

令和4年8月22日

第9回 検査制度に関する意見交換会合の事前面談資料

第9回 検査制度に関する意見交換会合 議事次第（案）

1. 日 時 令和4年8月29日（月） 14：00～17：30
2. 場 所 原子力規制委員会 13階 A会議室
3. 議 題
 - 議題1 最近の原子力規制検査に関する状況報告
 - 議題2 検査制度に関する事業者意見
 - 議題3 原子力規制検査における機微情報の取扱い
 - 議題4 各事業者における CAP システムの運用状況
 - ①中部電力株式会社
 - ②日本原子力発電株式会社
 - 議題5 事業者/原子力規制委員会が行う検査時に希望するデジタル技術について
 - 議題6 使用施設における重要度評価検討の進め方
 - 議題7 核燃料施設における CAP 活動の改善
4. 配布資料
 - 資料1 最近の原子力規制検査に関する状況報告（原子力規制庁）
 - 資料2 検査制度に関する事業者意見（原子力エネルギー協議会）
 - 資料3 原子力規制検査における機微情報の取扱い（原子力規制庁）
 - 資料4—1 CAP システムの運用状況について（中部電力株式会社）
 - 資料4—2 CAP システムの運用状況について（日本原子力発電株式会社）
 - 資料5 事業者/原子力規制委員会が行う検査時に希望するデジタル技術について（原子力エネルギー協議会）
 - 資料6 使用施設における重要度評価検討の進め方（原子力規制庁）
 - 資料7—1 核燃料施設における CAP 活動の改善（原子力規制庁）
 - 資料7—2 （JAEA 資料）
 - 参考1 デジタル原則に照らした規制の一括見直しプランを踏まえた原子力規制委員会の対応（主要部分のみ抜粋）（原子力規制庁）

最近の原子力規制検査に関する状況報告

令和 4 年 8 月 XX 日
原子力規制庁
検査監督総括課

趣旨

第 8 回検査制度に関する意見交換会合（令和 4 年 3 月 29 日）以降の原子力規制検査に関する事項として、以下について状況報告する。

1. 令和 3 年度第 4 四半期及び令和 4 年度第 1 四半期の原子力規制検査の結果概要
2. 令和 3 年度の総合的な評価概要
3. 原子力規制検査における課題及びその対応

1. 令和3年度第4四半期及び令和4年度第1四半期の原子力規制検査の結果概要

標記の期間に実施した原子力規制検査における検査指摘事項等の概要は以下のとおり。

令和3年度第4四半期における検査指摘事項等の概要¹

No.	件名	概要	重要度	深刻度
1	泊発電所 代替緊急時対策所非常用循環フィルタユニットの点検不備	原子力検査官が、泊発電所管理事務所内に設けられた緊急時対策所非常用循環フィルタユニットの点検状況について確認したところ、事業者はよう素フィルタの点検計画を定めておらず、令和4年2月によう素フィルタを交換するまでの15年9か月間、よう素フィルタの除去効率を確認する検査を実施していないことが判明した。	緑	SL IV
2	柏崎刈羽原子力発電所 モニタリングポスト取替工事における低レンジ測定値のデータ伝送に係る設計管理の不備	事業者がモニタリングポスト（以下「MP」という。）測定値のトレンドを1号機中央制御室監視盤にて確認していたところ、MP1～6の低レンジ測定値が降雨の影響により上昇していたにもかかわらず、同じ挙動を示すはずのMP7, 8, 9の低レンジ測定値が低い値のままで推移していたことを確認した。 事業者が原因を調査した結果、MP7, 8, 9については直近に低レンジの検出器及び測定器の取替工事を実施し	緑	SL IV

¹ 原子力安全施設安全及び放射線安全関係に関する原子力規制検査等の結果の委員会への報告資料 <https://www.nsr.go.jp/data/000390173.pdf>
核物質防護に関する原子力規制検査等の結果の委員会への報告資料 <https://www.nsr.go.jp/data/000390578.pdf>

		ており、この際にテレメータ観測局装置へのパルス送信周波数が変更されたため測定値の数え落としが発生したものと確認した。		
3	柏崎刈羽原子力発電所5号機 非常用ガス処理系が動作可能であることの確認不備	<p>事業者が中央制御室の操作器によって非常用ガス処理設備（A）入口隔離弁を開操作したところ、開動作しないことが確認された。事業者による調査の結果、入口隔離弁（A）操作回路の継電器が動作不良であることが判明した。</p> <p>当該継電器の動作試験が平成24年4月に行われた後、令和4年2月まで行われていなかったことから、その期間に実施した使用済燃料に係る作業の際に、2系統ある非常用ガス処理設備の1系統（A系統）が自動起動しない可能性があった。</p>	緑	SL IV
4	敦賀発電所2号機 Aディーゼル発電機の不適切な保全による待機除外	<p>事業者はAディーゼル発電機負荷試験中に、Aシリンダ冷却水ポンプ出口配管フランジ部（以下「配管フランジ部」という。）から水の滴下を確認した。事業者は、配管フランジ部の増し締めを行ったが漏えいの状況に改善は見られず、また漏えいが進展した場合における安全上のリスクを考慮し、当該Aディーゼル発電機を待機除外とし、運転上の制限を満足していないと判断した。事業者が調査した結果、漏えいした配管フランジ部に誤った仕様のガスケットを令和3年2月に取り付けていたことが原因と判明した。</p>	緑	SL IV

5	<p>美浜発電所3号機 不十分な調達管理によるA-非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止</p>	<p>定期試験のため2台ある非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」という。）のうちA-D/Gを起動した際、中央制御室に「Aディーゼル発電機トリップ」警報が発信し、自動停止したため、事業者は運転上の制限を満足していないと判断した。</p> <p>事業者は、当初偶発事象と判断したものの、同様の事象が高浜発電所2号機においても確認されたことから、事業者が追加で原因調査した結果、安全系電源母線切替え操作に伴い、D/Gが停止中にもかかわらず、自動同期併入装置が作動して、调速装置の速度設定値が増加することが確認された。この速度設定値増加は、上流側の設計要求がシーケンス図に反映されなかったことによるものと判明した。</p>	緑	SL IV
6	<p>分析装置等に関する原子力規制検査に対する不適切な対応等</p>	<p>三菱原子燃料株式会社は、認可を受けた設計及び工事の計画において「変更なし」としていた加工施設の分析装置等に対し、設備の更新又は一部変更工事を実施していたものがあつたにもかかわらず、使用前事業者検査では既設扱いとして検査をしていた。また、原子力規制検査において、原子力規制庁の検査官が当該設備の変更工事の有無について質問したところ、変更工事は実施していないとの事実と異なる説明を行った上、この説明内容に整合させるため工事検査記録等の不適切な差し替えを行った。</p>	—	SL IV (通知あり)

DRAFT

7	関西電力株式会社大飯発電所における核物質防護事案（物理的防護）	核物質防護の設備に係る無停電電源装置の必要な機能が維持できていなかったもの。 ※是正措置済み。	緑	SL IV
8	東京電力ホールディングス株式会社福島第二原子力発電所における核物質防護事案（出入管理）	車両の入域許可証が、見張人が誤認しやすい様式となっていたこと。 ※是正措置済み。	緑	SL IV

令和4年度第1四半期における検査指摘事項等の概要²

No.	件名	概要	重要度	深刻度
9	泊発電所 火災感知器の不適切な設置	事業者が自主的に令和3年10月から12月にかけて火災感知器の設置場所について総点検を実施したところ、原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている火災区画において「泊発電所（1、2号炉）の原子炉設置許可申請書（添付書類八）」及び「泊発電所3号機第8回工事計画認可申請書」に明記された「消防法施行規則第23条第4項に定められた設置条件に基づき設置すること」を満足していない煙感知器が合計9か所あることが確認された。	緑	SL IV
10	美浜発電所3号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策	令和3年10月18日から実施した関西電力株式会社美浜発電所3号機に対する第3四半期火災防護（3年）チーム検査の際に、原子力検査官が、電動補助給水ポンプエリアにおいて、補助給水機能に係る一部の設備に対する火災防護が不十分であることを確認した。 タービン動補助給水ポンプの現地盤並びにA系及びB系の電動補助給水ポンプの起動盤（以下「制御盤」という。）は、これらの制御盤に火災が発生した場合には補助給水ポンプを運転制御できない場合があるにもかかわらず	緑	SL IV

² 原子力安全施設安全及び放射線安全関係に関する原子力規制検査等の結果の委員会への報告資料 <https://www.nra.go.jp/data/000401277.pdf>
核物質防護に関する原子力規制検査等の結果の委員会への報告資料 <https://www.nra.go.jp/data/000401375.pdf>

		<p>ず、そのことが評価されずに約0.6mの間隔で横並び一列に設置された制御盤の内部に火災感知設備及び自動消火設備が設置されていない。</p> <p>また、B系電動補助給水ポンプの動力ケーブルを収納している電線管が、A系電動補助給水ポンプの電動機の約1.4m上部を通過しており、A系電動機の火災時にB系電線管内の動力ケーブルを焼損する可能性があるが、当該電線管は1時間耐火シート等で被覆されておらずA系及びB系との系統分離は認められなかった。</p>		
11	高浜発電所3号機 保守管理不備により発生したスケールによる蒸気発生器伝熱管の損傷事象（法令報告事象）	<p>高浜発電所3号機第25回定期検査（令和4年3月1日～）において、事業者が蒸気発生器（以下「SG」という。）の伝熱管全数の渦流探傷試験を実施したところ、A-SG伝熱管2本及びB-SG伝熱管1本において、管支持板付近に外面からの減肉（減肉率は、A-SGが約57%及び判定基準未滿、B-SGが約41%）が認められた。</p>	緑	SL IV
12	東芝マテリアル株式会社 核燃料物質使用施設（政令第41条非該当）における核燃料物質の管理区域外への漏えい（法令報告事象）	<p>東芝マテリアル株式会社（以下「東芝マテリアル」という。）が令和3年10月12日に提出した原子炉等規制法に基づく報告において、隣接する東芝横浜事業所（非規制対象事業所）が平成26年3月に水素回収・循環設備の更新作業を実施した際に、管理区域外に漏えいした核燃料物質により作業員（放射線業務従事者でない者）が被ばくした可能性があることを確認した。</p> <p>本使用施設は、当初東京芝浦電気株式会社の所管施設</p>	追加 対応 なし	-

		<p>(昭和 46 年 5 月 21 日使用許可)であったが、その後、平成 15 年 10 月に分社化して、使用施設のうち管理区域部分が東芝マテリアルとして使用許可を継承し、使用許可の範囲外であった管理区域外は非規制対象として東芝横浜事業所に継承された経緯(注)がある。</p> <p>本件は、使用許可において事業者が管理区域境界の内側に設置されたバブラーによりトリウムが完全に除去できるとの評価をしていたものの、結果として、バブラーによって除去しきれなかったトリウムが、東芝横浜事業所が所管する管理区域外に設置された設備に付着し、上記更新作業の際に作業員の被ばくの可能性(事業者の評価上 0.011mSv)を招いたものである。</p> <p>(注) 東芝マテリアルは管理区域内に設置されたトリウムを取り扱う還元炉、トリウムを除去するバブラー等を含む設備を、東芝横浜事業所(非規制対象事業所)はバブラーから後の工程となる水素回収・循環装置等をそれぞれ管理していた。</p>		
13	高浜発電所 3 号機 供用期間中検査の一部不実施による定期事業者検査報告書の内容変更	令和 2 年 12 月から供用を開始した重大事故等クラス 1 機器に係る供用期間中検査(以下「供用期間中検査」という。)について、事業者は令和 4 年 3 月 1 日から開始する定期事業者検査において供用期間中検査を不実施としていたが、その根拠となる供用期間中検査に係る点検計	-	SL IV

DRAFT

		画（以下「点検計画」という。）が未策定であることを同年4月14日に検査官が確認した。		
14	中国電力株式会社島根原子力発電所における核物質防護事案（物理的防護）	身分を証明する書類の偽造に気付かず、確実な確認を行わないまま、周辺防護区域等の入域許可証を発行していたもの。 ※是正措置済み。	緑	SL IV

2. 令和3年度の総合的な評価概要

評価の概要³は以下のとおり。

本評価結果に基づき、令和4年度の検査計画については、①及び②の区分の施設に対しては通常の基本検査を行う。

③の施設については、追加検査を継続する。また基本検査は、サンプル数を増やし、核物質防護のチーム検査を4回とする（昨年と同様）。

①検査指摘事項が確認されなかった施設（86施設）

- 検査指摘事項が確認されず、安全実績指標は年間を通じて「緑」⁴であった。
- また、各監視領域での活動目的の達成に向けた改善活動には、特段の問題は確認されなかった。
- 対応区分は年間を通じて第1区分であり、各監視領域における活動目的を満足しており、パフォーマンスの劣化が生じても自律的な改善が見込める状態であると評価する。

②検査指摘事項の重要度「緑」、深刻度「S L IV」が確認された施設⁵（36施設）

- 検査指摘事項が確認されたが、重要度及び深刻度が「緑、S L IV」であり、安全実績指標は年間を通じて「緑」であった。
- また、各監視領域での活動目的の達成に向けた改善活動には、検査指摘事項の是正活動も含めて、特段の問題は確認されなかった。
- 対応区分は年間を通じて第1区分であり、各監視領域における活動目的を満足しており、パフォーマンスの劣化が生じても自律的な改善が見込める状態であると評価する。

③東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所（7施設）

- 検査指摘事項が確認されたが、重要度及び深刻度が「緑、S L IV」であり、安全実績指標は年間を通じて「緑」であった。同発電所は、令和2年度に第4区分となり、令和3年度においても追加検査が継続している。このため令和3年度においても対応区分は年間を通じて第4区分であり、各監視領域における活動目的を満足しているが、事業者が行う安全活動に長期間にわたる又は重大な劣化がある状態であると評価する。

³ 令和3年度の総合的な評価の委員会資料 <https://www.nsr.go.jp/data/000391374.pdf>

⁴ 核燃料施設等の安全実績指標は「追加対応なし」。また、建設中で報告すべき安全実績指標の値がない施設及び政令第41条非該当施設等を含める。

⁵ 核燃料施設等については、重要度及び安全実績指標は「追加対応なし」。また、深刻度評価のみ行った案件を含める。

3. 原子力規制検査における課題及びその対応

令和4年7月13日の原子力規制委員会において、原子力規制検査における課題及びその対応を報告した（別紙）。

原子力規制検査における課題及びその対応

令和4年7月13日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、原子力規制検査における課題及びその対応について報告するものである。

2. 課題及びその対応方針

原子力規制検査の2年間の運用経験を踏まえ特定した、検査手法や検査官の能力向上等に関する課題及びその対応方針は以下のとおり。これらの事項については、検討を進め、その進捗に応じて原子力規制委員会に対し報告する。

○検査手法、検査対象に関する課題及び対応

(1) 横断領域に係る検査

- 各監視領域に共通的に重要な要素である横断領域に関する検査で見つけた懸念事項について、原子力規制検査でどのように取り扱うかについては、運用開始時から検討課題となっている。
- 米国NRCの動向の調査、品質マネジメントシステムの運用に関する検査及び東京電力柏崎刈羽原子力発電所への追加検査における行動観察の実績等を踏まえ、検査ガイドの制定や実施体制の検討を行う。

(2) 核燃料施設等の重要度評価手法の整備

- 核燃料施設等は多種多様であるため、同施設の重要度評価手法について継続的に検討を重ねており、昨年度はウラン燃料加工施設について重要度評価手法の整備を行った。
- 続いて、使用施設の重要度評価手法の検討・整備を行う。

(3) 確率論的リスク評価（PRA）モデルの改善及び範囲拡大

- 原子力規制検査に活用するため、事業者が作成したPRAモデルの適切性について確認を行っている。適切性確認の状況は以下のとおり。

レベル1 P R A

適切性確認済：伊方3号機、大飯3・4号機、玄海3・4号機

適切性確認中：高浜3・4号機、川内1・2号機、柏崎刈羽7号機

適切性確認予定：美浜3号機、高浜1・2号機

レベル1. 5 P R A

適切性確認済：伊方3号機

適切性確認中：大飯3・4号機、高浜3・4号機、玄海3・4号機、
川内1・2号機

適切性確認予定：柏崎刈羽7号機、美浜3号機、高浜1・2号機

- 引き続き、P R Aモデルの適切性確認を進めつつ、日米間の機器故障率に関する差異の要因について事業者と議論を進める。また、事業者のP R Aモデルに係る海外専門家によるレビューへの対応状況を確認する等のP R Aモデルの改善及び火災・地震等の外部事象や原子炉停止時へのモデルの範囲の拡大を事業者に対して求めていく。
- (4) 事業者の機微情報へのアクセスの手順の明確化
- 原子力規制検査において、事業者が厳格に管理している電力共通研究の結果や事業者内の内部通報に関する情報を入手する場合、その手順が明確になっていなかったことから情報の入手に時間を要する事例があった。
 - こうした事業者が保有している機微情報へのアクセスの手順について、事業者と議論する。
- (5) 設計管理及び火災防護に係る検査の改善
- 設計管理のチーム検査においては、検査対象を安全上重要な設備に関する新設・改造工事に限定しているが、安全上重要な設備自体を検査対象とし、過去のパフォーマンス履歴等を含め様々な観点から検査を行い、様々な記録やデータ等の裏付けのもとで設計根拠となる性能等が維持されていることを確認すべきと考えている。
また、火災防護のチーム検査においても、単に形式的な違反を確認するだけではなく、火災ハザード解析(F H A : Fire Hazard Analysis)や安全停止解析(S S A : Safety Shutdown Analysis)の結果を活用するなど、より技術的に深い検査を行うべきと考えている。
 - このため、これらのチーム検査について、今後2年程度かけて改善等

を検討する。まずは、米国NRCへ検査を担当する職員を派遣して、設計管理や火災防護関連の具体的な検査手法等について経験を積み、その上で検査ガイド等を作成し検査の試行を行う。

(6) リスク情報を踏まえた、設計及び工事の計画に係る手続き（設工認）及び使用前事業者検査の対象範囲についての検討

- 四国電力株式会社から、設工認及び使用前事業者検査の対象範囲にリスクの観点を組み込むことについて、第8回検査制度に関する意見交換会合（令和4年3月29日）にて提案があった。
- 設計及び工事の計画に記載する内容や事業者検査の対象範囲が十分に整理されていない現状を踏まえ、検査制度に関する意見交換会合や面談等にて事業者からなされる具体的な提案等も踏まえつつ、対応を検討する。

(7) 政令41条非該当使用者¹における放射線測定機器の校正

- RI法施行規則²の改正により導入された放射線測定機器の第三者機関による校正について、原子炉等規制法の規制対象事業者等のうち政令41条非該当使用者を除いては、保安規定及び「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド」（以下「保安措置ガイド」という。）にて措置しているが、政令41条非該当使用者に対しては保安規定がないため、放射線測定機器の校正に係る運用について明確化する必要がある。
- このため、保安措置ガイドに政令41条非該当使用者に対する当該運用について追記する改正の検討を進める。

○検査官の力量向上に関する課題及び対応

(8) 検査官交流

- 原子力規制検査を実施するため、検査官の力量の維持・向上について継続的に改善を図っていく必要がある。
- 稼働していない施設を担当する原子力規制事務所の原子力検査官を、稼働している施設を担当している原子力規制事務所に順次派遣する等、原子力検査官の力量向上を図っていく。

¹ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第41条各号に掲げる核燃料物質を使用していない施設の利用者及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第57条の7に規定する核原料物質を使用する者

² 放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則（昭和35年総理府令第56号）

- (9) 検査指摘事項の判断の参考事例集の整備
- 原子力規制検査の運用開始から2年が経過し、これまでの検査指摘事項の事例などが蓄積されてきた。
 - そのため、今年度、検査官の判断の参考に資する検査指摘事項を集めた参考事例集の整備を行う。
- (10) 核物質防護分野に関する検査官の力量向上
- 核物質防護の検査を担当する核物質防護対策官を順次、原子力規制事務所に配備しているところ。
 - これに加え、原子力安全を担当している検査官に対しても、核物質防護分野に関する力量向上を図る。

○検査結果等の発信に関する課題及び対応

- (11) 立地地域自治体等の関係者とのコミュニケーション
- 現在、原子力規制検査の結果については、原子力規制事務所長や地域原子力規制総括調整官が立地地域自治体や地域の実情に応じた会議体において説明を行っているところ。
 - 立地地域自治体等と相談しながらより良いコミュニケーションについて検討を行う。
- (12) 総合的な評定の在り方
- これまで令和2年度及び令和3年度の原子力規制検査結果に基づき、総合的な評定を実施しているが、令和4年度第12回原子力規制委員会（令和4年5月25日）において、総合的な評定の内容について継続的に改善するよう指摘があった。
 - このため、次回評定に向け、内容がより「総合的」に相応しいものとなるよう検討を行う。

検査制度に関する事業者意見

原子力エネルギー協議会（ATENA）

- 新検査制度が始まって2年余りが経過し、事業者側もフリーアクセスの検査への理解が進んできているとともに、総じて効果的にコミュニケーションできていると考えている。
- 2021年度第4四半期、2022年度第1四半期の規制検査運用状況における課題と、第8回検査制度意見交換会合（令和4年3月29日）での提案事項について、意見を述べる。
- 合わせて、事業者/NRAが行う検査時に活用するデジタル技術について規制上の課題等を意見聴取したいとの依頼に関し、検査制度の観点から事業者意見を述べる。

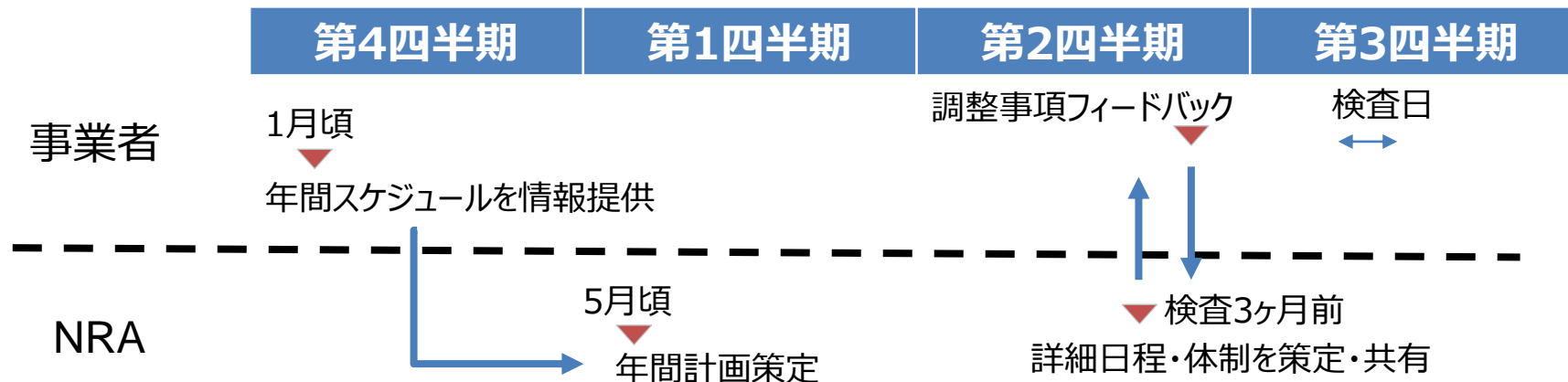
①規制検査の運用→[2](#)[3](#)

②第8回検査制度意見交換会合における提案事項 →[4](#) [5](#) [6](#)

③事業者/NRAが行う検査時に希望するデジタル技術について→[7](#)

課題	意見
<p><u>チーム検査の日程調整</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● チーム検査は実施予定の四半期が年度初めに公表されるが、詳細な検査日程までは分からない。あるチーム検査（第3四半期予定）について7月時点でNRAから連絡がないため事業者から問い合わせたところ、12月に予定しているとのことであった。数週間かけて行うチーム検査に対しては他業務との調整や事務手続き（会議室確保等）が発生する可能性もあり、いつまでに日程が判明するといったことが分からないと、見通しが立てづらい。 	<ul style="list-style-type: none"> ● チーム検査のスケジュールはいつまでに事業者に連絡するといった目安（例えば実施3ヶ月前）を示して頂きたい。

スケジュール調整



課題	意見
<p><u>法定確認と原子力規制検査の一体的な運用</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設工認案件の使用前事業者検査は、原子力規制検査と法定確認（使用前確認）の両方を受けるが、其々で同じ確認を求められるのではないかと懸念がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 法定確認と原子力規制検査では法条文が異なるものの、実際の検査内容が重複する部分については、例えば原子力規制検査で事業者からの書面回答を使用前確認のメンバーとも共有するなど、使用前確認を効率的に実施頂きたい。
<p><u>検査官内の情報共有</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● 検査官同士の情報連携がうまくいっていないのではないかと思われることがあった。（検査期間に検査官が新規追加、変更となる場合に前回質問の再回答などを実施した。） 	<ul style="list-style-type: none"> ● 共通事項（例えば検査体制の独立性など検査全般で共通すること）については各チーム間、同一チーム内で事業者からの書面回答を共有するなど効率的に実施し、その分を各検査の個別項目に焦点をあてた確認に振り向けられるよう個々の検査を充実させて頂きたい。
<p><u>安全装備の配備</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● 検査官の安全装備（胴ベルト型墜落制止用器具、脚絆）の不足分については事業者から貸与している。 	<ul style="list-style-type: none"> ● 必要な安全装備はNRAにて計画的に配備頂きたい。

(1) 原子力規制検査における電力共通研究の閲覧

- 事業者が電力共通研究を原子力規制検査に対する説明の根拠とする場合は、原子力規制検査においてその内容を確認する必要があるが、各社との契約の関係で円滑に確認ができない場合があった。
- 全ての電力共通研究の結果等について、同研究の実施主体である事業者、プラントメーカー等と原子力規制庁の間で、予め包括的な取決めを定める等して、原子力規制検査で円滑に確認できるようにできないか。

(事業者意見)

- NRAが検査を行う上で必要と考える研究成果物について閲覧は可能であり、上記事例でも閲覧はその場で実施している。その際に検査官からコピー提供の要望を受け、関係者と成果物開示の調整を行ったため提供までに約1週間後を要したが、規制検査が円滑にできないほど対応が遅れたとは考えていない。このため事業者の対応は現状のままをしたい。

(2) 原子力安全に係る内部通報への検査官のアクセス

- 原子力規制検査において、意図的な不正により SLIV（通知あり）と評価した法令違反事案が発生している。原子力安全に係る内部通報情報については、検査官が直接アクセスすることができないか。

(事業者意見)

- 法令違反等の申告が各社相談窓口寄せられた場合、一元的にコンプライアンス部門にて必要な事実調査を行う。検査官が調査状況に直接アクセスすることは、相談者を特定する情報も知り得ることになり、相談者保護の懸念がある。
- 原子力安全に係る内容であれば、CRの起票や社内イントラネットに掲示するといった対応を行うことから、そこを起点とし原子力部門を介して検査に必要な情報を求める運用としたい。

(3) 基本検査運用ガイド 設計管理 (BM0100) の改善

- 設計管理の基本検査運用ガイドでは検査対象を「安全上重要な機器等のうち「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器の性能や機能を改善する目的で実施する改造に関する設計」に関する新設・改造工事を対象」としている。一方、米国 NRC の検査手順書“ DESIGN BASES ASSURANCE INSPECTION (TEAM)”では、設備自体を検査対象とし、過去のパフォーマンス履歴等を含め様々な観点から検査を行い、十分な記録やデータ等の裏付けのもとで設計根拠が検討されているのかを確認している。
- 米国 NRC と同等の検査を行えるように見直してはどうか。

(事業者意見)

- 事業者側の対応、準備も必要となることから、ガイド案の検討段階から意見交換させて頂きたい。

(4) 軽微／検査指摘事項の判断

- 軽微か検査指摘事項かの判断のレベル感を合わせるため、これまで2年間の運用実績から検査指摘事項として判断した事案のいくつかを参考事例として「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008)」に掲載してはどうか。

(事業者意見)

- 検査指摘事項を単に掲載するだけでは、「軽微」な気付き事項を効率的にスクリーニングアウトし、リソースをより重要なものに集中させるような使い方ができない。
- 事業者とNRAで重要度のずれを無くしていくことが重要であり、これまでの検査指摘事項を「検査気付き事項スクリーニングガイド」に掲載する場合、判断根拠を明確に記載するとともに、当該事象が軽微であると考えられるのはどのような場合かを記載頂きたい。掲載イメージ⇒ 8

(1) PRA モデル適切性確認の効率化

(事業者意見)

- NRA は事業者から貸与した PRA モデルの適切性を確認した上で検査制度で用いることとしているが、その適切性確認に時間が掛かり過ぎている。どうすれば効率的に進められるか、その方法を議論していきたい。
- 適切性確認の実施状況、課題、効率化に向けた提案について添付資料1に示す。

(2) 使用前事業者検査対象の考え方

(事業者意見)

- 事業者は、検査制度の見直しに関するWGにおける議論を通じてATENAが策定した事業者検査の対象選定フローに基づき、各工事ごとに事業者検査の要否を判断している。
- これまでの運用から得られた教訓、及び原子力規制検査における検査官からの意見も踏まえ、使用前事業者検査（施設）の対象選定について改善することを考えており、使用前事業者検査の実施状況は原子力規制検査の検査範囲となっていることから規制庁とも認識合わせを行いたい。
- 使用前事業者検査（施設）の対象選定の考え方について添付資料2に示す。
- 概要
 - 現状の判断フローでは、構成品の修理による取替と定期的な点検計画に基づく取替とで、使用前事業者検査（施設）の対象選定の判断に差異があった。
 - また、要目表及び基本設計方針に記載がある構成品のみを使用前事業者検査（施設）としていた。
 - 今後は、定期的な点検に伴う取替についても、また、要目表又は基本設計方針に名称記載のない構成品の取替についても、消耗品を除き、仕様変更が伴う場合は使用前事業者検査（施設）の対象とする。

事業者/NRAが行う検査時に希望するデジタル技術について

1. 事業者が行う検査時に希望するデジタル技術について

- 火力部門等においては現場作業をデジタル技術で補完・代替する取組が進められており、将来的にはこれらの技術分野を原子力にも適用する可能性が考えられる。

(例) 巡視点検のデジタル化 (センサー・カメラ、ロボット・ドローン)、AI等による異常検知
現状においてこれらの取組を阻害している規制は事業者では確認できていないが、将来このような技術を原子力事業者が採用する場合には、具体的な取り組みがまとまった段階で規制上の問題点がないのか相談に乗って頂きたい。

- 電磁的方法により記録を作成する場合、「核燃料物質の加工の事業に関する規則等に係る電磁的方法による保存をする場合に確保するよう努めなければならない基準 (原子力規制委員会告示四号)」に基準が規定されているが、解釈が不明な部分について必要に応じ相談に乗って頂きたい。

(例) 電磁的記録とは、書面捺印による紙媒体の記録をスキャナを通じて電子化したものであっても正の記録として認められるものなのか？これが認められる場合、①これにより紙記録の廃棄も認められるか？②検査は同電子媒体からの印刷物により実施されるが、これは許容されるか？

2. NRAが行う検査時に希望するデジタル技術について

- 現場確認を伴わない規制検査や法定確認は、デジタル技術を活用して効率的に実施頂きたい。
(例) Webベースでの会議、電子データによる書類確認
- 検査に係る申請書、報告書は紙版を作成し、手渡し若しくは郵送が必須とされているが、電子申請若しくは電子版のメールによる送付も可能として頂きたい。

監視領域		拡大防止・影響緩和
目的		望ましくない結果（すなわち、炉心損傷）を防止するために起因事象に対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
事例件名		1. 海水トレンチエリアのプルボックス内に設けられた煙感知器の設置方法の不備
事例		海水ポンプの動力ケーブルを納めているプルボックス内において、火災防止のための煙感知器が適切な方法で設置されていなかった。
パフォーマンス劣化		消防法に基づく設置方法を満足していない。また事業者は、消防法に基づかない設置であることを理解し感知器メーカーと協議をしており、事業者自らが予測し予防措置を講ずることが可能であった
スクリーニング	検査指摘事項	2. 火災の早期感知が出来ず、火災防護対象ケーブルに火災が発生した時に影響を限定できないことは、監視領域の目的に悪影響を及ぼす。
	軽微	不適切な設置でも技術的に評価が行われており、煙の感知に問題がないと担保されている場合。 または、当該の感知器に期待しなくとも、他の設備で火災の拡大防止が十分可能と判断できる場合。

1. スクリーニングの判断根拠を明確に記載

↳ 客観性のある事例集(案)とする

2. 本事象が軽微であると考えられるのはどのような場合かを記載

↳ 軽微な場合と緑判定の場合の境目を明確化・判断の参考とする

添付資料 1

PRAモデル適切性確認の効率化について

『事業者PRAモデル適切性確認』実施状況

- 2019年2月から開始された「事業者PRAモデルの適切性確認」の実施状況は以下のとおり。

プラント	L1PRAモデル	L1.5PRAモデル
伊方3	2019.1.23～2020.2.19 (13回)	2019.10.17～2021.3.24 (11回)
大飯3 / 4	2019.9.6～2021.2.4 (8回)	2020.7.7～継続中 (12回)
玄海3 / 4	2020.1.30～2021.2.4 (8回)	2020.7.7～継続中 (12回)
高浜3 / 4	2021.2.16～2022.6.9 (6回)	2020.7.6提出済み (待機)
川内1 / 2	2021.2.16～2022.6.9 (6回)	2020.7.6提出済み (待機)
柏崎刈羽7	2020.9.10～継続中 (17回)	2021.7.27提出済み (待機)
高浜1 / 2	2021.9.21提出済み (待機)	2021.9.21提出済み (待機)
美浜3	2021.9.21提出済み (待機)	2021.9.21提出済み (待機)

注：確認済み、確認中は適切性確認に関する第1回目と最終回の面談日、待機中は提出日

- 適切性確認が進んでいるL1PRAモデルでも、確認済み9基分の平均は約15か月。
- 確認中が5基分（平均約25か月）、待機中のものが11基分（平均16か月）。



適切性確認に時間がかかり過ぎているのではないか？

PRAモデル適切性確認が時間を要することに係る課題認識

<短期的>

- ✓ 定量的リスク情報の活用ができない状態が継続
 - 原子力規制検査での活用に影響（SDP、検査対象選定、等）
 - 事業者と検査官との定量的リスクに関する共通理解の醸成に影響

<中長期>

- ✓ 今後さらに確認中及び待機中のモデル数が増えるおそれ
 - 今後、既許可BWRのPRA適切性確認が必要となることに加え、レベル2や停止時等、PRAスコープの拡大が想定されている。⇒ 13
 - このままのペースでの確認では、待機期間がさらに長期化することが懸念される。
- ✓ 複数モデル並行確認のため、リソース分散によるさらなる遅延のおそれ
 - 確認中及び確認待機中のモデル数が増えることで、複数モデルの並行確認が必要となり、リソース分散のため1モデルあたりの確認時間がさらに増加することが懸念される。
- ✓ 今後の事業者によるPRAモデルへの最新知見反映が遅延するおそれ
 - 事業者は最新知見を適宜PRAモデルに反映していくが、確認中及び確認待機中モデルへの反映により、確認やり直しになり期間が長期化することが懸念される。

PRAモデル適切性確認の効率化に向けた提案

確認期間の短縮を図るため、適切性確認の効率化が必要。

(1) スケジュールの策定

- これまでの適切性確認は、予めスケジュールを定めることなく実施してきたため、現状のように長期間を要しているのではないか。
- 個別PRAモデルの適切性確認について、初号機や同型プラント別にこれまでの成果を踏まえ、確認期間の目標を定めてはどうか。
- 事業者からはPRAモデルの提供が可能になる時期等の情報提供を行うので、上記確認期間を踏まえた今後3年間（程度）の中期スケジュールを定めてはどうか。

(2) 効率化検討のための議論の場の設置

- 適切性確認においては、個別PRAモデル毎で差異はあるものの、数百のご質問やご意見を受けており、対応に時間を要している。
- その大きな要素に、質問内容の主旨や要求の根拠が不明で、その確認のためのやり取りに時間を要しているものがある。適切性確認ガイドにあるように、主旨の明確化や規制庁としての根拠等の明確化等を徹底していただきたい。⇒ 14
- また、適切性確認の目的である個別事象の重要度判定に使うことを前提とすれば、規制庁としての根拠や適切性そのものの判断に関する定量的判断基準を設定できないか。⇒ 14
- これらの検討にあたっては、事業者としても案や意見を述べさせていただくなど、貢献していきたいと考えている。

- 原子力規制検査で使用するPRAモデルは、各プラントの特徴を規制上の取扱いに適切に反映させるため、設備状況を踏まえて整備された事業者のPRAモデルの活用を原則とする。
- 事業者のPRAモデルの記述の正確性などを確認し、順次、原子力規制庁が使用するPRAモデルを整備する。
- PRAモデルを規制庁が整備するのに必要な標準的な期間は、プラント毎に約半年を想定。
- 原子力規制庁が使用するPRAモデルの整備できたプラントから、順次、定量的リスク評価を活用する。
- 各事業者の準備状況に応じ、L1PRA、L1.5PRA、停止時PRA、外部事象PRAについて計画的な整備を進める。

1. 目的（抜粋）

本ガイドは、（中略）原子力規制検査において定量的なリスク評価を行う際及びリスク情報を取得する際に使用するPRAモデルを確認する方法を示すものである。

3. 適切性の確認の基本的な考え方（抜粋）

(1)・・・個別事項の重要度評価において使用することが適切であるかを確認する。

4. 原子力規制検査で使用するPRAモデルの確認フロー

(3)・・・原子力規制庁がPRAモデルの修正が必要であると考える場合には、原子力規制庁から事業者に対して当該修正が必要な箇所、その理由及び修正案を提示する。

添付資料 2

使用前事業者検査（施設）の対象選定の考え方について

- ▶ ATENAでは新検査制度導入に際して、事業者検査に関する運用ガイドラインを制定し、事業者はガイドラインを基に各社品質管理図書を定め、使用前事業者検査の要否を判断している。
- ▶ 運用を進めるにあたり、東電柏崎刈羽のモニタリングポストの例のように、現在のATENAガイドラインにおいては検査対象外と整理される作業についてご意見をいただいている。
- ▶ 新検査制度の施行以降の原子力規制検査におけるご意見をもとに使事検範囲について、事業者の考え方を示す。

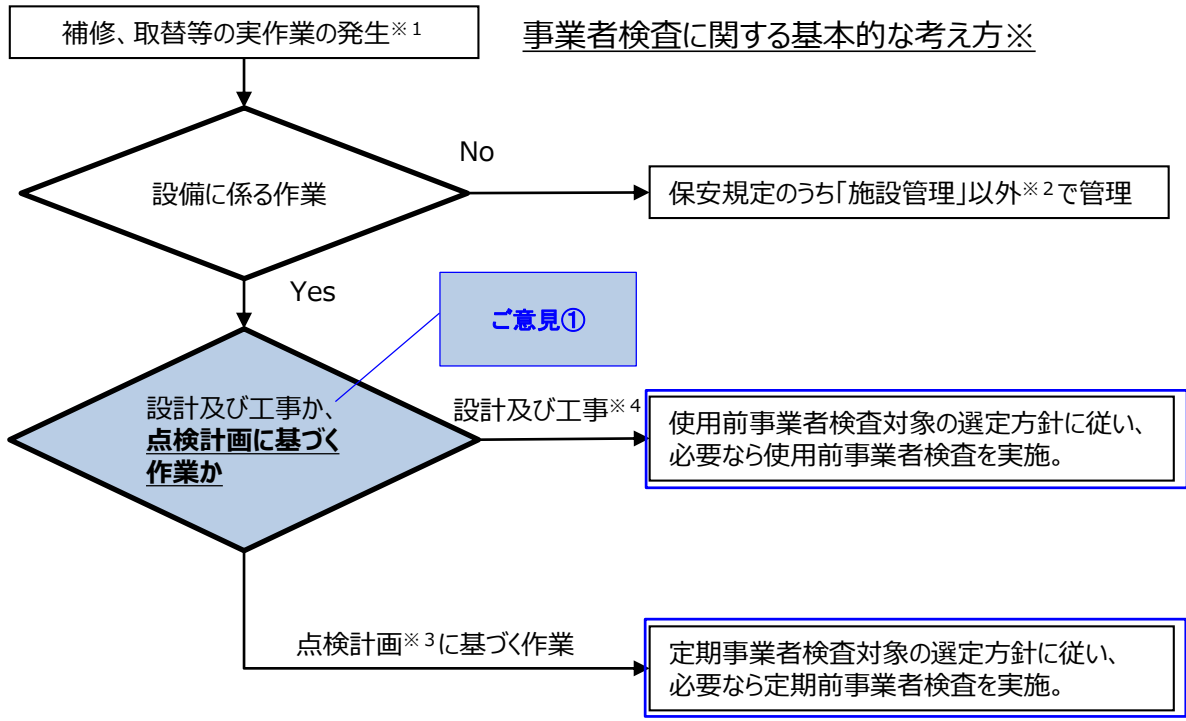
ご意見

検討中

原子炉等規制法 43条3の11 使用前事業者検査

発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、**設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設**について検査を行い、その結果を記録し、これを保存しなければならない。

- 運用ガイドラインでは、設備に係る補修、取替等の実作業について、設備を新たなものに変更する作業として、補修、取替及び改造（設計及び工事）に該当するものは、使用前事業者検査(施設、溶接、燃料体)それぞれの対象選定方針に従って検査要否を判断することとしている。
- なお、設備が有する機能を維持、回復する作業として、点検計画等に基づいて実施するものは、定期事業者検査の対象選定方針に従って検査要否を判断することとしている。



※1：作業を伴わずに設工認手続のみ実施する場合は使用前事業者検査対象となる。

※2：保安規定の「運転管理」、「放射線管理」、「放射性廃棄物管理」等の保安活動で必要な機能を担保。
例) 化学消防車、放管マスク、大規模損壊対応資機材

※3：点検計画は、点検（劣化の発生、進展等を確認し、機能が発揮できるか確認・評価する行為）の計画であり、機能維持又は機能回復のために実施する消耗品の交換を含む。
例) 弁分解点検、軸受取替、電磁弁取替

※4：応急補修は除く

使用前事業者検査（施設）
使用前事業者検査（溶接）
使用前事業者検査（燃料体）

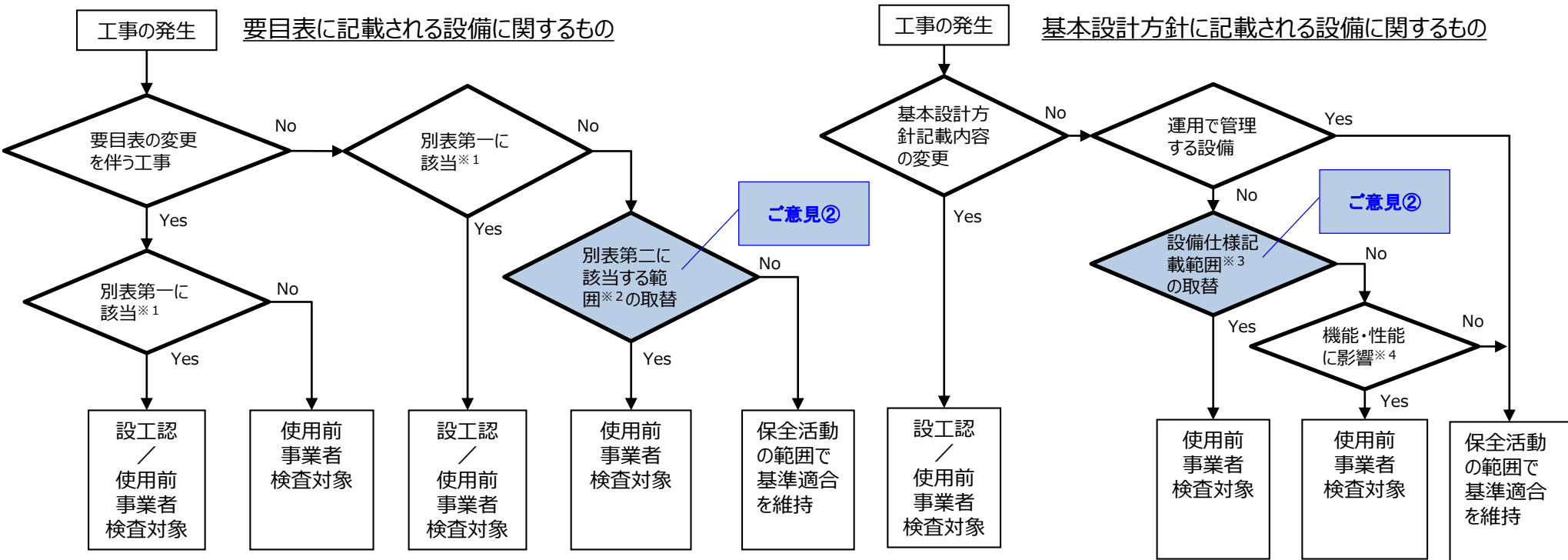
定期事業者検査

※第1回検査制度に係る意見交換会合（2020年8月27日資料）

使用前事業者検査（施設）の対象選定

- ▶ 新検査制度施行以降は、設工認の変更手続きの要否に関わらず「**設置又は変更の工事**」に対して使用前事業者検査（施設）が必要となったことを踏まえ、設備の補修、取替及び改造の工事について、以下のフローに従って使用前事業者検査の対象か否かを判断している。
- ▶ なお、法に記載の「**設置又は変更の工事**」は、**要目表又は基本設計方針に記載のある設備・機器**に係る工事であって、**設工認ガイド※に規定される「設置又は変更の工事」**に該当するものと解釈している。

※発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド



※ 1：新実用炉規則別表第一で規定される改造・修理（取替含む）に該当するもの
 ※ 2：新実用炉規則別表第二で規定される設備（熱交換器・ポンプ・容器等）の仕様（容量・最高使用圧力・最高使用温度・主要寸法・材料・個数及び取付箇所等）に該当
 ※ 3：当該機器の設備構成に対して要目表を参照した場合に、要目表記載事項に該当する範囲
 ※ 4：当該機器の設備構成にたいして機能・性能を直接担保する範囲

【原子力規制検査におけるご意見】

- ＜ご意見①＞ 修理による取替と、点検による取替は行為が変わらないにもかかわらず判断に差異が出るのはなぜか。確認すべき機能に影響し得る作業は、全て使用前事業者検査を実施すべきではないか。
- ＜ご意見②＞ 要目表や基本設計方針に名称が出ていない構成品であっても、機能を担保するものを新品に交換する場合には、すべからく使用前事業者検査を実施すべきではないか。

【これまでの運用を踏まえた事業者意見】

- 今般、モニタリングポストの点検計画に基づく交換作業において、基本設計方針に仕様の記載がないデータ伝送装置を仕様変更した際、周波数設定値の調整不備により伝送機能に不具合が発生した。
- 上記事象及び原子力規制検査におけるご意見を踏まえ、作業により設備の仕様変更が生じる際には、新たに技術基準及び設工認への適合を確認すべきと考え、以下のように運用の改善を検討してゆく。
 - ✓ <ご意見①を参照した改善> **定期的な点検に伴う取替や定期取替**についても、対象機器の**仕様変更を伴う場合**は変更の工事と考え、使用前事業者検査（施設）の対象とする。
 - ✓ <ご意見②を参照した改善> 要目表又は基本設計方針に名称記載のない**構成品の取替**についても、**仕様変更を伴う場合**には変更の工事と考え、使用前事業者検査（施設）の対象とする。（但し、消耗品は除く）
 - ✓ 要目表又は基本設計方針の記載がある場合にも、**同等品へ取り替える場合**は、一度適合性を確認した設計から変更するものではない（変更の工事に該当しない）と考え、定期事業者検査等で確認する。ただし、設工認手続きを要する同等品への取替は使用前事業者検査（施設）の対象とする。
- なお、要目表又は基本設計方針に名称記載のない構成品及び仕様変更の定義については、事業者大で共通的な整理が必要であり、引き続き、面談等での議論を踏まえ、運用変更の準備を進めて参りたい。

使用前事業者検査（施設）の対象とすべき構成品の整理

- モニタリングポストを例に、要目表及び基本設計方針に名称が記載されない構成品を整理した。
- リソースをより重要なものに集中させるという観点から、構成品単位の取替を全て使用前事業者検査（施設）の対象とするのではなく、同仕様品への取替および消耗品については、施設管理に必要な保全行為とみなし、調達管理など施設管理活動のなかで取替後の性能確認を実施する。

柏崎刈羽7号機 固定式周辺モニタリング設備

モニタリングポストの構成品リスト（例）

要目表（抜粋）

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
モニタリングポスト	NaI (TI) シンチレーション	10~10 ⁴ nGy/h	10~10 ⁴ nGy/h	9

検討中

基本設計方針（抜粋）

（中略）モニタリングポストを設け、**中央制御室に計測結果を表示できる設計**とする。また、計測結果を記録し、および保存することができる設計とする。

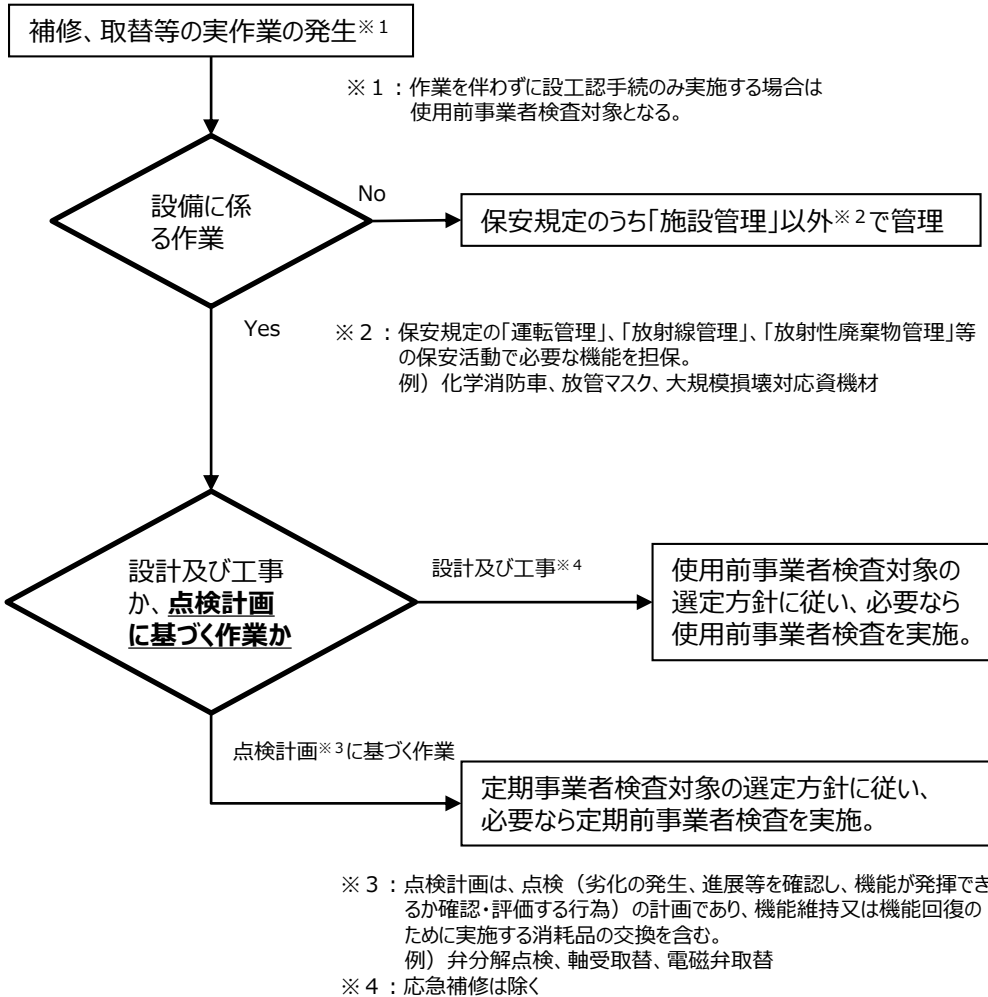
（中略）モニタリングポストで計測した**データの伝送系**は、モニタリングポスト設置場所から5号機原子炉建屋内緊急時対策所及び5号機原子炉建屋内緊急対策所から中央制御室間において有線回線と衛星回線又は無線回線により多様性を有する設計とする。

検討中

検討中

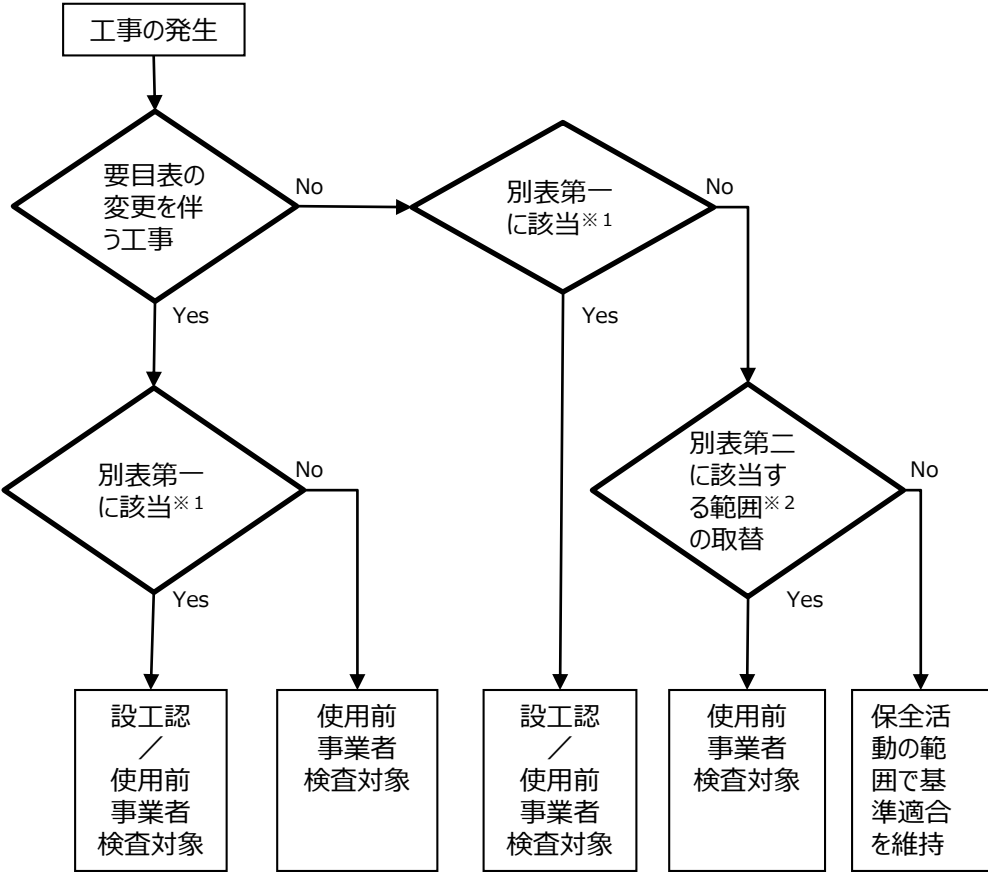
現状

変更案



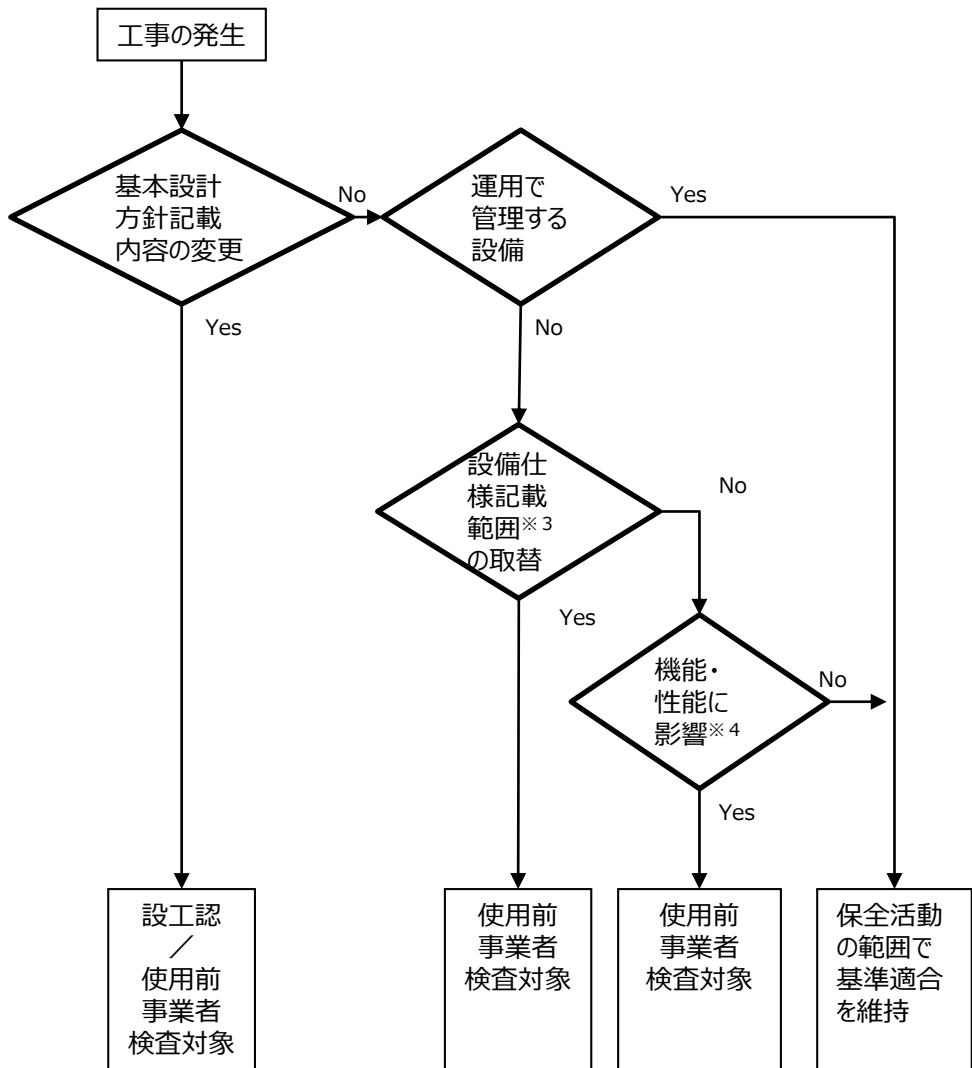
現状

変更案



※ 1 : 新実用炉規則別表第一で規定される改造・修理（取替含む）に該当するもの
 ※ 2 : 新実用炉規則別表第二で規定される設備（熱交換器・ポンプ・容器等）の仕様（容量・最高使用圧力・最高使用温度・主要寸法・材料・個数及び取付箇所等）に該当

現状



変更案



※ 3 : 当該機器の設備構成に対して要目表を参照した場合に、要目表記載事項に該当する範囲
 ※ 4 : 当該機器の設備構成に対して機能・性能を直接担保する範囲

原子力規制検査における機微情報の取扱い

資料3

令和4年8月XX日
原子力規制庁
検査監督総括課

- 電力共通研究成果の閲覧について

原子力規制検査において、安全に関する確認を行う中で、技術的根拠として使用しているものについては発電所内での閲覧（提示）を求める。上記内容について可能であれば、予め包括的な合意を文書化して、双方の業務の効率化を図りたい。

- 事業者における内部通報情報への取扱いについて

規制当局として、内部通報情報には原子力安全にかかわらない情報も多く含まれていると考えられることから、基本的には内部通報情報の直接の閲覧を求めないこととしたい。

一方、各事業者が当該情報の対応を検討する際、原子力安全の観点から精査する運用となっており、関係するものは漏れなくCR（コンディションレポート）に拾い上げる仕組みとなっているか確認したい。

- JANSI ピアレビュー報告書の閲覧について

以下を主な閲覧に関する条件とした上で、原子力規制検査における閲覧について、引き続き議論したい。

- ・ 原子力規制庁は、JANSIピアレビュー報告書を検査指摘事項の根拠として使用しない。
- ・ 情報は非公開とし、限定された者に限り閲覧する。

また、当該報告書の原子力規制検査における閲覧に関して、JANSIとWANOとの関係性を確認したい。例えば当該報告書の閲覧に関してWANOとの合意は必要なのか。またWANOの合意が必要な部分とJANSIの合意のみで良い部分を分離すること等は可能か。



DRAFT

資料4-1

CAPシステムの運用状況について (ドラフト)

2022年8月29日

中部電力株式会社

1. CAPシステムの概要

- CAPシステム業務フロー
- 状態報告（CR情報）
- スクリーニング
- 是正処置／マネジメント活動
- 傾向分析

2. CAPシステムの運用実績

- 運用実績
- 傾向分析結果を踏まえた改善の取り組み例

3. 今後の課題

DRAFT



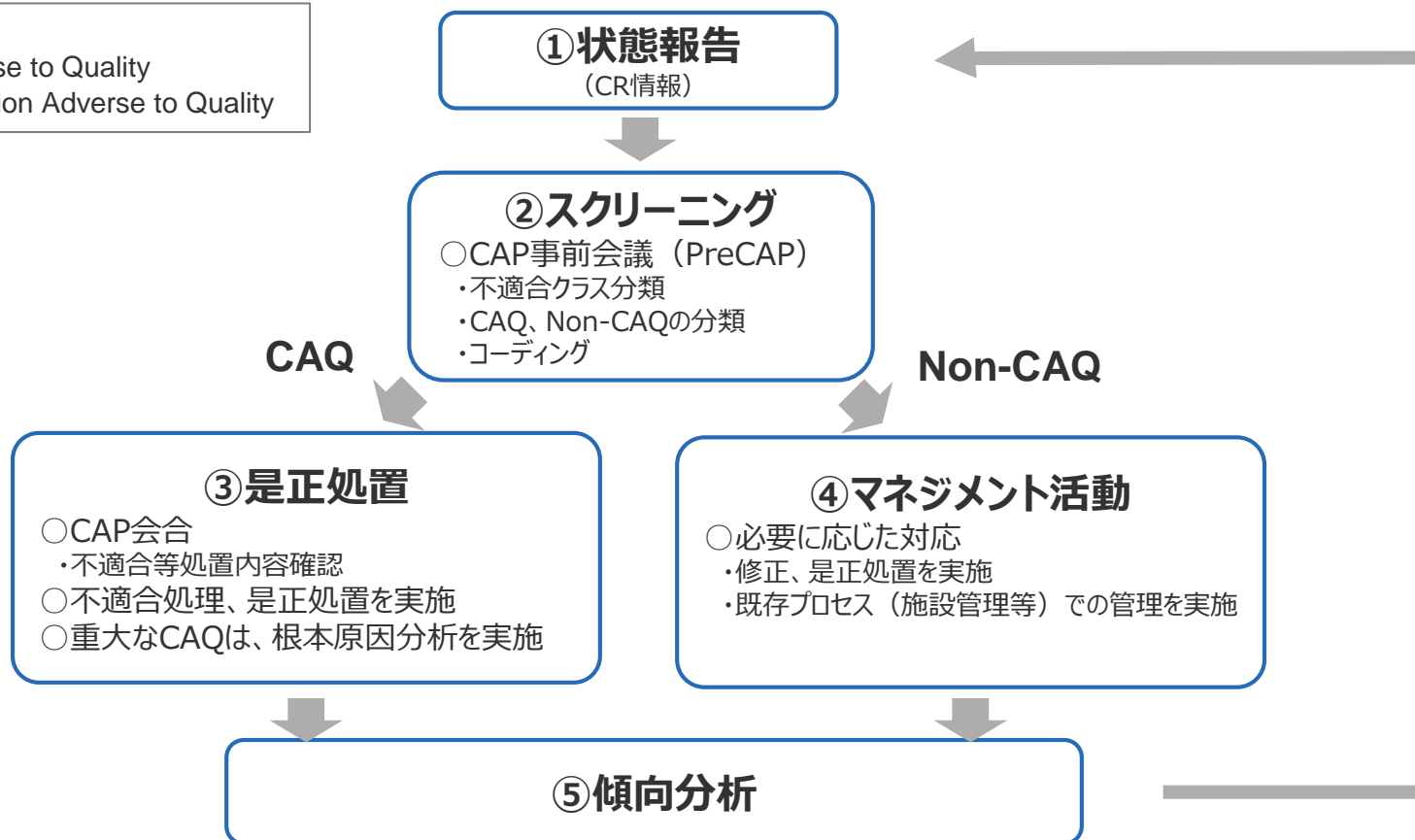
01 CAPシステムの概要

- **目的**：原子力の安全性向上を推進するため、不適合情報だけでなく、当社社員および協力会社社員が気づいた問題、要改善事項等の情報を広く集め、品質に影響を与える問題を見逃さないで効果的な対策を講じるための活動を実施する。

CR : Condition Report

CAQ : Condition Adverse to Quality

Non-CAQ : Non-Condition Adverse to Quality



□ 当社社員および協力会社社員は、不適合を含め、本来あるべき状態とは異なる状態、すべき行動から外れた行動や結果、気づいた問題、要改善点等を低いしきい値で報告する。

<当社社員のCR登録方法>

- ・システムに直接入力して登録

<協力会社の方のCR登録方法>

- ・協力会社CR登録用メールアドレス
- ・CR登録用BOX
- ・各号機の放管センターのPCからの登録
- ・URL専用ページからの登録

発電所で働く皆さまの気づきを、発電所の改善に活かしていきます！
現場での良好事例・改善提案
ヒヤリハット・不安全行為を
スマートフォンから投稿できます

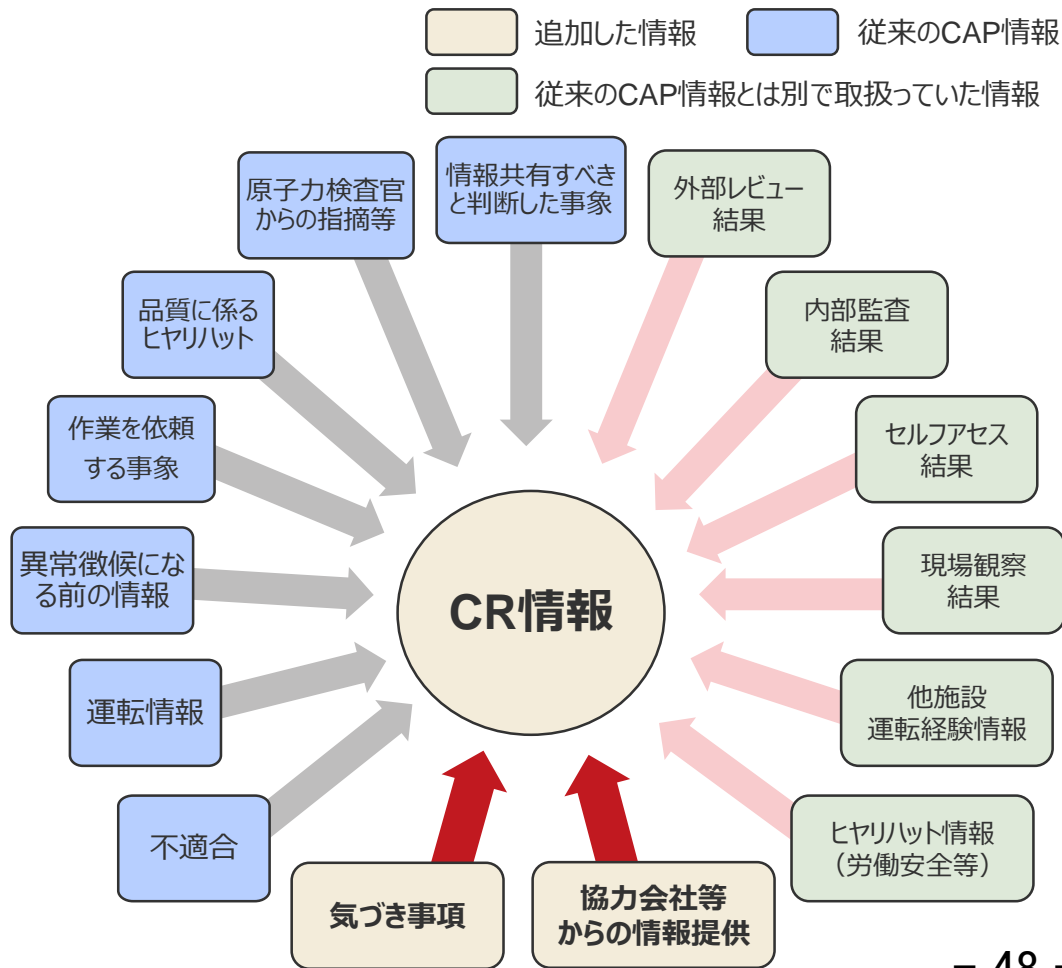
○中央制御室・主管部署への連絡
現場において設備・機器に係わる不適合および不適合ではないが情報共有が望ましい事象を発見した場合は、従前のとおり、発電指令課長または主管部署長に連絡してください。

○問い合わせ先
中部電力 安全品質保証部 品質保証グループ
TEL：821-2654



発電所での気づきを気軽に投稿してっ！！

<https://www.chuden.jp/qa/cap/2024/04/index.html>



01 CAPシステムの概要 状態報告（CR情報）

DRAFT



□ 不適合、他施設 OE 情報、ヒヤリハット情報、外部レビュー結果、気づき事項等、CR情報の収集項目の例を以下に示す。

<CR情報の収集項目例>

No.	項目	No.	項目	No.	項目
①	不適合情報	⑭	規制コメント（原子力規制検査結果含む）	⑳	プラントパラメータの変動
②	他施設OE情報	⑮	安全文化（醸成活動）評価結果	㉑	放管パラメータの変動
③	MO結果	⑯	外部監査指摘	㉒	各種会議で出た懸案事項
④	PI結果	⑰	外部レビュー指摘（IAEA/WANO/JANSI）	㉓	労働災害
⑤	ヒヤリハット情報	⑱	自治体・労働基準監督署・消防署等外部からの指摘	㉔	計画外作業（不適合、異常徴候以外）
⑥	各種パトロール結果	⑲	不安全状態・不安全行為情報	㉕	情報共有すべきと判断した事象
⑦	作業依頼事象	㉒	セルフアセスメント（計画／結果）	㉖	改善提案
⑧	意見箱・目安箱の意見	㉓	主任技術者指摘事項	㉗	調達先の不適合
⑨	協力会社の意見・要望	㉔	発電所長指摘事項	㉘	運転員の負荷増加処置に関する情報
⑩	内部監査・原子力考査結果	㉕	パフォーマンス評価結果	㉙	環境マネジメントシステムに関する情報
⑪	訓練反省事項（防災・消防など）	㉖	マネジメントレビュー結果	㉚	職員の疲労に関する情報
⑫	教育・訓練受講後アンケート	㉗	ベンチマーク（計画／結果）	㉛	学協会・産業界からの情報
⑬	工事要領書の所見・残件	㉘	気づき事項（通常と違うと気づいた事項（自然現象の影響含む））		

OE : Operating Experience
MO : Management Observation
PI : Performance Indicator

□ **CAP事前会議（PreCAP）**：CAPコーディネーター（CAPCo）が、原子力安全に影響する問題の重要性と、プラントの運転や設備保全活動に与える潜在的影響を考慮し、効果的かつ効率的に処理するため、CR情報の仕分け（不適合クラス（ヒューマンエラー事象の該当有無を含む）、CAQの分類）を行い、CAP会合で議論すべき件名を選定する。

<体制：CAPCo>

CR情報の内容確認、不適合クラス等の判断等を実施する各業務の専門家。下表の部署の長または部署の長が指名した者。

業務の分類	パフォーマンス改善	運転・化学	保修	土木建築	廃止措置	放射線防護
部署の長	総括・品質保証部	発電部	保修部	土木建築部	廃止措置部	放射線管理課
業務の分類	エンジニアリング	燃料管理	火災防護・緊急時対応		教育	その他個別
部署の長	エンジニアリング部	原子燃料課	運営基盤部		研修センター	品質保証G

<PreCAPで取扱う情報>

- ・CR情報全て

<PreCAPで決定する事項>

- ・不適合クラス（ヒューマンエラー事象の該当有無含む）
- ・CAQ該当の有無およびCAQの分類
- ・安全文化コード
- ・CAP会合で取り扱うべきCR情報の選定

<開催時期>

- ・原則、休日以外の毎日開催

□ 不適合とCAQの関係、不適合クラス、CAQの分類を以下に示す。

<不適合クラス>

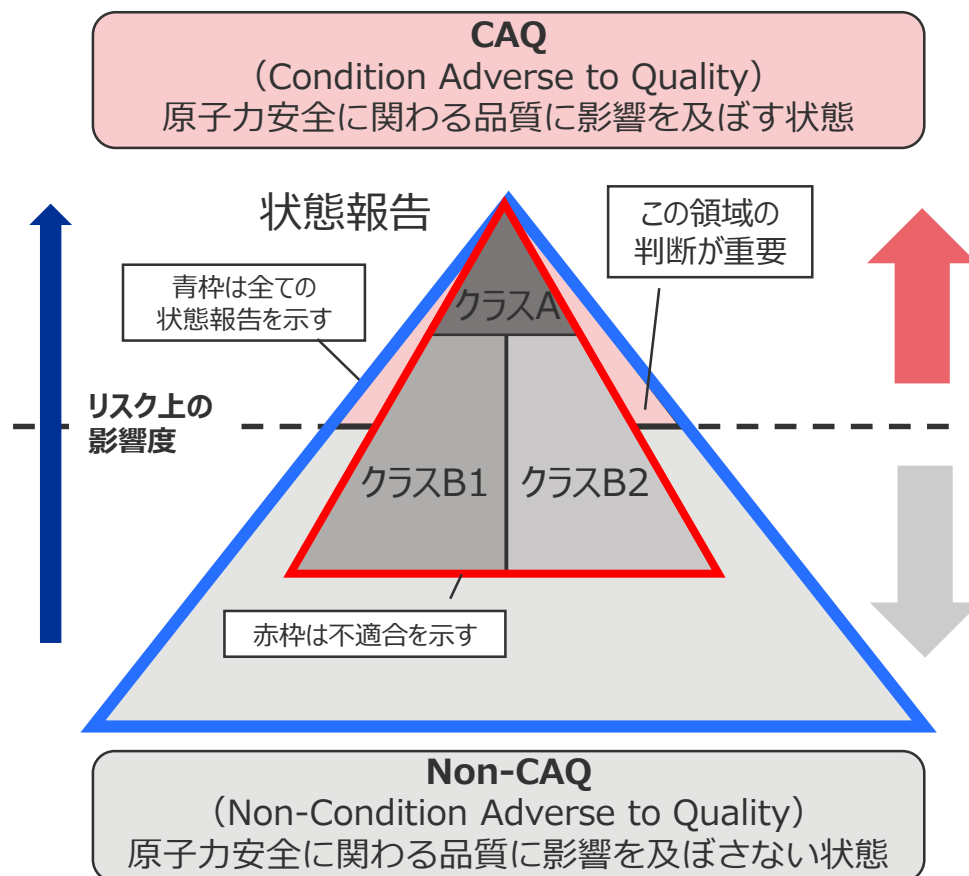
- ・重要度に応じてA、Bで分類する。
Bにおいては是正処置要否でB1、B2に分類する。

不適合クラス		定義
A		原子力安全や電力供給に影響を与える可能性のある不適合および社会的に影響が大きいと考えられる不適合
B	B1	クラスA以外の不適合のうち、是正処置の検討を必要とする不適合
	B2	クラスA以外の不適合のうち、是正処置の検討を不要とする不適合

<CAQの分類>

- ・リスクの影響度により「高」～「低」で分類する。
さらに、原因の不確かさでも分類する。

CAQ分類	原因の不確かさ	
影響度「高」	曖昧、又は複雑	明確
影響度「中」	曖昧、又は複雑	明確
影響度「低」	曖昧、又は複雑	明確



□ **CAP会合**：原子力安全に対する重要性の高い問題について、不適合等の未然防止または再発防止を図るため、CAP会合で議論すべき件名について、発電所幹部が、是正検討、パフォーマンスに関する事項の検討（議論・指示）を行う。

<体制>

発電所長、各部長、原子炉主任技術者、廃止措置主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者

<CAP会合で取扱う情報>

- ・CAQ
- ・PreCAPにてCAP会合で議論すべきと判断した情報
- ・上記以外でCAP会合委員がCAP会合にて議論すべきと判断した情報
- ・CAP会合でフォローが必要と判断された情報

<CAP会合で検討・議論する事項>

- ・原因調査を進めるにあたっての取りまとめ部署
- ・フォロー報告の要否
- ・CAQ分類ごとの検討・議論すべき内容は右表のとおり
- ・CAQ以外の事象は、対応方針、原因および是正処置の内容

<開催時期>

- ・原則、休日以外の毎日開催



影響度	原因の不確かさ	議論すべき内容
高	曖昧、又は複雑	事象の処理、原因および是正処置 (結果含む)
高	明確	
中	曖昧、又は複雑	事象の処理、原因および是正処置方針
低	曖昧、又は複雑	

□ 是正処置、マネジメント活動について以下に示す。

<是正処置>

浜岡原子力発電所施設および役務で発生した不適合の再発防止、CAQ該当事象の改善および浜岡原子力発電所施設で発見された起こり得る不適合に起因して不適合が発生することを防止する。

(是正処置対象の不適合クラス、CAQ分類)

不適合クラス	CAQ (原因：曖昧、又は複雑)	CAQ (原因：明確)	Non-CAQ
A	是正処置対象 (必要に応じて根本原因分析)	是正処置対象 (影響度「高」のみ)	
B	是正処置対象 (B1)	(事象の処理のみ (B2))	是正処置対象 (B1) (事象の処理のみ (B2))
不適合未満	是正処置対象	(事象の処理のみ)	—

<マネジメント活動>

Non-CAQを対象とし、情報共有するとともに、主管部署長の判断により、既存の他の業務プロセスでの対応、プロセスの監視および測定での対応または必要に応じて修正、是正処置等を実施する。

□ **傾向分析**：半期に一度、不適合未満の情報を含む全てのCR情報をインプット情報として、高頻度低影響事象にも着目して「期待事項」とのギャップを分析している。

<インプット情報>

- ・不適合情報等
- ・管理職による観察の結果 (MO)
- ・品質目標の達成状況
- ・パフォーマンス指標 (PI)
- ・外部機関からのレビュー結果
- ・他社へのベンチマーク結果 等

分析・評価の具体例

品質目標

データ種別	パフォーマンス分析データ	単位	第1Q	第2Q	第3Q	第4Q
品質目標	放射線管理に係る重要高規格施策のうち主要5件の実施率:100%	%	100	100	100	

パフォーマンス分析

① 知識と技能については、新規配属者に対しては、これまでの業務経験を踏まえ、力量認定手引に基づく放射線防護に関する力量の付与と適切に行うとともに、それに追加講習員に対しては、グループ単位での勉強会や上層部による書類取組時の直接指導、現場OJT等により維持している。

② 品質目標・PIの「放射線管理に係る重要高規格施策のうち主要5件の実施率100%」として、①放射線防護に関する立働指導(1回/半期)、②管理区域進入適時に係る基本ルールの定着化活動(1回/四半期)、③放射線管理業務の熟練(1回/半期)、④滞在型放射線管理パトロールの実施(1回/四半期)、⑤他プラントへのベンチマーク(2回/年)のうち2つの施策については計画どおり実施中であり、同施策その他のにおける改善すべき強みは見られない。

③ 内部レビュー(主任技術者、SFAM、安全専門課長)については、FP-7に記載する。

④ 放射線防護の向上を目指し、第3四半期で3件のベンチマークを実施し、積極的に情報を収集している。

⑤ 運転経験(SOEも含む)(FP-1~7共通)のうち、「日本電産電気研究所保安検査における化学検査で使用した使用済機材の保管に関する指導事項について(放射) (29-19)」については、当時の重要課題として第3Q品質保証検討会に付議し、「工事に使用した高容量機材の適切な保管方法(工用機材および放射性廃棄物など)と保安管理上の位置づけの明確化も含む」を決定懸へ戻した。その他の2件については日常業務のプロセスの中で適切に対応できており、新たに反映すべき課題はなかった。

⑥ その他についてはインプット情報より、特筆すべき強み弱みは見られない。

<強み>
放射線安全に資する新たな取り組みを立案・検討し、被ばく・放射性廃棄物低減に寄与するいくつかの効果的な対策を実施している。(被ばく・放射性廃棄物低減等に関する改善奨励制度による活動)

<弱み>
汚染管理区域での、汚染拡大防止に関する放射線管理員による作業員への指導や放射線管理員の放射線防護上の必要な措置の一部が適切に行われていない弱みがある。

「期待事項」を基準として運転、保守などの分野ごとに強み・弱みを分析・評価を実施。
弱みを各部・各課で改善させ、発電所共通の弱みに対する改善を所大へ展開させる。

DRAFT



02 CAPシステムの運用実績

□ 2017年度まで実施してきたCAP活動を改善し、2018年度から低いしきい値でのCR情報の登録に取り組み始め、2020年度から本格運用を開始している。

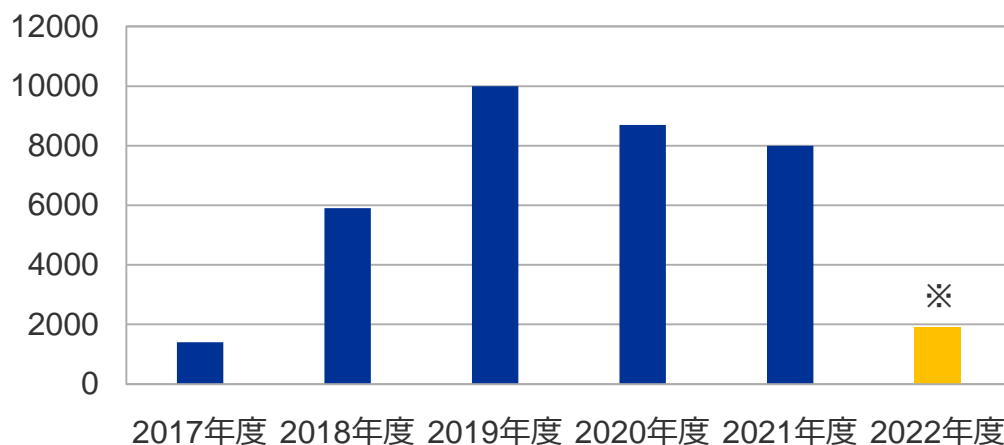
<CR登録件数>

- 2017年度までは年間約1400件の情報が登録されていたが、試運用にて徐々に件数を増加し、2020年度、2021年度は年間約8000件のCR情報が登録されている。
- 協力会社からのCR登録は全体の1%未満。請負作業での協力会社からの気づきは、当社作業管理者を経由してCR情報が登録されるケースが多く、協力会社から直接登録される件数は少ない状況にある。

<CAQ/Non-CAQの割合>

- 至近のCAQ該当件数は全体の1%未満である。2018年度から2019年度にかけて、判断基準に関する判断者の体制整備（CAPCoの選任）およびCAPCoへの説明を実施したことにより、判断の質は向上していると評価している。

CR登録件数推移



	2018年度	2019年度	2020年度	2021年度	2022年度*
CR件数	5900件	10000件	8700件	8000件	1900件
協力会社登録件数	6件 (0.1%)	73件 (0.7%)	51件 (0.6%)	26件 (0.3%)	27件 (1.4%)
CAQ該当件数	113件 (1.9%)	72件 (0.7%)	62件 (0.7%)	48件 (0.6%)	17件 (0.9%)

※ 2022年度は第1四半期時点での実績

□ 不適合未満、CAQと判断し、処理を実施することとした事例を以下に示す。

<件名>

3号機 補給水ポンプ(B)モータ反カップリング側からの不規則な摺動音発生について

<事象概要>

2022年2月13日、当社社員が巡視点検において、3号機 補給水ポンプ(B)モータ反カップリング側からの不規則な摺動音を確認した。10cm程度の距離で聞こえる音で、1、2分程度の間隔で回転音の変化があった。聴芯棒により転走音の変化は反カップリング側軸受けであることを確認したが、転走音自体は異物侵入等の軸受け異常と思われる音では無く、直ぐに運転に支障があるものでは無いと判断する。振動の周波数診断による速度値は注意レベル以下であった。ただし、徐々に加速度があがってきており、軸受け異常に進展する可能性があるため、軸受け交換を計画する。

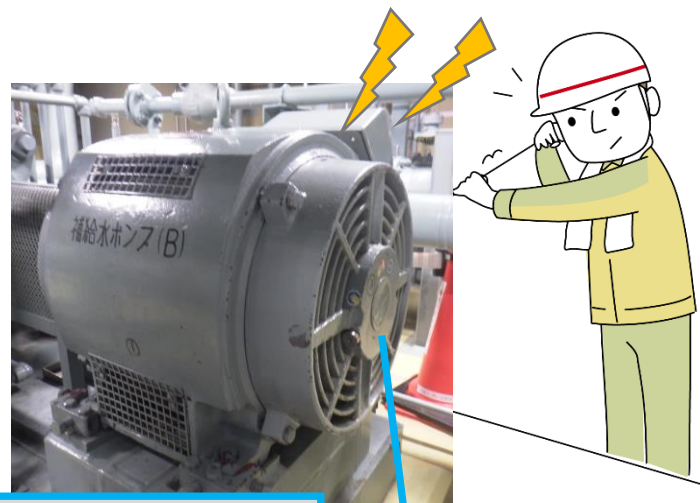
<処理>

軸受けの交換を実施した。

電動機点検の結果、軸受けの分解調査にて現時点で運転に影響を及ぼす事象では無いが、軽微な変色や擦れ跡を確認した。

負荷試運転時の振動加速度データについても改善が認められた。

運転員の気付きや、詳細な振動解析により、ポンプの運転に影響が出る前に早期に検知し、対応することができた。



モータ反カップリング側軸受け

要改善事項への対応方針	具体的な改善（アクション）
<p>対応① 作業員および管理層は、下記 (1) ～ (4) に着目してリスク・影響を予測できるようにする。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1)資機材の不適切な仮置(所在不明物品) (2)異物侵入防止措置の未実施 (3)保護具未着用 (4)吊荷の下に入るなどの危険行為 	<p>①協力会社の模範となるため、当社社員の労働安全徹底（保護メガネ・耳栓・安全帯着用100%）</p> <p>②協力会社を含む全所員へのリスク浸透 know why キャンペーン</p> <p>③現場における作業前の2分間レビュー</p> <p>④現場での気づき力向上教育 (当社社員、現場監督者)</p> <p>⑤協力会社主体での自律的なリスク・影響についての取り組み推進</p>
<p>対応② 管理層は、予測に基づき批判的な指摘をできるようにする。 (問題点に着眼し易くする取り組み)</p>	<p>⑥管理層による定期的な一斉プラントインスペクション</p>

全所員へのリスク浸透（リスク浸透キャンペーン）


不適切な振る舞いに対するリスク・影響を予測できるようにする。

批判的な指摘ができるようにする。

<取り組み概要>

現場で基本事項やルールが十分に徹底されていない等の重点項目に対して、**それら行為により発生するリスク・影響を予測でき、また問題に着眼し易くするための活動。**


具体的には、Know why（なぜ、そうするのか？）と疑問を持ち、その理由などを改めて考えるきっかけとなるようなビラを全所員へ配布している。




Know why（のうふあい）キャンペーン（第2回）

～「なぜ、そうするのか？」と疑問を持ってみませんか？～
『安全保護具の着用』～保護メガネはなぜ着用するの？～

この2つの写真は、浜岡原子力発電所のある現場です。



定場から番線が飛び出ている現場の事例。



2017年9月にグラインダーが予想外に跳ねて、顔にあたりそうになった事例。

あなたは、作業現場で、**保護メガネを着用**することができますか。
万が一の際でも、保護メガネを着用していれば、**大怪我を防ぐことができます。**

自分の身は、自分で守りましょう。
また、現場で危ないのでは？と感じた時には、他人事と思わず、危険を伝えてあげましょう。

本日も、ご安全に！

7月15日配布（裏面） 品質保証G（内線821-2651）



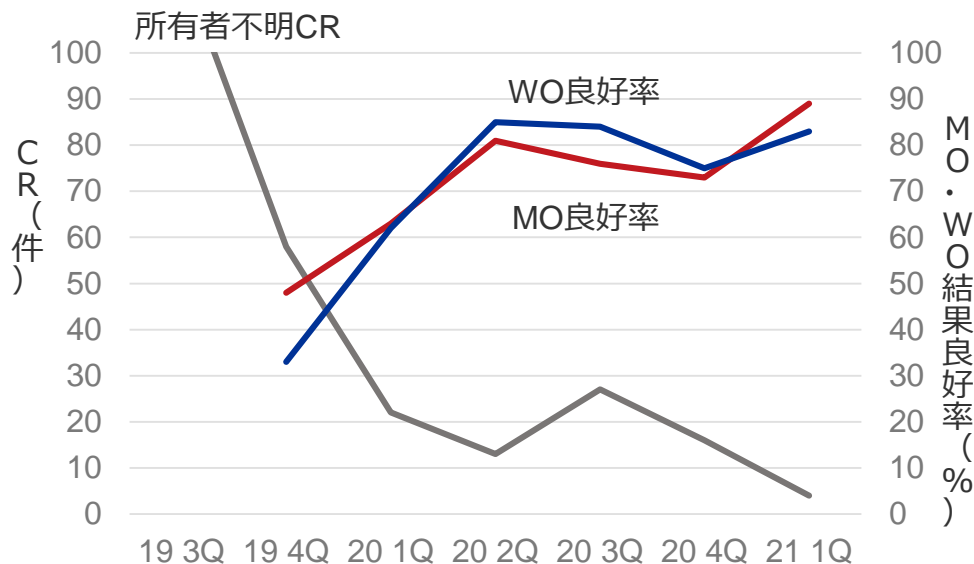
発電所長も自ら陣頭に立って配布

配布したビラ

✓ 保守分野

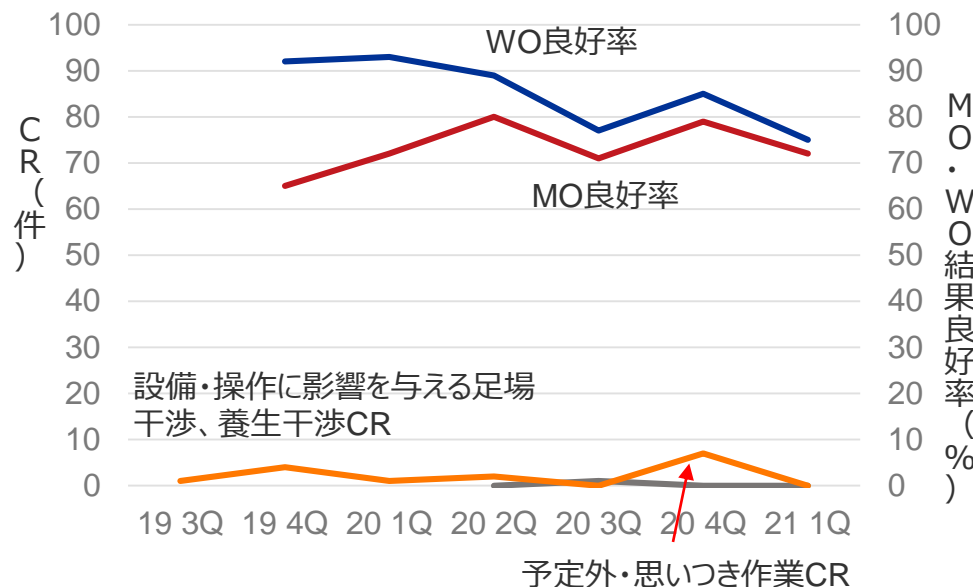
MO : Management Observation
WO : Work planner Observation

① 作業用資機材の管理が弱い、異物混入防止意識が低い



- 所有者不明品や仮置き資機材に関するCR件数は減少
→現場の整理整頓が進んだ
- 異物管理（4S、開口部養生、侵入防止対策）に関するMO/WO良好率は高い水準を維持
→意識の向上を確認

② リスクに対する想像力が弱く、エラー発生を想定できていない



- CR件数は低い水準を維持
→不適合が発生しないよう現場が管理できている
- TBM・KY、2分間現場レビューに関するMO/WO良好率は高い水準を維持
→意識の向上を確認

保守分野で見られた弱みについては意識（異物侵入防止・リスク想定）や現場状況は向上してきていると評価

DRAFT



03 今後の課題

課題①：CR情報の件数は増加しており、CAPシステムの運営に人手を要している。

改善に向けた取り組み：収集したCR情報を不適合クラス、CAQの分類および分析のためのコード付け、類似事象の検索にAIを活用することで、作業の効率化を図る。

- AI検索ツールの構築を進めており、2022年は学習データの拡充に取り組む。
- AI検索ツールは、登録されたCR情報（入力）を読み込み、予め学習させた過去のCR情報を基に、それぞれの項目の適合度をスコア化して結果の候補を出力する。
- 出力された候補とその適合度のスコアを踏まえて、不適合クラス、CAQの分類等を決定し、それらの情報を再度AIに学習させることで精度を向上させる。
- 当社技術開発部門（原子力安全技術研究所）にてAIの精度向上に関する研究も進めている。

- ・過去のCR情報による学習
- ・CR情報追加による再学習



AI検索ツール

入力

件名

内容

検索

出力

候補

CRコード	不適合クラス
P	
HU	
SC	

CAQ区分

類似件名

件名

--

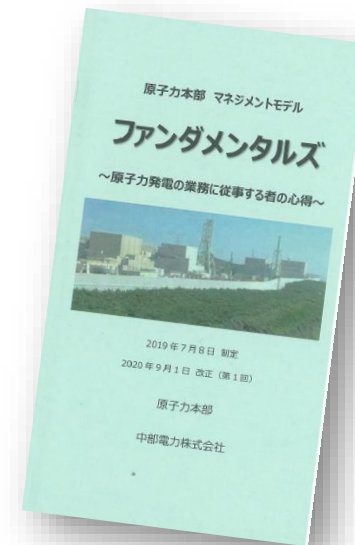
出力されたそれぞれの項目の候補とその適合度のスコアを踏まえて、不適合クラス、CAQの分類等を決定



課題②：請負作業での気づき事項等の情報は、協力会社からの作業報告書や口頭等による報告を基に、当社作業管理者がCR情報を登録しているケースが多く、協力会社から振る舞いに関する気づき事項等が直接登録される件数が少ない。

改善に向けた取り組み：

- 協力会社用のCR登録メールアドレスの設定やQRコードによる個人スマートフォンからの登録を実施できるようにするとともに、協力会社との情報共有の場（月1回開催）での呼びかけや、優良CR情報に対する表彰（年1回）を実施している。
- 発電所の従事者一人ひとりが心得るべき事項として、分野毎に具体的行動などを整理したもの（ファンダメンタルズ）の協力会社への理解・浸透を図っている。このファンダメンタルズとのギャップを振る舞いに関する気づき事項として協力会社からも登録されることを期待している。



課題③：CR情報の分析・評価にかなりのリソースが費やされており、CR情報のより効果的、効率的な分析・評価手法の検討など、継続的な改善を進めていく。

改善に向けた取り組み：

原子力安全推進協会等で電力各社の分析・評価手法の情報共有、意見交換等を実施することで分析・評価手法の検討および継続的な改善を実施していく。

DRAFT



中部電力

CAPシステムの運用状況について

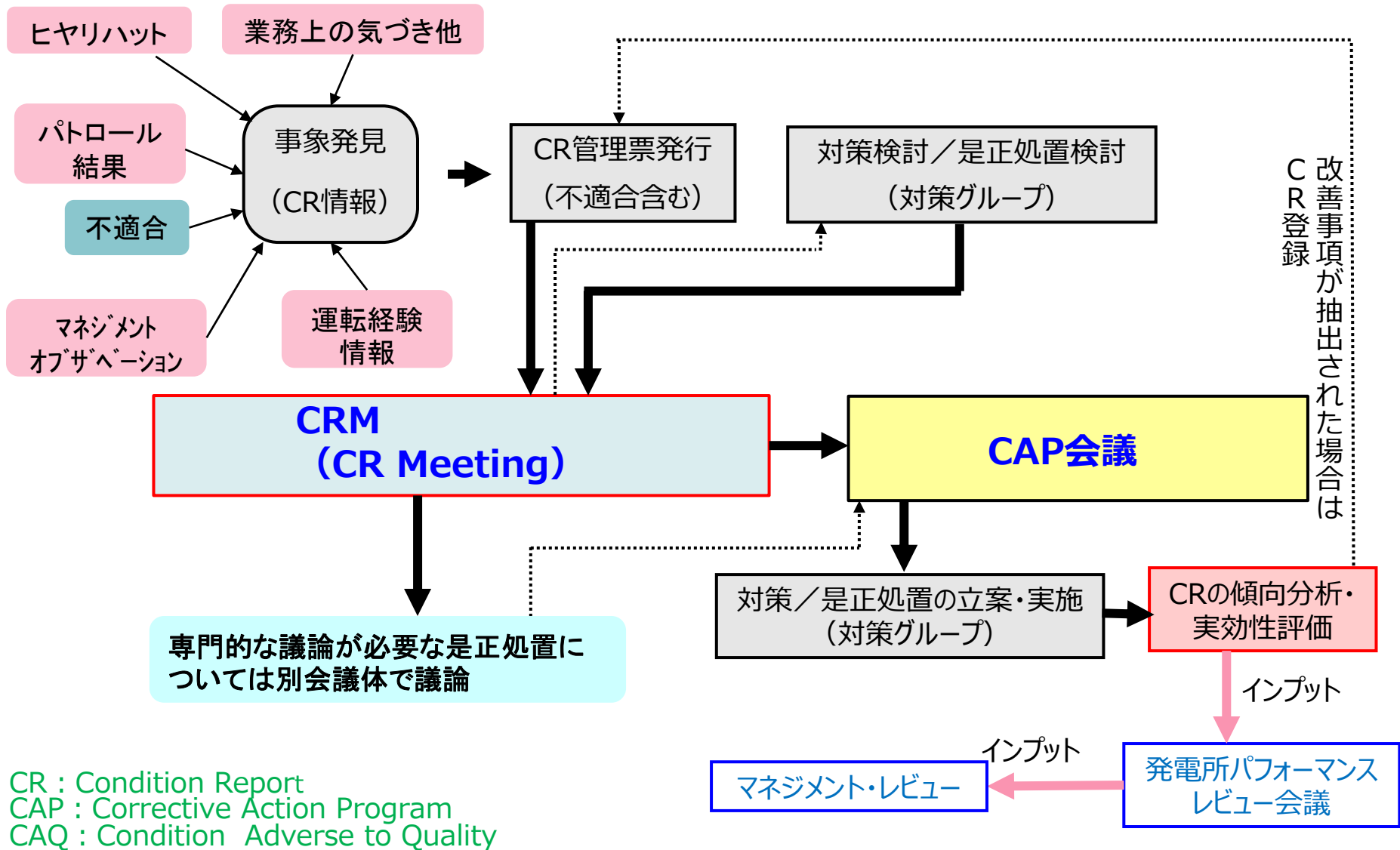
(DRAFT)

2022年8月22日

日本原子力発電株式会社

1. CAPシステムについて
 - 1.1 CAP活動の流れ
 - 1.2 CRMとCAP会議
 - 1.3 CAQ判断フロー
2. CRの発行状況
 - 2.1 CRの発行推移
 - 2.2 気づきの例
3. 改善に向けた取組み
 - 3.1 傾向把握による改善への取組
 - 3.2 進捗の見える化による改善の監視
4. 今後の取組み

1. CAPシステムについて (1.1 CAP活動の流れ)



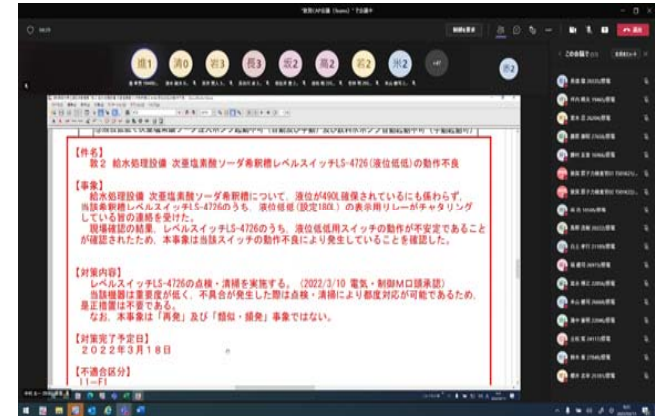
1. CAPシステムについて (1.2 CRMとCAP会議)

CRM (CR Meeting)

CRを重要度に応じて処理方法を確認するCRMを新たに設置
出席者：議長，各室長，M他

- スクリーニング (CAQ/NCAQ, 是正処置要否等の判定)
- 不適合区分の確認
- 対策立案内容の確認
- 是正処置立案内容の確認
- 是正処置を議論する会議体の選定 (必要に応じ)
- コーディング (プロセス, 事象, 原因等をカテゴリーで分類)
- 再発事象等の確認

CRMはWeb会議を活用
必要メンバーで日々活動を継続



CAP会議

出席者：所長，所長代理，副所長，主任技術者，各室長 他

- CRMでの議論結果の確認
- 是正処置立案内容の妥当性確認

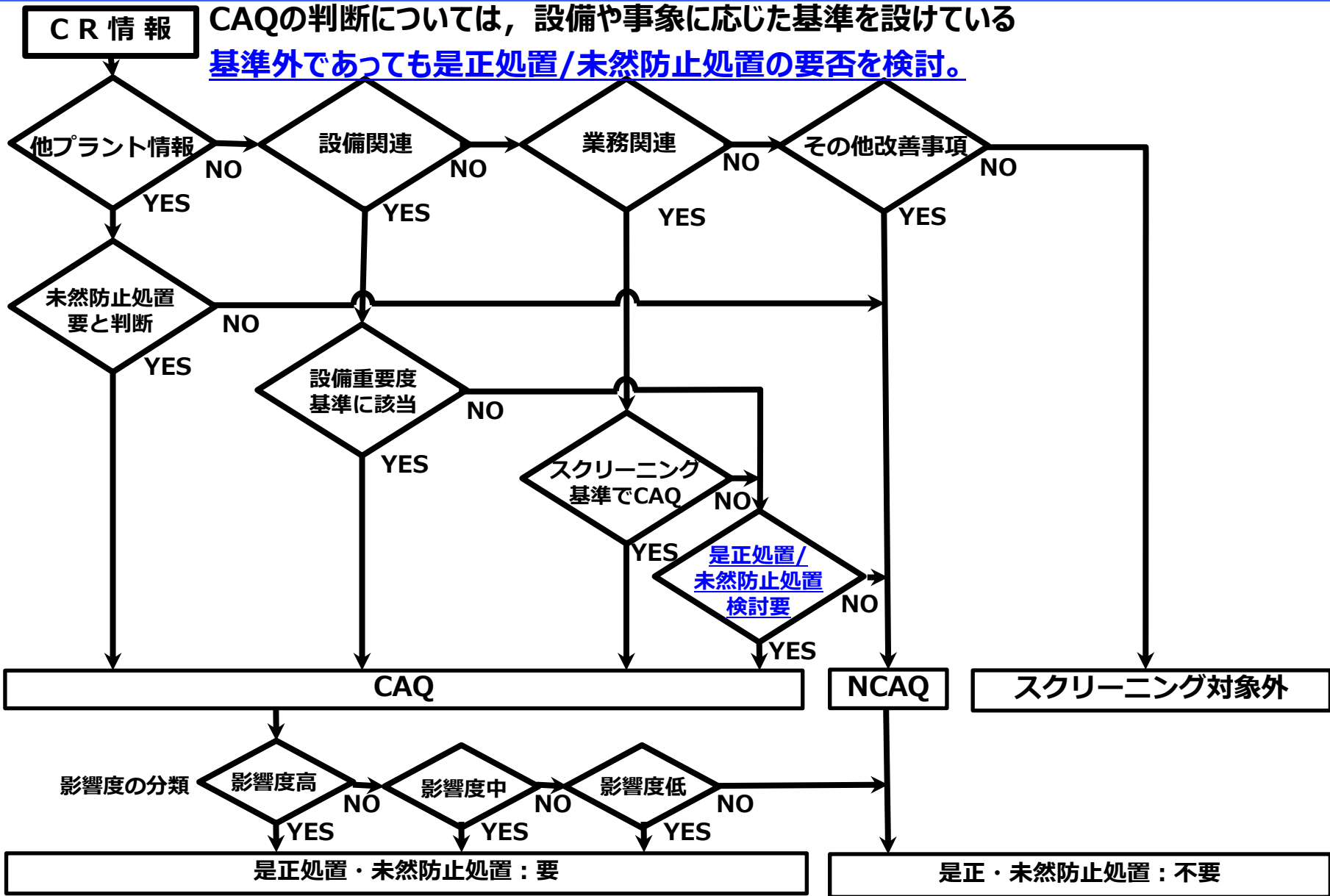
CRM及びCAP会議頻度

発電所：原則毎営業日
本店：週1回

CAP会議の様子

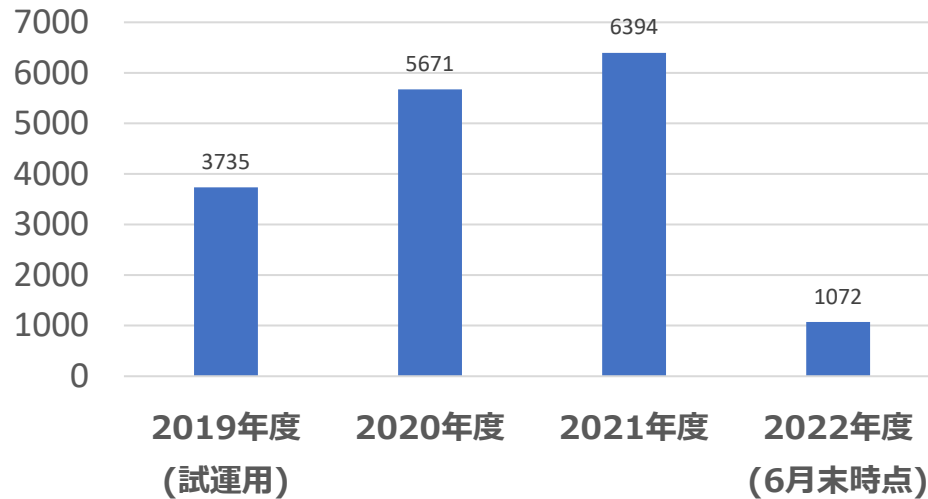


1. CAPシステムについて (1.3 CAQ判断フロー)

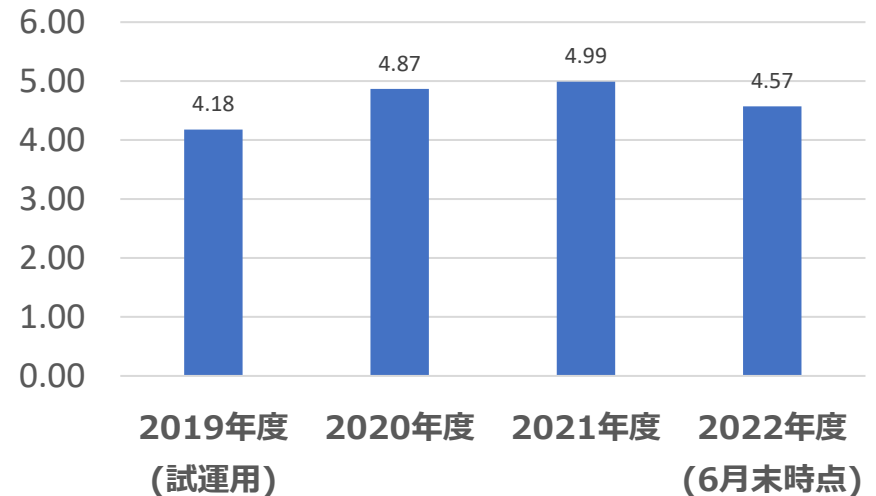


2.CRの発行状況 (2.1 CRの発行推移)

①CR発行件数



②CAQ割合(%)

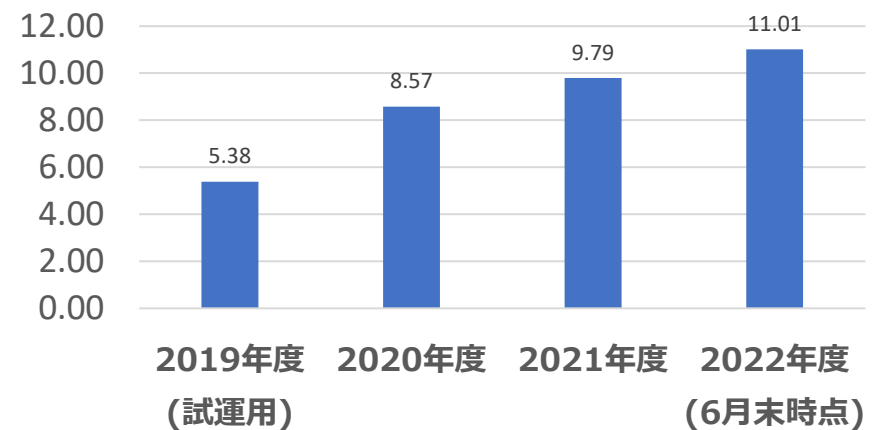


①気づき事項含めCR登録の意識付けにより、2021年度は発電所、本店を合わせ約6000件を収集。

②是正処置の検討を要するCAQは一定の割合で推移。改善への意識付けが定着してきている。

③協力会社に対し、現場での気づき事項の登録を呼びかけており、徐々に増えてきている。

③協力会社CR発行割合(%)

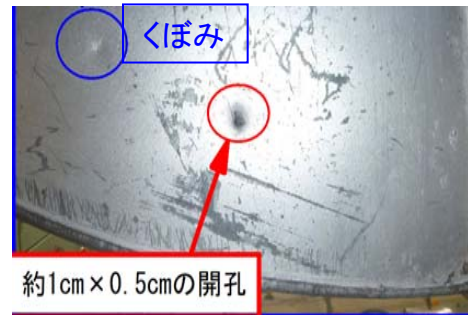


2.CRの発行状況 (2.2気づきの例)

現場での気づきをCRとして登録した例

(CRを積極的に登録する活動を通し、軽微な事象に対する気づきが増えている)

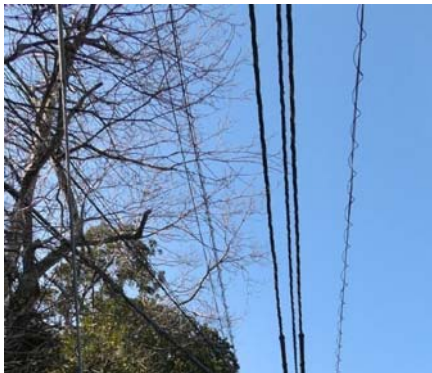
①換気系ダクトの開孔の確認



ダクトの軽微なくぼみに気づき、詳細を確認したところ開孔を発見

約1cm×0.5cmの開孔

②電源ケーブル付近への木の枝接近



枯れ木のケーブルへの干渉を懸念しCR登録

③降雪後のタンク上部のからの落雪可能性



降雪後の現場確認で周囲のみでなく、上部からの危険も確認
(落雪による怪我の防止等に活用)

2.CRの発行状況 (2.2気づきの例 (続き))

④居室内の消火器表示の改善



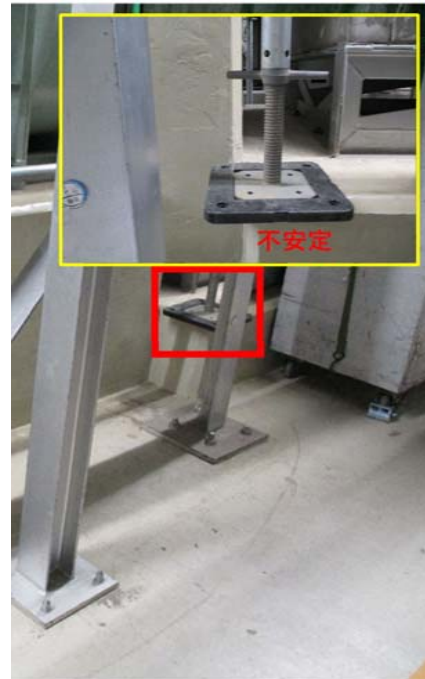
消火器位置の視認性が悪いことへの気づき

⑥仮設設備の貫通部の対策不備について



電線管貫通部の小動物対策を進めていたが、ホースや配管等の貫通部についても配慮すべきとの提案

⑦足場の組み立て不備



視認性の悪い箇所では、足場が不安定となっていることを確認（事故の未然防止）

⑤柵用アンカーボルトの脱落 (協力会社員)



落下物の確認にとどまらず、損傷箇所を特定しCRを起票

3. 改善に向けた取組み (3.1 傾向把握による改善への取組)

(敦賀発電所の取組の例) コード分類結果より弱みを確認し傾向を監視する取組を実施
2021年度の監視(例)

2021年度第1四半期の安全文化コードの分類を確認すると

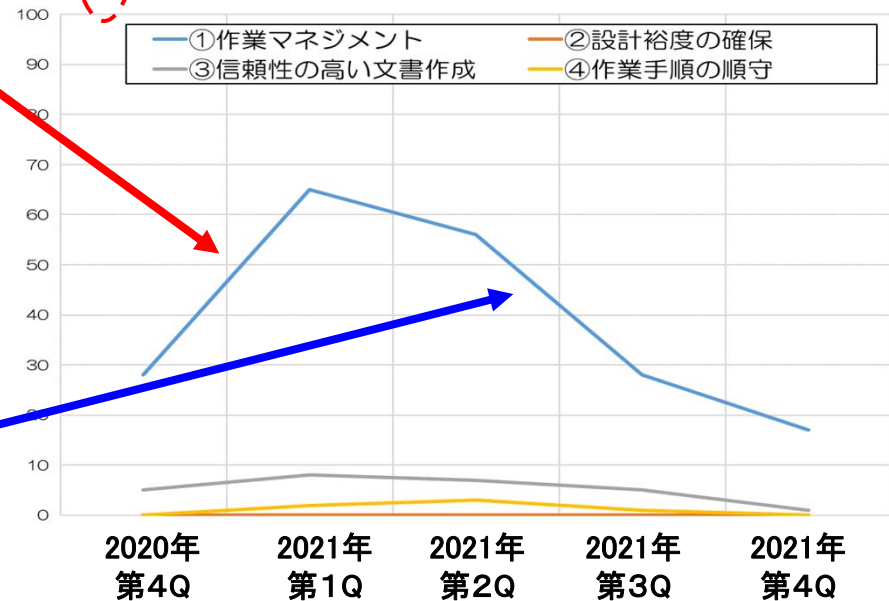
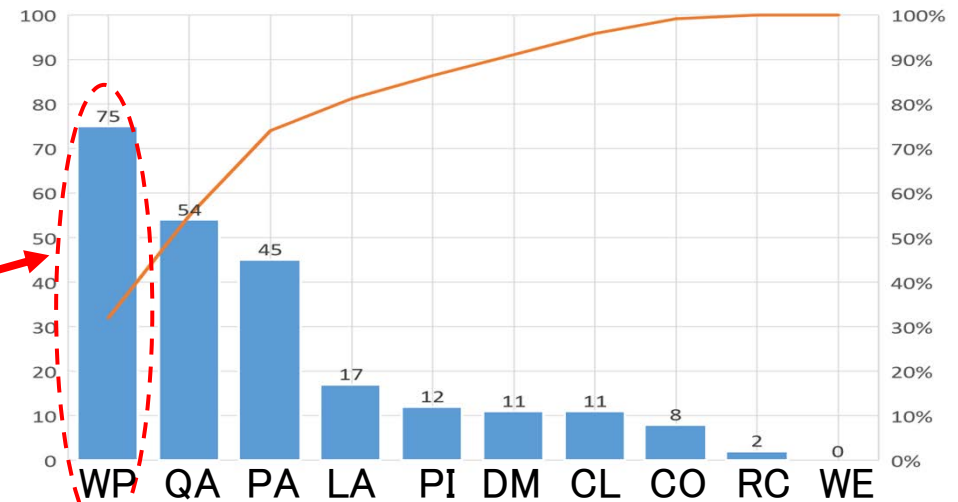
- **「WP (作業の計画と管理)」が多い。**

内訳を確認すると

- **「作業マネジメント」に関するCRが多く、特に2021年度第1四半期では増加傾向を確認。**



「作業マネジメント」のコードが付与されたCRの多くは、「現場の物品に対する管理不足」によるものだったことから、傾向を発電所内に共有し、パトロールやマネジメントオブザベーションで現場に意識改善を促した結果、減少傾向を確認。

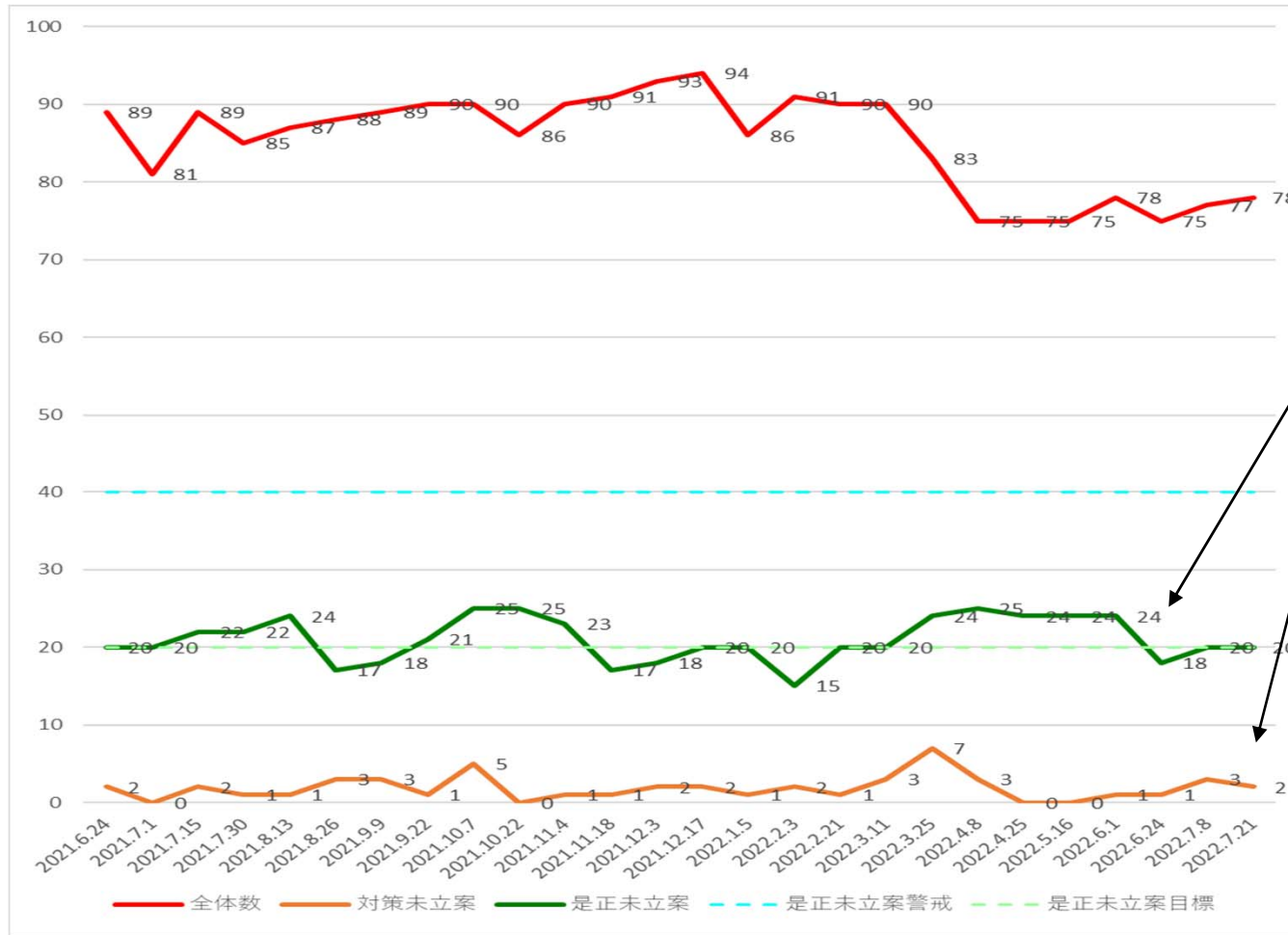


3. 改善に向けた取組み (3.2 進捗の見える化による改善の監視)

(東海・東海第二発電所の取組み例)

- ・CAQと判断されたCRの処理状況をCAP会議で定期的に確認し、処理の促進を図る。

2022年7月までの監視状況



未完了CAQ件数,
是正処置未立案件数,
対策未立案件数の推
移をCAP会議で確認

特に是正処置の立案に
時間を要することから,
個別に進捗状況を確認
して処理を促し, 未立
案件数の増加を防止

4. 今後の取組み

(1) CRMとCAP会議の運用の改善

これまでの運用を踏まえて実効的な仕組みへ継続的に改善を図る。また、重要度の高い案件に注力できるよう、効率的な運用を目指していく。

(2) CR分析の高度化

CRは一定数登録され、コード分類により傾向を監視しているが、改善に寄与する分析手法を継続的に検討していく。

(3) 発電所パフォーマンスレビュー会議への適切なインプット

CR情報から得られた課題を発電所のパフォーマンスレビュー会議にインプットすることで、改善活動を明確にし、品質保証活動のパフォーマンスを向上させていく。

使用施設における 重要度評価検討の進め方

核燃料施設等監視部門

はじめに

核燃料施設等に関する重要度評価ガイドとしては、これまでウラン加工施設を対象とした初期境界評価の考え方について、ウラン加工事業者と事例検討会を開催し、調整の結果附属書10として整備を行ったところ。

現在の整備状況は以下のとおり。（監視領域「原子力安全」関連）

	初期境界評価	定量的評価	定性的評価	SERP
実用炉	重要度評価ガイド (本文)	重要度評価ガイド 附属書1～8	重要度評価ガイド附 属書9	必要に応じ開催
ウラン加工	重要度評価ガイド (附属書10)	なし	重要度評価の対象となったものはすべてSERPで評価	
ウラン加工以外	なし	なし	同上	

次期検討対象施設及び検討の進め方

ウラン加工で整備した評価フローの考え方を基本として、他の施設へ展開することとする。

優先順位として、これまでの規制検査の結果や、汎用性などを鑑み、「核燃料物質使用施設」とする。

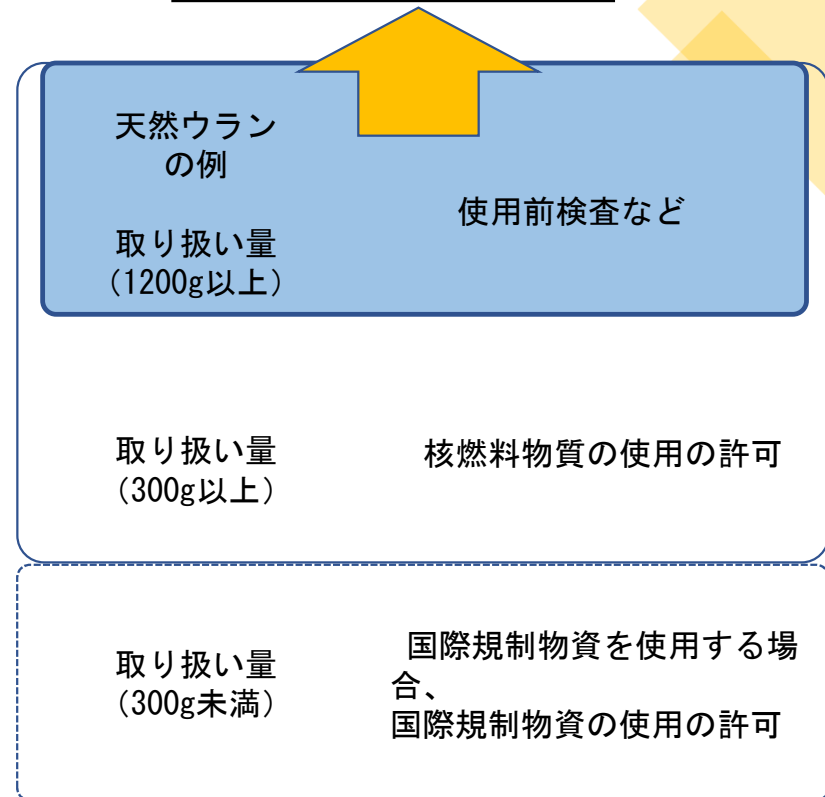
検討にあたっては、これまでと同様に、数回事例検討会を開催し、細部の調整を実施する。

検討対象とする使用施設

【法令上の使用施設の位置づけ】

- 核燃料物質を使用しようとする者は許可を受けなければならない(法律第五十二条)
- 許可を必要とする核燃料物質の取り扱い量(政令第三十九条)
 - ウラン235の比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物:ウランの量300gより多く取り扱う
 - トリウム及びその化合物:トリウムの量900gより多く取り扱う 等
- さらに使用前検査等を要する核燃料物質の取り扱い量(政令第四十一条)
 - ウラン235の比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物:ウランの量1200gより多く取り扱う
- また、国際規制物資を使用する者は、政令第三十九条に定める取り扱い量以下であっても、国際規制物資の使用の許可を受けること(法律第六十一条の三)

いわゆる政令第四十一条該当施設
を今回の検討対象とする



使用施設の特徴①

【使用施設の特徴】

○核燃料物質の取り扱いの特徴

- ・ 取り扱う核燃料物質の種類 : ウラン、プルトニウム、トリウム、使用済み燃料
- ・ 取り扱いの形態 : 気体・粉末・液体・固体、非密封・密封
- ・ 取り扱いの方法（設備） : セル、グローブボックス、フード など

○安全上の措置の特徴

- ・ 使用の方法が多岐にわたることから、インターロックや警報装置などの設備による安全上の措置よりも、マニュアル等に基づく手順による措置が多い。

○審査において確認している事故

- ・ 設計想定事故の大半は閉じ込め機能の不全（火災・爆発含む）、一部で臨界を想定。
- ・ 現時点において、安全上重要な施設のある使用施設はなく、多量の放射性物質等を放出する事故について確認した使用施設はない。

使用施設の特徴②

【使用施設が一般公衆に及ぼす影響】

使用施設は、取り扱う核燃料物質等の種類や形態、取り扱いの方法等が様々であり、想定される事故※の大半である閉じ込め機能の不全において、一般公衆が被ばくする線量にばらつきがある。

※ 設計評価事故又は核燃料施設安全審査基本指針に基づく最大想定事故

○事故時の一般公衆の被ばく線量が十分小さい（ $50 \mu\text{Sv}$ 以下※※）施設

例：JAEA 大洗研 照射燃料集合体試験施設（想定している事故：セル内における火災）

JAEA 大洗研 燃料研究棟（想定している事故：グローブボックスの火災・爆発）

※※ 使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈の別記3において、「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分小さい」とは「実効線量が発生事故当たり $50 \mu\text{Sv}$ 以下であることをいう」を参考とした。

○上記以外の施設

例：JAEA 大洗研 照射燃料試験施設（想定している事故：セル内における火災・爆発）

JAEA 原科研 廃棄物安全試験施設（想定している事故：試験装置からの試験液の漏えい）

初期境界評価（案）①

【閉じ込め機能に係る評価】

- ・ 前述した使用施設の特徴①、②を踏まえて、初期境界評価にリスクが低い（事故時の敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分小さい）施設を分類するプロセスを導入することとしてはどうか。

施設が有するリスクの分類（案）

リスクが小さい施設：被ばくする線量が十分小さい（ $50\mu\text{Sv}$ 以下）施設

上記以外の施設：被ばくする線量が $50\mu\text{Sv}\sim 5\text{mSv}$ 未満の施設

初期境界評価（案）②

【臨界安全に係る評価】

- ・ 国内使用施設で臨界に関するトラブル等はないが、核燃料物質の取り扱いの自由度の高さや臨界事故発生時の影響の大きさを踏まえると、臨界安全に係る初期境界評価が必要ではないか。
- ・ 臨界安全に関する初期境界評価は、ウラン加工施設より濃縮度が高いウランやプルトニウムを使用する施設について、考慮することとしてはどうか。
- ・ この際、核的制限値を逸脱した場合の取り扱いを検討したい。

【安全上重要な施設に対する考慮】

- ・ 現状、安全上重要な施設を有する使用施設はない。
- ・ 安全上重要な施設がある使用施設における初期境界評価は、他の核燃料施設で評価の考え方を整理するなかで、併せて検討することとしてはどうか。

今後の予定

- 令和4年度中 事例を収集、検討会（2回程度）
- 令和4年度末 附属書10改正

政令第四十一条該当の主な使用施設①

事業所	主な施設	取り扱う核燃料物質（最大存在量、形態）							使用済燃料	主な形態	主な使用の方法	主な設計想定事故
		ウラン				プルトニウム	トリウム					
		20%以上	5%~20%	5%以下	天然・劣化	ム						
JAEA 原科研	ホットラボ	—	◎	◎	◎	—	◎	—	固体・粉体	貯蔵		
	燃料試験施設	—	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体	試験	セル内火災	
	廃棄物安全試験施設	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体、液体	試験	試験液の漏えい	
	バックエンド研究施設	○	○	○	◎	◎	◎	◎	固体・粉体、液体	分析、研究、試験	GB内火災	
	JRR-3	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体	研究	破損を想定	
	JRR-4	—		◎	—	—	—	—	固体	貯蔵	破損を想定	
	NSRR	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体	研究	燃料破損	
	FCA	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体	研究	燃料破損	
	放射性廃棄物処理場	—	—	○	○	○	—	—	固体	校正	溶融炉の配管破損	
JAEA 大洗研	照射燃料試験施設（AGF）	◎	◎	◎	◎	◎	◎	—	固体・粉体、液体	分析	臨界事故、セル内火災	
	照射燃料集合体試験施設	—		◎	◎	◎	◎	—	固体・粉体、液体	分析	セル内火災	
	照射装置組立検査施設		◎		◎	◎	◎	—	不明	貯蔵、検査	燃料落下	
	ホットラボ	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体・粉体	貯蔵	セル内で落下	
	燃料研究棟	—	◎	—	◎	◎	◎	—	固体・粉体、液体	分析	GB内火災	
	HTR	○	○	—	—	—	—	—	固体	測定	—	
JAEA 核サ研	JMTR	○	◎	◎	◎	◎	◎	◎	固体	貯蔵	燃料試料破損	
	Pu燃料第一開発室	◎	◎	◎	◎	◎	◎	—	固体・粉体、液体	製造、分析、試験	水素爆発	
	Pu燃料第二開発室	◎	◎	◎	◎	◎	—	—	固体・粉体	製造、処理	GB損傷	
	Pu燃料第三開発室	○	◎	◎	◎	◎	◎	—	固体・粉体、液体	分析、詰め替え、回収	GB内火災	
	Pu廃棄物処理開発施設	—	—	—	○	○	—	—	粉体	試験	HEPA損傷	
高レベル放射性物質研究施設	◎		◎	◎	◎	◎	—	—	固体、液体	研究、試験、分析	セル内火災、GB内火災	

◎：1kg以上 ○：1kg未満 —：なし

政令第四十一条該当の主な使用施設②

事業所	主な施設	取り扱う核燃料物質（最大存在量、形態）							主な使用の方法	主な設計想定事故	
		ウラン				プルトニウム	トリウム	使用済燃料			主な形態
		20%以上	5%~20%	5%以下	天然・劣化						
JAEA	濃縮工学施設	—	—	◎	◎	—	—	—	固体、気体、液体	試験、分析、貯蔵	飛散
人形峠	精錬転換施設	—	—	◎	◎	—	—	—	固体、気体、液体	試験	—
核管東海	東海保障措置センター	—	○	◎	◎	○	—	—	固体・粉体、液体	貯蔵、分析	GB損傷
核管六ヶ所	六ヶ所保障措置センター	○	○	○	○	○	—	—	固体、液体	分析	GB損傷
東芝	N28-2	○	◎	◎	◎	◎	◎	—	固体、液体	開発、研究、保管	—
NFD	日本核燃料開発	—	◎	◎	◎	○	—	◎	固体・粉体、液体	使用済燃料の解体、検査	—
NDC	燃料ホットラボ	○	◎	◎	◎	—	—	◎	固体・粉体、液体	試験、実験	燃料落下
	ウラン実験施設	—	◎	—	◎	—	—	—	固体・粉体、液体	試験、実験	—
京都大学	燃料実験施設	—	◎	◎	◎	○	◎	○	固体・粉体、液体	試験、実験	—
	原子力実験所	◎	○	○	◎	○	○	—	固体、液体	試験、実験	—

◎ : 1kg以上 ○ : 1kg未満 — : なし

核燃料施設における臨界事故の事例

臨界事故の傾向

- ・ 溶液で高濃縮ウランやプルトニウムを使用する施設が多い
- ・ 形状寸法管理されていない容器への誤移送や意図せぬ誤搬入、ルール違反が事故の原因の大半を占めている

施設	国	発生日	核燃料物質	取り扱い	質量	原因
1 Mayak Enterprise (Pu溶液受槽)	ロシア	1953/3/15	Pu	液体	650g	非安全形状容器への移送
2 Mayak Enterprise (U溶液精製チェンバー)	ロシア	1957/4/21	U	液体	3.4kg *	ルール違反
3 Mayak Enterprise (高濃縮Uの測定設備)	ロシア	1958/1/2	U	液体		ルール違反
4 Mayak Enterprise (炭酸Pu溶液のろ過チェンバー)	ロシア	1960/12/5	Pu	液体	1kg	ルール違反
5 Siberian化学工場 (UF6凝縮・濃縮施設)	ロシア	1961/7/14	U	液体	2kg(U235)	ルール違反
6 Mayak Enterprise (Puスクラップ溶解チェンバー)	ロシア	1962/9/7	Pu	液体	1.32	制限値の逸脱
7 Siberian化学工場 (高濃縮Uスクラップ再処理施設)	ロシア	1963/1/30	高濃縮U	液体	2kg	手順書が曖昧、非安全形状容器使用
8 Siberian化学工場 (UF6凝縮・濃縮施設) 抽出施設)	ロシア	1963/12/2	高濃縮U	液体	2140g	計量管理の不備、非安全形状容器使用
9 Electrostal'燃料製造工場 (UO2粉末取り出し装置)	ロシア	1965/11/3	U	液体	70kg	運転管理の不備、設備管理の不備
10 Mayak Enterprise (Uスクラップ溶解施設)	ロシア	1965/12/16	高濃縮U	固体+水	2.2kg	ルールの逸脱、非安全形状容器使用
11 Mayak Enterprise (Pu抽出施設)	ロシア	1968/12/10	Pu	液体	60l	非安全形状容器使用
12 Siberian化学工場 (Pu金属一時保管ボックス)	ロシア	1978/12/13	Pu	固体	4kg	誤搬入
13 Novosibirsk化学濃縮工場 (腐食処理設備)	ロシア	1997/5/15	高濃縮U	固体+液体	7.8kg	制限値の逸脱
14 Oak Ridge Y-12化学処理工場 (濃縮U回収プロセス)	米国	1958/6/16	高濃縮U	液体	2.5kg	非安全形状容器への誤流入
15 Los Alamos科学研究所 (Pu回収施設)	米国	1958/12/30	Pu	液体	3.27kg	ルールの逸脱、非安全形状容器使用
16 Idaho化学処理工場 (U回収施設)	米国	1959/10/16	高濃縮U	液体	34kg	非安全形状容器への誤流入
17 Idaho化学処理工場 (蒸発缶)	米国	1961/1/25	高濃縮U	液体	8kg(U235)	非安全形状容器への誤流入
18 Hanford Recuplex工場 (プルトニウム回収施設)	米国	1962/4/7	Pu	液体	1.4~1.5kg	ルール違反、非安全形状容器への誤流入
19 Wood River Junction (ウラン回収工場)	米国	1964/7/24	高濃縮U	液体	2.6kg	ルール違反、非安全形状容器使用
20 Idaho化学工場 (溶媒抽出プロセス)	米国	1978/10/17	高濃縮U	液体		設備管理の不備、トラブル時の対応不備
21 Windscale (プルトニウム回収施設)	英国	1970/18/24	Pu	液体	2.15kg	非安全形状容器使用
22 JCO	日本	1999/9/30	U	液体	16.6kg	ルール違反

* シュウ酸塩の重量

JAERI-Review 2000-006 海外の核燃料施設における臨界事故に関する事例集 より 14

過去のトラブル事例（国内）①

発生日	事業所名	施設名	施設区分	概要	関連する監視領域
H10. 6. 25	動力炉・核燃料開発事業団東海事業所	プルトニウム燃料工場屋外機材ピット	使用	<p>プルトニウム燃料工場屋外機材ピット内において、一般廃棄物の分別・焼却作業中に、作業員がプルトニウムで汚染されたビンを発見するとともに、3名の作業員の衣類等からも汚染を検出。さらに、ピット収納物を焼却した灰からもプルトニウムが検出されたため、動燃では、管理区域から出る廃棄物の管理についても調査を実施。その結果、使用履歴から放射性物質との接触がないとしていた物品の焼却灰からも放射性物質も検出。</p> <p>動燃では、その後調査を継続し、調査結果に基づいて、管理区域内で使用した器材等の管理に係る改善方策について取り纏めた。なお、環境や人の健康に影響を及ぼすものではないことをデータ評価検討会において確認。</p>	放射線被ばく
H10. 11. 06	京都大学	原子炉実験所	使用	<p>原子炉実験所において、貯蔵金庫を開けて233Uフォイルの枚数を数えたところ、23枚あるべきファイルのうち1枚が所在不明であることを確認し、科技厅に連絡。当該フォイルの所在等については確認中。</p>	—
H10. 12. 25	核燃料サイクル開発機構	大洗工学センター	使用	<p>作業員2名が、照射装置組立検査施設においてナトリウム保管用容器のアルコール洗浄を行った後、1人の作業員が最終処理のための水洗浄を行っていたところ、内部に残留していたナトリウム（数グラム程度、非放射性）が水と反応し、内容物が飛散。</p> <p>この時、後方で運搬の準備をしていた別の作業員の顔に飛散物がかかり負傷（約1ヶ月の入院）</p> <p>サイクル機構では、ナトリウム洗浄作業では防護具を必ず装着する等、作業マニュアルの改訂等の改善措置を行うこととしている。</p>	—
H15. 1. 21	核燃料サイクル開発機構人形峠環境技術センター	濃縮工学施設	使用	<p>濃縮工学施設OP-1主棟の化学分析室において、劣化六フッ化ウラン中の不純物を分析するため、イオン交換樹脂を充填したガラス製カラムを使用して樹脂に吸着したウランを溶離する作業を行っていたところ、カラムが破損し、作業員1名が負傷した。負傷した作業員の身体汚染検査を実施した結果、有意な値は検出されず内部被ばくもなかった。同室で作業していた作業員2名も有意な値は検出されなかった。</p> <p>原因は、直接的には作業員が過塩素酸を誤ってイオン交換樹脂を充填したカラム上部から添加したことによるものと推定された。間接的要因として、分析作業に関する専用マニュアルが策定されていなかったこと及び負傷した作業員が一時的に一人作業となったことが考えられた。</p> <p>対策として、過塩素酸の取扱い場所を限定するほか、作業現場で最新版のマニュアルが使用されていることや教育・訓練が計画どおり実施されていること等について、監査の手法を取り入れることとした。</p>	放射線被ばく
H17. 6. 24	関西電力株式会社高浜発電所	高浜発電所3号機	使用	<p>関西電力(株)より文部科学省に対して、高浜発電所3号機において核燃料物質の在庫確認を行っていたところ、核燃料物質（濃縮ウラン1.7mg）が密封された可動小型中性子束検出器の先端部（直径4.78mm、長さ53.5mm）が所在不明となっている旨の連絡があった。</p> <p>前回の在庫確認は平成16年7月6日に実施されており、その時には当該先端部が保管されていることが確認されていた。</p> <p>対策として、「核燃料物質の取り扱いの重要性を認識させるための教育」、「技術課による管理業務と計装保修課及び放射線管理課による現場業務との連携、役割の明確化」等を図ることとした。</p>	—

過去のトラブル事例（国内）②

発生日	事業所名	施設名	施設区分	概要	関連する監視領域
H18. 2. 13	独立行政法人日本原子力研究開発機構	原子力科学研究所	使用	独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所放射性廃棄物処理場焼却・熔融設備のプラズマ加熱式の熔融炉（以下、「プラズマ熔融炉」という。）において、放射性廃棄物を模擬した非放射性的の廃棄物を熔融試験中プラズマ熔融設備から火災が発生し、プラズマ熔融炉の排出口に設置された蛇腹の一部が損傷した。 原因は、蛇腹内部のスリーブの損傷個所に運転チームの独自の判断で、不適切な材質の補修シートが選択されたこと、試験条件に対応した運転前の検討が十分に行われなかったことが確認された。 対策として、内部コミュニケーションの充実、教育訓練用テキストや定期的な教育訓練の実施等を行うこととした。	—
H19. 2. 15	独立行政法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター	精錬転換施設	使用	2月15日10時30分頃、給排気設備ダクト補修作業に備えて事前現場確認を行っていた作業員が、中2階にある資材一時置場（管理区域）の床面と、その真上の分析廃水配管の継手部等に、漏えい痕跡を発見したため、放射線測定を行ったところ最大で床面の α が8.3Bq/cm ² 、 β (γ)で9.0Bq/cm ² を検出した。このため更に調査を行ったところ、2月16日10時50分頃、ふっ素電解室（非管理区域）の分析廃水配管の継手部等に漏えい痕跡を発見した。放射線測定を実施したところ、 α が0.24Bq/cm ² 、 β (γ)で1.6Bq/cm ² であった。 漏えいが生じた原因は、長年の使用によるシール機能の劣化、熱伸縮の繰返しによる亀裂及び施工不良による接着接合不良、フランジの腐食又はパッキンの劣化、機器本体のシール劣化、床及び架台作業後の未処置等によるものであった。	閉じ込め
H19. 5. 7	独立行政法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター	濃縮工学施設	使用	独立行政法人日本原子力研究開発機構人形峠環境技術センター濃縮工学施設において、停止中の遠心機処理設備局所排気処理装置の排気ダクト（塩ビ配管）の破損が発見された。周辺公衆への影響はなく、作業員等の放射線被ばく等の負傷はなかった。 原因は、局所排気処理装置の計画停止時に排気ダクトが隔離されたにもかかわらず、隔離箇所につながれていたエアスニファ系による排気が継続されたため、過大な負圧が発生し、その結果、座屈が生じ、破損に至ったものと判断した。	—
H19. 6. 26	原子力科学研究所	モックアップ試験室 他8箇所	使用	平成19年6月26日、日本原子力研究開発機構原子力科学研究所モックアップ試験室建家周辺（管理区域外）において核燃料物質による汚染が確認された。また、6月29日、開発試験室建家周辺（管理区域外）においても核燃料物質による汚染が確認された。これらはいずれも過去に漏えいしたものであったが、報告がされていないものであった。	放射線被ばく
H19. 9. 19	国立大学法人名古屋大学	6号館RI実験室	使用	名古屋大学6号館RI実験室排水系統（非管理区域）において漏水の可能性があるとの連絡があった。調査の結果、排水升に発生したクラックから漏水が生じていることが確認されたが、周辺土壌等から放射性物質は検出されなかった。	—
H20. 2. 12	国立大学法人金沢大学	学際科学実験センター	使用	平成20年2月12日15時頃、金沢大学学際科学実験センターアイソトープ理工系研究施設の排水設備（貯留槽）（非管理区域）において、サンプリング蛇口付近から漏水が発生し、放射能濃度を測定していない排水が管理区域外の一般排水に放流されたことが判明したとの連絡があった。調査の結果、貯留槽のサンプリングのための蛇口が腐食し、廃液が漏えいし、排水された量は約20m ³ であった。貯留槽の上流にある分配槽の測定結果や残り水の測定では異常が確認されていないことから、本事象による人や環境への影響はないと推定した。	— 14

過去のトラブル事例（国内）③

発生日	事業所名	施設名	施設区分	概要	関連する監視領域
H21. 9. 17	核燃料サイクル工学研究所	応用試験棟	使用	独立行政法人日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所の応用試験棟の2階会議室（非管理区域）において、3階試験室2（管理区域）からの漏水が発見された。漏水は応用試験棟3階試験室2の排水配管接続部の塩化ビニル継手の亀裂から鋳鉄製継手と排水配管の外を伝い、コンクリート床から剥がれた塩化ビニルシートと排水配管との隙間に侵入し、排水配管貫通部に充填したモルタルと3階コンクリート床面のひびを通して、2階会議室に至った。 当該塩化ビニル継手の交換、塩化ビニルシートの張替え、排水配管とシート間の防水加工、点検等の要領の整備等を行うこととした。	—
H23. 3. 3	JAEA核サ研		使用	核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第2開発室において、グローブボックス内装設備の配管等を切断中に発生した火花等により、紙タオルが着火するという事象が発生した。 本事象の原因調査の結果、手順書において、「火花が飛散する方向には、耐火・耐熱シートを設置する」と手順書に明記されていたが、作業者の判断により、「火花が飛散する方向に耐火・耐熱シートを養生していない」という手順書違反が確認された。	—
H23. 6. 22	JAEA核サ研	プルトニウム燃料第二開発室 粉末調整室	使用	プルトニウム燃料第二開発室粉末調整室において、震災後の点検作業の一環として、9時00分頃から、作業員7名で、当該室に設置されているグローブボックス（8基）の周辺床面のダイレクトサーベイを実施していた（当該室空気モニタ、歩行経路の汚染状況等については、震災後速やかに異常のないことを確認済み）。 グローブボックスNo. D-7近傍の床面から汚染を検出し（約18Bq）、9時57分頃、放射線管理第1課によりPuを確認した。 その後、当該汚染箇所周辺の詳細な汚染検査を実施したところ、グローブボックスNo. D-7付近の床面（3箇所）から汚染を検出した（最大約13Bq）。また、当該グローブボックスに隣接するグローブボックスNo. D-9の下部の床面から汚染を検出した（約83Bq）。さらに、グローブボックスNo. D-9のグローブボックス缶体外部の底面（以下、「缶体外底面」という）に汚染を確認した（約830Bq）。なお、当該箇所の目視による観察で、約50mmの線状の変色部と約5mmφの腐食痕のようなものが確認された。	閉じ込め
H25. 1. 4	JAEA人形		使用	独立行政法人日本原子力研究開発機構（JAEA）人形峠環境技術センター* 1は、平成24年12月28日から運転を停止していた製錬転換施設の巡視点検を行っていたところ、非管理区域を貫通している第3排気系統* 2の排気ダクトの直下の床面に漏えい水（面積：約10×20cm程度）と、ダクト内部に水溜まりを発見した。 同センターは、非管理区域への漏えい事象として、法令に基づき当委員会に報告するとともに、漏えい場所を一時管理区域に設定のうえ、漏えい水の除去・除染、ダクト内の水溜まり水の飛散防止措置を実施した。 JAEAは、漏えい水を分析し、1cm当たり、床面の水から α : 0.20Bq、 β : 0.34Bq、ダクト内の水溜まりからは α : 6.9Bq、 β : 1.7Bq、pH9.3を検出し、アルカリスクラバ（UF6充填室等からの排気を清浄化処理するための機器）の水と同等の含有元素及び水質であることを確認した。	閉じ込め

過去のトラブル事例（国内）④

発生日	事業所名	施設名	施設区分	概要	関連する監視領域
H27.8.26	核燃料サイクル工学研究所	プルトニウム燃料技術開発センター プルトニウム燃料第二開発室 粉末調整室	使用	8月26日、フットモニタにより靴底から汚染検出（117Bq）。このため、以下の汚染検査を実施。 (1) GB D-9缶体表面から汚染検出（35Bq） (2) 8月27日GB缶体表面（26日未実施部分、手の届かなかった部分（天板除く））ダイレクトサーベイ汚染検査汚染無し。 午前の作業終了後、放射線管理第1課（以下「放管」という。）によるスミアによる床面全域汚染検査GB D-3付近床面から汚染検出（14Bq）。 (3) 8月27日GB缶体天板、上部構造物、壁面のダイレクトサーベイ汚染検査汚染無し。午後の作業終了後、退出時汚染検査フットモニタにより靴底から汚染検出（17Bq） (4) 午後の作業終了後、放管によるスミアによる床面全域汚染検査フットモニタ横床面から汚染検出（4.4Bq）	放射線被ばく
H29.6.6	JAEA 大洗研究センター （北地区）		使用	平成29年6月6日に大洗研北地区で発生した「燃料研究棟（以下「燃研棟」という。）における核燃料物質の飛散に伴う作業員の汚染事故」について、当該事故への対応状況及び今後の対応について、平成29年6月21日、23日及び30日に行った立入検査、8月29日から9月5日まで行った保安検査等及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が提出した法令報告（大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について（第3報））等から左記の事象が確認された	放射線被ばく
R2.1.21	核物質管理センター 六ヶ所保障措置センター		使用	低放射性グローブボックス（以下「GB」という。）内部の廃棄物整理作業実施中、GB内にある可燃性固体廃棄物を内包したポリ塩化ビニル製のバッグ（以下「廃棄物容器」という。）から発火した。作業員は直ちに公設消防等に通報するとともに、GB内に設置されていた粉末消火剤、GB外部に設置されていた炭酸ガス消火器（グローブにノズル部を差し込み使用）、及び水を用いて初期消火を行った。初期消火完了後、公設消防により鎮火が確認された。 初期消火の際、作業員1名に身体汚染が確認されたため、除染した。また、GB周辺に汚染が確認されたため、一時的に養生を行った後、除染作業を行った。当該事象により作業員の内部被ばくの発生はなく、また周辺環境への影響はなかった。その後、使用者は火災の発生原因について検証実験を含めた調査を実施した。結果、廃棄物容器中の内容物に残存又は付着していた試薬である硝酸が、廃棄物整理作業中に廃棄物容器に投入した粉末消火剤と化学反応により発熱したこと及び当該反応により生じた生成物がさらに廃棄物容器中に残存又は付着していた試薬（還元剤）と反応し発熱したことが最も可能性の高い原因との結論を得た。	閉じ込め
R3.6.10	日本核燃料開発株式会社		使用	2021年6月10日に日本核燃料開発株式会社（使用者）から連絡があった「自動火災感知設備の点検結果に関する不適切な報告」について詳細を確認したところ、下記のことが判明した。 使用者は自動火災報知器の点検を実施したところ、その点検をサポートした社員から上長に、長い間点検を実施していない差動式スポット型感知器（以下「感知器」という。）がアイソレーションエリアに4台あり、点検報告書では正常と記載していることが報告された。	—

DRAFT

8月29日 意見交換会議用資料案
(8月22日 事前面談用資料)

資料7-1

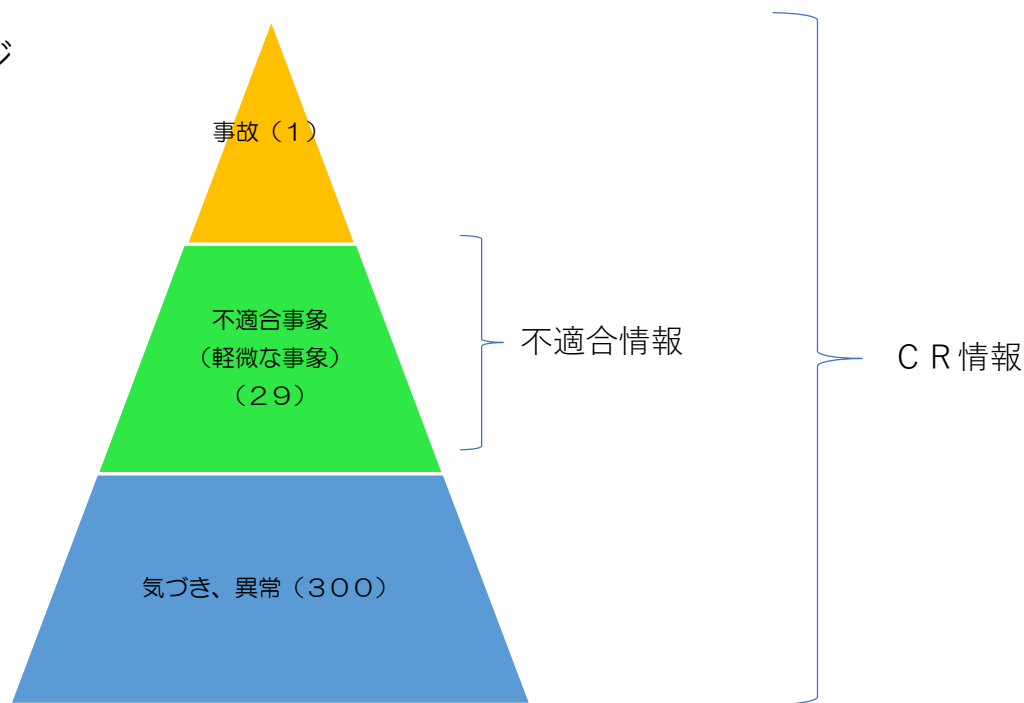
核燃料施設におけるCAP活動の改善

核燃料施設等監視部門

1. CAP活動を実施する意義

- CAPを推進することにより、重要な問題の発生を未然に防止する。
- CR情報を分析することにより、発生傾向を把握し、保安活動に重大な影響が発生する前に課題等を発見・検知し、問題の未然防止を図る。
- 規制庁のMOにおいて、CAPにより一層安全性が高まっており、個々の安全意識が涵養される旨の意見をj得ている。

イメージ



2. 現状

①検査官の受け止め

新検査制度の開始に伴い導入されたCAP活動の状況について、核燃料施設を所掌している規制事務所から、以下のコメントを受けている。

- 品質保証委員会で実施、事務局がまとめた資料を確認するだけの場に見える。活発な活動状況とはいえない
- CAPを開始してから時間がたっていないため、まだ不適合管理とCAPがなじんでいない
- 予定していたCAP会議が（別の予定が優先され）延期されることが多く、会議の位置づけは薄いと感じた
- 現場作業責任者もどのような事象をCAPに挙げるのか殆ど不明な状況ではないかと思っている

②事業者の意見

核燃料施設の設置者からは、主に以下のコメントを受けている。

- 事業所内のCR情報を収集することで、トラブルの原因となる組織的な弱みを把握し、未然防止活動を行いたい。その際、どのようなCR情報の分析が有効なのか知りたい。
- 原子力規制検査において、CAP情報のインプットの件数が少ないことをもって、CAP活動が低調であるような印象を持たれるケースが見受けられる。不適合の発生件数の増減の傾向、取り扱っているCAP情報の質等を踏まえて、事業者のCAP活動の有効性を評価すべきだと思うが、如何か。
- 動きのある事業所にとっては、日常的に色々と改善情報等が挙がり、CAP活動は有意義なものとするが、活動がほとんどない(廃止措置施設等の廃棄物の管理が主な施設)施設においては、施設が静的状態であることから業務改善内容を見いだすことが逆に難しく、悩ましい時がある。その場合、どのような視点に切り替えて業務改善内容を見いだしたらよいかアドバイスを頂戴したい。

3. 対応の考え方

Q1 事業所内のCR情報を収集することで、トラブルの原因となる組織的な弱みを把握し、未然防止活動を行いたい。その際、どのようなCR情報の分析が有効なのか知りたい。

A1 例えば、米国のNUREG2154(Acceptability of Corrective Action Programs for Fuel Cycle Facilities) 5.3 Significance Assessment and Casual Evaluation には、下記の内容を評価条件とすることが重要とされています

- ・従業員、一般公衆、環境への影響があるもの
- ・規制要件を満たす上での重要性があるもの
- ・原子力安全に関する重要な設備の信頼性、保守性への影響があるもの
- ・再発防止対策、再発の可能性のあるもの
- ・特定の事象以外への波及的影響を与える可能性があるもの

特に、安全に重大な影響を及ぼすものは以下を含んでいるかもしれない

- ・安全・安心に不利な複数の事象が続いている事象
- ・設計、製造、建設、またはプロセスの不備の事象
- ・大規模な修理が必要となったシステム、コンポーネント、または施設の損傷事象
- ・コンピュータプログラムで、保存的ではないエラーが検出された事象
- ・手順書の一部が遵守されないことが繰り返し発生している事象

これらを参考にして下さい。

(参考) NUREG-2154



NUREG-2154

Acceptability of Corrective Action Programs for Fuel Cycle Facilities

Draft Report for Comment

Manuscript Completed: January 2013
Date Published: January 2013

Prepared by:
Sabrina Attack

Office of Nuclear Material Safety and Safeguards

5.3 Significance Assessment and Causal Evaluation of Safety and Security Issues

The reviewer should verify that the licensee's CAP submittal contains a process for evaluating the actual and potential significance of issues. The licensee's assessment should enable the organization to appropriately apply a graded risk approach, based on the issue's significance, to the timing and scope of response to the issues, including the depth and detail of the causal evaluation. For significant conditions adverse to safety or security, the licensee's application of its causal evaluation process routinely enables it to adequately identify the issue's root cause and the contributing factors.

For example, criteria for assessing the significance of conditions adverse to safety and security may include the following:

- impact on health and safety of workers, the public, and environment
- importance in meeting regulatory requirements
- impact on reliability, availability, or maintainability of the equipment important to nuclear safety or security at the facility
- consequence of recurrence or likelihood of recurrence if not corrected
- potential to impact other items or activities beyond the specific occurrence where it may have greater impact

Significant conditions adverse to safety or security may include the following:

- trend of multiple conditions adverse to safety or security
- deficiencies in design, manufacturing, construction, testing, or process requiring substantial rework, repair, or replacement
- damage to a structure, system, component, or facility requiring substantial repairs
- a non-conservative error detected in a computer program or design input after it has been implemented or released for use;
- repeated failure to implement a portion of an approved procedure



Q2 原子力規制検査において、CAP情報のインプットの件数が少ないことをもって、CAP活動が低調であるような印象を持たれるケースが見受けられる。不適合の発生件数の増減の傾向、取り扱っているCAP情報の質等を踏まえて、事業者のCAP活動の有効性を評価すべきだと思いが、如何か

A2

・NRCにおいて、CAPの活動状況を確認するガイドとして、IP88161(核燃料サイクル施設における是正措置プログラム(CAP)の実施)があり、以下の視点が記載されています。

当該ガイドにおいては、検査の視点として以下が掲げられています。

- ①CAPの運営組織には、実務部門から独立した部門を含んでいるか
- ②CAPの権限について文書化されているか
- ③組織の大きさ、安全上の重要度と釣り合う評価が実施されているか
- ④パフォーマンスが悪い方向に向かっていないか分析されているか

・CAP情報の質を定量的に評価することは困難ですが、規制庁としては、③の視点が重要と考えます。

(参考)IP88161

NRC INSPECTION MANUAL

NMSS/FCSS

INSPECTION PROCEDURE 88161

CORRECTIVE ACTION PROGRAM (CAP) IMPLEMENTATION AT FUEL CYCLE FACILITIES

PROGRAM APPLICABILITY: 2600

88161-01 INSPECTION OBJECTIVES

The purpose of this Inspection Procedure (IP) is to (1) verify that the licensee's Corrective Action Program (CAP) is consistent with licensee commitments and regulatory documents and (2) verify that the implementation of the program is effective. The initial program and implementation inspection will be performed after the licensee has committed to implement a CAP per Regulatory Guide (RG) 3.75 or an equivalent license amendment request and has requested an NRC inspection in writing. Each section of this procedure identifies inspection attributes for the verification of CAP effectiveness, including attributes for assessment of (1) CAP implementing documents and processes and (2) effectiveness of implementation of the CAP.

In the event that the inspection determines that the licensee is identifying and correcting problems in accordance with the RG 3.75, as verified through implementation of this IP, the inspector will conclude that the licensee's CAP was 'effective.' As a result of this determination, NRC will provide publically-available notification to the licensee that future Severity Level IV violations will typically be dispositioned as non-cited violations per Section 2.3.2a of the NRC Enforcement Policy.

Once the licensee's CAP has been determined to be effective, this inspection procedure will be performed on a biennial basis.

For licensees that have not committed to the RG 3.75 guidance or an equivalent license amendment, the inspection procedure may be used as a reference for reactive or regional initiative inspections on an as-needed basis.

Since various aspects of the licensee's CAP may have been reviewed during core inspection activities, inspectors should review facility inspection reports for the last two years to determine if credit is appropriate for any of the inspection requirements in this procedure.

88161-02 INSPECTION REQUIREMENTS AND GUIDANCE

General Guidance

When selecting a sample of CAP items (i.e., condition reports) for review, choose reports that address issues involving conditions adverse to nuclear safety and security, such as:

Issue Date: 07/28/14

1

88161

02.05 Development and Implementation of Corrective Actions.

a. Inspection Requirements.

Issue Date: 07/28/14

7

88161

1. Verify that the licensee is promptly initiating corrective actions following the identification of conditions adverse to safety or security.
2. Verify that the IRO performs appropriate verifications of corrective actions to ensure CAP effectiveness.
3. Verify that the licensee uses a graded approach to verify implementation and close out of corrective actions in a time frame consistent with the safety or security significance of the identified issue.
4. Verify that the licensee reports trends and adverse conditions to the appropriate level of management.



③

02.06 Assessment of Corrective Action and Program Effectiveness.

a. Inspection Requirements.

1. Verify that the licensee is evaluating the effectiveness of the CAP at specified intervals.
2. Verify that the licensee is analyzing condition reports for conditions adverse to safety or security to identify adverse trends in performance.



④

Q3 動きのある事業所にとっては、日常的に色々と改善情報等が挙がり、CAP活動は有意義なものとするが、活動がほとんどない(廃止措置施設等の廃棄物の管理が主な施設)施設においては、施設が静的状態であることから業務改善内容を見いだすことが逆に難しく、悩ましい時がある。その場合、どのような視点に切り替えて業務改善内容を見いだしたらよいかアドバイスを頂戴したい。

A3

例えば、静的施設の視点として以下が考えられます。

- ・ 他の静的状態の施設において発生した事例を収集、自らの施設に当てはめて、改善を検討
- ・ 最近の不適合の三大要因（ボルトの締り付け不足、異物管理、取替部品（変更管理））に関係しそうなパトロール情報
- ・ 訓練反省事項
- ・ 協力会社からの改善意見

など

4. CAP活動の更なる改善

①発電炉のCAP会議へのベンチマーク

→日本原子力発電の協力のもと、9月上旬に東海第2原子力発電所への調査を予定(現在約15事業者の参加を予定)

②核燃料施設の規制検査で得られた情報の共有

→四半期ごとに実施している核燃料施設事業者との面談で実施

デジタル原則に照らした規制の一括見直しプランを踏まえた 原子力規制委員会の対応

令和4年6月22日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、デジタル臨時行政調査会¹が取りまとめた「デジタル原則に照らした規制の一括見直しプラン」(以下「規制の一括見直しプラン」という。)を踏まえた、原子力規制委員会が所管する規制についての対応方針について報告するものである。

2. 経緯

デジタル社会の実現に向けた重点計画(令和3年12月24日閣議決定、以下「デジタル重点計画」という。)において、「デジタル原則を踏まえて、全ての法令・通達等について、デジタル原則適合性の確認・検証を行い、原則適合性が確認されなかった制度等について、適合性確保のための一括的な改正方針を令和4年(2022年)春を目途に取りまとめる」こととされた。

これを受け、代表的なアナログ規制とされた、目視規制等の7種類の規制について、全府省庁で約5,000件の条項(法律、政令、省令・規則)が洗い出された。それらを対象に、デジタル原則への適合性点検の結果及び見直し方針等を示した「規制の一括見直しプラン」が、デジタル臨時行政調査会において令和4年6月3日にとりまとめられた。

その後、デジタル重点計画が変更され(令和4年6月7日閣議決定)、「各府省庁は、集中改革期間(令和4年(2022年)7月から令和7年(2025年)6月までの3年間)において、調査会事務局と連携し、一括見直しプランに基づき、規制・制度の見直し等を行う」こととされた。

3. 規制の一括見直しプランの概要

(1) デジタル原則とは

構造改革のためのデジタル原則として、①デジタル完結・自動化原則、②アジャイルガバナンス原則(機動的で柔軟なガバナンス)、③官民連携原則(GtoBtoC モデル)、④相互運用性確保原則、⑤共通基盤利用原則の5項目が掲げられている。規制の見直しは、主に①デジタル完結・自動化原則に関わる。(29ページ参照)

① デジタル完結・自動化原則

書面、目視、常駐、実地参加等を義務付ける手続・業務について、デジタル処理での完結、機械での自動化を基本とし、行政内部も含めエンドツーエンドでのデジタル対応を実現すること。国・地方公共団体を挙げてデジタルシフトへの組織文化作りと具体的対応を進めること。

¹ デジタル改革、規制改革、行政改革に係る横断的課題を一体的に検討し実行することを目的として、内閣総理大臣を会長とし、関係閣僚5人及び有識者8人で構成される会議体(令和3年11月9日内閣総理大臣決裁により開催を決定)

(2) 法律、政令、省令・規則レベルでの7種類のアナログ規制の見直し

①7種類のアナログ規制

代表的なアナログ規制として、目視規制、実地監査規制、定期検査・点検規制、常駐・専任規制、対面講習規制、書面掲示規制、往訪閲覧・縦覧規制の7種類が掲げられ(29ページ参照)、一括して見直しを行うこととされている。

②見直しの方針

7種類の規制のそれぞれについて、デジタル技術の適用段階(フェーズ)が、3段階(フェーズ1:デジタル技術を活用せず、フェーズ2:デジタル技術を活用、フェーズ3:デジタルで完結)に整理され、デジタルで完結できない特段の理由がないものは、すべてデジタルで完結(フェーズ3)するよう見直すこととされている。(30~33ページ参照)

その上で、約5,000の各条項について、現行規制がどのフェーズにあるか、また、どのフェーズまで見直すこととするかが整理されている。

(3) その他

①通知・通達等の見直し

7種類の規制に関しては、今後、通知・通達等も洗い出され、見直し方針を定めることとされている。

②法令等のデジタル原則適合性の確認プロセスの構築

上述のような既存の法令等の見直しに加え、今後、新たに法令等を立案するに際してのデジタル原則適合性への確認プロセスを構築することとされている。

具体的には「法律案・政令についてはデジタル庁が内閣法制局予備審査前までに主体的に確認するとともに、省令以下については各府省庁が決定前(パブリックコメント前)までに確認する」こととされ、法律案については、令和6年の通常国会提出のものから試行的に実施することとされている。

4. 原子力規制委員会が所管する規制についての対応

(1) 原子力規制委員会が所管する規制

政府全体で洗い出された約5,000件の条項のうち、392件が原子力規制委員会の所管法令。

目視規制 : 249件

定期検査・点検規制 : 139件

実地監査規制 : 1件

対面講習規制 : 2件

往訪閲覧・縦覧規制 : 1件

(常駐・専任規制及び書面掲示規制は0件)

(2) 見直しの方針

規制の一括見直しプランに掲げられた方針のとおり、特段の理由がないものは、すべてデジタルで完結(フェーズ3)するよう見直すこととした。具体的には、別紙1のとおり、392の条項を14の類型に整理し、各類型についてどのフェーズに見直すかを整理した。その概略は、次のようなものとなっている。

- ・ 核物質防護のための巡視等 : 現場で対応する必要があるデジタル完結困難(フェーズ2)
- ・ 保障措置検査 : IAEA の査察と異なる方法はとれずデジタル完結困難(フェーズ1)
- ・ 事業者が行う検査等 : 事業者がデジタル技術を活用して検査等を行うことが可能である旨の解釈を明示することでフェーズ2と整理
- ・ 原子力規制委員会が行う検査等 : 検査等にデジタル技術を活用できるかを検討し、可能なものは導入することをもって、フェーズ2と整理
- ・ 放射線取扱主任者の講習 : 実技部分を除き、デジタル完結可能(フェーズ3)

なお、別紙1の内容については、デジタル臨時行政調査会の事務局であるデジタル庁に提出し、異論がない旨の回答を得ている。その上で、規制の一括見直しプランにおいては、別紙2のとおり、392の条項のフェーズが整理されている。

(3) 今後のスケジュール

- | | |
|-------------------|--|
| 令和4年12月末
(この間) | デジタル臨時行政調査会による見直し工程表の決定、公表
必要な検討を行い、規則等の改正や、デジタル技術の活用が可能である旨の確認的な明示等を行う |
| 令和7年6月 | 集中改革期間の終了。見直しの期限となる |

(別紙1) 原子力規制委員会所管法令の見直しの方針

(別紙2) デジタル原則に照らした規制の一括見直しプラン 別紙1(方針確定リスト)中の原子力規制委員会所管法令抜粋

(参考) デジタル原則に照らした規制の一括見直しプラン(関連部分抜粋)※

※全体版は下記デジタル庁HPに掲載

<https://www.digital.go.jp/councils/cb5865d2-8031-4595-8930-8761fb6bbe10/>

原子力規制委員会所管法令の見直しの方針

1. 目視規制

<p>①核物質防護のための見張、巡視 (実用炉則第 91 条第 2 項第 4 号 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・現場でトラブルがあった際の即応等の役割も含む見張、巡視であり、見張人が担うべき役割全てをデジタル化することは困難である ・一方、異常の有無を監視する手法としてデジタル技術等を活用することは現行法令上も規定されているため、現状が既にフェーズ 2 と整理でき、今後も引き続き見直すことなくフェーズ 2 と整理する
<p>②運搬時、危険時など臨時の場面での見張 (実用炉則第 88 条第 1 項第 7 号 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・現場でトラブルがあった際の即応等の役割も含む見張であり、見張人が担うべき役割全てをデジタル化することは困難である ・一方、異常の有無を監視する手法の一部代替としてデジタル技術を活用することは、現行法令上可能であるため、そのことを確認的に明示することで、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>③施設の保全のための巡視、点検 (実用炉則第 81 条第 1 項第 4 号 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・現行法令上、デジタル技術を活用した巡視、点検及びその判断の自動化は可能であることから、そのことを確認的に明示することで、見直し後のフェーズをフェーズ 3 と整理する
<p>④指定廃棄物埋設区域等の実地調査 (炉規法第 51 条の 33 第 1 項 等) 実施主体：原子力規制委員会</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・実施調査の一部代替としてデジタル技術(カメラ、ドローン等)を活用することは可能であるため、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>⑤RI の使用施設等の施設検査 (登録認証機関則第 18 条 1 項 1 号 等) 実施主体：原子力規制委員会、 登録認証機関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・基準適合の判断に必要な情報のうち、デジタル技術を活用して収集できる情報の有無や、実現可能性等を今後検討することをもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する

2. 定期検査・点検規制

<p>①定期事業者検査 (炉規法第 43 条の 3 の 16 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査周期の延長は、技術基準への適合の維持を立証できれば、延長できる旨の規定が存在している ・それをデジタル的な手法で行うことも現行法令上可能であることから、そのことを確認的に明示することをもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
--	--

<p>② 1 F の定期検査 (1 F 規則第 12 条第 1 項第 8 号 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・現行法令上、検査をデジタル的な手法で行うことは可能である ・今後、デジタル技術を何に活用できるか、それをもって検査周期を延長できるか等を検討する ・その結果を踏まえ、規制の見直しを行うか、デジタル技術の活用が可能であることを確認的に明示すること等をもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>③ 保障措置検査 (炉規法第 61 条の 8 の 2 第 1 項) 実施主体：原子力規制委員会</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・検査手法及びその頻度は、日 IAEA 保障措置協定に基づき、IAEA と同一のものとする必要があるため、見直しは実施せず、フェーズ 1 のままとする
<p>④ 令 41 条非該当使用施設等に対する原子力規制検査 (原子力規制検査規則第 3 条 1 項) 実施主体：原子力規制委員会</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・デジタル技術が活用できるか、費用対効果等の観点から活用する意味があるか等を把握し、その結果を踏まえ、検査の手法の見直しの可否を検討することをもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>⑤ RI 使用施設等の定期検査 (RI 法第 12 条の 9 等) 実施主体：原子力規制委員会、登録認証機関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・基準適合の判断に必要な情報のうち、デジタル技術を活用して収集できる情報の有無や、実現可能性等を今後検討することをもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>⑥ RI 法に基づき事業者が行う定期の点検、測定等 (RI 規則第 15 条第 1 項第 10 の 2 号 等) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・現行法令上、検査をデジタル的な手法で行うことは可能である ・今後、デジタル技術を何に活用できるか、それをもって検査周期を延長できるか等を検討する ・その結果を踏まえ、規制の見直しを行うか、デジタル技術の活用が可能であることを確認的に明示すること等をもって、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する

3. その他(実地監査、対面講習、往訪閲覧・縦覧規制)

<p>① 品質マネジメントの内部監査 (品質管理基準規則第 46 条第 1 項) 実施主体：事業者</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・内部監査の一部代替としてデジタル技術（オンライン会議等）を活用することは可能であるため、見直し後のフェーズをフェーズ 2 と整理する
<p>② 放射線取扱主任者の講習 (RI 法第 35 条第 2 項 等) 実施主体：登録講習機関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・実技を伴うものを除き、技術的にはデジタル完結が可能であり、見直し後のフェーズをフェーズ 3 と整理する。
<p>③ 登録認証機関の財務諸表の閲覧 (RI 法第 41 条の 7 第 2 項) 実施主体：登録認証機関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的にはデジタル完結が可能であり、見直し後のフェーズをフェーズ 3 と整理する