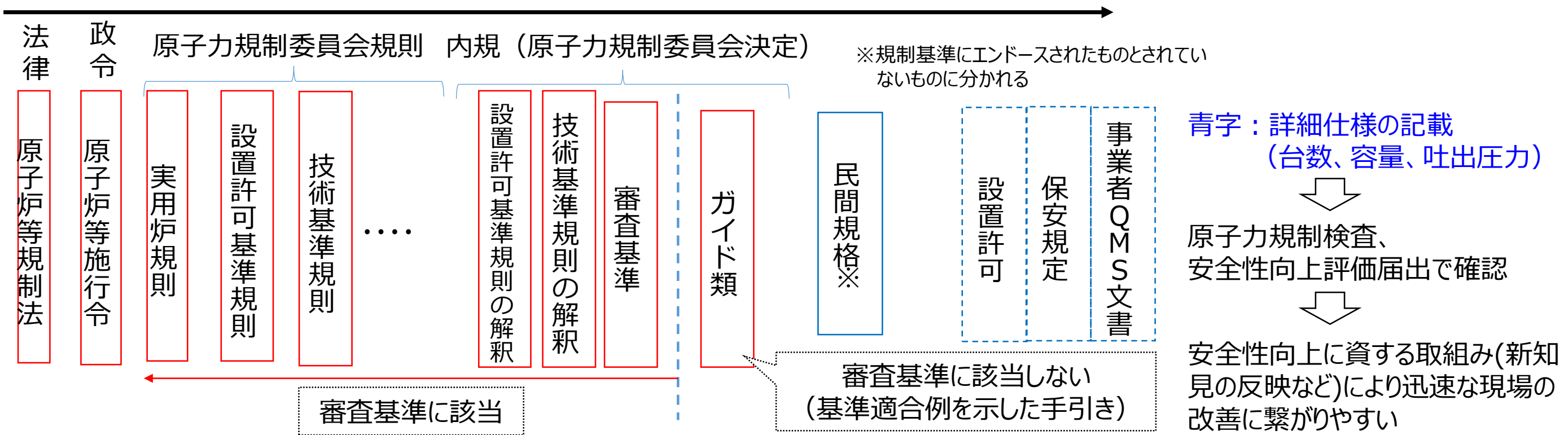
【ご提案】

詳細な仕様は、現状、本文と添付書類のいずれにも記載があるため、**詳細な仕様は添付書類のみに記載することとしてはどうか。**一方、本文については、**要求する性能として、例えば「〇〇することに必要な容量が確保できる設計とする。」**などとしてはどうか。

添付書類の記載は、変更の際、設置変更許可手続きを伴わないため

- ◆ **安全性への影響評価を行った上で迅速な現場改善活動に繋げたい。**
- ◆ **変更の内容について、公開性や規制の関与を確保する観点から、以下のとおり、既存制度を活用する。**
 - 変更の計画及び実績(設計、安全性の確認結果、リスク評価結果など)
⇒**安全性向上評価届出**に記載
 - 変更内容の反映状況(実機、設計図書、手順書など)
⇒**原子力規制検査**で確認いただく

(規制 ⇒ 事業者管理への流れ)

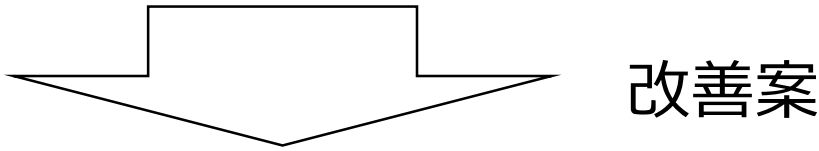


法律	規則	内規		事業者	
炉規法	設置許可基準規則	規則解釈	ガイド	設置許可 (本文)	保安規定
災害の防止上支障がないこと [第43条の3の6]	<p>可搬型重大事故防止設備については、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。 [基準規則：第43条]</p> <p>通常の使用済燃料ピット冷却又は注水機能が喪失した場合においても、冷却や注水が可能となる設備を設けること。 [基準規則：第54条]</p>	<p>必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故防止設備を、<u>1基あたり2セット以上持つこと。</u></p> <p>代替注水設備として、可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p>	<p>設置する構築物等の名称、設備の構成、機能(目的)及び仕様(代表的な仕様値を含む。)について記載する。 [設置許可運用ガイド]</p>	<p>必要な機能の記載 (海水を送水車により使用済燃料ピットへ注水する設計とする。)に加え、具体的な性能値を記載。</p> <p>(送水車の例) 台数：2台 容量：約210m³/h (1台あたり) 吐出圧力：1.0MPa</p>	<p>(送水車の例) ポンプを起動し、異常な振動、異音、異臭および漏えいがないこと、および吐出圧力が<u>0.80 MPa以上</u>、容量が<u>180m³/h以上</u>であることを確認する。 [使用済燃料ピット注水時において必要な性能]</p>

4. より迅速な安全性向上に向けた取り組みについて

【現状と課題】

- 審査基準の一部では、具体的仕様を求められている。
- 設置許可の本文記載事項の変更にあたる場合、法律上、事前に許認可の取得が必要。
- 設置許可本文には詳細に仕様記載されているため、安全性向上を目的とする現場の設備変更や運用手順等の変更であっても、軽重に関わらず許認可が必要となり現場の迅速な改善に繋げにくい傾向がある。



【規制要求・審査基準の適正化】 設置許可本文の仕様記載の適性化（性能規定化）が行えるように審査解釈の運用を見直す等により、要求される性能の範囲内であれば、新たな取組みに係る許認可手続きを要しない仕組みとし、取組みの迅速性を高める。

- 【仕組み】** 現行仕組みを活用し、特に不確かさが大きな事象への対応を適宜見直しすることで、取組みの迅速性を高める。
- ✓ 例えば、許認可手続きを要しない取組みについては、規制側との共有の観点から安全性向上評価届出に記載(評価の物差しとして、従来の許認可で行っている安全性の確認に加え、リスク評価も含む[ΔCDF等])するとともに、既存制度である原子力規制検査と安全性向上届出を組み合わせたプロセスの導入により、規制による監視機能を担保する仕組みなど
 - ✓ これは、将来炉でも活用可能な枠組みとなると考える。

5. まとめ

安全性向上評価制度を、大きく2つの視点（原子力規制検査を活用した安全性向上評価届出の運用改善、より迅速な安全性向上に向けた取り組み）を取り入れて活用することにより、更なる安全性向上に向け、今後以下のとおり取り組んでまいりたい。

- 事業者としては、運用段階の活動（CAP、MOなどの観察・評価や、訓練の実施・改善など）に軸足を置いて改善（安全性向上）に取り組んでまいりたい。
- また、安全技術、発電所運営組織・人をより強固なものにしていくため、引き続き、事業者、規制、社会とのつながりを通して、改善を進めてまいりたい。
- 当社としては、今回行ったような検討を行いつつ、今後とも規制基準の枠組みにとどまらず、社会の皆さまと共に考えていく姿勢で原子炉施設の安全性を自主的かつ継続的に向上させてまいりたい。

3/15 炉安審・燃安審資料から追加

- 今回ご提案した安全性向上につながる更なる改善の方向性について、ATENAで具体的な取組みと規制への要望の検討を進めた後、公開会合等を設置頂き、意見交換をさせて頂きたい。

參考資料

INSAG-27 は、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、事業者、規制及びステークホルダーによる頑強かつ多層構造での体制を構築し、関係性を維持していくことにより、原子力全体の安全性の向上を図るうえで重要であるとされている。

下図は、INSAG-27に明示されている事業者（Industry）、規制（Regulators）、様々なステークホルダー（Stakeholders）の関係性をイメージした図である。

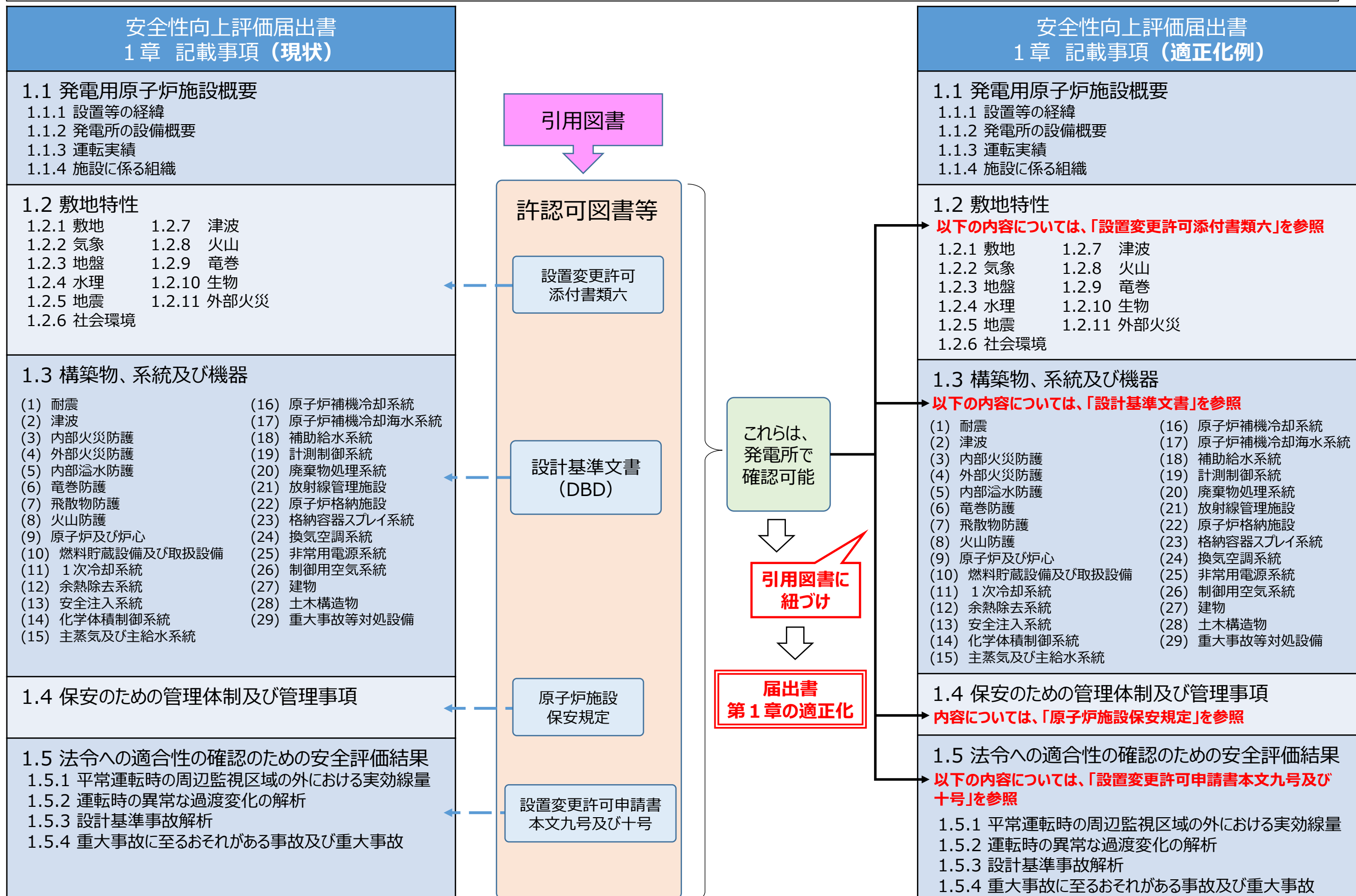


FIG. 1. A simple model of a robust national nuclear system. (Note: ‘Regulation’ includes all regulatory activities and controls, but a prime method of interaction and feedback is regulatory inspection activities.)

安全性向上評価届出制度の改善に係る具体例①

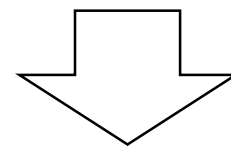
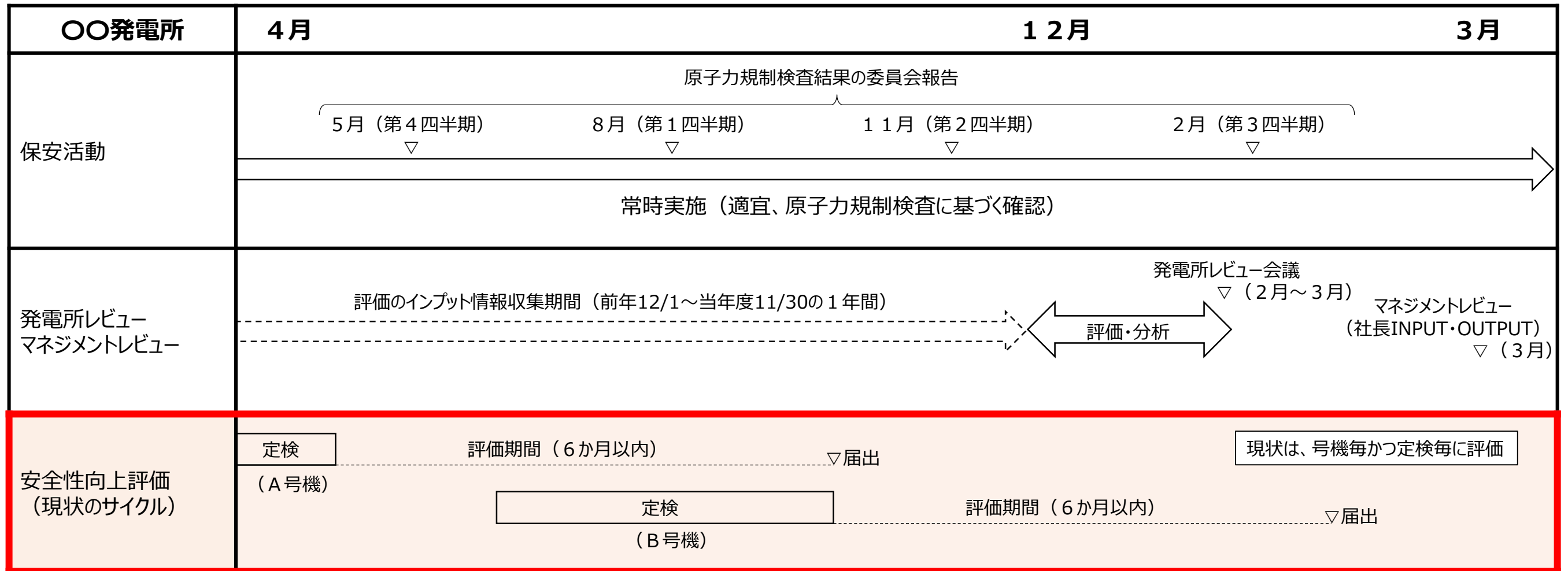
参考2(1/2)

◆【具体例1】安全性向上評価届出書 第1章(安全規制によって法令への適合性が確認された範囲)に関し、原子力規制検査の活動(CM)と重複する部分については、二重管理や記載ミスを防ぐ観点から、引用図書に紐づけることで安全性向上評価届出の適正化を図る。

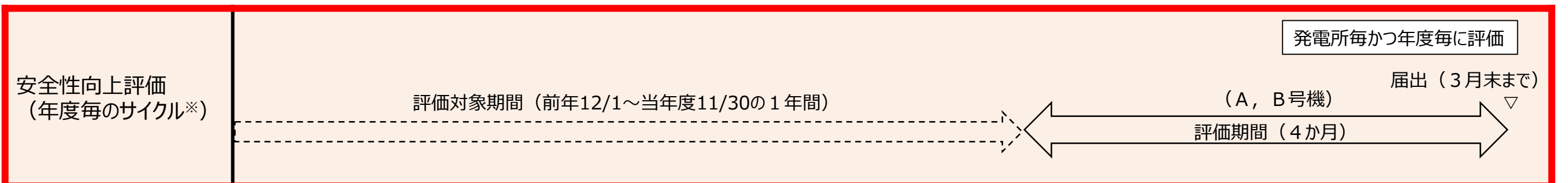


安全性向上評価届出制度の改善に係る具体例②

◆【具体例2】安全性向上評価届出書 第2章（保安活動の実施状況と自主的に講じた措置）に関しては、原子力規制検査でも確認可能であること、また、社内的にも発電所の保安活動に合わせ、発電所単位かつ年度毎に実施する方が、ユニット間や発電所間の活動状況を横並びで確認できるといったメリットがあり、かつ効果的である。



安全性向上評価について、保安活動や発電所レビューに合わせて
発電所単位かつ年度毎に実施するよう頻度を見直し



※：本図のサイクルは、評価対象期間を発電所レビューに準じて設定した場合を想定した一つのケース（案）であり、実際には、適切な評価対象期間や評価に必要な期間について検討及びN R Aとのコミュニケーションが必要である。

RG1.187に記載の解釈例

RG1.187にてエンドースされたNEI96-07 (P50) に、区域境界の甲状腺被ばく規制値 (300rem)を踏まえたNRCの事前承認要否の判断基準が記載されている。

これを元にした
判断の事例を示す

- ①変更により増加する線量は、SRPガイドラインの値を超えないこと。
- ②変更後の増加量が、現在の線量計算値と規制値(300rem)との差の10%以下であること。

SRP : Standard Review Plan (標準審査指針)

	原文	日本語訳	イメージ
<p>例1</p> <p>事前承認が不要なケース</p>	<p>The calculated fuel handling accident (FHA) dose is 50 rem to the thyroid at the exclusion area boundary. As a result of a proposed change, the calculated FHA dose would increase to 70 rem. Ten percent of the difference between the calculated value and the regulatory limit is 25 rem [10% of (300 rem- 50 rem)]. The SRP acceptance guideline is 75 rem. Because the calculated increase is less than 25 rem and the total is less than the SRP guideline, the increase is not more than minimal.</p> <p><RG1.187 [NEI96-07 (P51)]></p>	<p>燃料取扱事故 (FHA) の線量計算結果は、区域境界の甲状腺被ばくで50remである。提案されている変更の結果、計算上のFHA線量が70レムに増加する場合、計算値と規制値との差の10%は25rem [(300rem-50rem) の10%] である。SRPガイドラインは75remであるが、計算された増加量は25レム以下であり、合計はSRPガイドラインよりも小さいため、事前承認の必要はない。</p>	<p>現状の計算値 50rem</p> <p>SRPガイドライン 75rem</p> <p>区域境界の甲状腺被ばく規制値 300rem</p> <p>①変更後70rem < SRP : 75rem</p> <p>②現状と変更後の差 20rem < 規制値と現状値の差の10% 25rem</p> <p>⇒ ①、②ともに、判断基準以下であり、事前承認の必要はない</p>
<p>例2</p> <p>事前承認が必要なケース</p>	<p>The calculated dose consequence of a fuel handling accident is 25 rem to the thyroid at the exclusion area boundary. Because of a proposed change, the calculated dose consequence would increase to 65 rem. The SRP guideline for this accident is 75 rem and is still met. The incremental increase in dose consequence (40 rem), however, exceeds 10 percent of the difference to the regulatory limit or 27.5 rem [10% of (300 rem -25 rem)]. Therefore, the change results in more than a minimal increase in consequences and thus requires prior NRC approval.</p> <p><RG1.187 [NEI96-07 (P52)]></p>	<p>燃料取扱事故の線量計算結果は、立入禁止区域境界の甲状腺に25remである。今回の変更により、計算上の被ばく線量は65remに増加する。この事故に対するSRPガイドラインは75remであり、依然として満たされている。しかし、線量結果の増加分 (40rem) は、規制値との差の10%、すなわち27.5rem [(300rem-25rem) の10%] を超える。従って、この変更は最小限の影響増加を超えるため、NRC の事前承認が必要である。</p>	<p>現状の計算値 25rem</p> <p>SRPガイドライン 75rem</p> <p>区域境界の甲状腺被ばく規制値 300rem</p> <p>①変更後65rem < SRP : 75rem</p> <p>②現状と変更後の差 40rem > 規制値と現状値の差の10% 27.5rem</p> <p>⇒ ①は、判断基準以下であるが、②が判断基準を超えているためNRCの事前承認が必要である。</p>