

ID	管理番号	原子力規制検査等に係る分文書、法定確認に係る文書(案)文書名	ページ
1	GI0001	共通事項に係る検査運用ガイド	1
2	GI0002	原子力規制検査における検査計画及び報告作成運用ガイド	28
3	GI0005	特別検査運用ガイド	59
4	GI0009	原子力安全に係る重要度評価等の事務手順運用ガイド	65
5	GI0011	原子力規制検査における追加検査運用ガイド	85
6	GL0001	使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド	92
7	GL0002	工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド	106
8	GL0003	工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド	111
9	GL0004	廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(廃棄物埋設施設確認)	122
10	GL0005	工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に関する運用ガイド	128
11	GL0006	廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド	133
12	GL0007	廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド(廃棄物確認)	138
13	GL0008	廃止措置の終了に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド	143
ID	管理番号	基本検査運用ガイド(案) 文書名	ページ
1	BM0010	使用前事業者検査に対する監督	150
2	BM0020	定期事業者検査に対する監督	169
3	BM1040	ヒートシンク性能	183
4	BM1050	供用期間中検査に対する監督	198
5	BM0060	保全の有効性評価	211
6	BM0100	設計管理	220
7	BM0110	作業管理	232
8	BO0010	サーベイランス試験	252
9	BO1020	設備の系統構成	264
10	BO1030	原子炉起動停止	273
11	BO1040	動作可能性判断及び機能性評価	286
12	BO1050	取替炉心の安全性	291
13	BO0060	燃料体管理(運搬・貯蔵)	304
14	BO1070	運転員能力	312
15	BO2010	運転管理	321
16	BO2020	臨界安全管理	336
17	BO2030	実験	348
18	BE0010	自然災害防護	356
19	BE0020	火災防護	368
20	BE1021	火災防護(3年)	387
21	BE0030	内部溢水防護	400
22	BE0040	緊急時対応組織の維持	413
23	BE0050	緊急時対応の準備と保全	423
24	BE0060	重大事故等対応要員の能力維持	435
25	BE0070	重大事故等対応要員の訓練評価	446
26	BE0080	重大事故等訓練のシナリオ評価	460
27	BE0090	地震防護	471
28	BE0100	津波防護	480
29	BR0010	放射線被ばくの管理	489
30	BR0020	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	511
31	BR0030	放射線被ばくALARA活動	525
32	BR0040	空気中放射性物質の管理と低減	541
33	BR0050	放射性気体・液体廃棄物の管理	555
34	BR0070	放射性固体廃棄物等の管理	570
35	BR0080	放射線環境監視プログラム	585
36	BR0090	放射線モニタリング設備	597
37	BQ0010	品質マネジメントシステムの運用	608
38	BQ0040	安全実績指標の検証	644
39	BQ0050	事象発生時の初動対応	655
40	BZ2010	非該当使用者等	664
ID	管理番号	原子力規制検査の評価に関するガイド(案)文書名	ページ
1	GI0004	原子力規制検査における規制対応措置ガイド	675
2	GI0006	安全実績指標に関するガイド(案)	686
3	GI0007	原子力安全に係る重要度評価に関するガイド	695
4	GI0008	検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド(案)	855
5	GI0010	原子力規制検査において使用する事業者PRAモデルの適切性確認ガイド	944
6	GI0012	核物質防護に係る重要度評価に関するガイド	961

共通事項に係る検査運用ガイド

案

(GI0001)

原力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1 目的.....	2
2 適用範囲.....	2
3 検査の概要.....	2
3.1 関係者の役割.....	2
3.2 検査の広さ及び深さ.....	4
4. 検査の計画.....	9
5 検査の実施.....	10
5.1 検査準備.....	10
5.2 検査運用ガイド活用の考え方.....	10
5.3 フリーアクセス.....	10
5.4 インタビュー.....	11
5.5 サンプル数.....	12
5.6 会議の開催.....	14
5.7 検査実施者、検査実施人数及び検査時間.....	15
5.8 検査報告書の作成.....	18
6 違反等の評価及び規制対応措置.....	18
7 検査結果の公表等.....	18
7.1 基本検査結果の公表.....	18
7.2 違反等の原子力規制委員会への報告.....	18
8 検査の改善.....	エラー! ブックマークが定義されていません。
付録1:用語の定義.....	19
付録2:原子力規制事務所検査官による原子力施設等の日常巡視.....	20
付録3:動作可能性の確認.....	22
付録4:事前調整の妥当性確認.....	24

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、原子力規制検査及び関連する立入検査(以下「検査」という。)の共通的な事項(検査全体の流れ、実施方法、各部署の役割など)について定め、検査の適切に資する。基本検査、特別検査など、各検査の具体的な実施方法や検査内容等についてはそれぞれの検査運用ガイドに定める。

2. 適用範囲

本ガイドは、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)(以下「原子炉等規制法」という。)第61条の2の2第1項の規定による原子力規制検査及び原子力規制検査に関連して実施する法第68条の規定による立入検査^{※1}について適用する。

※1 法第68条第1項に基づく原子力事業者等の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問又は試験のための試料の収去並びに同条第2項に基づく原子力施設の設計若しくは工事又は原子力施設の設備の製造を行う者その他の関係者の事務所又は工場若しくは事業所への立入り、物件の検査、関係者への質問

3. 検査の概要

3.1 関係者の役割

関係者の役割は、以下のとおり。

(1) 検査監督総括課(検査評価室を含む)

- 原子力規制検査に係る各種法令及び規程、原子力規制検査業務システム、サーベイメータ等の計測器等、検査に必要なインフラについて整備し、制度の運用に合わせて改善する。その際に、必要に応じ総務課地方事務所班や情報システム室等と連絡調整を行う。
- 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項(核燃料施設等^{※2}においては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項)について、当該検査指摘事項の取扱いに責任を有する部門と協力して、所定のガイドに従って重要度評価・深刻度評価を実施する。

※2 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

(2) 実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門(以下「担当監視部門」という。)

- 基本検査のうち、原子力規制事務所(以下「事務所」という。)が行う日常検査を総括する。また、運転管理(炉心管理、運転員能力)に係るチーム検査^{※3}を行うとともに、追加検査及び特別検査を実施する。
- これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」以下(核燃料施設等においては、「追加対応なし」)かどうかの最終判断を行う。(この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。)
- 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項(核燃料施設等においては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項)については、検査監督総括課と協力して重要度評価・深刻度評価を行い、その結果を基に規制対応措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- 事務所との日常の情報共有の場を設置運営し、事務所からの報告に対し、必要な指示・支援を行う。
- 事故対処室や審査グループとの連携も図りつつ事業者等の安全活動の監視を行う。
- 原子力検査官(以下「検査官」という。)の教育・訓練(OJT を含む)を原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

(3) 専門検査部門

- チーム検査^{※3}(担当監視部門が行うチーム検査以外のもの)を実施する。その際、本部門の管理職は当該分野での技術的知見を有する検査官等をチーム長として指名するなど、チーム構成を決める。定期事業者検査については、日常検査で実施するものも含め、全体を統括する。
- これらの検査で特定した検査指摘事項が「緑」以下(核燃料施設等においては、「追加対応なし」)かどうかの最終判断を行う。(この判断に当たっては、当面の間、事前に検査監督総括課と調整を行う。)
- 「緑」を超える可能性のある検査指摘事項(核燃料施設等においては、「追加対応あり」となる可能性のある検査指摘事項)については、検査監督総括課と協力して重要度評価・深刻度評価を行い、その結果を基に規制対応措置を立案する。その際、他部門及び事務所と緊密に連携する。
- 担当監視部門及び事務所が行う検査及び監視活動を技術的に支援する。
- 原子力検査官(以下「検査官」という。)の教育・訓練(OJT を含む)を原子力安全人材育成センターと協力して実施する。

※3 チーム検査は、それぞれの検査毎に実用炉監視部門／核燃料施設等監視部門／専門検査部門(以下「担当部門」という。)が責任を持

って実施するが、チームメンバーは必要に応じて、他部門及び事務所の検査官がその一員を構成することは可能である。こうしたチームメンバーの構成等は、各部門の管理職間で調整する。

(4) 放射線防護グループ核セキュリティ部門

- 特定核燃料物質の防護(以下「核物質防護」という。)に係る原子力規制検査を実施する。同検査に係る文書等の整備、検査指摘事項の重要度評価及び規制対応措置の深刻度評価を行う。

(5) 事務所

- 基本検査のうち日常検査を実施する。特定した検査指摘事項については、「緑」を超える可能性(核燃料施設等においては、「追加対応あり」となる可能性)の判定を行い、担当監視部門にその内容を報告する。
- 本庁からの求めに応じて、チーム検査に参加する。
- 原子力施設の状況や事業者等の安全活動の状況、検査官の活動状況を日常的に担当監視部門に報告する。また、巡視や日常検査において確認した検査気付き事項については速やかに担当監視部門に報告し、適宜、指示や技術的な助言等の支援を受ける。

3.2 検査の広さ及び深さ

検査の広さとは検査で確認する範囲のことで、検査の深さとは検査官の関与する程度のことである。以下に詳細を記載する。

(1) 検査の広さ

検査で確認する範囲には、原子力安全に直接影響する事業者等の安全活動と原子力安全に間接的に影響を及ぼすと思われる事業者活動がある。

a. 直接的な確認対象

直接的な確認対象とは、原子炉等規制法第61条の2の2(原子力規制検査に基づく監督)に記載されている以下の事項等で、原子力規制検査等に関する規則第2条で「安全活動」と定義されているものである。

- (a) 使用前事業者検査及び定期事業者検査の実施状況。(チーム検査、日常検査)
- (b) 原子力施設の維持及び核原料物質、核燃料物質の使用のための技術上の基準の遵守状況。(チーム検査、日常検査)
- (c) 保安規定、核物質防護規定、廃止措置計画又は閉鎖措置計画に従って事業者等が実施する講ずべき措置の状況。(チーム検査、日常検査)
- (d) 防護措置の実施状況。(チーム検査)
- (e) 原子力施設等の保安のために必要な措置の実施状況。(チーム検査、

日常検査)

- (f) 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染されたものを工場等の外において運搬する場合に保安のために必要な措置(特定核燃料物質を含むときは、保安及び核物質防護のために必要な措置)の実施状況。(チーム検査)

b. 間接的な確認対象

間接的な確認対象とは、原子炉等規制法第61条の2の2(原子力規制検査に基づく監督)に記載されている事業者等の安全活動に影響しうる活動で、例えば以下のものが挙げられる。ただし、これらに限定するものではなく、検査官は、これら以外の活動であっても、原子力の安全に影響する可能性があると考えられるものは確認する。

- (a) 原子力規制委員会がエンドースしていない民間規格等に基づく事業者等の安全活動。(チーム検査、日常検査)
- (b) 事業者等の安全活動に係る原子炉等規制法以外の法令(消防法、労働安全衛生法、建築基準法等)。(チーム検査、日常検査)
- (c) 安全性の向上のための評価等のうち、原子力施設等の維持のために必要な措置の実施状況(「a. 直接的な確認対象」の(e)に相当する部分)。(チーム検査、日常検査)
- (d) 計量管理規定等の保障措置検査対象のもの。(チーム検査)

こうした確認には深い専門的知識を必要とする場合があり、この時に検査官は本庁のサポートを得ることが必要である。基本的には、本庁の各担当部門に相談し、そこを経由して、審査グループや技術基盤グループ等から必要な助言を受けることとするが、直接専門知識を有する職員に連絡して助言を得ても構わない。

解説 1

事業者等は、ASME、JIS等原子力規制委員会がエンドースしていない民間規格等又は他省庁の規制基準を根拠又は準拠として設計等を行う場合もあり、こうした活動を検査気付き事項としてとらえ評価する際には、こうした設計等が原子炉等規制法の規制要求に適合しているかという観点で確認することが必要になり、審査グループや技術基盤グループの支援が必要になると考えられる。

また、直接的には原子力安全に関連しないものでも、事業者等の安全活動の適切性を確認するために必要となる情報もある。

(例 1) 事業者等の超勤管理： 運転員の人的過誤が散見されるため、勤怠状況等を確認し、体制の観点で適切な要員配置等がなされているか（人員不足など）などを確認する場合。

(例 2) 管理区域への入退域記録：放射線管理の観点に加え、所定の管理区域内の巡視が適切に行われているかを確認する場合。

解説 2

原子力規制庁では、他省庁等との連携を進めているところであり、連携に係る文書がある場合はそれに従う。

こうした文書がない場合についても、必要に応じて関係機関へ事実関係を連絡することとし、相互に効率的な対応となるよう調整する。ただし、当該関係機関と繋がりが無い場合は、本庁経由で連絡するか事業者等に関係機関に連絡するよう促すこととする。

(例 1) 火災防護のうち、消防法に係る問題（発生防止、感知・消火）（総務省消防庁／各地域の消防本部・消防署）^{※3}

(例 2) 火災防護のうち、建築基準法に係る問題（防火戸、防火壁など防火区画、排煙設備、内装制限、非常照明など）（国土交通省／各地域の特定行政庁（建築主事））

(例 3) 労働安全（特に従業員被ばく）やクレーン／ボイラーの機能検査に係る問題（厚生労働省／各地域の労働局）

(例 4) 事業所外運搬に係る安全上の問題（国土交通省、海上保安庁）

(例 5) 刑事犯罪に係る立入等の問題（警察庁／道県の警察本部・各地域の警察署）

※3 総務省消防庁を経由し、以下の文書のやり取りをしている。なお、総務省消防庁とのやりとりについては、原則、本庁において行う。

原子力規制庁：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について（依頼）」（原規規発第 1906205 号 令和元年 6 月 20 日）

消防庁特殊災害室長：「原子力施設管轄消防本部と事務所との連携について」（消防特第 26 号 令和元年 6 月 21 日）

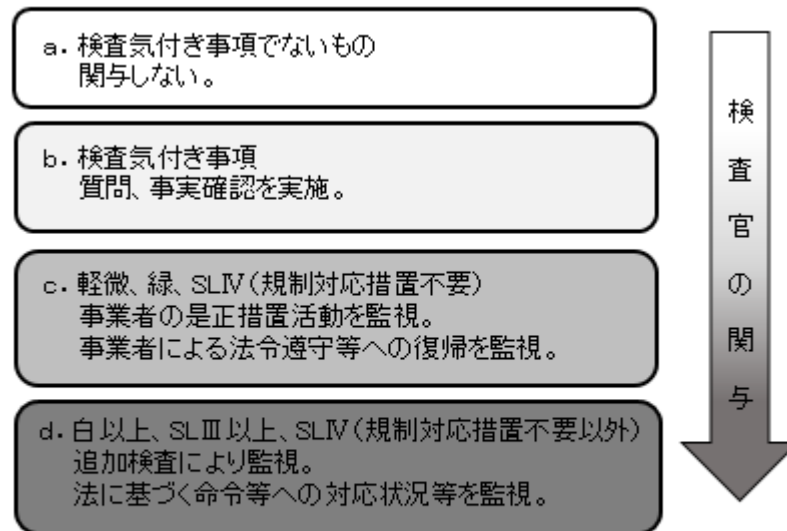
(2) 検査の深さ

検査官は、原子力安全及び核物質防護への影響の程度に応じて、検査官の関与する程度を決定することとする。安全上重要な事案等に対しては、検査官の関与を重くし、安全上軽微な事案には検査官の関与を軽くする。

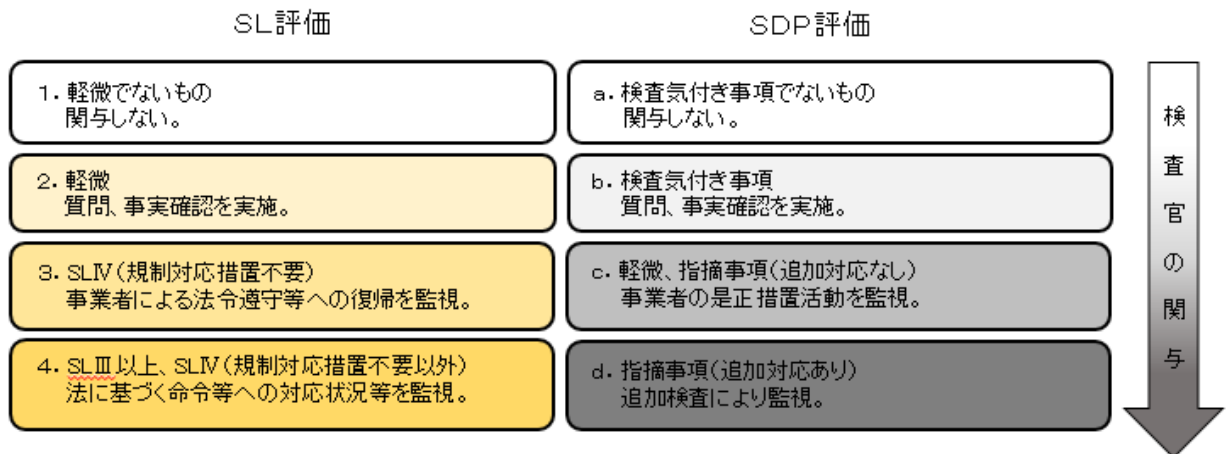
安全上重要な懸念を抱く検査気付き事項を特定した場合、検査官は他に計

画していた検査活動を取りやめてでも、その事項に最優先に取り組み、十分な時間をかけて事実関係や規制要求適合性などの確認を行わなければならない。その場合、上司や本庁は必要に応じて、検査官の追加投入などの対応を講じなければならない。

以下に概念図を示す。



図：検査の深さ
(実用発電用原子炉施設)



※ 核燃料施設等においては、SDP評価により核燃料物質の潜在的な危険性が低く指摘事項(追加対応なし)となる場合であってもSLⅢ以上又はSLIV(規制対応措置不要以外)となる場合がある。

図：検査の深さ
(核燃料施設等)

a. 検査気付き事項※4でないもの

検査気付き事項とは、検査官が事実確認等を行うきっかけとなる事項であって、原子力安全又は核物質防護に影響の可能性があるものである。原子力安全又は防護措置に影響がないもの、つまり検査気付き事項でないものについては、検査官は関与しない。

※4 「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」参照。

解説

管理区域外で作業していた作業員1人が熱中症になり救急車で搬送された事案は、基本的には現場の労働安全に関するものであって、被ばくの可能性も非常に低いことから、原子力安全に影響がなく、検査気付き事項には該当しないと考えることが適当である。しかし、検査官が巡視等において補修作業員が熱中症で倒れている状況に遭遇する等、人命救助の観点から支援が必要と思われる場合には、可能な範囲で協力することが望ましい。

b. 検査気付き事項

検査気付き事項については、検査指摘事項に該当するかどうか判定するに当たって、事業者が事実確認等を行うが、原則、行政指導等により事業者等に対して何らかの対応を求めることはしない。所見を述べることは構わないが、事業者等が検査官の要望と受け取らないように注意する。

なお、検査官が巡視等で発見した原子力安全に影響のない気付き(例えば、ドアノブの壊れ)を伝えることは構わない。

解説

以下の例について疑問が生じた場合においても、原子力安全や核物質防護上の問題が「〇〇するべきだ。」といった発言をし、何らかの対応を事業者等に求めてはいけない。

(例1) CAP会議の運営方法

(例2) 残業時間が所内ルールを上回った

(例3) インフルエンザ対策(うがい、手洗い)が徹底されていない

c. 「緑」以下(核燃料施設等においては、「追加対応なし」)の検査指摘事項

検査官は自らの見解を示すことは構わないが、関連する安全活動は事業者等が一義的な責任のもとで対応し、CAP等においてそれらの事案は是正されるので、検査官はその状況を適宜確認するだけでよい。(もし、十分な対

応が取られていなければ、別の検査指摘事項として取り上げる。)
なお、これらの検査指摘事項は、報告書に記載される。

4. 検査の計画

(1) 基本検査の計画

a. 日常検査

日常検査の計画については、年間に実施する検査のサンプル数や施設の状況を踏まえ、各事務所において作成する。また、検査は事前に検査内容を事業者等に通知しないで行うことを基本とする。

なお、事業者等の安全活動は、例えば、プラントの起動停止やトラブル対応等、必ずしも通常勤務時間内に行われるものではないことから、休日や平日夜間の事業者等の安全活動について確認するため、勤務時間外の検査についても、担当監視部門が提示し一定時間以上行うものとする。

b. チーム検査

担当部門において、当該チーム検査の体制を検討し、チームリーダー及びチーム員を選定する。チームリーダー(又はその代理のチーム員)が中心となり事業者と連絡調整し、また必要に応じて事務所の協力も得て、具体的な検査計画を策定する。

チーム員には、原則、検査を実施する原子力施設を担当している事務所の検査官を含める。

解説 検査対象の選定

検査官は、リスク情報を考慮して検査対象を選定することが必要で、検査対象を選定した理由について上司などから説明を求められることがある。

検査対象の選定に当たっては、過去に発生した事象や他施設でのトラブルの情報を活用する。ただし、過去の発生事象等であっても PRA モデルにある低い故障率の機器や軽微事象の場合はリスクが低いため、検査対象としての優先順位は低い。

(2) 追加検査の計画

追加検査については、別に定める「原子力規制検査における追加検査運用」に基づき、個別に計画を策定する。

(3) 特別検査の計画

特別検査については、別に定める「原子力規制検査における特別検査運用ガ

イド」に基づき、事案が発生した都度、個別に計画を策定する。

5. 検査の実施

5.1 検査準備

チーム検査において、検査官は検査準備に必要な書類の貸出しを、検査開始前に事業者等に対して求めることができる。その際には、事業者等の文書管理等のルールを遵守すること。

5.2 検査運用ガイド活用の考え方

検査は原則検査運用ガイドに基づき実施するものの、これらのガイドに記載されている全項目を網羅的に確認したり、記載の文言に細かくこだわる必要はなく、リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベース検査(付録1「用語の定義」参照)の趣旨に照らして柔軟に対応すること。

解説

廃止措置段階（全ての核燃料物質を工場又は事業者等から搬出した段階）の原子力施設においては、ガイドでは想定されていない特殊な作業（耐荷重性構造物の撤去、土壌の大規模な取壊し又は燃料の切断など）が生じることから、適宜本庁の担当監視部門と相談しながら検査すること。

5.3 フリーアクセス

検査官は、フリーアクセス(付録1「用語の定義」参照)により、原子力施設及び事業者等の活動に関する情報を入手したり、原子力施設内の様々な場所に行くことができる。この際、事業者等のルールに原則従うとともに、設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動や検査官自身に危険が及ぶ可能性がある行動は一切行わないこと。

事業者等のルールによってフリーアクセスが制限され検査活動に支障を来す場合には、担当監視部門が当該事業者と調整を行うこととする。

解説

- **設備・機器等の機能や状態に影響を与え得る行動の例を以下に示す。**
 - **プラントパラメータを確認するために、中央制御室の監視モニターを操作すること。**

- **設備・機器等の機能や状態に影響を与えない行動の例を以下に示す。**
 - **手すりやドアノブを掴むこと及びエレベーターを押すこと。**
 - **検査官が操作することについて事前に事業者等との合意が得られ**

ているパラメーター監視専用ディスプレイを操作すること。

- 計器に取り付けられているタグを確認するため、タグに触れること。
- 異常な熱が発生していないかを確認するため、ポンプ、モーター等に軽く触れること（回転部への接触がないように注意する）。

(1) 検査官は、原子力安全又は核物質防護に係る会議体^{※5}を傍聴することができる。

※5 これらの会議体は、設備の状態や施設内の作業状況を共有する連絡会や、是正処置や状況報告を議論する会議などが該当するが、検査官は、検査を行う上で必要と考える会議体であればこれら以外も傍聴できる。

(2) 原子力施設内において検査官は、物品・サービスの調達先(協力企業、メーカー等)からもフリーアクセスにより検査に必要な情報を入手できる。この際、事業者等の同意は必要としない。

(3) 本庁の検査官のフリーアクセスについても、事務所の所属する検査官と同等のフリーアクセスができるよう、必要な事業者教育を受講するなどあらかじめ事業者等と調整する。ただし、本庁検査官単位でのフリーアクセスが困難な場合は、事務所検査官が同行して検査を実施する。

(4) 機密情報の取扱いに十分に注意すること。

(5) フリーアクセスにより収集が難しい情報及び場所へのアクセスは、事業者等に対して求めることができる。この際、過度な負担とならないように留意すること。

5.4 インタビュー

検査官は、関係者に対する質問(以下「インタビュー」という。)を実施することができる。この際、以下について留意すること。

(1) 検査官は、インタビューを実施することにより関係者(事業者及び調達先の職員等)の通常業務に支障が発生しないよう検査に対応する。また、検査官は事業者に対し、インタビューが通常業務に支障をきたすと判断する場合は検査官に対してその旨を明確に伝えることを関係者に周知するよう伝える。

(2) 検査官は、インタビューを実施する際には、インタビューの意図を伝え、できる

限り簡潔明瞭に対話すること。対話時間が長時間に及びそうな場合には、作業や業務に支障がないかを関係者に確認する等の配慮をすること。

5.5 サンプル数

(1) サンプル数の基本的な考え方

各検査運用ガイドには検査を行う対象設備等のサンプル数を示しているが、このサンプル数は原子炉施設1施設が稼働中(定期検査期間を含む通常稼働状態)である標準的な値である。各原子力施設の具体的なサンプル数については、前年度の総合的な評定を踏まえて原子力規制検査の検査計画を定める際に、各施設の状況も勘案して設定する。ただし、日常検査については、施設の状況変化に応じて、合理的な理由があれば担当監視部門と調整の上、事務所の所長の判断によりサンプル数を変更することができる。

核物質防護に係る検査のサンプル数については、同様に核セキュリティ部門が設定する。

解説

リスクインフォームド検査及びパフォーマンスベースト検査の趣旨に照らして、建設中、長期停止中及び廃止措置段階の原子力施設については、各施設におけるリスク等の状況を考慮して、検査のサンプル数を増減することができる。そのため、毎年度、原子力規制検査の検査計画を定める際に、施設毎のリスク等の状況に応じて、適用する検査運用ガイド及びそのサンプル数を決定する。

なお、当初予定していた検査対象となる事業者等の安全活動がなくなった場合には、担当部門が設定した検査を取りやめる又はサンプル数を低減することができる。

(2) サンプルの数え方

サンプルの数え方は各検査運用ガイドに従うが、以下のような数え方でもよい。

(例1) 通常のカウント

検査対象として非常用ディーゼル発電機(以下「D/G」という。)及び高圧注入ポンプの2つを選定したとする。この場合、サンプル数は2とカウントする。

(例2) 異なる視点でのカウント

異なる視点(異なる検査運用ガイド)で同じ設備・機器等を検査した場合、視点の数をサンプル数とすることができる。つまり、D/Gについて以下のような異なる視点で検査を実施した場合、サンプリング数は2とカウントし

でもよい。

- a. D/Gのメンテナンス手順書が変更されていることから、「作業管理」の検査運用ガイドを用いて、その妥当性を評価した。
- b. 他の設備・機器等でメンテナンス後の復旧忘れが確認されたため、「品質マネジメントシステムの運用」の検査運用ガイドを用いて、D/Gのメンテナンス後の復旧状況について確認した。

なお、核物質防護に係る基本検査では、事業者の全体的な活動を検査することから、サンプル数は施設単位ではなく、事業所単位での対象にしている。

5.6 気付き事項の評価

(1) 実用発電用原子炉施設

検査を実施した検査官は、検査で確認された気付き事項に対するスクリーニングを実施し、「緑」又は深刻度IV以下(軽微を含む。)までの評価を実施し、各担当部門に報告する。各担当部門は、検査監督総括課と調整後、評価結果の最終判断を行う。評価に迷う場合、各検査官は、適宜、検査監督総括課評価室と相談することができる。

核物質防護に係る検査で確認された気付き事項については、核セキュリティ部門がスクリーニング及び評価を実施する。

なお、スクリーニングの具体的な手法については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参照のこと。

(2) 核燃料施設等

検査を実施した検査官は、検査で確認された気付き事項に対するスクリーニングを実施し、指摘事項(追加対応なし)又は深刻度IV以下(軽微を含む。)までの評価を実施し、各担当部門に報告する。評価内容の判断については、実用発電用原子炉施設と同様である。

核物質防護に係る検査で確認された気付き事項については、核セキュリティ部門がスクリーニング及び評価を実施する。

なお、スクリーニングの具体的な手法については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参照のこと。

解説

検査を実施した検査官は、検査気付き事項を発見した場合、事務所の所長又はチーム長と相談しつつ、責任を持って評価を行わなければならない。評価で必要となる情報を検査で収集することから、検査官は評価

でどのような情報が必要なのかを分かっておけば、効果的に検査を実施できる。例えば、原子力安全に係る設備が故障した場合、重要度評価ではその設備の安全機能が維持されていたかどうかや、故障がいつ発生し、安全機能がどの程度の期間劣化又は喪失していたかが重要な情報である。

また、検査官は、原子力安全又は核物質防護上の検査指摘事項になる可能性がある検査気付き事項を特定した場合には、速やかに事務所の所長又はチーム長と共有し、事務所の所長又はチーム長は速やかに担当部門の管理職とも共有する。

なお、当該気付き事項の情報収集や評価を優先して実施することによって、他の担当業務にて実施が困難な場合には、事務所及び本庁において業務分担見直しや追加リソースの配分など必要な対応を行わなければならない。

5.7 会議の開催

検査の実施に当たり、以下の会議を開催する。

(1) 開始会議

チーム検査においては、事業者等との開始会議を実施し、検査目的、検査予定等を説明する。

日常検査については、事前に検査予定を事業者等に通知しないで通年実施するため、開始会議を実施せずに検査を行うものとする。

(2) 締めくくり会議

検査運用ガイドの単位、検査の一定期間等の終了時又は終了後においては、事業者等と締めくくり会議を行い、検査結果、特に検査指摘事項に関する事実関係と検査官の認識を説明するとともに、事業者等の見解を聴取する。

解説 1

チーム検査は、指摘事項に係る事実確認等が終了し、予定された期間の検査が終了したら、締めくくり会議を行う。なお、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合であっても、一旦締めくくり会議を開催し、その旨を事業者に伝え、当該事案については継続して検査を行う。

日常検査は、検査の一定期間等の終了時として各四半期の終了時期を示しており、各四半期の翌月上旬に締めくくり会議を行う。なお、四半期の締めくくり会議の時点で、事実確認が終了しておらず、検査指摘事項となるかどうかの評価ができない事案がある場合は、締めくくり会議

でその旨を事業者に伝え、当該事案については、次の四半期で引き続き確認活動を行う。

これら締めくくり会議は、必要であれば、上述した締めくくり会議以外でも、四半期の途中や特定の検査運用ガイドが終了した時点でも実施できる。

解説 2

締めくくり会議時に得られた事業者等の見解、例えば指摘事項に対する是正活動などの情報は、その後の検査に適宜活用する。

5.8 検査実施者、検査実施人数及び検査時間

(1) 検査実施者

検査は、検査官の資格を有する原子力規制庁職員が実施する。チーム検査のチーム長は、原則当該検査の専門性を有した中級以上の検査官資格を有する検査官が努める。検査官の資格を有しない者は、その補助を行う。なお、検査資格を有していない原子力規制庁職員であっても、検査に有効な専門知識を有した者であれば、情報提供や検査現場の立会いなどの検査活動の支援をすることができる。

(2) 検査実施人数

責任及び権限の明確化を図り規制資源を有効活用するため、検査は原子力施設ごと又は検査運用ガイドごとに担当を決め、必要最低限の人数で実施する。担当決めは、日常検査では事務所の所長が、チーム検査ではチーム長がそれぞれ行う。

なお、ツーマンルールが定められている原子力施設における現場確認については、2人以上で現場に立ち入ること。

解説 1

一人で検査できるものとして、会議の傍聴、中央制御室の巡視及び立会い(臨界操作、並列操作等を含む。)、現場巡視等がある。

(3) 検査時間

検査時間については、人時で考える。検査官Aが3時間検査を実施した場合、検査時間は3時間となる。検査官Aと検査官Bが協議して3時間で1つの検査を実施した場合、検査時間は6時間となる。

基本検査運用ガイドにある「検査要件まとめ表」に記載されている検査時間は、供用段階にある原子力施設において行う検査時間の目安である。建設及

び廃止措置段階の原子力施設については、事業者の安全活動や原子力施設の状態に応じて柔軟に実施するが、供用段階のある原子力施設においてサンプル数及び検査時間に表1の係数を乗じたものを目安とする。

表1 建設及び廃止措置段階の施設の検査量目安

		建設中	廃止措置段階		
		その年度 において 核燃料物 質の取扱 いを開始し ないもの	廃止措置計画認可の次の年度以降		
			廃止措置計画 の認可を受け たものであつ て、全ての核 燃料物質を原 子炉から取り 出した年度ま で	廃止措置計画 の認可を受け たものであつ て、全ての核 燃料物質を工 場又は事業所 から搬出して いないもの	廃止措置計画 の認可を受けた ものであつて、 全ての核燃料物 質を工場又は事 業所から搬出し たもの
実用炉	0.04	—	0.35	0.07	
研開炉	0.04	0.7	0.35	0.07	
試験 炉	高出力	0.02	0.5	0.25	0.05
	中出力	0.008	0.2	0.1	0.02
	低出力	0.004	0.05		0.01
再処理	0.04	1.0 (特定廃液の固型化等 を終了した年度まで)	0.1 (特定廃液の固型化等を 終了した次の年度以降)		
加 工	MOX	0.03	0.07		
	ウラン	0.02	0.05		
貯蔵	0.004	0.01			
管理	0.004	0.01			
埋 設	坑道の閉 鎖措置を 伴わないも の(2種ピツ ト処分施設 及びトレン チ処分施 設)	0.002	0.05 (覆土終了確認をした 年度)	0.005 (覆土終了確認をした次 の年度以降)	
使用(政令該 当)	0.002	0.005			

5.9 検査報告書の作成

検査報告書の作成については、別に定める「原子力規制検査における検査計画及び報告書作成ガイド」に従って実施する。

6. 深刻度の評価及び規制対応措置の立案

検査指摘事項等に対する深刻度の評価及び規制対応措置の立案については、別に定める「原子力規制検査における規制対応措置に関するガイド」に従って実施する。

7. 検査結果の取りまとめ

検査結果については、四半期毎に取りまとめ報告書を作成し、以下のとおり原子力規制委員会に報告等を行うとともに、原子力規制委員会のホームページにおいて公表する(核物質防護に係る検査結果については非公表とする)。

ただし、一定のレベル以上の重要度及び深刻度と判断した検査指摘事項については、速やかに原子力規制委員会に報告する。

7.1 基本検査結果の報告等

担当部門及び核物質防護担当部門は、基本検査の結果を四半期毎に取りまとめ原子力規制委員会に報告するとともに、発電所長、事業所長等に通知し、原子力規制委員会のホームページにおいて公表する。これらの報告、通知及び公表は、原則、報告対象の四半期が終了してから1か月以内に行う。

7.2 原子力規制委員会への報告

担当部門及び核物質防護担当部門は、安全重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において「白」以上の重要度(核燃料施設等においては、指摘事項(追加対応あり))又はレベルⅢ以上の深刻度と評価した検査指摘事項があった場合、その内容を速やかに原子力規制委員会に報告する。

付録1 用語の定義

(1) パフォーマンスベース検査

事業者等の安全活動が「どのように(How)」行われているかではなく、安全活動の結果「何を(What)」得たか、実際に「何が(What)」発生しているかを確認する検査のこと。「何を(What)」及び「何が(What)」については、事業者等のパフォーマンスに基づく潜在的な事案も含まれる。また、「どのように(How)」については、規制者として重点を置かず、事業者等は自らの責任のもとに安全活動を柔軟に行うことができる。

解説

原子力安全を守ることは事業者等の一義的責任であることから、その安全活動における具体的なプロセスは事業者等が検討し、規制側はその安全活動が総体として適切になされていたかに着目して検査を行う。

具体的には、検査官は、設備・機器が実際に機能することや現場の職員等が適切に活動していることを現場で確認し、これらに劣化状態が確認されると、その直接的な原因となる事業者の安全活動（パフォーマンス）の劣化を事業者が適切に特定し、是正していることを確認する。

(2) リスクインフォームド(Risk informed)検査

検査活動においてリスク情報を活用する検査のこと。リスク情報には、実用発電用原子炉施設に対して用いられる確率論的リスク評価のような定量的な情報のほか、従来から考慮されている安全上の重要度(重要度分類など)、運転経験及び不適合情報等の定性的な情報も含まれる。検査においてはリスクの高い設備・機器等を検査対象としてサンプリングし、重点的に確認し、検査指摘事項の評価においてはリスク情報を考慮してその安全上の重要度を評価する。

(3) フリーアクセス

原子力規制活動の実施に必要な範囲において、原子力施設内の様々な場所への立入り、安全活動に係る文書等必要な情報の閲覧及びに事業者等の職員に対する質問を行うことを意味する。ただし、事業者のルールは遵守することに注意する。

付録2 事務所の検査官による原子力施設等の日常巡視

事務所に所属している検査官は、検査業務の他に、日常的に原子力施設等の状態を把握する必要があるため、以下の事項に留意して日常巡視を実施する。

(1) 巡視エリア

検査官は、リスク上重要なエリア又は安全関連の設備・機器が位置するエリアの巡視を最優先にする。なお、原子力施設の燃料取替停止中又はメンテナンス停止中には、通常アクセスできないエリアを巡視することができることから、その施設の状況に合わせて、巡視の頻度とその範囲を選定する。

また、検査官は、文書や記録により把握できない原子力施設の欠陥、応急措置又は一時的な変更についての的確に把握するために、設備・機器の現場点検を実施する従業者に同行する場合がある。

(2) リスク情報の活用

検査官は、現行の原子力施設の系統構成に基づき、施設の状態を考慮して、どのようなシステムとどのような作業がリスクが高いかを理解するために、リスク情報を活用していく必要がある。

(3) 事業者等の会議体等の傍聴

検査官は、事業者等の会議を必要に応じて傍聴する。これらの会議には、日々の作業計画についての打合せ、当直交代時の引継ぎ、緊急作業についての打合せ、保安運営委員会、発電所長等が行うマネジメントレビュー、CAP会議等がある。

これらの会議を傍聴することによって、事業者等の活動に関する情報を効率的かつ効果的に入手することが可能である。会議体等の傍聴に際しては、疑義等があっても会議中は発言せず、会議終了後に会議責任者等に確認すること。

(4) 核物質防護関連事項

核物質防護上の対策と原子力安全上の対策が相互に干渉するような状況が確認された場合、検査官は、担当監視部門、核物質防護担当部門へ連絡し、確認を要請する。例えば、以下のようなものが考えられる。

- a. 防護措置を高めるために講じた施錠又はその他の障壁の追加によって、運転員が緊急時の運転操作手順書に記載されている措置が妨げられる。
- b. メンテナンス作業又は建設工事を行ったため、防護措置のための障壁や侵入検知装置の機能が妨げられる。
- c. 緊急時対応計画に影響を及ぼすサイト配置の変更、入退出ルートの変更又は保安手順書の変更。

(5) 注意事項

- a. 日常巡視において確認した気付き事項に対する調査が約30分を超えそうな場合、検査官はその調査を、検査として実施することが望ましい。
- b. 検査官は、検査に必要なものとして事業者等から貸与を受けた資料については、当該検査が終了した時点で、原則、事業者等に返却する。
- c. 検査で発生した行政文書は、その取扱いを特別に定めたものでない限り、「原子力規制委員会行政文書管理規則」に従って保存・管理を行う。

付録3 動作可能性の確認

動作可能性(英語では、operability やfunctionalityと表現されている)とは、システム、補助システム、部品及び装置が、必要なときに設計上の機能要求を満足して動作することが可能であるかどうかを意味する。

(1) 確認の目的

事業者等が動作可能性の確認を行う目的は、原子力安全に影響を及ぼす構造物、系統および機器(System、Subsystem and Component。以下「SSC」という。)の動作可能性を正しく把握し、遅滞なく適切な処置を行い、原子力施設の安全を確保することである。例えば、保安規定に定める運転上の制限(Limiting Conditions for Operation。以下「LCO」という。)を逸脱しているにも関わらず、適切な処置を実施せず、原子力施設を運転することは許容されない。

(2) 確認対象

検査官は、事業者等が実施する動作可能性の確認が適切かどうかについて監視を行う。監視の対象は、安全上重要なSSCを中心とする。

また、これらのSSCに対する設計上の機能要求を満足する上で必要な動力、計装制御、冷却媒体、シール水、潤滑油、環境条件等の設計上の機能要求を満足して動作するための前提となる機能を提供する関連SSC及び条件についても確認の対象である。

(3) 確認方法

検査官は、原子力施設の状態に応じ、SSCの動作可能性が確認されていることを以下の点に留意しながら監視すること。

- a. 動作可能性の監視においては、必要に応じ、許認可申請書、事業者等の技術資料、規格等を確認し、当該SSCが設計上の機能要求を満足して動作するための条件を把握する。
- b. 動作可能性に関連する不適合が発生した場合、事業者等は事態収束などの初動対応を実施後、CAP活動を行い、安全上の重要度を考慮して、あらかじめ定められた時間内に適切な活動内容にて是正処置等を実施しているか。
- c. メンテナンス等によりSSCの安全機能が維持できない場合、事業者等の代替処置が適切に行われているか。
- d. 保安規定に記載されているLCO逸脱条件の変更等、動作可能性に係る許認可図書の記載を変更した際、変更内容が関係者に周知され理解されているか。
- e. 動作可能性が確認されない場合、LCO逸脱に係る宣言が適切なタイミングで

- 行われているかなど、事業者等による対応が適切に行われているか。
- f. 許容できない事前調整が実施されていないか(付録4参照)。

(4) 報告

検査官は、安全上重要なSSCの動作可能性が維持されていないと判断した場合(その可能性も含む)は、直ちに担当監視部門に報告すること。

付録4 事前調整の妥当性確認

事前調整(英語では preconditioning と表現されている)とは、安全上重要なSSCの定例試験等を実施する直前に、当該SSCが試験でスムーズに動作することを確保するための作業であり、例えば DG 起動前にターニングを行うことや、ポンプ起動前にベント操作・ドレン操作等を実施することをいう。

(1) 確認の目的

事故・トラブル時において、安全上重要なSSCが許認可図書で定められている機能要求を満足すること、つまり動作可能性(付録3参照)を確実なものとする事業者等が実施している事前調整について、その妥当性を確認する。

(2) 確認の対象

事業者等の保安規定で定められているサーベイランス試験、日本機械学会維持規格に基づく検査、SA等要員訓練等。

(3) 許容できる事前調整及び許容できない事前調整

a. 許容できる事前調整

- (a) 作業員の安全確保のための事前調整。
- (b) 設備保護のための事前調整。

ただし、上記(a)及び(b)については、動作可能性に影響がないことを事前に評価していること。

b. 許容できない事前調整

- (a) 合格基準を満足させるために実施する事前調整。
- (b) 事前調整を実施しなかった場合に、合格基準を満足しないような事前調整。
- (c) SSCの状態変更を伴う事前調整。
- (d) サーベイランス試験の直前に定期的に実施されている事前調整。

解説

上述した許容できる事前調整の例として、蒸気タービン駆動のポンプについて、熱疲労の観点から設備保護のためサーベイランス前に蒸気によるウォーミングを行う事などが挙げられる。また、サーベイランスの直前ではなく、定期的に行っているオイラーへの給油やベント作業も挙げられる。

また、許容できない事前調整の例として、機器の起動までの時間が判定基準として設定されている系統について、その開閉時間も判定に含まれる電動弁などを事前に開(又は閉)操作しておくことなどが挙げられる。

また、分解点検等のメンテナンス直後に実施される試験が事前調整とみなせるような効果を有する段階での、保安規定で定められるサーベイランスを実施してはならない。

なお、許容できない事前調整を実施した場合には、SSCの運転実績等にも影響し、運転実績をデータとして使用するPRAの計算結果にも影響する。

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

原子力規制検査における検査計画及び報告作成ガイド

(案)

(GI0002r00)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目次

1. 目的	1
2. 適用範囲	1
3. 検査計画及び実施	1
4. 検査報告	2
5. その他	7
6. 別添 1 事業所（施設）名及び記号	8
7. 別添 2 報告書の作成サンプル	8

1. 目的

本ガイドは、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。以下「法」という。）第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）について、原子力規制庁（以下「本庁」という。）が行う検査計画及び検査結果の報告書（以下単に「報告書」という。）の作成について定めたものである。

2. 適用範囲

本ガイドは、検査のうち基本検査に係る検査計画の立案及び報告書の作成について適用し、追加検査及び特別検査に係るものについては適用しない。（**特定核燃料物質の防護については対象外である。**）

3. 検査計画及び実施

法第 61 条の 2 の 2 第 2 項及び原子力規制検査等に関する施行規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 1 項に基づき検査を実施するため、次年度開始までに検査計画を策定する。

3.1 日常検査の検査計画

日常検査の検査計画は、原子力規制事務所（以下「事務所」という。）が法第 57 条の 8 で規定されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）の安全活動の状況に応じて原子力規制検査等実施要領（以下「実施要領」という。）「3.1 検査計画」に基づき策定する。

原子力施設ごと（実用炉の場合は炉ごと）の各年度におけるサンプル数は、本庁担当部門が総合評定の結果等を踏まえて調整し、周知されるため、事務所は、決められたサンプル数を確認し、適切に配分する必要がある。

プラントの起動停止等で通常の勤務時間帯では対応できない検査対象については、原子力検査官の体制を十分に考慮して計画することが必要である。事務所が専門知識を有する原子力検査官の支援を必要とする検査を計画する際は、関係する本庁担当部門に派遣要請を行う。また、検査計画は、チーム検査の実施時期を確認した上で策定し、適切な対応ができるようにする。

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 条に規定する核燃料物質を取り扱わない使用者及び核原料物質使用者（以下「非該当使用者等」という。）については、その年度に検査対象とする非該当使用者等を本庁担当部門が前年度に決定し、関係する事務所と共有する。

原子力施設の運転計画や事業者の安全活動計画の変更が発生した場合は、

その都度、検査計画を適切に変更する。

3.2 チーム検査の検査計画

チーム検査については、本庁担当部門が、実施要領「3.1 検査計画」並びに各検査運用ガイドに定められた検査頻度及びサンプル数に基づき、間計画を策定する。

本庁担当部門は、計画したチーム検査項目に従い、検査ごとの詳細な計画を策定するとともにチーム長及びチーム員を選定し、関係する事務所に共有する。

各チーム長は、関係事務所及び検査対象の事業者チーム検査の日程、体制等を連絡して、検査が適切に行えるよう調整を行う。

3.3 検査の実施

日常検査及びチーム検査において、検査気付き事項が確認された場合は、スクリーニングを実施し、全ての検査指摘事項について、その理由とともに本庁担当部門に連絡する。原子力検査官は、検査結果が「緑」又は指摘事項（追加対応なし）、かつ、深刻度が「S L I V（通知なし）」までの初期評価をする。

4. 検査報告

原子炉等規制法第61条の2の2第2項及び原子力規制検査等に関する施行規則第3条第1項に基づき検査を実施し、検査報告書を作成する。

検査報告書は、原子力規制検査等実施要領「3.3 検査報告書の作成」に基づき作成することとし、事務所は四半期の検査終了後、日常検査及びチーム検査の結果を取りまとめて作成する。チーム検査結果は、検査チームが作成して関係する事務所と共有する。

なお、核燃料施設等の検査に係る検査報告書については、1つの事業者が複数の事業の許可又は指定を受けている場合であって、複数の施設の運転を1つの事業所で行っている場合には、複数の検査結果を取りまとめて検査報告書を作成する。例えば、同一事業所内に設置された原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合、まとめて報告書を作成する。

本庁担当部門が実施した非該当使用者等の検査については、当該本庁担当部門が報告書を作成する。事務所が非該当使用者等に係る検査を実施した場合は、非該当使用者等の本庁担当部門にも報告する。

法定確認行為等に係るチーム検査結果については、検査チームが報告書を作成して関係する事務所と共有する。

事務所又はチーム検査官は、締めくくり会議で事業者と事実確認をした上で、検査結果が「緑」又は核燃料施設等の場合は、指摘事項（追加対応なし）、かつ、深刻度「S L I V（通知なし）」と評価した場合、報告書に記載する。

本庁担当部門が規制対応措置において、違反等通知を必要とすると判定した場合には、本庁担当部門が違反等通知文を作成し、原子力規制委員会に諮った上で事業者へ通知するとともに関係する事務所又はチーム検査官に連絡する。

検査結果が「緑を超える」又は「指摘事項（追加対応あり）」の場合は、報告書を確定する前に「GI0009_安全重要度評価等に係る事務手順ガイド」に定めるとおり、本庁担当部門が事業者へ通知するとともに関係する事務所に連絡する。

検査が継続している事項については、締めくくり会議等において事業者と事実確認を行う。

4.1 表紙

様式1を使用し、以下の項目を記載する。

- (1) 事業者（使用者¹）名
- (2) 事業所（施設）名
- (3) 検査実施時期
- (4) 作成年月

4.2 目次

報告書は以下の項目の構成順序で作成する。

- (1) 実施概要
- (2) 指摘事項等概要一覧
- (3) 運転等の状況
- (4) 検査内容
- (5) 検査結果
- (6) 確認資料

4.3 報告書を構成する各項目の記載内容

(1) 実施概要

事業者（使用者）名、事業所（施設）名、検査実施期間及び検査実施者を記載する。

- a. 「事業者（使用者）名」は正式名称²で記載する。
- b. 「事業所（施設）名」として発電所名等を正式名称で記載する。施設を判別する必要がある場合には施設名まで記載する。本店、事業本部等で実施した場合には追加して記載する。
- c. 「検査実施期間」は、締めくくり会議日にかかわらず、各四半期の初日及び最終日を記載する。ただし、非該当使用者等に係る検査については、

¹ 使用者の検査を実施した場合には「使用者名」と記載する。原子力発電所及び非該当使用者等の施設の検査を実施した場合には「事業者名」とする。

² 設置許可申請書等に記載されている名称

その実施日を記載する。

- d. 「検査実施者」として、期間中に検査に参加した者についてチーム検査メンバー及び検査補助者³を含めて部門別に全て記載する。本庁検査評価室員は、「重要度等評価者」として記載する。

(2) 指摘事項等概要一覧

指摘事項を要約した内容について、様式2を使用して以下の項目を記載する。複数の指摘事項がある場合、報告書におけるガイド及び検査項目の掲載順に指摘事項を記載する。指摘事項が認められなかった場合は「指摘事項なし」と記載し、様式2は記載しない。

- a. 件名
- b. 監視領域（小分類）
- c. 検査運用ガイド、検査項目、検査対象
- d. 指摘事項の重要度／深刻度
- e. 指摘事項等の概要
- f. 指摘年月日⁴、整理番号⁵

(3) 運転等の状況

原子力発電所については、様式3-1の様式を使用して号機ごとに運転状況、廃止措置状況又は建設状況を記載する。廃止措置状況については使用済燃料貯蔵槽から使用済燃料が搬出済みか否かについても記載する。

核燃料施設等については、様式3-2を使用して施設ごとに活動状況を記載する。

(4) 検査内容

冒頭に、以下の例のように記載する。

『 検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイドを使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、安全活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検

³ 原子力検査官以外の者。例えば原子力検査官併任でない原子力防災専門官、上席放射線防災専門官等が日常巡視を実施して検査に移行した場合や原子力検査官併任でない本庁職員が検査を実施した場合に記載する。

⁴ 評価が確定した年月日（例：「緑」の場合は事務所が判断した日、「緑を超える」場合は本庁が評価を決定した日）

⁵ 「事業所（施設）記号-確定年月-件数」とする。記号は別添1のとおりとする。件数は同一年月の指摘事項及び未決事項に通し番号を付し2桁表示とする。

例：J01-202004-01

査を行った。検査においては、事業者（又は使用者⁶）の実際の安全活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。

検査運用ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。

第〇四半期は、以下のとおり検査を実施した。』

具体的検査内容として、以下の項目を日常検査、チーム検査の順に記載する。

- a. ガイド
- b. 検査項目⁷
- c. 検査対象⁸

(5) 検査結果

・指摘事項等の詳細

指摘事項の詳細について、様式4を使用して以下の項目を記載する。指摘事項が認められなかった場合は「指摘事項なし」と記載し、様式4は記載しない。

- a. 件名
- b. 監視領域（小分類）
- c. 検査運用ガイド、検査項目、検査対象
- d. 指摘事項の重要度／深刻度
- e. 指摘事項等の概要
- f. 事象の説明
- g. 指摘事項の重要度評価等
- h. 規制対応措置
- i. 指摘年月日、整理番号

(a～e、iは、4.3(2) 指摘事項等概要一覧と同一の内容を記載する。)

⁶ 使用者の検査の場合

⁷ 検査項目は各検査運用ガイドの別紙「検査要件まとめ表」に掲載されている。対象ガイドに複数の検査項目がある場合には、どの検査項目に該当しているかを識別できる名称とする。

⁸ 検査対象の選定理由として特別な理由があった場合には、その理由（例 選定理由：LCO（運転上の制限）逸脱発生、異常事象発生等）を「検査対象」名に続けて簡潔に括弧書きで記載する。また、当該検査対象に指摘事項があった場合にはその旨（指摘事項あり）を「検査対象」名に続けて括弧書きで記載する。

・未決事項

重要度及び規制対応措置が未決定である指摘事項等について、様式5を使用して以下の項目を記載する。未決事項がない場合は、この項目は記載しない。

- a. 件名
- b. 検査運用ガイド
- c. 概要
- d. 確認年月日⁹、整理番号¹⁰

未決事項を記載する場合は、概要欄にその理由を記載する。例えば、指摘事項ではあるが、重要度が未決定である場合には、「指摘事項に関する重要度評価が完了せず、未決定である」等、本庁担当部門と情報共有した上で記載する。

未決解消後は、4.3(2)指摘事項等概要一覧の「整理番号」及び4.3(5)検査結果の「整理番号」に未決事項の整理番号を追記する。

・検査継続案件

検査でパフォーマンスの劣化が確認されたが、検査期間内にその事実関係が十分に確認できなかったために、確認を継続している事案については、様式6を使用して以下の項目を記載する。該当する案件がない場合は、この項目は記載しない。

- a. 件名
- b. 検査運用ガイド
- c. 確認年月日¹¹

(6) 品質マネジメントシステムの運用（年次検査結果）

検査チームは、事業者の品質保証活動の実効性等、以下の分野におけるパフォーマンスの評価について、様式7を使用して記載する。

なお、実施されなかった四半期については記載しない。

- a. 改善措置活動の実効性
- b. 他施設における運転経験及び知見の活用
- c. マネジメントレビュー等の自己評価及び監査
- d. 安全文化の育成と維持に関する活動

(7) 確認資料

⁹ 事務所としてパフォーマンス劣化を確認した年月日

¹⁰ 注5参照

¹¹ 事務所としてパフォーマンス劣化を確認した年月日

確認した資料について、以下の項目を日常検査、チーム検査の順に記載する。

- a. 検査運用ガイド
- b. 検査項目
- c. 資料名

複数の検査運用ガイドに入力された同一の確認資料は同一の名称で記載する。以後の検査活動（例えば、将来の検査の検査対象の選定のための情報とする）、パフォーマンスの劣化及び指摘事項の重要度評価の判定等を支援するため、確認した文書を適切に記載する。

(8) 添付資料

必要な場合は、指摘事項の重要度評価の根拠等を示す資料を「補足情報」として報告書に添付する。

5. その他

5.1 第三者機関等報告書の取扱い

検査において第三者機関等の報告書を確認した場合は、その内容のみを根拠とした検査結果とはしない。

5.2 図表、写真等

図表、写真等を含めることにより、そうでない場合と比較して、状況の説明を短くすることができたり、複雑な状態の説明が容易になったりする場合は、報告書に使用してもよい。

5.3 報告書の公表

本庁担当部門は、検査結果が「緑」又は「指摘事項（追加対応なし）」であり、かつ、深刻度が「S L IV（通知なし）」である場合は、原子力規制委員会に報告書により報告し、その後、事業者に通知するとともに、原子力規制委員会のホームページを通じて公表する。

ホームページ掲載を行うに際して、報告書の内容に事業者の不開示情報が記載されていないことを十分に確認する。

5.4 報告書に使用するフォント等

報告書に使用するフォント等は以下のとおりとする。

和文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント

欧文フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント

数字フォント：「MS UI Gothic」標準12.0ポイント

用紙：A 4 用紙、縦方向

句読点：「。」 「、」

マージン：上端30mm／下端30mm／左端26mm／右端26mm

6. 別添 1 事業所（施設）名及び記号

事業所（施設）名及び記号を別添 1として示す。

7. 別添 2 報告書の作成サンプル

報告書の作成サンプルを別添 2として示す。

〇〇株式会社〇〇〇〇〇〇〇〇
令和〇〇年度（第〇四半期）
原子力規制検査報告書

令和〇〇年〇〇月
原子力規制委員会

【指摘事項等概要一覧】

(1)

件名	記載注意事項を欄外 [2 - 1] に記載
監視領域	記載注意事項を欄外 [2 - 2] に記載
ガイド 検査項目 検査対象	記載注意事項を欄外 [2 - 3] に記載
指摘事項の重要度 ／深刻度	記載注意事項を欄外 [2 - 4] に記載
指摘事項等の概要	記載注意事項を欄外 [2 - 5] に記載
指摘年月日 整理番号	令和〇〇年〇〇月〇〇日 事業所（施設）記号-確定年月-件数

(記載注意事項)

[2 - 1] 指摘事項とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載する。

[2 - 2] 指摘事項に関連する監視領域（原子力施設安全及び放射線安全）は、以下のとおり。

<原子力施設安全>

【加工事業者、発電用原子炉設置者、再処理事業者】

「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対応・大規模損壊対応」

【試験研究用等原子炉設置者】

「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応」

【使用者（非該当使用者等を除く。）】

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止又は非常時の対応」

【使用済燃料貯蔵事業者、廃棄事業者】

「臨界防止」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」

【非該当使用者等】

「閉じ込めの維持」

<放射線安全>

「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」

[2 - 3] 検査運用ガイドの管理番号及び名称、検査項目並びに選定した検査対象

の名称を記載する。

[2-4] (1) 指摘事項の重要度を記載する。

- ・ 実用発電用原子炉施設：「赤」、「黄」、「白」又は「緑」のいずれかを記載する。
- ・ 核燃料施設等：「指摘事項（追加対応なし）」又は「指摘事項（追加対応あり）」のいずれかを記載する。

(2) 指摘事項の深刻度を記載する。

- ・ 「SL I」、「SL II」、「SL III」、「SLIV（通知あり）」又は「SLIV（通知なし¹²）」のいずれかを記載する。

[2-5] 規制要求に適合しなかった機能要求又は規格の内容、指摘事項の重要度及び事業者が自ら発見したものか否かを記載する。

また、「違反が発生した時期」、「違反が続いた期間（締めくくり会議の時点で進行中であればその旨を記載する。）」及び「違反に対して行った事業者の対応」について記載する。

¹² 通知なし：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書なし
通知あり：本庁による法令違反又はそれに準ずる事業者の行為の通知文書あり

様式 3 - 1

【運転等の状況】

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、廃止措置又は建設状況 記載注意事項を欄外 [3 - 1] に記載
1号機	〇〇. 〇	廃止措置中（使用済燃料搬出済み）
2号機	〇〇. 〇	停止中
3号機	〇〇. 〇	運転中（〇〇月〇〇日発電開始）
4号機	〇〇. 〇	建設中（〇〇月〇〇日建設着工）

(記載注意事項)

- [3 - 1]・運転状況については、検査期間終了時の運転又は停止状況を記載。期間中に発電開始又は発電停止があった場合にはその月日も記載する。
- ・廃止措置状況については、廃止措置中と記載。使用済燃料の状況も記載する。期間中に燃料の搬出が完了した場合や廃止措置計画認可があった場合にはその月日を記載する。
 - ・建設状況については、建設に着工した施設について建設中と記載する。期間中に建設着工や燃料の搬入等が行われた場合にはその月日を記載する。

様式 3 - 2

【運転等の状況】

施設名	検査期間中の運転、廃止措置又は建設状況 記載注意事項を欄外 [3 - 2] に記載
加工施設	生産活動停止中、操業中
再処理施設	運転中、廃止措置中（ガラス固化前）
試験研究用等原子炉施設	停止中、実験中、実験中以外
使用施設	核燃料物質使用中、使用停止中
管理・埋設施設	停止中、運転中
廃止措置施設	廃止措置中（令和〇〇年〇〇月〇〇日～）

(記載注意事項)

- [3 - 2] 3 - 1を参照。
非該当使用者等の施設については、運転等の状況を記載しない。

【指摘事項等の詳細】

(1)

件名	様式 2 と同じ
監視領域	様式 2 と同じ
ガイド 検査項目 検査対象	様式 2 と同じ
指摘事項の重要度 ／深刻度	様式 2 と同じ
指摘事項等の概要	様式 2 と同じ
事象の説明	記載注意事項を欄外 [4 - 1] に記載
指摘事項の重要度 評価等	記載注意事項を欄外 [4 - 2] に記載
規制対応措置	記載注意事項を欄外 [4 - 3] に記載
指摘年月日 整理番号	様式 2 と同じ

(記載注意事項)

[4 - 1] 原子力検査官と事業者が問題に気付いた時期を記載する。指摘事項や違反又はその両方に関連する状況を説明し、指摘事項の重要度評価等及び規制対応措置の項で説明される判断を裏付け、安全への影響を理解するのに十分な事実情報を記載する。また、必要があれば、その指摘事項や違反に関連する他の検査活動の記録や文書名も記載する。それまで把握されていなかった弱点を原子力検査官が発見したと判断される指摘事項や違反の場合、事前に事業者が問題を発見し、分析、評価又は是正処置を行っていても、事業者は適切に問題を分析、評価又は是正しなかったという証拠を記載する。

[4 - 2]

＜パフォーマンスの劣化＞

パフォーマンスの劣化について説明する。適合しなかった規制要件や基準を特定し、事業者がどのように要件を満たさなかったかを説明する。

＜スクリーニング＞

記載されたパフォーマンスの劣化に対して「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき「軽微を超える」根拠を特定し、特定されたスクリーニングの理由を説明する（例えば、監視領域の目的にどのように悪影響を及ぼしたのかについて説明する、是正しないまま放置された場合に、より大きな安全上の懸念につながる可能性について説明する等）。

＜重要度評価＞

指摘事項の重要度を決定するために使用された論理について、以下のとおり記載する。

- (1) 全ての重要度評価プロセスの結果について、以下の事項を説明する。
 - a. GI0007 原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド
 - b. 決定に使用された a のガイドの附属書
 - c. 決定に使用された仮定（これらの仮定は報告書の添付書類で参照し説明することができる。）
 - d. 結果（実用発電用原子炉施設の場合は色、核燃料施設等の場合は追加対応の有無）
- (2) PRA を活用した場合の重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 指摘事項を「緑」と評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」と判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状況が継続した時間を制限した最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和能力や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
 - b. 指摘事項を「緑」を超えると評価するために使用されたスクリーニング基準。「緑」を超えると判定された結果が得られた詳細リスク評価や分析の場合、指摘事項の重要度と不適切な状態が継続した時間が最も有力な炉心損傷シーケンス、残存している緩和機能や復旧の信頼性、又はその両方を含めて記載すること。
- (3) 定性的重要度評価の結果について、以下の事項を説明する。
 - a. 定性的な評価により付された点数の算出の根拠
 - b. 結論に達するために使用された点数

事務所は、「緑」又は「指摘事項（追加対応なし）」を超えるかどうかの初期評価を行う。

[4 - 3]

< 深刻度評価 >

「GI0004 原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき評価を行う。事務所は S L IV を超えるかどうかの初期評価を行う。

なお、指摘事項の重要度評価等及び規制対応措置の内容が大部にわたる場合は、「補足情報」と題し添付書類としてまとめる。

【未決事項】(1)

件名	記載注意事項を欄外 [5 - 1] に記載
ガイド	記載注意事項を欄外 [5 - 2] に記載
概要	記載注意事項を欄外 [5 - 3] に記載
確認年月日	令和〇〇年〇〇月〇〇日
整理番号	事業所（施設）記号-確定年月-件数

(記載注意事項)

[5 - 1] 指摘事項とした事象について、発生した事象の内容及び不適切な行為を分かりやすく簡潔に記載

[5 - 2] 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。

[5 - 3] 「指摘事項に関する重要度評価が完了せず、未決定である」等と未決である理由を記載する。

【検査継続案件】

(1)

件名	様式 5 と同じ
ガイド	記載注意事項を欄外 [6 - 1] に記載
確認年月日	令和〇〇年〇〇月〇〇日

(記載注意事項)

[6 - 1] 検査運用ガイドの管理番号及び名称を記載する。

【品質マネジメントシステムの運用（年次検査結果）】

改善措置活動の実効性	記載注意事項を欄外〔7-1〕に記載
他施設における運転経験及び知見の活用	記載注意事項を欄外〔7-2〕に記載
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査	記載注意事項を欄外〔7-3〕に記載
安全文化の育成と維持に関する活動	記載注意事項を欄外〔7-4〕に記載

(記載注意事項)

〔7-1〕

a. 問題の特定

問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。

b. 問題の重要度分類及び評価

問題の重要度分類及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。

- ・評価及び技術の適切性（必要な場合は根本原因分析を含む。）

- ・オペラビリティ及びその逸脱等の報告に関する適切な検討

- ・問題解決のための重要度分類及び評価に係るリスクの適切な検討

c. 是正処置

事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のために講じられた是正処置に関連する観察事項を記載する。

〔7-2〕

事業者が他施設の運転経験及び知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策を講じているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

〔7-3〕

事業者が実施した是正処置、安全活動の自己評価及び内部監査が事業者のパフォーマンスを適切に評価し、改善が必要な分野を特定し、かつ、改善の活動が実施されているか否かを確認し、その実施状況を記載する。

〔7-4〕

事業者の活動計画及び活動評価（マネジメントレビューの安全文化に関する

事項。根本原因分析を実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む。)について、以下のa及びbの確認を行う。

なお、報告書の記載は、「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(附属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド)」を参照。

- a. 安全文化の育成と維持に関する活動に係る取組状況
- b. 安全文化についての弱点や強化すべき分野に係る評価

【実用発電用原子炉施設】

事業所（施設）	記号
泊発電所	J01
東北電力株式会社 東通原子力 発電所	J02
東京電力ホールディングス株式 会社 東通原子力発電所	J03
女川原子力発電所	J04
柏崎刈羽原子力発電所	J05
福島第二原子力発電所	J06
東海発電所	J07
東海第二発電所	J08
浜岡原子力発電所	J09
志賀原子力発電所	J10
敦賀発電所	J11
美浜発電所	J12
大飯発電所	J13
高浜発電所	J14
島根原子力発電所	J15
伊方発電所	J16
玄海原子力発電所	J17
川内原子力発電所	J18
大間建設所	J19
原子力発電所（その他）	J20

【核燃料施設等】

事業所（施設）	記号
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構	
高速増殖原型炉もんじゅ	K01
新型転換炉原型炉ふげん	K02
大洗研究所	K03
原子力科学研究所	K04
核燃料サイクル工学研究所	K05
人形峠環境技術センター	K06

青森研究開発センター	K07
日本原燃株式会社	
再処理事業所	K08
濃縮・埋設事業所	K09
原子燃料工業株式会社	
熊取事業所	K10
東海事業所	K11
三菱原子燃料株式会社	K12
株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	K13
国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所	K14
リサイクル燃料貯蔵株式会社リサイクル燃料備蓄センター	K15
東芝エネルギーシステムズ株式会社	K16
学校法人近畿大学原子力研究所	K17
国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻	K18
学校法人五島育英会東京都市大学原子力研究所	K19
株式会社日立製作所王禅寺センタ	K20
学校法人立教学院立教大学原子力研究所	K21
ニュークリア・デベロップメント株式会社	K22
日本核燃料開発株式会社	K23
公益財団法人核物質管理センター	
六ヶ所保障措置センター	K24
東海保障措置センター	K25
核燃料施設等（その他）	K26

報告書の作成サンプル

〇〇株式会社〇〇発電所
令和2年度（第1四半期）
原子力規制検査報告書

令和2年7月
原子力規制委員会

目 次

1. 実施概要	24
2. 指摘事項等概要一覧	24
3. 運転等の状況	25
4. 検査内容	25
5. 検査結果	26
6. 確認資料	30

1. 実施概要

(1) 事業者名：〇〇株式会社

(2) 事業所名：〇〇発電所及び本店

(3) 検査実施期間：令和2年4月1日～令和2年6月30日

(4) 検査実施者：〇〇原子力規制事務所

〇〇 〇〇

〇〇 〇〇

〇〇 〇〇

〇〇 〇〇

原子力規制部検査グループ実用炉監視部門

〇〇 〇〇

検査補助者： 〇〇 〇〇

重要度等評価者：原子力規制部検査グループ検査監督総括課検査評価室

〇〇 〇〇

2. 指摘事項等概要一覧 (1)

件名	〇〇発電所〇号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
監視領域(小分類)	閉じ込めの維持
ガイド 検査項目 検査対象	BM0110 作業管理 作業管理 安全系母線(4-3C)に係る保全活動
指摘事項の重要度/ 深刻度	緑 / SLIV (通知なし)
指摘事項等の概要	<p>原子炉停止中の〇〇発電所3号機において、安全系母線の点検に関する配線接続作業を実施していた担当者が誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の4-3C母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、4-3C母線の電圧低下を示す警報が発信し、4-3C母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。</p> <p>作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、これを十分に履行しなかったことは、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。このパフォーマンスの劣化により燃料ピット冷却系が停止したことは「閉じ込めの維持」の監視領域(小分類)の目的に影響を及ぼしており、検査</p>

	指摘事項に該当する。
指摘年月日	令和2年4月3日
整理番号	Jxx-202004-01

3. 運転等の状況

号機	出力 (万 kW)	検査期間中の運転、廃止措置状況及び建設状況
1号機	57.9	廃止措置中（使用済燃料搬出済み）
2号機	91.2	停止中
3号機	91.2	運転中
4号機	91.2	停止中（4月30日発電停止）
5号機	91.2	運転中（6月10日発電開始）
6号機	130.0	建設中（6月20日建設着工）

4. 検査内容

検査は、検査対象に対して適切な検査運用ガイドを使用して実施した。検査対象については、原子力検査官が事前に入手した現状の施設の運用や保安に関する事項、安全活動の状況、リスク情報等を踏まえて選定し、検査を行った。検査においては、事業者の実際の安全活動、社内基準、記録類の確認、関係者への聞き取り等により活動状況を確認した。検査運用ガイドは、原子力規制委員会ホームページに掲載されている。

第1四半期は、以下のとおり検査を実施した。

4. 1 日常検査

(1) ガイド BM1040 ヒートシンク性能

検査項目 ヒートシンク性能

検査対象

- 1) ○号機 RSW熱交換器

(2) ガイド BM0110 作業管理

検査項目 作業管理

検査対象

- 1) 施工管理に係る活動（選定理由：異常事象発生）（指摘事項あり）

(3) ガイド B01030 原子炉起動停止

検査項目 原子炉起動停止

検査対象

- 1) ○号機 原子炉の起動操作に係る準備の実施状況
- 2) ○号機 原子炉の起動操作の実施状況

(4) ガイド BQ0010 品質マネジメントシステムの運用

検査項目 半期検査

検査対象

- 1) ○○○

(5) ガイド BZ2010 非該当使用者等

検査項目 非該当使用者等

検査対象

- 1) 放射線源貯蔵施設

4. 2 チーム検査

(1) ガイド BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング

検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング

検査対象

- 1) 事業者の内部被ばく判定評価活動
- 2) ○号機 放射性液体廃棄物系統配管の近接防止表示
- 3) 事業者の原子力入構者管理システムによる平成 30 年度個人被ばく実績

(2) ガイド BQ0010 品質マネジメントシステムの運用

検査項目 年次検査

検査対象

- 1) 改善措置活動の実効性、他施設における運転経験及び知見の活用、マネジメントレビュー等の自己評価及び監査、安全文化の育成と維持に関する活動

5. 検査結果

5. 1 指摘事項等の詳細

(1)

件名	○○発電所○号機 作業計画書の不十分な履行による燃料ピット冷却系の停止
監視領域(小分類)	閉じ込めの維持

ガイド 検査項目 検査対象	BM0110 作業管理 作業管理 安全系母線（４－３Ｃ）に係る保全活動
指摘事項の重要度 ／深刻度	緑 ／ S L IV（通知なし）
指摘事項等の概要	<p>原子炉停止中の〇〇発電所３号機において、安全系母線の点検に関する配線接続作業を実施していた担当者が誤って作業対象ではない端子に配線を接続したことにより、供用中の４－３Ｃ母線電圧検出回路のヒューズが溶断した。この結果、４－３Ｃ母線の電圧低下を示す警報が発信し、４－３Ｃ母線から給電されている燃料ピット冷却系等の設備が停止した。</p> <p>作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、これを十分に履行しなかったことは、保安規定第３条「７．５．１業務の管理」の違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。このパフォーマンスの劣化により燃料ピット冷却系が停止したことは「閉じ込めの維持」の監視領域（小分類）の目的に影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p>
事象の説明	<p>平成１７年４月６日、定期検査のため原子炉停止中の〇〇発電所３号機において、安全系母線４－３Ｄの電圧検出回路に関するテスト用配線の接続作業を実施していた担当者が、本来、作業計画書に基づき、養生等を実施して対象の４－３Ｄ母線側の端子を明確にしてから配線作業を行うべきところ、これを実施せず、誤って作業対象でない４－３Ｃ母線側の端子に配線を接続した。その結果、４－３Ｃ母線電圧検出回路の回線保護用ヒューズが溶断し、母線電圧の低下を示す警報「４－３Ｃ、Ｄ母線電圧低（UV動作）」が発信した。この警報が発信したことにより、４－３Ｃ母線から給電していた、Ａ及びＢ海水ポンプ、Ａ原子炉補機冷却水ポンプ、Ａ燃料ピットポンプ等の設備が停止し、燃料ピット冷却系による燃料ピットの除熱機能が約４４分間喪失した。</p>
指摘事項の重要度 評価等	<p>[パフォーマンスの劣化]</p> <p>４－３Ｄ母線電圧検出回路に係る点検の作業計画書では、作業誤りを防止するために養生等を実施することが規定されており、作業員が養生等を実施せずに配線接続作業を行ったことは、業務が管理された状態で実施されていたとは言えないことから、保安規定第３条「７．５．１業務の管理」の要求事項に対する違反であり、パフォーマンスの劣化に該当する。</p>

	<p>[スクリーニング]</p> <p>このパフォーマンスの劣化により、4-3C母線から電源を供給されているA系統の設備、特に、燃料ピット冷却系の機能が44分間停止した。使用済燃料の冷却は被覆管による放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要であることから、パフォーマンスの劣化は「閉じ込めの維持」の監視領域（小分類）の「評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）」、「ヒューマン・パフォーマンス」の属性に関係付けられ、当該監視領域（小分類）の目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p> <p>[重要度評価]</p> <p>当該原子炉は定期検査のため停止中であり、燃料集合体は全て炉心から燃料ピットに移動され、燃料ピット冷却系により残留熱の除去が行われていた。</p> <p>この状態を踏まえると、リスク評価上着目すべき対象は使用済燃料の冷却状態であり、その指摘事項の重要度を評価するため「安全重要度評価プロセスに関するガイド」、「附属書1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド」、「別紙3-閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問」を適用した。この結果、詳細リスク評価の要否を判断するための「D. 使用済燃料プール」の質問に対する答えが全て「いいえ」となることから詳細リスク評価は不要と判断し、重要度は「緑」と判定する。</p>
規制対応措置	<p>[深刻度評価]</p> <p>検査指摘事項は、保安規定第3条「7. 5. 1業務の管理」の違反であり、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき評価を行った結果、深刻度の評価において考慮する「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、指摘事項の重要度の評価結果を踏まえ、事象の深刻度は「SLIV」と判定する。また、当該事象は同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足することから、違反等の通知は実施しない。</p>
指摘年月日 整理番号	令和2年4月3日 Jxx-202004-01

5. 2 未決事項

(1)

件名	〇〇〇〇
ガイド	BM0110 作業管理
概要	指摘事項の重要度評価が完了せず、未決定である。
確認年月日	令和2年6月26日
整理番号	Jxx-202006-01

5. 3 検査継続案件

(1)

件名	〇〇〇
ガイド	BM0110 作業管理
確認年月日	令和〇〇年〇〇月〇〇日

5. 4 品質マネジメントシステムの運用年次検査結果

改善措置活動の実効性	
他施設における運転経験及び知見の活用	
マネジメントレビュー等の自己評価及び監査	
安全文化の育成と維持に関する活動	

6. 確認資料

6. 1 日常検査

(1) ガイド BM1040 ヒートシンク性能

検査項目 ヒートシンク性能

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

(2) ガイド B01020 設備の系統構成

検査項目 系統構成確認

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

○○○○○○○○

(3) ガイド B01030 原子炉起動停止

検査項目 原子炉起動停止

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

○○○○○○○○

(4) ガイド BQ0010 品質マネジメントシステムの運用

検査項目 半期検査

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

○○○○○○○○

(5) ガイド BZ2010 非該当使用者等

検査項目 非該当使用者等

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

○○○○○○○○

6. 2 チーム検査

- (1) ガイド BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング
検査項目 放射線被ばく評価及び個人モニタリング
資料名

立入退出情報一覧 0519387

放射線管理要領 (R-30-210)

放射線業務指定・解除手続要則 (R-30-210-14)

管理区域内作業手続要則 (R-30-210-1)

放射線管理 M0 実施記録 (2019 年 11 月 18 日)

- (2) ガイド BQ0010 品質マネジメントシステムの運用
検査項目 年次検査

資料名

○○○○○○○○

○○○○○○○○

○○○○○○○○

特別検査運用ガイド

(案)

(GI1005_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

—目次—

1. 目的.....	1
2. 特別検査の流れ.....	1
3. 特別検査の要否・体制の判断	1
4. 特別検査の実施.....	2
5. 検査結果の取りまとめ	2
図 1. 特別検査実施フロー図.....	3

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領に基づき、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。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）が所有する施設（以下「原子力施設」という。）において、リスクが高く安全上重要と思われる事象（以下「異常事象」という。）若しくは特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）事案が報告された場合、又は法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査（以下「検査」という。）において異常事象を特定した場合に、基本検査とは別に、原子力規制委員会が異常事象の状況及び事業者の初動対応の実施状況を直接確認するために実施する特別検査の実施手法等について定めたものである。

2. 特別検査の流れ

異常事象発生後、特別検査の要否判断から検査体制構築、検査実施までの一連の流れについて以下に示す。（図 1 のフロー図参照）

- (1) 原子力施設において異常事象が発生した場合、当該施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の原子力検査官（以下「検査官」という）は、「事象発生時の初動対応」検査運用ガイドを用いて、速やかに情報収集を行い、本庁の担当監視部門に報告する。
- (2) 当該報告を受けた担当監視部門は、事業者から提供された情報も踏まえ、表 1 の視点により、特別検査の要否を総合的に判断し、検査担当の指定職が最終的にその要否を決定する。
- (3) 担当監視部門は、事業者から報告された情報及び当該施設を担当する事務所の検査官が収集した情報を踏まえ、特別検査の体制を構築（チームリーダー及びチーム員を選任）する。

3. 特別検査の要否・体制の判断

- (1) 担当監視部門は、異常事象及び核物質防護事案（以下「異常事象等」という。）に対する特別検査の要否を判断するに当たり、表 1 の視点を考慮する。その際、表 1 に加えて「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を参考にすることができる。
- (2) 担当監視部門は、表 1 の視点に加え、監視領域の劣化の程度、職業・公衆被ばくの程度や環境への影響も考慮した上で、検査の体制を判断する。必要に応じて、原子力規制庁他部門の技術スタッフの支援を得る。

表1 特別検査の実施を判断する視点

設計基準を逸脱する原子力施設の運転・操作状態が発生したか
原子力施設の設計、建設・改造や運転・操作において重大な問題があり、他施設にも影響するおそれがあるか
閉じ込め機能の重大な喪失が生じたか
実際の事故・トラブルが発生した場合に利用される緩和系において、一つの安全機能が喪失した場合又は複数の設備・機器やシステムで故障が発生したか
原子力安全上の影響が広範囲に及ぶ可能性があるか
原子力施設の設備・機器やシステムで想定外の動作が起きたか
原子力安全に係る設備・機器やシステムの故障が繰り返し起きた場合又はこれらの運転・操作誤りが繰り返されたか
事業者のパフォーマンスに安全上の懸念があるか
核燃料物質の盗取又は所在不明が生じた場合等核物質防護上重大な事案が発生したか

4. 特別検査の実施

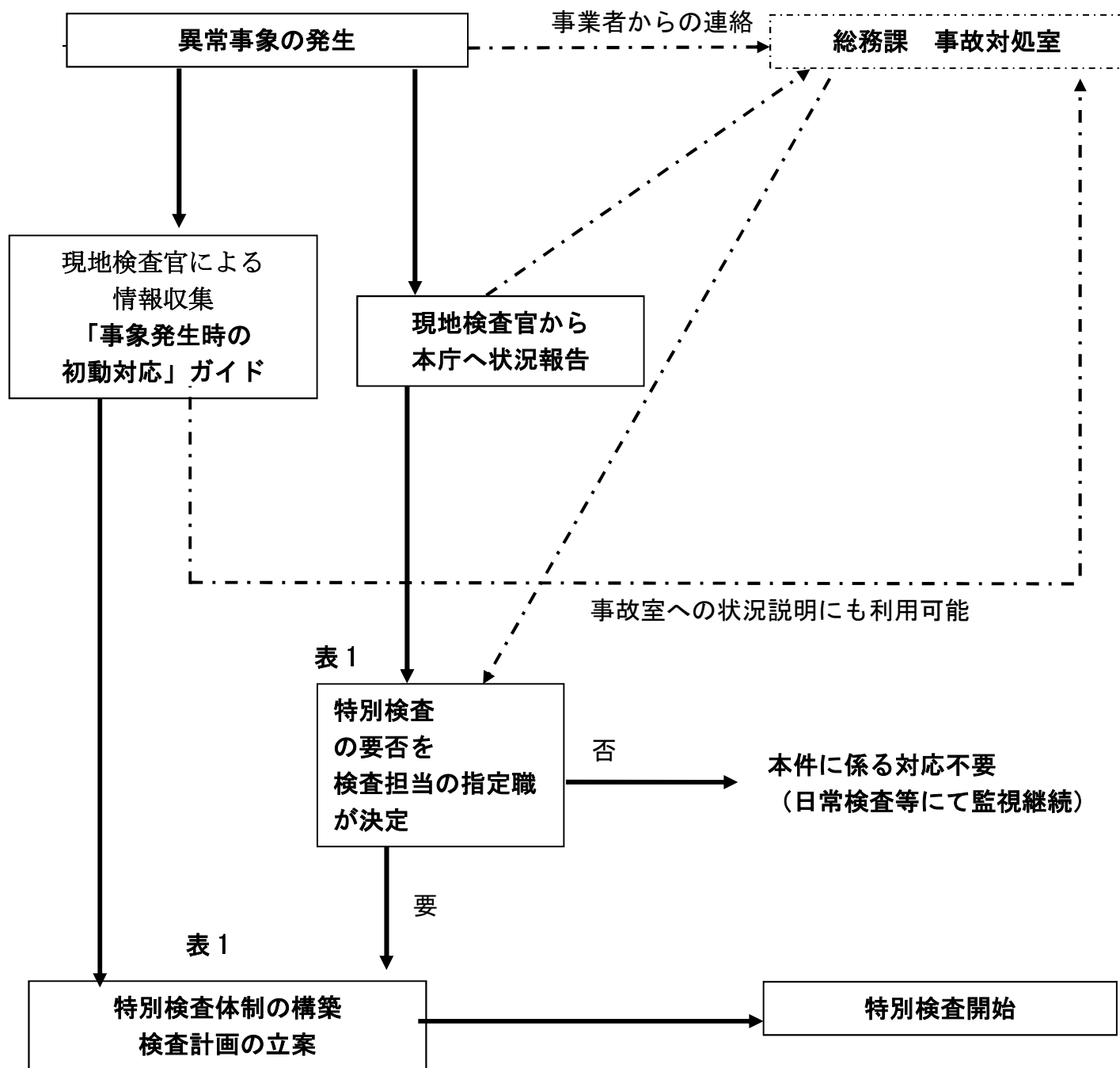
担当監視部門は、特別検査の対象、具体的な検査内容、スケジュール等を決定し、検査チームはこれに基づき特別検査を実施する。検査の実施に当たっては、異常事象に関連する基本検査の検査運用ガイドを用いても構わない。

検査チームは、特別検査の実施に当たっては、異常事象等の状況及び異常事象等発生時の事業者の初動対応を正確かつ詳細に把握することに主眼を置き、異常事象等発生現場の確認や、事業者（初動対応を行った従業員を含む。）へのインタビュー等を行うことにより、故障した設備の状況や放射性物質の漏えいの有無、異常事象発生前の設備状況や事業者の活動状況、異常事象等発生直後に事業者が行った行為などを詳細に把握するように努める。また、チームリーダーは、検査実施中は検査の進捗等について緊密に担当監視部門と情報共有し、助言・指導を得る。

5. 検査結果の取りまとめ

検査チームは、検査終了後速やかに特別検査報告書を取りまとめる。同報告書には、異常事象等の状況を詳述するとともに、事業者の対応について時系列に沿って詳細に整理する。担当監視部門は、同報告書の内容を確認した後、速やかに原子力規制委員会に報告するとともに、その後の原子力規制検査やその他の監視活動において活用する。

図 1. 特別検査実施フロー図



○ 改訂履歴

No.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

原子力安全に係る重要度評価等の事務手順運用ガイド

(案)

原子力規制委員会
原子力規制庁
検査監督総括課

目 次

1. 目 的.....	3
2. 検査指摘事項の重要度評価.....	4
3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）.....	12
4. 総合的な評価.....	16

1. 目 的

本事務手順ガイドは、原子力規制検査等実施要領に記載されている事項のうち、以下の項目に係る具体的な事務手順を定めたものである。

- 2.3 検査指摘事項の重要度評価
- 2.5 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）
- 2.7 総合的な評価
- 2.8 総合的な評価の結果の通知及び公表

2. 検査指摘事項の重要度評価

検査指摘事項の重要度評価に係る重要度評価に関しては、安全重要度評価プロセスに関するガイドに定められている事項のほか、以下の事務手順に沿って実施する。

2.1 SERP 予備会合の実施及び安全重要度評価書の項目

(1) 会合の準備

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において暫定的な重要度評価及び対応措置案を検討するため、予備会合を開催する前に様式 2-1 により安全重要度評価書案を作成する。本評価書は検査評価室が取りまとめる。
- b. 担当部門管理官が、事業者に対して核原料物質、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。以下「法」という。）に基づく保安規定変更命令等の行政処分が必要と判断する場合には、予備会合において規制対応措置案についての検討も行う。

(2) 会合の実施及び結果の通知

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 予備会合において安全重要度評価書案等に基づき事象及び検査指摘事項の概要並びに重要度の評価結果に関して説明を行う。
- b. 担当部門及び検査評価室は、暫定的な安全重要度評価結果及び当該結果を受けた対応区分を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、SERP 予備会合による暫定的な重要度評価の結果について様式 2-2 に安全重要度評価書を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。

○通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に書面により意見聴取会の開催を要求できること

○意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができること

○期限までに要求がない場合は、通知のあった日付でこの暫定的な安全重要度評価が最終的な評価結果となること

2.3 意見聴取会の実施

担当部門管理官は、意見聴取会を主催し、原則として SERP 構成員が出席する。意見聴取会の庶務は、検査評価室が担当する。

2.4 SERP 本会議

(1) 会合の準備

- a. 担当部門及び検査評価室は、本会合の前に、事業者からの意見及び新たな情報に関して評価を行い、安全重要度評価書を変更する必要があるか否かについて検討を行う。
- b. 担当部門は、事業者に対して法に基づく保安規定変更命令等の規制対応措置が必要と判断する場合には、対応措置案を取りまとめ、会合までに法規部門との調整を行うものとする。

(2) 会合の実施及び結果の通知

- a. 担当部門及び検査評価室は、SERP 本会合において安全重要度評価書の変更部分及び変更理由並びに事業者の意見に対する見解について説明を行う。
- b. 担当部門及び検査評価室は、会合における議論を踏まえ最終的な SERP 評価書を作成し、SERP 構成員の了解を得る。
- c. 担当部門は、SERP 本会合の結果について原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で、SERP 本会合による重要度評価の結果について様式 2-3 に安全重要度評価書を添付の上、事業者に通知する。併せて、以下についても通知する。

- 評価結果について不服がある場合は、通知のあった日の翌日から起算して 7 日以内に、原子力規制委員会に対して申立てを行うことができる
- 期限までに申立てがない場合は、通知のあった日付で評価結果が確定すること

2.5 申立てのプロセス

(1) 会合の準備

担当部門及び検査評価室は、事業者からの申立てがあった場合には、申立てに対する判定会合で審議を行うための決定書案を作成する。

(2) 公開会合の実施

担当部門及び検査評価室は、判定会合の実施に先立ち、事業者から申立ての内容について直接聴取するため公開会合を実施する。会合の庶務は、検査評価室が担当する。

(3) 判定会合及び SERP の実施

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書案について説明を行う。判定会合終了後、議論を踏まえて最終的な決定書を作成し構成員の了解を得る。
- b. 担当部門及び検査評価室は、判定会合の決定に基づき、必要があれば SERP

報告書の修正案を作成する。

- c. SERP 報告書の修正がある場合には、SERP 会合を開催し、修正案について検討を行うものとする。

(4) 原子力規制委員会における審議

- a. 担当部門及び検査評価室は、決定書及び SERP 報告書（修正がある場合に限る。）を原子力規制委員会に報告し、了承を得る。
- b. 担当部門及び検査評価室は、様式 2 - 4 に決定書及び SERP 報告書（修正がある場合に限る。）を添付の上、事業者等に通知する。

様式 2 - 1 SERP 評価書

原子力規制検査における指摘事項に関する安全重要度の評価結果 (安全重要度評価書)

1. 検討経緯

令和〇年〇月〇日、〇〇において基本検査を実施していたところ〇〇に関する事象を現地検査官が確認した。当該事象について〇月〇日に「緑」を超える指摘事項であると判断された。そのため、安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき、重要度及び深刻度レベルを評価するため安全重要度評価・規制対応措置会合（SERP）等を開催した。

2. SERP 及び意見聴取会の開催日程等

(1) SERP 予備会合

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

(2) 意見聴取会等

- ・日 時：
- ・場 所：

※書面にて意見が提出された場合又は意見陳述の要望がなかった場合は、その旨記載する。

(3) SERP 本会合

- ・日 時：
- ・場 所：
- ・出席者：

3. 安全重要度評価/深刻度レベル

SERP での審議の結果、安全重要度を「○」/深刻度レベルを「○」と評価する。

4. 重要度評価等の詳細

別紙のとおりである。

<別紙>

件名	
安全重要度/ 深刻度レベル	
監視領域	
安全重要度の 評価結果の概 要	
指摘事項の説 明	
重要度評価の 判定	[パフォーマンスの劣化] [スクリーニング] [重要度評価] [深刻度評価]

様式 2 - 2 暫定評価の通知文

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）

令和〇年度原子力規制検査における重要度の暫定評価について

核燃料物資、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61条の2の2に基づく原子力規制検査において、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の安全重要度を別紙のとおり暫定評価したので結果を通知します。

この暫定評価について意見がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して7日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により意見聴取会の開催を要求することができます。なお、意見聴取会の開催の要求に代えて書面により意見を提出することができます。

なお、期限までに回答がない場合においては、通知のあった日付でこの暫定評価を最終的な重要度評価とします。

様式 2 - 3 最終評価の通知文

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）

令和〇年度原子力規制検査における重要度等の評価について

核燃料物資、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61条の2の2に基づく原子力規制検査において、令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の安全重要度を別紙のとおり評価したので結果を通知します。

この評価結果について不服がある場合は、この通知のあった日の翌日から起算して7日以内（期限：〇月〇日まで）に、書面により申立てを行うことができます。

様式 2 - 4 判定結果の通知文

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）

重要度評価に関する申立てに対する決定について

原規規第〇号において通知した令和〇年〇月〇日に特定された検査指摘事項の重要度評価に関する申立てについて、別紙のとおり決定したので通知します。

3. 対応区分の設定（追加検査の適用の考え方）

3.1 対応区分の評価基準

担当部門は、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の分類に応じて、原子力規制検査実施要領における以下の評価基準に基づき対応区分を設定する。

＜第1区分：追加検査なし＞

- ・全ての安全実績指標が緑及び検査指摘事項がある場合にその全ての評価が緑

＜第2区分：追加検査1＞

- ・監視領域（大分類）において白が1又は2

＜第3区分：追加検査2＞

- ・一つの監視領域（小分類）において白が3以上又は黄が1以上、又は
- ・監視領域（大分類）において白が3

＜第4区分：追加検査3＞

- ・監視領域（小分類）の劣化が繰り返し又は、
- ・監視領域（小分類）の劣化が複数又は、
- ・黄が複数又は、
- ・赤が1以上

3.2 対応区分の変更の時期

(1) 担当部門は、事業者から安全実績指標が提出された日及び検査指摘事項の重要度評価が最終決定した日から、第2区分、第3区分又は第4区分への対応区分変更について検討を行う。

(2) 第2区分、第3区分又は第4区分への変更の時期は以下のとおりとする。

- a. 安全実績指標に関しては、該当する四半期初日から
- b. 検査指摘事項に関しては、締めくくり会議で指摘事項とした日の四半期初日から

(3) 担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に設定された場合は、その要因となった状態の改善状況を追加検査により確認し、改善の効果が確認できた場合は、第1区分に変更する。なお、第1区分への変更日は、追加検査終了の通知の日までとする。

3.3 評価基準の対象となる期間の考え方

- (1) 安全実績指標が評価基準の対象となる期間は当該四半期の初日から終了日までとする。
- (2) 重要度評価結果が評価基準の対象となる期間は、締めくくり会議で指摘事項とした日の四半期初日から、追加検査終了の通知の日までとする。

3.4 対応区分変更に関する事業者への通知

- (1) 担当部門は、対応区分が第2区分、第3区分又は第4区分に設定が変更された場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-1のとおり事業者へ通知する。
- (2) 担当部門は、追加検査が完了して第1区分に変更する場合には、原子力規制委員会に報告及び了承を得た上で、様式3-2のとおり事業者へ通知する。

3.5 その他

- (1) 安全実績指標の値の分類により評価基準の対象となった事象が検査指摘事項としても評価基準の対象になっている場合は、いずれかの分類の程度の大きいもののみを対象として取り扱う。
- (2) 事業者から重要度の最終評価に対する申立てがなされた場合、申立てに対する判定が決定するまで対応区分の変更は保留される。
- (3) 対応区分の設定が困難な事象については、SERPにおいて対応区分を検討する。

様式 3-1 対応区分の変更

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

原規規第〇号の検査指摘事項に対する重要度評価の結果（又は令和〇年第〇四半期の安全実績指標の結果）を踏まえ、下記のとおり対応区分を変更したので通知します。

なお、今回の対応区分の変更を受けて追加検査を実施するので、根本的な原因分析（第3区分以上が設定された場合には、安全文化の改善に係る検討を含み、このうち第4区分が設定された場合には、外部機関による評価を含む。）を伴う改善措置活動の計画及びその実施結果について令和〇年〇月〇日までに（第4区分が設定された場合には、改善活動の計画及びその実施計画について、それぞれ期限を設定する。）報告願います。

記

1. 対応区分
区分〇とする。

2. 対応区分が適用される日
令和〇年〇月〇日とする。

以上

様式 3-2 対応区分の変更

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制庁原子力規制部
安全規制管理官（〇〇担当）

原子力規制検査に係る対応区分の変更について（通知）

原規規第〇号に基づく追加検査の結果を踏まえ、本日付で対応区分 1 としたので通知します。

4. 総合的な評価

4.1 総合的な評価の実施

担当部門は、原則として、規制体系の基礎となる事業等の許可又は指定の単位で、総合評価を年度終了後速やかに行う。

4.2 総合的な評価の構成及び内容

担当部門は、原子力規制検査実施要領に記載されている総合的な評価の考慮事項について評価する。具体的な構成及び記載事項については以下のとおりとする。

(1) 当該年度における原子力規制検査等の結果

各監視領域の評価に当たっては、検査指摘事項の重要度評価及び安全実績指標の値の分類を踏まえることとしている。具体的な記載項目は以下のとおり。

【記載項目】

○原子力規制検査の結果

- ・基本検査における指摘事項の有無、指摘事項があった場合には、その件数、概要、重要度評価の結果など

○安全実績指標の結果

○その他（必要に応じ）

- ・前回の評価から対応区分に変更がある場合はその結果と理由
- ・3年間以上継続して第3区分が設定されている場合は事業者の安全活動の改善に係る取組状況等
- ・検査等を通じて確認された安全上の懸念（指摘事項とするか継続確認中の検査気付き事項、改善活動上の問題など）

(2) 総合的な評価

総合的な評価に当たっては、(1)の内容を踏まえ、事業者の活動が各監視領域に関連する活動目的を達成しているかどうかを記載する。

(3) 次年度以降の検査計画

総合的な評価の結果を踏まえた次年度以降の検査計画（向こう1.5～2年程度）を記載する（基本計画（特にチーム検査）、必要に応じて追加検査など）。担当部門は、総合的な評価に当たっては、安全に関する最新の知見を踏まえ、事業者が各監視領域での活動目的の達成に向けて改善している活動やその効果について検証し、改善が図られているかどうかを勘案する。

4.3 総合的な評価の結果の通知及び公表

- (1) 担当部門は、当該年度が終了してから原則 60 日を目途に様式 4-1 により総合評価案を取りまとめ、原子力規制委員会へ報告し了承を得る。
- (2) 施設検査担当部門は、総合評価の結果を事業者に通知するとともに、原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。

様式 4 - 1 : 総合評価結果の通知文及び内容のイメージ

番 号
令和〇年〇月〇日

〇〇株式会社
〇〇 〇〇 殿

原子力規制委員会

原子力規制検査の結果に基づく総合的な評価の結果の通知について

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 3 2 年法律第 1 6 6 号）第 6 1 条の 2 の 2 第 7 項の規定に基づく総合的な評価の結果について、同条第 9 項の規定に基づき、別紙のとおり通知します。

令和元年度* 原子力規制検査の総合的な評価について（〇〇発電所〇号機）

令和元年度に原子力規制庁が〇〇（株）〇〇発電所〇号機において実施した原子力規制検査の結果に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2の2第7項に基づく総合的な評価は以下のとおりである。

1. 令和元年度 原子力規制検査等の結果

原子力規制庁は、令和元年度において事業者の活動に関して基本検査を実施した。その結果は以下のとおりである。

（1）原子力規制検査の結果

年度の検査計画どおり基本検査を実施し、指摘事項は確認されなかった。

（2）安全実績指標の結果

安全実績指標（全14項目）は、期間を通じて緑の状態であった。

（3）その他事項

以下の事象については検査を継続中である。

〇CAP活動において、不適合事象の抽出及び不適合事象のグレード付けが事業者マニュアルに従って適切に行われておらず、必要な改善活動が行われていないおそれがある事象【使用検査ガイド：BQ0010】

〇スプリンクラー設備の防護対象となるケーブルが散水障害により有効に消火できないおそれがある事象【使用検査ガイド：BE1021】

2. 総合的な評価

令和元年度の事業者の活動に関しては、

- ・安全実績指標について全て安全確保の機能又は性能に影響がないものと評価されること
- ・指摘事項は確認されなかったこと

から対応区分は第1区分であり、事業者の各監視領域に関連する活動目的を満足しており、自律的な改善が見込める状態と評価する。

3. 次年度以降の検査計画

令和2年度の原子力規制検査は、上記の総合的な評価の結果を踏まえ、引き続き基本検査を行うこととする。今後2年間のチーム検査については、以下のとおりとする。

- ・火災防護検査（3年）【BE1021】 : 令和2年〇月～〇月頃

- ・ 設計管理【BM1100】 : 令和2年〇月 ~ 〇月頃
- ・ 放射線防護関係【RE0020, RE0040, RE0050】 : 令和3年〇月 ~ 〇月頃

原子力規制検査における追加検査運用ガイド

(案)

(GI0011_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1. 目的	- 8 -
2. 適用範囲	エラー! ブックマークが定義されていません。
3. 用語の定義	- 8 -
4. 検査要件	- 8 -
5. 追加検査の実施内容について	- 9 -
5.1 追加検査の開始	- 9 -
5.2 追加検査実施の体制等	- 10 -
6. 追加検査結果を踏まえた対応	- 10 -
6.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映	- 10 -
6.2 基本検査への反映	- 11 -
7. 検査等の実施に係る手続等	- 11 -
7.1 追加検査の実施に係る事業者への通知	- 11 -
7.2 追加検査完了後の手続	- 11 -
表 1 対応区分（実用発電用原子炉施設）	エラー! ブックマークが定義されていません。
表 2 対応区分（核燃料施設等）	エラー! ブックマークが定義されていません。

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領（原規規発第 1912257 号-1 令和元年 12 月 25 日 原子力規制庁長官決定）に基づき、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。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者（以下「事業者」と総称する。）が所有する施設において、法第 61 条の 2 の 2 の規定に基づく原子力規制検査のうち原子力規制検査等に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。）第 3 条第 2 項に基づく追加検査を実施するためのプロセス、検査の内容等の運用について定めたものである。

追加検査を実施し、検査指摘事項等に対する事業者の改善活動等の安全活動を監視することにより、被規制者のパフォーマンスの改善、対応区分の再設定及び以降の基本検査に役立てる。

2. 用語の定義

(1) 追加検査1

各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に軽微な劣化がある状態

(2) 追加検査2

各監視領域における活動目的は満足しているが、事業者が行う安全活動に中程度の劣化がある状態

(3) 追加検査3

各監視領域における活動目的は満足しているが、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

3. 検査要件

追加検査の実施は、表1又は表2に示す対応区分に従って決定する。

(1) 追加検査1の実施

a. 実用発電用原子炉施設

監視領域（大分類）において「白」が1又は2の場合に実施する。

b. 核燃料施設等

指摘事項（追加対応あり）があった場合、重要度評価・規制対応措置会合（以下「SERP」という。）^{*1}によって決定された追加検査の程度に応じて実施する。

※1：「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」参照

(2) 追加検査2の実施**a. 実用発電用原子炉施設**

一つの監視領域（小分類）において「白」が3以上若しくは「黄」が1以上又は監視領域（大分類）において「白」が3の場合に実施する。

b. 核燃料施設等

追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。

(3) 追加検査3の実施**a. 実用発電用原子炉施設**

監視領域（小分類）の劣化が繰り返し、監視領域（小分類）の劣化が複数、「黄」が複数又は「赤」が1以上の場合に実施する。

b. 核燃料施設等

追加検査1と同じく、SERPによって決定された追加検査の程度に応じて実施する。

原子力規制委員会は、追加検査を行おうとするときは、あらかじめ、事業者に対し、追加検査の区分及び検査事項を通知するとともに、報告すべき事項及び期限を示して、安全活動の改善状況に係る報告を求めるものとする。

検査事項とは、表1、表2の対応区分の検査対応にある視点等を踏まえ、追加検査で確認する事業者の安全活動等を記載するものである。

4. 追加検査の実施内容について**4.1 追加検査の開始****(1) 追加検査1の場合**

事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。

(2) 追加検査2の場合

事業者から、検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定及び改善措置活動の計画が決定した旨等の報告を受理し、原子力規制庁の担当部門が検査を実施可能と判断した後、追加検査を行う。

(3) 追加検査3の場合

事業者から改善措置活動の計画について報告を受理した後、当該計画を踏まえた検査の計画を作成し、追加検査を行う。

本追加検査の対象となる検査指摘事項は重大な問題を抱えている場合が多い

ことから、事業者が行う検査指摘事項に関する直接原因の特定、根本的な原因の特定、安全文化及び核セキュリティ文化要素の劣化兆候の特定（第三者により実施された安全文化及び核セキュリティ文化の評価を含む。）及び改善措置活動の計画が終了していない場合でも、追加検査3実施のための準備を進めることができる。

4.2 追加検査実施の体制

各担当部門は、追加検査の検査事項を勘案して専門的な知識を有する原子力検査官（以下「検査官」という。）を指名し、以下の体制を目安として検査のチームを編成する。

なお、チーム編成の際には、追加検査実施の起因となった指摘事項を発見した検査官又はその検査のリーダー等を含めて、関連する情報を共有できる体制を構築することが望ましい。

(1) 追加検査1

専門的な知識を有する検査官1～2人及び対象事業者の施設を担当する原子力規制事務所（以下「事務所」という。）の検査官の計2～3人の体制とする。

本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約40人・時間程度を目安とする。

(2) 追加検査2

専門的な知識を有する検査官3～4人及び事務所の検査官の計5～6人の体制とする。

本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約200人・時間程度を目安とする。

(3) 追加検査3

専門的な知識を有する検査官及び事務所の検査官合わせて10～20人程度で体制とする。

本追加検査に要する時間は、対応する検査官全員で約2000人・時間程度を目安とする。

5. 追加検査結果を踏まえた対応

5.1 追加検査結果の報告及び対応区分への反映

追加検査を行った担当部門が事業者の活動による改善の効果を確認した場合は、検査を完了し、当該検査結果及び新しい対応区分を委員会に報告する^{※3}。

※3：追加検査は事業者の検査指摘事項等に対する改善措置活動の計画等の状況を確認するものであり、検査官が適切であると認めるまで検査は継続することから、最終的な検査結果として、事業者により改善措置活動の計

画が適切に実施されていることを報告することにより、対応区分を第1区分に再設定することとなる。

5.2 基本検査への反映

各担当部門は、追加検査で得られた情報について当該施設を担当する事務所の検査官などと共有し、各担当部門又は事務所の検査官が継続的にその後の事業者の状況を監視する必要があると判断した場合は、当該情報を監視するための基本検査の検査対象とする。

6. 検査等の実施に係る手続等

6.1 追加検査の実施に係る事業者への通知

検査指摘事項の評価に従って対応区分を第2区分、第3区分又は第4区分に設定した場合、追加検査の実施が必要となるが、追加検査の詳細なスケジュール等は、各担当部門が事業者と調整した上で、決定、通知する。

追加検査の実施に当たっては、規則第7条に基づき当該事業者に対して対応する手数料の納付を納入告知書の交付により求める。

6.2 追加検査完了後の手続

各担当部門は、各追加検査の結果及び新しい対応区分を事業者に通知する。

また、検査監督総括課は、これらを原子力規制委員会のホームページに掲載し公表する。ただし、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報は除くものとする。

○ 改訂履歴

No.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/1	施行	

**使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の
確認等に係る運用ガイド(案)**

原子力規制委員会
原子力規制庁
原子力規制部

1. 目的

本文書は、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。以下「法」という。)第43条の3の11第3項^{※1}、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則^{※1}(昭和53年通商産業省令第77号。以下「規則」という。)に基づき、原子力事業者等^{※2}の行う使用前事業者検査(使用施設においては使用前検査。以下本ガイドにおいて同じ。))に関する原子力規制委員会(以下「当委員会」という。)の確認等(以下「使用前確認」という。)に係る運用を定めたものである。

※1:実用発電用原子炉施設についての法の条項及び規則を記載している。実用発電用原子炉施設以外の施設については、当該施設の法の条項及び規則に読み替える。以下同じ。

※2:製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者(政令第41条該当)

2. 用語の定義

本要領において用いる用語としては、法令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に基づくほか、以下のとおりとする。

新增設工事 : 発電用原子炉の設置の工事(新設工事)及び発電用原子炉の基数の増加の工事(増設工事)をいう。核燃料施設等^{※3}においては、設置の工事(新設工事)をいう。

改造修理工事: 発電用原子炉施設又は核燃料施設等の新增設工事以外の工事をいう。

※3:再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物管理施設、廃棄物埋設施設及び使用施設をいう。

3. 使用前確認

3.1 使用前確認の申請

(1) 使用前確認の申請時期

使用前確認に係る申請は、法第43条の3の9第1項若しくは第2項又は法第43条の3の10第1項の規定に基づく設計及び工事の計画(以下「設工認」という。)の認可後又は届出後に申請できることとなる。

ただし、実用発電用原子炉施設の場合、届出に係る設工認については、法第43条の3の10第2項及び第3項の規定により工事開始に制限があることから、制限されてい

る期間においては使用前事業者検査の開始はできない。法第43条の3の10第3項の規定により制限の期間を短縮している場合にはその期間を把握するため、当該設工認に係る文書の写しを審査担当から入手することとする。

なお、申請された後に行う使用前確認の事務手続き等を踏まえて、初回の使用前事業者検査予定日の一月前までには確認申請がなされることが望ましい。

(2) 使用前確認の申請方法

複数の設工認に対して、同一の時期、場所及び検査方法等で実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則^{※4}(原子力規制委員会規則第6号(平成25年6月28日)。以下「技術基準」という。)への適合性が確認できる場合には、これらを統合して使用前確認を行うことができるものとする。なお、使用前確認申請の単位については、1つの設計及び工事の計画に対して1つの確認申請を原則とする。

※4 再処理施設、加工施設、使用施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物管理施設及び廃棄物埋設施設の場合は、当該施設の規則に読み替え、以下同様とする。

(3) 使用前確認申請書及び添付書類の記載内容

使用前確認に係る申請は、規則第15条に規定する事項を記載した申請書及び添付書類を提出しなければならない。その際、以下の事項が記載されていることとする。核燃料施設等の場合は「発電用原子炉施設」を検査対象施設に読み替え、当該施設の規則の規定する事項とする。

- a. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- b. 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事に係る工場又は事業所の名称及び所在地
- c. 申請に係る発電用原子炉施設の概要
工事に係る設工認に記載された工場又は事業所及びユニット、同設工認に記載された発電用原子炉施設、設備、機器等の名称を記載すること。
- d. 法第43条の3の9第1項若しくは第2項の認可番号又は法第43条の3の10第1項の規定による届出をした年月日
工事に係る設工認の認可・届出番号及び認可・届出年月日をすべて記載すること。
- e. 使用前確認を受けようとする使用前事業者検査に係る工事の工程、期日及び場所
確認を受けようとする使用前事業者検査に係る工事の期日には、確認を希望する工事の開始から終了までの期日又は期間を記載するものとする。この場合、確認を希望する工事の時期は、使用前確認を受けなければならない事業者検査の工程を認識の上、記載されていること。

確認を受けようとする使用前事業者検査に係る工事の期日の詳細(検査実施予

定日)が申請時点で特定できない場合には、その概ねの時期又は期間を記載すれば良いものとし、新增設工事を除き検査実施予定時期に余裕がある場合等(概ね三月以上)には未定としてもよいこととする。

確認を受けようとする使用前事業者検査の場所については、当該工事に係る使用前事業者検査を実施する全ての場所を記載すること。

f. 申請に係る発電用原子炉施設の使用の開始の予定時期

申請時において、発電用原子炉施設の使用の開始を予定している期日を記載すること。

g. 原子炉本体に係る工事の場合であって原子炉本体を試験のために使用する時又は発電用原子炉施設の一部が完成した場合であってその完成した部分を使用しなければならない特別の理由があるときにあつては、その使用の期間及び方法

当該事項の記載は、後述4.に示す使用承認等を受けようとする場合に必要とし、試験承認等の対象施設の概要、使用する期間及び使用方法を記載すること。この場合、法第67条の2第1項に規定する当委員会の原子力検査官(以下「検査官」という。)は、対象施設の概要、試験使用承認、一部使用承認が明確になっており、使用期間及び使用方法が妥当であることを確認する。なお、必要のない場合は、当該欄は「－」としてもよい。

h. 工事の工程を記載した書類

i. 前述h.の工程における放射線管理を記載した書類

j. 施設管理の重要度が高い系統、設備又は機器を記載した書類

k. 前述g.の特別の理由があるときにあつては、その理由を記載した書類

l. 申請の変更の内容を説明する書類

規則第15条第3項において規定される「第1項の申請書又は前項各号に掲げる事項を説明する書類の内容に変更があつた場合」については、使用前事業者検査の実施に影響が生じた場合等があり、具体的には以下の場合に手続きが必要なものとする。

(a) 申請者の氏名等が変更となる場合

(b) 設工認の変更認可申請等により発電用原子炉施設の概要に変更が生じる場合(事業者検査内容に関わる認可申請等の際の添付書類の記載内容変更を含む。)

(c) 確認を受けようとする工事の工程、期日(年又は月)、場所及び方法に変更が生じる場合(事業者検査内容に関わる認可申請等の際の添付書類の記載内容変更を含む。)

(d) 放射線管理上の措置について、時期又は場所に変更が生じる場合

(4) 使用前確認申請の受理

事業者の申請等を受理するに際し、「原子力規制検査等実施要領(NKP001)」4. 1 申請等の受理に基づき、申請書の記載内容が上述(3)に従って記載されていること及

び下述(5)の手数料が記載されていることを確認する。使用前確認を実施する前に、当該手数料が納入されていることを確認する。

(5) 使用前確認申請に係る手数料納付

使用前確認申請書の提出を受けた際に、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65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

3.2 使用前確認の実施

使用前確認を実施するにあたって、検査官は原子力規制検査により事業者検査の状況を監督することで、対象となる発電用原子炉施設が法第43条の3の11第2項各号(核燃料施設等は、該当する法規定条文の各号)のいずれにも適合していることを確認する。また、「原子力規制検査等実施要領(NKP001)」4.に基づき、使用前事業者検査の記録の適切性を確認する観点でも、原子力規制検査により使用前事業者検査に係る一連の活動を監督する。

使用前確認については、以下のとおり実施する。

(1) 使用前確認の時期

検査官は、設工認の工事の方法及び工事工程表並びに申請内容を確認のうえ、個別の検査項目に係る検査ガイド「使用前事業者検査に対する監督(BM0010)」に示す内容、申請者から入手した情報及び下述4.の使用承認等を踏まえて、原子力規制検査及び使用前確認による確認対象、確認時期、確認方法等の計画をたて、実施する。その際に、検査範囲及び検査場所に係る固有の情報(系統・設備・機器の位置及び構造並びに詳細な操作手順及び検査用計器等に係る情報)が必要となる場合には、当該情報を申請者からの聴取又は書類の貸出しを求め、当該情報を精査した上で使用前確認に活用することとする。

(2) 使用前確認の方法

検査官は、個別の検査項目に係る検査ガイド「使用前事業者検査に対する監督(BM0010)」に定める方法により、使用前事業者検査の記録の適切性を確認する観点も含めて使用前事業者検査の実施状況の確認を行う。

使用前確認は、検査官が申請以前の原子力規制検査による確認結果も含め、使用前事業者検査の一連の活動(設工認及び技術基準への適合確認を含む。)を記録等により確認する。

3.3 使用前確認の終了

(1) 使用前事業者検査の終了の確認

当委員会は使用前確認の終了に当たり、当該申請に係る使用前事業者検査に対する原子力規制検査の結果を取りまとめ、当該申請に係る使用前事業者検査が終了していることを確認する。

(2) 使用前確認証の交付

当委員会は、上述(1)の確認が終了したのち、規則第21条及び「原子力規制検査等実施要領(NKP001)」4.2の規定に基づき、添付-2に示す様式による使用前確認証を申請者に交付することとする。

4. 使用承認等

法第43条の3の11第3項の規定において、発電用原子炉施設は使用前確認を受けた後でなければ使用してはならないこととされているが、同法同条ただし書きに基づき、規則第17条第1号から同条第6号までに例外が規定されている。これらの運用は以下のとおりとする。

4.1 試験使用承認等

(1) 試験使用の適用

規則第17条第1号及び第2号の規定においては、使用前確認を受ける前に、試験のために使用する場合について規定している。なお、「試験使用」とは事業者検査の対象である発電用原子炉施設について、発電用原子炉施設に対する検査(総合負荷性能検査を含む。)のために行う試験の際に、発電用原子炉施設に対して求められる機能が要求される状態において期間及び方法を制限して当該発電用原子炉施設を使用することをいう。また、事業者は求められる機能が要求される状態について、工事の方法に応じて「燃料挿入」及び「臨界反応操作」を行う前に必要なすべての検査が終了していることの確認を行う。核燃料施設等の場合は、「燃料挿入」及び「臨界反応操作」を「核燃料物質等の搬入」に読み替え、以下同様とする。

なお、試験使用を適用する場合の具体的な考え方は以下に示す。

a. 新增設工事の場合

(a) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設において、設備の使用範囲が建設中のプラントに係るものであり、工事完了の時期に行う最終の事業者検査に係る使用前確認を受けるまでの期間に設備を使用する場合。

b. 改造修理工事の場合

(a) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設について、工事完了の時期に行う最終の事業者検査に係る使用前確認を受けるまでの期間において、試験のために使用する場合。

(b) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設のうち当該プラントの運転に直接関連する設備について、当該設備の事業者検査終了から使用前確認証交付までの期間において設備を使用する場合。

また、試験使用を適用する前に確認を必要とする検査は以下のとおり取扱うものとし、改造修理工事における工事の工程については、発電用原子炉に燃料を挿入することができる状態になった時と全ての工事が完了した時が同じ時期となることが多いため、その場合には併せて、全ての工事が完了した時として実施することとする。

(実用発電用原子炉施設)

- a. 発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になった時
発電用原子炉に燃料体を挿入するに当たり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。また、発電用原子炉に燃料を挿入する前に検査を行わないと確認が困難となる検査を行う。
- b. 発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になった時
発電用原子炉の出力を上げるに当たり、発電用原子炉に燃料を挿入した状態での確認項目として、燃料の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。

(核燃料施設等)

- a. 核燃料施設等に核燃料物質等が搬入することができる状態になった時
核燃料施設等に核燃料物質等を搬入するに当たり、核燃料物質の搬送設備及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、核燃料等施設の安全性確保の観点から、臨界事故を防止するための設備、放射線管理設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。また、核燃料施設等に核燃料物質等を搬入する前に検査を行わないと後工程では確認が困難となる検査については、この時期に確認を行う。

(2) 原子炉本体の試験使用に係る手続き

規則第17条第1号の規定により原子炉本体を試験のために使用するための承認(試験使用承認)が必要のために、添付-1に示す使用前確認申請書の「原子炉本体に係る工事の場合であって原子炉本体を試験のために使用するとき又は発電用原子炉施設の一部が完成した場合であってその完成した部分を使用しなければならない特別の理由があるときにあっては、その使用の期間及び方法」欄に記載がある場合はその内容を確認する。その内容について保安の確保上支障がないと認められ、かつ、「燃料挿入」及び「臨界反応操作」を行う前に必要な検査が適切に実施され、終了していることを確認した場合には、使用の期間及び方法を記載した添付-3に示す様式1の承認書を交付することとする。

4.2 一部使用承認

(1) 一部使用の適用

規則第17条第3号の規定においては、使用前確認の対象である発電用原子炉施設の一部について工事が完了した場合に、試験使用とは別に、その完成した部分に求められる機能が要求される状態とする場合について規定している。

具体的な考え方は以下に示す。

a. 新增設工事

(a) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設において、事業者検査終了から建設中プラントの工事完了の時期に行う最終の事業者検査に係る使用前確認を受けるまでの期間に、共用設備として建設プラント以外に設備を使用する場合。

(b) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設において、使用前確認証を発行する前に、総合負荷性能検査終了とは別に設備を使用する場合(例:新燃料を仮保管する新燃料仮貯蔵保管庫等を使用する場合)。

b. 改造修理工事

(a) 使用前確認の対象である発電用原子炉施設において、設備が複数のプラントにまたがる場合(共用設備)であって、工事の一部が完了した場合において、使用前確認証を発行する前に、その部分を使用する場合(プラントの運転に直接関連する設備では、総合負荷性能検査終了後においてその設備を使用する必要がある場合に限る)。

(2) 一部使用承認に係る手続き

規則第17条第3号の規定に係る一部の完成した部分を使用するための承認(一部使用承認)が必要のために、添付-1に示す使用前確認申請書の「原子炉本体に係る工事の場合であって原子炉本体を試験のために使用するとき又は発電用原子炉施設の一部が完成した場合であってその完成した部分を使用しなければならない特別の理由があるときにあっては、その使用の期間及び方法」欄に記載がある場合はその内容を確認する。その内容について対象施設の部分を使用しなければならない特別の理由があるものと認められ、かつ、当該発電用原子炉施設に係る事業者検査の結果が判定基準を満たしていることを確認し、保安の確保上支障がないと認めた場合には、使用の期間及び方法を記載した添付-3に示す様式2の承認書を交付することとする。

4.3 使用前確認の省略指示

規則第17条第4号の規定においては、発電用原子炉施設の設置の場所の状況又は工事の内容により支障がないと認められ、使用前確認を受けないで設備を使用することができる場合について規定している。「設置の場所の状況又は工事の内容により支障がない」とは、一例として以下の事項等が該当する。

- (1) 既設のほかの発電用原子炉施設に影響を与えない設備の撤去の工事
- (2) 予備品の共用化又は所属替え等、設工認の手続きだけで設備に対して加工等の

変更を加えない場合(基本設計方針の変更に関する工事は除く。)

当委員会が、設工認の認可又は届出がなされた際に、設置の場所の状況又は工事の内容により支障がないと想定され、当該工事をしようとする者に設置の場所の状況又は工事の内容を確認し、支障がないと認められる場合には、規則第17条第4号の規定に基づき、当該工事をしようとする者に対して、当該設工認の認可日又は届出の工事開始の制限期間が明ける日以降速やかに、法第43条の3の11第3項に規定する使用前確認を受けないで使用することができる旨の指示を添付-3に示す様式3により行うこととする。

5. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

添付－1 使用前確認申請書の様式(発電用原子炉施設の例)

使用前確認申請書

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所

氏 名 (名称及び代表者の氏名)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）第43条の3の1第3項の規定により次のとおり使用前事業者検査の確認を受けたいので申請します。

氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名	
発電用原子炉施設の設置又は変更の工事に係る工場又は事業所の名称及び所在地	
申請に係る発電用原子炉施設の概要	
法第43条の3の9第1項若しくは第2項の認可年月日及び認可番号又は法第43条の3の10第1項の規定による届出をした年月日	
使用前確認を受けようとする使用前事業者検査に係る工事の工程、期日及び場所	
申請に係る発電用原子炉施設の使用の開始の予定時期	
原子炉本体に係る工事の場合であって原子炉本体を試験のために使用するとき又は発電用原子炉施設の一部が完成した場合であってその完成した部分を使用しなければならない特別の理由があるときあっては、その使用の期間及び方法	

(手数料 〇〇円)

備考1 用紙の大きさは、日本産業規格A4とすること。

添付－2 使用前確認証の様式(発電用原子炉施設の例)

使用前確認証

番号

〇〇株式会社

(代表者役職名及び氏名) 殿

〇年〇月〇日付け〇〇〇号をもって申請がありました発電用原子炉施設については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の11第3項の規定に基づき確認したので、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第21条の規定に基づき、確認証を交付します。

[年号] 年 月 日

原子力規制委員会

添付－3 使用承認等の様式(発電用原子炉施設の例)

様式 1 (試験使用承認書)

番 号
年月日

〇〇株式会社
(代表者役職名及び氏名) 殿

原子力規制委員会

〇〇発電所第〇号機の試験使用承認について

〇年〇月〇日付け〇〇〇号をもって申請がありました上記の件については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第17条第1号の規定に基づき、下記のとおり承認します。

記

1. 対象施設

原子炉本体

2. 使用期間

自：〇年〇月〇日以降であって、〇〇〇〇 (①原子炉に燃料体を挿入・②原子炉の臨界反応操作を開始) させる前に必要なすべての検査が終了した時

至：〇〇〇〇 (①原子炉の臨界反応操作を開始させる前・②〇年〇月〇日付け (番号) をもって認可した (届出があった) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の1第3項の使用前確認の確認日)

3. 使用の方法

(記載例) 〇〇〇〇

①原子炉の臨界反応操作を開始させる前まで原子炉本体を使用する。

②原子炉本体が安定した連続運転ができることを確認できるまで原子炉本体を使用する。なお、使用に当たっては原子炉施設保安規定に基づき運転する。

様式 2（一部使用承認書）（発電用原子炉施設の例）

番 号
年月日

〇〇株式会社
（代表者役職名及び氏名） 殿

原子力規制委員会

〇〇発電所第〇号機の一部使用承認について

〇年〇月〇日付け〇〇〇号をもって申請がありました上記の件については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第17条第3号の規定に基づき、下記のとおり承認します。

記

1. 対象施設
（対象施設名を記載）

2. 使用期間
自：〇年〇月〇日
至：〇年〇月〇日付け（番号）をもって認可した（届出があった）発電用原子炉施設に対する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の11第3項の使用前確認の確認日

3. 使用の方法
（記載例）
〇〇を〇〇するため、〇〇を使用する必要があり、一部工事が完了した〇〇を〇年〇月〇日をもって認可した（届出があった）発電用原子炉施設に対する、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の11第3項の使用前確認の確認日まで使用する。

様式3（使用前確認省略に係る指示書）（発電用原子炉施設の例）

番 号
年月日

〇〇株式会社
（代表者役職名及び氏名） 殿

原子力規制委員会

〇〇発電所第〇号機の使用前事業者検査に関する
原子力規制委員会の確認の省略について

[年号]〇年〇月〇日付け（番号）をもって認可しました（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の10第1項の規定に基づき届出がありました）設計及び工事の計画に係る発電用原子炉施設については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第17条第4号の規定に基づき、下記のとおり指示します。

記

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の11第3項の確認を受けないで使用して差し支えない。

工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員
会の確認等に係る運用ガイド

(案)

(GL0002_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第58条第2項の規定に基づき、原子力事業者等(法第57条の8に規定する原子力事業者等。以下同じ。)が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において廃棄する場合※に、同条第1項の規定による保安のために必要な措置についての確認(以下「事業所外廃棄確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、事業所外廃棄確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

※原子力規制委員会による確認は、輸入した核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を廃棄する場合に限り実施する。(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第46条)

2. 事業所外廃棄確認

2.1 事業所外廃棄確認の申請

(1) 事業所外廃棄確認の申請時期

事業所外廃棄確認の申請は、原子力事業者等により輸入廃棄物(核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則(昭和53年総理府令第56号。以下「規則」という。)を廃棄物管理設備に廃棄する場合に、原子力事業者等において輸入廃棄物に関する製作、測定等のデータ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

なお、申請された後に行う事業所外廃棄確認の事務手続き等を踏まえて、輸入廃棄物を廃棄物管理設備に廃棄される予定日の2ヵ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。

(2) 確認申請書及び添付資料の記載内容

担当部署は、事業所外廃棄確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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第65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.2 事業所外廃棄確認の実施

確認にあたって、検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために必

要な措置等に係る活動を監視することで、対象となる輸入廃棄物に係る保安のために必要な措置が法第 58 条第 1 項等の規定を満たしていることを確認する。

(原子力規制検査実施要領)

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 検査運用ガイド)

(BM0110 作業管理 検査運用ガイド)

(2) 事業所外廃棄確認の方法

抽出した検査項目について、申請以前の外廃棄事業者の活動の実施状況を原子力規制検査による確認結果を含め当該事業者検査等の一連の活動の記録により確認する。申請等後の事業者の活動に対して個別の検査項目に係る検査ガイドに定める方法により事業者検査の記録の適切性を確認する観点も含めて当該検査の実施状況の確認を必要に応じて行う。また、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 事業所外廃棄確認の終了

(1) 事業所外廃棄確認の終了の確認

当委員会は廃棄物確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第 2 条の規定に基づく輸入廃棄物に係る保安のために必要な措置に適合していることを確認する。

(2) 事業所外廃棄確認証の交付

当委員会は、規則第 5 条の規定に基づき、添付-1 に示す様式による事業所外廃棄確認証を申請者に交付することとする。

添付－1 事業所外廃棄確認証の例

事業所外廃棄確認証(輸入廃棄物)

番 号
年 月 日

(事業者名)

(代表者役職名及び氏名) 殿

原子力規制委員会

[年号]〇〇年〇月〇日付け〇〇〇号をもって確認の申請のあった下記の廃棄物の事業所外廃棄確認については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第58条第1項の規定に適合していることを確認したので、核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則第5条の規定に基づき、本証を交付します。

記

1. 輸入廃棄物に係る封入 又は固型化を行った者	〇〇〇〇〇〇〇〇〇(〇国)
2. 輸入廃棄物の内容	
3. 輸入廃棄物の数量	〇〇本
4. 整理番号	
5. 廃棄する廃棄物管理設備 を設置した事業所の名称 及び所在地	

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物
に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

(案)

(GL0007_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

本ガイドは、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。以下「法」という。)第51条の6第2項の規定に基づき、原子力事業者等(法第57条の8に規定する原子力事業者等。原子力事業者等から運搬を委託された者を含む。以下同じ。)が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を工場又は事業所の外において運搬する場合※に、運搬する物に関しての同条第1項の規定による保安のために必要な措置についての確認(以下「運搬に関する確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、廃棄物確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

※原子力規制委員会による確認は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため特に必要がある場合に限り実施する。詳細は、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48条及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則(昭和53年総理府令第57号。以下「規則」という。)第18条により、B型輸送物、六フッ化ウラン輸送物、核分裂性輸送物としている。

2. 運搬に関する確認

2.1 運搬に関する確認の申請

(1) 運搬に関する確認の申請時期

運搬に関する確認の申請は、原子力事業者等により運搬する物等に関するデータ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

- a. 規則第19条第1項第6号に掲げる書類(核燃料輸送物の発送前の点検に関する説明書)には点検の記録を含むものとする。なお、当該記録は確認申請書の後に提出することができるものとする。
- b. 申請された後に行う運搬に関する確認の事務手続き等を踏まえて、運搬の開始される予定日の1ヵ月前までを目安として申請がなされること。

(2) 車両運搬確認申請書及び添付書類の記載内容

担当部署は、運搬に関する確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。※1

- a. 外運搬規則第19条第1項第1号に掲げる書類を提出する場合は、収納する核燃料物質等の仕様、仕様の決定方法及び設計仕様との比較が記載されているか確認する。また、IP型核分裂性輸送物としての運搬にあたっては、IP型輸送物としての要件に関する適合性を確認す

- る。
- b. 規則第 19 条第 1 項第 2 号に掲げる書類を提出する場合は、設計承認を受けたものにおいては、安全解析書の添付に代わって、当該容器承認書の写しを添付することをもって説明に代える。
 - c. 規則第 19 条第 1 項第 3 号に掲げる書類を提出する場合は、輸送容器の製作の方法、製作に係る試験・検査方法、製作スケジュール、製作に当たっての品質管理に関する記載が適正であるか確認する。容器承認を受けたものにおいては、容器承認書の写しを添付することをもって説明に代える。
 - d. 規則第 19 条第 1 項第 4 号に掲げる書類を提出する場合は、承認を受けた輸送容器にあつては、当該容器承認書の写しを添付することをもって説明に代える。承認を受けた輸送容器であるが、承認の対象範囲外の収納物を運搬するなどの理由で、未承認容器として運搬しようとする場合においては、輸送容器が添付書類 2 に示される設計に従って製作されていることを確認する。
 - e. 規則第 19 条第 1 項第 5 号に掲げる書類の提出をする場合は、容器承認書を取得した後、車両運搬確認申請までの間に行われた定期自主検査記録、輸送実績、保管中の維持管理状況について記載する。また、容器承認を受けているが、承認対象収納物の仕様の範囲を超えるなどの理由により、未承認容器として運搬しようとする場合にあつては、当該輸送容器が添付書類 2 に示される設計に従って製作された後の定期自主検査記録、輸送実績、保管中の維持管理により、性能維持が図られていることを記載されていること。
 - f. 確認申請書の後に規則第 19 条第 1 項第 6 号に掲げる書類を提出する場合は、点検の記録については、点検実施後速やかに提出すること。なお、使用済燃料貯蔵事業を行う又は原子炉施設内貯蔵を行うために輸送貯蔵兼用容器を用いる場合であつて、最初の輸送物作成作業の後、核燃料物質等の数量、バスケットの収納位置等に変更がないことが明らかであり、かつ、作成作業実施後において、貯蔵中に必要な監視及び保守点検が確実に実施されている場合は、容器を開封しなければ行えない検査項目（未臨界検査、収納物検査及び圧力測定検査）については、これを代替する検査の方法を明記することで当該項目に代えること。
 - g. 簡易運搬により核燃料輸送物の運搬方法及びその安全性に関する説明書（同項第 7 号）を提出する場合は、核燃料輸送物の運搬方法及びその安全性に関する説明（外運搬規則第 19 条第 1 項第 7 号）運搬機器についての概要、線量当量率、運搬物の個数、輸送指数、積載方法及び固縛方法につい

て記載されていること。また、運搬責任者、運搬実施者、放射線管理要領等の運搬実施体制についても記載されていること。

- h. 核燃料物質等の運搬に係る品質管理の方法等に関する説明書(同項第8号)を提出する場合は、品質保証計画の確立のための燃料年間輸送計画、使用済燃料輸送年度計画、使用済燃料構内輸送実施計画、輸送計画書、放射線防護計画書、運搬のための指示書、緊急指示書、保安対策計画及び保安規定による使用済燃料所内輸送確認記録、核燃料管理記録、物品管理表(所外運搬承認書)、放射線管理報告書、発送前事業者検査要領書・成績書等について記載されていること。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

(4) 情報管理

特定核燃料物質の輸送に係る情報の管理は、規則第16条により定められており、防護対象特定核燃料物質の輸送に係る核物質防護に関する情報の取扱(以下「三省通達」という。)を基に以下のとおり定められている。

- a. 特定核燃料物質の防護に必要な措置に関する詳細な事項は当該事項を知る必要があると認められる者以外の者に知られることがないように管理する。
- b. 防護対象特定核燃料物質の輸送に関する情報のうち、核燃料物質の輸送数量及び輸送容器個数は輸送終了まで核物質防護秘密として取り扱う。
- c. 特定核燃料物質(区分Ⅰ及びⅡ)の輸送時の施錠・封印に関する情報は輸送の前後を問わず核物質防護秘密として取り扱う。
- d. 特に核燃料物質の輸送(区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ)の発着日時は輸送終了時まで管理を講ずべき情報として取り扱う。

2.2 運搬に関する確認の実施

車両運搬確認を実施するにあたって、検査官は、原子力規制検査により事業者の保安(及び特定核燃料物質の防護)のために必要な措置等に係る活動状況を監視することで、対象となる運搬が法第59条第1項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対

象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BR0060 燃料体管理(運搬・貯蔵) 検査運用ガイド)

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 検査運用ガイド)

(BM0110 作業管理 検査運用ガイド)

(BR0010 放射線被ばくの管理 検査運用ガイド)

(2) 運搬に関する確認の方法

抽出した検査項目について、申請以前の事業者の活動の実施状況を原子力規制検査により確認結果を含め発送前事業者検査等の一連の活動の記録により確認する。申請等後の事業者の活動に対して個別の検査項目に係る検査ガイドに定める方法により事業者検査の記録の適切性を確認する観点も含めて当該検査の実施状況の確認を必要に応じて行う。また、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の活動の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

(3) 運搬に関する確認の手順

検査実施要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現地確認を行うため、以下の手順により、事業者検査の適切性を確認する。

(原子力規制検査等実施要領)

a. 実施計画の作成

実施計画の策定においては、過去の総合的な評定の結果や個別事象の重要度評価を加味して計画策定を行うこととする。

計画書の内容は適用範囲、確認対象、検査項目、検査時期、確認方法、確認体制を記載する。

b. 法定確認の実施伺いの作成

発送前確認の実施伺いについて実施計画書を添えて起案する。

c. 報告書の作成

確認の結果をとりまとめた報告書を作成する。

確認を担当した原子力検査官は、検査ガイド名、検査期間、検査内容とその結果、検査指摘事項等を記載する。検査内容については、検査の対象や検査で確認した事実のみを記載する。その際、事業者活動において改善等が実際的になされた良好事例については、その後の検査の着目点として加味しうる事実関係等が明確となるように考慮して記載するものとする。

(4) 運搬に関する確認の体制

本確認の体制は、日常検査又はチーム検査によるもので行う。

2.3 運搬に関する確認の終了

(1) 運搬に関する確認の終了の確認

当委員会は運搬に関する確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、規則第5条、第6条、第7条、第11条、第12条、第16条第17条等の規定に基づく運搬する物等の技術上の基準に適合していることを確認する。

(2) 運搬確認証の交付

当委員会は、規則第20条の規定に基づき、添付－1に示す様式による運搬確認証を申請者に交付することとする。

- a. 運搬確認証の有効期間については、原則として運搬予定時期に、陸上輸送にあつては10日間、国内海上輸送を含む輸送にあつては20日間、国外の海上輸送を含む輸送にあつては30日間を加えるものとする。
- b. 現地確認を行う場合は、当該確認の実施前に必要な事務手続きを行うことにより、現地において運搬確認証を交付することとする。

(3) 文書の保管

当委員会は、運搬に関する確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果を保管する。

※1参照文献

- ・工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物の確認等に関する事務手続について(平成23年6月1日平成23・03・07原院第7号)
- ・車両運搬確認申請書、容器承認申請書及び核燃料輸送物設計承認申請書に添付する説明書の記載要領について(平成23年6月1日平成23・03・07原院第8号)
- ・工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物の確認等に関する運用要領(平成26年2月26日原管廃発第1402263号)

添付－1 運搬確認証の例

運 搬 確 認 証

原規規発第 号

令和 年 月 日

株式会社

代表取締役社長 殿

原子力規制委員会

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59条第2項及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則(昭和53年総理府令第57号)第19条第1項の規定に基づき、令和 年 月 日付け 第 号(令和 年 月 日付け 第 号による点検の記録)をもって確認の申請のあった車両運搬については、同法第59条第2項の規定に基づき、当該運搬に関する措置(運搬する物についての措置に限る。)が同規則に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、同規則第20条の規定に基づき、運搬確認証を交付します。

記

1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
名 称 : 株式会社
住 所 :
代表者 : 代表取締役社長
2. 運搬しようとする核燃料物質等の種類、性状及び量
3. 核燃料輸送物の種類
4. 核燃料輸送物の総重量
kg以下／輸送物

5. 収納する核燃料物質等

(1)重量 :

(2)放射能の量:

6. 使用する輸送容器

(1)名称及び個数 : 型 個

(2)承認容器登録番号 :

(3)容器承認書の年月日及び番号:令和 年 月 日 原規規発第 号

(4)承認容器として使用する期間

令和 年 月 日から令和 年 月 日まで

(5)外形寸法

長さ : 約 m

幅 : 約 m

高さ : 約 m

(6)重量 : kg以下

7. 核分裂性輸送物にあつては輸送制限個数

8. 積載方法又は混載の別(注)

9. 運搬確認証の有効期間

令和 年 月 日から令和 年 月 日まで

(注)簡易運搬にあつては、使用する運搬機器の種類及び運搬機器の積付け方法

参考 発送前検査要領の例

検査項目	検査対象	検査方法	判定基準
外観検査	BM、BUAF、IF	核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
気密漏えい検査	BM、BU	ヘリウムリークテスト、加圧漏えい試験又は真空試験等により漏えい率を測定する。	漏えい率が申請書に記載された値を超えないこと。
圧力測定検査	BM、BU	圧力計等により輸送容器内部の圧力を検査する。	圧力値が申請書に記載された値を超えないこと。
線量当量率検査	BM、BUAF、IF	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータ等で測定する。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100µSv/h を超えないこと。
未臨界検査	BM、BUAF、IF	臨界防止に関する部材の外観を目視で検査する。	き裂、異常な傷、変形等がないこと。
温度測定検査	BM、BU	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度 38℃での値に補正する。 表面温度 = (測定温度 - 周囲温度) + 38℃	輸送中に人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において 50℃を超えないこと(専用積載で運搬する場合は、85℃。)
吊上検査	BM、BUAF、IF	核燃料輸送物を吊り上げた後の状態において、吊上部(トラニオン等)の外観を目視で検査する。	吊上部(トラニオン等)にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
重量検査	BM、BUAF、IF	核燃料輸送物の総重量を実測又は計算により求める。	申請書に記載された重量を超えないこと。
収納物検査	BM、BUAF、IF	・収納物の仕様、数量、収納配置等を検査する。 ・収納物外観を検査する。	・収納物の仕様、数量、収納配置等が申請書に記載された条件どおりであること。 ・収納物の外観にき裂、異常な傷、変形等がないこと。
表面密度検査	BM、BUAF、IF	スミヤ法等により核燃料輸送物の表面における放射性物質の密度を測定する。	α線を放出する放射性物質：0.4Bq/cm ² α線を放出しない放射性物質：4.0Bq/cm ² を超えないこと。

注1:BM:BM型輸送物(BM型核分裂性輸送物を含む。)に係る輸送容器
BU:BU型輸送物(BU型核分裂性輸送物を含む。)に係る輸送容器
AF:A型核分裂性輸送物に係る輸送容器
IF:IP型核分裂性輸送物に係る輸送容器

注2:未臨界検査は、核分裂性輸送物のみを対象とする。

注3:各検査項目は検査対象の輸送容器について実施すること(収納物等によって検査対象にならない場合がある)。なお、六ふつ化ウラン輸送物に係る容器については、AF及びIFの検査項目に準じた検査項目について検査を実施すること。

注4:表面温度検査、線量当量率検査、収納物検査及び表面密度検査は現地で確認する。

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等
に係る運用ガイド（廃棄物埋設施設確認）

（案）

（GL0004_r0）

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

本ガイドは、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。以下「法」という。)第 51 条の 6 第 1 項の規定に基づき、第二種廃棄物埋施設に係る原子力規制委員会による廃棄物埋施設及びこれに関する保安のための措置についての確認(以下「廃棄物埋施設確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、廃棄物埋施設確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

2. 廃棄物埋施設確認

2.1 廃棄物埋施設確認の申請

(1) 廃棄物埋施設確認の申請時期

廃棄物埋施設確認の申請は、廃棄物埋設事業者が廃棄物埋設を行う場合において申請が行われることとなる。

また、同申請書に基づき届け出るとされている確認期日に係る届出書又は変更届出(確認期日に係るものを含むものに限る。)(以下「確認期日届等」という。)がある場合は、廃棄物埋施設確認の事務手続き等を踏まえて、廃棄物埋設事業者が廃棄物埋施設に関する確認を受けようとする時期に十分な時間的余裕をもって届出がなされることが望ましい。

(2) 申請書の記載内容

担当部署は、埋施設確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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 65 条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.2 廃棄物埋施設確認の実施

確認にあたって、検査官は、廃棄物埋施設の技術上の基準への適合を確認するための適切な工程ごとに、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物埋施設及びこれに関する保安のための措置が法第 51 条の 6 第 1 項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項及び期日確認届について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BM0110 作業管理 検査運用ガイド)

(2) 廃棄物埋設施設確認の方法

抽出した検査項目について、申請等以前の事業者の関連活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認したうえで、申請等後の事業者の活動に対して原子力規制検査で確認すべき事項を特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 廃棄物埋設施設確認の終了

(1) 廃棄物埋設施設確認の終了の確認

当委員会は廃棄物埋設施設確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(昭和63年総理府令第1号。以下「規則」という。)第6条他の規定に基づく廃棄物埋設施設等の技術上の基準に適合していることを確認する。

(2) 廃棄物埋設施設確認証(廃棄物埋設施設)の交付

当委員会は、規則第9条他の規定に基づき、添付-1、添付-2に示す様式による廃棄物埋設確認証(廃棄物埋設施設)を申請者に交付(廃棄物埋設地においては、定置前、覆土施行前、終了終などの工程毎に分割した廃棄物埋設確認証(廃棄物)の交付を含む。)することとする。なお、廃棄物埋設施設確認の申請から最終の確認証交付までに、相当数の確認が実施されることから、廃棄物埋設施設確認の実績を管理するため、事業者により廃棄物埋設施設確認の申請が提出されたとき、確認期日届等が提出されたときは、適切に実績を管理する。

添付－1 廃棄物埋設確認証の例

第二種廃棄物埋設確認証(廃棄物埋設施設)

(○号廃棄物埋設地 ○○○○○)

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

令和 年 月 日付け 発第 号(別記を持って確認期日についての届出)をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設のうち下記について、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51条の6第1項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、確認証を交付します。

記

事業者の名称及び住所並びに代表者の氏名	
事業所の名称及び所在地	
確認をした廃棄物埋設施設等	廃棄物埋設地 ○○○○○
事項	

添付－2 廃棄物埋設確認証の例

第二種廃棄物埋設確認証(廃棄物埋設施設)
(廃棄物埋設地の附属施設)

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

令和 年 月 日付け 発第 号をもって確認の申請のあった廃棄物埋設施設のうち下記について、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51条の6第1項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、確認証を交付します。

記

事業者の名称及び住所並びに代表者の氏名	
事業所の名称及び所在地	
確認をした廃棄物埋設施設等	
事項	

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質
についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の
確認等に係る運用ガイド

(案)

(GL0005_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

本ガイドは、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。以下「法」という。)第61条の2第1項の規定に基づき、原子力事業者等(法第57条の8に規定する原子力事業者等、以下同じ。)の、工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないことについての確認(以下「放射能濃度確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、放射能濃度確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

2. 放射能濃度確認

2.1 放射能濃度確認の申請

(1) 放射能濃度確認の申請時期

放射能濃度確認の申請は、原子力事業者等があらかじめ原子力規制委員会の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、その確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価を行い、その結果の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

なお、申請された後に行う放射能濃度確認の事務手続き等を踏まえて、原子力事業者等は放射能濃度についての確認を受けようとする時期に十分な時間的余裕をもって申請がなされることが望ましい。

(2) 申請書の記載内容

担当部署は、放射能濃度確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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65条に規定する手数料に係る収入印紙の確認又は納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.2 放射能濃度確認の実施

確認にあたって、検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置、法第61条の2第1項の認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法等に係る活動を監視することで、放射能濃度確認の対象となる工場等において用いた資材その他の物が法第61条の2第1項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 検査運用ガイド)

(2) 放射能濃度確認の方法

抽出した検査項目について、申請等以前の事業者の関連活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認したうえで、申請等後の事業者の活動に対して原子力規制検査で確認すべき事項を特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 放射能濃度確認の終了

(1) 放射能濃度確認の終了の確認

当委員会は放射能濃度確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則(平成 17 年経済産業省令第 112 号。以下「規則」という。)第 4 条他の規定に基づく確認の基準に適合していることを確認する。

(2) 放射能濃度確認証の交付

当委員会は、規則第 4 条他の規定に基づき、添付-1 に示す様式による放射能濃度確認証を申請者に交付することとする。また、確認証の交付があった際には、法第 72 条の 2 の 2 第 2 項に基づき、当委員会は、遅滞なく、その旨を環境大臣に連絡する。

添付－1 放射能濃度確認証の例

放射能濃度確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

令和〇〇年〇〇月〇〇日付け〇〇をもって申請のあった核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第61条の2第1項の規定に基づく放射能濃度確認の件については、同項の規定に基づき確認したので、確認証を交付します。

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

廃棄物埋設に係る坑道の閉鎖に関する原子力規制委員会の
確認等に係る運用ガイド

(案)

(GL0006_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

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。以下「法」という。)第 51 条の 24 の 2 第 2 項の規定に基づき、廃棄物埋設施設の事業※のための坑道を閉鎖しようとするときに係る原子力規制委員会による坑道の埋戻し及び抗口の閉塞その他の原子力規制委員会規則で定める措置(以下「閉鎖措置」という。)について坑道の閉鎖の工程ごとに行う確認(以下「閉鎖措置確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、閉鎖措置確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

※閉鎖措置の対象となる廃棄物埋設の事業は、法及び核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(昭和 63 年総理府令第1号)第 22 条の 5 の 2 の規定に基づき、第一種廃棄物埋設(地層処分)に係る事業及び第二種廃棄物埋設の一部(中深度処分)に係る事業である。これらの廃棄物埋設は現時点では事業許可申請がなく、それらの事業の終了段階で行われる閉鎖措置に係る本ガイドの実際の使用の際には、その時点での必要な見直しを行うものとする。

2. 閉鎖措置確認

2.1 閉鎖措置確認の申請

(1) 閉鎖措置確認の申請時期

閉鎖措置確認の申請は、廃棄物埋設事業者により廃棄物埋設の事業のための坑道の閉鎖の工程ごとに閉鎖措置に係る確認が行われた後、申請が行われることとなる。

なお、申請された後に行う閉鎖措置確認の事務手続き等を踏まえて、廃棄物埋設事業者が坑道の閉鎖の行程ごとの確認を受けようとする時期に十分な時間的余裕をもって申請がなされることが望ましい。

(2) 申請書の記載内容

担当部署は、閉鎖措置確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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 65 条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.2 閉鎖措置確認の実施

確認にあたって、検査官は、坑道の閉鎖の工程ごとに、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべきの措置、法第 51 条の 51 の 2 第 1 項の認可を受けた閉鎖措置計画（同条第 3 項において準用する第 12 条の 6 第 3 項又は第 5 項の規定による変更の認可又は届出があったときは、その変更後のもの。以下同じ。）等に係る活動を監視することで、事業者の講じた閉鎖措置が法第 51 条の 24 の 2 第 2 項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目（以下単に「検査項目」という。）を抽出する。

(2) 閉鎖措置確認の方法

抽出した検査項目について、申請等以前の事業者の関連活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認したうえで、申請等後の事業者の活動に対して原子力規制検査で確認すべき事項を特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 閉鎖措置確認の終了

(1) 閉鎖措置確認の終了の確認

当委員会は閉鎖措置確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、法第 51 条の 24 の 2 第 2 項の規定に基づき、事業者の講じた閉鎖措置が認可を受けた閉鎖措置計画に従って行われていることを確認する。

(2) 閉鎖措置確認証の交付

当委員会は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則（平成 20 年経済産業省令第 23 号。以下「規則」という。）第 76 条の 2 他の規定に基づき、添付 1 に示す様式による閉鎖措置確認証を申請者に交付することとする。

添付－1 閉鎖措置確認証の例

閉鎖措置確認証

番 号
年 月 日

事業者 宛て

原子力規制委員会

令和〇〇年〇〇月〇〇日付けをもって申請のあった下記事業所に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第51条の24の2第2項の規定に基づく閉鎖措置の確認(〇〇工程)の件については、同項の規定に基づき確認したので、確認証を交付します。

記

〇〇埋設事業所

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

廃棄物埋設に関する原子力規制委員会の確認等
に係る運用ガイド（廃棄物確認）

（案）

（GL0007_r0）

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

本ガイドは、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。以下「法」という。）第 51 条の 6 第 2 項の規定に基づき、第二種廃棄物埋設施設に係る原子力規制委員会による埋設しようとする核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物及びこれに関する保安のための措置についての確認（以下「廃棄物確認」という。）に係る運用を定めたものである。

なお、廃棄物確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

2. 廃棄物確認

2.1 廃棄物確認の申請

(1) 廃棄物確認の申請時期

廃棄物確認の申請は、発電用原子炉設置者等により廃棄物が作成され、廃棄物埋設事業者において発電用原子炉設置者等による廃棄物の製作、測定等のデータ等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。

なお、申請された後に行う廃棄物確認の事務手続き等を踏まえて、廃棄体が廃棄物埋設事業者へ搬入される予定日の2カ月前までを目安として申請がなされることが望ましい。

(2) 申請書の記載内容

担当部署は、廃棄物確認の申請があった場合は、申請書及び添付書類に不備・過不足がないことを確認する。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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 65 条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.3 廃棄物確認の実施

確認にあたって、検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべきの措置等に係る活動を監視することで、対象となる廃棄物が法第51条の6第2項等の規定を満たしていることを確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査

項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BM0110 作業管理 検査運用ガイド)

(BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 検査運用ガイド)

(2) 廃棄物確認の方法

抽出した検査項目について、申請等以前の事業者の関連活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果(発電用原子炉設置者等により廃棄物が製作、測定等に係る原子力規制検査の結果を含む。)を確認したうえで、申請等後の事業者の活動に対して原子力規制検査で確認すべき事項を特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

また、廃棄物確認の申請の前であっても、廃棄物埋設事業者が発電用原子炉設置者等から廃棄物の受入れをする活動であって、その後予見される廃棄物確認の申請と関連が深いものにあつては、当該活動への原子力規制検査を廃棄物確認の一部として扱うことができることとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じて事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 廃棄物確認の終了

(1) 廃棄物確認の終了の確認

当委員会は、廃棄物確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則(昭和63年総理府令第1号。以下「規則」という。)第8条他の規定に基づく埋設しようとする放射性廃棄物等の技術上の基準に適合していることを確認する。

(2) 廃棄物埋設確認証(廃棄物)の交付

当委員会は、規則第9条他の規定に基づき、添付-1に示す様式によする廃棄物埋設確認証(廃棄物)を申請者に交付(複数回に分割した廃棄物埋設確認証(廃棄物)の交付を含む。)することとする。なお、廃棄物確認の申請から最終の確認証交付までに、相当数の確認が実施されることから、廃棄物確認の実績を管理するため、事業者により廃棄物確認の申請が提出されたときは適切に実績を管理する。

添付—1 廃棄物埋設確認証の例

第二種廃棄物埋設確認証(廃棄物)

番 号

年 月 日

事 業 者 宛て

原子力規制委員会

令和 年 月 日付け 第 号をもって確認の申請のあった下記の廃棄体については、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51条の6第2項の規定に定める技術上の基準に適合していることを確認したので、確認証を交付します。

記

事業者の名称及び住所並びに代表者の氏名	
廃棄体の数量	〇〇本(うち、〇〇本)
廃棄物確認終了年月日	年 月 日
備 考	<u>分割交付:〇〇回目(継続・終了)</u> ^(注)

(注):分割交付の必要がある場合は記載する。

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

廃止措置の終了に関する原子力規制委員会の確認等
に係る運用ガイド

(案)

(GL0008_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

1. 本文書の目的

本ガイドは、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。以下「法」という。)第12条の6第8項(第22条の8第3項、第43条の3の2第3項、第43条の3の34第3項、第43条の27第3項、第50条の5第3項、第51条の25第3項及び第57条の5第3項において準用する場合を含む。)及び第12条の7第9項(第22条の9第5項、第43条の3の3第4項、第43条の3の35第4項、第43条の28第4項、第51条第4項、第51条の26第4項及び第57条の6第4項において準用する場合を含む。)並びに核燃料物質の使用等に関する規則(昭和32年総理府令第84号。以下「規則」という。)の規定に基づき、原子力事業者等(法第57条の8に規定する原子力事業者等。以下同じ。)が講じた廃止措置についての原子力規制委員会による確認(以下「廃止措置確認」という。)に係る運用を定めたものである。

なお、廃止措置確認にあたっては、原子力規制検査等実施要領「3.法定確認行為等の構成プロセス」に示すとおり、原子力規制検査の結果を活用の上実施することとする。

2. 廃止措置確認

2.1 廃止措置確認の申請

(1) 廃止措置確認の申請時期

廃止措置確認の申請は、原子力事業者等により廃止措置が実施され、原子力事業者等において廃止措置の終了に係る施設の解体、核燃料物質の譲渡し、汚染の除去、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄等の確認が行われた後、申請が行われることとなる。なお、申請された後に行う廃止措置確認の事務手続き等を踏まえて、原子力事業者等が廃止措置の終了の確認を受けようとする時期に十分な時間的余裕をもって申請がなされることが望ましい。

(2) 廃止措置確認申請書及び添付書類の記載内容

廃止措置確認に係る申請は、規則第6条の6に規定する事項を記載した申請書(様式例を添付-1に示す。)及び必要に応じ申請書記載内容を説明する添付書類を提出しなければならず、その際、以下の事項が記載され、かつ、不備・過不足がないことを確認する。

① 氏名又は名称及び住所並びに法人にあつては、代表者の氏名

② 工場又は事業所の名称及び所在地

廃止措置確認の対象とする施設等(以下「対象施設」という。)に関する名称及び所在地が記載されていること。

③ 使用施設等の解体の実施状況

認可を受けた廃止措置計画(以下「廃止措置計画」という。)に基づき実施

された対象施設等の解体の結果が記載されていること。

④ 核燃料物質の譲渡の実施状況

使用許可を得ていた核燃料物質に関する譲渡し実施状況が記載されていること。

⑤ 核燃料物質による汚染の除去の実施状況

廃止措置計画に基づき実施された汚染の除去について記載されていること。

⑥ 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の廃棄の実施状況

廃止措置計画に基づき実施された汚染された物の廃棄の実施状況が記載されていること。

(3) 申請書に係る手数料納付

申請書の提出を受けた際に、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65条に規定する手数料に係る納入告知書の発行手続きを行い、発行された納入告知書は申請者に手交又は送付する。

2.2 廃止措置確認の実施

確認にあたって、検査官は、原子力規制検査により事業者の保安のために講ずべき措置、廃止措置計画(変更の認可又は届出があったときは、その変更後のもの。以下同じ。)等に係る活動を監視することで、事業者の講じた廃止措置が認可を受けた廃止措置計画に従って行われ法第12条の6第8項等の基準を満たしていることを記録等により確認する。

(1) 検査項目の抽出

担当部署は、受理した申請書の記載事項について確認するとともに、確認対象となる事項を特定し、関連する事業者の活動に対する原子力規制検査の検査項目(以下単に「検査項目」という。)を抽出する。

(BZ2010 非該当使用者等)

(2) 廃止措置確認の方法

抽出した検査項目について、申請等以前の事業者の関連活動の実施状況に係る原子力規制検査の結果を確認したうえで、申請等後の事業者の活動に対して原子力規制検査で確認すべき事項を特定し、当該検査項目の検査を担当する職員に伝達し、以後、相互に情報共有を図るものとする。

担当部署においては、一連の確認が実施され、当該検査項目で検査指摘事項がないか、若しくは検査指摘事項の内容が当該申請等に係る確認対象となる事項に影響を及ぼすものとなっていないことを確認することとし、必要に応じ

て事業者の活動状況、記録等を確認するものとする。

2.3 廃止措置確認の終了

(1) 廃止措置確認の終了の確認

当委員会は廃止措置確認の終了にあたり、原子力規制検査の結果をとりまとめ、法12条の6第8項又は第12条の7第9項並びにこれに基づく原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることを確認する。

(2) 廃止措置確認証の交付

当委員会は、上記(1)の確認が終了したのち、規則第6条の7の2他の規定に基づき、添付－2に示す様式による廃止措置確認証を申請者に交付することとする。なお、廃止措置確認の確認をした際には、法第72条第5項に基づき、当委員会は、遅滞なく、その旨を国家公安委員会又は海上保安庁長官に連絡する。

添付－1 廃止措置確認申請書の例(核燃料物質の使用に係る例)

廃止措置の終了の確認申請書

年 月 日

原子力規制委員会 殿

住 所

氏 名 (名称及び代表者の氏名)

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第57条の5第3項において準用する同法第12条の6第8項の規定により次のとおり廃止措置の終了の確認を申請します。

氏名又は名称及び住所並びに法人 にあつては、その代表者の氏名	
工場又は事業所の名称及び所在地	
使用施設等の解体の実施状況	
核燃料物質の譲渡の実施状況	
核燃料物質による汚染の除去の実 施状況	
核燃料物質又は核燃料物質によつて 汚染された物の廃棄の実施状況	

- 備考 1 核燃料物質の使用等に関する規則(以下「規則」という。)第2条の11第1項に規定する放射線管理記録の同条第5項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していることを確認できる書類を添付すること。
- 2 備考1に掲げるもののほか、必要に応じて規則第6条の7に規定する基準に適合することを確認できる書類を添付すること。
- 3 用紙の大きさは、日本工業規格A4とすること。
- 4 氏名を記載し、押印することに代えて、署名することができる。この場合において、署名は必ず本人が自署するものとする。

添付－2 廃止措置確認証の例(核燃料物質の使用に係る廃止)

番 号
年月日

使用者 殿

原子力規制委員会

核燃料物質の使用に係る廃止措置の終了について(確認)

令和〇〇年〇〇月〇〇日付けをもって申請のあった下記事業所に係る掲題の件については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 57 条の 5 第 3 項において準用する同法第 12 条の 6 第 8 項の規定に基づき確認しました。

記

〇〇工場

○改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

BM0010 使用前事業者検査に対する監督 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」「放射線安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの確保」「非常時の対応」、「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

本検査において、法第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第1号イ又はハで規定している事項(使用前事業者検査又は使用前検査(以下、「事業者検査等」という。))の実施状況を確認する。

事業者検査等は、原子力施設の種別ごとに表2に示す技術上の基準に適合するものであることが確認事項に含まれているため、検査官は法第61条の2の2第1項第2号に規定されている事項(技術上の基準の遵守)の遵守状況についても確認する。

事業者検査等は、法第61条の2の2第1項3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、原子力施設の種別ごとに表3に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理においてもその実施方法、体制等が規定されており、検査官は事業者の当該規定の実施状況についても合わせて確認する。

これらの確認対象とする事業者の活動においては、法第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、原子力施設の種別ごとに表2に示す施行規則条項に規定されている原子力施設の施設管理の活動とも関連してくることから、検査官は関連する検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

本検査において、検査官は上述の事業者による活動を以下の点に着目して確認する。

なお、原子力施設の種別ごとに表1に示す事業者検査等の法律条項第3項に原子力規制委員会の確認を受けた後でなければ原子力施設を使用できないこと^{*1}が定められており、本検査において、検査官は、事業者検査等の中で同表に示す設計及び工事の計画の認可若しくは届出又は使用許可(以下、「設工認等」という。)及び技術基準に適合することが確認されていることを確認する。(使用前確認の運用の詳細については「使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

(GL0001)」による。)

その結果、規制要求への適合性が疑われる状態が検出された場合は、本検査において、当該事象への事業者の対応状況についても確認する。

- (1) 事業者により作成された事業者検査等の計画においては、検査対象が適切に選定され、これらの構造、強度、機能又は性能が設工認等及び技術基準に適合していることを確認するために、科学的・技術的な根拠に基づき検査方法及び判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って規則第14条の2第2項に基づき検査実施要領書(以下「検査実施要領書」という。)を定められていること。
- (2) 事業者検査等は、事業者により、上記(1)の検査実施要領書に従って適切な時期及び方法等で実施されていること。
- (3) 事業者検査等に関連して不適合等の問題が検出された場合は、事業者により問題が適切に特定され、是正処置プログラム(以下「CAP」という。)において適切に処理されていること。
- (4) 事業者により、運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅滞なく未然防止処置が行われていること。

※1他の施設についても同様の規定あり。

3. 検査要件

3.1 検査対象

原子力施設を設置又は変更する以下の工事に係る全ての事業者検査等を本検査の対象とする。なお、原子力施設を変更する場合であって、当該施設に影響を与えない設備の撤去の工事及び改めて設工認等の認可又は届出の手続きを要さない取替工事の使用前確認を要さない事業者検査等についても、本検査の対象とする。

- (1) 設置の工事(以下「新設工事」という。)*2:工場又は事業所に初めて原子力施設を設置する工事。
- (2) 発電用原子炉の基数の増加(以下「増設工事」という。)*2:既に発電用原子炉施設が設置されている工場又は事業所において、新たな発電用原子炉を追加設置する工事。
- (3) 発電用原子炉施設の基数の増加の工事以外の変更の工事(以下「変更工事」という。)*2:既に設置されている発電用原子炉施設において、設備、系統、機械又は器具(以下「機器等」という。)を変更する工事。
- (4) 改造*2の工事(以下「改造工事」という。):設工認等の機器等の主要仕様表(以下「要目表」という。)の記載を変更し、機器等を新たなものへ変更する工事の他、機器等の実物の変更を伴わない容量の変更及び号機間での機器等の共用化を行うもの並びに既に設置されている機器等の撤去又は台数及び容量を変更する工事も改造の工事とみなす。

(5) 修理^{*2}の工事(以下「修理工事」という。): 供用中に不具合が発見された場合、又は具体的な不具合が発見されていない場合であって、他の事例等から予防保全的に対策を講じる場合に、機器等の一部を手直しし、機器等の機能維持又は回復を目的として行う工事。

(6) 取替工事^{*2}: 修理の工事において要目表の記載の変更を伴わない範囲で部材等を取り替えるもの。

^{*2}: 発電用原子炉施設の設計及び工事の計画の認可等に係る運用が^レ参照

なお、核燃料施設等については、上記(2)、(3)を除き同等の運用を行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

本検査は、工事の種類、規模、実施期間及び特徴に応じて、「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」^{*3}について、以下の事項を考慮して検査時期及び検査箇所を選定する。

^{*3}: 現行の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉則」という。)第16条の工事の工程を改訂する予定。

(1) 検査頻度

本検査は、下述(3)の使用前確認を行う時期(ホールドポイント)を考慮して実施することとする。なお、使用前確認を要さない事業者検査等については適宜、検査を実施することとする。

表4に検査要件のまとめ表を示す。

(2) 共通事項

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る検査箇所の選定に当たって、以下の事項を考慮する

a. 本検査においては、工事の規模や範囲に応じて、「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」、「重大事故等対処・大規模損壊対処」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」の各機能を考慮して検査を行うこととする。

b. 本検査の選定範囲については、設置又は変更の工事の規模に応じて設定するものとし、特に、リスク情報を活用して安全確保上重要と特定されたもの、過去に実績のない新たな技術、工法、構造等に係るもの、運転経験又は国内外のトラブル等を反映されたもの等については考慮して選択する。

c. 改造工事又は修理工事(以下「改造修理工事」という。)のうち構造に係る変更であって、下述の(3)(実用発電用原子炉施設)c.(a)、(b)及び(c)並びに(再

処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理埋設施設、使用施設(政令第41条該当))b. に示すような機能又は性能に影響を与えるものでない工事等については、「構造・強度・漏えい検査」から検査箇所を選定する。

(3) 使用前確認を行う時期

使用前確認は、以下の時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、終了していることを確認する。なお、改造修理工事に係る工事であって、「発電用原子炉に燃料を挿入する前の時期」又は「核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期」と「全ての工事が完了した時期」が同じ時期となる場合、燃料挿入及び臨界反応操作に影響しない工事の場合(例えば、廃棄物処理系の工事)、併せて「全ての工事が完了した時期」に使用前確認を行うことができる。

(実用発電用原子炉施設)

a. 発電用原子炉に燃料体を挿入する前の時期

発電用原子炉に燃料を挿入するに当たり、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認する。

また、発電用原子炉に燃料を挿入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等については、この時期に全て確認する。

b. 発電用原子炉の臨界反応操作を開始する前の時期

発電用原子炉の出力を上昇するに当たり、発電用原子炉に燃料を挿入した状態での確認項目として、燃料の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。

c. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

新設工事又は増設工事は、全て工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等に係る事業者検査等により、全ての系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。

改造修理工事は、一部の機器等に対する工事であるが、当該工事に係る系統全体の機能又は性能を最終的な事業者検査等により確認する。

また、改造修理工事のうち、構造のみの変更であって、機能又は性能に影響を与えるものでない以下の工事は、当該時期にそれまでの事業者検査等が全て終了していることを確認する。

(a) 設計及び工事の計画の記載内容の変更を伴わない取替工事

(b) 配管の改造工事において材料だけを変更する工事

(c) 生体遮へい装置を追加又は変更する工事及び廃棄物貯蔵庫の設置又は

容量を変更する工事において、遮へい機能及び貯蔵性能を確認する場合

(再処理施設、加工施設、試験研究炉施設、貯蔵施設、廃棄物管理埋設施設、使用施設
(政令第41条該当))

a. 核燃料施設等に核燃料物質等が搬入する前の時期

核燃料施設等に核燃料物質等を搬入するに当たり、核燃料物質の搬送設備及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等に係る事業者検査等により確認するほか、核燃料等施設の安全性確保の観点から、臨界事故を防止するための設備、放射線管理設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等に係る事業者検査等により確認する。また、核燃料施設等に核燃料物質等を搬入する前に事業者検査等を行わないと後工程では確認が困難となる事業者検査等は、この時期に行う。

b. 設計及び工事の計画に係る全ての工事が完了した時期

上述(実用発電用原子炉施設)c.に記載の事業者検査等が行われていることを確認する。

4. 検査手順

4.1 情報収集

「構造・強度・漏えい検査」、「機能・性能検査」及び「その他の検査」に係る立会い箇所を選定及び立会い方法の検討に際しては、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1) 機器等に関する情報

- a. 各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- b. 中期、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度
- c. 系統及び機器に係る決定論的重要度分類、耐震重要度分類
- d. 運転、試験、保守及び改造等の系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- e. 機器等に係る波及的影響を及ぼす可能性のある事象及び機器等に関する情報
- f. 過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- g. 事業者検査等を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報(当委員会からの指示事項を含む。)
- h. 過去の検査における気付き事項、指摘事項、不適合管理、是正処置、未然防止処置等の情報

- i. 設備の設計図書(設置許可申請書(完本版)及び設工認等申請書)
- j. 検査実施要領書
- k. 事業者検査等の検査工程(検査場所及び検査項目を含む。)
- l. 作業計画書、調達仕様文書、技術文書、系統図、構造図、単線結線図及びブロック図

(2) 環境情報

- a. プラント運転状態及びこれに対応するリスク情報
- b. 各機器等の運転状態に関する情報
- c. リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- d. 施設の作業環境等に関する情報

(3) その他検査に必要な情報

- a. 品質マネジメントシステム関連文書
- b. 保安規定及び運転手順書
- c. 安全性向上評価の結果等
- d. 事業者検査等プロセスの妥当性を評価した記録(検査方法の妥当性及び記録の信頼性等を含む。)

4.2 立会い対象の選定及び検査前確認

検査官は、事業者検査等の実施状況を立会い等で監督するに当たり、上述4.1で収集した情報を活用し、以下のとおり立会い対象を選定し、検査前確認を実施する。

- (1) 監督に先立ち、上述4.1のデータに基づき機器等の安全上の重要度及び波及的影響に加え、他施設を含め運転経験に基づく知見(当委員会からの指示事項を含む。)及び過去の検査官による検査結果を踏まえて、特に立会いが必要と判断する機器等を考慮し、立会う機器等を選定する。
- (2) 立会い箇所に選定した機器等と上述4.1の最新の情報及び事業者活動に係る運用文書を照合し、設計から事業者検査等までの情報の流れを含め、工事及び事業者検査等のプロセスの妥当性を確認する。
- (3) 事業者が規制要求に適合していることを検査するために、事業者検査等の実施時期、検査実施範囲、検査方法等が検査実施要領書等に定められていることを確認する。
- (4) 以下の基本検査の中で、最新の設計や機器等の状態に係る情報の流れが確認され、事業者検査等を含め各プロセスに反映されている状況が確認されている場合には、それぞれの基本検査で確認した実績をもって、上述(2)の事項を確認したと見なすことができる。
 - a. 別工事の使用前事業者検査に対する監督(BM0010)
 - b. 保全の有効性評価(BM0060)

- c. 設計管理 (BM0100)
- d. 作業管理 (BM0110)

4.3 検査実施

検査官は、検査実施要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下の事項について、事業者検査等の適切性を確認する。

また、使用前確認は、上述3.2(3)に記載された時期にそれまでの事業者検査等が適切に実施され、事業者により当該工事が設工認等に従って行われ、かつ、技術基準に適合していることが検査されていることを検査官が確認する。

法第43条の3の11第3項ただし書及び規則第17条第1号(試験使用承認)、同条第3号(一部使用承認)を受ける必要がある場合、事業者はあらかじめ承認を受けていること。

上述4.2(4)の記載内容は、当該条項についても適用可能とする。

(1) 構造・強度・漏えい検査

構造・強度・漏えい検査は、工場、現場又は中央制御室への立入り、書類確認及び関係者に対する質問により、以下の事項を確認する。

- a. 事業者検査等の実施体制が構築され、事業者検査等の独立性が確保されていること。
- b. 設工認等に定める要目表の設計仕様、工事の計画の工事の方法(工事プロセス、使用前事業者検査項目、使用前事業者検査の方法、判定基準等)、工事工程表等及び検査実施要領書の記載内容と施設の組立て及び据付け状態並びに事業者検査等の活動が一致していること。
- c. 機器等の要求される構造、強度及び漏えい防止機能が確保されていること。
- d. 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が設工認等、作業計画書、検査実施要領書等に従って適切に行われていること。
- e. 事業者検査等に関連する記録が設工認等の品質管理の方法、検査実施要領書等に従って適切に管理されていること。
- f. 事業者検査等に係る要員が必要な力量を有していること。

(2) 機能・性能検査

機能・性能検査は、上述(1)に記載した方法により、同(1)のa. d. e. f. の事項に加えて、以下の事項を確認する。

- a. 設工認等及び検査実施要領書の記載内容と施設の系統構成、運転状態及び事業者検査等の活動が一致していること。

また、事業者による当該工事に係る機器等の機能・性能に係る適合性確認が確実に行われていることを確認する。

- b. 選定した機器等を含めて、当該工事に係る施設管理(設計、施工及び保全)等について事業者の対応状況を確認する。
- c. 上述a. 及びb. の検査行為を通じて、当該機器等の要求される機能・性能が確保されていることを確認する。なお、上述(1)で確認した内容と重複する場合は、既に確認した事項により、本項目を実施したことに換えることができる。
例えば、構造・強度・漏えい検査で確認する漏えい検査と機能・性能検査で確認する系統機能検査が同じ内容の場合は、重複確認を防止する観点で、構造・強度・漏えい検査の検査記録を確認することにより、機能・性能検査に換えることができる。

(3) その他の検査

- a. 設工認等に記載された「基本設計方針」に係る検査(実用炉に限る)
基本設計方針の検査は、上述(1)及び(2)の監督を行う時期に、設工認等の基本設計方針に記載された設計仕様、機能又は性能を確認するため、上述(1)及び(2)の事項を確認する。
- b. 設工認等に記載された「品質管理の方法」に係る検査
品質管理の方法に係る検査は、設工認等の品質管理の方法に記載された方法に従って工事が行われていることを確認するため、上述(1)及び(2)の事項に加え、以下の事項を確認する。
上述(1)(2)(3)a. の検査行為を通じて、当該機器等に係る設計、施工及び事業者検査等が設工認等に規定された品質管理の方法に従って計画、実施、評価及び改善の管理が行われていること。
また、保安規定に定められた品質マネジメントシステムに基づき事業者活動が行われていること。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

検査官は、過去に機器等に関する問題が発生した事象又は検査官が系統及び構成並びに事業者検査等に関する問題を検出した事象に関して、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立入り等により、以下のとおり確認する。

なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の事業者検査等に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査で確認したことをもって本項目を実施したものと見なすことができる。

検査官は、事業者検査等の対象範囲外で検出した問題点並びに下述(4)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置がある場合、その都度、他の基本検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

- (1) 事業者検査等に係る過去の検査官の気付き事項等が、事業者のCAPにおいて適切に処理されていること。
- (2) 機器等の工事に係る組立て、納入、据付、施工及び検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)。
- (3) 運転経験、国内外の他施設のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査等による改善の要否が評価され、改善が必要と判断された事象について事業者検査へ反映されていること。
- (4) 基本検査の実施期間内(通常年間計画に定めた基本検査期間とする。ただし、長期間にわたる事業者検査等の場合は、当該検査開始から終了までの期間とする。)における事業者検査等に関連(工事の施工及び検査等)する不適合事象等からサンプリングし、当該事象に係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていること。

5. 検査手引

4.3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

5.1 立会い対象選定の際のリスク情報活動に関する留意事項

立会い対象の選定に当たっては、以下の事項を留意する。

- (1) 機器等の安全上の重要度に影響する施設状態
以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。
 - a. 機器等の工事に伴い、安全機能を有するものであって、多重性を要求されるシステムのうち1系統が運転できない場合。
 - b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一次的な系統又は設備変更により、安全機能を有する系統へのリスクに対する寄与度が高まる可能性のある場合。
 - c. 冷温停止前の施設停止状態(外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。)

5.2 現場確認を行う際の留意事項

- (1) 事業者検査等を行う必要のある機器等に対しては、事業者が許認可を受けた管理体制の下、検査計画及び検査実施要領書を作成し、検査を行っていること。
- (2) 事業者検査等を実施するに当たっては、検査体制(役割、権限含む。)、検査実施要領書の整備状況及び試験条件の設定状況等が確認されていること。

選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査等の体制は施工部門の責任・権限から独立していること。

- (3) 事業者検査等を行う機器等の構造、強度、性能及び機能については、波及的影響を考慮した上で、規制要求(許認可を受けた事項及び技術基準)に適合する検査の計画及び検査の実施内容(検査対象範囲、実施時期、実施場所、実施者及び検査方法等)となっていること。
- (4) 変更工事であって実用炉則別表第一の上欄に掲げる工事の種類に応じてそれぞれ同表の中欄又は下欄に掲げるものに該当しないもの場合及び実用炉則別表第二記載事項のうち規則改正で追加された事項にあっても、最新の設計、仕様及び品質マネジメントシステム、既認可又は既届出の設工認等の要求を満足する検査の計画及び実施内容となっていること。
- (5) 事業者検査等の基準適合性確認としては、設工認等に定められた「工事の方法」に記載された工事及び検査プロセス、基準適合性に影響を与える施工方法及び特別な工法に係る施工条件等の留意事項に従って工事が行われ、検査されていること。
- (6) 「基本設計方針」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「基本設計方針」に定められた事項のうち要目表に記載されていない機器等の仕様等に対する要求事項に加え、事業者活動や運用面等のソフト面の要求事項についても適合していることが検査されていること。
- (7) 「品質管理の方法」に対する事業者検査等の適合性確認としては、設工認等の「品質管理の方法」に定められた設計(要求事項を満足する基本設計方針の設定から詳細設計までのプロセス)から工事(事業者検査等の項目及び方法の設定を含む。)までのプロセスが確実に機能しているかについても検査されていること。当該事業者検査等として、調達管理についても、機器等の工事に係る調達品の組立て、据付、施工及び検査等の調達業者の選定に係るプロセスに加え、記録の信頼性を確保するために事業者による検証行為が設工認等の「品質管理の方法」に従って行われていること。
- (8) 機器等の組立て及び据付け位置や状態が工事の計画どおりの構造及び強度を満たすように設置され、健全に機能する状態であることが確認されていること。

特に、機器等を支持する構造物の固定状態、ポンプや弁等の流体や潤滑油に著しい漏えいがないこと、異音、振動及び機器等の部品等の組立て・据付け方向や位置の適切性が確認されていること。
- (9) 事業者検査等を行う施設の建物及び構築物のコンクリート部材並びに機器等の支持構造物に係る施工管理及び据付施工状態等が技術基準及び設工認等に適合し、検査実施要領書どおりであることが検査されていること。

特に、建物及び構築物の構造・強度の検査においては、技術評価が行われた民間規格等に従って工事施工されていることが確認されていること。

- (10) 原子炉格納容器が直接設置される基盤の状態を確認する事業者検査等においては、地盤の地質状態が、基礎基盤として設置許可及び設工認等に定められた十分な強度(支持力、滑り及び沈下に対する安全性を含む。)を有していることが検査されていること。
- (11) 蒸気タービン本体の基礎を確認する事業者検査等においては、設工認等で認められた基礎に関する説明書及び基礎の状況を明示した図面の数値と実績値及び基礎施工図等が相違ないことが検査されていること。
- (12) 材料強度等の事業者検査等においては、製造者等が強度試験等を実施した結果を記載した試験成績書等を用いて検査が行われていること。
特に、材料の化学的成分及び機械的強度については、許認可、関連規格及び仕様等に適合することが検査されていること。
- (13) 耐圧・漏えい検査又は機器等の機能・性能検査に当たって、系統構成等が試験計画どおりに設定され、弁の開閉状態が、施錠及び状態タグ等により管理されていること。
- (14) 燃料体に係る事業者検査等は、型式・種類毎の燃料体に係る品質管理の状況、加工の内容及び検査の信頼性確保の観点を踏まえて、以下に示す加工の工程^{*4}毎に行う構造、強度又は漏えいを確認する検査及びその他の検査(基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査)の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。
検査実施要領書の策定にあたって、燃料の種類に係るリスク(例えば、MOX燃料。)、燃料体の部材毎の重要度分類、JISZ9015-1に基づくロット毎のサンプル数等も考慮して、検査の方法を選定していること。
^{*4}: 現行の規則第24条の加工の工程については改定される予定。
- ① 燃料材、燃料被覆材その他の部品の組成、構造又は強度に係る試験をすることができる段階の検査(燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認、その他部品の組成、構造又は強度に係る検査)
 - ② 燃料要素の加工が完了した時の検査(寸法検査、燃料棒の湾曲度、外観検査、表面汚染密度検査、溶接部の非破壊検査、ヘリウム漏えい検査等)
 - ③ 加工完了時の検査(燃料集合体の寸法検査、外観検査、(ヘリウム漏えい検査^{*5})等)
- ^{*5}: 上記②でヘリウム漏えいを実施している場合を除く。
- (15) 事業者検査等を行う機器等の溶接部は、安全上の重要度等を考慮して、溶接の工程毎の構造、強度又は漏えい検査及びその他の検査(基本設計方針に係る検査及び品質管理の方法に係る検査)を行う必要があり、事業者検査等に先立ち、検査の計画及び検査実施要領書が策定され、実施されていること。なお、基本的に下述のb. の検査については、a. の検査の適合性が確認された後に実施す

ること。

a. あらかじめ確認すべき事項に対する検査

- (a) 溶接施工法に関すること
- (b) 溶接士の技能に関すること

b. 構造物に対する検査

- (a) 溶接部の材料
- (b) 溶接部の開先
- (c) 溶接の作業及び溶接設備
- (d) 溶接後熱処理(実施する場合)
- (e) 非破壊試験(実施する場合)
- (f) 機械試験(実施する場合)
- (g) 耐圧試験(外観の状況確認含む。)

- (16) 検査終了後は、機器等が通常の状態に復旧され、確認されていること。
- (17) 検査結果に影響を与える監視機器及び測定機器は、国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正が行われ、有効期限内であることが確認されていること。
- (18) 電気・計装機器の設定値を確認する検査及びインターロックを確認する検査等において、圧力、流量、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器等の動作箇所(制御盤や警報装置含む。)までの回路を分割して検査する場合は、分割した境界部分はそれぞれオーバーラップしていることが確認されていること。
- (19) 機能・性能検査においては、試験や検査のためだけの特別な条件で検査を実施するのではなく、原則、通常の運転時と同条件で実施されていること。
ただし、通常の運転時と同条件で試験や検査を実施することができない場合は、あらかじめ特別な条件で運転した場合に、機器等に要求される性能を満足することが検証、評価されていること。
- (20) 事業者検査等の工程管理においては、ホールドポイント毎に検査官の使用前確認を受ける前に、次の工程にリリースされていないこと。
- (21) 長期間に亘り施工される工事の場合、工事の途中段階で工程変更となり、組立て、据付け中の設備を長期間保管する必要性が生じた場合、事業者検査を再開する際には、事業者が保管期間の環境や機器等の状態を含め、改めてそれまでの機器等の要求事項への適合性を再評価した上で、事業者検査を計画、実施していること。

6. 参考資料

- (1) 原子炉等規制法61条の2の2
- (2) 原子力施設の種別毎の使用前事業者検査又は使用前検査関連の法律条項(表1)

参照)

- (3) 原子力施設の種別毎の技術基準規則(表2参照)
- (4) 原子力施設の種別毎の施行規則の関連条項(表3参照)
- (5) 原子力規制検査等に関する規則
- (6) 原子力規制検査等実施要領
- (7) 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
- (8) 使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
- (9) 共通事項に係る検査ガイド
- (10) 検査計画及び報告作成ガイド
- (11) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド
- (12) 原子力規制検査における個別事項の安全重要度評価プロセスに関するガイド

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する法律条項

原子力施設の種別	設工認又は使用許可に係る条項	使用前事業者検査又は使用前検査に係る条項
実用発電用原子炉施設	(認可)第 43 条の 3 の 9 (届出)第 43 条の 3 の 10	第 43 条の 3 の 11
研究開発段階発電用原子炉施設	(認可)第 43 条の 3 の 9 (届出)第 43 条の 3 の 10	第 43 条の 3 の 11
試験研究用等原子炉施設	第 27 条	第 28 条
再処理施設	第 45 条	第 46 条
加工施設	第 16 条の 2	第 16 条の 3
使用済燃料貯蔵施設	第 43 条の 8	第 43 条の 9
廃棄物管理施設	第 51 条の 7	第 51 条の 8
第一種廃棄物埋設施設	第 51 条の 7	第 51 条の 8
第二種廃棄物埋設施設	—	—
使用施設等	(使用許可)第 52 条	(使用前検査)第 55 条の 2

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 4 条～第 78 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 4 条～第 78 条
試験研究用等原子炉施設	第 5 条～第 70 条
再処理施設	第 4 条～第 51 条
加工施設	第 4 条～第 39 条
使用済燃料貯蔵施設	第 5 条～第 24 条
特定廃棄物管理施設	第 4 条～第 23 条
特定第一種廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	-
使用施設等	第 4 条～第 27 条

表3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第14条の2～第21条	第92条第1項第18号、同条第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第14条の2～第21条	第87条第1項第18号、同条第3項第19号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第3条の2の3～第3条の6	第15条第1項第17号、同条第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第4条の2～第7条	第17条第1項第17号、同条第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第3条の4の2～第3条の7	第8条第1項第16号、同条第2項第13号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第6条の2～第10条	第37条第1項第16号、同条第2項第16号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第6条の2～第10条	第34条第1項第15号、同条第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2～第24条	第63条第1項第15号、同条第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	-	-	-
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の2～第2条の7	第2条の12第1項第15号、同条第2項第18号

表4 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査 (新設又は増設)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム
02	使用前事業者検査 (変更工事)	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	使用前事業者検査	申請の都度	申請の都度決定	申請の都度決定	チーム

BM0020 定期事業者検査に対する監督 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

法第43条の3の16第2項(原子力施設の種別毎の条項は表1に示す)に基づき、事業者が原子力施設の異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持などの安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具(以下「機器等」という。)に対して定期事業者検査を実施し、当該機器等が技術基準に適合していることを確認することが求められている。(定期事業者検査(以下「事業者検査」という。)の運用の詳細については「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(GS1001)」(以下「保安措置ガイド」という。)による。)本検査において、法第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、法第61条の2の2第1項第1号ロに規定されている事項(事業者検査)のうち、原子力施設の種別毎に表2に示す施行規則条項に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等をとおして、事業者の安全活動が確実かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。

- (1) 定期事業者検査の対象である機器等の性能又は機能が規制要求に適合していることを確認するために、事業者により科学的・技術的な根拠に基づく検査方法、判定基準等が設定され、品質マネジメントシステムに沿って事業者検査実施要領書(以下「検査要領書」という。)が策定され、定期的な実施が計画されていること。
- (2) 事業者により上記(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期、方法等で定期事業者検査が行われ、機器等の安全機能に係る技術基準に適合していることが確認されていること。
- (3) 定期事業者検査で検出された問題について、事業者により不適合及び安全上の問題が適切に特定され、事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3. 検査要件

3.1 検査対象

事業者検査の対象施設については全て検査対象となり得るが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それらの対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプル選定に際しては、監視領域小分類「発生防止」、「影響緩和」、「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、リスク情報等を活用して安全上の重要性が高い機器等又は改造、修理、トラブル等の理由により系統構成の変更作業が行われた機器等を検査対象として選定する。なお、実用発電用原子炉施設(以下「実用炉」という。)においては、クラス1、2、3機器、原子炉格納容器及び重大事故等クラス1、2、3機器に係る供用期間中検査については別に定める検査ガイド(BM1050)に基づき行うものとする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表5の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い項目の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、施設の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手する実用炉データの例を示す。核燃料施設はこれに準じた情報を入手すること。

(1)機器等に関する情報

- ①各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ②中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度(例えば、ファッセルベズレイ(FV)重要度及びリスク増加価値(RAW)の高い機器等のリスト)
- ③機器等に係る決定論的重要度分類
- ④運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報
- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦事業者検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報(当委員会からの指示事項を含む。)

- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
 - ⑨事業者検査の検査工程(検査場所、検査項目を含む)
 - ⑩検査要領書
 - ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図
- (2)環境情報
- ①施設運転状態とこれに対応するリスク情報
 - ②各機器等の状態に関する情報
 - ③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
 - ④施設の放射線管理等に関する情報
 - ⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報
- (3)その他検査に必要な情報
- ①品質マネジメントシステム関連文書
 - ②保安規定、運転手順書
 - ③安全性向上評価の結果等
 - ④事業者検査プロセスの妥当性を評価した記録(検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。)

4.2 立会い対象の選定及び検査前確認

以下は、各検査共通事項。

- (1) 法 43 条の 3 の 16 第 3 項及び規則第 57 条の 3 に基づき事業者から報告(以下「事業者検査報告」という。)を受けた際、検査官は、規則第 57 条の 3 第 2 項から第 6 項及び保安措置ガイドに規定する報告書及び添付書類が提出されていることを確認する。

特に、規則第 57 条の 3 第 3 項第 1 号から第 7 号に規定した書類は、保安措置ガイドに基づき記載されていることを確認する。

なお、検査ガイド(BM0060 保全の有効性評価)において、保全計画の妥当性が確認される場合、相互に過去の確認結果を共有することとする。

- (2) 上記データに基づき機器等の安全上の重要度、波及的影響に加え、過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮しつつ、立会う機器等を選定する。

4.3 検査実施

検査官は、検査要領書等の関連書類の確認、事業者及び関係者に対する質問並びに現場への立会い等により、以下の事項について、事業者検査の適切性を確認する。

- (1) 開放、分解等検査(規則第56条第1項第1号に規定する方法による検査。以下同じ。)
- ①検査開始前の確認事項

- (a) 検査要領書が適切に定められていること。(判定基準の根拠は、原子炉設置(変更)許可申請書(事業指定、事業許可申請書)、設計及び工事の方法(変更)認可申請書、同届出書、過去の検査要領書及び検査記録若しくは保安規定に記載されている当該性能・機能に係る数値、技術基準又は適用可能な規格によるものであること。)
- (b) 保全計画又は点検計画における検査対象範囲、検査項目及び実施時期と整合していること。
- (c) これまでの検査及び他施設での知見(当委員会からの指示事項を含む。)を、社内規定に基づき、必要に応じて反映していること。
- (d) 検査に係る不適合については、除去が完了していること。
- (e) 検査実施体制(責任・権限の明確化含む)が構築され、検査の独立性が確保されていること。
- (f) 当該検査に係る要員は、必要な力量を有していること。
- (g) 所要の校正・適切性確認を行った検査用機器・計器を使用していること。

②検査中の確認・監視事項

- (a) 検査要領書に従って検査を実施し、技術基準に適合していることを確認していること。
- (b) 現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。
- (c) 機器等に係る隔離、系統構成、検査及び復旧までの工程管理が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

- (a) 検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。
- (b) 不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。
- (c) 検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2) 機能、性能検査(規則第56条第1項第2号に規定する方法による検査。以下同じ。)

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)から(g)に加えて、以下の事項を確認する。

- (a) 機能、作動検査を行う系統構成等は検査要領書どおりで、検査目的に照らして適切であること。

②定期事業者検査の確認・監視事項

4.3(1)b.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

- (a) 測定データの有効桁数の処理にあつては、判定基準に鑑みて適切に定められ

ており、それに従い行われていること。

(b)検査データの測定時期及び測定点は、検査要領書のとおりで適切であること。

(c)事業者がサンプリングを適用する場合は、適切な根拠に基づく方法であること。

③事業者検査終了後の確認事項

4.3(1)c.の(a)から(c)に加えて、以下の事項を確認する。

(a)検査データを計算等により処理した結果で判定する場合は、計算等の処理の妥当性を確認していること。

(b)判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認していること。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

(1) 検査官は、機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が機器等及び事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上記事業者検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。

(2) 過去に実施した事業者検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理及び是正処置においてどのように扱われているか確認する。

(3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達を受注した業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。

(4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、事業者検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。

(5) 基本検査の実施期間内における事業者検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上記(1)のなお書きについては本事項についても適用する。

(6) 本検査実施時、事業者検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

5. 検査手引

4. 3の検査の実施に際して、留意する事項は以下のとおりである。

5.1 検査前確認又は事業者検査報告の内容確認に関する留意事項

(1) 規則第57条の3第1項第一号(原子力施設の種別毎の条項は表3に示す。)の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

① 事業者検査報告の本文及び添付書類は、規則第57条の3第2項から第6項に規定するものであること。

② 当該報告に係る保全サイクルに実施する事業者検査項目及び実施時期を明確に記載し、下述d.の保全計画と整合していること。

③ 施設管理の目標として、施設レベル及び系統レベルの指標及び目標値が設定され、実績値を踏まえ評価が行われていること。

④ 施設管理の実施に関する計画(保全計画)のうち、点検計画(機器・系統ごとの点検項目、点検の方法、点検の実施頻度、点検の時期、行政指導文書・長期施設管理方針に基づく点検計画、関連する事業者検査項目等を明記)を策定していること。

⑤ 事業者検査の判定方法として、一定の期間の設定及び技術基準への適合維持を判定する方法に関する基本的な考え方を明確にしていること。

⑥ 事業者検査での判定における一定の期間の設定・変更において考慮した事項として、①原子力施設に係る点検、検査又は取替えの結果の評価(有意な劣化の有無)、②①の劣化の劣化傾向の評価、③研究成果等による評価、④類似する機械又は器具の使用実績(材料及び使用環境の相違を踏まえたもの。)による評価の結果を明確にしていること。

⑦ 施設管理目標及び保全計画の評価については、経年劣化事象を考慮した上で、少なくとも保安措置ガイドVI. 5. i ~ viの項目の最新情報を収集し、評価していること。

当該評価は、各機器等に関する責任を有する者で構成する体制を構築した上で実施されていること。

⑧ 規則第56条第2項の一定の期間を設定、又は変更した事業者検査報告が提出された場合、規則第55条第2項に基づき、原子力規制検査において、規則同条同項に規定する発電用原子炉施設を構成する機械又は器具が一定の期間を満了するまでの間、技術基準に適合している状態を維持することを確認する必要がある、当該報告において以下の事項を確認する。

・規則第56条第3項及び保安措置ガイドIII. 2. (2)に基づき、一定の期間が設定又は変更されていること。

(2)規則第57条の3第1項第二号の時期に提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

起動前に実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(3)法第43条の3の16第3項に基づき定期事業者検査が終了したときに提出される事業者検査報告については、以下の事項を確認する。

当該保全サイクルに実施すべき検査が全て終了し、適合性確認が行われていることを確認する。

(4)規則第56条第2項に規定する一定の期間を原子力規制検査として確認する場合、以下の事項に留意して確認する。

① 施設管理の重要度を踏まえて、以下の評価の妥当性を確認する。

- 技術基準及び規格基準類との整合性
- 行政文書への対応状況
- これまでの点検間隔等の妥当性評価
- 過去のトラブル実績及び改善状況に係る評価状況
- 劣化メカニズム整理表等を活用した時間依存性のある劣化事象、部位毎の評価、クリティカルな部位の抽出及び評価の状況

② 一定の期間の設定又は変更に係る評価結果等の記録を確認し、規則第56条第3項及び保安措置ガイドⅢ. 2. (2)に規定された事項が考慮されていること。

③ 定期事業者検査の実施状況及び実施結果を確認し、事業者により技術基準に適合していることが確認されていることを確認する。

5.2 開放、分解等検査に関する留意事項

(1) 事業者検査を行う必要のある施設及び範囲に対して、保安規定に基づく管理体制及び施設管理(最新の保全計画を含む。)の下、漏れなく検査計画を作成し、適切な時期及び方法により検査が行われていることを確認する。

また、保全の有効性評価において点検間隔又は頻度の変更され、事業者検査の一定の期間が変更された場合、実用炉則第55条第2項(原子力施設の種別毎の条項は表4に示す)に基づき原子力規制検査の結果が判定期間の判断に使用されるため、点検前データを含め点検実績、設定された点検時期及び頻度で問題が生じていない又は生じる恐れのないことを確認するものとする。なお、実用炉については検査ガイド(BM0060保全の有効性評価)において、保全の有効性評価の範囲を確認している場合には、この範囲について当該検査を実施したものと見なすことができる。

(2) 当該検査を実施するにあたって、検査体制(役割、権限含む。)、検査要領書の制定又は改訂状況、検査条件の設定状況等を確認していること。選定した機器等の検査等に係る調達管理が適切に行われているとともに、事業者検査の実施体制は施工部門の責任・権限から独立していることを確認する。

(3) 漏えい試験の場合、系統構成が検査要領書のとおり、適切に設定されていることを確認する。

- (4) 漏えい(率)検査等を行うにあたり、最新の図面(系統図等)のとおり系統が構成されていることを確認する。
- (5) 維持規格等に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。非破壊試験の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (6) 機器等に接近できない場合又は直接肉眼で確認できない場合は、テレビカメラ等を用いて適切に検査が計画され実施されていることを確認する。
- (7) 検査対象機器は分解、手入れ、清掃の後、開放、分解等検査が適切に実施できる場所に置かれ、かつ、目視確認ができる状況にあること。また、表面汚染があるものは原則、除染が行われ、可能な限り放射線レベルが低減されていること。検査場所の線量当量率や空气中放射性物質濃度等もあらかじめ確認する。
- (8) 取替部品については法令手続きが必要なものがあるので、その旨を事業者を確認する等、留意する。

5.3 機能、性能検査に関する留意事項

上記5.2(1)及び(2)に加え、以下の事項が挙げられる。

- (1) 事故、トラブル等に備えて安全機能を維持するための機器等について、事故、トラブル時の条件を模擬できないものについては、予めテストループに基づくデータを用いたシミュレーション解析等により流量特性が検証されたデータと比較しているかを確認する。
- (2) 定格流量試験時の条件で検査を実施できない場合等、判定基準が規格等によらずに定めている場合はその根拠が技術的及び経験的に適切であることを確認する。
- (3) 実機を使用した試験又は検査ができないものについては、実機と同等の条件を模擬し検証された試験用機器又は試験用ループ等を使用しているか確認する。(通常の運転時の条件と異なる条件で検査を行うことは望ましくない。)
- (4) 検査用機器・計器等を使用する検査のうち、入力から出力までの系統がループを構成するものはループ全体としての精度が管理されていることを確認する。
- (5) 安全保護系の系統機能検査(設定値を確認する検査)又は警報やインターロックを確認する検査等において、圧力、水位、中性子束、核計装、弁位置及び地震加速度等の測定箇所から機器の動作箇所までの回路を分割して検査する場合は、分割した検査範囲がそれぞれ重複していることを確認する。
- (6) 検査前準備において、インターロック等のジャンパー、リフトを行うものは、当該作業が適切に管理されていることを確認する。
- (7) 弁の開閉状態について、施錠、タグ等により管理されていることを確認するとよい。
- (8) ポンプのQH曲線等を用いた事業者検査を確認する場合は、改造等による更新及び

再レビューの必要がないか確認する。

- (9) 検査データの測定及び記録採取をするにあたって、検査データの測定時期、測定ポイント、計算の処理等を明確にしているか確認する。(例:PWR制御棒駆動機能検査では、出力波形からの時間計測方法の妥当性を確認しているか、BWR制御棒駆動水圧系機能検査では、スクラム時間について圧力補正の方法を定めているか、その圧力補正方法は起動試験・工場試験等のデータを用いる等適切なものか。)
- (10) 判定基準に係る検査データ以外に、判定するうえで間接的に影響を与える運転パラメータ等を確認し、記録することとしているか確認する。(例:検査対象ポンプの補機の動作確認を行っているか、ポンプ付属の重要補機のインターロック機能及び運転状態の確認を適切に行っているか。)
- (11) 燃料集合体の炉内配置を確認する検査の場合は、取替炉心の安全性が確認された炉心配置図と一致していることを確認する。
- (12) 停止余裕等の確認を行う検査等の場合、制御棒価値及び反応度停止余裕等の設計値が解析により算出されていることを確認する。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の11、同法62条の2の2
- (2) 実用炉規則第〇条
- (3) 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第〇条
- (4) 試験炉、加工、再処理、使用済燃料貯蔵、廃棄物管理・埋設、使用の規則(別途追記)
- (5) 原子力規制検査等実施要領
- (6) 保安のための措置に係る運用ガイド(施設管理、使用前事業者検査、定期事業者検査、施設管理、高経年化対策等)
- (7) JSME S NA1-2008「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」社団法人日本機械学会発行
- (8) JEAC4209-2007「社団法人日本電気協会電気技術規程「原子力発電所の保守管理規程」社団法人日本電気協会発行
- (9) JEAG4210-2007「原子力発電所の保守管理指針」(社)日本電気協会

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第55条から第57条の3まで	第92条第1項第18号又は第3項第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第52条から第55条まで	第87条第1項第18号又は第3項第18号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第3条の8から第3条の12まで	第15条第1項第17号又は第2項第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第7条の9から第7条の11まで	第17条第1項第17号又は第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第3条の9から第3条の13まで	第8条第1項第16号又は第2項第13号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第37条第1項第16号又は第2項第16号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第12条から第16条まで	第34条第1項15号又は第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第26条から第30条まで	第63条第1項第15号又は第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	—	—

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条から第78条まで
試験研究用等原子炉施設	第5条から第70条まで
再処理施設	第4条から第51条まで
加工施設	第4条から第39条まで
使用済燃料貯蔵施設	第5条から第24条まで
特定廃棄物管理施設	第4条から第23条まで
第一種特定廃棄物埋設施設	同上
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第4条から第27条まで

表3 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	定期事業者検査の報告
実用発電用原子炉施設	第57条の3
研究開発段階発電用原子炉施設	第55条
試験研究用原子炉施設	第3条の12
再処理施設	第7条の7
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第16条
廃棄物管理施設	第16条

表4 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	条文番号
	一定の期間
実用発電用原子炉施設	第55条
研究開発段階発電用原子炉施設	第51条
試験研究用原子炉施設	第3条の10
再処理施設	第7条の5
加工施設	第3条の11
使用済燃料貯蔵施設	第14条
廃棄物管理施設	第14条

表 5 検査要件まとめ表

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	4	90 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	5	110 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	5 (MOX加工) 4 (ウラン加工)	110(MOX加工) 90(ウラン加工) 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	3	65 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	定期事業者 検査	定期事業者検査の都度	3	65 疑義があった場合の事業者の対応等に係る時間は含まれない。	日常

BM1040 ヒートシンク性能 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理におけるヒートシンク性能に関する活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される循環設備等の基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

熱交換器及びヒートシンク設備は、崩壊熱を除去し、安全上の重要度が高い設備又は関連する設備に対して冷却水を提供することが要求される。熱交換器等の除熱の性能が低下すれば、冷却システムの成立基準を満足できない可能性が生じることから、ヒートシンク性能関連する機器及び保全活動を検査対象とし適切なサンプリングにより検査を行う。

サンプリングに当たっては、検査実施時点における原子力施設のリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し、検査対象を選定する。検査項目は以下の3種類である。

- (1) 海水により冷却される熱交換器
- (2) 閉ループの熱交換器
- (3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査官は、どの熱交換器及びヒートシンク設備を検査の対象に選定すべきか決定するために、工学的な分析や判断、運転経験、性能履歴、適用される高経年化対策や変更認可に基づいた他の保守プログラムの実施による強化*などの要素と共にリスク情報に基づく見識を適用するものとする。

本検査を予定する場合、検査官は熱交換器及びヒートシンク設備の検査・試験(熱交換器の検査・試験、冷却海水配管の内面検査、トレンチ内の海水配管の外面検査など)に関連する頻度の低い作業を観察する機会を特定するために、定期検査や運転中の保全計画を考慮しなければならない。

※変更認可に基づく強化とは、事業者が既存の保守プログラムに組み込むことを承認した追加の措置(例えば検査・試験など)のことを意味する。

4.2 検査実施

(1)海水により冷却される熱交換器

海水により直接冷却される熱交換器に関して、適切な熱伝達が行われるように試験、検査、保守及び海洋生物の付着の監視が、単独又は組み合わせにより適切に実施されていることを確認する。

- a. 熱交換器の性能試験の方法と結果
- b. 熱交換器の検査・清掃に関する方法と結果又は実施状況の観察
- c. 運転状態と伝熱計算における設計想定との整合性
- d. ウォーターハンマー等の影響を受けやすい熱交換器の評価と対策
- e. 過流量に起因する熱交換器の劣化防止のための適切な制御及び運転上の制限
- f. (可能であれば) 予備で使用頻度の低い熱交換器による流量試験
- g. 施栓された伝熱管の数が設定された制限内であること
- h. (可能であれば) 渦電流探傷試験の報告書及び目視検査の記録

(2)閉ループの熱交換器

例えば冷却海水システムによって間接的に冷却や、エアフィンクーラーによって直接冷却される熱交換器)に関して、以下の項目を確認する。

- a. 上記の c.～h.の項目
- b. 腐食制御に関する化学処理方法が民間標準と一致し、管理、評価されていること

(3) 熱交換器以外のヒートシンク設備

選定された各ヒートシンク設備に関して、性能試験又はそれに相当する他の方法によって必要な性能が維持されていることを確認する。ヒートシンク設備に関して問題となるのは、その使用可能性と設備へのアクセス可能性である。

選定された各ヒートシンク設備に関して、下記7項目のうち少なくとも2項目を確認しなければならない(最終ヒートシンク(最終的な熱の逃がし場は海洋又は大気を想定する。)(以下「UHS」という)のための貯水設備を有する原子力施設に関しては下記項目の a.又は b.を3年ごとに1回は確認しなければならない)。

- a.取水ピット、放水ピット等のコンクリート壁によって囲まれた地上のUHS設備に関するウォークダウン又は事業者の検査の方法と結果
- b.水中のUHS設備となる取水口、放水口に関する事業者の検査の方法及び結果
- c.エアフィンクーラーなど熱の逃がし場を大気とするUHS設備に関して、ウォークダウン又は事業者の検査の方法と記録
- d.ヒートシンク設備の運転(冷却海水側、閉ループの冷却水側)
- e.ヒートシンク設備の性能試験(冷却海水側、閉ループの冷却水側)
- f.選択した冷却海水設備又は閉ループの冷却水設備のウォークダウン
- g.海水の取水設備(スクリーン等)のウォークダウン

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 共通事項

熱交換器が安全上重要な設備又は関連する設備である限り、選定される熱交換器の型式及びサイズに制限はない。熱交換器及びヒートシンク設備の選定は、検査又は再検査が妥当である範囲を特定するために、過去の検査結果を検討すべきである。問題があった場合や広範な是正処置の履歴を有する熱交換器は、選定に当たり優先的に検討されるべきである。

本検査では、熱交換器及びヒートシンク設備の健全性及び性能を確認するために、1～2組のサンプルを選定する。選定した熱交換器に関しては、検査官の決定に従い、(1)海水によって冷却される熱交換器又は(2)閉ループの熱交換器の適切な項目を実

施する。選定した(熱交換器ではなく)ヒートシンク設備に関しては、検査官の決定に従い(3)の適切な項目を実施する。

検査官は、必要に応じて評価するサブ項目の数を制限する場合や、評価項目の数を増減することにより、安全上の重要な問題に焦点を当てるようにサンプルの範囲を拡大又は縮小することができる。表4に監視領域別の検査目的とリスク優先度との関係を示す。監視領域へのリスクの影響については、一定の発生確率で起こりうる共通要因故障に着目して対象範囲を検討し、その結果を踏まえてサンプルを選定するとよい。

なお、当該検査ガイドにおいて、「BM0010使用前事業者検査」検査ガイドに対する監督及び「BM0020定期事業者検査」検査ガイドに対する監督で確認した機器等の機能及び性能に係る事項を一部活用することも可能とする。

5.2 個別事項

(1)海水により冷却される熱交換器

本検査要件は、冷却海水設備によって直接冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とすべきである。

a. 熱交換器の性能試験の方法と結果については、次の項目を確認する。

(a)選定された試験方法が、産業界の実施方法として認められたもの又はそれに相当するものと同様である。

(b)試験状態(温度差、圧力差及びフローなど)が選定された方法と整合している。

(c)試験判定基準(熱伝達計数など)が設計基準値と整合している。

(d)試験結果は試験条件と設計条件との差異を適切に考慮している(設計上の熱除去率での機能試験は実用的ではない可能性がある)。試験結果は熱交換器の設計条件に対して外挿される必要がある。

(e)試験結果の傾向に基づいた試験の頻度が(傾向分析データに基づき)、熱除去能力を喪失し設計基準値を下回る前に性能低下を発見するために十分であることを確認する。熱交換器の性能試験結果に関する傾向分析の頻度は、正当な根拠を提示することなく変更をしてはならない。

(f)試験結果には試験計器の不正確性や差異が考慮されている。試験計器は校正され、測定するパラメータに対して適切なレンジに設定されている。そうでないと小さな測定エラーによって試験結果に影響を及ぼす可能性がある。計器に要求される精度は、試験結果に基づいて計算されるパラメータと設計上の制限との間の裕度に依存する。

(g)計算する試験結果に適切な情報がある場合は、管側と胴側の熱負荷の値が等しい。

b. 熱交換器の検査・清掃について確認を行う場合は、以下最初の3ステップ(a)~(c)を実施し、実際に検査・清掃を観察する場合のみ、最後のステップ(d)を確認する。検

査官は、計算による設計想定又は設計データシートに関するパラメータを観察し、事業者の検査記録や手順上の運転制限の確認によって評価することが可能である。

- (a) 熱交換器の検査・清掃のために用いられる方法が、確認された手入れ前状態や想定される劣化傾向と整合性がある。計画された検査や清掃の間に性能が低下しないことが確実であれば、性能低下傾向に基づく適切な方法である。
- (b) 検査・清掃の判定基準が確立している。判定基準は、熱伝達係数を考慮したもので、設計想定及び手入れ後の状態と一致する。検査・清掃の頻度は手入れ前状態と特定された傾向分析結果と一致する。検査・清掃の頻度及び特定された傾向分析に基づき、判定基準は計画されたインサービス期間に性能を喪失しないことを確実にするために適切である。
- (c) 事業者は手入れ前状態を評価し、頻度及び傾向分析に基づき次回検査までのインサービス期間を通じて熱交換器が運転可能であると判断している。
- (d) 検査・清掃を観察する場合は、以下を実施する。
- i. 清掃に先立ち、配管の汚れや詰まりの程度を検査する。
 - ii. 清掃された表面の状態を検査する。
 - iii. 管理図面及び伝熱計算書に記載されているとおり、取付けられた伝熱管施栓プラグの実際の個数と記録されている伝熱管施栓プラグデータが一致することを確認する。
 - iv. 同一の伝熱管の両端が施栓されていることを確認する。
 - v. 貝類、植物性物質又はシルトを含むマクロ付着物の痕跡を探す。保守や建設の作業による異物(ガスケット材料又は他の堆積物など)の累積も含まれる。
 - vi. 水室蓋(熱交換器端部の平板又は鏡板)にフランジガスケットが適切に取り付けられていることを確認する。ガスケットとシール剤の組み合わせ使用も確認すること。
 - vii. 最終取り付け後の水室蓋の向きが正しいことを確認する。不適切な水室蓋の取り付け向きによって、別の機能を有する熱交換器への流量を大幅に低減や隔離する可能性がある。
- c. 運転状態と設計想定との整合性については、計算による設計想定、観察や事業者の検査記録の確認、手順上の運転制限の確認により評価が可能な設計データシートに関するパラメータのいずれかを参照することが可能である。
- d. ウォーターハンマーの影響を受けやすい熱交換器(下記には限定されない)。
- (a) 待機状態又は乾燥保管状態で隔離されている熱交換器
 - (b) 格納容器冷却器のように設計基準事象中(すなわち外部電源喪失LOP)又は冷却材喪失事故(LOCA)などに部分的にドレンを行うことが可能な熱交換器
 - (c) 全電源喪失又は他の事象により、流れが一時的に停止する格納容器内の熱交換器

- e. 過流量により引き起こされた振動を示す熱交換器は、伝熱管又は管板に対する潜在的な損傷の影響を受けやすい。このような熱交換器は以下に基づいて特定することができる。
 - (a)高流量状態の直接的な観察(伝熱管の振動音など)
 - (b)是正処置で特定された問題(運転中の振動、予期しない又は過度な伝熱管損傷等)
 - (c)事業者へのインタビューの中で特定される問題
 - (d)製造者の推奨又は工学計算に従って流量を制限するために手順書上設定された運転制限

(2)閉ループの熱交換器

本検査要件は、閉ループの冷却水設備によって冷却される安全上重要な又は関連する熱交換器を対象とする(冷却海水設備に直接接続されていないRHR熱交換器など)。これらの熱交換器は、冷却海水設備により間接的に冷却されるか、又はエアフィンクーラーにより直接冷却される。いくつかの原子力施設で使用されている空冷の安全上重要な又は関連する熱交換器の例には、エアフィンクーラーを配備した非常用ディーゼル発電機や換気空調設備等が含まれる。

a. 上記のc.～h.の項目

b. 化学処理プログラムは、民間規格の基準と一致すべきである。処理結果は熱交換器又はヒートシンク設備に対する悪影響を評価し、応力腐食割れを考慮し、事業者が設定した判定基準に適合している。化学処理は計画どおりに管理された状態で実施され、結果は監視され、傾向分析が行われ、評価されなければならない。

(3)熱交換器以外のヒートシンク設備

UHS及びその構成機器は、所定の安全上重要機能を発揮できる合理的な保証を得るために評価されなければならない。

a. 地上のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により、構造完全性の喪失につながる可能性のある浸食や許容できない沈下を示していない。

b. 水中のUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 起こり得る沈下又は動きは、UHSの構造的な完全性又は性能に影響を与えていない。

(b) 土砂の流入が取水口内の容量を減少させていない。

c. エアフィンクーラーなどの熱の逃がし場を大気とするUHS設備に関して、事業者の検査方法及び結果により以下を確認する。

(a) 熱伝達能力の定期的な性能監視。

(b) UHS設備としての構造的健全性の定期的な状態監視。

d. ヒートシンク設備の運転について、以下の項目を確認する。

(a)ヒートシンク設備の設計変更を確認する。変更又は改造の確認では、主要な設計基準要件がインプットとして検討され、維持されていることを確実にすべきである。

ヒートシンク設備の設計基準に悪影響を及ぼす可能性のある計画された改修を確認することができる。

(b)ヒートシンク設備の機能喪失に関する事業者の手順書を確認する。

意思決定の拠り所となる計測器が利用可能であり、機能することを確認する。手順書には必要に応じて、取水構造物の損壊、全ての冷却水ポンプの機能喪失又は配管破断に関する具体的なガイダンスを含むべきである。取水口水位計器は、異常時又は緊急時に事故時運転操作手順書(EOP)及び緊急時活動レベル(EAL)により使用することができる。保安規定のUHS水位と緊急時計画(EAL)におけるUHS水位を測定する場所が事実上同じでなければならない。

(c)水生生物や浮遊物等の付着による目詰まりを防止するための事業者の管理を確認する。保守プログラムの頻度及び前提条件に一致して、水生生物や浮遊物の付着が適切に監視、傾向分析及び制御されていることを確認する。

本要件は、試験結果やヒートシンク設備が最大系統流量に対応できることを検証する他の同等な方法により、確認することが可能である。産業界の運転経験からシステムへの異物混入を含む数多くの事象が示されている。これらの事象に含まれるのは、水生生物藻類、草、昆布など)、浮遊物や水没した堆積物、又はそれに伴う沈泥や土砂の侵入による系統配管、熱交換器、ストレーナ及び除塵スクリーンの目詰まりである。追加的な検討に含まれるのは、

- i. 系統に引き寄せられる小魚、クラゲの群れ等。
- ii. 生きている又は死んでいる貝類。
- iii. 保守作業や建設作業による他の異物(ガスケット材料又は他の破片など)。影響を受けやすい機器に含まれる可能性があるのは、
- iv. 直径が小さな伝熱管を有する熱交換器(多管式)、又は平板型熱交換器(プレート式)内の狭隘な流路。
- v. 低速度流量の弁又は熱交換器。
- vi. 低い位置の弁又は熱交換器。
- vii. デッドレッグ内(水の循環しない配管部)で通常閉じられた弁。

(d)可能であれば、生物防除のための殺生剤処理が計画とおりに実施・管理されていること、結果が監視、傾向分析、評価されていることを確認する。殺生剤処理プログラムは産業界の基準と一致すべきである。処理結果は、十分な生物管理を確実にするために評価されるべきであり、事業者が策定した判定基準に適合すべきである。さらに、微生物腐食(MIC)は監視、傾向分析、管理されるべきである。

(e)一定容積のUHS(川、湖、海などを除く)に関して適切なpH、カルシウム硬度な

どが維持されることを確実にするための適切な化学的モニタリングを確認する。不適切な化学的モニタリング又は制御によって、設計基準事象の間に高温の熱交換器チューブにカルシウムの沈着を引き起こす可能性がある。ランゲリア指数は、カルシウム堆積による熱伝導係数の低下の可能性を低減するために用いることができる共通した水質化学分析である。

(f)強力なポンプと弱いポンプの相互作用。影響を受けやすいシステム設計に対して、日常的なシステムの運転や試験の間、ポンプのメンテナンス後に、事業者が潜在的に強力なポンプと弱いポンプの相互作用に関してポンプの性能を監視していることを確認する。

強力なポンプと弱いポンプの相互作用ガイダンス。2基(又はそれ以上の)遠心ポンプが並行して作動し、共通のミニマムフローラインを共用する場合は、系統は強力なポンプと弱いポンプの相互作用の影響を受けやすい。ポンプの一つが他のポンプより強力である場合(同じ流量に対してより高い吐出ヘッドを有するなど)、ミニマムフローモードなど低流量状態でポンプを稼働する場合に、弱いポンプはデッドヘッドとなる可能性がある。

同じ流量におけるポンプ吐出圧力の差異に関して、メーカーのポンプ性能曲線、又は系統試験中に作成されたポンプ性能曲線と比較する。単一ポンプ試験中に、低流量におけるポンプヘッドを比較する。ミニマムフローにおける想定、又はミニマムフローモードにおけるポンプの平行運転を伴うケーススタディに関して、事業者の設計を確認すること。

e. ヒートシンク設備の性能試験について、以下の項目を確認する。

(a)ヒートシンク設備のポンプ、タワーファン及び弁のサンプルに関する性能試験を確認する。流量試験の条件は、ユニット間をタイラインで結ぶ冷却水ラインにも適用する。さらに、非安全系の最大負荷条件とポンプの最小運転台数と合わせて、ポンプのランアウト状態が示されないことを確認する。更なるガイダンスについては「BO0010 サーベイランス試験」検査ガイドを参照のこと。

(b)厳しい条件に対する冷却海水の流量バランスの試験結果を確認する。設計基準事象状況における系統配置及び流量想定に対する流量バランス結果を比較する。系統流量バランスデータが、流量係数、事故時の構成における機器・配管全体の圧力低下、定格熱除去流量、総系統流量仕様など主要な設計想定と一致することを確認する。

(c)安全系の冷却水設備と非安全関連又は非耐震性の配管システムと接続するバルブが、設計基準事象中に適切に隔離されることを検証するために定期的な試験、検査又は監視を確認する。事業者の方法が設計基準で想定した漏えい率に関して適切であることを確認する。

(d)原子炉施設(タービン建屋や原子炉建屋)の閉ループ冷却水システム、エアコン

プレッサー、又はタービン駆動の補助給水システムへのバックアップ冷却など、安全上重要な非安全関連機能の性能を確認する。

f. ウォークダウンを実施し、選択した冷却海水又は閉ループ冷却水システムに関する文書を確認する。

(a)埋設された配管又はアクセスできない配管については、事業者の配管試験・検査又は保守プログラムにより構造の健全性を確認し、漏えいや劣化が適切に特定され、処置されていることを確認する。配管検査及び保守プログラムには、ライザー管貫通部(例えばセメントの床や基礎から立ち上がる垂直配管など)の定期的な確認や大口径配管の検査用のマンホールの確認も含むべきである(例えば配管にマンホールが取り付けられている場所など)。

(b)可能な場合、配管構造の健全性を判断するために、超音波試験結果又は目視検査により確認する。

(c)完了又は計画中の是正処置に対する事業者の対応を確認する。

(d)過去の検査(約2～3年など)以降の悪化傾向を特定するために、配管の漏えい履歴を確認する。

(e)閉ループ冷却水システムに関して、ウォークダウンにはヘッダー又はサージタンクを含めるべきである。閉ループ外への過剰な漏えいを示す悪化した補給量傾向を特定するために、運転ログ、運転員又は補修員にインタビューを行う。

(f)適用可能な場合、保護コーティングの不良、腐食及び浸食(エロージョン)を検出するために用いられる保全プログラムを確認する。

(g)高揚程縦型ポンプの場合は、悪化傾向に関する運転履歴及び状態監視保全の振動監視結果をレビューする。高揚程縦型ポンプに共通する問題に含まれるのは以下のようなものである。

- i. 腐食による軸継手部の不良。
- ii. 軸端部又はカップリングボルトの腐食により軸の伸張が生じ、ポンプの損傷に至った。
- iii. 軸受け冷却の問題。
- iv. ポンプの性能低下が検出できない。
- v. ポンプ停止又は待機状態におけるポンプの逆回転は、ポンプを起動した際に軸継手部の疲労破壊の原因となる可能性がある。
- vi. ミスアライメント、アンバランス、据付誤差、粒界型応力腐食割れ(IGSCC)に起因する多数の不具合が発生している。

g. ウォークダウンを実施し、冷却海水の取水設備(スクリーン、ストレーナ、水位計等)を確認する。

(a)ストレーナの逆洗機能を含む移動スクリーン(通常は非安全系)及びストレーナ

(通常は安全系)の適切な機能を確認する。

繰り返して起こるシャープピンの損傷など劣化傾向を特定するために、トラベリングスクリーン及びストレーナに関するメンテナンス及び運転履歴を確認すること。除塵スクリーンの目詰まりや除塵スクリーンの洗浄頻度の履歴も確認すること。取水汚染又は目詰まりによって原子炉出力低下が引き起こされているか否かを判断すること。

要領書が障害除去のために一時的にストレーナのバイパスを許可しているか否かを特定するために、運転及び異常時操作手順書を確認すること。そうである場合、汚染のために直径の小さなチューブを有する熱交換器又はクーラーなど下流側の構築物、系統及び機器(SSC)に対する潜在的な悪影響について、この状態に関する事業者の評価を独立的に検討すること。ストレーナに関して、主要な検査項目に以下を含めることができる。

- i. 運転員がストレーナのモータ電流を監視し、目詰まりが疑われる場合の読み取り値と比較しているかチェックする。
- ii. ストレーナの逆洗流量を、どのように確認、測定又は観察しているかチェックする。
- iii. 可能であれば、自動ストレーナの逆洗が機能することをチェックする。安全系ではないこれらのストレーナ設備に関して、電源喪失の間にストレーナが目詰まりした場合、手順書が給水の供給を可能にする方法に対応していることを確実にすること。

(b)過度の腐食などにより取付部品の構造的な健全性が低下していない。

(c)冷却海水ポンプの設置された取水口のシルトの蓄積が、監視され、傾向分析され、許容可能なレベルで維持されている。冷却水取水構造に関する定期的な検査プログラムを確認する。この検査プログラムには、シルトの監視及び水中設備を含む機器の構造完全性の継続的な確認が含まなければならない。

(d)冷却海水ポンプの設置された取水口の水位計は機能しており、定期的に監視されていることを確認する。

目詰まり、付着物、スクリーン又はラックの閉塞による冷却海水ポンプの吸込みロスに伴う取水水位の過度な低下を防止するための運転操作を評価すること。運転員は、緊急時計画の緊急時活動レベル(EAL)に到達する前に、取水口レベルの低下を特定することができなければならない。異常時運転操作手順書では、EALに到達する前に対応すべき措置を指示するべきである(たとえば冷却海水ポンプや循環水ポンプのシーケンシャルトリップ、原子炉出力低下など)。確認には、スクリーン、循環水ポンプに関する表示、通知、及び運転員による手動措置(運転員の対応)を含めるべきである。

(e)厳しい条件下における機能性を評価する(クラゲ類の異常発生、嵐の残骸、着氷、氷晶の形成、高温など)。施設が氷晶の影響を受けやすい地域に位置する場合

は、氷晶状態を特定し緩和する事業者の能力を評価する。本検査要件は、事業者が悪天候に対処するための手順書を有しているか否かを特定する必要がある。本ステップのパフォーマンスと「BE0010自然災害防護」検査ガイドの検査要件を調整しなければならない。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条	第 92 条第 1 項第 18 号又は第 3 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号又は第 3 項第 19 条

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 33 条及び第 63 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 32 条及び第 62 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	ヒートシンク性能	1年	1	15	日常

表 4 検査目的とリスク優先度

監視領域	検査目的	リスク優先度	事 例
発生防止	通常ヒートシンクと最終ヒートシンクの劣化又は喪失を含む事象、問題又は条件を評価する。	熱除去能力に影響する共通的な問題。	循環水や供給水の取水設備の凍結。
影響緩和・閉じ込めの維持	熱交換器・格納容器ファン冷却器の潜在的な性能劣化を評価する。	熱交換器の選択は、共通原因故障の可能性のある熱交換器、又は設計に対する裕度が低く潜在的な危険性が高いか生物付着の可能性が高い熱交換器に焦点を当てるべきである。	腐食、生物付着、シルト堆積などによる格納容器冷却又は補機冷却熱交換器性能の低下。

BM1050 供用期間中検査に対する監督（案）

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「影響緩和」「閉じ込めの維持」

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下、「法」という。)第61条の2の2に基づき実施する原子力規制検査のうち原子力規制検査等実施要領(NKP001)に定める基本検査に適用する。

法第43条の3の16第2項に基づき、発電用原子炉設置者(以下「事業者」という。)には、発電用原子炉施設への異常状態の発生防止、異常状態の影響緩和及び放射性物質の閉じ込め維持の安全機能を確保するため、安全上重要な機能を有する設備、系統、機械及び器具(以下「機器等」)を規制要求に適合し、保全計画に定められた時期に、確認する必要がある。供用期間中検査において、あらかじめ定められた箇所に対して定期的かつ計画的に検査することが求められている。(定期事業者検査(以下「事業者検査」という。)の運用の詳細については「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(GS1001)」による。)

本検査において、法第67条の2に規定する原子力検査官(以下「検査官」という。)は、法第61条の2の2第1項第1号ロに規定されている事項(事業者検査)のうち、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉則」という。)第56条に規定されている事業者検査の実施状況を監督し、客観的な検査データのレビュー、現場での監視活動等をとおして、事業者の安全活動が確実かつ継続的に行われていることを以下の点に着目して確認する。

- (1) 供用期間中検査は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、リスク上の重要度が高い配管系のバウンダリ及び格納容器バウンダリの劣化を監視し、技術基準に適合していることを確認するため、事業者により適切な検査対象、科学的・技術的な根拠に基づく検査方法及び判定基準等を定めた事業者検査実施要領書(以下「検査要領書」という。)が策定され、専門的な知識を有する管理体制の下で定期的な実施が計画されていること。
- (2) 事業者により、上述(1)の検査要領書に従って適切な範囲、時期及び方法等で供用期間中検査が行われ、劣化状態が評価され、機器等の安全機能に係る要求事項に適合することが確認されていること。
- (3) 供用期間中検査で検出された問題がある場合は、事業者による不適合及び安全上の問題が適切に特定され、その問題を事業者の不適合管理及び是正処置プログラムにおいて適切に処理されていること。また、事業者により運転経験反映、国内外の他施

設のトラブル情報等が反映され、遅延なく未然防止処置が行われていること。

3. 検査要件

3.1 検査対象

本検査ガイドでの対象は、以下の機器等とする。

- ①原子炉冷却系統施設(蒸気発生器伝熱管(PWR)を含む)
- ②一次冷却系統に接続され、冷却材喪失事故を引き起こすおそれのある配管
- ③原子炉(圧力)容器内部構造物
- ④クラス1、2、3管、重大事故等クラス1、2、3管及びその他リスク上の重要度が高い配管系統(支持構造物を含む)
- ⑤原子炉格納容器バウンダリに係るもの(塗装(BWRに限る)、格納容器等の劣化状況の監視を含む。)

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 情報収集

各検査共通事項

立会い箇所の選定及び立会い方法の検討に資するために、情報へのフリーアクセス、事業者の会議等への陪席又は事業者への情報提供依頼を通じて、個々の機器等に関する検査に必要な情報、発電所の環境情報その他検査に必要な情報を入手する。

以下は、入手するデータの例を示す。

(1)機器等に関する情報

- ①各事故シーケンスのリスクに対する寄与度
- ②中期的、短期的な各機器等の状態及びリスクに対する寄与度(例えば、ファッセルベズレイ(FV)重要度及びリスク増加価値(RAW)の高い機器等のリスト)
- ③機器等に係る決定論的重要度分類
- ④運転、試験、保守、改造などの系統構成の変更を伴う作業の履歴及び工程
- ⑤当該機器等に係る他の機器等への波及的影響に関する情報
- ⑥過去に実績のない新たな技術・工法・構造等を導入する場合の詳細情報
- ⑦供用期間中検査を行う機器等に係る運転経験に基づく国内外の他施設のトラブル等の反映情報(当委員会からの指示事項を含む。)

- ⑧過去の検査における気付き事項、指摘事項及び不適合・是正処置・未然防止処置等の情報
- ⑨本ガイドに係る供用期間中検査の検査工程(検査場所、検査項目を含む)
- ⑩本ガイドに係る検査要領書
- ⑪作業指示書、調達仕様文書、技術文書、系統図、単線結線図、ブロック図
- ⑫供用開始前検査(PSI)データ、過去の供用期間中検査(ISI)データ

(2)環境情報

- ①施設運転状態とこれに対応するリスクプロファイル
- ②各機器等の状態に関する情報
- ③リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- ④施設の放射線管理等に関する情報
- ⑤施設の作業用通路、安全避難通路及び足場設置状況等に関する情報

(3)その他検査に必要な情報

- ①品質マネジメントシステム関連文書
- ②保安規定、運転手順書
- ③安全性向上評価の結果等
- ④検査プロセスの妥当性を評価した記録(検査方法の妥当性、記録の信頼性を含む。)

4.2 検査対象の選定及び検査前確認

本検査は、事業者検査である供用期間中検査の実施状況を把握するため、限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、この対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプリングの選定に際して、「発生防止」、「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」に係る安全機能を有する機器等のうち、以下の事項を考慮する。

(1)各検査共通事項

上述4.1のデータに基づき、機器等のリスクの重要度及び波及的影響に加え、トラブル事象等の不適合管理、是正処置及び未然防止処置に伴う改造・修理が行われた機器等及び過去の検査官による監視活動の結果並びに不適合処置、是正処置及び未然防止処置を踏まえて特に必要と判断される機器等を考慮して立会う機器等を選定する。

(2)非破壊検査のサンプリング

- ①事業者が行う非破壊検査の適切性をサンプリングにより確認する。サンプリングにあたって、2、3種類の非破壊検査(うち1種類は体積試験)*で構成するのが望ましい。

*非破壊検査の種類は、民間規格「発電用原子力設備規格維持規格」(日本機械学会)平成26年8月6日原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」による

[確認する非破壊検査の種類による優先順位]

- (a)体積試験
- (b)BMV(ベアメタル検査)(PWR)
- (c)表面試験
- (d)格納容器の目視試験(VT-4試験等)
- (e)目視試験(VT-1試験、VT-3試験の両方又はいずれか一方。なお、VT-2は本ガイドでは「漏えい検査」と位置づけるため除く。)

②過去の停止時に、関連性のある兆候について事業者が解析的に評価し継続使用を承認したことがある場合は、その際に行われた体積検査又は表面検査の少なくとも1件について確認を行う。

(3)改造、補修又は取替え等により溶接作業された部分のサンプリング

改造、補修又は取替え作業の一部として、本検査対象範囲に対する溶接作業が行われた場合は、1～3箇所をサンプリングしてその適切性を確認する。

(4)漏えい検査

本検査対象範囲に係る事業者検査として行われる漏えい検査について立会又は記録で確認する。

(5)ホウ酸腐食防止検査の選定(PWR)のサンプリング

一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が行った技術的評価の妥当性について確認する。

(6)蒸気発生器(SG)伝熱管検査(PWR)のサンプリング

事業者検査として行われる蒸気発生器伝熱管の検査についてサンプリングにより立会又は記録で確認する。

4.3 検査実施

検査にあたって、検査官は検査要領書等の関連書類の確認、事業者への質問、現場への立入り等により、以下の事項について、事業者の安全活動の適切性を監督する。

(1)非破壊検査

①検査開始前の確認事項

(a) 検査要領書が適切に定められていること。

(b) 供用期間中検査の10年計画(又は7年計画)における検査対象範囲と事業者検査の対象機器等が整合していること。定点サンプリングを適用する場合は、検査部位が構造、環境、検査実績等を勘案した代表性の観点から適切に選択されていること。

- (c) これまでの検査及び他施設での知見(当委員会からの指示事項を含む。)が、社内規定に基づき検査要領書に反映されていること。
- (d) 検査実施体制(責任・権限の明確化含む)が構築され、検査の独立性が確保されていること。
- (e) 非破壊試験を実施及び試験結果を評価する要員は、必要な力量を有していること。
- (f) 事業者による所要の校正、有効期限及び有効範囲等の適切性確認が行われた検査用機器・計器が使用されていること。

②検査中の確認・監視事項

- (a) 検査要領書に従って検査が実施され、技術基準に適合していることが確認されていること。
- (b) 現場においてデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。

③検査終了後の確認事項

- (a) 検査結果を検査要領書の判定基準に照らして適切に判定し、技術基準に適合していることを確認していること。
- (b) 不適合があった場合、不適合管理の手続きに沿った対応が行われていること。
- (c) 検査結果の記録が作成され、関係者による確認がなされ、管理された状態で保管されていること。

(2)漏えい検査

①検査開始前の確認事項

4.3(1)①の(a)、(b)、(c)、(d)及び(f)に加えて、以下の事項を確認する。

- (a) 漏えい検査に係る要員は、必要な力量を有していること。(力量の確認は検査終了後でも可)
- (b) 系統構成等が検査要領書のとおり設定されていること。

②検査中の確認・監視事項

4.3(1)②の(a)及び(b)と同様。

③検査終了後の確認事項

4.3(1)③の(a)、(b)及び(c)と同様。

(3)蒸気発生器(SG)伝熱管検査(PWR)

①特定の種類の劣化(例えば、応力腐食割れ等)について、事業者の評価方法等が妥当であるか確認する。

②SG 伝熱管に係る渦流探傷試験(ECT)の方法、結果等の確認を行い、技術基準、規格等の要求事項を満足していることを確認する。さらに ECT の探傷範囲を評価して、施設特有の経験、他施設の知見等を考慮しつつ、劣化の起こり得る箇所、ECT を実施することが難しいことが分かっている箇所(例えば、管板最上部、伝熱管支持板、U ベンド部)については、評価に見合った検査が行われているかどうかを確認する。また、探傷するにあたって、ECT プローブ及び装置が所要の点検、校正を行っていることを確認する。(可能であれば)工場における1～5本の SG 伝熱管に関しての ECT 解析状況を確認して、適切に ECT 解析技術が利用されたことを確認する。この確認においては専門知識のある者を必要に応じて他部門の協力・支援より要請することができる。

③事業者が新たな劣化のメカニズムを発見した場合、ECT によって検出されていること、施設起動前に是正処置を講じていること等を確認する。

④施設特有の経験、他施設の知見等から二次側の内部構造物の劣化の可能性が示された場合、二次側の内部構造物の劣化状況を確認する。また、劣化が確認された場合は事業者が講じた是正処置について確認を行う。

⑤事業者が伝熱管の補修(例えば、プラグ、スリーブの設置)を行っている場合は、伝熱管の補修箇所を1箇所サンプリングして、事業者が適切に伝熱管を補修したかどうかを確認する。また、補修方法について設計及び工事の計画等の認可(届出)が行われていることも合わせて確認する。

⑥運転中又は停止後に1日当たり蒸気発生器に著しい漏えいが発見された場合は、事業者が漏えいの発生源を突き止めるために行った処置(例えば、目視検査)を確認して、これらの処置が漏えいの発生源を特定するために十分であるかどうかを確認する。さらに、漏えいの原因究明のための是正処置が計画され、実施されているかどうかを確認する。

⑦事業者が蒸気発生器二次側で部品の不具合又は異物を発見した場合は、事業者の是正処置を確認する。具体的には、事業者が当該の SG 伝熱管の補修又は技術的評価を実施・計画して、(可能であれば)異物を除去するために SG 二次側を検査したかどうかを確認する。異物を取り除くことができない場合は、事業者が異物、伝熱管のフレットィングによる損傷の影響を考慮して評価を行ったかどうかを確認する。

4.4 問題の特定と解決に関する確認

- (1) 検査実施中に機器等に関する問題が発生した場合、または、検査官が系統及び構成並びに事業者検査に関する問題を検出した場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る不適合管理、是正処置及び未然防止処置の活動が適切に実施されること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を追加して確認する。なお、原子力規制検査の基本検査のうち品質マネジメントシステムの運用(BQ0010)及び他の基本検査において、上述の供用期間中検査に関する問題の特定と解決に係る活動状況を確認している場合は、当該検査をもって本項目に換えることができる。
- (2) 過去に実施した供用期間中検査における検査官の気付き事項等が、事業者の不適合管理においてどのように扱われているか確認する。
- (3) 機器等の工事に係る調達品の組立て、納入、据付、施工、検査等の調達業者から報告された不適合事象、是正処置及び未然防止処置がある場合、事業者の品質マネジメントシステムに係る改善活動が適切に実施されていること(特に、問題の特定、解決及び重要度分類について)を確認する。
- (4) 国内外のトラブル事象の発生に伴い未然防止の観点で、供用期間中検査の方法等に係る改善の要否について評価し、改善が必要と判断した事象についての反映状況を確認する。
- (5) 基本検査の実施期間内における供用期間中検査に関連する安全活動(工事の施工、検査等)に係る不適合等の履歴全般からサンプリングし、不適合管理、是正処置及び未然防止処置が適切に行われていることを確認する。上述(1)のなお書きについては本事項についても適用する。
- (6) 本検査実施時、供用期間中検査の対象範囲以外の範囲において検査官が検出した問題点、上記(1)、(3)及び(5)で確認した不適合管理、是正処置及び未然防止処置については、都度、他検査に係る検査官に引き継ぐこととする。

5. 検査手引

5.1 非破壊検査に関する留意事項

- (1) 非破壊検査のサンプリングについて、体積試験を優先としている理由として、表面試験、目視試験と比べて、体積試験からはもっとも多い情報量を得ることができることが挙げられる。また、格納容器の目視試験を確認する際に、接近しづらい場所(例えば、容器の下側、サンプル等の閉ざされた空間、高線量エリア)又は通常時は確認不可であるが、メンテナンス・保守業務によって確認可能となる場所(例えば、機器等をリプレースする際に確認できる溶接線)が目視試験の範囲内に含まれていることを確実にすること。さらに目視試験を行うために接近することができない格納容器の区域が事業者によって特定されている場合は、このような判断の根拠について確認を行い、適宜、過去の格納容器に係る目視試験の記録に照らして調査する。

- (2) 供用期間中検査プログラムにおいて、必要な試験部位、試験方法、試験の範囲、程度等は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈(以下「亀裂の解釈」という。)」及び「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)JSME S NA1-2008(以下「維持規格」という。)」に基づき構築されていることを確認する。
- (3) 非破壊検査に関する評価について、事業者が亀裂の解釈及び維持規格に基づいて評価を行っているかを確認する。
- (4) 支持構造物の目視検査について、取り付け状態、インジケータの指示値、干渉状態、油量、油漏れ、各部のき裂、変形等の異常の有無の確認を事業者が適切に行っていることを確認する。(BWR 配管支持構造物:冷温停止状態で確認。PWR 配管支持構造物:(一次系)冷温停止状態及び高温停止状態で確認、(二次系)冷温停止状態で確認。)
- (5) 非破壊検査に係る校正用試験片又は対比試験片は、規定された人工傷を有し、確認されているものであること。
- (6) 亀裂の解釈及び維持規格に基づき、非破壊試験を行う者及び評価を行う者は力量を有する者であることを確認する。
- (7) 非破壊検査の有資格者が判定する検査の場合、その判断に基づいて事業者検査の判定が行われていることを確認する。非破壊試験において、検査不可範囲がある場合は記録又は図示していることを確認する。非破壊試験等において、有意な欠陥指示と疑わしきものが発見された際、過去のデータと比較し、評価していることを確認する。
- (8) 目視検査において、一次冷却系統でホウ酸の漏えいが発見された場合、事業者が当該機器等に対して適切な腐食率を適用し、腐食が原因で生じた構造又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失の影響を適切に技術評価しているかどうかを確認する。米国の EPRI のホウ酸腐食に関するガイドブック改訂 1-EPRI 技術報告書 10000975 に記載された試験を参考までに以下に示す。
- ① 容器ヘッド:ホウ酸がヘッド上部の発生源から炭素鋼ヘッドに滴り落ちて濃縮される。腐食率は加熱面への流量に影響されやすい。
 - ② 加熱された炭素鋼管:ホウ酸が上部の発生源から加熱・断熱された配管に滴り落ちて濃縮される。
 - ③ ホウ酸漏えいの衝撃:(ポンプケーシング接合部によくある)ボルト締め構造がホウ酸蒸気/水の衝撃を受けて、ボルトが腐食しやすい構造となる。
 - ④ 高温フランジ漏えい:ホウ酸の漏えい(0.1gpm 以下)により、高温(600F_約315.5℃)で動作するフランジ付きの接合部の漏えい箇所付近の締結具が腐食する。温度が低い(180F_約82.2℃)場合、締結具の腐食はかなり少ない。

5.2 漏えい試験に関する留意事項

- (1) クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、原子炉格納容器、重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器の漏えい試験については、維持規格に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。
- (2) 特に、クラス1機器の試験は、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版)」又は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2012年版)」(以下「設計建設規格」という。)に定められた関連温度又はそれと同様の関連温度により評価された温度以上の温度で行われていることを確認する。
 中性子照射の影響のある炉心領域部については設計建設規格の監視試験片の試験結果を評価し、非延性破壊を生じていない温度で行われていることを確認する。
 クラス2機器及びクラス3機器のフェライト材料を含む系統については、設計建設規格に定めるフェライト鋼の破壊靱性要求を満足する最低使用温度以上で試験が行われていることを確認する。
- (3) 原子炉格納容器については、社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC4203-2008)」に関する技術評価書に定められた方法で試験が行われていることを確認する。

5.3 蒸気発生器(SG)伝熱管検査(PWR)に関する留意事項

- (1) この検査は、以下の場合を除き、690合金の伝熱管を備えた SG に関しては確認をしなくてもよい。600合金の伝熱管を備えた SG に関しては、少なくとも原子炉停止1回おきに確認を行うのがよい。(ただし、以下の場合はより頻繁に確認を行うものとする。)
 - ① SG 伝熱管が劣化している状態*
 - *過去の SG 伝熱管検査で事業者が報告した欠陥数よりも増加、重大な欠陥等の予測が明らかになった場合が考えられる。このような情報は事業者の報告書、運転評価から得ることができる。
 - ② 過去の運転サイクルで SG 伝熱管性能を満足しなかった場合
 - ③ SG の設計、水化学、材料特性又は新たな劣化メカニズムにより SG に影響があると原子力規制委員会、産業界等で報告された場合
 - ④ 690合金の伝熱管にあつては、かなりの供用時間を有するもの(例えば、営業運転開始後(SG 取替え後)15年以上、SG に関する事業者の検査等を確認してから2サイクル以上)
- (2) 本検査の実施時期について、可能であれば、事業者が評価を行うタイミングで行うとよい。
- (3) 事業者により、過去の報告書と現在の状況との比較に基づき新たな劣化メカニズムが特定された場合、検査官は、その新たなメカニズムを確認し、事業者の評価に対し

て確認をする。SG を取り替えた場合、その後初めて行われた検査の結果を供用前検査の記録等と比較する(この場合、取り替え後最初の検査で発見された摩耗減肉の兆候は新たな劣化メカニズムと見なすべきではない*)。

*ただし、多数の兆候(SG1台につき100箇所以上)が発見されている場合、かなりの程度の管壁貫通(30%を超える管壁貫通)が発見されている場合は除く。

- (4) 上述(3)に関して、事業者が将来の劣化状況を適切に予想できる能力を満たしているか確認する。
- (5) 事業者が伝熱管を補修する場合(例えば、プラグ又はスリーブを設置する場合)、補修が必要な伝熱管が間違いなく特定され確実に実施されることを立会又は記録により確認する。
- (6) 事業者が劣化兆候を検知後に施栓又はスリーブ施工という対策を取らない場合、その妥当性を確認するとともに、劣化の深さを合理的に推測できる寸法測定技術を持っていることを確認する。
- (7) 一次系から二次系への漏えいを監視する場合、事業者がその手順、機器等の妥当性を確認することも有効である。例えば、漏出速度とその変化率に関する情報をリアルタイムで提供するための手順がどうなっているのか、一次系から二次系への漏えいを検出するために使用される放射線モニタのアラーム設定値が適切に設定されているか等が挙げられる。さらに、緊急対応手順、機器等、システムの可用性、SG 伝熱管破損に対応するための運転員の訓練の妥当性も確認できると考える。
- (8) ECT のデータ解析が工場で行われている場合は、検査官はその場所に行って解析状況を観察してもよい。この場合、事業者との調整、工場への入所手続き等に留意すること。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 保安のための措置に係る運用ガイド(施設管理、使用前事業者検査、定期事業者検査、保守管理、高経年化対策等)
- (2) 原規技発第1408063号「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」原子力規制委員会文書発出
- (3) JSME S NA1-2008 「発電用原子力設備規格維持規格(2008年版)」社団法人日本機械学会発行
- (4) JSME S NC1-2005 「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年版)」又は JSME S NC1-2012 「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2012年版)」社団法人日本機械学会発行
- (5) JEAC4207-2008 「軽水炉原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」社団法人日本電気協会発行
- (6) JEAC4203-2008 「社団法人日本電気協会電気技術規程「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」社団法人日本電気協会発行

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 55 条から第 58 条まで	第 92 条第 1 項第 18 号、同条第 3 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号、同条第 3 項第 19 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準に関する規則
実用発電用原子炉施設	第 4 条から第 78 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 4 条から第 78 条まで

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査 (BWR)	定期事業者 検査の都度	1	燃料取替に伴う 施設停止時1回 につき50	チーム
02	供用期間中検査 (PWR)	定期事業者 検査の都度	1	燃料取替に伴う 施設停止時1回 につき125* (SG-ECT を 実施しない場 合:55 への変 更可能)	チーム

*蒸気発生器及び原子炉ヘッドの検査がない場合は55時間まで減らすことができる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	供用期間中検査	定期事業者 検査の都度	1	125	チーム

BM0060 保全の有効性評価 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理における保全の有効性評価に関する活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等の保全にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

保全の有効性対象機器及び活動を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サンプリングにあたっては、検査実施時点における原子力施設のリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し、検査対象を選定する。

検査項目は以下の2種類である。

- (1) 施設管理目標の監視項目、監視方法及び算出周期を定めた監視計画を策定し、監視を実施するとともに、定期的又は適宜評価していること。
- (2) 施設管理活動から得られた情報等から、保全の有効性評価を実施し、事業者の行う保全が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげていること。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

- (1) 検査対象の選定に当たっては、個々の保全の有効性対象機器のリスクに対する寄与度の変化及び事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を見極めるために必要な原子力施設情報を入手するとともに、不適合情報、運転データ、施設管理目標の判定記録、施設管理目標の監視計画及び監視結果、保全の有効性評価結果等の情報を入手する。
- (2) 各データに基づき保全の有効性対象機器の安全上の重要度、施設管理目標の監視結果、保全の有効性評価結果、運転実績、トラブル等の反映状況等を評価し、これを考慮し、検査対象を選定する。
- (3) 上記の方法に加え、原子力施設の状況及び検査官による監視活動の結果を踏まえ、検査対象を選定する。

4.2 検査実施

検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

- (1) 施設管理目標の指標及び目標値の設定
 - a. 選定した検査対象については、関連する最新の文書等を確認し、事業者の当該検査対象に係る施設管理目標の指標及び目標値の設定プロセスの妥当性。
 - b. 上述のプロセスに基づき「施設レベル」「系統レベル」等の施設管理目標の指標、目標値及び評価期間が設定されていること。
- (2) 施設管理目標の監視計画の策定及び監視
 - a. 選定した検査対象については、施設管理目標の指標ごとに必要な監視項目、監視方法及び管理指標算出周期を定めた監視計画が策定されていること。
 - b. 選定した検査対象については、予防可能故障(MPFF)、非待機(UA)時間、定期事業者検査結果、定例試験等における系統及び機器の運転データ等の必要な情報の採取並びに監視を実施していること。
- (3) 施設管理目標の判定

監視期間中において、不適合等により予防可能故障(MPFF)及び非待機(UA)時間の判定をする場合は、事業者の保守管理ルールに基づき適切に判定し、記録しているこ

と。

(4) 保全の有効性評価

保全活動から得られた情報等から、保全の有効性評価を実施し、継続的な改善につなげていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

- (1) 保全の有効性対象機器の安全上の重要度に影響する現在の原子力施設状態について、以下の場合に安全上の重要度が高まる可能性がある。
 - a. 機器等の工事に伴い、安全機能を有するものであって、多重性を要求される系統のうち1系統が運転できない場合。
 - b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一次的な系統又は設備変更により、安全機能を有する系統へのリスクに対する寄与度が高まる可能性のある場合。
 - c. 実用炉においては冷温停止前の施設停止状態(外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。)

5.2 本検査を行う際の留意事項

- (1) 本ガイドで使用している用語の「施設管理目標」は、「原子力発電所の保守管理指針」において使用されている「保全活動管理指標」である。
- (2) 本検査は、保安のための措置に関する運用ガイド及び保安規定の施設管理に係る事業者の施設管理活動が保全の有効性評価から継続的改善が行われ、原子力安全のさらなる向上につながる活動が行われていることを検査するものである。
- (3) 保安規定の施設管理活動は「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」の要求事項に従って実施されることから、その要求事項の関連性を理解した上で検査すること。

- (4) 保全活動管理指標及び目標値の設定における選定した検査対象については、関連する最新の文書(品質マネジメントシステム関連文書、技術文書、系統図、単線結線図、設備の設計図書(設置許可申請書、設計及び工事の計画の認可申請書及び安全性向上評価結果の届出を含む。)等)、保安規定、保全計画、保全の有効性評価結果、運転実績及び不適合情報等を確認し、事業者の当該検査対象に係る保全活動管理指標及び目標値の設定プロセスの妥当性を確認する。
- (5) 事前準備における情報収集の手段としては、日常的に実施する施設状態監視活動に加え、必要に応じて、事業者から以下の情報を入手する。
- a. 原子力施設の運転状態及びこれに対応するリスク情報
 - b. 保全の有効性対象機器の状態、信頼性及びリスクに対する寄与度
 - c. リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
 - d. 保全活動管理指標の監視計画及び監視結果に関する文書及び記録
 - e. 保全活動管理指標の判定記録
 - f. 保全計画及び保全の実施記録
 - g. 定期事業者検査結果及び定例試験結果
 - h. 運転、試験及び保守の履歴(状態監視データ含む)
 - i. 保守作業依頼文書
 - j. 不適合及び是正・予防処置関連記録
 - k. 保全の有効性評価結果、保守管理の有効性評価結果及びその根拠データ
- (6) 検査対象の選定に当たっては、リスク情報等を活用するほか、以下の観点を考慮し、選定すること。
- a. 保全計画の内容から、施設管理目標の指標及び目標値を変更したもの。
 - b. 不適合情報、トラブル情報等により施設管理目標の指標及び目標値を変更したもの。
 - c. 定期事業者検査結果、定例試験等における系統及び機器の運転データ等のパラメーターに有意な変動が見られるもの。
 - d. 規制庁発足に伴い制定された、新規規制基準対応による設備の追加や改造を行い、施設管理目標の指標及び目標値が追加又は変更したもの。
 - e. 上記a.~d.を踏まえ、保全の有効性対象機器の種別、保全重要度、保全方式及び所掌する保全部門に偏りが生じないよう、また、年間を通じて均等なサンプリングとなるように可能な検査対象を選定する。
- (7) 検査の実施に当たっては、「原子力発電所の保守管理規程」の要求事項の具体的な内容が「原子力発電所の保守管理指針」に記載され、保全対象範囲、保全重要度の設定、施設管理目標の指標の設定及び監視方法、保全計画の策定、保全の実施、保全の有効性評価方法等の解説が記載されている。この内容を理解した上で検査を実

施すること。

- (8) 検査対象の状態を把握するため、機器リスト、系統図、機器配置図等を用いて現場を確認するとともに、記録等の適切性を確認するため、必要に応じて点検手入れ前の状況及び点検手入れ後の状況を確認すること。
- (9) 規制庁発足に伴い制定された、新規制基準対応による設備の設置や改造を行った結果、施設管理目標の指標及び目標値が追加又は変更になった機器等については、事業者の保守管理プロセスに沿って技術的評価、変更管理等の必要なプロセスにより、保全計画へ変更の反映が行われていることを確認すること。
- (10) 保全の有効性評価については、保全活動の更なる改善を目的に、保全活動から得られた情報等を適切に組み合わせて技術的評価が行われていることを確認すること。
なお、保全活動から得られる情報は、以下のものがある。
 - a. 施設管理目標の監視結果
 - b. 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績
 - c. トラブルなどの運転経験
 - d. 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果
 - e. 他原子力施設のトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ
 - f. リスク情報、科学的知見
- (11) 保全の有効性評価の結果から、定期事業者検査の一定の期間を設定又は変更する場合は、技術的根拠に基づき適切な評価が行われていることを確認すること。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子力施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条	第 92 条第 1 項第 18 号、同条第 3 項第 18 号
研究開発段階発電用原子力施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号、同条第 3 項第 19 号
試験研究用等原子力施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 9 条	第 15 条第 1 項第 17 号、同条第 2 項第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 11 条	第 17 条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4	第 8 条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 19 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 31 条	第 37 条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 17 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 29 条	第 34 条第 1 項第 15 号、又は第 2 項第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 55 条	第 63 条第 1 項第 15 号又は第 2 項第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 16 条	第 20 条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 16 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 7	第 2 条 12 第 1 項第 15 号又は第 2 項第 18 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視及び評価	1年	4	30	日常
02	保全の有効性評価	1年(定検)	1		

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視及び評価	1年	4	30	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視及び評価(高出力炉)	1年	2	15	日常
02	保全の有効性評価(高出力炉)	1年	1		
03	施設管理目標の監視及び評価(中出力炉)	1年	1	5	日常
04	保全の有効性評価(中出力炉)	1年	1		
05	施設管理目標の監視及び評価(低出力炉(臨界実験装置含む。))	1年	1	3	日常
06	保全の有効性評価(低出力炉(臨界実験装置含む。))	1年	1		

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視及び評価	1年	4	30	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

01	施設管理目標の監視 及び評価(MOX加工)	1年	3	20	日常
02	保全の有効性評価 (MOX加工)	1年	1		
03	施設管理目標の監視 及び評価(ウラン加工)	1年	2	15	日常
04	保全の有効性評価(ウ ラン加工)	1年	1		

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視 及び評価	1年	1	5	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視 及び評価	1年	1	5	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視 及び評価	1年	1	5	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	施設管理目標の監視 及び評価	1年	1	5	日常
02	保全の有効性評価	1年	1		

BM0100 設計管理 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」

「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理における設計管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される品質マネジメントシステム及び原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、当該活動については、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則で規定する、設計開発等の関連条項への適合性も確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

監視領域小分類「発生防止」「影響緩和」及び「閉じ込めの維持」等に係る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、下記(1)又は(2)の検査を行うが、原状復帰を前提とする一時的な改造における設計管理については、作業管理のガイドを用いて検査を行うこととする。

なお、ここで対象としている原子力施設における設計については、5.1を参照のこと。

- (1) 設計要求事項が明確であり、デザインレビューが適切に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていることを確認する検査(以下、「設計管理の適切性検査」という)
- (2) 設計要求が、検査対象とする構築物、系統及び機器の性能、機能等と整合していることを確認する検査(以下、「設計要求と性能、機能等の整合性検査」という)

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査対象1施設プラントにつき、特に重要度の高いものから数例を選択し、施工開始前までの期間に検査を実施するように努める。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

- (1) 新設・改造を行う安全上重要な機器等の設計・施工に関する計画及び最新の工程表を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制及び概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。
- (2) 新規規制基準対応の設備については、設計・製作・施工等が、適切な品質保証体制のもとで行われていることを確認しておく。
- (3) 技術検討会議等、当該検査に係る事業者等の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。
- (4) 設計のアウトプットに当たる情報(性能計算書、構造解析書、確率論的リスク評価書、技術仕様書、運転手順書、警報処置手順書、定例試験手順書、外形図、構造図、P&ID、ECWD等)を事前に入手しておく。なお、検査対象となる機器・設備ごとに設計アウトプットが異なることから、調達仕様書や購入仕様書に記載のある提出図書等を予め確認すると良い。
- (5) 対象とする施設の事故・故障及びグレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。

4.2 検査実施

(1) 設計管理の適切性検査

コンディションレポート等のリスク情報を入手、又は現場ウォークダウンによって施工状況を確認し、検査対象を抽出する。

- a. 検査対象とする設計プロセスが、基本設計、詳細設計、製造設計等のどの段階にあるかを確認し、必要とされる安全機能実現のためにその段階で要求される設計要求事項が明確にされているか、検討会議への陪席、技術検討資料等の情報分析に基づき確認する。代表的な要求事項、一般的な設計プロセス等については、5.1を参照のこと。

- b. 設計要求事項に基づき適切な段階で、以下の目的に沿って体系的・計画的に適切なデザインレビューが行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料等の関連情報により確認する。
- (a) 設計の結果が、要求事項を満たしていること。
 - (b) 問題を抽出し、明確にした上で、必要な処置を提案していること。
 - (c) 設計変更のレビューには、その変更に係る原子力施設の構成要素及び関連施設への影響評価を含めていること。
 - (d) 解析ソフトやメカノウハウ等の非開示情報を把握し、設計プロセスにおける事業者関与について明確にしていること。
- c. 設計の各段階におけるデザインレビューが、適切なインプット情報に基づいて行われているか、レビュー会議への陪席、議事録、会議資料、設計へのインプット及びアウトプットとなる図書等の情報により確認する。
- (a) 設計からのアウトプットが、インプットの要求事項を満たしていることの検証が行われていること。
 - (b) 安全上重要な機器等への要求事項を満たすために、設計の妥当性確認が行われていること。
 - (c) デザインレビュー又は検証及び妥当性確認の活動中に明確になった問題に対して必要な処置がとられていること。
 - (d) 設計変更があった場合には、その変更に対して適切にデザインレビュー、検証及び妥当性の確認が行われていること。
 - (e) 必要な場合には、モックアップ等による設計検証若しくは設計の妥当性確認を行っていること。
- d. 設計要求事項に基づき作られた設計インプットには、次の事項が含まれていることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、議事資料、方針書、技術検討書等の情報により確認する。
- (a) 機能及び性能に関する要求事項
 - (b) 適用される法令・規制要求事項
 - (c) 適用可能な場合には、以前の類似した設計から得られた情報
 - (d) 設計に不可欠なその他の要求事項
- e. 設計プロセスを経て出力された設計アウトプットが次の状態にあることを関連するレビュー会議への陪席、議事録、会議資料、発注のための技術仕様書等の情報により確認する。
- (a) 設計インプットで与えられた要求事項を満たしていること。
 - (b) 設計以降のプロセス(製造・施工・保全等)の実施に対して適切な情報を提供できる又

は利用できるように管理されていること。

(c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照していること。

(d) 新設・改造を実施する安全上重要な機器等の使用時における原子力施設側の状態(条件)が明確にされていること。

f. 安全上重要な機器等の設置又は改造に関する設計を外部に委託(調達)している場合は、設計要求事項を調達先に確実に伝え、調達先から納入された設計アウトプットについて必要な検証を行っていることを会議への陪席、議事録、会議資料、購入仕様書、図面・計算書等の納入図書等の情報により確認する。

g. 安全上重要な機器等の設置又は改造の決定から設計・製作・施工までの一連のプロセス及びこの際に関係する本店(本社)、発電所等の組織の役割、情報共有、業務引継等について、途中のレビュー、審議過程、承認過程等も含め確認する。

h. 設置又は改造を行う安全上重要な機器等の工事の以下の各段階で、安全機能に影響を及ぼす工事上のリスクを未然に識別し、防止する活動が行われているか確認する。

(a) 計画段階

(b) 設計段階

(c) 調達段階

(d) 工事施工段階

特に調達段階では、施工作業等に対する調達要求事項として、以下の事項が明確にされ、受注者側に要求事項が確実に伝達されているか確認する。

(a) 保持されるべき安全機能に関する要求事項

(b) 当該工事で影響を受ける他系統の安全機能に関する要求事項

(c) 施工方法に関する要求事項

(d) 発注者(事業者等)側に提出する図書に関する要求事項

(e) 発注者(事業者等)側が行う確認に関する要求事項

(2) 設計要求と性能、機能等の整合性検査

a. 強度計算書、耐震計算書、性能評価書、構造解析書等の専門性を要する文書の検査については、検査官の支援のもとで行う。なお、検査計画立案に際しては、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制、概略の検査日程等の4.1(1)の事項の他に必要な情報(文書・資料リスト、各種解析モデルの情報等)を明確にしておく。

b. 以下のようなリスクを有する改造については、設置変更許可等の要否判断、改造計画に対

する許認可申請の有無、事業者等の行った検証に安全上の問題の見逃しはなかったか等の観点から確認を行うこと。

- (a) 改造前に評価されていた、事故又は故障の発生頻度等が増大するおそれのある場合
- (b) 改造前の評価とは異なった形式の事故又は故障の生じるおそれのある場合
- (c) 改造前の設計仕様で定められていた安全余裕が低減する場合

c. 改造によって影響を受ける性能、機能等の評価が適切に実施されていたかを確認した上で、関連する図書が適切に更新されており、新たな設計との整合性を有していることを確認する。関連する図書とは、例えば、計算書、設計仕様書、調達関連資料、運転手順書、定例試験手順書、試験検査手順書、警報処置手順書、事故時操作マニュアル、訓練マニュアル等である。

d. 改造によって影響を受ける機能等が適切に維持されていることを試験検査等への立会いや記録等を元に確認する。影響を受ける機能等とは、例えば、スクラム機能、冷却機能、閉じ込め機能、防火機能、溢水対応機能、サプレッションチャンバー内のECCS用ろ過器閉塞緩和機能、臨界防止機能等である。

e. 改造後のシステムの操作性、機能性等に問題が生じていないことを確認するために必要な、試験検査における要求事項、定量的な判断基準値等を明確にした上で、施工や保全側に確実に引き継がれているか確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

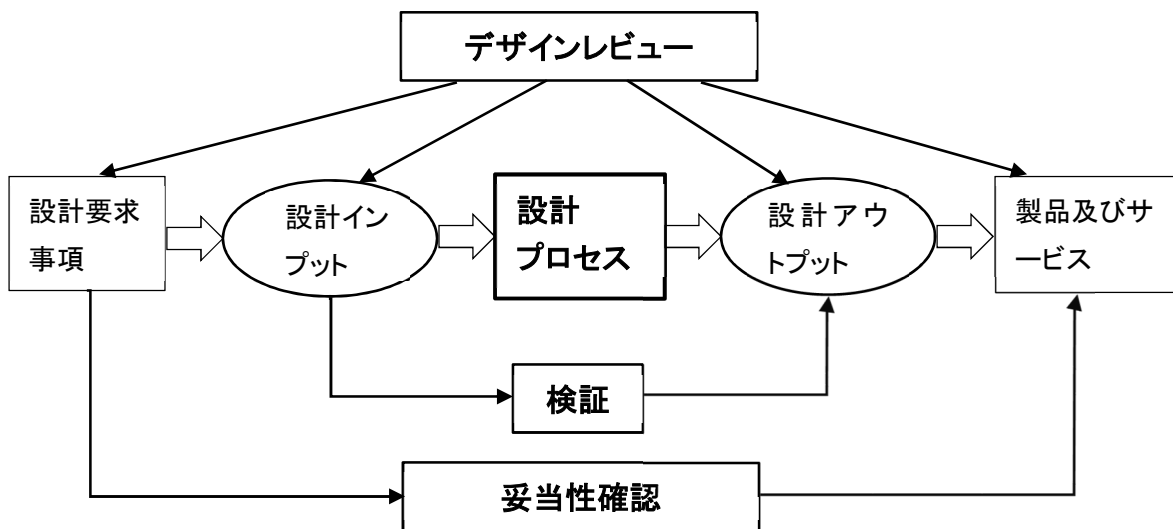
5.1 検査の視点

本検査ガイドで述べる設計とは、「既存の安全上重要な構築物、系統及び機器等では対応できない場合にそれら機器等を改造又は新設すること」を実現するために要求事項を段階的に詳細化していくプロセスであり、下記の視点を参考に実施する。

- ・ 設計要求事項が明確にされ、これに基づき設計が行われていること。

- ・ 基本設計、詳細設計、製造設計等の各設計の段階でのデザインレビューが確実に実施され、必要な検証及び妥当性の確認が実施されていること。
- ・ 据付検査や性能確認等を実施するまでに、関係する設計図書が利用できる状態になっていること。
- ・ 構築物、系統及び機器と設計図書の整合性が確認されていること。既存の安全上重要な機器等の機能や性能を損なうリスクを事前に把握した上で、必要な対策を施し、施工や保全が行えるように、設計上の配慮が図られていること。
- ・ 設計に係る不適合が確認された場合は、マニュアル等に従い適切に是正処置等がなされていること。

(1) 設計管理の適切性検査をする場合は、一般的には下図のとおり、デザインレビュー、検証及び妥当性の確認、設計の目的及び設備相互の関係性等について検査を行うが、実際の検査を行う場合には、設計や工事の進捗状況又は事業者のマニュアル等に定められた内容によって、対象毎に検査手順が変わりうることに留意のこと。



レビュー、検証及び妥当性確認の関係性

(2) 代表的な設計要求事項は、以下の通り。

- 適用される法令・規則等の要求事項
- 基本的な設計要求事項(要求機能、要求性能、環境条件、運転・監視方法、インターロック、強度・耐震、耐用年数、材料、外観・寸法、レイアウト等)
- 設置変更許可申請書、工事認可申請書に記載の機能、性能等に関する要求事項
- 新設計、新工法、新材料等を採用するものについては、採用する技術等の妥当性評価

- e. 運転経験からの情報、メーカー提案、定期事業者検査報告書の情報等
- f. 設計情報等の管理及びセキュリティに関する要求事項
- g. 安全上重要な機器等の機能・性能に影響を与える可能性がある改造工事等に関する要求事項
- h. トラブル及び不適合に伴う是正処置又は他施設不適合の水平展開等の未然防止処置
- i. 既存の火災影響評価の条件に変更が生じる場合の要求事項
- j. 許認可申請等に係る解析業務(計算機プログラムを用いた解析)に関する要求事項
- k. 予備品又は貯蔵品の使用の有無と当該物品の使用前確認に係る要求事項
- l. 放射性流体の取扱いに係る仮設設備の要否と工認・届出に係る要求事項
- m. 必要な試験・検査(寸法・外観検査、溶接検査、非破壊検査、その他:絶縁抵抗測定・受電確認・機器動作確認 等)に係る要求事項
- n. 運転員の業務負荷の増減に係る評価

(3)安全上重要な機器等の設計においては、構築物、系統及び機器単体の設計だけでなく、既存の構築物、系統及び機器との取り合い設計などの施工管理に係る計画や消耗品交換、潤滑油管理等の保安全管理に係る付帯的な設計も確実に行われていることの確認にも留意のこと。

(4)設計要求と性能、機能等の整合性検査においては、新設又は改造される機器等の構造・強度、耐震性等が設計要求を満足することの確認が重要であり、以下を参考にできる。ただし、工事認可対象設備等に対する審査、検査の対象範囲については本検査ガイドを用いた検査の対象とはしない。

- a. 強度計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第六号)*1に基づき、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」により実施されているか、又は旧「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」により評価する等、評価対象となる機器等のクラスに応じた適切な適用規格が選定され、評価されているか。
- b. 耐震計算については「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第六号)*1に基づき「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)により適切に評価されているか。この際に適用される地震動については、「原子力発電所耐震設計技術指針」(JEAG4601)に従って策定され、認可された基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d が用いられているか。
- c. 強度(熱応力計算に付随する温度解析を含む)及び耐震性を、解析的手法を用いて

設計する場合は、以下の点に配慮されているか。

- (a) 解析的手法選択の適否(公式による計算又はモックアップ試験による手法に対して当該手法選択の妥当性はあるのか。)
- (b) 使用する解析プログラムは検証され、許認可解析での使用や業界標準等として認められたものか。
- (c) 解析の計算精度、有効桁、桁丸めの方法等は定まっているか。
- (d) 使用する物性値は認められたものか。
- (e) 計算の中で使用される実験式等の適用範囲は妥当か。
- (f) FEM(有限要素法)における解析モデルのメッシュは要求される解析精度に見合ったものか。
- (g) 床応答曲線に基づくスペクトルモーダル解析法を用いる際のバネ-マスモデルは妥当か。また、組み合わせ荷重の算出評価に含める応答モードの次数は適切か。

*1・・・核燃料施設等は「加工施設の技術基準に関する規則」等相当する規則を参考にすること。

- d. 核燃料施設等においては、設備又は機器の変更であって、当該機器の相互の間隔を許認可で求められる核的制限値として記載された間隔よりも小さくしない場合や、放射線遮へい物の側壁における線量の値を大きくしない場合は、設計及び工事の計画の認可が不要であることから、該当する工事があった場合は、内容について確認する。

5.2 その他

- (1) 本検査ガイドを用いた検査で確認した既設との取り合いに関する情報や工事工程に関する情報等は、別検査として計画される施工及び保全段階における検査を確実に実施できるよう、関係者間で共有すること。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子力施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条	第 92 条第 1 項第 2 号及び 18 号並びに同条第 3 項第 2 号及び 18 号
研究開発段階発電用原子炉	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号及び第 3 項第 19 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 9 条	第 15 条第 1 項第 17 号及び第 2 項第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 11 条	第 17 条第 1 項第 17 号及び第 2 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4	第 8 条第 1 項第 16 号及び第 2 項第 19 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 31 条	第 37 条第 1 項第 16 号及び第 2 項第 17 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 29 条	第 34 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 55 条	第 63 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 16 条	第 20 条第 1 項第 17 号及び第 2 項第 16 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 7	第 2 条の 12 第 1 項第 15 号及び第 2 項第 18 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性 (高出力炉)	1年	3	80	日常
02	設計管理の適切性 (中出力炉)	1年	1	35	日常
03	設計管理の適切性 (低出力炉(臨界実験 装置含む。))	1年	1	20	日常
04	性能・機能整合性 (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
05	性能・機能整合性 (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
06	性能・機能整合性 (低出力炉(臨界実験 装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	6	165	日常
02	性能・機能整合性	3年	1	215	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切 性(MOX加工)	1年	4	115	日常
02	性能・機能整合性 (MOX加工)	3	1	150	チーム

03	設計管理の適切性(ウラン加工)	1年	3	80	日常
04	性能・機能整合性(ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	20	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	設計管理の適切性	1年	1	10	日常
02	性能・機能整合性	必要に応じて	—	—	チーム

BM0110 作業管理 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子炉施設の施設管理における作業管理*に関する活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される品質マネジメントシステム及び原子炉施設の施設管理に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、当該活動については、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則で規定する、個別業務等の関連条項への適合性も確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理の他、防災・非常時対応、放射線管理の検査分野に関連する設備・機器等の保全にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

※ 作業管理:施設管理のうち設計管理、法定検査及び保全の有効性評価(保全活動管理指標の設定、監視、計画並びに保全の有効性評価)除く活動。

3. 検査要件

3.1 検査対象

施設管理を行う全ての構築物、系統、機械又は機器(以下「機器等」という。)及び活動を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サンプリングに当たっては、後述4.1の検査前準備の手順に従って、以下の活動から選定する。

- (1) 施設管理に係る活動
- (2) 原子力施設における施工管理に係る活動

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定し

てもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

(1) 検査対象の選定

- a. 検査対象の選定に際して、個々の機器等のリスクに対する寄与度の変化や事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を見極めるために必要な原子力施設情報を入手するとともに、不適合情報、保全の有効性評価結果、保全計画の変更履歴等の保全に関する情報を入手する。
- b. 各データに基づき機器等の安全上の重要度、保全の有効性評価結果、運転実績、保全方式、トラブル等の反映等を確認し、これを考慮しつつ、検査対象とする機器等を選定する。
- c. 上記の方法に加え、これまでの検査官による監視活動の結果を考慮して、検査対象とする機器等を選定する。
- d. 再処理施設、加工施設に対して総合安全解析(以下「ISA」という)を実施している事業者においては、ISA文書の記載される安全のために必要な事項(IROFS)も参考とすること。

4.2 検査実施

作業管理に係る以下について、策定、運用等が適切であることを確認する。

4.2.1 施設管理に係る活動

- (1) 施設管理として原子力施設の種別毎に表1に示す施行規則条項第1項第1号に基づき施設管理方針が定められ、同規則条項第1項第3号に基づき当該方針に従った施設管理目標が定められ、運用されていること。
また、同規則条項第2項に基づき、原子力施設の経年劣化に関する技術評価等について、長期施設管理方針を定め、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていること。
- (2) 同規則条項第1項第4号に基づき、(1)の施設管理目標を達成するための施設管理の実施に関する計画(以下「保全計画」という。)の策定にあたって、以下の項目を定め、かつ、保全計画を策定し、適切に管理されていること。

- a. リスク評価の確認
 - b. 保全プログラムの策定
 - c. 保全対象範囲の策定
 - d. 保全重要度の設定
 - e. 保全計画の策定
 - f. 保全活動の実施
- (3) 保全活動に係る調達に当たって、以下の事項を明確にし、適切に管理されていること。
- a. 調達要求事項
 - b. 調達プロセス
 - c. 調達製品の検証
- (4) 原子力施設の設計、工事、巡視及び点検等の結果の確認並びに評価について、以下の事項の方法を定め、適切に運用されていること。
- a. 点検手入れ前後データの確認、評価
 - b. 状態監視データの確認評価
 - c. 運転データの監視、評価
 - d. 点検・補修等の不適合管理及び是正処置
- (5) 施設管理の有効性評価について、評価の方法を定め、適切に確認、評価等が行われていること。

4.2.2 原子力施設における施工管理に係る活動

- (1) 点検及び工事管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。
- a. 施工計画
 - b. 品質管理
 - c. 工程管理
 - d. アイソレーション管理
 - e. 記録の整理
- (2) 現場管理に係る以下の項目について、管理、実施等が適切であること。
- a. 施工管理
 - b. 安全管理
 - c. 監視及び巡視
 - d. コンフィギュレーション管理

4.3 問題の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正措置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

- (1) 以下の場合、安全上の重要度が高まる可能性がある。
 - a. 機器等の工事に伴い、安全機能を有するものであって、多重性を要求される系統のうち1系統が運転できない場合。
 - b. ポンプ又は弁の分解等の工事に伴う一時的な系統又は設備変更により、安全機能を有する系統へのリスクに対する寄与度が高まる可能性のある場合。
 - c. 冷温停止前の施設停止状態(外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。)

5.2 本検査を行う際の留意事項

(1) 施設管理に係る活動

- a. 施設管理方針として、事業者により施設設置又は事業許可若しくは指定の際に定められた性能を有し、技術基準に適合するように原子力施設を設置し、維持するため、定められていることを検査官が確認する。また、当該方針は、施設の安全確保を最優先として原子力安全のためのマネジメントシステムに基づく活動のうち施設管理の計画、実施、評価及び改善などの活動を確立し、継続的な改善を図るために施設管理の現状、経営的課題、保守管理を行う観点から特別な状態及び高経年化技術評価の結果等を踏まえ、定めていることを検査官が確認する。

原子力施設の経年劣化に関する技術評価として、安全上重要な機器等及び実用炉規則第 82 条第 1 項に定める機器及び構造物の経年劣化に関する技術評価(高経年化技術評価)を行い、当該評価結果に基づき、原子力施設の長期施設管理方針が策定され、当該方針に従って適切に施設管理が実施されていることを確認する。

また、施設管理目標について、事業者により施設管理方針に従って実施すべき各種保全活動の達成状況が明確にされ、施設管理の有効性を監視、評価するため、施設の指標及び施設管理の重要度が高い系統の系統レベルの指標が設定され、指標毎の目標値が定められていることを検査官が確認する。

b. リスク評価の確認

- (a) 保全の実施におけるリスク評価の確認するために、以下の観点を考慮すること。
- i . 保全活動に関連する施設リスクを施設の状態を考慮し、適切に特定していることを確認する。
 - ii . 特定したリスクについては、リスク分析により、既存の対策、発生確率及びリスクが顕在化した場合の影響を考慮し、リスクレベルを決定していることを確認する。
 - iii . リスク分析により決定したリスクレベルについて、定められたリスク基準に従い、リスクに対する対応の必要の有無、対応への優先順位、行動の必要性等を評価していることを確認する。

(b) リスク管理の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i . 選定した検査対象については、事業者が手順書に従いメンテナンスのリスク評価を実施していることを確認する。
- ii . 通常における保全活動に関する業務管理又はリスクマネジメント活動が、定められたリスク基準に従って適切に実行されていることを確認する。
- iii . 保全活動に関するリスクマネジメント活動が発電所内において、効果的に実行され、決められた期間を通じて実行され続けることを確認する。
- iv . 実施中の保全活動を検査対象としている場合は、現場確認の実施により、火災の発生、溢水、安全への障害、消火設備への障害及び電源設備への障害等の新たなリスクを発生させていないことを確認する。
- v . リスクマネジメント活動により、施設の状態における安全性に係る機能が維持されていることを確認する。

(c) 計画外作業時の確認するために、以下の観点を考慮すること。

- i . 計画外の作業については、施設の状態及び状態の変化を考慮し、速やかに施設の安全機能の回復に関する活動に対するメンテナンスのリスク評価を実施していること、必要により再評価していることを確認する。
- ii . 計画外作業中においては、事象に関連する対応マニュアル、作業計画、作業工程、施設状態の確立と機器等の構成、必要なタグの取付けや取り外し、一時的な状態の変更や機器等の復旧に係る関連作業が運転上の制限を逸脱していないことを確認する。

c. 保全計画の策定及び運用に関して、以下の事項を確認する。

- (a) 保全プログラムの策定については、事業者により原子力施設の安全性、信頼性を確保するために保全プログラムが策定されていることを確認する。

(b) 保全対象範囲の策定については、事業者により原子力施設の中から保全を行うべき対象範囲が選定されていることを確認する。

(c) 保全重要度の設定については、事業者により保全の効果的な遂行のために、施設管理目標の設定及び保全計画の策定に先立ち、保全対象範囲について系統ごとの範囲と機能が明確にされた上で、機器等の保全重要度が設定されていることを確認する。また、保全重要度の設定にあたって活用されるリスク情報としては、PRA から得られるリスク(炉心損傷頻度等)に対する寄与割合を用いて求められたリスク重要度があり、安全性向上評価における PRA では、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度等をリスクとして考慮されていることから、リスク重要度の評価に当たってはこれらのうち最も活用実績があり、リスク重要度の評価事例が豊富な「炉心損傷頻度」が少なくとも考慮されていることを確認する。

(d) 保全計画の策定

i. 点検計画の策定については、事業者により原子力施設の停止中及び運転中に点検が実施される場合は、あらかじめ保全方式が選定され、点検方法並びにそれらの実施頻度及び時期を定めた点検計画が策定されていることを確認する。

具体的には、選定した機器等について、関連する最新の文書(品質マネジメントシステム関連文書、技術文書、系統図、単線結線図、設備の設計図書(設置許可申請書、設計及び工事の計画の認可申請書及び安全性向上評価結果の届出を含む。)等)、保安規定、高経年化技術評価結果の記録、長期保守管理方針、保全結果の記録(工事報告書、検査成績書、保全の有効性評価結果等)、施設管理方針、施設管理目標、劣化メカニズム整理表、保全計画及び点検計画を確認し、事業者の当該機器等に係る保全計画の作成手順の妥当性を確認する。

改造工事等に伴い点検周期が変更となる機器等については、事業者の保守管理手順に沿って不適合管理、技術的評価、変更管理等の必要な手順により、点検計画への変更の反映が行われていることを確認する。

ii. 補修、取替え及び改造計画の策定については、事業者により補修、取替え及び改造を実施する場合はあらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定されていることを確認する。また、補修、取替え及び改造を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、検査及び試験により確認・評価する時期まで「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目」「検査及び試験の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「検査及び試験の実施時期」が定められていることを確認する。

また、本検査において選定した機器等に係る補修、取替え、改造の設計管理の妥

当性(施設として確保する必要がある機能の維持、他機器への波及的影響等を含む。)については「BM0100 設計管理」検査ガイドにて確認する。

iii. 特別な保全計画の策定については、事業者により地震、事故等により長期停止を伴った保全を実施される場合などは、あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画が策定されていることを確認する。また、事業者により特別な保全を実施する機器等が、所定の機能を発揮しうる状態にあることを、点検により確認・評価するために必要な「所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な点検項目」「点検の具体的方法」「評価方法及び管理基準」「点検の実施基準」が定められていることを確認する。

また、長期保守管理方針を策定している施設においては、高経年化技術評価から抽出された追加保全策が具体的に保全計画に反映されていることを確認する。

(e) 保全活動の実施

保全計画に規定された期間中に実施する計画である原子力施設の設計及び工事、巡視、点検等の活動について、実施体制、工程、実施範囲、方法、実施頻度及び時期が計画に従って実施されていることを確認する。

d. 調達管理

(a) 事業者により供給者の選定に際し、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、規定された条件(技術的能力、製造・据付能力、製造・据付実績(実施時期、工事種類、発注実績)、トラブル事例の有無等)を確認し、適切な手続きを実施していることを確認する。

(b) 工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、工事計画等に係る調達物品等の要求事項(安全文化醸成活動に関する事項含む。)は明確で、あらかじめ妥当性が確認されたものであることを確認する。また、必要とされる調達物品等に関する情報の確保できることを確認する。

(c) 事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に基づき、調達先(供給者、請負業者)に対する管理方式・程度(監査、立入、報告、能力調査、提出書類の指示等)が重要度や能力等に応じて定めていることを確認する。

(d) 事業者は調達に際して、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、事業者から要求事項を仕様書等で明確にし、契約先に提示していることを確認する。

(e) 事業者は仕様書の要求事項において、調達物品等の受領時に、供給者からの作業・試験成績書等の記録の提出を義務付けしており、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、事業者が要求事項(安全文化醸成活動に

関する事項含む。)を満たしていることを確認していることを確認する。

(f)事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書又はその他文書に従って、調達物品等の検証方法及び手順等があらかじめ定め、実施していることを確認する。

(g)事業者は工事計画、品質保証計画等に記載された規定類又はその他文書に従って、供給者の検証(受入検査、供給者への監査等)結果が適切に管理されていることを確認する。

e. 調達要求事項

調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものが含まれていることを確認する。

- (a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
- (b) 要員の適格性確認に関する要求事項
- (c) 品質マネジメントに関する要求事項

また、事業者により、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることが確認されていることを確認すること。

f. 調達プロセス

事業者により調達製品を調達要求事項に確実に適合させる必要があることから、調達管理プロセスが適切に運用されていることを確認する。

供給者及び調達製品が事業者の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、事業者により供給者が評価され、選定されるため、この選定、評価及び再評価の基準が定められ、適切に選定及び評価が行われていることを確認する。

評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持しなければならないことから、適切に実施されていることを確認する。

事業者により、調達製品の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法が定められていることを確認する。

g. 調達製品の検証

事業者により、調達製品が、規定された調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動が定められ、適切に実施されていることを確認する。

また、事業者により、調達製品の検証後、受入から据付(使用)までの間、要求事項への適合を維持するように調達製品の識別、取扱い、包装、保管及び保護を含め、保存され

ていることを確認する。当該保存は、取替品、予備品にも適用されていることを確認する。

h. 原子力施設の設計、工事、巡視、点検等の結果の確認及び評価

(a) 点検手入れ前後データの確認及び点検結果等の評価については、検査対象の状態を把握するため、機器リスト、系統図、機器配置図等を用いて現場を確認するとともに、記録等の適切性を確認するため、必要に応じて点検手入れ前の状況及び点検手入れ後の状況が記録され、評価されていることを確認する。

(b) 状態監視データの確認評価については、保全方式として状態基準保全を選定している機器等のうち、設備診断技術を使用する場合、状態監視データ項目、評価方法、管理基準、データ採取頻度、実施時期及び機器等の状態が管理基準に達した場合の対応方法が関連文書に定められているとともに、それに基づき状態基準保全が実施されていることを確認する。また、必要により現場における状態監視の実施状況を確認する。

(c) 運転データの監視、評価については、通常運転状態における検査対象の各種パラメータを採取し、工場試験データ及び建設時の各種試験データと現状データを確認するとともに経年変化等について検討され、評価されていることを確認する。

(d) 点検・補修等の不適合管理及び是正処置 については、事業者が点検・補修等を実施した機器等が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合には、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。

また、最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合であって、あらかじめ定めたプロセスに基づき、点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合は、不適合管理を行った上で、是正処置が講じられていることを確認する。

(e) 事業者自らの原子力施設に係る不適合管理及び是正処置が記録されるとともに、他原子力施設への注意喚起、トラブル未然防止の観点で有益と考えられる情報についてその情報が共有されるため「原子力施設情報ライブラリー」等に登録されていることを確認する。

(f) 保守管理の有効性評価については、事業者による保全の有効性評価の結果及び施設管理目標の達成度から、定期的に施設管理の有効性を評価し、当該管理が有効に機能していることを確認するとともに、継続的な改善につなげているか否かを確認する。また、事業者による施設管理の有効性の結果とその根拠及び必要となる改善内容が記録されていることを確認する。

(2) 原子力施設における施工管理

選定した機器等については、保守管理や保全計画のほか、工事計画、設計管理、調達管理及び工事管理等の必要な手順により点検・補修等の保全が実施されるとともに、その結果が記録されていることを確認する。また、必要により現場における保全の実施状況を確認する。なお、設計管理の妥当性については「BM0100 設計管理」検査ガイドにて実施する。

a. 施工計画

保全の実施の確認においては、点検等の工事实施にあたっての工事計画(予算措置、工程、仕様等の策定)、協力会社等に対する調達管理及び工事管理(工程管理、現場施工管理、協力会社の管理等)を考慮し、実際の現場については表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等のポイントを定めた上で現場確認を実施する。

b. 品質管理

工場製作品を調達する際の工場及び現地での製造、据え付け、試運転、各段階における検査並びに試験について基本事項を定め、その重要度に応じた品質管理の内容、区分が定められていることを確認する。具体的には以下の点について、確認する。

- (a) 立合確認
- (b) ホールドポイント
- (c) 記録確認
- (d) 供給者確認

また、事業者の要領書及び試験検査要領に関して、以下の事項が実施されていることを確認する。

- i .実施要領書、試験検査要領を作成する者については、必要な力量が定められ、当該力量を持った者が作成していること。
- ii .実施要領書、試験検査要領は、適切に審査・承認されており、必要に応じて更新し、再承認されていること。
- iii .実施要領書・試験検査要領書の適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態であること。
- iv .読みやすくかつ容易に識別可能な状態であること。
- v .仕様書や工事計画書等に基づき要求事項が明記され整合がとれていること。
- vi .工事計画記載事項、技術基準の条項等を明記され、試験や確認検査の判定

基準の根拠が適切であること。

vii.最新情報、知見、工法等が反映されていること。

viii.工事及び試験の責任や権限が明確に定められていること。

ix.要領書が適切に制定又は改訂されており、最新版管理が適切に行われるとともに、廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切な識別が行われていること。

x. 工事及び試験検査について、適切な時期を設定していること。また、他の工事及び試験検査において、安全を担保できない又は影響を及ぼすおそれのある時期に設定していないこと。

□..要領書は、要求事項への適合及びマネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理していること。

□..事業者は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために、“文書化された手順”を確立していること。

xiii.事業者は、工事、原子力施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を修正していること。また、変更後の要求事項が、関連する要員に理解されていることを確実にしていること。

c. 工程管理

(a)事業者は、工事計画等に従って、発電所全体の主要工程を加味した工程表を作成し、工事完了や検査の実施時期及び検査が確実に行われることを管理していること。

(b)工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、工事及び検査工程の管理手順(ホールドポイント、リリース権限、確認時期、工程管理表等)が定められ、工程の設定及び変更は関係部門と協議し、また周知されていること。

(c)工事及び検査工程は、事業者及び供給者等の作業実態(要員数、能力、検査方法等)と合致していること。

(d)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、手順書又はその他文書に従って、ツールボックスミーティング(以下「T.B.M」という)、作業日報等により、作業工程の調整や確認、手順の確認、リスク管理等を行なわれていること。

(e)事業者は、調達物品等に関する情報の確保も含め、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、作業要領書、検査要領書又はその他文書に工事進捗管理の要領が明確にされており管理、記録していること。

(f)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業

要領書、検査要領書又はその他文書に次工程への引き渡しは明確にされ、権限者により確実に実施していること。

- (g)事業者は、工事計画、品質保証計画等に記載された規定類、調達仕様書、作業要領書、検査要領書又はその他文書に従って、工事進捗管理は関係者間で共有化され、状態が識別している。

d. アイソレーション管理

保全の実施における工事管理については、施設の安全確保の観点から、保安規定、リスク情報等をもとに、同様の機能を有する系統の同時停止の回避などの「安全確保に必要な措置」(以下「安全処置」という。)を行い、機器等の改造による既存設備に対する波及的影響、機能喪失、性能低下がないことを確認する。

試験終了後は、試験範囲における安全処置の解除、系統構成や電源等の復旧、系統及び点検対象機器等が要求される本来の状態に維持されていること等、現場の設備環境を正常な状態に復旧していることを確認する。なお、系統構成の妥当性については「BO1020_系統構成」検査ガイドにて実施する。

e. 記録の整理

要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的な運用の証拠を示すために作成された記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定するために文書化された手順が確立されていることを確認する。また記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能であることを確認する。

点検、試験等の実績については、工事報告書、検査報告書等により点検計画への実績反映が遅滞なく反映されていることを確認する。また、一つの機器等を複数の保全部門で管理しているものについては、点検漏れや反映漏れのないように適切に管理されていることを確認する。

f. 施工管理

現場における施工管理のポイントについては、表3「施工管理における管理項目等の具体例」を参考に作業等を現場確認にて実施する。また、仕様書や工事計画書等に基づいた要求事項に対して満足できる施工管理体制や要員の員数、必要な力量を有した者が選任されていること等について確認する。

g. 安全管理

関係法令及び原子力施設内の諸規則等を遵守については、原子力安全の根底となる作業安全について適切に実施されていることを確認すること。また、所管する法規以外における不適切な事象を発見した場合は、必要に応じて法規を管轄する部署に

連絡を行うこと。

h. 監視及び巡視

運転中及び停止時における監視並びに通常巡視、特別巡視を実施する場合については、関連パラメータを確認することや周辺機器や周辺計器の動作等に確認するとともに接触や誤操作、誤作動を起こさないよう注意する。また、通常時と異なるパラメータや状態を確認した場合については、速やかに関係各所に連絡を行うことやその方法や手段が確立されていることを確認する。

5.3 核燃料施設等に対して検査を行う際の留意事項

- (1) 試験研究炉においては、特に原子炉計装系及び機器の操作性に関わる保守活動の実施に特に注意を払うこと。
- (2) 核燃料施設等の熱交換器・ヒートシンク設備については、定期的にワークダウンの一環とし「BM1040 ヒートシンク性能」検査ガイドを参考とした確認を行うこと。
- (3) 核燃料施設等においては、改造、補修又は取替え作業の一部として、供用期間中検査対象範囲に対する溶接作業が行われた場合は、1～3箇所溶接部をサンプリングしてその適切性を確認する。
- (4) 核燃料施設等においては、供用期間中検査対象範囲に係る事業者検査として行われる漏えい検査について立会又は記録で確認する。
- (5) 廃棄物埋設施設の管理

事業許可、保安規定等に基づき、埋設設備の排水の監視状況、埋設設備の修復状況、周辺監視区域の地下水の監視、埋設用クレーンの点検状況等について確認する。
- (6) 廃棄物埋設地の管理

事業許可、保安規定等に基づく措置が実施されていることを確認する。特に、埋設保全区域や輸送経路が適切に管理されていることについて確認する。
- (7) 廃棄物埋設地(埋設が終了した廃棄物埋設地)の管理

事業許可、保安規定等に基づく措置(覆土の確認、立札、区画の損壊状況、地下水の監視等)が実施されていることを確認する。
- (8) 廃棄物埋設施設の管理

技術上の基準への適合を確認するための適切な工程ごとに、事業者の保安のために講ずべき措置等に係る活動を確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	施設管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条	第 92 条第 1 項第 18 号又は第 3 項第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条	第 87 条第 1 項第 18 号又は第 3 項第 19 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 9 条	第 15 条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 11 条	第 17 条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4	第 8 条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 19 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 31 条	第 37 条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 17 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 29 条	第 34 条第 1 項第 15 号又は第 2 項第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 55 条	第 63 条第 1 項第 15 号又は第 2 項第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 16 条	第 20 条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 16 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 7	第 2 条の 12 第 1 項第 15 号又は第 2 項第 18 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	4	20	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	4	20	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理(高出力炉)	1年	2	10	日常
02	作業管理(中出力炉)	1年	1	5	日常
03	作業管理(低出力炉 (臨界実験装置含む。))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	4	20	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理(MOX加工)	1年	3	15	日常
02	作業管理(ウラン加工)	1年	2	10	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	1	5	日常

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	作業管理	1年	1	5	日常

表3 施工管理における管理項目等の具体例

管理項目	具体例
1. 事前準備	
事前現場調査、確認	事前に作業環境、危険作業(酸欠、高所、重量物、放射線、高温、高圧、活線)等を確認していること。
法定検査、関係法令の確認	炉規法その他法令で定める検査及び関係法令について、確認していること。
過去の点検記録、報告書の所見等の確認	作業依頼票等、故障・トラブル情報(ニューシア)、点検履歴、劣化傾向、前回点検時の所見や懸案事項、申し送り事項等を確認していること。
工程調整、作業範囲、火気作業範囲の調整、確保	事前に工程や作業範囲等が干渉していない。また、他工事との調整がされていること。
搬入経路、仮置き場所の調整、確保	事前に搬入経路の確認、仮置き場所の調整や空間が確保できることを確認していること。
仮設設備、代替機器、計測器等の確認	事前に工事に伴い必要となる仮設設備、代替機器、計測器等について確認していること。
教育及び有資格者(有効期限等)の確認	入所時教育や作業に必要な有資格を所有しており、有効期限以内であることを確認していること。
放射線作業計画書、放射線防護指導書の確認	放射線作業計画書、放射線防護指導書の作成及び承認されていることを確認する。また、工事期間、内容等が適切であることを確認していること。
施工図面、製作図面等の承認確認	契約締結後、工事着手前に工事で必要な施工図面、製作図面等を作成し、承認されている

管理項目	具体例
	最新のものを使用していること。
契約締結、工事要領書、検査要領書の提出、承認確認	契約締結、工事着工届け等の確認、工事着手前に工事要領書、検査要領書を作成し提出した後、承認されている最新のものを確認し確認していること。
事前検討会の実施(安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理等)	事前検討会において、安全管理、放射線管理、リスク管理、品質管理の面から関係者が本工事の内容や注意点等について話し合い、理解していること。
施工管理体制等の確認	施工管理体制、安全管理体制、品質管理体制、緊急連絡体制について、実際との整合を確認していること。
作業票の発行、確認	発行された作業票の工事期間、内容等について整合を確認していること。
安全処置票の確認	発行された安全処置票の内容について整合を確認していること。
作業規制等の発行、周知の確認	工事に伴い必要な作業規制等の発行及び関係各所への周知と他の作業規制について確認していること。
門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請確認	工事に伴い必要な門、大物搬入口、境界扉、床開口部等開閉の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
重機、天井クレーン等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な重機、天井クレーン等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請確認	工事に伴い必要な工事用電源、圧縮空気、ろ過水等使用許可の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
仮設足場、火気養生の申請確認	工事に伴い必要な仮設足場、火気養生の申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
火気、危険物の取り扱い申請確認	工事に伴い必要な火気、危険物の取り扱い申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
溶接機器、回転機器の	工事に伴い必要な溶接機器、回転機器の電気

管理項目	具体例
	電氣的雑音確認申請 的雑音確認申請及び関係各所への周知と他の申請について確認していること。
	施錠管理個所の鍵借用申請 工事に伴い必要な施錠管理個所の鍵借用申請及び他の申請について確認していること。
	廃棄物発生量、処理方法、保管品等の確認 工事に伴い発生する廃棄物の発生量、処理方法、構内保管品等について確認していること。
2. 現場準備	作業範囲の状況確認 作業範囲の区画、養生(安全、放管を含む)
	使用工具、計測機器の確認 使用工具、計測機器の員数確認、有効期限等の確認
	取替部品の確認 取替部品の仕様、員数、外観目視点検を実施
	隔離状態の確認 系統との弁隔離(境界点)、電源、端子解線等隔離の確認
	搬入、受入れ検査 据付、設置品の仕様、員数、外観目視点検
	外観点検(作業前) 配管識別表示等
	可燃物除去、火気養生及び危険物管理 作業範囲の可燃物除去、溶接等火気作業への養生及び危険物管理を行う。
3. 撤去作業	干渉物撤去 干渉架台、支持構造物撤去 干渉電気品、計装品撤去 干渉配管撤去に伴う切断位置確認
	既設物撤去 保温材、防露材撤去 配管撤去に伴う切断位置確認
4. 据付、点検・検査・計測	材料検査(工場製作品) 据付、設置品の材料検査(工場製作品)
	完成検査(工場製作品) 据付、設置品の完成検査(工場製作品)
	据付・計測 配管開先加工 配管開先検査 支持架台等据付位置確認(芯出し含む) ポンプ、容器等据付位置確認(芯出し含む)
	異物混入防止対策 異物混入防止強化管理場所、機器、容器、及び配管等への管理、処置
	非破壊試験(VTを含む) 浸透探傷試験(PT) 磁粉探傷試験(MT) 放射線透過試験(RT)

管理項目	具体例	
	渦流探傷試験 (ECT)	
	超音波探傷試験 (UT)	
	締付、据付状況の確認	ポンプ組立後芯出し フランジ隙間測定・トルク確認 組立に伴う各部寸法測定
	取替部品の確認	消耗品の確認
	5. 組立、試験、復旧、片付け	外観点検 (VT)
	据付後の外観目視点検 配管識別表示等	
	干渉物復旧	干渉架台、支持構造物復旧 干渉電気品・計装品復旧
	漏えい試験	耐圧試験、漏えい率試験等
	電気・計装試験	絶縁抵抗測定、耐電圧試験、漏れ電流試験、ロジック確認、シーケンス試験、インターロック試験、警報試験等
	性能・特性試験	弁ストローク確認 安全弁漏えい試験 弁動作試験 ポンプ試運転
	洗浄、異物除去	洗浄後の判定 (清浄度)
	既設設備への影響確認	既設設備への影響が無いことを確認
	隔離復旧の確認	系統との隔離 (境界点)、電源、端子解線等隔離復旧の確認 (復旧状態)
	使用工具、計測機器の確認	使用工具、計測機器の員数確認、異物混入防止管理
	作業範囲の復旧確認	作業範囲の清掃等確認

BO0010 サーベイランス試験 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「閉じ込め維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「運転管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転におけるサーベイランス試験の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転の活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

事業者が定期的に機能確認する設備[※]のシステム・機器に係るサーベイランス試験を検査対象とし、その中から適切なサンプリングにより検査を行う。サーベイランス試験のサンプリングは、検査実施時点におけるプラントのリスク情報等から得られる安全上の重要度を考慮し選定する。なお、検査には以下の2種類がある。

※ 別紙-1に定期的に機能確認を行う設備等の例を示す。

- (1) 標準的な検査 : プラント又は設備毎に行う標準的なサーベイランス試験の検査
- (2) 全般的な検査 : 上記に加えサーベイランス試験に係るスケジュール立案から記録保管までの一連の活動(保守管理、リスク管理等を含む)を貫通で行う検査

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、リスク情報等を活用し設備のシステム・機器に関する安全上の重要度を評価するため、日常的に実施するプラント状態の監視活動に加え、必要に応じて以下の情報を確認する。集めた情報とサーベイランス試験の実実施スケジュールから総合的に勘案し、検査実施時点において安全上重要と判断される設備のサーベイランス試験を選定する。

【確認する情報の例】

- a. リスク評価結果
- b. 不適合管理の状況
- c. 保守点検依頼の対応状況
- d. サーベイランス試験結果の履歴(傾向分析)
- e. 状態監視(診断)採取データ
- f. 検査官・事業者巡視時の気づき
- g. 事業者会議への同席
- h. 当直ミーティングへの同席
- i. 施設内保全工事の状況
- j. 関係者からの情報等の聴取

4.2 検査実施

事業者は、設備の安全機能が要求事項に適合し維持確保されていることを、定期的に行うサーベイランス試験により確認している。この行為について、客観的な試験データの確認や現場での監視活動をとおして、事業者による安全機能を有する設備の適切な維持・管理に係る安全活動の適切性を確認する。

検査に当たっては、手順書等の関連書類の確認、関係者から情報等の聴取、現場確認等により、当該設備のサーベイランス試験に係る以下の事項について、事業者の安全活動の適切性をサンプリングにより検査する。

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の確認事項

- (a) 試験手順書は適切で、許認可解析に基づく事故時等の条件を模擬した状態で行われること。

- (b) 事故時等の条件を完全に模擬できず代替の方法を用いて試験を実施する場合は、その代替の方法が定められており実条件に相当することが検証されていること。
- (c) 試験の実施体制は適切で必要な要員が確保され定期的に実施されていること。
- (d) 手順書には許認可申請等に基づいて判定基準が明示的に示され、その設定根拠が検証されていること。
- (e) 設備の安全処置等の前準備が整い試験が実施可能であること。

b. 試験中の確認・監視事項

- (a) 手順書通りに試験が行われていること。
- (b) 試験は定められた体制の下で操作・連絡等が確実に行われていること。
- (c) 現場においては事業者によるデータ採取、異常の検知等が適切に行われていること。
- (d) 試験の合否判定プロセスが適切に行われていること。
- (e) 試験データは条件、時系列等の観点で整合していること。
- (f) 試験結果は判定基準を遵守し、設備は事故時の安全機能に係る要求事項に適合していること。

c. 試験終了後の確認事項

- (a) 設備は試験前の状態に復旧されていること。
- (b) 試験結果からシステム・機器の劣化傾向等を評価し適切な対応をとっていること。
- (c) 試験結果の記録は審査・承認され管理された状態で保管されていること。

(2) 全般的な検査

年1回実施するサーベイランス試験の一連の活動を確認する検査は、標準的な検査に加え、保守管理の有効性評価からのフィードバック(サーベイランスの内容の適切性)や実施のためのスケジュール立案、サーベイランスの実施状況、結果の評価、評価に係る対応、記録の保管までの一連の活動を監視する。

なお、これらの活動を監視するにあたり、各工程で必要となる情報について、BM1060「保全の有効性評価」、BM1110「作業管理」、BO1040「動作可能性判断及び性能評価」、BO1070「運転員能力」等、関連する他の検査ガイドの実施結果も参考にできる。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

(1) 標準的な検査

a. 試験開始前の留意事項

試験前においては、必要に応じて当直、設備保守担当課等のミーティングへの同席、関係者からの聞き取り等により関連する情報を入手し、以下の視点で実施体制や手順書等の適切性をサンプリングにより確認する。

- (a) 事故時等の条件を完全に模擬できず代替の方法を用いて試験を実施する場合には、その代替方法の適切性を BO1040「動作可能性判断及び性能評価」を用いて確認する。
- (b) 試験の実施体制は、文書等により責任と権限が明確にされていることを確認する。
- (c) 前回の試験で発生した機器の不具合、手順書の不備等の不適合は、社内規定にしたがい管理され適切な是正措置が講じられていることを確認する。
- (d) 試験は、前回の試験で機能確認ができた時点から、定められた間隔の期間内に実施されていることを確認する。
- (e) 手順書は適切であり、力量を持つ技術者により審査され、社内規定にしたがい制定・改正が行われ、試験時には最新版が配布されていることを、また、適合条件や手順に変更があればその適切性を確認する。
- (f) 手順書には許認可申請(設置許可申請、工事計画認可、保安規定、技術規格・基準等)に基づく判定基準が明示的に示され、基準への適合性を評価する際に用いる補正・参照データや評価式等は、その出典と適切性が明らかにされ適切であることを確認する。
- (g) 試験の実施にあたり、試験前に何らかの調整操作(プレコンディショニング)を行ったり、仮設の機器・配線を用いる等、通常と異なる状態で行われていないことを確認する。ただし、試験手順として定めている隔離操作および計測器の接続等を除く

- (h) 合否判定に使用する測定機器は適切に校正され精度が保証されていること、操作盤の警報装置は設定値にしたがい機能(点灯・発報等)し試験直前には点灯等の機能確認が実施されていることを確認する。
- (i) 計測制御系の設定誤差等は要求事項に適合していることを確認する。要求事項に適合していないことや、測定機器が意図する目的に適していないことが判明した場合には、事業者はそれまで実施した試験結果の妥当性を損なうものかを評価し、適切な是正措置を講じていることを確認する。
- (j) 系統隔離等の安全処置に伴うバルブ操作及び状態確認、試験に必要な器具の準備等、試験実施の前準備が完了していることを BO0010「設備の系統構成」の検査ガイドを併用して確認する。
- (k) 中央制御室の操作盤には当該検査の検査条件設定による警報表示以外の表示がないことを、ある場合には管理された状態にあつて当該試験に支障がないことを確認する。
- (l) 検査の要件が複数の試験に依存する場合は、各試験の相互関係、順序等が総合的な観点から適切であることを確認する。
- (m) 試験研究炉等にあつては、実際に行われている試験への立会いが不可能な場合は、設置者側の担当者に、選定した定例試験の作業について説明を求め、その内容を確認する。
- (n) 試験研究炉等にあつては、保安規定に所定の測定頻度を設けずに一次冷却材中の導電率に対する制限が組み込まれている場合は、この制限が維持されていることを事業者がどのように確認しているかを確認する。

b. 試験中の留意事項

試験中においては、手順書の遵守、要員の力量、操作の的確性、合否判定の適切性等について、以下の視点でサンプリングにより事業者の活動を直接的に観察する。

- (a) 試験は手順書通り行われていることを、また、中央制御室の操作盤、ディスプレイの表示、記録計等で監視するとともに、現場においては、漏えい、異音等、設備に異常がないことを運転員が的確に判断していることを観察する。
- (b) 試験は指揮・命令系統が確立され情報の伝達が確実に行われていることを、また、測定値や試験に伴って発生する警報を的確に判断し、運転員が適切に操作していることを観察する。
- (c) 中央制御室及び現場の計器等が正常で測定値が妥当であること等、得られた試験データの適切性を評価していることを観察する。

- (d) 計測値は計測器の正しい読み取り位置で必要な精度まで読み取っていることを、また、読み取り値を現場から中央制御室に伝える際には、復唱等により正確に伝達していることを観察する。
- (e) 試験結果が判定基準に適合しているか否かについて、判定プロセスが社内規定に照らして適切に行われていることを観察する。
- (f) 試験はシステム・機器の性能劣化を把握するため、ポンプ等は運転制限条件を考慮した適切な運転条件の下で行われていることを観察する。
- (g) 初回操作で系統が正常に稼働せず不合格となった場合、原因の特定とその是正措置を講じることなく、試験の合格結果を得るため繰り返し試験が行われていないことを監視する。
- (h) 試験の実施責任者は、試験データの完全な整合性や手順の適切性を検証し、設備の安全機能が判定基準に適合することを確認してから、試験の終了宣言をしていることを確認する。

c. 試験終了後の留意事項

試験終了後においては、必要に応じてヒアリングを行い、設備の復旧処置、設備の劣化傾向の評価、記録管理等の適切性について、以下の視点でサンプリングにより検査する。

- (a) 非常用原子炉注水試験等でテストラインを使用する場合等、試験後には通常の運転状態において安全機能を果たすべき正常な状態に復帰させていること、また、試験用に設置した器具等が取り除かれていることを確認する。
- (b) これまでの試験結果の適合性を確認するとともに、事業者がシステム・機器について性能の劣化傾向を評価し適切な対応をしていることを確認する。システム・機器に劣化傾向等が認められた場合は、交換や試験頻度の増加等、適切な是正措置が講じられていることを確認する。
- (c) 試験結果が判定基準に適合しなかった場合は、根本原因分析を行い、その結果がシステム・機器を操作可能な適切な状態に戻すための技術的根拠となり、必要に応じて保全計画に反映されていること確認する。
- (d) 試験結果は社内規定に従い承認され、記録として適切に保管・管理されていることを確認する。

(2) 全般的な検査

- a. 年1回実施する全般的な検査においては、計画立案の適切性、手順書改訂方法の適切性、劣化傾向の評価結果の反映状況、他部門との連携状況、記録の保管状況

等、一連の関連する行為について社内マニュアル、打ち合わせ会議の傍聴、関係者のインタビュー等により実施状況の適切性を多角的に確認する。

- b. 「BM1060保全の有効性評価」、「BM1110作業管理」、「BO1070運転員能力」等の関連する検査ガイドの実施結果を参考に、関連する一連の行為への反映状況の適切性を確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 11 条	第 15 条第 1 項第 6 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 13 条	第 17 条第 1 項第 6 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 5	第 8 条第 1 項第 6 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 33 条	第 37 条第 1 項第 6 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 31 条	第 34 条第 1 項第 6 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 59 条	第 63 条第 1 項第 6 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	—	—
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 9	第 2 条の 12 第 1 項第 5 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (高出力炉)	1年	6以上	30	日常
02	全般的な検査 (高出力炉)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (中出力炉)	1年	2以上	15	日常
04	全般的な検査 (中出力炉)	1年	1		日常
05	標準的な検査 (低出力炉(臨界実 験装置含む。))	1年	1以上	10	日常
06	全般的な検査 (低出力炉(臨界実 験装置含む。))	1年	1		日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	13以上	60	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査 (MOX加工)	1年	9以上	45	日常
02	全般的な検査 (MOX加工)	1年	1		日常
03	標準的な検査 (ウラン加工)	1年	6以上	30	日常
04	全般的な検査 (ウラン加工)	1年	1		日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	10	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

08 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的な検査	1年	1以上	5	日常
02	全般的な検査	1年	1		日常

別紙ー1：定期的に機能確認を行う設備等

(1) PWR の例（炉型によって設備が異なる）

- ① 制御棒動作機能
- ② 化学体積制御系(ホウ酸濃縮機能)
- ③ 非常用炉心冷却系
 - ・高圧注入系
 - ・低圧注入系
 - ・充てん系
- ④ 原子炉格納容器スプレイ系
- ⑤ 補助給水系
 - ・タービン駆動系
 - ・電動系
- ⑥ 換気空調系
 - ・アニュラス空気浄化系
 - ・中央制御室非常用循環系
 - ・安全補機室空気浄化系
- ⑦ ディーゼル発電機
- ⑧ 重大事故等対処設備
- ⑨ その他安全系に関連する動作確認試験全般

(2) BWR/5の例※（炉型によって設備が異なる）

- ① 非常用炉心冷却系
 - ・高圧炉心スプレイ系
 - ・低圧炉心スプレイ系
 - ・低圧注水系
- ② 原子炉隔離時冷却系
- ③ 非常用ガス処理系
- ④ ディーゼル発電機
- ⑤ ほう酸注入系ポンプ
- ⑥ 可燃性ガス濃度制御系
- ⑦ 制御棒動作機能
- ⑧ 残留熱除去系
- ⑨ ディーゼル発電機冷却系
- ⑩ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機冷却系
- ⑪ その他安全系に関連する動作確認試験全般

※ BWR プラント新規制基準認可後に見直す

(3)核燃料施設等の例

- ① 保安規定に基づき保安上特に管理が必要な設備に求められる状態を満足するために実施される定例試験
- ② 自主検査として実施される定例試験

BO1020 設備の系統構成 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開発)

検査分野:「運転管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロで規定されている事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における設備の系統構成の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

系統構成に係る検査の項目には、短期的なリスク変動に対応する標準的な検査と、系統構成の範囲を拡張し関連する系統を包括的に検査する2種類がある。

(1) 標準的系統構成

(2) 包括的系統構成

検査対象は、施設の全てのシステム・機器が対象となるが、検査ではリスク情報を考慮し限られた数の検査対象を選定し、それらの対象についてサンプリングにより検査を実施する。サンプルの選定に際しては、安全系・非安全系の区分にかかわらず、検査実施時点でのシステム・機器の安全重要度を考慮することとし、これを評価する上で、リスク情報を含むプラント情報を活用する。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

検査対象の選定に当たっては、許認可関連文書、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等の活用により、検査対象(サンプル)並びに検査方法等を決定する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象は、プラントの状況を考慮して検査実施の都度を選定する。対象とするサンプルの選定に際して、システム・機器の安全重要度の短期的な変動に着目し、リスク評価での個々のシステム・機器のリスクに対する寄与度の変化、事故シーケンスのリスクに対する寄与度の変化を考慮する。これに必要なプラント情報は、日常的に実施するプラント監視活動に加え、必要に応じて事業者から以下に示す情報を収集する。

収集するデータの例。

- (a) プラント運転状態とこれの対応するリスク情報
- (b) 各システム・機器の状態、信頼性及びリスクに対する寄与度
- (c) リスクの高まりに対応し、事業者が行っている補完的措置
- (d) 運転、試験、保守、改造等系統構成の変更を伴う作業の履歴

b. 上記データに基づき各システム・機器の安全重要度を総合的に評価し、検査対象とするシステム・機器を選定する。なお重要度の評価に際しては、「5.3検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項」を参考にする。

(2) 包括的系統構成確認

システム・機器の安全重要度の短期的な変動以外にも、他の要因(例えば、工学的解析・判断、運転経験、パフォーマンス履歴、運転モード、検査官による監視活動の履歴及び結果)を考慮し、検査対象とするシステム・機器を2つ選定する。なおサンプルの内、1つは異常発生防止の機能又は異常の影響緩和の機能を有する系統を選定する。

4.2 検査の実施

検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

(1) 標準的系統構成確認

a. 検査対象に選定したシステム・機器について、作業に応じて計画された系統構

成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書（許認可関連文書）や運用に関する図書（保安規定、運転手順書など）を参照し、この系統構成がプラントの設計・運用と整合していることを確認する。

b. 現場・中央制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム・機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。同時に、「5.1標準系統構成確認」を参考に、選定したシステム・機器の健全性を確認する。

c. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。

(2) 包括的系統構成確認

a. 包括的系統構成では上記(1)、(a)より確認範囲を広げ、設備が機能するための系統全てを対象範囲にして確認するとともに、電源系、圧縮空気系等の関連する付属設備の系統構成についても確認する。また「5.2 包括的系統構成確認」を参考に選定したシステム・機器の健全性を確認する。その他は上記 b.及び c.と同じ。

(3) 共通事項

検査に当たっては、安全機能を含むプラントの性能を維持・確保するために、システム・機器の系統構成が適切に管理されている必要があることから、以下の点に着目し、事業者がシステム・機器の系統構成を適切に管理していることを確認する。その結果、システム・機器について要求機能を満足しない状態が確認された場合については、その後の事業者の適切な対応を確認する。

a. 計画した系統構成が、安全性・信頼性を確保するための様々な要求事項・前提条件と整合していること

b. 計画した系統構成と計画に基づき実施した後の系統構成が一致していること

c. 系統構成において生じた不適合は、不適合管理により安全上の問題が特定され適切な是正処置が講じられていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 標準的系統構成確認

- a. システム・機器の構成部品(配管、サポート、弁、ポンプ、熱交換器、タンク、電気計装等)に劣化を示す兆候がないか、特に、構成部品の動作原理を踏まえ、発生しうる劣化モードによる外観上の変化がないこと。
- b. 系統構成上、弁の開閉が正しい状態にあること及び弁から漏えいがないこと(発錆、滴下痕等にも注意)。
- c. 弁の開閉状態が、施錠、状態タグ等により正しく維持管理されていること。
- d. システム・機器の状態に応じて必要な電源が確保できるようになっていること。
- e. 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。
- f. 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の関連文書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。
- g. システム・機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態になっていること。
- h. 当該システム・機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。
- i. 計測器の指示値が正常であること。
- j. 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。
- k. 当該システム・機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の阻害、大物の仮置等)がないこと。
- l. 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。
- m. 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統・設備の動作に影響を及ぼさないこと。
- n. 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。
- o. 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。

p. アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。

5.2 包括的系統構成確認

- a. 選定したシステム・機器の機能に影響を及ぼす可能性のある不適合(故障含む)の取り扱いや保守作業が、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。
- b. 一時的な設備変更を含む設計上の問題、代替的な運転操作及び技術検討部門が継続的に取り組んでいる課題について、規制要求及びマニュアルに沿ってかつ適切な技術的検討に基づき、計画・実施されていることを確認する。
- c. 現場・中央制御室における点検や事業者への聞き取りなどを行い、対象システム・機器について、計画された系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成の状態が一致していることを確認する。同時に、「5.2 現場確認を行う際の視点」を参考に、当該システム・機器の健全性を確認する。
- d. 上記の検査行為を通じて、当該システム・機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム・機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。

5.3 検査対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

- a. 各システム・機器の安全重要度に影響する現在のプラント状態について

ある状況において、機器の機能喪失等により特定のシステム・機器の安全重要度が高まる。以下にその例を挙げる。

 - (a) ある安全システムについて、A系統がメンテナンスなどで運転できない状況において、B系統の安全重要度が、通常状態に比較して高まる。
 - (b) PWRのミッドループ運転やBWRの原子炉ドレンといったプラント停止時の水位低下を伴う特殊な運転状況において、冷却材の漏えい等なんらかの事象発生防止の観点から、関連する系統の安全重要度が高まる。
 - (c) プラント停止時には、外部電源喪失の観点で電源系統の安全重要度が高まる。
 - (d) 出力運転中は、燃料被覆管損傷のリスクが高まることからバリア健全性の観点で反応度制御系統の安全重要度は高まる。同時に格納容器隔離機能を有するシステム・機器の安全重要度も高まる。
- b. 系統構成変更に関わる履歴について

系統構成変更時には、ヒューマンエラー等により系統構成に関する問題が発生する

可能性が高まるため、検査対象選定の際に系統構成変更に関わる履歴を調査する。具体的には、試験、保守、改造等の理由から最近、系統構成が変更されたシステム・機器をリストアップし、検査対象選定の際にこれを考慮する。

6. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号

表2 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	標準的系統構成	1年	12以上	80	日常
02	包括的系統構成	1年	2		日常

BO1030 原子炉起動・停止 (案)

1 監視領域

大分類 : 「原子力施設安全」

小分類 : 「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)

検査分野 : 「施設管理」「運転管理」

2 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロで規定される事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のために必要となる措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の施設管理及び運転における原子炉の起動・停止の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の施設管理および運転にかかる活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、施設管理及び運転管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保全の他、運転員等の力量にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

原子炉停止中は、安全上重要な構築物、系統・機器が供用除外されているため、潜在的风险が高くなる場合が生じる他、作業のため系統・機器の構成が通常運転時とは異なる状態になり、運転員・保修員が介入する機会が多くなる。

このため、原子炉停止操作(停止計画含む)から定格出力までの期間における運転操作及作業等に関わる以下を検査対象とする。

- (1) 停止中に行われる安全上重要な活動の適切性
- (2) 安全上及びリスク上重要な系統・機器(特に出力運転中立ち入りできない区域にある系統、機器)の健全性
- (3) 原子炉冷却材水抜きやミッドループ運転中における事業者の活動及びその適切性とリスク管理の状況

なお、検査は余熱除去系(RHR)、原子炉冷却材水抜き中の格納容器の閉止、ミッドループ運転(PWR)、降温/昇温/起動、非常用所内電源/外部電源の利用の可能性、燃料取替作業等に係る潜在的な問題に焦点を当てて行う。

また、燃料取替を伴わない停止においても、停止期間及び作業範囲に応じて、燃料取替関連以外の検査を行う。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表 2 の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

検査に当たっては、許認可関連文書、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、リスク情報等の活用、事業者へのインタビュー等により検査対象並びに検査方法等を定めておく。

4.1 原子炉停止計画

[検査実施]

計画停止の前に、「停止時のリスク管理の計画」がリスク、業界の経験、過去のプラント固有の問題等を適切に考慮していることを確認する。

[検査手引]

- (1) 事業者の「停止時のリスク管理の計画」、関連業界の経験、および過去のプラント固有の問題をレビューし、重要な安全機能の喪失を防止する低減策/手順を定めていることを確認する。
- (2) 事業者が、運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持することを確認する。
- (3) 停止計画が、作業の重複、重量物の取扱い、足場の組立て及び火災や内部溢水の可能性によるリスクを考慮していることを確認する。
- (4) 「停止時のリスク管理の計画」及び該当する運転上の制限に基づき、系統構成が管理されることを確認する。

4.2 停止時

[検査実施]

以下の活動を通じて、事業者が停止時の活動を適切に実施していることを確認する。

- (1) 降温操作の一部を観察し、運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)を遵守していることを確認する。
- (2) 格納容器の開放後、速やかに格納容器内の巡視点検を行う。

[検査手引]

停止後、格納容器の入域が可能となった場合、事業者が安全を確認後、可能な限り速やかに格納容器内の巡視点検を行い、出力運転中立ち入りできない区域の検査を行う。

- (1) 点検に当たっては以下を考慮する。
 - a. 放射線量(ALARA)
 - b. 熱負荷に対する労働安全/個人の安全
 - c. 停止期間
 - d. 停止前の未確認の RCS 漏えい
- (2) 格納容器内の構造物、配管及びサポートに、未確認の RCS 漏えいの可能性を示す漏えい痕や堆積物がないことを確認する。停止中の作業により不明瞭となる可能性のある RCS 漏えいの痕跡(例えば、ホウ酸析出物)がないことを確認する。
- (3) 格納容器再循環サンプルスクリーンに損傷がないこと、異物がないことを確認する。
- (4) サポート、ブラケット、スナバに損傷または変形がないことを確認する。オイルスナバについては、オイルの漏えいがないこと及びオイルリザーバに十分な油が充てんされていることを確認する。
- (5) 問題がより深刻となる可能性のある事象を確認する。これには以下の事象が考えられるが、これに限定されない。
 - a. 格納容器ライナープレートの塗装のはく離と腐食
 - b. 格納容器の換気系及び冷却系からの漏えい
 - c. コンクリート支持構造物のひび割れ
 - d. ケーブル絶縁体の損傷
 - e. 一般異物の存在
 - f. 格納容器内に仮置きまたは保管されている機器で、事業者が把握していない機器の存在

4.3 停止中

[検査実施]

事業者が停止中の操作、作業等の活動を適切に実施していることを確認する。

[検査手引]

- (1) 機器の供用除外中も、事業者が運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持していることを確認する。
- (2) 事業者が「停止時のリスク管理の計画」及び適用される運転上の制限に基づき、系統構成を管理していることを確認する。

4.3.1 隔離作業

[検査実施]

- (1) タグが適切に取り付けられ、または適切に取り外されていることを確認する。
- (2) 関連機器が隔離中の機器の機能をサポートするよう適切に構成されていることを確認する。

[検査手引]

- (1) 液体系のバウンダリの開口部がリスク上重要な機器付近に存在するような隔離作業、電動弁の電源復旧時に不適切な開閉位置となり安全系に悪影響を及ぼす復旧作業などはリスクが高くなる。
- (2) RCS、RHR、または使用済燃料ピットの冷却に影響を与える作業には、特に注意を払うこと。

4.3.2 異物管理

[検査実施]

事業者が適切に異物管理を実施していることを確認する。

[検査手引]

異物管理の実施状況及び記録について確認する。

4.3.3 一次冷却材系の計測設備

[検査実施]

- (1) RCS の圧力、水位及び温度計測設備は、正確に表示するように設置、校正及び構成されていることを確認する。
- (2) これらの計測設備がプラントの状態変化を連続的に監視できることを確認する。

[検査手引]

- (1) 水位計測設備においては、計装配管内で液体または蒸気／気体を閉塞(すなわち、ループシール)させるような計装配管の勾配がないことを確認する。
- (2) 通常運転時と同じ水位計測設備を使用している場合、運転員が温度低下による密度変化の影響を考慮していることを確認する。
- (3) 崩壊熱除去機能喪失による昇温昇圧が、水位計測設備に与える影響を運転員が認識していることを確認する。
- (4) 温度計測設備については、運転員が崩壊熱除去機能喪失による温度指示への影響と、同温度の指示と実際のプラント状態に差が生じる可能性を認識していることを確認する。

- (5) 温度は RHR ループでも測定可能であるが、この場合、RHR 系の停止、バイパスまたは一部バイパスにより、不正確で非保守的な温度指示を招く可能性がある。

4.3.4 電源系統

[検査実施]

電源系統の状態や構成が、運転上の制限及び事業者の「停止時のリスク管理の計画」を遵守していることを確認する。

[検査手引]

非常用所内電源及び外部電源が適切に管理され、事業者の「停止時のリスク管理の計画」の前提条件と一致していることを確認する。

4.3.5 格納容器

[検査実施]

- (1) リスクの高い作業(例えば PWR のミッドループ運転)中において、格納容器貫通部の状態が適切であることを確認する。
- (2) 格納容器貫通部の開放が許可されている期間においては、迅速に閉止できる状況であることを確認する。

[検査手引]

- (1) BWR については、原子炉建屋に対する運転上の制限を遵守していることを確認する。また、格納容器貫通部閉止の手順が定められ、適用可能な場合には、事業者がそれらを使用していることを確認する。
- (2) PWR については、格納容器貫通部の状態が運転上の制限を遵守していること、常に格納容器を閉止状態に維持できることを確認する。

4.3.6 崩壊熱除去系統

[検査実施]

RHR 系のパラメータを観察し、当該系が正常に機能していることを確認する。

[検査手引]

- (1) BWR については、代替崩壊熱除去設備の手順が適切であること、訓練が実施されていることを確認する。
- (2) PWR については、事業者が RHR の代替冷却手段として S/G によるリフラックス冷却に期待している場合、事業者がこの冷却方法の実行可能性を確認していることを確認する。また、以下のことを確認する。

- a. これらの手順が解析により確認され、必要な機器が使用可能であること。
- b. RCS 圧力バウンダリが閉鎖されていること。
(R/V 上蓋、加圧器安全弁、加圧器マンホール、S/G マンホールが取り付けられていること)
- c. S/G2次側の保有水が確保されていること。
- d. サブクール・マージンを確保するため、RCS 圧力制御能力が維持されていること。
- e. S/G への給水が確保されていること。
(電動補助給水ポンプが運転可能であること)
- f. S/G からの蒸気除外能力が確保されていること。
(例えば、主蒸気逃がし弁が使用可能であること)

4.3.7 原子炉冷却材保有水の維持

[検査実施]

保有水補給の流路、系統構成、代替手段が「停止時のリスク管理の計画」と一致していることを確認する。

[検査手引]

- (1) 保有水の喪失をもたらす可能性のある作業に対して、当該可能性を低減するために適切な管理が行われていることを確認する。原子炉冷却材圧力バウンダリの状態により、停止中のリスクが大きくなる可能性がある。
- (2) 保有水喪失の流路の例には、以下が考えられる。
 - a. BWR における RHR のサブプレッションプール水冷却モードのライン
 - b. BWR における SRV 取り外し、自動減圧系の試験、主蒸気隔離弁の作業などを含む主蒸気ライン
 - c. PWR における RHR 系のタイライン弁、シングルチューブシール及び蒸気発生器ノズル蓋
 - d. 圧力容器フランジより低い位置にある接続配管または機器の作業
 - e. 待機中の低圧注水 (LPI) 系トレインの作業や試験、または燃料取替用水タンク (RWST) への戻りラインによる LPI の試験などのインターフェイス LOCA 時の流路
- (3) BWR の場合は、以下のことを確認する。
 - a. 低水位での自動隔離は、運転上の制限の要件に基づき維持されていること。
 - b. 主蒸気ラインプラグが設置され、適切なシールに必要なシステム (例えば、圧縮空気系) が維持されていること。
- (4) PWR において重力注入に期待している場合、十分な広さの開口部が設けられ

ていることを確認する。

- (5) PWR において SG ノズル蓋を取り付ける場合、低温側より取り付ける手順となっていることを確認する。

4.3.8 原子炉冷却材水抜き

[検査実施]

原子炉冷却材水抜き及びミッドループ運転中において、事業者がプラントの状態を安全に管理していることを確認する。

[検査手引]

- (1) 原子炉水位管理を採用している BWR 事業者については、事業者の水抜き時間の計算値とその前提条件をレビューする。原子炉水位と限界水抜き速度がプラントの状態と一致していることを確認する。機器と計測設備が、運転上の制限で要求される系統構成であることを確認する。
- (2) ミッドループ運転中における想定外の状況や緊急操作による運転員の動揺が、RCS 水位維持の操作に及ぼす影響を観察する。
- (3) 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転及び沸騰までの時間が短い他の期間に計画された作業を評価する。
- (4) 以下を確認する：
 - a. 事業者がミッドループ運転の管理方法、運転手順をレビューし、ミッドループ運転の訓練を実施していること。
 - b. 事業者が、手順書を以下の目的に使用していること。
 - ・RCS 水抜き中における予期せぬ RCS 保有水量の変化の特定と RCS ベントパスが適切であることの確認。
 - ・RCS 水抜き中における緊急／異常時の操作
 - c. RCS 温度(高温側)が表示され、定期的に監視されていること。
(通常、少なくとも 2 つの独立、かつ連続した表示)
 - d. RCS 水位が表示され、定期的に監視されていること。
(通常、少なくとも 2 つの独立、かつ連続した表示)
 - e. RCS の不安定な流れが回避されていること。
 - f. RCS に保有水を補給する手段(通常、余熱除去ポンプに加えて少なくとも 2 つの手段)が利用可能であること。
 - g. 主電源が喪失した場合、代替電源から安全系母線に給電するための緊急時の計画が定められていること。
- (5) 崩壊熱除去機能喪失時におけるユニット固有／停止時固有の沸騰時間をレビューする。

- (6) ミッドループ運転時に崩壊熱除去機能が喪失した場合、30 分以内に沸騰する可能性がある。ミッドループ運転中、運転員は崩壊熱除去機能喪失の前に、原子炉容器水位の喪失を防止／緩和する唯一の機能を提供する。プラントの状態に対するオペレータの注意は、崩壊熱除去機能喪失を防止する上で重要である。
- (7) 水抜き中における運転員のパフォーマンスを注意深く観察し、水抜き及びミッドループ運転中は、制御室の活動を頻繁に観察する。
- (8) 想定外の状況や計画外の作業などの通常と異なる状態が、運転員にどのような影響を与えるか観察する。

4.3.9 使用済燃料ピットの冷却

[検査実施]

停止中の作業が、使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応要員の活動に影響を与えないことを確認する。

[検査手引]

以下を確認する。

- (1) 使用済燃料ピット冷却機能喪失時の復旧手順が、実際の熱負荷あるいは同負荷に対して十分な保守性を持つ熱負荷に基づき定められていること。
- (2) 復旧操作で使用する機器は、常に使用可能な状態かつ専用であり、停止中の作業によりその機能及び使用が妨げられないこと。

4.3.10 燃料取替

[検査実施]

事業者が燃料取替作業を適切に実施していることを確認する。

[検査手引]

以下を確認する。

- (1) 燃料の取扱作業(取出し、装荷、検査、 SHIPPING)及びその他の継続中の作業が、保安規定及び承認された手順に基づき実施されていること。
- (2) キャビティシールが適切に取付けられ、試験されていること。また、原子炉キャビティ(PWR)、使用済燃料プールのエリアにおいて、異物管理が維持されていること。
- (3) 燃料取出しから燃料装荷まで、新燃料を含め燃料集合体の位置が記録されていること。核計装(中性子源領域)の計数率が確保され、未臨界状態を監視できるような燃料配置が維持されていること。

- (4) 燃料集合体が「取替炉心の安全性」で確認された所定の位置に装荷されていることを、ビデオの記録または燃料装荷に係るその他の記録により確認する。
- (5) 取り出された燃料集合体は、使用済み燃料プールの所定の位置に保管されていること。

4.3.11 未臨界の維持

[検査実施]

- (1) 運転上の制限に基づき、未臨界が維持されていることを確認する。
- (2) 想定外の反応度変化をもたらす可能性のある作業または SSC が特定され、事業者がそれに応じて適切に管理していることを確認する。

[検査手引]

- (1) PWR については、事業者がほう素希釈の可能性のある流路に対して、適切に管理していることを確認する。
- (2) 事業者が、燃料取替中に炉心領域が中性子源モニタによる早期検出なしに、臨界近接が生じるような燃料集合体の不適切な配置を防止するため、適切に管理していることを確認する。

4.4 起動時

以下の活動を通じて、事業者が適切にプラントの起動操作を実施していることを確認する。

4.4.1 昇温と起動

[検査実施]

事業者が運転上の制限、許認可条件及び運転モードまたはプラント系統構成の変更の前提条件となるその他の要件、管理手順を満たしていることを確認する。

[検査手引]

- (1) 炉物理試験の結果をレビューし、炉心の運転特性が設計予測値と一致していることを確認する。
- (2) 該当する運転モードへ移行する前に、事業者が運転上の制限に係る RCS 漏えい率の要件を満たしていることを確認する。
- (3) 格納容器の貫通部及び隔離弁の状態をレビューし、該当する運転モードへ移行する前に、事業者が格納容器の健全性を確保していることを確認する。
- (4) 事業者がプラントのリスクを適切に考慮し、管理していることを確認する。

4.4.2 格納容器の閉止

[検査実施]

格納容器が閉止される前に格納容器内の巡視点検を行う

[検査手引]

- (1) 起動工程に影響を与えないよう、事業者が格納容器の閉止時期を確認し巡視点検を行う。
- (2) 格納容器内の巡視点検により、以下を確認する。
 - a. 漏えいの兆候がないこと。特に、作業が行われた区域に対しては注意を払うこと。
 - b. 格納容器再循環サンプルスクリーン(PWR)、非常用炉心冷却システムストレーナ(BWR)の機能に影響を与えるような異物がないこと。
 - c. 作業用のタグが適切に取り外されていること。
 - d. 蓄圧タンク等の静的機器に、明らかに損傷の徴候がないこと。

4.5 問題点の特定と解決

- (1) 事業者が原子炉の起動停止及び停止中の活動に関する問題点を適切な初期段階で特定し、是正措置プログラムが実施されていることを確認すること。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要となる措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	原子炉起動停止	原子炉の停止毎	1	75	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	原子炉起動停止	原子炉の停止毎	1	75	日常

BO1040 動作可能性判断及び機能性評価 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)

検査分野:「運転管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 4 号ロで規定されている事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における安全設備の動作可能性判断及び機能性評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

構造物、系統及び機器(以下、「SSC」という)において、劣化の評価又は不適合状態の判断及び是正処置が不適切であると、事故時の要求基準を満たさない状態で運転されるおそれがある。このような潜在的リスク増加が発生しないよう、当該 SSC は事故時の要求基準を満たすことが適切に証明されなければならない。本検査では SSC の動作可能性又は機能性の判断・評価が適切で、安全機能が許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)の基準に適合し維持されていることを確認する。

3.1 検査対象

SSCの動作可能性^{*}及び機能性に係る劣化の評価又は不適合状態の判断並びに是正処置の適切性を確認するものとし、以下を検査対象とする。なお、サーベイランス試験の合否判定は検査対象になる。

(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価

※動作可能性のことを「オペラビリティ」ともいう。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査対象の選定

選定に当たっては、運転員の活動状況及び不適合の是正処置等を調査するとともにウォークダウン等によりSSC周辺の雰囲気・状態、一時的な工事等による悪影響の有無を観察し、リスク情報等を踏まえ検査対象並びに検査方法等を決定する。

また、SSCに関連する不適合及び機器等の劣化傾向がサーベイランス試験に与える影響を調査し、多角的な観点からサーベイランス試験の適合判定の適切性を確認する。なお検査対象は必要に応じ過去のサーベイランス試験の結果を選定しても良い。

4.2 検査実施

検査の実施に当たっては、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

(1) リスク上重要なSSCに係る動作可能性判断及び機能性評価

- a. 事業者の動作可能性判断や機能性評価の技術的妥当性をレビューし、正当だと証明されていることを確認する。
- b. 動作可能性や機能性の評価が代替措置に関連している場合、
 - (a) 代替措置が実施され、目的通りに機能し、そうした措置が原因で系統運転が設計基準外となることがなく、適切に制御されていることを確認する。
 - (b) 代替措置を実施しても認可修正の必要がないことを確認する。
- c. 動作可能性や機能性が正当だと証明されていない場合、保安規定の運転制限条件(LCO)に及ぼす影響の判断など、適切な措置が講じられていることを確認する。
- d. サーベイランス試験の合否判定については、SSCに関連する不適合の有無に拘わらず以下の観点で判定の適切性を確認する。
 - (a) 事故時を想定した条件になっているか
 - (b) 事前に行われる操作は、事故時操作手順ではなく試験に適合するために行う調整運転(プレコンディショニング)に当たらないか
 - (c) SSCに対して運転員が行う許容された何らかのメンテナンス等の行為は、事故時にも対応できるか、対応不可な場合でもSSCは動作可能性で健全性が担保できるか
 - (d) 合格の判定に妥当性が証明できていない経験値等を用いていないか

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査対象選定の際のリスク情報活用に係る留意事項

検査官は、どの動作可能性判断や機能性評価を選択して検討すべきか判断するため、リスク情報を活用した知見を、技術解析と判断、運転経験など他の要因と共に適用する。劣化・不適合状態に対し動作可能性判断や機能性評価が必要か判断するため、動作可能性判断や機能性評価の選択は、運転員引継日誌、不適合管理票、作業票などのプラント状態関連文書を検査官がレビューして行う。

5.2 検査に係る留意事項

- (1) リスク上重要なSSCに関わる動作可能性判断及び機能性評価
 - a. 劣化・不適合状態が特定されると、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能を実施する能力が疑問視される可能性がある。劣化状態とは、SSCやその機能的能力に関する認定が低下している状態である。劣化状態には、故障、機能不全、不備、逸脱、資材や設備の欠陥などがある。
 - b. 系統の能力を低下させる状態には、経年劣化、侵食、腐食、不適切な操作、不適切な保守などがある。不適合状態とは、SSCが許認可基準を満たさない状態や、不適切な設計、試験、建設、改修などの要因により性能が低下している状況である。
 - c. 事業者は、劣化・不適合状態の影響を評価する際、こうした状態を解決する最終的な是正処置が完了するまで、暫定的な措置として代替措置を実施することを決定する場合があるので注意する。
 - d. 動作可能性とは、許認可関連文書(設置(変更)許可申請書、工事計画認可申請書等)に記載される安全系のSSCが所定の安全機能を実施する能力を指す。動作可能性判断プロセス内で検討されるSSCの範囲は以下である。
 - (a) 許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSC(こうしたSSCは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている他のSSCに必要な支援機能を実施することがある)

- (b) 許認可関連文書により動作可能であることが明確に義務付けられていないが、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられているSSCに必要な支援機能を実施するSSCである。
- e. 動作可能性判断プロセスは、許認可関連文書により動作可能であることが義務付けられている特定のSSCで劣化・不適合状態が特定された際や、必要とされ関連する支援機能で劣化・不適合状態が特定された際、許認可関連文書への適合に関してSSCとその支援機能の動作可能性を評価するために使用される。
- f. 機能性とは通常、許認可関連文書に記載されないSSCが許認可基準に定められた機能を実施する能力を指す。許認可基準の機能は、許認可関連文書で管理されるSSCに対し、必要とされ関連する支援機能を実施することもある。機能性評価は、許認可関連文書に記載されていないが、SSCの有効性と信頼性を確実に維持するためにプログラム制御が必要なSSCに対して実施すべき事項である。
- g. 機能性は是正処置プロセスなどプラントの他のプロセスにより評価、文書化される。機能性評価の適切な深度を判断する際、安全重要度を考慮するのは妥当である。また、機能していないSSCが、他の規制要件(全交流電源喪失、ATWS、耐環境性認定、保守規則など)への適合に及ぼす影響も判断すべきである。さらに、SSCが機能していない時には、事業者の他のプロセスやプログラム(有効性、保守規則、報告義務など)を考慮することが必要な場合がある。
- h. 動作可能性や有効性が保証され、確認されないリスク増加が発生しないよう、迅速な動作可能性判断や機能性評価が正当だと証明されているか判断するために、事業者がリスク上重要なSSCに対して行う動作可能性判断や機能性評価をサンプリングにより確認する。また、検査では、プラントの問題や事象に関連する動作可能性や機能性の懸念が特定されているかも判断すべきである。検査官は、以下の側面を検討すべきである。
- (a) 選択した動作可能性判断や機能性評価で、予想される原因、状態の程度、関連するSSCの所定の安全機能や許認可基準の機能に及ぼす悪影響が適切に検討されている。レビューの際には、許認可関連文書等を参照すること。
- (b) 狭い焦点や保守的でない仮定により、SSCが所定の安全機能や許認可基準の機能すべてを実施する能力を維持しているという根拠が損なわれないようにするため、事業者が状態の顕著な兆候の先を読んでいる。
- (c) 事業者が、評価中のその状態に対して、他の状態や、それらの状態が代替措置に及ぼす影響を考慮している。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号及び第 18 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	動作可能性判断及び機能性評価	1年	15	135	日常

BO1050 取替炉心の安全性 (案)

1 監視領域

大分類 :「原子力施設安全」

小分類 :「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉)

検査分野 :「運転管理」

2 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の運転における取替炉心の安全性の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される運転に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3 検査要件

3.1 検査対象

原子炉設置(変更)許可申請の審査においては、初装荷炉心のみならず取替炉心も含めて当該原子炉の安全性が確保されることを確認しているが、取替炉心の安全性確認のための炉心パラメータの一部は原子炉の運転履歴及び燃料配置等に依存する。

このため、運転開始後においても、取替炉心ごとに原子炉設置(変更)許可申請審査段階において確認された安全に係る諸基準を満足していることを再確認するため以下を検査対象とする。

(1) 当該運転サイクルにおける取替炉心の安全性評価の適合性

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4 検査手順

4.1 PWR前サイクル炉内出力分布測定の結果等

PWRにおいては、当該サイクル取替炉心の安全性評価結果の確認の前に、前サイクルの炉内出力分布測定の結果等から以下を確認することにより、今サイクルの取替炉心の安全性評価に用いた炉心設計手法の妥当性を確認する。

- (1) 臨界ボロン濃度の測定値と予測値の差が、運転上の制限を満足していること。
- (2) 熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。
- (3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{N\Delta H}$ の測定値が、運転上の制限を満足していること。

4.2 取替炉心設計の前提条件

取替炉心を設計する際の前提条件となる以下を確認する。

- (1) 燃料集合体外観検査(定期事業者検査)の結果を踏まえ、使用可能な燃料を用いて装荷パターンが組まれていること。
- (2) 解析の評価期間が、最新の運転計画に基づき適切に設定されていること。
- (3) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているものを使用していること。

4.3 取替炉心の安全性評価結果

取替炉心毎に実施した反応度停止余裕等の安全性評価結果が、原子炉設置(変更)許可申請書の添付書類八及び添付書類十に記載する許可基準に適合していることを確認する。適合性の確認は以下の判断方法に基づいて確認する。

- (1) 設計の入力条件に対する適合性

例としてBWRの設計スクラム反応度曲線のように、原子炉設置(変更)許可申請の安全解析で使用している設計の入力条件(設計曲線)と比較し、評価結果である反応度曲線が安全側にあること。
- (2) 制限値に対する適合性

燃料集合体最高燃焼度等のように、原子炉設置(変更)許可申請書に記載された制限値を満足していること。

4.4 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期

間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が過去に検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5 検査手引

5.1 PWR取替炉心

取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、事業者の炉内出力分布測定の結果等の適切性及び取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。

5.1.1 炉内出力分布測定の結果等

(1) 臨界ボロン濃度

燃焼に伴う炉心設計の妥当性を確認する観点から、直接炉心反応度を表す指標である臨界ボロン濃度を対象として、その値が測定値と予測値とで乖離していないことを確認する。

制限値としては、工学的判断として $1\% \Delta k/k$ 相当である 100ppm 以内を運転上の制限として設定している。

(2) 熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$

燃料中心温度が通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料ペレットの溶融点未満になるように、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比である $F_Q(Z)$ に運転上の制限を設定している。

(3) 核的エンタルピ上昇熱水路係数 $F_{\Delta H}^N$

最小 DNBR が許容限界値以上になるように、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である $F_{\Delta H}^N$ に運転上の制限を設定している。

5.1.2 安全性評価における前提条件

(1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒の引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。

(2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているものを使用していること。

5.1.3 安全性評価結果

PWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置(変更)許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。

- ① 反応度停止余裕
- ② 最大線出力密度
- ③ 燃料集合体最高燃焼度
- ④ $F^{N_{XY}}$
- ⑤ 減速材温度係数
- ⑥ 最大反応度添加率
- ⑦ 制御棒クラスタ落下時のワース及び $F^{N_{\Delta H}}$
- ⑧ 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q

上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。

(1) 反応度停止余裕

- a. 最大反応度価値をもつ制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合でも、炉心を未臨界にし、かつ十分な反応度停止余裕を確保するよう設計されている。
- b. 安全停止は高温状態を前提としているため、1 次冷却材温度が低下し、反応度が添加される「2 次冷却系の異常な減圧」と「主蒸気管破断事故」の初期条件である高温停止状態の未臨界度として設定している制限値を満足していることを確認する。
- c. 反応度停止余裕は、次式で求められていることを確認する。

$$\text{反応度停止余裕} = \text{制御棒クラスタの反応度}^{*1} - \text{所要制御反応度}^{*2}$$

※1: 最大反応度効果を持つ制御棒クラスタ 1 本が全引抜き位置のまま挿入できないものとし、さらに設計裕度 10%を引いた値。

※2: 所要制御反応度については、十分な設計裕度をもつよう設定された原子炉設置(変更)許可申請書記載の値を用いる方法とサイクル毎に再評価する方法がある。

(2) 最大線出力密度

- a. 「異常な過渡変化」及び「事故事象」の初期条件は、全て通常運転状態である。この通常運転状態での炉内出力分布は、熱流束熱水路係数 $F_Q(Z)$ で制限されている。したがって、定格出力時の最大線出力密度が、この $F_Q(Z)$ を線出力密度に換算した値以下であることを確認する。
- b. 最大線出力密度は、次式で求められていることを確認する。

$$\text{最大線出力密度} = \text{熱流束熱水路係数 } F_Q \times \text{平均線出力密度}$$

[1,2 次元合成法]

$$F_Q = \text{Max}\{F^{N_{XY}}(Z) \times P(Z)\} \times F^{N_U} \times F^{E_Q}$$

ここで、 $F^{N_{XY}}(Z)$: 水平方向ピーキング係数

$P(Z)$: 炉心平均軸方向相対出力

F^{N_U} : 核的不確定性因子

F^{E_Q} : 工学的熱流束熱水路係数

[3次元解析法]

$$F_Q = \text{Max}\{F^{CAL_Q}\} \times F^{N_U} \times F^{E_Q}$$

ここで、 F^{CAL_Q} : 炉心3次元ピーキング係数

F^{N_U} : 核的不確定性因子

F^{E_Q} : 工学的熱流束熱水路係数

なお、他の因子も考慮し、より安全側に評価している場合もある。

(3) 燃料集合体最高燃焼度

- a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計の解析が行われ、燃料の健全性を確認している。
- b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度(制限値)を超えていないことを確認する。

(4) $F^{N_{XY}}$

- a. 通常運転時および異常な過渡変化時に、最小 DNBR に対する制限を超えるような出力分布が起こらないように設計されている。
- b. DNBR 評価の基本となる出力分布データは、核的エンタルピー上昇熱水路係数 $F^{N_{\Delta H}}$ と軸方向出力分布 $P(Z)$ であるが、 $P(Z)$ については、通常運転時にアクシシャルオフセット一定運転(CAOC 運転)により基準値を担保している。
- c. 取替炉心設計では、 $F^{N_{\Delta H}}$ に比例する $F^{N_{XY}}$ が制限値を満足していることを確認する。

(5) 減速材温度係数

- a. 減速材温度低下による反応度添加が問題となる事象の安全解析には下限値を用い、他の事象の安全解析には零を用いている。ただし、「原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き」に対する安全解析には上限値を用いている。
- b. 減速材温度係数が安全解析で用いる設計入力の範囲内にあることを確認する。

(6) 最大反応度添加率

- a. 2つの制御棒クラスタバンクが最大速度で同時に引き抜かれると仮定(単一故障を考慮)した事象における解析入力値を制限値としており、制御棒クラスタ駆動

装置の同時動作可能なものとしては、A、CバンクのいずれかとB、Dバンクのいずれかの2バンクであるため、D、Cバンク/C、Bバンク/B、Aバンク/A、Dバンクの組合せの同時引抜きそれぞれにおいて、制限値を満足していることを確認する。

(7) 制御棒クラスタ落下時のワース及び $F_{N\Delta H}$

- a. 運転時の異常な過渡変化のうち、制御棒クラスタ1本が引抜き位置から炉心内に落下する事象に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。
- b. 本事象は、制御棒クラスタが落下すると炉内出力分布が悪化し、さらに減少した原子炉出力を補償する為に他の制御棒クラスタが引抜かれ原子炉の安全余裕が減少することを考慮したものである。

(8) 制御棒クラスタ飛出し時のワース及び F_Q

- a. 事故解析のうち、炉心への正の反応度が大きくかつ速い事象として、通常運転時に制御棒クラスタ1本が飛び出す事故、すなわち飛び出し事故に対する安全解析の入力値である制限値を満足していること。
- b. 事故解析の代表点と同じサイクル初期および末期で、全出力および零出力とした計4点での評価値が制限値を満足していること。

(9) その他

- a. 上記の炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置(変更)許可申請時等の基準に適合することを確認する。

5.2 BWR取替炉心

取替炉心の安全性に係る事業者の評価結果の検査の実施にあたっては、以下の留意事項を考慮して、取替炉心の安全性評価結果の制限値等への適合性を確認する。

5.2.1 安全性評価における前提条件

- (1) 解析の評価期間は、運転計画に基づく発電機の並列から解列までの期間を定格出力で原子炉を運転するとして評価する等、制御棒引抜き(原子炉起動)から全挿入(原子炉停止)までのサイクル燃焼度を満足していること。なお、評価期間としたサイクル燃焼度を超えて運転を行う場合には、そのサイクル燃焼度を超える前に、取替炉心の安全性評価を再度行わなければならない。
- (2) 評価手法及び計算コードは、原子炉設置(変更)許可申請書、トピカルレポート等で妥当性が確認されているものを使用していること。

5.2.2 安全性評価結果

BWR 取替炉心の安全性に関する以下の炉心特性パラメータの評価結果について、原子炉設置(変更)許可申請書に記載された制限値等を満足していることを確認する。

- ① 反応度停止余裕
- ② 最大線出力密度
- ③ 最小限界出力比
- ④ 燃料集合体最高燃焼度
- ⑤ 核熱水力安定性(チャンネル水力学的安定性, 炉心安定性及び領域安定性)
- ⑥ スクラム反応度曲線
- ⑦ 制御棒の最大反応度価値
- ⑧ ホウ酸水注入時の実効増倍率

上記の炉心特性パラメータについて、以下に具体的な確認方法を記す。

(1) 反応度停止余裕

全制御棒が全挿入された状態において、最大反応度価値をもつ制御棒 1 本 (ABWR にあつては同一水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本) が全引抜きにされた状態における炉心の未臨界度を反応度停止余裕といい、その設計目標を $1.0\% \Delta k/k$ 以上にして炉心が設計されている。

- a. 当該取替炉心のサイクル初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても反応度停止余裕は設計目標を満足していることを確認する。
- b. 反応度停止余裕が最小となるのは、一般的に炉心が冷温(20°C)状態にある場合であるが、状態によってはそれより高温(60°C 等)の場合もありえることから、複数の温度状態で評価し最も厳しいものを選択していることを確認する。
- c. 冷温時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。

(2) 最大線出力密度

- a. 最大線出力密度とは、出力運転中における燃料棒単位長さ当たりの熱出力 (kW/m)の最大値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に線出力密度が運転制限値^{*}を超えないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。

※ 出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、被覆管と燃料ペレット間の相互作用による被覆管の円周方向平均 1%塑性ひずみが生じない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。

- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても最大線出力密度が運転制限値を超えないことを確認する。

- c. 最大線出力密度は、制御棒パターンの変更で出力分布が変化する影響を受けることから、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。
- d. 熱出力、炉心流量、制御棒パターン等の解析条件の妥当性を確認する。
- e. 出力運転時において設定した炉心計算コードの臨界固有値の適切性を確認する。

(3) 最小限界出力比

- a. 最小限界出力とは、出力運転中の燃料において沸騰遷移が起こり始める出力(限界出力)と実際の出力との比の最小値をいい、取替炉心においては、通常の運転中に最小限界出力比が運転制限値*を下回らないよう、燃料配置、制御棒パターン等が最適化設計される。

※ 出力運転時に異常な過渡変化が生じても燃料棒の健全性が維持され、炉心内の 99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさない値。事故時解析等の安全解析の初期条件に使用される。

- b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても最小限界出力比が運転制限値を下回らないことを確認する。なお、運転制限値は燃料タイプ毎に異なり、サイクル末期近傍で値が変わるので注意する。
- c. 最小限界出力比は、制御棒パターンの変更により出力分布が変化する影響を受けるので、制御棒パターン変更時の燃焼度点でも評価されていることを確認する。
- d. 熱出力、炉心流量、解析燃焼度点、制御棒パターン等の解析条件は前記(2)と同一であることを確認する。

(4) 燃料集合体最高燃焼度

- a. 燃料の設計燃焼度は、種々の原子炉での燃料の使用状態を十分包絡するよう設定されており、この燃焼度を入力条件に燃料の熱・機械設計解析が行われ、燃料の健全性を確認している。
- b. したがって、サイクル末期における燃料集合体タイプ毎の燃料集合体最高燃焼度が、設計燃焼度(制限値)を超えていないことを確認する。
- c. BWR 炉心は、制御棒パターン等で出力分布の影響を受けるので、評価するサイクル末期は前記(2)で評価した解析条件(制御棒パターン等)に基づいていることを確認する。

- (5) 核熱水力安定性(チャンネル水力的安定性, 炉心安定性及び領域安定性)
- a. 核熱水力安定性とは、ボイド率等の変化 で時間遅れを伴う反応度のフィードバックにより出力又は流量の振動が生じる現象をいう。
 - b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においても、安定性解析の評価結果が限界基準(減幅比が1未満)を満足することを確認する。
 - c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件(制御棒パターン等)に基づいていること、出力・流量は安定性が厳しくなる条件で評価していることを確認する。
- (6) スクラム反応度曲線
- a. スクラム反応度とは、原子炉スクラム時の制御棒挿入により投入される反応度の中で、制御棒の挿入量と投入反応度の関係を示したものをスクラム反応度曲線という。プラントの安全解析では、燃焼に伴うスクラム反応度曲線の劣化等を考慮し、評価が保守的になるように設計スクラム反応度曲線を設定し、プラントの冷却材圧力バウンダリや燃料の健全性を確認している。
 - b. 当該取替炉心の初期から末期までの運転期間中、どの燃焼度点(解析評価点)においてもスクラム反応度曲線は安全解析で使用している設計スクラム反応度曲線を上回っていることを確認する。
 - c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件(燃焼度、制御棒パターン等)に基づいていることを確認する。
 - d. スクラム反応度は出力分布に依存することから、適切な出力分布を用いて評価していることを確認する。
- (7) 制御棒の最大反応度価値
- a. 原子炉起動時の制御棒は、制御棒を複数のグループに分け、定められた引抜き操作手順に従い順次グループ毎に引抜かれる。制御棒の最大反応度価値とは、各グループの中で1本全引抜きにした場合の反応度価値が最も大きいものをいう。
 - b. 原子炉起動時の制御棒引抜き手順は、引抜く制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析で使用する値より小さいことを前提にしているため、そのことを解析的に確認しておく必要がある。
 - c. このため、冷温状態から炉出力約10%までの炉心状態に応じて適切な減速材温度、制御棒密度の条件の下で評価され、各グループ内制御棒の最大反応度価値がプラントの安全解析の入力条件に用いられている値より小さいことを確認

する。

- d. 解析で前提とした制御棒のグループ分けが、実際の起動時に適用されていることを確認する。

(8) ホウ酸水注入時の未臨界性

- a. 原子炉停止系の設計においては、運転状態から炉心を臨界未満にし、それを維持できる二つの独立した系を有することが要求されている。BWR においては制御棒挿入系とホウ酸水注入系が設けられており、ホウ酸水注入系は、制御棒が挿入不能な場合においても炉心を臨界未満に維持できるように設計してある。
- b. ホウ酸水の注入による炉心の未臨界性評価については、注入時の中性子実効増倍率を計算し、炉心が冷温状態から高温状態にあっても、炉心を臨界未満にできる負の反応度投入能力を有することを確認する。
- c. 炉心状態は、前記(2)で評価した解析条件(燃焼度、制御棒パターン等)に基づいていること、ホウ酸水濃度は適切な希釈率を用いていること等、解析条件が妥当であることを確認する。

(9) その他

- a. 上記炉心特性パラメータ以外に新たなパラメータを評価している場合には、評価条件、評価結果等が原子炉設置(変更)許可申請時の基準に適合することを確認する。

6 参考資料

- (1) 取替炉心検討会報告書(昭和 52 年 5 月 20 日 原子炉安全専門審査会)
- (2) 「取替炉心毎の安全性確認」について 答申書(昭和 58 年 11 月 (社)火力原子力発電技術協会)
- (3) JEAC4211-2013「取替炉心の安全性評価規程」(平成 25 年 6 月 10 日日本電気協会)

7 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1:関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号

表2 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	取替炉心の安全性	燃料取替毎	1	45	チーム

BO0060 燃料体管理(運搬・貯蔵) (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「閉じ込めの維持」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「閉じ込めの維持」(貯蔵、使用)

検査分野:「運転管理」「放射線管理」「作業管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、原子力施設の工場又は事業所において行われる運搬及び貯蔵等における燃料体管理の活動状況を確認する。また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 4 号ハで規定される事項(法第 59 条第 1 項に規定する保安のために必要な措置のうち、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則に定める技術上の基準に係る部分に係る措置)の実施状況(新燃料及び使用済燃料の運搬に係る事項に限る。)を確認する。

上記事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の工場又は事業所において行われる運搬及び貯蔵等に係る活動状況の確認と併せて行う。また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に関する規則条項で規定される燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理、放射線管理、作業管理の検査分野における体制、訓練・教育及び設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

事業者が、新燃料又は使用済燃料を原子力施設内に搬入し原子力施設外に搬出するまでの間、燃料を安全に輸送し、貯蔵していること及び燃料に係る事業者の活動により、放射性物質が閉じ込められ、燃料が臨界に達するおそれがないこと等を確認するため以下を検査対象にする。

- (1) 表1に示す原子力施設から燃料を搬出する際の輸送物としての発送前検査。
- (2) 表1に示す原子力施設における、新燃料及び使用済燃料の搬出入、燃料の事業所内運搬(号炉間輸送含む)及び燃料の取扱作業(貯蔵施設への移動等)。また、貯蔵施設における燃料の臨界管理等の燃料の貯蔵管理。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

検査対象の選定に当たっては、許認可関連文書、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象の選定並びに検査方法等を決定する。

4.1 検査前準備

検査前には、これまでの実施した記録や関連する不適合等必要な情報を入手して内容を確認するとともに、ウォークダウンによる燃料体、使用機器及び周辺環境等の状態観察及び関係者へのインタビュー等により以下を確認していく。

- (1) 手順書が適切であること。
- (2) 燃料の運搬、取扱い、貯蔵(以下「運搬等」という。)に必要な準備が整っていること。

4.2 検査実施

検査の実施に当たっては、ウォークダウン及び関係者へのインタビュー等により以下を確認していく。

- (1) 輸送物の発送前検査において、法令、手順書などの要求事項などにに基づき適切に実施されていること。
- (2) 新燃料の搬出入、使用済燃料の搬出入、燃料の事業所内運搬(号炉間輸送含む)及び燃料の取扱作業(貯蔵施設への移動等)、並びに貯蔵施設における燃料の臨界管理等の燃料の貯蔵管理が、適切な設備、要員、体制等で実施され、適切に測定、異常の検知等が実施されていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備

検査前においては、必要に応じて燃料管理の担当課及び設備保守担当課の会議の傍聴、関係者への聴取等により関連する情報を入手し、以下の視点で実施体制等を確認する。

(1) 燃料の運搬

- a. 実施体制については、文書等により責任と権限が明確にされた力量のある作業員（燃料取扱設備、放射線計測器等に対する知識・技能を有する）が配置されていることを確認する。
- b. 使用済燃料の管理番号を確認し、照射履歴（燃焼度、冷却期間）が追跡できるように整理していることを確認すること。

(2) 燃料の取扱作業及び貯蔵

- a. 燃料の取扱作業の実施体制については、文書等により責任と権限が明確にされた力量のある作業員（クレーン運転者は有資格者である等）が配置されていることを確認する。
- b. 燃料取扱設備の準備、使用済燃料ピットエリアモニタ等の放射線監視装置の準備等、燃料の取扱作業に必要な設備及び計測器の準備が完了していることを確認する。
- c. 燃料取扱いに必要な換気空調設備（アニュラス空気浄化設備（PWR）、非常用ガス処理系（BWR）、中央制御室非常用循環設備等）が動作可能な状態であることを確認する。
- d. 作業区域は出入管理され、使用済燃料ピット、検査ピット等周辺は落下防止、異物混入防止対策がなされていることを確認する。

5.2 実施中の着眼点

燃料の運搬等においては、手順書の遵守、操作の的確性等が適切であるかどうか、以下の視点で、事業者の活動を直接的に観察する。

(1) 燃料の運搬

- a. 燃料を事業所外へ搬出する場合には、輸送物が法令の要求を満足しているかについて確認する(発送前検査)。
- b. 放射線測定器の校正記録を確認する。
- c. 輸送容器の表面線量当量率及び表面汚染密度、標識が法令の要求を満足していることを確認する。
- d. 運搬中の輸送物の移動、転倒等の防止措置、運搬経路への標識の掲示、法令に定める危険物との混載防止、見張り人の配置、保安の監督を行う者の同行等、事業所内における運搬の方法について確認する。
- e. 燃料が臨界に達しない措置を講じていることを確認する。
- f. 機器操作、表示・指示値の視認と記録、関係者への伝達等、作業員が社内規定どおりに実施していることを確認する。
- g. 燃料の運搬等は定められた体制の下で技術上の基準を遵守し、作業・連絡等が確実に行われていることを確認する。

(2) 燃料の取扱作業及び貯蔵

- a. 燃料の取扱いは、燃料取扱棟クレーン、使用済燃料ピットクレーン等適切な燃料取扱設備を用い、力量のある作業員が的確に操作していることを観察する。
- b. 燃料が新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットの貯蔵施設の所定の位置に移動していることを確認する。この際、燃料の配置制限がある場合は併せて、制限を満足しているかを確認する。
- c. 燃料の貯蔵施設において、貯蔵上の注意事項が掲示されていることを確認する。
- d. 燃料の貯蔵設備が健全であり、燃料が所定のラックに収められ、燃料の貯蔵施設が臨界に達しない措置が講じられていることを確認する。
- e. 使用済燃料ピットの水位(照射済燃料の移動時)及び水温が制限値を満足していることを確認する。
- f. 燃料の貯蔵体数が、燃料の貯蔵設備における容量を満足していることを確認する。また、燃料の配置制限がある場合は併せて、制限を満足しているかを確認する。
- g. 破損燃料について、必要に応じ破損燃料格納容器等に収納される等、識別され管理されているか確認する。

- h. 燃料の貯蔵施設における異物混入防止の管理が適切に行われていることを確認する。
- i. 輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵においては、キャスクの表面損傷状況、固縛状況等の外観検査が行われていることを確認する。
- j. 燃料移動作業に立会うことが不可能な場合は、最終的な燃料の装荷位置の検証、それぞれの記録のレビュー及び、直近の燃料移動作業に携わった従事者へのヒアリング等による検査も有効なものとする。
- k. 燃料の装荷位置は、事業者があらかじめ計画した炉心配置計画書と一致しているかを確認する。
- l. 安全な燃料の取扱いにおいて、燃料が損傷していないことを事前に確認していること又は移動中に損傷しないための処置が講じられていること、臨界事故が発生しないための処置が講じられていること、放射線及び汚染ハザードが最小限となる処置等が講じられていることを確認する。
- m. 事業者は、燃料取替、燃料シャッフリング及び燃料検査時に、保安規定及び適用される手順書に従って、燃料を取扱っていることを確認する。
- n. 関係者が訓練を受け、その作業内容を理解していることを確認する。特に、安全上の潜在的リスクが存在する場合は想定外の事態に備えた予行演習を行っておく必要がある。予行演習には、通常、事故の防止又は緩和に必要な措置が含まれる。

5.3 その他留意事項

(1) 発送前検査が行われる場合の対応

使用済燃料及び新燃料を原子力施設外に運搬する場合には、法定基準を満足する形での測定や、保安規定を遵守した活動が実施されていることを確認する必要がある。このため、発送前検査が行われる際には、その都度(1日～2日程度)、当該運搬等について以下の項目を確認するとともに、これらの確認結果はその後実施される運搬確認のチーム検査に活用する。

(確認項目)

- ① 発送前検査(外観、表面線量、収納物、重量、気密漏洩検査等)の状況。
- ② 測定装置の校正及び点検の記録。

6. 参考資料

- (1) 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第88条及び第89条	第92条第1項第13号又は第3項第12号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条及び第84条	第87条第1項第13号又は第3項第13号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第12条及び第13条	第15条第1項第12号又は第2項第12号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第14条及び第15条	第17条第1項第11号又は第2項第13号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の6及び第7条の7	第8条第1項第11号又は第2項第13号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第34条	第37条第1項第11号又は第2項第10号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の10及び第2条の11の11	第2条の12第10号又は第2項第12号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第26条及び第69条
研究開発段階発電用原子炉施設	第25条及び第68条
試験研究用等原子炉施設	第25条, 第26条, 第59条で準用する第25条及び第26条並びに第70条で準用する第25条及び第26条
再処理施設	第4条, 第18条, 第19条及び第42条
加工施設	第4条, 第16条, 第17条及び第32条
使用済燃料貯蔵施設	第5条, 第15条及び第16条
使用施設等	第4条及び第18条

表3 検査要件まとめ表

本検査はユニットを対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	15	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

02 研開炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	15	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

03 試験炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	5	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

04 再処理

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	15	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

05 加工

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	10	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

06 貯蔵

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	5	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

07 使用（政令該当）

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	発送前検査	発送前検査の都度	申請の都度	5	チーム* ²
02	燃料の運搬等	1年	1		日常

*1:項目01は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

BO1070 運転員能力 (案)

1. 監視領域

大分類 :「原子力施設安全」

小分類 :「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」

「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉)

検査分野 :「運転管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される原子力施設の運転における運転員能力の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される原子力施設の運転に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、運転管理の検査分野における体制、訓練・教育に関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

運転員の能力が劣化すると、起因事象の原因となるヒューマンエラーの増加及び事象後に適時正しい緩和措置を講じる際のヒューマンエラーのリスクが増加する。また運転員のヒューマンエラーは、バリア健全性や緊急時対応準備にも影響を及ぼす可能性がある。したがって、運転員能力に関与する以下を検査対象にする。

- (1) 中央制御室・現場での運転員の活動状況
- (2) 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況
- (3) 運転責任者認定試験の適切性

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表 2 の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

検査に当たっては、事業者等のマニュアル、訓練計画、不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウン、インタビュー、リスク情報等を活用しサンプリングにより検査対象並びに検査方法等を決定し運転員の能力を確認する。

4.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況

- (1) 検査実施前に、運転員の活動に係る事業者の方針を確認しておくものとする。
- (2) 検査官は、検査前に関連した注意事項や制限も含めて手順書を理解しておかなければならない。
- (3) 観察する中央制御室／現場での活動は、発電所の活動または作業スケジュール、定検工程会議等を確認し選定する。
- (4) 観察は、手順書の遵守と使用、情報伝達、状況判断、ヒューマンエラーの防止等について行う。
- (5) 可能であれば、当該活動の操作前ブリーフィングも観察する。

4.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況

- (1) 検査実施前に、事業者の基本方針を受けて、具体的なシミュレータ訓練計画が作成、管理されていることを確認する。
- (2) 検査官は、観察する事象に対する手順を理解しておかなければならない。
- (3) 訓練の観察は、直員連携による事故故障に対するシミュレータ訓練について行う。
- (4) 訓練の観察においては、以下を確認する。
 - a. 当直長の指示の下、指示・確認、運転員間の連携が手順書に基づき実施されていたか。
 - b. プラントの状況判断が適切であったか。
 - c. 事故の収束または拡大防止措置が適切であったか。
- (5) 訓練終了後は、振り返りが適切に実施されていることを確認する。

4.3 運転責任者認定試験の適切性

運転責任者認定機関による運転責任者筆記試験、口答試験及び実技試験が適切に実施されていることを確認する。

4.3.1 筆記試験

運転責任者筆記試験が適切に実施されていること確認する。

ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第 1 条第 4 号イからハまでに掲げることに関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を

判定するのに十分であることを確認する。

4.3.2 口答試験

運転責任者口答試験が適切に実施されていることを確認する。

ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第 1 条第 4 号ニに掲げることに関し、運転責任者の職務を遂行するために必要な実務的知識の有無を判定するのに十分であることを確認する。

4.3.3 実技試験

運転責任者実技試験が適切に実施されていることを確認する。

ここでは、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第 1 条第 4 号イからニに掲げることに関し、運転責任者として必要な専門的技能の有無を判定するのに十分であることを確認する。

4.4 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 中央制御室・現場での運転員の活動状況

- (1) 検査実施前に、確認しておくべき事業者の方針としては、以下に関するものがある。
 - a. 運転の法令遵守と手順書の使用
 - b. 制御盤、機器の操作
 - c. 運転員間の情報伝達
 - d. 操作前ブリーフィングや相互確認等のヒューマンエラーの防止対策
 - e. 手順書の制定と廃棄、中央制御室での文書管理
- (2) 検査は、以下の活動を観察するのが良い。
 - a. 発電所の起動、停止及び運転モード変更
 - b. 原子炉出力及びタービン負荷の変更
 - c. サーベランス試験
 - d. 安全系の構造物、系統及び機器のメンテナンス後試験

- e. 原子炉冷却材水抜き、ミッドループ運転(PWR)
- (3) 観察の例を以下に示す。
- a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。
 - b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)
 - c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。
 - d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。
 - e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。
 - f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3wayコミュニケーション、フォネティックコード等を用いていたか。
 - g. 制御盤の表示および警報を適切に確認していたか。
 - h. 操作前及び操作中のブリーフィングは、事業者の方針に従って十分に実施していたか。
 - i. 事業者の方針に従って相互確認は実施されていたか。
 - j. 活動中に問題が発生した場合、運転員はその問題を適切に報告し、文書化したか。
- (4) 活動中の運転員に対しては、質問等を含め干渉は控えるものとする。
- (5) 中央制御室／現場での運転員の能力の確認は、BO1030「原子炉起動停止」、BO1010「サーベランス試験」、BM1090「メンテナンス後試験」等、他の規制事務所検査官の活動と併せて実施することができる。

5.2 運転シミュレータによる事故対応の訓練状況

- (1) 観察の例を以下に示す。
- a. 適切な手順書を使用し、適時、参照していたか。
 - b. 手順書は正しく使用していたか。(正しい順序で手順を踏む、事前の注意事項や制限を守る、手順書間を正しく移行する等)
 - c. 機器／制御盤に対して、運転員は効率的かつ正しく配置していたか。
 - d. 運転員は、他の運転員や所員と関連情報を分かりやすく、かつ正確にやり取りしていたか。
 - e. 運転員は、事業者の方針に従って制御室外の所員にプラントの状態を適時知らせていたか。
 - f. 運転員は、事業者の方針に従って復唱、3wayコミュニケーション、フォネティックコード等を用いていたか。
 - g. 制御盤の表示および警報は、プラントの状態を正確に判断するために、適切に

確認していたか。

- h. 通常と異なるトレンドは、適時認識していたか。
- g. 操作中のブリーフィングは、必要に応じ、適時実施していたか。

5.3 運転責任者認定試験の適切性

前回検査以降に実施された筆記試験、口答試験及び実技試験のうち、少なくとも1回分をサンプルとして抽出し適切に実施されていることを確認する。

5.3.1 筆記試験

抽出したサンプルに対して以下を確認する。

- (1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからハまでに掲げる内容であり、これらが均等に出題されていること。
- (2) 各試験問題の難易度が適切であること。(各試験問題の正答率も参考にする)
- (3) 法令、保安規定が変更された場合は、速やかに試験問題に反映されていること。
- (4) 設問の型式が適切であること。(設問想起型になっていないか等)
- (5) 選択肢が適切であること。(誤答肢は明らかに誤りであると分かるものではなく、もっともらしいものであるか/1つの肢を否定すれば他の肢も否定できるような同じ内容の肢を含んでいないか等)

5.3.2 口答試験

抽出したサンプルに対して以下を確認する。

- (1) 各試験問題が「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号ニに掲げる内容であること。
- (2) 各試験問題の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)

5.3.3 実技試験

抽出したサンプルに対して以下を確認する。

- (1) 試験は、「運転責任者に係る基準等に関する規程」第1条第4号イからニに掲げる内容であること。
- (2) 各試験項目の難易度は適切であること。(各試験問題の採点結果も参考にする)

6. 参考資料

- (1) 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程 JEAC4804-2014
- (2) 原子力発電所運転員の教育・訓練指針 JEAG4 802-201X

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 87 条	第 92 条第 1 項第 8 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 82 条	第 87 条第 1 項第 8 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査はユニット毎ではなく発電所を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	—	4*	日常
02	運転シミュレータによる事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム

*: 発電所のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	中央制御室・現場での運転員の活動状況	四半期	—	4*	日常
02	運転シミュレータ訓練による事故対応の訓練状況	1年	1	7	チーム
03	運転責任者認定試験の適切性	1年	1	13	チーム

*: 施設のスケジュール等により暦年で16時間としてもよい。

BO2010 運転管理 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「運転管理」「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロに規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとに規定されている施設の操作に関する保全の措置の過活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イに規定されている事項(保安規定)のうち、表1に示す核燃料施設等の運転管理として実施されることが規定されており、事業者の当該規定の実施状況に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象とする事業者の活動は、保全の有効性や作業管理等における活動とも関連することから、関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

施設の操作等に関する全ての機器及び活動を検査対象とし、これまでの運転管理に係る事業者の運転経験、是正処置、設置許可等の許認可文書等の中から適切なサンプリングにより検査を行う。なお、再処理施設や加工施設において、総合安全解析(ISA)を実施している事業者においては、ISA文書の記載される安全確保項目(IROFS)についても確認する。検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所における設置又は事業(変更)許可申請書等に規定された運転管理に関する記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査

方法等を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。

4.2 検査実施

運転管理に係る以下の項目について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により運用、対策等が適切であることを確認する。

(1) 安全機能を有する施設の設置状況等

検査対象とした安全機能を有する施設の安全機能が適切に実装されていること、許認可のとおり設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できることを確認する。

確認においては、検査対象とした設備について、設計レビューの文書、記録、日誌、教育・訓練の教材、通常時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対処手順書、運転員からの聴取、測定又は計算の妥当性の検証等について、重要度を考慮して確認する。また、必要に応じて、運転員の交代勤務毎に、聴取や記録確認等を実施する。

a. 検査対象の安全機能を有する施設について、許認可のとおり設置されていること、設計上要求する安全機能を発揮できること等に関して、主に以下の事項を確認する。

(a) 現場確認や安全評価に関する技術資料の確認等により、許認可の安全解析で使用した制限値や管理値が設定されていること、安全機能の確保に必要な能力を有する設備であること、これらの設備が利用可能な状態にあること等を確認する。確認においては、巡視点検が困難なセル内に設置された設備について、確認することが限られるなか、どのように設備の状態等を確認しているか留意する必要がある。

(b) システム全体として安全設計が有効に機能することを確保するため、上記の安全機能が喪失した場合において講じられる措置について、従事者が対応する措置が手順書等に組み込まれていることや混乱した状況においても実施可能であることを確認する。

b. 検査対象とした工程について、通常時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の対応手順が確立され、手順書として整備されるとともに従事者へ適切に共有されていること等に関して、主に以下の事項を確認する。

(a) 許認可又は安全性向上のための評価書に記載された安全設計に関する事項が運転手順書に的確に記載され、従事者がこれら手順書を利用できる状態にあることを確認する。重要度の高い運転手順書を確認し、運転パラメータ、計測制御系、安全保護回路等に関する安全上の制限値や運転上の管理値が記載されているか確認する。手順書の確認においては、選定した工程に係る安全上の制限値及び運転上の管理値、混乱した状況における従事者の対応、手順書を遵守す

るために従業員が持つべき力量、安全設計のシステム、警報等に着目する。

- (b) 手順書において、工程に係る起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令及び許認可の要求事項、事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。異常な過渡変化時又は設計基準事故時に講じる工程の停止措置等に関して、措置を確実に実施する上での必要な事項を含めて、その対処と判断基準が規定されているか確認する。
- (c) 検査対象とした手順書を従事者が適切に遵守しているか確認する。従事者が利用可能な運転手順書(特に、放射線防護、化学物質防護、毒物防護、火災防護及び核物質管理)を遵守していることについては、従事者のパフォーマンスを観察することによって確認することができる。従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値及び運転上の管理値を従事者が理解していること、また、従事者が手順書に従い操作する力量を有しているか確認する。異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、法令及び許認可の要求事項、運転手順書等に従って必要な対処が実施できるかに着目する。
- (d) 臨界、放射線、火災及び化学の安全に影響を及ぼすおそれのある手順書からの逸脱や工程変更を確認した場合、それらが組織内に共有され、文書化され、不適合として管理されていることを確認する。必要に応じて、実施された是正処置の妥当性を確認する。
- (e) 安全機能を有する施設の状態を踏まえ、最新の情報に基づき従事者に対する必要な掲示や周知が行われ、従事者がそれらを遵守していることを確認する。
- c. 検査対象とした安全機能を有する施設について、臨界安全、放射線防護、火災防護、化学物質防護、毒物防護及び核物質管理の観点から、許認可の安全設計、安全性向上評価のための評価書等に基づく安全上の制限値や、運転上の管理値が遵守されていること、検査対象設備に要求される安全機能について、要求どおりにその機能が発揮されていることを確認する。

(2) 安全機能を有する施設の性能維持

検査対象とした安全機能を有する施設について、施設の性能を維持するための保守管理の仕組み(設備の保全、校正及び状態監視等)が、許認可、安全性向上評価のための評価書、保全計画等の要求事項に従い、適切に実施されていることに関して、以下の事項を確認する。

- a. 検査対象とした設備について、要求される安全機能を発揮するために必要な性能が維持されていることを確認する。また、実施されている機能試験や状態監視が、安全機能及び運転条件の観点で適切なものであることを確認する。

例えば、動的な安全機能を有する安全上重要な施設は、温度が設定点に達すると自動的にプロセス上の弁が閉じる機能を有する。設備の性能が維持されていることを確認する方法の例は、試験を監視することである。温度に係る設定

の妥当性確認しか行っていない場合は、安全機能が確保されていることを確認する観点では十分ではないと考えられる。この場合、事業者が弁の自動閉鎖について別に試験していることを確認する。

- b. 要求事項に従い、所定の頻度で設備の性能の維持に必要な活動が実施されていること、性能の維持に係る状態監視や試験等の実施に関する計画書、手順書等が整備されていること、不適合が発生した場合、事業者の定める品質マネジメントシステム(以下「QMS」という。)文書に従って適切に不適合管理がなされ、その結果が文書化されていることを確認する。

検査を通じて設備の性能の維持に係る保守管理活動等に不適切な行為が確認された場合は、当該設備の安全機能の喪失及び劣化に至っていないこと、性能に係る技術基準に適合していることを確認する。所長は、確認結果を踏まえて、検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官と連絡を取り、重要度に応じた追加検査の実施について検討する。

- c. 許認可、安全性向上評価のための評価書及び安全評価に関する技術資料において、安全機能を有する施設の性能を維持するために必要な保全プログラムが定義されていることを確認する。

検査対象とした安全機能を有する施設の性能の維持について、事業者が定める性能の維持に関する管理要件に従って、保守管理、機能試験等に関する手順書及び図面が管理され、最新版になっていることを確認する。

また、事業者が実施する設備故障に係る信頼性評価の内容を確認し、設備の故障により安全機能に及ぼす影響が、許認可及び安全性向上評価のための評価書において想定している信頼性の範囲内であることを確認する。

また、検査対象とした設備が重大事故等対策に関連する設備の場合、上記に加えて設備故障により重大事故等対処に及ぼす影響に対する事業者の考え方(想定している信頼性の範囲が妥当であるかなど)を確認する。

性能の維持に関する管理要件が文書化されるべきである。また、採用された測定手法が明確であり、それらの妥当性に係る技術的根拠が正当化されるべきである。また、安全機能を有する施設の交換用部品が、事業者の保全プログラムの要件に従って管理され、許認可の安全評価で想定している環境条件に適合していることを確認する。

- (a) 運転管理に関する記録について、事業者が法令等の要求事項に従って作成、維持していることを確認する。
- (b) 運転管理に関する内部監査等について、許認可の要求事項に適合する状態であることを確認する(該当する場合)。
- i. 事業者が、監査(又は内部監査)の実施を要求しているか確認する。前回の検査以降に実施された監査を対象に、計画書が作成され、監査対象分野が適切にレビューされ、不適合が確認された場合は適切に不適合管理がされている

- か、安全上の重要度を判定しているか、または是正処置の実効性が評価されたかを確認する。
- ii. 監査の実効性をどのように確保しているかについて、事業者代表者から聴取することにより確認する。
 - iii. 安全重要度の高い設備等に対する監査所見について、是正処置が完了するまでフォローされているか確認する。
- (c) 運転管理に関する教育・訓練について、許認可の要求事項に適合していること、必要な教育・訓練が実施されるとともに、従事者が必要な力量を有していること等を確認する。
 - (d) 安全重要度の高い設備に係る運転管理に関連する手順の変更について、その内容が許認可の要求事項に適合していること、その変更手続きが事業者の定めるQMSに従って行われたことを確認する。また、検査対象とした安全機能を有する施設に関して、新たに策定された手順書が存在していた場合、QMSに定めるプロセスに従って新規手順書を策定していることを確認する。
 - (e) 保守及び運転部門において、許認可にある技術的能力に関連する変更が発生しているか確認する。変更があった場合、新任の管理者又は職員が許認可の技術的能力に関連する要求事項を満たすことを確認する。
 - (f) 施設の整頓状態について、設備の安全機能及び重大事故等発生時に行うとしている対策に悪影響を及ぼしていないことを確認する。
- (3) その他の確認事項
- a. 系統構成確認
 - (a) 検査対象に選定したシステム／機器について、作業に応じて計画された系統構成について最新版の系統図、単線結線図等を参照して確認する。次に、設計図書(設置許可申請書、安全解析結果など)や運用に関する図書(保安規定、運転手順書など)を参照し、この系統構成が施設の設計／運用と整合していることを確認する。
 - (b) 現場・制御室における確認や事業者への聞き取りを実施し、選定したシステム／機器について計画した系統構成と計画に従い現場で実施した後の系統構成が一致していることを確認する。
 - (c) 上記の検査行為を通じて、当該システム／機器が動作可能な状態に維持されていることを確認する。なお、当該システム／機器の動作可能性が疑われる場合には、その後の事業者の適切な対応を確認する。
 - b. 施設の運転停止
 - (a) 施設を計画外に停止する場合には、停止時のリスク、過去の施設固有の問題等を適切に考慮していることを確認する。
 - (b) 事業者が停止時の活動について、以下の視点を確認する。

- ・運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)の遵守状況
- ・タグの取り付け、取り外し状況
- ・異物管理対策状況

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 運転管理に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官の日常の巡視において検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 本検査を行う際の留意事項

(1) 検査対象の選定

施設の特徴、以下に示す安全設計に関する留意事項を踏まえ、検査対象を選定する。

a. 臨界に対する安全設計

臨界事故を防ぐための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。臨界により重大な事故に至るおそれがあることから、臨界安全管理(関連するプログラム含む。)の確認を最優先すべきである。例えば、重力流による配管の流れに液溜まりが発生するような部位がないこと等に留意する。

b. 化学物質による危険性に対する安全設計

有害な化学物質への曝露を防ぐための安全設計と運転手順書に焦点を当てる。重大な結果をもたらす化学物質による事故を防止又は軽減する安全機能を有する施設の確認を最優先すべきである。

c. 火災に対する安全設計

火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。重大な事故に至るおそれがある火災又は爆発の発生防止、感知及び消火、影響緩和のための安全設計に係る確認を最優先すべきである。それ以外の火災ハザードに係る安全設計も認識しておくべきであるが、優先度は低い。これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。例えば、アクセスすることが難しいセル内の溶媒火災に留意する必要がある。

d. 放射線に対する安全設計

従事者の放射線被ばく、環境への放射性物質の放出防止／抑制及び放射線の遮蔽のための安全設計並びに通常時及び事故時の対応手順に着目する。多くの核燃

料施設では、放射線ハザード(臨界を除く)が、重大な事故に至る可能性は低いことから、運転管理の検査における確認の優先度は低い。検査対象区域内での汚染及び大気中への放射能の拡散防止に使用される安全設計と手順に精通すると共に、これらの安全設計及び手順に関する潜在的な課題に留意する。

(2) 安全機能を有する施設の設置状況等

a. 検査対象の安全機能を有する施設について、設置状況及び安全機能が確保されていること等を現場確認する際、以下の事項に留意する。

(a) 静的な安全機能を有する設備

排水口が塞がっていないこと、安全上の観点で容積が制限された容器等

(b) 動的な安全機能を有する設備

設定値が正確であること、計測制御系、安全保護回路等の機能確認と試験が行われていること、警報が適正な設定点で鳴動すること、従事者が適切に対応するための教育・訓練が行われていること等

(c) 通常時及び事故時の対応手順

運転手順書、試験の実施、事故時対応等に関する教育・訓練を従事者が受けていること等

b. 安全機能を有する施設に要求される安全機能が確保されていることを確認する方法については、以下の例が挙げられる。

(a) 重要なプラントパラメーターが現在の操業条件において想定される値の範囲に入っているかを確認し、顕著な変化の傾向の有無を確認し、安全又は重要度の高いシステムが補助システムを含め、適切に設置され、運用可能な状態であるかを確認する。これは、制御室の監視画面又は現場の計装盤等により確認することができる。

(b) 可燃性ガスのモニタリング機器、導電率モニタ又はpHモニタ、液位計について、これらの設備が設計上要求されるパラメータの範囲内で稼働していることを確認すること。

c. 検査の主な焦点は、法令の要求事項、許認可の安全設計に関する事項に対する適合性確認に当てられるべきであり、重要度が低い事故に分類される事故シーケンスは、検査対象に含まれるべきではない。

しかし、状況によっては、検査官が事業者の設定した事故の重要度分類が不適切ではないかという疑義を抱く可能性もある。この状況に遭遇した場合、以下について検討する。

(a) 想定している事象や条件に関して、信頼性の低い安全設計や適切でない想定が含まれているか。

(b) それは、事故の結果に影響するのか。

(c) 事業者による想定が妥当であること、安全設計が適切に機能することを確保するため、どのようなプロセスがとられているか。

(3) 安全機能を有する施設の性能維持に関する確認

- a. 安全重要度の高い設備に係る手順の変更について確認する際は、主に以下の事項に留意する。
 - (a) 承認された手順書が使用されていること。
 - (b) 関係する従事者に対し、手順書の改定について適切かつ適時に共有されていること。
 - (c) 手順書の改定は、記載の適正化等の軽微な変更を除き、許認可等に適合し、かつ技術的根拠を有することが確認されていること。
 - (d) 現場で承認された変更点は、所定の期限内に手順書が変更され、組み込まれていること。
- b. 従事者が手順書を適切に遵守しているかの確認に当たっては、主に以下の事項に留意する。
 - (a) 従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止、放射線防護、化学物質防護、火災防護及び核物質管理に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察する。
 - (b) 従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか確認する。また、従事者が手順書を遵守する上で必要な力量を有しているか確認する。
- c. 事業者は、施設の保守記録及び事故記録を作成、維持する上で以下の事項を満たすことが望ましい。
 - (a) 記録は、容易に検索及び識別可能であること。
 - (b) 事故に関する記録は、故障した設備、影響を受けた安全機能、発見日、故障日（又は推定される故障日）、安全機能が喪失した期間（又は推定される期間）、他に影響を与えた設備とそれらの安全機能、影響を与えた範囲、故障の原因、安全機能が要求されている期間内に発生したか否か等、実際に講じられた修理等が特定できるようになっていること。
 - (c) 故障は、発見時点で記録され、設備の故障に係る調査の完了後、その内容が反映されていること。
- d. 運転管理に関連する教育・訓練の例として、以下の事項が挙げられる。
 - a. プロセスに係る安全情報（安全衛生ハザード、関連する製品安全データシート（MSDS）、身体保護具等）
 - b. 作業安全確認（管理区域の出入り、施錠操作禁止札の取付手順、開放プロセス機器、溶接等の作業、危険有害区域に係る出入り規制等）
 - c. プロセスに係る技術情報
 - d. あらゆる段階の運転手順
 - e. 緊急時対応手順（汚染物質等の処理、緊急時対応等）

f. 異常時又は非常時の関係機関への報告

なお、OJTには、最低限、設備の習熟、ログシートの完成、設備の起動／停止操作、運転条件の確認、運転パラメータの制御、現場での運転手順書の適用が含まれることが望ましい。

- e. 巡視等において、施設の整頓状態の確認を行う場合は、主に以下の事項に留意する。
- (a) 有害物質が配置されている区域、特に、臨界防止のための水の使用を制限している区域に保管されている可燃物の管理状況は適切であるか。
 - (b) 高温作業(溶接機器の使用その他の火災又は爆発のリスクを一時的に増大させるおそれのある作業)が実施されている場合、それが認識できるようになっているか。また、資機材等の保管は安全避難通路の妨げにならないか。
 - (c) 従事者の安全又は近傍の核物質の保管管理等に影響を及ぼす可能性のある有害物質を含有し得る容器の管理状況は適切であるか。また、不適切な化学物質の取扱い(例えば、酸と塩基、酸化剤と有機物の分離状況)はないか。核燃料物質又は有害物質の安全な取扱いと保管に関する手順書を従事者が理解し、遵守しているか。
 - (d) 放射線被ばくを可能な限り低減するため、必要に応じて、放射性物質の除染業務が実施されているか。
 - (e) 電動機、ポンプ軸受等の回転部分のように、潤滑及び冷却が必要な機器について潤滑及び冷却機構が動作していること。
 - (f) 現場の系統及び機器の設置・施工状況が、事業者の図書(手順書、技術図書、図面等)と一致していること。
 - (g) システム／機器のサポート、ダンパー等が適切に設置され、所定の機能を満足する状態になっていること。
 - (h) 当該システム／機器が動作するために、動作していることが前提となる系統及び機器(制御用空気等)の機能が維持されていること。
 - (i) 計測器の指示値が正常であること。
 - (j) 機器から異音、異臭、異常な振動等がないこと。
 - (k) 当該システム／機器の周辺において、動作に影響を及ぼすような状況(一時的な作業による障害、扉の可動範囲の障害、大物の仮置等)がないこと。
 - (l) 高エネルギー配管の破断による波及影響の防止、溢水防護、火災防護等の目的で設置されている壁、扉等が必要に応じて機能する状態にあること。
 - (m) 保全等の理由により系統及び設備の一部が隔離されているような場合、これにより要求される系統／設備の動作に影響を及ぼさないこと。
 - (n) 高エネルギー配管の破断等により厳しい環境にさらされる可能性のある系統及び設備が、厳しい環境下(高温高圧の蒸気にさらされる等)においても動作可能な性能を有していること。

- (o) 竜巻等による飛来物により損傷を受けるおそれがある系統及び機器が適切に保護されていること。
- (p) アクセス性が悪く危険が伴う場所(例えば暗渠の配管など)の状況について確認する際には、無理に現場確認を行わず、代替手段で対応する。
- (q) 事業者の「停止時のリスク管理の計画」、関連業界の経験、および過去のプラント固有の問題をレビューし、重要な安全機能の喪失を防止する低減策/手順を定めていることを確認する。
- (r) 事業者が、運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持することを確認する。
- (s) 停止計画が、作業の重複、重量物の取扱い、足場の組立て及び火災や内部溢水の可能性によるリスクを考慮していることを確認する。
- (t) 「停止時のリスク管理の計画」及び該当する運転上の制限に基づき、系統構成が管理されることを確認する。
- (u) 試験研究用原子炉施設においては、以下の活動を通じて、事業者が停止時の活動を適切に実施していることを確認する。
 - ・降温操作の一部を観察し、運転上の制限に定める温度変化率(冷却率)を遵守していること。
 - ・機器の供用除外中も、事業者が運転上の制限を遵守することにより深層防護を維持していること。
 - ・事業者が「停止時のリスク管理の計画」及び適用される運転上の制限に基づき、系統構成を管理していること。
 - ・炉物理試験の結果をレビューし、炉心の運転特性が設計予測値と一致していること。
- (v) 許認可関係図書(事業許可申請書、設工認申請書等)に記載の構造物、系統及び機器が所定の安全機能を実施する能力を有しているか、必要に応じ「BO1040 動作可能性判断及び性能評価検査ガイド」を参照する。
- (w) 廃止措置中の施設においては、廃止措置実施方針に定める事項や廃止措置計画に記載された性能維持施設の性能及び維持の状況について確認する。

(4) 問題点の特定と解決に関する確認

運転管理に関する問題点の特定と解決に関する確認においては、以下の事項に留意する。

- a. 不適合のスクリーニングが適切であること。安全重要度の高い設備の故障又は繰り返し発生する故障を特定できていること。また、繰り返し発生する機器故障及びヒューマンエラーについては、傾向の把握や必要なフォローアップができていること。
- b. 抜き取り確認により、事業者が適切に不適合の重要度を分類しているか、重要度と見合った是正処置が検討され、実施されているかを確認する。
- c. 設備、従事者の行為、プログラムに係る不適合について、それぞれ適切な判断基

準に基づき不適合を特定し、原因の究明及び問題の解決を検討し、必要な措置を実施しているか。

- d. 安全重要度の高い不適合事象について、適切な会議体等で評価され是正処置を適切に講じているか。
- e. また、以下の事項を含め、許認可等を遵守しているか。
 - ・通常状態から逸脱した事象に対する迅速な確認
 - ・通常状態から逸脱した事象に係る重要度の評価、関係機関への報告
 - ・逸脱した運転条件等による影響評価
 - ・是正処置の完了状況
- f. 検査中に教育・訓練に関連する不適合が確認され、潜在的な懸念が示唆される場合、所長は検査対象施設を担当する監視部門の安全規制管理官に報告し、追加検査の実施について判断を仰ぐ。
- g. 通常時及び事故時の対応手順が許認可と整合しており、その内容が適格に手順書に記載されていることを確認する。また、手順書において、起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令、許認可の要求事項並びに事業者自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。また、手順書の変更が、事業者の定める品質保証システムに従って行われたことを確認する。
- h. 手順書において、通常状態を逸脱した運転時に講じられるべき運転停止等の措置に関する対処とその判断基準が、措置を確実に実施する上での必要な事項等を含め、指定されていることを確認する。その際、プロセスの運転上の管理値、異常時における従事者の対応、安全設計のシステム、警報等が考慮されていることを確認する。
- i. 従事者が常にこれら手順書を利用できる状態であり、また、必要な教育・訓練を受けること等により、対応手順を遵守できる状態にあることを確認する。
- j. 従事者が手順書を適切に遵守しているか確認する。確認においては、従事者が利用可能な運転手順書のうち、特に臨界防止の管理等に着目し、従事者の実際の運転操作等を観察することによって確認する。また、従事者への聴取により、運転状態、運転パラメーター、安全上の制限値、運転上の管理値、通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか、また、従事者が手順書を遵守する力量を有しているか確認する。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

(1) 再処理施設

再処理施設における保安規定の審査基準

(2) 加工施設

加工施設における保安規定の審査基準

(3) 試験研究用等原子炉施設

試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準

(4) 使用施設

使用施設等における保安規定の審査基準

(5) 使用済燃料貯蔵施設

使用済燃料貯蔵施設保安規定の審査基準

(6) 廃棄物管理施設

廃棄物管理施設における保安規定の審査基準

(7) 廃棄物埋設施設

第二種廃棄物埋設施設における保安規定の審査基準

6.2 技術資料等

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第11条	第15条第1項第6号、及び同条第17号又は第2項第18条
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第13条	第17条第1項第6号、及び同条第1項第17号又は第2項第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の5	第8条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第19号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第33条	第37条第1項第6号、及び同条第1項第16号又は第2項第17号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第31条	第34条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条及び第59条	第63条第1項第6号、及び同条第1項第15号又は第2項第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条	第20条第1項第5号、及び同条第1項第17号又は第2項第16号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の7及び第2条11の9	第2条の12第1項第5号、及び同条第1項第15号又は第2項第18号

表2 検査要件まとめ表

01 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理(高出力炉)	1年	16	275	日常
02	運転管理(中出力炉)	1年	5	85	日常
03	運転管理(低出力炉 (臨界実験装置含む。))	1年	2	35	日常

02 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理	1年	10	170	日常

03 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理 (MOX加工)	1年	10	170	日常
02	運転管理 (ウラン加工)	1年	10	170	日常

04 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理	1年	3	55	日常

05 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理	1年	3	55	日常

06 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理	1年	3	55	日常

07 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	運転管理	1年	2	35	日常

BO2020 臨界安全管理 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「運転管理」「施設管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項第4号ロに規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、核燃料施設等の種別ごとに表1に示す施行規則条項に規定されている施設の操作に関する保全の措置の活動状況を確認する。

当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定されている事項(保安規定)のうち、表1に示す施行規則条項に規定されている設計想定事象に対する原子力施設の機能の保全の措置として実施されることが規定されており、事業者及び使用者(以下「事業者等」という。)の当該規定の実施状況についても合わせて確認する。

また、法第61条の2の2第1項第2号に規定されている事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象とする事業者の活動においては、臨界を防止するための施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他適切な措置を講じたものでなければならないこと、臨界質量以上のウラン(ウラン二三五の量のウランの総量に対する比率が百分の五を超えるものに限る。)又はプルトニウムを取り扱う加工施設には、臨界警報設備その他の臨界事故を防止するために必要な設備を設けなければならないことが要求されており、その措置状況を確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

主に以下に着目し、臨界防止に係る安全機能を有する施設及び操作に係る活動を、安全上の措置の実施については、通常時、設計基準事故時等の対応を定めた全ての手順書類の改訂及び遵守状況を検査対象とする。本検査では、設備の安全上の重要度^[注1]を考慮して検査対象を選定し検査を実施する。

- (1) 臨界防止に係る安全機能を有する施設について、事業変更許可(承認)、事業指定(承認)又は使用(変更)許可(承認)申請書(以下「事業許可等」という。)、設計及び工事の方法の認可(承認)申請書(以下「設工認」という。)、使用前確認申請書及び成績

書又は定期事業者検査成績書(以下「使用前検査等」という。)並びに保安規定(以下「許認可等」という。)と整合した状態で設置・維持され、当該設備・機器に要求される安全機能を満足する能力があること、その安全機能が要求される状態において、適切にその機能を発揮できることを確認する。

- (2) 選定した安全上の措置に関して、通常時、設計基準事故時等の対応が手順書等に記載され、放射線作業従事者(以下「従事者」という。)がこれら手順書を利用できる状態であることを確認する。
- (3) 臨界防止に係る安全機能を有する施設に必要な教育・訓練を確認し、教育・訓練が許認可の要求事項に適合していることを確認する。
- (4) 施設の運転において、臨界防止に係る安全機能を有する施設の重要度の高い不適合事象を是正していることを確認する。

注1:検査対象の選定に当たっては、設備の安全上の重要度(安全上重要な施設あるいは保安上特に管理を必要とする施設であるか)、保全の有効性評価結果、運転実績、保全方式、トラブル等の反映を勘案すること。なお、総合安全解析(ISA)を実施している事業者においては、ISA 文書の記載される安全確保項目(IROFS)も参考とすること。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

- (1) 法令及び許認可等の臨界安全管理に関連する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の加工の事業に関する規則における加工施設の巡視及び点検、加工施設の操作、貯蔵、記載等と関連する保安規定、事業許可申請書における加工施設の一般構造のうち核燃料物質の臨界防止に関する構造、添付資料の臨界安全設計等が挙げられる。また、検査対象とした設備について、事業許可申請書の添付資料5の臨界安全設計に示された安全評価条件及びその結果、設計及び工事の方法の認可申請書の内容を確認する。
- (2) 臨界安全管理に関連する社内手順書類が整備され、保安規定に基づく品質マネジメントシステム(以下「QMS」という。)のプロセスとして明文化されていること、また、当該手順書類の制定・改訂が適切に行われ、最新版が使用できる状態であることを確認し、必要なら関連情報を事前に入手しておく。
- (3) 検査の実施に際して、以下のような情報に基づき、設備の安全上の重要度、運転実績、保守管理の状況、不適合・トラブル等の情報を考慮して検査対象とする設備・機器又は工程を選定する。

- a. 重要度が高いと考えられる変更(事業許可等の変更、設工認の変更等)、安全評価の事象シーケンス及びシナリオの内容並びに臨界防止のために検討した技術資料、事業者の安全上の基準に係る関連資料
- b. 施設の運転実績、巡視・点検記録
- c. 保全の有効性評価結果、保全計画の変更履歴等の保全に関する情報
- d. 過去の不適合等の実績、トラブル等の情報

上記に加え、これまでの原子力規制事務所所属の検査官又は本庁検査官による監視活動の結果を踏まえ、特に検査が必要と判断される臨界防止に係る安全機能を有する施設を選定する。

- (4) 検査対象とした臨界安全管理の最新情報、事故・故障情報、グレードの高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。

4.2 検査実施

(1) 臨界防止に係る施設管理

- a. 既存の施設の構成及び運転状況が、規制基準を踏まえた安全基準に基づき、かつ事業許可等と整合しているか否かを判定する。
- b. 事業許可等において規定した臨界防止を担保するための設備設計が、材料仕様、図面、配管／計装概略図等に反映されているかを確認する。
- c. 運転員が、必要な教育訓練を受け、手順書類を遵守して運転操作を実施していること、及び作業現場に適切な注意表示がなされていることを確認する。
- d. 事業許可等や設工認及び保安規定において規定された安全機能を維持するための作業管理体制が確立され、事業許可等時の要件を満たすための取組が継続して実施されていることを確認する。

(2) 臨界防止に係る運転管理

- a. 機器を操作する運転員の教育訓練に、臨界安全管理に関する基礎知識及び設計基準事故等の対応方法が含まれ、教育研修担当者に臨界安全管理に関する専門知識を有する者が選定されていることを確認する。
- b. 現場設備の管理及び運転員への指示の両面より、臨界防止に関する措置を遵守していることを確認するため、実際の核分裂性を有する核燃料物質取扱作業が適切に実施されているかについて事業者自ら確認しているか確認する。特に、運転員間で共有すべき重要な情報について作業開始前、引き継ぎ時等にミーティングを実施しているか確認する。
- c. 臨界防止に係る設備機器の保守管理状況(機能確認試験及び定期事業者検査等の実施状況、運転状況、是正処置及び予防措置の状況、)を確認することにより、臨界防止機能の健全性が確保されているかを確認する。
- d. 工程の状態を監視するための活動として、長期間の運転において核燃料物質が

系統内に蓄積する可能性のある場合は、当該箇所に対する点検や目視で確認できない場所に対する非破壊検査等の実施状況について確認する。

- e. 臨界管理を質量制限で行っている設備については、事業許可に規定する核的制限値よりも小さな工程管理値を取扱量の上限として運用していることを確認する。

(3) 臨界防止に関する手順等

- a. 新規又は変更後の臨界防止に関する一連の手順書類が、適切に許可要件を踏まえ技術的な妥当性を評価し、適切に制定又は改定されているかを確認する。
- b. 核燃料物質を取り扱う設備・機器等の操作方法及びその手順書類について、適切に見直しが実施され、最新の知見が盛り込まれて改定されているかを確認する。
- c. QMSに基づくマネジメントレビュー、内部監査及び組織で規定する委員会等の活動において、臨界防止に関する活動から抽出された課題に対して、是正処置方針が検討され、それに基づく改善活動が実施されていることを確認する。
- d. 臨界防止に関する手順書類について、QMSに基づく文書管理が実施され、技術的見地から記載内容に不備、漏れ等がないことが定期的に検討されているかを確認する。これらの活動について、その結果及びそれに対する改善結果が事業者等幹部（部長級以上）に報告されていることを確認する。
- e. 臨界防止に関する手順書類の制定及び改訂に携わる担当者について、事業者等は、専門的な教育研修の受講による資格認定、経験年数又は業務実績を考慮して選定を行っているかを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1)安全機能を有する設備においてなんらかの影響を及ぼす問題点が特定された場合、事業者の不適合管理活動により適切な是正処置が講じられていることを確認する。
- (2)安全機能を有する設備において特定された問題点について不適合履歴からサンプリングを行い、不適合に対して適切な期間内に適切な是正措置が講じられ、問題点の特定と解決が実行されていることを確認する。
- (3)検査官の日常の巡視において検出された指摘事項等が、事業者の不適合管理において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 本検査を行う際の留意事項

(1) 全般

- a. 通常時及び事故時の対応手順が許認可等と整合しており、その内容が適切に手順書に記載されていることを確認する。また、手順書において、起動、特殊な運転及び停止を含む全ての運転状態に対し、法令及び許認可等の要求事項並びに事業

者等自ら定めた基準等が記載されていることを確認する。また、手順書の変更が、事業者等の定めるQMSに従って行われたことを確認する。

- b. 手順書において、通常状態を逸脱した運転時に講じられるべき運転停止等の措置に関する判断基準及び対処方法が、当該措置を確実に実施する上での必要な事項等を含め規定されていることを確認する。その際、プロセスの運転上の管理値、異常時における従事者の対応、安全機能を有する施設、警報等が考慮されていることを確認する。
- c. 従事者が常にこれら手順書を利用できる状態であり、また、必要な教育・訓練を受けること等により、対応手順を遵守できる状態にあることを確認する。
- d. 従事者が手順書を遵守しているか確認する。確認においては、従事者が利用可能な手順書のうち、特に臨界防止、放射線防護、化学物質防護、火災防護、核燃料物質の管理等の運転手順に係るものに着目し、従事者の実際の運転操作等を観察することによって確認する。また、従事者への聴取により、運転状態、運転パラメータ、安全上の制限値、運転上の管理値、通常状態を逸脱した場合の対応手順等を理解しているか、また、従事者が手順書を遵守する力量を有しているか確認する。

(2) 臨界防止に係る施設管理

- a. 事業許可等、設工認及び使用前確認申請書等に記載された事項が、実際の作業に十分反映されていることを、文書類の確認、事業者等へインタビュー及びサンプリングした作業工程についてウォークダウンを通じて確認する。なお、サンプリングする作業工程は、実際の標準的なプラント運転状態のものであり選定においては管理形態の変化、核燃料物質の形態の変化などに着目する。
- b. 代表的な機器を抽出し、その機器に関する設計仕様、設計図書、製作図書等を入手の上、臨界防止機能を果たすべき動的機器及び静的機器が、事業許可等で定めた性能が維持されているかを確認する。特に、材料等の劣化等が、臨界防止に係わる安全機能に影響を及ぼしていないか確認する。
- c. 運転員の力量管理及び教育訓練の状況や、手順書類の管理状況、注意事項等の表示状況、作業指示書の作成状況などの確認を通じ、現場で管理すべき事項が運転員に適切に周知されていることを確認する。運転員へのインタビューを通じ、運転員が手順書、注意事項及び作業指示書に記載の内容を理解し、保安規定を遵守して施設及び設備・機器の運転を行っているか確認する。
- d. サンプリングした作業工程の内容を確認することにより、保安規定における遵守事項が管理事項として手順書類に規定化され、現場において参照可能な状態で整備されていることを確認する。
- e. なお、措置について、受動的設備が能動的設備より上位であること及び工学的設備が管理上の措置より上位の位置付けであることを確認する。

(3) 臨界防止に係る運転管理

- a. 核分裂性を有する核燃料物質を取り扱う作業員が、臨界に対する知識及び臨界事象の影響、設備機器の故障時の対応(作業及び工程停止の判断基準等)、並びに臨界事象の発生防止及び臨界を停止させるための操作方法について教育訓練を受けていることを確認する。また、当該作業員が事業許可等の内容に応じた臨界事象発生時の対応手順を含め、各自の役割を十分認識していることを確認するため、検査官は、業務の実施状況の確認及び作業員への聴き取りを通じ、当該作業員がこれらの知識を有しているか確認する。(この検査項目は、年1回実施することが望ましい。)
- b. 事業許可等における臨界防止に関する安全設計に係る事項等が遵守されていること及び事業許可等における記載事項に適合する改造工事が行われていることに関する確認が、社内検査として実施されていることを確認する。また、これらの社内検査担当者が、業務を実施するための研修と資格認定を受けていることを確認する。
- c. 臨界防止に係る設備・機器に対する保守管理、機能確認試験(定期事業者検査)等は、臨界防止に関する安全機能を確実に維持できる内容と頻度で実施されているか確認すること。なお、機能確認試験においては、当該試験が臨界防止機能を有するすべての設備・機器及び工程において実施されていること及び制御系による安全機能(インターロック等)が確実に作動することを確認する。当該安全機能に係る設備・機器の更新が実施された場合は、機能確認試験において臨界防止に関する安全機能が確実に作動することが確認されるまで新規の作業が開始されていないことを確認する。また、休止中の系統に対しても適切な管理が実施され、それらが計画外に稼働することがないような措置がなされていることを確認する。
- d. 間接的な手法による測定及び評価も含めた現場確認を通じて、核燃料物質が蓄積又は集中する可能性のある区域、貯蔵タンク、放射性廃棄物処理施設、貯蔵施設、距離の長い配管、排気設備等で、通常の巡視点検ではアクセスしていない場所に着目した確認を行う。視点としては、特に、高経年化又は設備の摩耗等により材料等の形状変化が考えられる設備、箇所等が考えられる。事業者等が実施する巡視点検、設備機能検査等においては、上記のような箇所について潜在的なリスクがないか詳細に確認する。(本検査項目は、年1回実施することが望ましい。)
- e. なお、措置について、受動的設備が能動的設備より上位であること及び工学的設備が管理上の措置より上位の位置付けであることを確認する。

(4) 臨界防止に関する手順等

- a. 核燃料物質を取扱う設備機器の操作に関する評価、設備・機器ごとの制御に係る事項(インターロック、設備停止の条件等)、通常業務組織としての体制及び緊急時対応の支援体制、核燃料取扱主任者等による助言に関する事項及び運転員に対する設備・機器に係る教育訓練の実施並びに臨界安全管理に係るパラメータ

- 一、その制限値、操作条件等の遵守事項が、事業者等の方針に基づき記載されているかを確認する。
- b. 新たな設備・機器の操作方法又は既設の設備・機器の操作方法の変更に対し、技術的見地から内容の適切性が確認され、一連の操作を行う関連部署に対しても共有され、その制定又は変更内容について、運転員から実操作との適合性の観点で記載内容の妥当性に係る意見がフィードバックされる体制であることを確認する。
- c. 臨界防止に関する手順書類の制定及び改訂について、臨界安全管理に関する専門知識及び力量を有する担当者による確認の実施、技術的見地から記載内容に不備、漏れ等がないことの定期的な検討の実施等、QMSに基づく文書管理が実施されていることを確認する。
- d. 臨界防止に関する活動のうち、QMSに基づくマネジメントレビュー、内部監査及び組織で規定する委員会等により審議又は検討(以下「審議等」という。)された事案について、審議等の議事録又は報告書によりその適切性を確認し、審議等の結果(以下「審議結果」という。)及びそれに対する対応について、審議結果の重要度に応じた対応方針の検討又は是正処置方針について事業者等幹部(部長級以上)への聴取により確認する。
- e. 臨界防止に関する手順書類の制定及び改訂においては、臨界安全管理の専門知識、実務経験を有している者及び技術的経験を有している者だけでなく、事業許可等、施設運用等の内容も熟知している者により確認されていることを確認する。

5.2 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 現場ウォークダウン(以下「巡視」という。)に当たっては、CAP 会議傍聴により得た情報、フリーアクセス等で得た施設の操業状況及び不適合情報を踏まえ、巡視ルートを設定するとともに、前回の巡視実施時からの現場状況の変化及び従事者の活動に着目する。
- (2) 核燃料施設等の種別ごとの特性を考慮しつつ、可能な限り施設全体を一巡し、臨界警報装置を含めた放射線モニタの指示値等にも留意する。
- (3) 監視制御盤等においては、施設の操業状況(設備・機器の異常の有無、計器類の指示値等に異常のないこと)を監視する。
- (4) 適宜、事業許可等及び設工認と実際の設備・機器との照合も行う。

6. 参考資料

- (1) 再処理施設
 - a. 再処理施設における保安規定の解釈
- (2) 加工施設
 - a. 加工施設における保安規定の解釈
- (3) 使用施設
 - a. 使用施設における保安規定の解釈
- (4) 使用済燃料の貯蔵施設

a. 使用済燃料貯蔵施設における保安規定の解釈

(5) 廃棄物管理施設

a. 廃棄物管理施設における保安規定の解釈

6.2 技術資料等

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1: 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	運転管理に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 11 条及び第 13 条	第 17 条第 1 項第 6 号、及び同条第 1 項第 17 号又は第 2 項第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 及び第 7 条の 5	第 8 条第 1 項第 6 号、及び同条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 19 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 31 条及び第 33 条	第 37 条第 1 項第 6 号、及び同条第 1 項第 16 号又は第 2 項第 17 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 29 条及び第 31 条	第 34 条第 1 項第 6 号、及び同条第 1 項第 15 号又は第 2 項第 17 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 7 及び第 2 条 11 の 9	第 2 条の 12 第 1 項第 5 号、及び同条第 1 項第 15 号又は第 2 項第 18 号

表2: 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
再処理施設	第 4 条、第 38 条及び第 42 条
加工施設	第 4 条及び第 32 条
使用済燃料貯蔵施設	第 5 条
特定廃棄物管理施設	第 4 条
使用施設等	第 4 条

表 3 検査要件まとめ表

01 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	臨界管理	1年	10	160	日常

02 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	臨界管理 (MOX加工)	1年	6	100	日常
02	臨界管理 (ウラン加工)	1年	4	65	日常

03 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	臨界管理	1年	1	10	日常

04 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	臨界管理	1年	1	10	日常

05 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	臨界管理	1年	1	10	日常

BO2030 実験 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」(試験炉)

検査分野:「運転管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下[法]という。)第61条の2の2第1項第4号ロに規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則(以下「試験炉則」という。)第11条に規定される試験研究用等原子炉の運転に関して、事業者が講じる措置の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項第3号イに規定されている事項(保安規定)のうち、試験炉則第15条第1項第3号に規定されている試験研究用等原子炉施設の運転及び管理を行う者の職務及び組織に関すること及び第6号に規定される試験研究用等原子炉施設の運転(実験)の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、試験研究用等原子炉施設の実験に係る範囲、実験等にも関連することから当該活動に関連する検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

実験を行うための設備に係る保安活動検査対象とし、設備の運転管理及び不適合の是正処置等の適切性を確認する。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表1の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

- (1) 法令・許認可に関連する事項を確認する。確認事項の具体例としては、試験炉則第1条の3に示す事業者の試験研究用等原子炉の設置許可申請書等が挙げられる。設置許可申請書については、原子炉本体の構造及び設備、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備等が挙げられる。また、添付される書類として、試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書、核燃料物質等による放射線の被ばく管理及

- び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書、試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故(発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものを含む。)の種類、程度、影響等に関する説明書等に関する説明書の内容を確認する。
- (2) 保安に関連する社内手順書類が整備され、保安規定に基づく品質マネジメントシステム(以下「QMS」という。)のプロセスとして明文化されていること、また、当該手順書類の制定・改訂が適切に行われ、最新版が使用できる状態であることを確認し、必要なら関連情報を事前に入手しておく。
 - (3) 前回検査以降に実施又は検査期間中に計画されている施設の安全機能の重要度、保全重要度等の高い保安活動から検査対象を選定する。
 - (4) 検査対象として選定した保安活動について、関連する最新の状況を入手し、検査計画を立案する。検査計画には、選定した検査対象、検査範囲、検査内容、検査実施に要するリソース、検査実施体制および概略の検査日程を明確にしておくことが望ましい。
 - (5) 技術検討会議、工程調整会議等、当該検査に係る事業者の会議体の種類と開催日程等を事前に把握し、必要な場合に会議体への陪席ができるように準備しておく。
 - (6) 安全評価に当たる関連資料(核燃料物質等による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書、試験研究用等原子炉の誤操作、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書等)を事前に入手しておく。
 - (7) 安全上重要な機器等の更新により変更が生じた情報についても事前に入手しておく。
 - (8) 検査対象とした保安活動の最新情報、事故・故障情報、重要度の高い不適合情報等のリスク情報を事前に入手しておく。
 - (9) 上記により選定された検査対象に加え、これまで原子力規制事務所の検査官又は本庁担当監視部門による監視活動の結果を踏まえ、特に検査が必要と判断される保安活動に係る手順等を選定する。

4.2 検査実施

- (1) 実験の範囲

実験の範囲が設置許可及び保安規定の内容と一致しているかを確認する。
- (2) 手順書のレビュー

実験の管理及び実施に関する事業者の手順書が設置許可及び保安規定と一致しているかを確認する。
- (3) 実験の実施
 - a. 実験のレビュー及び承認

事業者は、施設で行われた実験及びその後の実験に対する変更を保安規定の要件及び手順書の要件に従ってレビュー及び承認したかを確認する。

b. 潜在的なリスクの特定

事業者は、手順書に従って、前回検査以降に実施された実験に付随して発生したトラブルの原因を特定し、適切な是正措置を講じたかを確認する。

c. 反応度評価

実験を行う前に、反応度が原子炉に与える影響を評価したかを確認する。また、保安規定に義務付ける要領で反応度の影響を確認したかどうかを確認する。

d. 照射物の管理

実験用装荷物が運転員又は制御系の管理が及ばない異常な反応度を引き起こさないことを事業者はどのように検証しているかを確認する。

e. 制限

事業者の実験は、保安規定の制限値が満足されているかを確認する。

f. 手順書の遵守

試験施設への実験用装荷物の装荷時及び試験施設からのその取出し時に、作業員が事業者の手順書の管理要件を遵守したかを確認する。

g. 反応度制御

反応度を制御する操作又は安全保護系等により原子炉を停止する操作を行う運転員が保安規定に定められているかを確認する。

h. 放射線管理及び掲示

実験中の放射線管理を確保する措置がとられる場合には、義務付けられた要領等に従い、掲示等の適切な措置が行われたかを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 本検査を行う際の留意事項

検査手引は、一部施設には適用できない場合もあるため、詳細は許認可等関連文書を確認することが必要である。

(1) 実験の範囲

- a. 本検査では、新規の実験及び前回検査以降に発生した実験について、50パー

セント程度をサンプルとして取り上げる。

b. それぞれの許認可条件、保安規定、安全解析報告書、安全評価報告書及び施設の報告書又は実験日誌等を確認する。

c. その他安全審査委員会等の会合議事録又は実験企画書を確認する。この文書が規制事務所で閲覧可能な場合は、現地確認に先立ってレビューしておく。

d. 事業者は、保安規定で定められたルールどおりに、手順に従って、安全関連の系統又は機器に関わる試験を実施しているか確認する。

e. 保安規定にサーベイランス手順が義務付けられていない場合は、この検査で実施されるパフォーマンススペースの観察の結果に基づき確認する。

f. 評価では、保安規定、安全評価報告書、安全解析報告書及び、平面図及び計器図面等の裏付け文書に記載される内容を参考に確認する。手順書は、完成時の系統構成及び計器の精度について、技術仕様を義務付ける試験を事業者が実行できるようなものであるか確認する。

(2) 手順書のレビュー

a. 実行可能な場合は、現地検査に先立ち、実験の管理及び実施に関する事業者の手順書をレビューしておく。

b. 実験手順書は、保安規定、許認可条件及び事業者の設置許可申請書に準拠しているか確認する。

c. 非定常的な実験については、それぞれに固有の手順書が策定されていることを確認する。この手順書には、通常、緊急事態の発生時に講じられるべき措置が含まれていること。

(3) プログラムの実施

a. 本検査では、新規の実験及び、前回検査以降に発生した実験の変更の50パーセントの立会を、容認可能なサンプルとして取り上げる。立会検査が実行不可能な場合は、事業者の記録を確認する。

(a) 実験の分類、レビュー及び承認

実験が事業者の保安規定及び手順書の要件に従ってレビュー及び承認されたかを確認するために、特殊な実験の実施を認める運転員に提供される情報をレビューすること。特殊な核物質を搭載する実験(核燃料実験)には特に注意を払うべきである。

容認可能な実験の分類方法の例及び、分類に不可欠なレビュー及び承認レベルを以下に示す。

1. 金箔照射等の定常実験は、原子炉主任技術者、運転管理者又は放射線管理担当者が、この類の実験に対するこれまでの安全審査委員会等のレビュー及び承認に基づいて、承認されていることを確認する。
2. 新規の実験については、原子炉主任技術者、運転管理者又は放射線管理担当者の承認が得られており、事故等の可能性も想定されていることを確認する。

3. 原子炉、人員又は公衆の安全に危険を及ぼす可能性がある実験は、安全審査委員会等の承認を得ているか確認する。
4. 実験に当たっては、実施する内容に応じて、事前に安全審査委員会、原子炉主任技術者、運転管理者及び放射線管理担当者の承認を得ていなければならない。実験用装荷物の挿入、分解又は原子炉からの撤去は、原子炉監督者、運転管理者の直接監視下で行われるべきである。安全審査委員会等が承認した原子炉運転の(挿入から撤去に至るまでの)書面による説明は、実験用装荷物が原子炉内に挿入される前に提出されなければならない。

(b) リスク箇所の特定

実験は、事業者の手順書に従って行われるべきであり、運転員及び実験者に対する指針又は注意事項が組み込まれるべきである。これには、安全審査委員会等が規定するものなどが含まれる。重要な点は、実験に伴う危険箇所及び、これらを特定及びこれに対応する方法を、運転員及び実験者が理解していることである。運転員又は実験者は、一次カプセルを閉じ込める真空試験管内の真空状態の喪失を観察することにより、この状態を検出している可能性がある。カプセルが破壊した場合は、試験管の開口部は放射線学的に有害になる又は、反応度変化を引き起こす可能性がある。重要な点は、運転員又は実験者が、実験装置の設置に対する必要に応じて、真空状態を含め、目安になる圧力基準値の意味を理解していることである。この基準値等の項目は、実験が開始される前に実験計画書に記載されたか及び、是正措置は、事業者の手順書に従って計画されたかを確認する。

(c) 反応度評価

事業者は、停止裕度、過剰反応度及び実験用装荷物の個々の反応度価値及び全体の反応度価値等の、反応度に関する保安規定の運転上の制限を超過しなかったことの検証について確認する。

- a. 事業者の計算は、実験の複雑さによって様々に異なるものである。要件は、保安規定及び事業者の手順書の中で規定されている。
- b. 実験用装荷物の挿入に伴って調整用制御棒の位置が著しく変わらない場合は、実験用装荷物の反応度価値がほぼゼロになることの十分な確認になる。キセノン又は温度差による反応度の変化により、この桁数の反応度価値はまぎれてしまう。重要な点は、運転員が実験中に発生する反応度の大幅な変化を検出できる能力を有することである。例えば、保守的な臨界点は、通常、事業者によって設定されるため、調整用制御棒の位置がその大幅な反応度に相当する量で変更される場合は、運転員は実験を中止し制限限度及び停止裕度限度の遵守を保証するための値を計算することになる。

(d) 照射物の管理

本検査要件では、照射物は最終的な廃棄まで、保安規定に従って適切に管理されていることを確認すること。なお、他の原子炉事業者に運搬する計画がある場合は、

核物質取扱いの許認可の下で実施されているか確認する。

(e)制限

物理的な制限値は、実験の反応度価値及び過渡事象に対処する原子炉の能力等の、複数の実験条件が基準になることから、起こり得る変動を最小限に留めるためのものとなっていることを確認する。

(f)手順書の遵守

実験作業は、事業者の保安規定及び実験手順書と一致していなければならない。原子炉から取り出された時点の実験用装荷物は、汚染され高放射線状態であると想定されることから、作業プロセスが事業者の保安規定又は手順書と一致しているかを確認する。

(g)反応度制御

反応度操作について、必要な運転員が保安規定、マニュアル等に基づいて指名、配置、力量の維持(向上)がされていることを確認する。実験用装荷物が運転員又は制御系の管理が及ばない異常な反応度を引き起こさないことを事業者はどのように検証しているかを確認する。(1) ラビットの挿入及び取出しに対する運転員の管理、(2) 放射線検出器が機能せず、計器の許容誤差を上回ることにより安全チャンネルの実際の実出力レベルよりも低い出力レベルを示す実験装置及び、(3) 制御棒又はブレードの移動を妨害する可能性がある実験装置などを確認する。

(h)放射線管理及び掲示

事業者は、実験計画及び実験の実施において、操作設備等の工学的安全施設、時間、距離及び遮へい機能の用途を、合理的に達成可能な限り低く(ALARA)の原則を踏まえて検討したかを確認する。

5.2 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 巡視に当たっては、CAP会議への傍聴により得られた情報、フリーアクセス等で得た施設の状況及び不適合情報等を踏まえ、巡視ルートを設定するとともに、前回の巡視時からの現場状況の変化や、作業員の活動に着目する。
- (2) また、施設の特性を考慮しつつ、可能な限り施設全体を一巡し、放射性物質の制限値に関するモニタの指示値等にも留意する。
- (3) 監視制御盤等においては、施設の操業状況(設備の異常の有無、計器類の指示値等に異常のないこと)を監視する。
- (4) 適宜、設置(変更)許可申請書及び設計及び工事の方法(変更)認可申請書と実際の設備との照合も行う。

6. 参考資料

- (1) 試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 検査要件まとめ表

01 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	検査時間[h]	検査体制
01	実験(高出力炉)	1年	10	50	日常
02	実験(中出力炉)	1年	2	10	日常
03	実験(低出力炉(臨界 実験装置含む。))	1年	2	10	日常

BE0010 自然災害防護 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロに規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下単に「保全に関する措置」という。)における自然災害防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、外部からの衝撃による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

異常気象によって生じる自然災害等^{*}に対する施設の防護対策の準備状況について、以下を検査対象とし、自然災害等に係る事業者の防護計画、設備の運転管理及び不適合の是正処置等の適切性を確認する。

※近隣施設等の外的要因によって生じる災害も含む。

- (1) 外部電源及び代替 AC 電源システムの準備状態
- (2) 季節毎の極端な気象条件に対する対応策
- (3) 差し迫る悪天候に対する準備状況
- (4) 外部溢水に対する準備状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。なお、検査サンプルは前記3.1の検査対象において(4)が大きなリスクにならない場合は、(1)～(3)から選定してもよい。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所における設置又は事業(変更)許可申請書等に規定された「自然災害」の記載事項を理解するとともに、ウォークダウンやリスク情報等による必要な資機材の管理状況及び過去の不適合の是正処置状況等の調査結果から検査対象や検査方法等を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。

4.2 検査の実施

自然災害防護等に係る以下について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって運用、対策等が適切であることを確認する。

(1) 外部電源及び代替AC電源システムの準備状況

- a. 設備は健全で要求機能を満足すること
- b. 関連部署との連携が行われること
- c. 是正処置等を講じた設備の状態

(2) 季節毎の極端な気象条件に対する対応策

- a. 季節毎に特有な気象条件下でも設備は健全で要求機能を満足すること
- b. 季節毎に特有な気象条件下でも設備が要求機能を満足することを評価していること
- c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
- d. 長期に渡る悪天候に対処する事業者計画

(3) 差し迫る悪天候に対する準備状況

- a. 悪天候に対処するための準備状況が整っていること。
- b. 長期に渡る悪天候に対処する事業者の計画
- c. 力量を備えた対応要員が配置されていること
- d. 悪天候に対処するプラント改造、保守活動等が適切であること

(4) 外部溢水に対する準備状況

- a. 外部溢水の対策が整備されていること
- b. 力量を備えた対応要員が配置され訓練等が行われていること
- c. 設備、機器等は耐溢水性能が確保されていること

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

検査手引は、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、廃棄物管理施設、廃棄物処理施設及び使用施設(以下「核燃料施設等」という。)の一部施設には適用できない場合もあるため、詳細は許認可等関連文書を確認することが必要である。

5.1 外部電源及び代替AC電源システムの準備状況

外部電源と代替AC電源システムの準備状況、両方を運用するための手順等が適切であることについて、以下を確認する。

- (1) 何らかの自然災害等によって外部電源に影響を与える問題が発生した場合の情報交換について、送電の管理部門と事業所との連絡事項に関する取決め及び手順。
 - a. 事象の説明。
 - b. 外部電源が通常の状態に復旧する時期の見積もり。
 - c. 外部電源が通常の状態に復帰したときの事業所への通知。
- (2) 外部電源及び代替AC電源システムの設備の状態(開閉所及び変圧器の状態を含む)に係る是正処置及び現場の状況。
- (3) 代替AC電源システム等の運転において以下への対応がなされていること。
 - a. 事業所の外部電源システムのトリップ(原子炉緊急停止)後の電圧が、安全関連の作業を継続的に実施するために不十分であることを送電の管理部門から連絡を受け、代替AC電源システムを使用する必要がある際にとるべき措置。
 - b. 事業所でのトリップ後の電圧を予測するのが不可能であるときに実施する是正処置。
 - c. 送電システムの能力に影響を与える可能性がある保守活動に係るリスク評価。
 - d. 事業所の対応が送電システムに影響を与える可能性がある場合、又は外部電源に十分な電力を供給する送電システムの能力に疑問が生じた場合、事業所と送電の管理部門との間で要求されるコミュニケーション。
- (4) 外部電源及び代替AC電源システムの設備状態(開閉所及び変圧器の状態を含む)の調査。
 - a. システムを対象とする未処理の作業命令を調査するとともに、不適合に係る是正処置

が講じられていること。また、一定のリスクを考慮して是正処置が決定された場合には、是正処置の内容に劣化状態が適切に考慮されていること。

- b. 事業者とともに現場巡視を実施し、開閉所等外部電源の設備の状態を確認する。

5.2 季節毎の極端な気象条件への対応策

季節毎の極端な気象条件に対する対応手順、前年の悪天候の影響を受けた設備等への対応策及び不適合の是正処置の状況等について、以下を確認する。

- (1) 悪天候に見舞われても、選定されたシステム(設備及び機器)の機能が失われないことを許認可関連文書等によって確認する他、悪天候に見舞われている間の最終的ヒートシンクの運転及び継続利用するための手順。長期に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。
- (2) 悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム(設備及び機器)の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3) 悪天候の影響を受けるシステム(設備及び機器)が、施設又は設備を停止させるために必要になる場合は、想定される悪天候下でもそのシステムが利用可能であることを事前に評価していること。
- (4) 悪天候に見舞われても以下についてシステム(設備及び機器)の機能が失われないこと
 - a. 寒冷気候のときにシステム、構造物及び機器が確実に機能を発揮するよう、防護措置(ヒートトレース、暖房、耐候性の囲い等)が講じられていること。
 - b. 防護措置には、寒冷気候保護機能の支援に必要な計測制御装置や警報機校正プログラムのも含まれ、これらの耐候性機能の物理的状態を検証するためウォークダウンを実施する。
 - c. ディーゼル発電機用燃料油の「曇り点」(油の中にワックスの結晶の曇あるいは霞が出現するときの温度)の仕様が、極端な寒冷気候下でも非常用ディーゼル発電機が利用可能であること。また、それが事業者の試験等によって証明できていること。

5.3 差し迫る悪天候に対する準備状況

差し迫る悪天候から重要なシステム(設備及び機器)を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1) 悪天候になる前及び悪天候に見舞われている間において、影響を受けている状態を対象とする対応策並びに是正処置を含めた準備状況。長期間に及ぶ悪天候に対処する事業者計画の適切性。

- (2) 悪天候対策手順に記載される運転員等の対応が、重要なシステム(設備及び機器)の対応能力を維持するものであること及び必要な人員配置が規定されていること、並びに運転員が合理的に活動できるようシステムの制御機器、表示装置、機器等の近接性が考慮されていること。
- (3) 悪天候の期間に対処するためのプラントの改造、保守活動(一時的なハザード・バリアの撤去等)、革新技術の採用手順の改訂状況等。運転員による悪天候の対応は、気付かないうちに機器の保守管理に影響を与える可能性があるため、それらの課題を考慮して適切に評価・管理していること。
- (4) 悪天候対策手順に記載されている運転員の行動が、必要な設備、機器の即応能力を維持するものであること。
 - a. 予想されている気象条件が出現する前に要求されている監視活動が実施されていること、あるいは予定通り完了していること。
 - b. 事業者が機器を対象とした巡視を実施していること、あるいは、機器の機能を維持しておくための措置が講じられていること。

5.4 外部溢水に対する準備状況

悪天候等による外部溢水から重要なシステム(設備及び機器)を保護するための準備状況について、以下を確認する。

- (1) 外部溢水の危険性が差し迫っている間に、溢水防護手順及び対応策の準備が完了していること。なお、対応策には外部(気象庁等)からの情報を活用する手順も含める。
- (2) 運転員の活動が想定されるエリアにおいて、外部溢水に対処するために正常ではない状況(必要とされる運転員の行動が溢水によって制限される又は不可能になる場合を含む)下であっても、緊急的な手順書等によって適切な行動が取れること。可能であれば、外部溢水対応の実働訓練又は机上訓練の確認立会を行う。
- (3) 検査を行う選定エリアのウォークダウンによって、機器の設計特性を観察(予防的保守活動の調査も含む)し、外部溢水に対する準備状況。
 - a. 電線用導管等の溢水線の下にある機器の密封作業において、水密部の点検・補修がメーカー推奨の寿命範囲内で行われていること。
 - b. 溢水発生エリアの床のプラグ、床及び壁の穴及び貫通部の密封作業において、密封剤又はグラウト材の劣化状態を監視するために、材料を検査する手順又はプログラムが実施されていること。
 - c. 溢水エリアの中の水密扉の適切性として、ドアの「端部」の隙間調整と密封剤の適切性を確認するとともに、ドアの重要な部分の損耗と衝撃損傷を確認する。また、水密扉の閉止状態について、保安規定及び社内マニュアルに基づき適切に管理されていること。

- d. ごみ等によって排水システムあるいはその一部が使用不能になるのを防止するために、排水システムの十分な防護(スクリーン、カバー等)がなされていること。
 - e. 排水ポンプ、水位警報機及び制御回路が動作可能であること(溢水防護機器の保守と校正を含む)。
 - f. 一時的な、あるいは取り外し可能な溢水防壁(ガスケット、砂袋、その他の一時的な防壁)の状態、利用可能性及び品質が適切であること。
 - g. 安全に停止するための最終ヒートシンクへのアクセス経路が確保されていること。
- (4) 溢水のために運転員の行動が制限される等の異常エリアに関して、緊急的な手順等を使用し活動がなされていること。
- a. 手順あるいは活動が規定どおりに、また要求されている時間内に実施することができるか。(例えば、溢水緩和行動(水密扉の閉鎖等)の実施が可能であるか。)
 - b. 水位及びその水位に伴う作用(波、波の遡上、破片等)は運転員等の行動を害することにならないか。
 - c. その他の要因(機器の利用可能性や人員の配置等)によって、必要な行動の妨げにならないか(活動を行うに当たり十分か)。
 - d. 提案されている行動は、要求されているその他の安全機能に悪影響をもたらすことにはならないか。
 - e. 手順あるいは活動には、警告時間や溢水が差し迫っているという通知に関する考察が含まれているか。
 - f. 手順には、事業所が溢水に見舞われている期間に関する考察及び溢水の時間的長さに対する適切な考慮(例えば、必要な消耗品の利用可能性に対する考慮)が含まれているか。
- (5) 不適合管理において、緩和システム及びその支援システムに影響を与える可能性がある自然現象の問題を確認し、適切な時期にそれらの問題の解決に向けた対策が講じられていること。是正処置の履歴を調査し講じた処置の適切性及び有効性。悪天候及び特定の気象による影響を緩和する設備及び機器の使用が有用となる可能性。

5.5 検査対象共通の確認項目

各検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 自然災害等発生時の安全活動に係るマニュアル類が維持管理されていること。
- (2) 自然災害等の発生時における施設の保全活動に必要な要員の確保、及び要員の教育訓練が適切に実施されていること。
- (3) 教育訓練結果の評価が行なわれ必要な改善等の措置がとられていること。

6. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (2) 原子力発電所の火山影響評価ガイド
- (3) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
- (4) 核燃料施設等の審査基準、評価ガイド等

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号及び 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 16 号及び第 3 項第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 14 号及び第 2 項第 16 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 32 条	第 37 条第 1 項第 14 号及び第 2 項第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 13 号及び第 2 項第 15 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第7条
研究開発段階発電用原子炉施設	第7条
試験研究用等原子炉施設	第8条
再処理施設	第8条
加工施設	第8条
使用済燃料貯蔵施設	第9条
特定廃棄物管理施設	第8条
特定第一種廃棄物埋設施設	第8条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第8条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護 (高出力炉)	1年	2	20	日常
02	自然災害防護 (中出力炉)	1年	1	10	日常
03	自然災害防護(低出力炉 (臨界実験装置含む。))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	自然災害防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	10年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	10年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制

01	自然災害防護	10年	1	5	日常
----	--------	-----	---	---	----

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	自然災害防護	10年	1	5	日常

BE0020 火災防護 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における火災防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される火災による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

検査には、四半期ごとに施設内の火災防護(原子力施設敷地外で発生する火災防護対策を含む)の実施状況を検査する四半期検査と、年次ごとに実施される火災訓練等を検査する年次検査があり、それぞれ以下を検査対象にする。

(1) 四半期検査

- a. 火災区域^{*}における火災予防、感知・消火、影響軽減、消防設備等の管理状況

^{*}火災区域:耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域

(2) 年次検査

- a. 保安規定等に定める総合訓練をはじめ年間を通じて実施される火災訓練(消防隊の力

量等)

b. 火災防護計画に係る体制、消防資機材等の維持管理状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

原子力施設は、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減を図るための防護対策が設計段階で考慮されており、火災が発生しても安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能は損なわれず機能が維持されるようになっている。これを踏まえ、検査に当たっては以下の活動が適切に行われていることを関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって確認する。また、管理活動の有効性の評価が定期的に行われていることを確認する。

- (1) 安全上重要な構築物、系統及び機器に対する消火設備等の維持管理
- (2) 火災発生時に備えた体制の整備、教育・訓練及び資機材の維持管理

なお、上記項目の確認に当たっては以下の点に着目する。

- a. プラント内の可燃物及び発火源の管理
- b. 消防用設備等(火災感知及び消火設備)の保守管理
- c. 火災による影響の軽減に係る各防護対策の維持管理
- d. 停止中等の状況にある消防用設備等の代替手段の準備
- e. 外部火災防護に係る対策の維持管理
- f. 消防隊の力量等の維持管理

4.1 検査前準備

(1) 四半期検査

- a. 当該施設の設置又は事業(変更)に関する審査書等及び事業者の文書(設置(変更)許可申請書、工事認可(変更)申請書、技術検討書、系統図、設備の設計図書等)を確認し、安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域等の火災防護対策を確認する。
- b. 原子力施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器の火災防護を目的とする火災

防護対策及びその計画について、必要な手順、機器及び組織体制が適切に定められていることを確認する。

- c. 保守管理(巡視等を含む)に係る規定文書を確認する。
- d. 消防用設備等(消防法第17条の3の3に基づく点検結果報告書を含む)の点検状況を確認する。
- e. 検査官が実施する日頃の巡視にて、事業者が取り組む火災予防活動(持込物(可燃物)の管理状況、火気作業状況等)の実施状況を把握する。
- f. 安全施設を外部火災から防護するための運用手順を把握し、防火帯等の管理状況、外部火災の防護手段(外部火災影響評価ガイド参照)に係る設備等の変更の有無を把握する。

(2) 年次検査

- a. 消防訓練に係る年間計画を事業者から聴取し、訓練(消防総合訓練、事業所内で行われる要素訓練等)の実施時期を確認する。
- b. 事業者が実施する教育・訓練計画に係る規定文書を確認する。
- c. 消火活動に係る体制及び職務を火災防護計画等の規定文書にて確認する。
- d. 初期消火活動に関するマニュアルをはじめ火災発生時の対応手順書等を確認する。
- e. 公設消防機関との連携に係る文書、それらに係る訓練、検証等の実施状況等を確認する。
- f. 消火活動を行うに当たり必要な資機材等の維持管理に係る規定文書を確認する。

4.2 検査実施

(1) 四半期検査

検査を行うに当たり選定した火災区域等について、火災防護計画(又は防火管理要領、消防計画等)に照らして、火災防護対策が適切であることを確認する。確認に当たっては5.1四半期検査の手引き、6.参考資料を参考とし、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、防火管理、消防用設備等の火災防護対策を確認する。

(2) 年次検査

年間を通して行われる火災訓練を適宜選定し、消防隊の体制、指揮者及び隊員の力量、消防隊の装備等を活用して適切に活動できることを訓練現場にて確認する。また、消防隊の体制を確認するに当たり、訓練計画及び実施報告、消防隊の規模と要員構成、機器等の維持管理についても適宜確認する。なお、確認に当たっては5.2年次検査の手引き及び6.参考資料を参考とし、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、消防訓練等を確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査の手引

5.1 四半期検査の手引き

検査の手引に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

(発電用原子炉施設(もんじゅ、ふげんを含む。))

5.1.1 火災の発生防止

(1) 可燃性物質及び発火源の管理

- a. 可燃物が存置されているものについて、マニュアル等に従い管理されていることを確認する。
- b. 高温作業、溶接、切断、熱処理、研削、ろう付け、ガス又はプラズマアーク切断等の火気管理がマニュアル等に従い管理されていることを確認する。
- c. 発火性又は引火性物質の内包機器等において、漏えいの防止、拡大防止対策等の火災発生防止対策が、マニュアル等に従い管理されていることを確認する。

5.1.2 火災の感知及び消火

(1) 火災感知系統

火災感知装置の設置状態を確認し外観の損傷、障害物等が機能に支障をきたしていないか確認する(確認が困難な箇所は事業者の保守管理を確認する)。

(2) 水系消火設備(スプリンクラー消火設備等)

- a. スプリンクラーのヘッド及びノズルは主要機器(例、換気ダクト)又は仮設足場によって塞がれたり、損傷又は変形、若しくは作動を妨げる塗装等の付着物がないこと。また、当該消火設備の動作によって保護されている区域の施設に溢水等の悪影響を及ぼすことがないことを確認する。
- b. 消火設備ポンプ及びその系統の保守管理がなされており、健全性が保たれているこ

とを確認する。

(3) ガス系消火設備(ハロン、二酸化炭素消火設備等)

- a. 機器等によって消火設備の噴出ノズル口が塞がれガスの拡散が大きく阻害されることがないことを確認する。
- b. 当該設備の消火剤量や圧力が適切である等、その系統の保守管理がなされており、健全性が保たれていることを確認する。
- c. 防火扉は自動的に閉鎖できるよう管理されており、消火対象区域には消火剤充満のために設計上許容されていない開口した貫通部等が無いこと等を確認する。
- d. 消火設備が十分な機能を果たせる状態であることを確認する。

(4) 手動消火設備(消火器、屋内消火栓設備等)

- a. 消火器等が容易に使用できる位置に適切に配置されていることを確認する。
- b. 屋内消火栓設備等の消火ホースをはじめ機器、設備の外観に異常は無く、常時使用可能な状態であることを確認する。
- c. 消火活動(給水)に支障がでないよう防火水槽等(消防水利)の付近に駐車車両等の障害物がないか確認する。

5.1.3 火災の影響軽減

(1) 影響軽減対策設備(ケーブルトレイ等)

- a. 電気系統防火障壁系(ケーブルトレイ、電線管、関連補助系の防火ラップ及びブランケット材料)の状態に異常は無く、材料の接合部若しくは継ぎ目に隙間がないこと。かつ、バンド、タイワイヤ及びその他の締結具の型及び間隔が適切であること(確認が困難な箇所は事業者の保守管理を確認する)。
- b. 防火扉に支障がないことを確認する。また、耐火壁及び火災区域等の電気・配管貫通部のシールが適切に維持されていることを確認する(確認が困難な箇所は事業者の保守管理を評価する)。
- c. 換気系統の防火ダンパの操作性について確認する(確認が困難な箇所は事業者の保守管理を評価する)。
- d. 1次冷却材ポンプ電動機給排油系統が設置され適切に維持されていることを確認する。なお、確認に当たっては目視でオイル等の漏れが回収されていることを確認する(出来ればポンプ作業完了後の停止時間に現状を確認)。

5.1.4 代替手段等

(1) 代替手段及び火災監視

- a. 火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策の機器設備等が、何らかの理由で使用不能な状態となった場合は、それに相当する代替手段が事前に準備されていることを確認する。また、機器設備の復旧に当たっては合理的な時間内で迅速に処置対応がなされる計画を確認する。
- b. 火災区域等に関する巡視が行われていることを記録によって確認する。なお、記録の確認に当たっては、管理区域の入退域時刻や確認区域にて巡視者が現場にて活動していることを抜き打ちで確認する手法を用いると良い。

5.1.5 外部火災

(1) 外部火災の防護

- a. 防火帯幅が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる防火帯幅以上確保し維持管理がなされていることを確認する。また、防火帯の外縁から施設までの離隔距離が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上を維持管理されていることを確認する。なお、評価の根拠となる評価対象範囲において植生、地形等に変化が無いことを確認する(もし、変化があれば必要に応じて再評価がなされていることを確認する)。
- b. 想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮した自衛消防隊の活動が可能であることを確認する。なお、年次検査にて確認する内容を参考にして自衛消防隊が対応可能であることを考慮するとよい。
- c. 想定される石油コンビナート等の火災及びガス爆発に対して、危険距離以上及び危険限界距離以上の離隔距離を維持していることを確認する。
- d. なお、評価の根拠となる評価対象範囲において石油コンビナート等の施設に変化が無いことを確認する(もし、変化があれば必要に応じて再評価がなされていることを確認する)。
- e. ばい煙の影響防止の換気系統ダンパ設備や有毒ガスの発生による居住空間への影響防止対策等が、適切に維持管理されていることを確認する。

(核燃料施設等)

(1) 火災又は爆発の発生の防止

a. 全般

- (a) 施設の建物は、建築基準法等関係法令で定める耐火構造又は不燃材料が亀裂、劣化等もなく維持されていることを確認する。
- (b) 施設の建物内に設置する核燃料物質を取り扱うフード等の設備・機器の本体は、火災発生防止のため使用されている不燃性又は難燃性材料が亀裂、劣化等もなく維持されていることを確認する。

- (c) 電気設備間を接続するケーブルのうち使用電圧が高いケーブルは、難燃性ケーブルを使用し劣化等がないかを確認する。特に、UF6 ガス及び水素を取り扱う設備に関し、地震時にそのガスの供給を自動停止するインターロックに係るケーブルについては、火災から防護するため、必要に応じて検出端から作動端までカバー等に収納等されているか確認する。
 - (d) 可燃性の物質(油類等)を使用する設備・機器は、発火及び異常な温度上昇を防止する対策、可燃性の物質の漏えいを防止する対策を確認する。
 - (e) 爆発性の水素ガス又は水素ガスを含むアンモニア分解ガス、プロパンガス、都市ガス(以下「可燃性ガス」という。)を使用する連続焼結炉、加熱炉、焼却炉(以下「連続焼結炉等」という。)は、空気の混入を防止する機能が維持されているか、また熱的制限値を設定している設備は、これを超えることのないよう運用されているか確認する。
 - (f) 連続焼結炉等から可燃性ガスが漏えいした場合の爆発を防止するため、連続焼結炉等の内部温度、可燃性ガスの漏えい及び供給圧力を常時監視し、異常を検知した場合には連続焼結炉等の自動停止又は可燃性ガスの供給を自動停止する機能が維持されているか確認する。
 - (g) 地震加速度を検知した時点で、UF6 ガス及び可燃性ガスの供給を停止する機能が維持されているか確認する。
 - (h) 連続焼結炉等を設置する火災区域内で火災が発生した場合は、連続焼結炉等への電源を手動で遮断する手順があるか確認する。
 - (i) 可燃性ガスの漏えい検知器、制御盤、感震計、緊急遮断弁及び機器間の信号線が、断線した場合に緊急遮断弁を自動で閉止する機能が維持されているか確認する。
 - (j) 管理区域内への可燃物の持ち込みについては、必要な数量を超えて持ち込まないように管理されているか確認する。
 - (k) 管理区域内で可燃物を保管する場合は、金属製容器に収容するとともに、収容できない場合には、周囲から発火源の除去又は隔離されているか確認する。特に、UF6 を取り扱う設備・機器の近傍には可能な限り火災源となり得るものが設置されていないか、UF6 を正圧で取り扱う設備・機器を設置する場所で、火災源となり得るものを設置する場合には、火災影響評価を実施し、閉じ込め機能が維持されているか確認する。
 - (l) 可燃物及び発火源が、事業者の手順書に従って管理されていることを確認する。
 - (m) 高温作業、溶接又は切断作業が事業者の手順書に従って管理されていることを確認する。
- b. 可燃性金属の生成のおそれのある機械加工
- (a) 核燃料施設等では、ジルコニウム及びそれらの合金等の金属を細かく分割した状態で発生する火災に対して、特に留意する必要がある。このため、可燃性粉じんの発生

や可燃性のスクラップ及び切断屑の蓄積のおそれのある施設内での機械加工、研磨切断、研削等の機械加工が適切に管理されていることを確認する。

- (b) 可燃性金属の生成のおそれのある機械加工が、可燃性粉じん等の収集等の防火措置が講じられた設備によって実施されることを確認する。収集された粉じんは、必要な場合、汚染防止の措置、被ばく防止の措置(放射性粒子を除去するためにHEPAフィルタ等を経由する等の措置が講じられること、フィルタに繋がる収集フード及びダクトは、微粒子の沈着を最小限に抑え、清掃しやすい設計であること等)が実施されていることを確認する。

c. 焼結炉、焼却炉設備等

- (a) 水素等の可燃性ガスを使用する焼結炉等の設備について、火災及び爆発の発生を防止するための対策、発火及び異常な温度上昇の防止対策、可燃性ガスの漏えい防止対策等が許認可と整合していることを確認する。また、運転上設定された制限値が、許認可上の熱的制限値と整合するとともに、運転時に遵守されていることを確認する。
- (b) 焼却炉が、法令、許認可等に従い、設置及び運用されていることを確認する。
- (c) 放射性廃棄物の燃焼に使用される焼却炉からの排気が、放射性物質の濃度を低減する設備を介して環境へ放出されていることを確認する。排気は施設の気体廃棄物の廃棄設備を介すことであってもよい。

d. 非常用発電設備

- (a) 事業所内の非常用発電設備が、法令、許認可等に従い、設置及び運用されていることを確認する。
- (b) 燃料貯蔵タンクが、サービスタnkを除き、室外に配置されていることを確認する。
- (c) 設備の排気システムが、高温金属表面との接触、又は排気ガス若しくは火花の漏れによる可燃物の発火を防止できることを確認する。

(2) 火災の感知及び消火

a. 全般

- (a) 施設の建物には、火災を早期に感知し報知するため消防法に基づき自動火災報知設備が設置され、初期消火を迅速かつ確実に行うために消防法に基づき粉末消火器が設置されているか、消火器の設置数は消防法で定める数以上が設置されているか確認する。
- (b) 消火を確実に行うために、初期消火によって消火できなかった場合には水消火を行う体制が準備されているか確認する。
- (c) 消火活動を行うため、実施組織として防火のための組織を設け、定期的に訓練を実施しているか、消火活動に必要な防火衣、フィルタ付き防護マスク、投光器等の資機材を分散配置し、アクセスルートが確保されているか確認する。

- (d) 屋外には、建物及びその周辺の火災を消火するために、消防法に従い消火設備として屋外消火栓、可搬消防ポンプ等を設け、火災発生時に迅速かつ確実に消火を行うことができる状態であるか確認する。

b. 火災感知設備

- (a) 火災感知設備が火災を検知した場合、現場において、従事者が視覚、警報等によって、火災の発生を認識することができる状態であることを確認する。
- (b) 火災感知設備が火災を検出した際に、早期に火災発生場所を特定できる状態であることを確認する。

c. 水系消火設備(スプリンクラー消火設備等)

- (a) スプリンクラーが設置されている場合は、ヘッド及びノズルが機器(例、換気ダクト)又は仮設足場によって塞がれていないこと、損傷若しくは塗装されておらず適切な向きに設置されていることを確認する。また、当該消火設備によって保護されている区域の床排水が機能し施設に悪影響を及ぼすことがないことを確認する。
- (b) 消火設備ポンプ及びその系統の保守管理がなされており、健全性が保たれていることを確認する。

d. ガス系消火設備(ハロン、二酸化炭素消火設備等)

- (a) 消火ガスを使用する消火設備(例:ハロン又はCO₂)が設置されている場合は、当該設備が維持され、ノズルの欠落、ガス分散が著しく妨げられる等の性能が維持されていない状態にないことを確認する。
- (b) 当該設備の圧力が正常範囲内である等その系統の保守管理がなされており、健全性が保たれていることを確認する。
- (c) 防火戸は常時閉鎖した状態にあるかガス系消火設備の作動前に自動的に閉鎖できるものであること、消火対象区域の境界壁には開口した貫通部等が無いこと等を確認する。
- (d) 消火設備が十分な機能を果たせる状態であることを確認する。

e. 手動消火設備(消火器、屋内外消火栓設備等)

- (a) 消火器等の設置位置が許認可と適合することを確認する。
- (b) 消火器が全般的に適切な状態であること(例:圧力ゲージの表示が許容範囲内であり、ノズルがきれい、障害物がなく、充填試験記録から通常の間隔で試験が行われていること、有効期限内であること。)を確認する。
- (c) 消火活動(給水)に支障がでないよう防火水槽等(消防水利)の付近に駐車車両等の障害物がないか確認する。

(3) 火災又は爆発による影響軽減

a. 全般

- (a) 建物内に耐火壁、耐火性を有する扉、防火ダンパ等によって他の区域と分離した火災区域及び火災区画を設定し、火災を想定しても当該火災区画外への延焼を防止する状態が維持されているか確認する。
- (b) 防護対象機器への延焼を防止するため、ウラン粉末を取り扱う設備・機器のうち、制御盤、分電盤等の高圧電源を取り扱う設備・機器及び油の漏えいのおそれがある設備・機器の周辺に耐火性を有した防護板が設置維持されているか確認する。
- (c) 爆発性の可燃性ガスを使用する連続焼結炉等は、可燃性ガスの爆発による炉体の破損を防止するために、爆発による圧力を逃がす機能が維持されているか確認する。
- (d) 連続焼結炉等を設置する部屋は、可燃性ガスの爆発によって漏えいが発生しても、ウランを除去する高性能エアフィルタ、排風機及びダクトから構成される排気系統の機能が維持されていることを確認する。
- (e) 消火設備は、内部火災評価において想定される火災の等価時間及び火災の規模に適合した状態で維持されていることを確認する。
- (f) 現場確認を通じ、火災防護対象に取り付けた防火シートや防護板等の耐火性能に影響を及ぼすおそれのある取付けの緩み、損傷、バンドの弛緩等がないことを確認する。

b. 防火戸

- (a) 各種防火戸について、建築基準法の仕様規定又は性能規定に適合すること、防火戸の性能が維持されていることを確認する。

c. 防火ダンパ

- (a) 防火ダンパが、操作性を確保するものであることを確認する。
- (b) 防火ダンパの性能に影響を及ぼす損傷の兆候がないことを現場で目視確認し、現場確認を通じ、防火ダンパに閉鎖の妨げとなる阻害要因がないことを確認する。

d. ケーブル等

- (a) ケーブルや電線管等のうち、難燃ケーブルを使用する等の火災防護対策を講じているものについて、異常が無く、また、貫通部等に隙間がないことを確認する。

e. 可燃性液体の漏えい防止及び拡大防止

- (a) 油等の可燃性液体を格納する設備又は貯蔵タンクからの漏えい、漏えいの拡大を防止するよう設計された設備について、適切な状態であることを現場で目視確認する。

(4) 消火活動に起因する損傷等の悪影響の防止

a. 消火活動に起因する損傷の防止

- (a) 安全上重要な施設において、同じ火災区域等内に配置された安全機能を有する設備が、消火活動又は消火設備及び火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起き

た場合においても、安全上重要な施設の機能を損なうおそれがないこと(例えば、消火設備の誤作動によって核燃料物質が浸水したとしても、当該施設の臨界防止機能を損なわない等)を確認する。

- (b) 単一の場所での火災が間接的に煙、熱又は高温ガスの発生を通じて自動消火設備を起動させる結果、他の安全機能を有する施設を潜在的に損傷させる事態(例:スプリンクラーの作動による他の制御装置の浸水)に至る可能性がないことを確認する。

b. 消火設備による悪影響の防止

- (a) 許認可の内容に従い、消火剤(水又は気体を使用するもの)が安全機能を有する設備の臨界防止機能を損なわない措置が講じられていることを確認する。
- (b) 許認可の内容に従い、消火活動に起因するケーブル(計装及び制御装置ケーブル配線を含む。)故障を考慮しても、施設全体として臨界防止及び閉じ込めに係る安全機能が適切に維持するための措置が講じられていることを確認する。

(5) 設備の復旧措置

- a. 火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策に係る設備等が何らかの理由で使用不能な状態となった場合は、設備復旧に係る事業者の対応がなされることを確認する。

(6) 外部火災の防護に係る対策の整備

- a. 想定される外部火災(森林火災、石油コンビナート等の火災及びガス爆発等)に対して、評価上必要とされる離隔距離(防火帯幅、危険距離又は危険限界距離を上回る距離をいう。)を維持していることを確認する。また、必要に応じて、想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮した消防要員の活動が可能であることを確認する。なお、評価の根拠となる評価対象範囲において石油コンビナート等の施設に変化が無いことを確認する。もし、変化があれば必要に応じて再評価がなされていることを確認する。
- b. 核燃料施設等の換気系統へのばい煙の影響を防ぐためのダンパの設備等及び有毒ガスの発生が想定される場合における居住空間へ影響を及ぼさないための対策について維持管理されていることを確認する。

5.2 年次検査の手引き

検査の手引きに記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

(発電用原子炉施設(もんじゅ、ふげんを含む。))

- (1) 自衛消防隊の構成に当たっては、自衛消防隊長を含め常駐の隊員が5名以上であることを確認する。

- (2) 現場活動を行うに当たり防護服、空気呼吸器等の個人装備を適切に着用していること。また、個人装備が適切に管理されていることを確認する。
- (3) 中央制御室運転員が警報発報等によって火災を覚知後、あらかじめ定められた手順に従い対応がなされていることを確認する。
- (4) 自衛消防隊長は、消防活動を行うに当たり、あらかじめ定めた消火活動に係る戦略、計画手順等(例 自衛消防隊活動要領、事前消火計画)の写しを所持しており、また、当直長等の火災対応責任者も同様に消火活動に係る戦略、計画手順等を入手することができ、これらが活用されていることを確認する。
- (5) 訓練は自衛消防隊員の集結場所から開始し、自衛消防隊長は隊員に対して消火活動に係る情報を提供し、消火活動方針についての検討及び個別の任務を指示していることを確認する。また、当直長等の火災対応責任者と情報共有を行うための通信機器を確認し、消火活動の態勢を整えていること。さらに、消火活動方針はあらかじめ定めた消火活動に係る戦略、計画手順等と一貫しており、当該火災区域等の潜在的危険性が速やかに認識されていることを確認する。
- (6) 自衛消防隊は、あらかじめ定めた消火活動に係る戦略、計画手順等に指定されている適切なアクセス経路をとって迅速に火災現場へ向かっていることを確認する。ただし、放射線管理区域内で行う火災訓練は、被ばく管理の観点から消防隊は指定の最短経路に従わなくても良い場合がある。
- (7) 火災現場で活動中の自衛消防隊と中央制御室等の間で効率的かつ効果的な通信ができる環境を確保していることを確認する。なお、火災の規模に応じて公設消防隊との連携活動が考慮されていることを確認する。
- (8) 消火ホースをあらゆる火災現場まで障害なく到達させることができ、可能であればホースに水を流して訓練が行われていることを確認する。
- (9) 火災が発生した火災区域等において自衛消防隊員の安全を考慮した現場活動が行われていることを確認する。特に、当該火災区域等に自衛消防隊員が進入する際は、姿勢を低く保ち、熱を確かめるために扉に触れる等、消火活動を行うに当たり安全管理が徹底されていることを確認する。
- (10) 自衛消防隊員は、消火活動を行うに当たり、十分な消火資機材を現場に持ち込み、火災による負傷者及び他の隣接区域(区画)への延焼がないかを確認し、中央制御室等へ現場の状況を適宜連絡していることを確認する。
- (11) 火災区域内の換気設備又は適切な扉出入口に煙除去装置を配置し、あらかじめ定められた消火活動に係る戦略、計画手順等にしがって、効果的な煙除去活動訓練(訓練が行われない場合は、排煙機器の状態を確認)が行われていることを確認する。
- (12) 事業者の訓練計画にしがって行われ、訓練(目標)を適切に設定し、評価及び改善がなされていることを確認する。

(13) 訓練後、事後検討会を開催して問題点、課題等について話し合い、必要があれば改善されていることを確認する。

(14) 訓練終了後は火災に備えるため、速やかに消防資機材が整えられていることを確認する。

(核燃料施設等)

(1) 火災防護計画等に基づく体制、手順書、消火用資機材等の整備

- a. 初期消火活動の体制が許認可と整合することを確認する。
- b. 現場活動を行うに当たり、状況に応じた防火服、空気呼吸器等の資機材を適切に着用していること。また、資機材が適切に管理されていることを確認する。
- c. 従事者が警報発報等によって火災を認知後、あらかじめ定められた手順に従い、対応がなされていることを確認する。
- d. 当直長等の火災対応責任者は、初期消火活動を行うに当たり、あらかじめ定めた消火活動に係る規程、手順書等を入手することができること。また、これらを活用することを確認する。
- e. 訓練は、初期消火活動要員の集結場所から開始することを確認する。初期消火活動の指揮者は初期消火活動要員に対して消火活動に係る情報を提供し消火活動計画に基づく対応又は個別の任務を指示していることを確認する。また、当直長等の火災対応責任者とも情報共有を行うための通信機器を確認し消火活動の態勢を整えていることを確認する。なお、消火活動計画に基づく対応は、あらかじめ定めた消火活動に係る規程、手順書等と整合しており、当該火災区域等の潜在的ハザードが速やかに認知できることを確認する。
- f. 初期消火活動要員は、あらかじめ定めた消火活動に係る規程、計画手順等に指定されている適切なアクセス経路によって迅速に火災現場に向かうことを確認する。ただし、放射線管理区域内で行う消防活動については、被ばく管理の観点から初期消火活動要員は指定の最短経路に従わない場合がある。
- g. 火災現場で活動中の初期消火活動要員が対策本部等の連絡箇所の間で効率的かつ効果的な通信ができる環境を確保していることを確認する。なお、火災の規模に応じて公設消防隊との連携活動を考慮していることを確認する。
- h. 消火ホースをあらゆる火災現場まで障害なく到達させることができ、消火活動の模擬を行うことを確認する。
- i. 初期消火活動要員は、消火活動を行うに当たり、十分な消火用資機材を現場に持ち込み、火災による負傷者及び他の区域への延焼がないかを確認し、対策本部等の連絡箇所へ現場の状況を適宜連絡していることを確認する。
- j. 非常時等の措置として、公設消防と連携する場合、必要に応じ、臨界安全を考慮して、消火剤、消火方法等が定められ、禁水区域、汚染状況等の情報が公設消防とどのように情報共有が図られ、それらが手順書に反映されているか確認する。さらに、六フッ化ウラン

等の有害物質を取り扱っている施設については、それらに関する公設消防との連携、情報共有、手順書への規定状況等について確認する。

(2) 火災防護に係る教育・訓練

- a. 事業者の訓練計画に従って行われ、訓練目標の許容基準が満足していることを確認する。
- b. 事業者は訓練後、事後検討会を開催して問題点、課題等について討議し、改善の必要があれば対応を行うことを確認する。
- c. 訓練終了後は、火災に備えるため速やかに消火用資機材等を、あらかじめ定めた配置場所に整えていることを確認する。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- (4) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
- (5) 原子力発電所の火災防護規程 JEAC4626-2010(社団法人日本電気協会)
- (6) 原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010(社団法人日本電気協会)
- (7) 原子力発電所の火災防護管理指針 JEAG4103-2010(社団法人日本電気協会)
- (8) 核燃料施設等の審査基準、評価ガイド
- (9) 原子力施設管轄消防本部と原子力規制事務所との連携について(令和元年 6 月 21 日 消防特第26号)

6.2 技術資料等

- (1) 消防教科書「消防査察・消防用設備」平成 31 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)
- (2) 消防教科書「火災防ぎよ」平成 29 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)
- (3) 消防教科書「特殊災害」平成 28 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)
- (4) 消防教科書「建築」平成 27 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)
- (5) 「建築消防 advice」毎年発行(新日本法規出版株式会社発行)

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第81条及び第83条	第92条第1項第7号、第15号、第16号及び第18号並びに同条第3項第5号、第14号、第15号及び第18号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第76条及び第78条	第87条第1項第16号及び第18号並びに同条第3項第16号及び第19号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第9条及び第10条	第15条第1項第15号及び第17号並びに同条第2項第15号及び第18号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第11条及び第12条	第17条第1項第15号及び第17号並びに同条第2項第17号及び第20号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4及び第7条の4の3	第8条第1項第14号及び第16号並びに同条第2項第16号及び第19号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第31条及び第32条	第37条第1項第14号及び第16号並びに同条第2項第14号及び第17号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第29条及び第30条	第34条第1項第13号及び第15号並びに同条第2項第14号及び第17号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第55条及び第58条の2	第63条第1項第13号及び第15号並びに同条第2項第14号及び第17号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第16条及び第17条の2	第20条第1項第15号、同条第1項第17号、同条第2項第13号、同条第2項第16号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の7及び第2条の11の8	第2条の12第1項第13号及び第15号並びに同条第2項第15号及び第18号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 11 条、第 52 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 11 条、第 54 条
試験研究用等原子力施設	第 21 条
再処理施設	第 11 条、第 35 条
加工施設	第 11 条、第 29 条
使用済燃料貯蔵施設	第 12 条
特定廃棄物管理施設	第 11 条
特定第一種廃棄物埋設施設	第 11 条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 12 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	3	40 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	3	40 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査 (高出力炉)	四半期	4	50 (年間)	日常
02	年次検査 (高出力炉)	1年	1		
03	四半期検査 (中出力炉)	四半期	2	10 (年間)	日常
04	年次検査 (中出力炉)	1年	1		
05	四半期検査 (低出力炉(臨界実験装置含む))	四半期	1	5 (年間)	日常
06	年次検査 (低出力炉)	1年	1		

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	3	40 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査 (MOX加工)	四半期	2	25(年間)	日常
02	年次検査 (MOX加工)	1年	1		
03	四半期検査 (ウラン加工)	四半期	2	20 (年間)	日常
04	年次検査 (ウラン加工)	1年	1		

06貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	1	5 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	1	5 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	1	5 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

09 使用 (政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	四半期検査	四半期	1	5 (年間)	日常
02	年次検査	1年	1		

BE1021 火災防護 (3年) (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)に係る火災が発生した場合における火災防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される火災による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて必要な範囲を確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

施設全体の火災予防及び消防用設備等の管理状況を検査対象とするが、本検査では 事業者の許認可事項等の内容を踏まえ、検査対象をサイトにある原子炉の数とは関係なく 3~5 箇所(安全上重要な火災区域又は火災区画(以下「火災区域等」という))を選定(最低 3 箇所の火災区域等に関する検査は行う)し実施する。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定しても良い。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に実施する。

3.3 チーム構成について

本検査は、火災防護、原子炉の運転及び電気設備の各検査分野に詳しい検査官で検査チームを構成する。検査チームの構成に当たっては以下を考慮する。

- (1) 原子炉の運転に係る検査官は、火災が発生した際に火災後の安全停止を達成・維持し、環境への放射性物質の放出を抑制するために必要な原子炉と補助的な役割を果たす周辺機器、設備及び運転員の能力並びに手順書に関する評価を行うことから、発電所全体の設計、通常時及び異常時の運転手順書に詳しい検査官が望ましい。
- (2) 電気設備の検査に係る検査官は、多重化された系統の電源ケーブル、制御用ケーブル及び計装ケーブルに関する物理的・電氣的分離要件を確認する。代替停止操作盤の電氣的な隔離設計について評価し、操作盤が想定した火災区域等から電氣的に独立していることを確認するため、原子炉の電気計装制御設計、保守に精通した検査官が望ましい。
- (3) 火災防護に係る検査官は、他のチーム員と協力して、火災後の原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置されている等の火災防護対策の有効性を確認し、発電所の安全を確保するための必要な設備とケーブル分離等の適切な火災防護機能(消火、分離距離、防火壁等)が整備されていることを確認するため、原子炉の火災防護に関わるシステム、設備及び手順書に詳しい検査官が望ましい。

4. 検査手順

発電用原子炉施設は、火災の影響によって原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策が設計上考慮されている。また、その防護対策は破損又は誤動作によって安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であり、その機能が損なわなければならない維持しなければならない。

これらのことから、本検査では、以下の点を取り込まれていることを確認する。なお、本検査を補完するために「BE0020 火災防護検査ガイド」にて消防用設備等の保守管理及び消防隊の力量維持管理等を確認しており、検査チームは以前の確認結果及び潜在的な問題について、これらの分野に関する追加検査の必要性を検討する。

- (1) プラント内の可燃物及び発火源に関する適切な管理対策
- (2) 火災感知及び抑圧能力(消火設備等)に係る適切な能力
- (3) 耐火壁等の受動的な火災防護設備に係る適切な維持管理
- (4) 劣化又は使用不能等による使用休止中の火災防護設備等に対する適切な代替対策
- (5) 発災時、プラントの安全停止能力を確保するために必要な防護能力
- (6) 火災防護対策の変更に関する適切な評価及び文書作成

4.1 検査前準備

(1) 検査を行う火災区域等の選定として、検査チームは3年ごとに、チームの構成、担当範囲及び資源に応じて、3つから5つのリスク上重要な火災区域等を選択し、事業者の火災防護計画について、選択箇所に関するリスク情報を活用した検査を行う。また、チームは検査に際して問題の複雑さを考えて検査する火災区域等の数を調整することができる。

検査を行うに当たり選定した火災区域等について、火災防護計画等が適切であることを確認する。なお、確認に当たっては6.参考資料を参考とする。

(2) 検査対象を選定する際は、原子炉、火災防護及び電気の専門家の意見に基づいて、検査すべき火災区域等を選定し、選択プロセスでは、各火災区域等について、以下の観点を参考にして検討する。また、検査に当たっては、火災後の安全停止能力に重点を置き、その停止能力(代替含む)について検査を行う。

- a. 火災危険解析に関する評価
- b. 潜在的な発火源
- c. 燃焼物の形状と特性
- d. 安全停止状態を達成し維持するための重要な回路経路
- e. 事業者の火災防護及び消火能力
- f. 事業者の運転員による手動操作

4.2 検査の実施

本検査ガイドは、火災後の原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器が、反応度の制御、原子炉冷却材の補給、原子炉からの熱の除去、工程の監視及び関連するシステムの機能を支援することができることを確認するとともに、規制委員会の審査書及び事業者の文書(設置(変更)許可申請書、工事認可(変更)申請書等)が指定されたシステム及び設備の選択の裏付けになっていることを確認する。

火災防護システムの設置、設計、試験とともに、選定した火災区域等の火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る各防護対策の適切性等に関する確認は消防法等関係法令に照らして行う。また、このガイドの施行に必要な範囲において、原子力施設を管轄する公設消防と連携し、防火管理、消防用設備等の火災防護対策を確認する。

消防隊の訓練に立ち会う場合は「BE1020 火災防護検査ガイド」4.2(2)年次検査の結果を考慮し確認を行う。

多重化されたシステムの1つが火災による損傷を受けないようにするために「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」(以下「審査基準」という。)等に規定された方法の1つに代えて使われる原子力規制委員会が承認した適用除外又は特例には含まれない手動操作は、暫定的な補償対策にすぎないことから、本検査ガイドの5.検査手引(10)補償対策b.「安全停止のための補償対策としての手動操作」に記載されたガイダンス

を使った評価が行われる。

同じ火災区域等内にある多重化された系統の1つが「審査基準」等に規定された方法の1つによって火災による損傷を受けない場合には、実行可能で信頼できる運転員の手動操作若しくは安全上重要な安全停止用機器の火災による作動又は誤動作を抑制するために必要なその他の手段を事前の承認無しに使うことができる。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

検査手引に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

(1) 安全停止能力の防護

動力ケーブル、制御ケーブル及び計装ケーブルを含めて原子炉の安全停止能力を防護するために設置された火災防護設備が「審査基準」等に記載されている要件を満足していることを確認する。

(2) 受動的な火災防護

火災区域等の境界並びに配線間の火災防護及び設備の火災防護に係る耐火性能がその火災区域等の火災ハザード(火災区域(区画)特性表等)から見て適切であることを確認する。

設置記録又は修理記録の評価を通じて開口部及び貫通部を閉じるのに適切な耐火性能を有する材料が使用されており、その設置方法が設置(変更)許可申請書等にしていることを確認する。

また、系統分離として適切な耐火性能を有する材料が使用されていること、その設置方法が適切であり、その材料が適切に評価されていること及び適切な耐火試験によって適格性が確認されていることを確認する。選択した火災区域等の防火扉、防火ダンパ及び火災区域等貫通部のシールについて、点検評価が行われ維持されていることを点検結果及び保守手順書等の書類によって確認する。

なお、異なる設置状態又は異なる材料の使用が認められた場合は、適切な火災試験データを使って評価が行われていることを確認する。

(3) 能動的な火災防護

火災感知及び消火並びに消防隊の力量に係る各防護対策の適切性に関して、設置状態、維持管理及び操作手順を確認する。確認に際しては「審査基準」等に照らし、規格にしたがって適切に設置及び点検維持が行われ、選定した火災区域等の可燃物管理が行われ、火災が発生しても適切に消火されることを確認する。

また、消火活動に使用する可搬型消火資機材についても確認する。さらに、事前に計画されている消防隊の消火活動方針が、発電所の状態に応じた火災対応手順書、図面等に反映され、火災防護計画等に記載されている火災防護設備及び発災時の状態と矛盾していないことを確認する。

(4) 消火活動による損傷に対する防護

火災区域等に設置されている高温停止(低温停止)に必要なシステムの多重化された系統が消火活動若しくは消火設備の破断又は誤作動によって損傷を受けないこと、また、以下の点について対応がなされていることを確認する。

- a. 煙、熱又は高温ガスによって、自動消火設備が間接的に(不必要な箇所において)起動し多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災。
- b. 間接的に多重化された系統の全体に損害を与える可能性がある火災(又は消火設備の誤操作による手動起動又は誤作動による自動起動等)による水損。
- c. 水系消火設備で防護された火災区域等内には適切な排水路が設けられていること。

(5) 代替停止能力

a. 方法

選定した火災区域等において、原子炉の安全停止状態を達成維持するために必要なシステム及び機器(反応度制御、原子炉冷却材の補給、原子炉の熱除去、工程の監視及びシステム機能の支援)の代替停止方法が事業者によって適切に特定されていることを確認する。

なお、代替停止方法について、上記の性能基準が満たされていない場合には、工学的又は許認可に関する事業者の文書(設置(変更)許可申請書、工事認可(変更)等)を確認する。

また、火災後、原子炉を安全停止させるために中央制御室外から停止設備を操作しなければならない場合は、外部電源の使用可否に関わらず、高温停止状態又は低温停止状態を達成維持できることを確認する。中央制御室から代替場所へ制御機能を移動させることで、その機能が火災に起因する回路故障による影響を受けないことが実証されていること(すなわち、代替の安全停止制御回路に対してヒューズや給電が分離されていること)を確認する。

b. 実施面の対応

運転員の訓練プログラムに代替の安全停止能力に関する力量評価が含まれていることを

確認する。また、火災発生後に代替の専用停止システムを使用し、発電所を高温停止状態にして維持するために必要な訓練を運転員が受けており、消防隊を除く当直運転員の中から何時でも招集でき対応ができることを確認する。

代替停止システムに関する手順書が整備されていることを確認する。特に代替停止手順書には人的要因の特性(設備の配置、接近性、環境条件等に注意を払って、実際の手順書を段階ごとに確認されていること)が考慮されていることを確認する。

また、運転員が決められた停止操作時間内に手順書に記された指示事項を完全に実施できることを確認する。(9)補償対策b. 参照)

事業者は、代替停止機能への移行能力及び計測制御機能について、定期的な作動試験を行い代替停止能力の機能性が維持されていることを確認する。

(6) 通信連絡

携帯型無線通信機又は固定型緊急連絡設備が使用可能で、指定された作業を行うために適切なものであることを保管場所、手順書等から確認する。

火災事象に関する通報及び消防隊による消火活動のため、また運転員が必要な措置を調整し実施するために使用する通信連絡設備の能力(周囲の騒音レベル、受信の明瞭さ、信頼性、到達距離パターン等)を確認し、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。なお、代替又は専用の停止用通信連絡設備に関連した特定の問題がある場合は、発電所の対象区域で事業者が行う通信連絡試験を観察する。

また、火災が中継器、送信器等の通信連絡設備に影響を及ぼさないことを確認する。

(7) 非常用照明

入退域ルート、中央制御室及び手動操作場所等に設置された固定型又は携帯型の非常用照明設備に関する確認を行う。

- a. 非常用照明の電源が主バッテリーの場合には、発災区域の火災が、火災の影響を受けていない他の火災区域等へ影響を及ぼし安全停止操作に必要な非常用照明が失われないうように配電系統に防護措置が設けられていることを確認する。
- b. バッテリー電源の定格容量があることを確認する。また、電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具が必要な火災区域及びその出入通路に設置されていることを確認する。
- c. 照明が十分(安全停止に関わる計器へアクセス及び指示値並びに機器の作動状態を確認できる照度)であることを確認する。
- d. 照明装置の作動試験及び保守管理について、事業者の手順書等にしがって行われていることを確認する。
- e. 非常用照明装置のバッテリーが製造者の推奨にしたがって維持されていることを確認する。

(8) 低温停止設備の修理

事業者が低温停止用機器の損傷に備えて修理を行うための手順書、設備及び資材を整備し、それらの機器を使用し所定の時間内に低温停止を達成できることを確認する。また、修理用の設備、機器、工具及び資材が使用できる状態であることを確認する。

(9) 補償対策**a. 劣化した火災防護機器に対する補償対策**

使用休止中の劣化、使用不能になった火災防護設備、火災後の安全停止設備及び各種設備の機能(火災感知、消火設備、受動的な火災防護、安全停止機能(能力))を提供するポンプ、弁、電動装置等)に対する補償対策が整備されていることを確認する。

なお、短期の補償対策として、適切な是正措置がとられるまで、1つ以上の深層防護の要素を強化し補償することとし、適切な時間内に設備を使用状態に戻す事業者の機動性について確認する。

b. 安全停止のための補償対策としての手動操作

多重化された系統の1つの保守に関する要件を満たす方法3つは、耐火能力を有する隔壁及び離隔距離並びに火災感知及び自動消火設備の組み合わせに基づいており、これらの方法は、「審査基準」等に記載されている。この要件を満たさないために発生する可能性がある、安全停止サクセスパス上の機器の誤動作に対応するために、事業者が手動操作を行った場合は、根本的な性能の劣化を是正するものではなく、最終的な是正措置としては認められない。

適切な是正処置を実施中又は事業者が適用除外等の申請を提出準備の間の暫定 期間において、手動操作が以下に示す基準を満足すれば手動操作での補償対策を認める。

事業者がその手動操作を適切に遂行することができず、実施によって不安全なプラント状態が生じる可能性がある場合と検査官が判断する場合には、代替の補償対策又は暫定的な是正措置を実施しなければならない。

(a) 適用

本検査ガイドは、「審査基準」等の要件を満足するために、安全停止能力に係る手動操作の評価に関するものであり、手動操作を行使しないと要件が満足できない場合に適用する。

なお、事業者が要件を満足するために手動操作を行使するか確認し、手動操作を行使しない場合は、本ガイドは適用されない。事前に手動操作が承認されており、適用除外又は特例が出されている場合には、事業者が引き続き適用除外又は特例の条件を満足していることを確認する。

(b) 誤操作の防止に係る計装設備

誤動作が発生したことを運転員が確認できるように誤操作に係る計装設備(警報器表示、表示ランプ、圧力計及び流量指示計)が火災の影響を受けないよう適切に設置されていることを確認する。また、手動操作によって効果の確認ができるよう計装

設備が設置されていることも確認する。

(c) 環境面の考慮

運転員が手動操作を行う火災区域等へ移動又は手動操作する際に遭遇する環境条件について以下の点が考慮され評価が行われていることを確認する。

ア 「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」等が遵守されている。

イ 建築基準法関係法令及び事業者の火災防護計画にて求められる非常用照明が設置されていること。

ウ 温度及び湿度の条件が手動操作を行う運転員の能力を損ねないこと。

エ 煙、有毒ガス、消火剤(水、不活性ガス)等の火災の影響が手動操作を行う運転員の能力を損ねないこと。

(d) 要員の配置

原子炉を安全に運転するために適格性を備えた要員(消防隊を除く運転員)が配置され評価されていることを確認する。

(e) 通信連絡

手動操作と発電所の他の運転操作との連携が可能であり、火災の影響に対して通信連絡機能が防護されていることを確認する。

(f) 設備の利用可能性

特殊な工具及び器具等の必要性を評価し、必要な工具、器具等が常時使用可能な状況であること、また、手動操作を行うにあたり、別の設備に頼る必要がある場合は、必要な設備が使用できるよう管理方策が整備されていることを確認する。

(g) 訓練

運転員の訓練において、手動操作及び手順書(最新版であること)が適切であることを確認する。

(h) 手順書

手順に関する教育指導が適切かを評価し、迅速に対応できるよう緊急時手順書に含まれていることを確認する。なお、手順書は作業が複雑になり運転員に負担をかけることによって手動操作の信頼性が下がらないように作成され、安全停止のために不必要な操作手順が含まれていないことの評価がなされていることも確認する。

(i) 検証及び妥当性の確認

現在の手順書を用いた発電所内の巡視によって手動操作が検証されること、妥当性が確認されていること及び運転員が安全停止のために手動操作を行える能力が以下の点を考慮し評価されていることを確認する。

ア 重要な手動操作を行うにあたり時間的な余裕があること。

イ 複雑な作業(多数の操作、運転員間の連携等による充填、補助給水系による注水、原子炉隔離時の冷却、ディーゼル発電機の手動起動及び負荷の接続等の発電所機能の復旧)が確実に実施できるか分析されていること。

(10) 火災防護計画等の運営管理及び変更に関する評価と記録

火災防護計画等が適切に履行されていることを確認する。

火災防護計画等を変更することによって安全停止能力に悪影響が及ばないことが評価(設計変更の妥当性等)されていることを確認する。また、火災防護計画の変更に伴って、関連する文書等も必要に応じて変更がなされていることを確認する。

(11) 一時的な可燃物及び発火源の管理

施設内の可燃物及び発火源の管理について、火災防護検査ガイドにおいて確認した評価結果及び問題に基づいて、追加検査の必要性を検討する。

6. 参考資料**6.1 法令、基準等**

- (1) 消防法
- (2) 建築基準法
- (3) 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
- (4) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (5) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
- (6) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
- (7) 原子力発電所の火災防護規程 JEAC4626-2010(社団法人日本電気協会)
- (8) 原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010(社団法人日本電気協会)
- (9) 原子力発電所の火災防護管理指針 JEAG4103-2010(社団法人日本電気協会)
- (10) 原子力施設管轄消防本部と原子力規制事務所との連携について(令和元年 6 月 21 日 消防特第26号)

6.2 技術資料等

- (1) 「建築消防 advice」毎年発行(新日本法規出版株式会社発行)
- (2) 消防教科書「消防査察・消防用設備」平成 26 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)
- (3) 消防教科書「火災防ぎよ」平成 29 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 81 条及び第 83 条第 1 項 1 号のイ	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号、第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号、第 15 号及び第 18 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 76 条及び第 78 条	第 87 条第 1 項第 16 号及び第 18 号並びに同条第 3 項第 16 号及び第 19 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 9 条及び第 10 条	第 15 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 15 号及び第 18 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 11 条及び第 12 条	第 17 条第 1 項第 15 号及び第 17 号並びに同条第 2 項第 17 号及び第 20 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 及び第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 16 号及び第 19 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 31 条及び第 32 条	第 37 条第 1 項第 14 号及び第 16 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 17 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 29 条及び第 30 条	第 34 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 17 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 55 条及び第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 14 号及び第 17 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 16 条及び第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 15 号、同条第 1 項第 17 号、同条第 2 項第 13 号、同条第 2 項第 16 号
使用施設	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 7 及び第 2 条の 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 13 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 15 号及び第 18 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第11条、第52条
研究開発段階発電用原子炉施設	第11条、第54条
試験研究用等原子炉施設	第21条
再処理施設	第11条、第35条
加工施設	第11条、第29条
使用済燃料貯蔵施設	第12条
特定廃棄物管理施設	第11条
特定第一種廃棄物埋設施設	第11条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第12条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	火災防護(3年)	3年	3~5	325	チーム

04 加工 (MOX加工)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	火災防護(3年)	3年	2~4	225	チーム

BE0030 内部溢水防護 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」
(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における内部溢水防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される施設内における溢水等による損傷の防止基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

内部溢水は、別添-1内部溢水とリスクの考え方に示すように、複数の安全上重要な装置・系統が動作不能になったり、緩和、復旧のための人的活動に支障をきたす可能性があることから、以下を検査対象に選定する。

- (1) 溢水事象から安全機能を確実に維持するために防護すべき設備(以下、「防護すべき設備」という)と、防護すべき設備が設置される区画及び中央制御室並びに現場操作が必要な設備が設置(アクセス通路を含む)されたエリア(以下、「溢水評価区画」)

という)。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

溢水評価区画と防護すべき設備及び浸水等によるリスク上重要なケーブルについて、ワークダウンやリスク情報を活用しサンプリングにより検査対象を選定するとともに、許認可関連文書、事業者マニュアル、検査に関連する過去の不適合の是正処置状況等の情報を収集し、検査方針、検査のポイント等をまとめておく。

4.2 検査実施

検査に当たっては、内部溢水防護のための計画が策定され、「防護すべき設備(ケーブル含む)」及び「溢水評価区画」の健全性が維持され、リスク分析の想定条件との一致性等について関連文書の調査、ワークダウン、インタビュー等により以下を確認する。

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 許認可関連文書等により施設の溢水評価区画及びワークダウンによる取水施設を含めた内部溢水の影響を受けやすいエリアの調査。
- b. 設備の停止機能、放射性物質の閉じ込め機能、発電炉にあつては使用済燃料の冷却機能等、核燃料施設にあつては火災・爆発、臨界等の防止機能等を有する設備、これらの設備について適切な溢水防護対策が講じられ、溢水事象が発生しても設備の健全性が確保されること。
- c. 防護すべき設備のあるエリアにおいては、防水扉、堰、ドレン排水等の溢水防護対策が講じられ、それらの機能が劣化していないこと。
- d. 防護すべき設備が結露水、浸水等の内部溢水等により悪影響を受けないこと。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. 結露水、浸水等の内部溢水の悪影響を受けやすいケーブルの設置場所を配線図面等で確認し、悪影響を受けてもケーブルの健全性が確保されること。
- b. 防護すべき設備に使用されるケーブルは、仕様、耐環境性、水分による損傷等が考慮され、アクセスが困難場所では排水・乾燥、監視等が行われていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する安全機能に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引**5.1 事前調査時の留意事項****(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性**

- a. 事業者の文書(工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、単線結線図、設備の設計図書、内部溢水防護を運用するに当たって使用する社内文書等)、内部溢水影響評価ガイドを確認し、必要に応じて専門的知識や経験を有する検査官からも意見を求め、取水施設を含めた内部溢水の影響を最も受けやすいエリアを特定する。
- b. 「溢水評価区画」の設計基準の溢水レベルを示す事業者の文書を確認する。また、過去の溢水事象の問題に関する報告書と是正処置を確認する。
- c. リスク上重要な「防護すべき設備」及び「溢水評価区画(構造物、系統、部品を含んだ)」を確認し、エリアを選択する。
- d. 「溢水評価区画」に資機材の仮置きがある場合等、評価値より水位が上昇することによる影響を確認する。

(2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル

- a. アクセスが難しい電力ケーブル又は地下電力ケーブルの劣化状況について、事業者の検査、試験及び保全計画等を確認する。
- b. 溢水状態の間に水没を起こし易い場所、結露や湿潤による水分にさらされるケ

ケーブル、水没や湿気に起因する故障や劣化の影響を受けやすいケーブルを図面及びウォークダウン等により選択する。

- c. 事業所に展開されるケーブルの種類、故障のし易さ、劣化の影響の受け易さ、水分による損傷のし易さ、及びアクセスできないケーブル並びに地下ケーブルに対する排水・乾燥操作、監視、性能試験の効果反映等事業者の活動を確認する。

5.2 検査実施時の留意事項

a. 発電用原子炉施設

(1) 溢水評価区画と防護すべき設備の健全性

- a. 選択したエリア又は部屋の現場巡視によって「防護すべき設備」及び「溢水評価区画」の健全性が維持されていることを確認する。巡視に当たっては予防保全活動状況を含めて確認する他、設計管理の観点で以下を確認する。
 - (a) サンプ水位や水密扉状態等の溢水に係る警報の有無。
 - (b) 設計基準の内部溢水の評価水位より低い位置にある装置(電線管等)の密封状態(コーキング処理)、配管貫通部及び電線管貫通部の止水処理状態。
 - (c) 装置の電路(ケーブルトレイ、電線管)、床孔、溢水区画の床と壁の貫通部分の密封状態。
 - (d) 「溢水評価区画」(溢水区間)の隔離用に設置された、床ドレン配管及びチェックバルブを含めた共通の排水システム及びドレンタンクの管理状態。
 - (e) ゴミ等による排水ポンプの停止防止用め、排水システム(スクリーン・カバー)が適切に管理され、ポンプエリアには床ドレンの閉塞がないこと。
 - (f) 溢水対策として設置された、水密扉、堰、壁、空調ダクトの止水ダンパ、建屋内配水系の逆流防止(フロート式逆流防止弁)等の健全性。
 - (g) 「防護すべき設備」の保守と校正(例えば、排水ポンプの動作可能性、水位警報及び制御回路の健全性)の適切性。
 - (h) 分析又は適切に保守されていないソース(可撓型配管の伸縮継手の故障、防火システムスプリンクラーの破損、屋根の漏水、給水ラインの故障)の影響で内部溢水の発生源となるドレンタンク等の管理状態。
 - (i) 緊急時運転要領書(EOP)活動の実施に必要な重要な装置が、EOP で述べた溢水事象向けに計算された室内最大水位より下に配置されていないこと。
(該当する場合)
 - (j) 一時的な、又は取り外し可能な溢水バリア(パッキン、ガスケット等)の状態と入手のし易さ。(特注品で長納期の予備品の保管を含む)

- (k) 蒸気影響を緩和する検出器等の防護カバー、特定温度検出器の設置状況
- b. 使用済燃料冷却系統が運転中かつ、補給水源からの給水が可能であることを確認する。
- c. 定期的実施している教育・訓練の実施状況を確認し、溢水事象発生時には非常用の手順が遵守され、運転員の活動が適切であることを確認する。
- d. 保守管理計画に基づき実施している防護すべき設備、溢水評価区画及び関連する資機材の試験・検査、点検の実施状況。
- e. 検査官は、検査の効率化と事業者負担軽減ため、エリア選定及び事業者の同行を事前に調整する。
- (2) 浸水等によって悪影響を受けるリスク上重要なケーブル
- a. 凝縮、湿潤、浸水又は湿気が原因の損傷による地下ケーブルの故障や劣化の履歴がある場合は、年間のサンプルを追加し、「防護すべき設備」を停止させるケーブルを含めた1～2つのケーブル配線エリア又は場所(地下バンカー・マンホール、ケーブル配線用溝、ケーブルトラフ、地上及び地下ダクトバンク、地中埋設室、地表より下の建物のケーブル導入ポイント他)を確認する。
- (a) 実行可能な場合は、直接観察によってケーブルが水没していないことを検査する。乾燥したエリアの場合、以前の浸水を示す証拠(壁の水の痕跡、ケーブルトレイのゴミ他)の現在の状態を確認する。ケーブルが水没している又は以前の浸水を示す証拠がある場合、実用炉監視部門に相談の上確認を続け、環境悪化又はプラントの安全性に及ぼす影響の度合いを判断する。
なお、実行不可能な場合は、担当 監視部門と協議する。
- (b) 直接観察によってケーブル又は端子に損傷がないことを検証する。また、ケーブル支持構造物の状態を観察する。ケーブル又は端子、支持構造物に劣化が確認された場合には健全性を確認する。
- (c) 該当する場合、適切な排水装置(サンプポンプ)の動作を確認し、「防護すべき設備」が水没しないように水位警報回路が正しく設定されていること。
- (d) 可能であれば、排水装置(サンプポンプ)が適切に運転されており、かつ水位警報回路の設定値が適切であり、これらによってケーブルが水没しないこと確認する。排水装置が設置されていない場合、(それでも)排水路があり、これが当該ケーブル施工エリアで機能することを見極める。排水装置も排水路も無い場合は、ケーブルの運転環境が(プラント)製造業者の設計仕様及び品質

基準に合致していること(=「水没しても機能する仕様となっていること」を指す)を確認する。

- (e) (延長運転期間内のプラント) 著しい湿気が確認された場合、事業者はケーブルを乾燥状態に保つ措置を講じていること、ケーブルの経年変化管理プログラム等によってケーブルの劣化を評価していることを確認する。
- b. アクセスが困難なエリア(地下トレンチ等)は光ファイバー等の機器を使用するか、他の代替機能による間接的確認を認める。
- c. ケーブル配線エリア内に配置されたケーブルの状態を判断しやすくするため、検査状況を詳細に記載する。
- d. 検査の過程で課題が特定され又は疑問が生じた場合は、検査官は必要に応じて専門検査官に状況を連絡し判断するための支援を受ける。

b. 核燃料施設等

下記に記載されている視点は、一般的に重要と考えられる視点の例示であり、詳細は事業者の許認可事項等の内容を踏まえて確認する。

- (1) 溢水による臨界の防止及び核燃料物質の閉じ込め機能の喪失を防止する観点から、第1種管理区域において粉末状の核燃料物質を取り扱う設備・機器、核燃料物質によって汚染された物を取り扱う設備・機器及び第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備に係る溢水防護対策の実施状況を確認する。
- (2) 溢水による火災・爆発の発生を防止する観点から、高温で可燃性ガスを取り扱う連続焼結炉の制御に必要な電気・計装盤の溢水防護対策の状況及び現場操作の適切性を確認する。
- (3) 溢水の拡大防止対策として、地震加速度を検知した時点で作動する給水ポンプの自動停止機能や溢水源となる各系統の緊急遮断弁の状況を確認する。
- (4) 核燃料物質を取り扱う核的制限値を設定した設備・機器等の溢水による臨界防止として、内部溢水に対し許容没水高さより高い位置に設置されていることを確認する。
- (5) 減速条件を管理する設備・機器については、火災時の消火水等の被水に対し水密性を有する閉じ込め弁、遮水板及び防水カバー等の状況を確認する。
- (6) 閉じ込め機能喪失防止として、第1種管理区域内を負圧に維持するための気体廃棄設備等は、内部溢水に対し没水しない状況であること、火災時の消火水等の被水に対する遮水板又は防水カバーの状況を確認する。
- (7) 外部への溢水の漏えい対策として、溢水防護区画境界にある扉等の開口部の堰の状況を確認する。

- (8) 溢水の拡大防止対策として、溢水源近傍又は溢水経路に設置されている漏水検知器の状況を確認する。
- (9) 被水によって電気火災が発生する又は機能喪失するおそれがある電気・計装盤については、漏電遮断器の状況、防水カバー又は電源を遮断する措置の状況を確認する。

6. 参考資料

- (1) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (2) 核燃料施設等の事業規則、許認可関連文書

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号、第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号、第 14 号及び 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 16 号及び第 3 項第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 14 号及び第 2 項第 16 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 32 条	第 37 条第 1 項第 14 号及び第 2 項第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 13 号及び第 2 項第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 15 号及び第 2 項第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 13 号及び第 2 項第 15 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 12 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 12 条
試験研究用等原子炉施設	第 19 条
再処理施設	第 12 条
加工施設	第 12 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 13 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニット(原子炉)を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (高出力炉)	1年	1	15	日常
02	内部溢水防護 (中出力炉)	1年	1	5	日常
03	内部溢水防護 (低出力炉(臨界実験 装置含む。))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	2	30	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護 (MOX加工)	1年	1	20	日常
02	内部溢水検査 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	内部溢水防護	1年	1	5	日常

別紙－1 内部溢水とリスクの考え方(実用発電用原子炉施設の例)

監視領域	検査の目的	リスク考慮の考え方	例
起因事象	<p>起因事象を引き起こす可能性のある内部溢水の特定</p> <p>選定したケーブル配線エリアについて、浸水に至らしめる要因とその期間の特定</p>	<p>共通要因故障の潜在的可能性</p> <p>溢水区画間のバリア</p> <p>未解析の内部溢水発生源</p> <p>溢水時に水没するエリア</p> <p>湿気による損傷によって、保守規則に定めるリスク上重要な機器が使用不能となるケーブル劣化</p>	<p>高流量かつ低圧力システムのエキスパンション接続部の保守が十分であること</p> <p>消火用スプリンクラーの保守</p> <p>大容量を有する水システムにおいて、試験時に通常と異なる系統構成となっている場合</p> <p>ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること</p> <p>想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす</p>
緩和系	<p>安全に停止するための機器の機能を喪失に至らしめる内部溢水事象の特定</p> <p>溢水時に浸水すると疑われるケーブル引き回し区画(若しくは、復水や被水によって湿気環境に露出する可能性のある場所)の特定。</p>	<p>消火水、補機冷却海水系、補機冷却水などの高水量・低圧システム(特にエキスパンション接続部がある部位)</p> <p>保守規則の範囲にあるリスク上重要な機器を機能不全に至らしめる原因となりえる湿分によるケーブルの劣化・損傷</p>	<p>扉、サンプルポンプ及び警報</p> <p>原子炉停止に必要な電気設備の内、溢水時に水没するもののシーリングが十分であること</p> <p>異なる溢水区間に共通するオーブンドレインシステムの逆止弁</p> <p>ケーブルの等級と品質が、水没の状態が想定されていることと整合していること</p> <p>想定される水没状態において、水没の可能性のあるケーブルは、非活線となると見なす</p>

BE0040 緊急時対応組織の維持 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における緊急時対応組織の維持の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される通信連絡を行うために必要な設備基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育、機材・設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

緊急時、非常時等に対応する組織の体制が適切で組織が継続的に維持されていることを確認するものとし、以下を検査対象にする。

(1) 緊急時対応組織における体制等

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

許認可関連文書、保安規定、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査計画及び検査方法等を定め、サンプリングにより事業者の活動状況を確認する。

4.2 検査実施

検査の実施に当たっては、手順書等の関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって以下を確認する。

(1) 緊急時対応組織における体制等

- a. 代替緊急時対策所を含む緊急時対応組織に係る体制及び運用手順。変更があった場合はその妥当性。
- b. 緊急時対応組織に係る体制・配置の適切性が検証されていること。
- c. 緊急時対応組織に係る要員の確保状況
- d. 緊急時対応組織に係る訓練や通信設備等のサーベイランス試験の結果
- e. 緊急時対応組織の知識的要素及び技術的要素と必要な力量確保。
- f. 緊急時対応組織に関連する是正処置の有効性

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

緊急時対応組織における初期検査後、その後の検査は全体の検査を繰り返す必要はないが、緊急時対応組織の配置に対する変更、緊急時対応組織での通信システム試験の実施及び是正処置の有効性に重点を置き確認する。

以下は、本手順の検査要求事項をどのように達成するのかの方法と例を示す。以下を利用するかどうかは、検査官の裁量による。

(1) 緊急時対応組織における体制等

- a. 緊急時対応組織に係る体制及び運用手順

保安規定を確認し、緊急時対応組織の配置基準、活動の適時性、関連施設での事業者の責務及び活動目標を確認する。前回の検査以降、緊急時対応に係るハ

ードウェア、ソフトウェア又は手順書に加えた変更を検査してプロセスの有効性に対する影響を検査する。

なお、既の実施した検査によって、緊急時対応に係るハードウェア、ソフトウェア又は手順書の妥当性が検査されていること。

- (a) 以前の点検以来、緊急時対応に係るハードウェア、ソフトウェア、又は手順に加えられた変更を確認し、プロセスの有効性への影響を検査する。
 - i. 保安規定に従って、通信連絡設備が確保できているか確認する。
 - ii. 通信連絡設備は、システムテストを実施してシステムを維持していることを確認する。
 - iii. 緊急時対応組織(召集名簿)の連絡先情報が最新版を維持できていることを定期的に確認する仕組みになっているか確認する。
- (b) 前回の検査以降の訓練(例えば、召集、報告)の結果を検査する。
 - i. 結果が正しく評価され必要に応じ改善されているか確認する。
 - ii. 通信連絡設備のシステムを使用した訓練が、適切に検証しているかを判定する(例えば、呼び出し訓練は移動時間の検証で補完されているか、通報訓練は定期的の実施されているか)。
 - iii. 通信連絡設備のサーベイランス頻度が保安規定に従っているか確認する。
 - iv. 通信連絡設備の訓練が実施されていない場合、要員と面談して実施方法及び対処方法を熟知しているか判断する。
- b. 緊急時対応組織の勤務体制、配置

保安規定に規定されている事業者による緊急時対応組織における体制を確認する。

 - (a) 通常の緊急時対応組織における要員の欠員が生じた場合にバックアップ体制が整備されているか確認する。
 - (b) 効果的であるために、緊急時対応組織の活性化、増強及び関連施設の活動を活発にする目標が満たすことができる、合理的な保証を提供するのに十分な以下の要素を基本的に含まなければならない。
 - i. 勤務表には、以下の力量のある要員のみが記載されていること。
 - ア. 緊急時対応組織の訓練
 - イ. 呼吸用保護具(全面マスク)、必要に応じて眼鏡用呼吸用保護具(全面マスク)の着脱訓練
 - ウ. 以下の訓練:放射性物質が放出事象,テロ事象などの事象のみならず重大事故対処設備の使用における緊急時対応組織による初動に対する適切な対応。
 - エ. 要員の安全確保のための防護対策や事業所への近接不可能な場合の明確な指示。

- ii. 緊急時対応組織の配置基準が満たされ、割り当てられた職務に配属される十分な人数が継続的に確保される仕組み。
 - iii. 緊急時対応組織は、チームごとに分割されているので、事業者は「一斉召集」方式を採用する等の連絡手段が確立されていること。
- c. 緊急時対応組織の要員の確保状況
- (a) 対応状況を以下のように確認する。
 - i. 可能であれば、担当者が勤務場所にいる場合には、対処に要する時間を測定する。
 - ii. 可能であれば、担当者の対応時間が測定されている演習能力(例えば、抜き打ちによる勤務時間外の通報訓練、抜き打ちによる勤務時間外の「召集」演習、通信訓練など)
 - iii. 緊急時対応組織における要員が、勤務場所から適切な移動時間内に住んでいることを確認する。
 - (b) 緊急時対応組織の勤務表のメンバーの訓練記録のサンプルを確認して力量が確保されていることを確認する。
 - (c) 通常勤務、時間外のみならず、最近の週末及び祝日の勤務職員名簿のサンプルを確認する。原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラータービン技術者、放射線取扱主任者、核燃料取扱主任者など標準作業の交替勤務職員の役割以外の職位に重点を置くこと。
- d. 緊急時対応組織に係る訓練やサーベイランス等
- (a) 以下のようなプログラム要素のサンプルを確認する。
 - i. 個別の緊急時対応組織に通知するための機器が利用可能で機能していることを確認する(例えば、携帯電話、ホットラインなど)。
 - ii. 訓練記録のサンプルを確認して緊急時対応組織が通信連絡設備に正しく対応して訓練を受けていることを確認する。
 - iii. 通信連絡設備を使用するための手順を確認する。
 - iv. 適切なものがあれば訓練記録のサンプルを確認し、緊急時対応組織の呼び出し体制を運用する要員がその使用について訓練されていることを確認する。
- e. 緊急時対応組織の知識的要素及び技術的要素
- (a) 知識的要素とは、自らの行為が何のために実施しているのか。また次の展開はどうかかなどを確認する。
 - (b) 技術的要素:バックホウなどの重機の運転能力、発電機の起動、フランジを正しく締められる、通信手段の確実な操作などを確認する。

- f. 緊急時対応組織に関連する是正処置の有効性
- (a) 緊急時対応組織の要員配置不備に関係する是正処置計画からの項目のサンプルを確認し、事業者が適切な是正処置を実施し、問題を是正したことを確認する。
 - (b) 緊急時対応組織に特定された脆弱性や通信連絡設備の系統試験における不適合が事業者の是正処置プログラム(CAP)に入れられ、プロセスが確実に機能するよう是正処置を開始していることを確認する。
 - i. 緊急時対応組織の訓練時に特定された脆弱性や最後の検査以降に実施した系統試験における不適合のサンプルを確認して、何らかの傾向又は繰り返される不具合を特定し是正処置の有効性を確認する。
 - ii. 繰り返される不適合に対する是正処置を確認し、妥当性を確認する。
 - ア. 担当者の能力問題及び機器故障の処置を確認する。
 - イ. 繰り返される項目が必ずしも是正処置の不適合を示すわけではない。しかし、不適合が繰り返されるという傾向によって、事業者の能力に疑問が生じ、是正処置プロセスの妥当性を判断するため、更に取組が必要となる場合がある。
 - ウ. この取組では経営者やその他個人との面談、さらに事業者の是正処置プログラム(CAP)の確認を必要とする場合がある。
 - (c) 事業者の訓練の自己評価及び最後の検査以降の系統試験すべてを検査する。
 - i. 評価の対象と重要度、訓練評価者などの知識水準、問題の処置が適切であったか確認する。
 - ii. 特定された問題が是正処置プログラム(CAP)で扱われ解決されたかどうか確認する。

6. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書

7. 改定履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第15号及び第16号並びに同条第3項第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第15号及び第16号並びに同条第3項第15号及び第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第14号及び第15号並びに同条第2項第14号及び第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第14号及び第15号並びに同条第2項第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第13号及び第14号並びに同条第2項第15号及び第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第13号及び第14号並びに同条第2項第13号及び第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第12号及び第13号並びに同条第2項第13号及び第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第12号及び第13号並びに同条第2項第13号及び第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第14号及び第15号並びに同条第2項第12号及び第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の8	第2条の12第1項第12号及び第13号並びに同条第2項第14号及び第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子力施設	第 47 条及び第 77 条
研究開発段階発電用原子力施設	第 46 条及び第 77 条
試験研究用等原子力施設	第41条及び第 42 条
再処理施設	第 31 条及び第 51 条
加工施設	第 25 条及び第 39 条
使用済燃料貯蔵施設	第 24 条
廃棄物管理施設	第 23 条
特定第一種廃棄物埋設施設	第 23 条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 26 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	15	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	15	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持 (高出力炉)	2年	1	5	日常
02	緊急時対応組織の維持 (中出力炉)	2年	1	5	日常
03	緊急時対応組織の維持 (低出力炉(臨界実験装置含む))	2年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	15	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持 (MOX加工)	2年	1	10	日常
02	緊急時対応組織の維持 (ウラン加工)	2年	1	5	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応組織の維持	2年	1	5	日常

09 使用 (政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

01	緊急時対応組織の維持	2年	1	5	日常
----	------------	----	---	---	----

BE0050 緊急時対応の準備と保全 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、再処理、加工)
「非常時の対応」(試験炉、貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における緊急時対応組織の維持の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、重大事故等対処設備及び緊急時対策所並びに多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(試験研究用等原子炉施設及び使用施設等に限る。)に必要な措置基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育、機材・設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

緊急時及び非常時に対応するための準備・訓練(重大事故等及び大規模損壊対応を含む)に係る一連の評価等活動とそれを踏まえた対応準備、保全活動(設計管理含む)を確認するものとし、以下を検査対象とする。

- (1) 訓練等におけるパフォーマンス
- (2) 訓練等の自己評価
- (3) 緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応の機材・設備の保全活動

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定

してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

許認可関連文書、保安規定、事業者等のマニュアル、安全活動状況及び不適合の是正処置状況等を調査するとともに、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査対象及び検査方法等を定め、サンプリングによって事業者の活動を確認する。

4.1 検査前準備

- (1) 事業者のCAPプログラムに「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」上の問題があるかどうかを確認する。
- (2) 前回の検査の実施以降の保安規定の改定箇所を確認し、非常時マニュアル等を確認する。
- (3) 想定される事象の自己評価において特定したすべての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に関連する是正処置の有効性及び完了時期の適時性(安全性の重要度に応じた合理的な時間)について確認する。
- (4) 訓練でのコメント文書のサンプル(訓練報告書、記録、気付き事項リスト等)を確認して、「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点が適切に特定され、是正されていることを確認する。
- (5) 訓練でのコメントから「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の是正処置のサンプルを抜き出し、その有効性及び完了時期の適時性について確認する。
- (6) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の内部監査の計画(年度展開)を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。
- (7) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」を自己評価した結果、そこから抽出した水平展開及び完了時期の適時性を確認する。
- (8) 緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応設備の保全計画等を確認する。
- (9) 緊急時対策棟の保全状況を確認する。

4.2 検査実施

本検査では、事業者が行う緊急時、非常時等の対応に係る自己評価活動、対応準備、関連保全活動について以下を確認する。

(1) 訓練等における事象に対する事業者のパフォーマンス

訓練等における事業者のパフォーマンスを確認し、事象に対する準備の状況や自己評価に係る情報を収集する。

(2) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等の訓練に関する自己評価

「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等訓練に関して事業者が行う自己評価を確認し、重大事故等対処施設などの改良工事等、保全活動への反映等を確認する。

(3) 緊急時、非常時、重大事故等対処設備、緊急時対策棟等の保全活動

自己評価結果等から得られた情報を元に、必要に応じた設計管理が適切な手順に従って行われ、それらからの要求が検査対象とする設備等と整合し、適切な保全活動がなされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引**5.1 検査前準備に係る留意事項**

(1) 事業者の是正処置プログラム(CAP)文書の確認については、以下の領域における文書類のサンプルを確認して、問題点が捕捉され是正処置プログラム(CAP)入力が適切に分類分け・優先順位付けされていることを確認する。

- a. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」における是正処置プログラム(CAP)の状況
- b. 実際の事象発生時又は訓練(SA 訓練等)の実施時に生じる「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点及びパフォーマンス劣化を特定する。
- c. 内部監査の計画(年度展開)を確認し、必要に応じて実施状況を確認する。
- d. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の検討状況
- e. 評価の実施に当たり、評価を実施する責任は複数の部署に割り当てても良い。

(例えば、監査については QA 部門、実践訓練については非常時対応準備部門、シミュレーター訓練については運転訓練部門など)

- f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」関連の是正処置の内、実際の事象発生時の自己評価の結果とみなすものをすべて検討し、事業者の是正処置を確認については、以下を参考にする。
 - (a) 適時性(安全性の重要度に応じた合理的な時間であった)
 - (b) 有効性が確保されていること。

5.2 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 訓練等における事象に対する事業者のパフォーマンス

- a. 実際の事象発生時の保安規定に関連する文書を前回の検査以降について収集し、以下の点について確認する。
 - (a) 保安規定に関連する文書
(なお、通報様式は保安規定に直接関連しないが、対象として確認する。)
 - (b) 記録の完全性及び正確性
 - (c) チェックリストの適切性
- b. 実際の事象発生に関する資料を閲覧し、以下の点の可否について判断する。
 - (a) 事業者によって保安規定の要求事項に従い有効に実施されていること。
 - (b) 分類、通知に適時性があり、かつ正確に実施されている。

注記： 実際の事象発生時の保安規定の実施に関する検査を事象発生後に実施してもよい。

- c. 実際の事象発生時の記録に対する検査官の評価を事業者の自己評価と比較し、事業者がすべての「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の問題点を適切に特定して是正処置プログラム(CAP)に記録したかどうかを判断する。
 - d. 実際の事象発生時の対応に関して、検査官によって記録された評価等を確認し、その情報から事業者の準備状況や保全に繋がる自己評価等の情報を抽出・確認する。
- ### (2) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応」等訓練に関する自己評価
- a. 分類、通知及びパフォーマンス指標の入力値がそれぞれ是正処置プログラム(CAP)に適正に記録されていること。
 - b. 分類、通知及びチェックリストを一貫して正確に使用していること。
 - c. 訓練の評価とシナリオをまとめた、一貫性のある文書類であること。

- d. 評価プロセスで、パフォーマンスの弱点を適切に特定していること。
- e. 訓練の評価、パフォーマンス指標の問題など、実際に関する効率性及び適時性に対する自己評価から抽出した是正処置のサンプルを確認するについては、以下を参考にす。また、是正処置は完全であるが、有効性が十分でないように見える場合は、パフォーマンス改善にかかる時間の延長を考慮してもよい。そうすれば、今後の訓練で、そのような改善がみられることが期待できる。パフォーマンスの強化又は改善のために事業者が取った行動の有効性は評価する必要がない。
 - (a) 検査項目又は傾向が繰り返し発生していることを検出した場合は、以下の事項に従う。
 - i. 是正処置によって再発防止されてきたかどうかを判断する。訓練の弱点の修正に失敗しているかどうかの判定には、問題点及びその問題点が認められる是正処置の詳細な検討が必要である。
 - ii. 事業者が問題の傾向又は再発を特定し、その内容を是正処置に組み入れたかどうかを判断する。問題の再発が1度目である場合は、是正処置に有効性がないと機械的に決定すべきでない。逆に言えば、問題点の証明に一度成功したとしても、必ずしも是正処置が有効であると判断してはならない。
 - (b) 弱点の解決が明白に失敗したことが観察された場合は、以下の事項に従う。
 - i. 問題点に対処するための特別な是正処置を検討すること。また、現実に起きた事象、訓練及び訓練成果において、同様な問題点が生じた類似事象を検討すること。
 - ii. 同様な問題点に重点を置いた検査サイクルのパフォーマンス指標、是正処置、自己評価及び検査記録を調査する。
 - iii. その問題点に対して実施された是正処置を調査する。
 - iv. 問題の全記録に基づいて是正処置の有効性を評価する。同様の活動でパフォーマンス上の問題が再発しているパターンがあるかどうかを特定するために(そのようなパターンがあれば、その他の有効性に欠ける是正処置も特定できる)、過去の是正処置を調査して、現在の問題の全体像を把握する。
 - (c) 装置や施設に対する是正処置又は「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の領域ごとの是正処置のサンプルを適宜選び、以下の事項の調査を綿密に行う。
 - i. 是正処置報告書(終結文書)
 - ii. 取られた是正処置
 - iii. 現場で実施された是正処置と、是正処置報告書(終結文書)の整合性
 - (d) 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の特定領域では

正処置が講じられていないと指摘された場合、(例えば、現場業務監視チームの技能やチーム・メンバーの能力)、検査官はその領域が保安規定を遵守しているか検査するよう求めることができる。所定の領域で是正処置の欠如が特定されるということは評価プロセスに問題が存在する可能性がある。

- f. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する監査結果について以下を参考に確認する。
 - (a) 監査の妥当性を評価する。
 - (b) 検討対象としてその他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の監査領域から是正処置のサンプルを選ぶ。
- g. 「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」に対する自己評価の是正処置を確認については、以下を参考にする。
 - (a) その他の「緊急時、非常時、重大事故等及び大規模損壊対応要領」の自己評価の資料から抽出した是正処置のサンプルを検討すること。調査内容の例を以下に示す。
 - i. 訓練のパフォーマンスに関する品質保証(QA)評価
 - ii. 原子力防災組織の準備状況
 - iii. 重大事故等対処設備の準備状況
 - (b) 是正処置サンプルを選定し、その対応について検討すること。
 - (c) 事業者の是正処置の適時性及び効率性の可否を判定すること。
- h. 重大事故等対処設備の保全の確認は、以下を参考にする。

(3) 重大事故等対処設備、緊急時対策棟等の保全活動。

- a. 重大事故等対処設備のサーベイランス記録等を調査し、以下の事項の可否を判定する。
 - (a) 稼働しない機器を補うための対策が妥当であったかどうか
 - (b) 報告義務をすべて満たしているかどうか
 - (c) 必要な機器類(自給式呼吸器、連絡用機器、コンピュータなど)が機能し、認可・検定の要求事項を満たしていること。
- b. 緊急時対策棟の保全状況の確認は、以下を参考にする。
 - (a) 現状と過去の状況の記録によって確認し、緊急時対策棟の居住性の適合性に関する保安規定が遵守されていること。(現状は、立会っても良い)
 - (b) 施設の役割の遂行に必要な機器類が配備されており、数量的に十分である

こと。

(c) 緊急時対策棟の電源供給が、規制要求事項を満足していること。

c. 設計に係る検査については、BM0100 設計管理の検査ガイドを参考にできる。

6. 参考資料

6.1 実用発電用原子炉、核燃料施設等の規則、審査基準、許認可関連文書

7. 改定履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第 8 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第 37 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 5 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 5 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 12 号及び第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 4 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 46 条、第 54 条及び第 76 条
研究開発段階発電用原子炉施設	第 45 条、第 56 条及び第 76 条
試験研究用等原子炉施設	第 39 条、第 58 条及び第 70 条で準用する第 58 条の規定
再処理施設	第 30 条、第 36 条及び第 50 条
加工施設	第 30 条及び第 38 条
使用済燃料貯蔵施設	—
特定廃棄物管理施設	—
特定第一種廃棄物埋設施設	—
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 27 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (高出力炉)	2年	1	10	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (中出力炉)	2年	1	5	日常
03	緊急時対応の準備と保全 (低出力炉(臨界実験装置 含む。))	2年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	20	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全 (MOX加工)	2年	1	15	日常
02	緊急時対応の準備と保全 (ウラン加工)	2年	1	10	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	緊急時対応の準備と保全	2年	1	5	日常

BE0060 重大事故等対応要員の能力維持 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、加工、再処理)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における重大事故等対応要員の能力維持の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置の活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

検査は、事業者が実施する重大事故等発生時(非常の措置を含む。)、大規模損壊発生時に対応する要員への教育及び訓練を検査対象とし、以下の適切性を確認する。

- (1) 重大事故等発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練
- (2) 重大事故等発生時対応の成立性の確認訓練
- (3) 大規模損壊発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練
- (4) 大規模損壊発生時対応の技術的能力の確認訓練

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目

安に行う。

なお、重大事故等発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練並びに成立性の確認訓練については、四半期ごとに検査を実施することを目安に検査可能な範囲で数多くサンプルを選択する。

4. 検査手順

附属書1「検査追加領域の優先順位の設定」を参考に、ウォークダウンやリスク情報等を活用して検査計画、検査方針等を定め、サンプリングによって事業者の活動を観察する。

4.1 検査前準備

前項 3.1 の検査対象別に以下に示す情報等を収集し整理する。

(1) 前回の教育及び訓練評価等の確認

前回の教育及び訓練の評価書を入手して内容を確認し、事象の分類及び判断、関係各所への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示、教育及び訓練の問題点の改善等の活動及びそれらの準備状況について問題点を特定する。

(2) 検査対象の教育及び訓練内容の確認

検査対象の教育及び訓練の予定表を入手して内容を確認し、設置又は事業(変更)許可書の要件及び保安規定に定める想定時間を確認する。

4.2 検査実施

(1) 重大事故等発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練

a. 前回の教育及び訓練の評価

(a) 検査官によって確認した全ての問題点について、事業者が実施する評価に含まれていることを確認する。

(b) 事業者による評価の不適合は、記録して重大性を確認し、評価を行う。

(c) 事象の分類及び判断、関係各所への通報又は連絡、放出される放射能及び対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の活動の不適合が、事業者によって正しく特定されているか確認する。

(d) 事業者が特定した問題点は、今後、原子力規制庁が解決を確認できる CAP に取り込まれていることを確認する。

注記： 訓練及び教育におけるパフォーマンスの不足は、事業者がパフォーマンスの問題を修正又は是正するため、それらを CAP に取り込めば規制上の問題ではないが、教育及び訓練のパフォーマンス不足ではあるので、緑以上と評価した場合は、検査報告書に記載する。

b. 再現される問題点の特定

- (a) 過去の教育及び訓練の評価記録を使用し、検査で確認した問題点が、傾向や反復性のある問題点であるかを判断する(すなわち、再現性があるか確認する)。
 - (b) 過去の問題点及び想定される事象、訓練及び訓練の展開に対する問題点については、修正又は是正処置を確認する。
 - (c) 上記に伴う修正又は是正処置の完了を確認する。
 - (d) 上記(a)を確認した場合、事業者が傾向や反復性のある問題点を特定し、修正又は是正処置に取り組んでいることを確認する。
- c. 保安規定の順守不履行の特定
- (a) 教育及び訓練時の確認において、事象の進展に対応できない手順を確認した場合は、その旨を記録し、評価を行う。例えば、事象の進展を特定できていない又は効果のない手順を確認した場合、その問題は、事業者又は検査官のいずれかが特定したとしても、教育及び訓練の問題点として扱われることはなく、事象の進展に対応する組織全体パフォーマンス不足と定義する。検査官は、以下を実施する。
 - (b) 特定された問題の履歴を確認し、関連情報を入手する。
 - (c) 可能であれば直ちに、該当する教育及び訓練が保安規定に定める想定時間を満足しているか判断する。それが直ちにできない場合は、専門検査官に指示を仰ぐ。
- d. 検査対象の教育及び訓練の実施状況並びに評価
- (a) 事業者の活動の評価が正確か確認する。
 - (b) 事業者が緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係箇所への通報、放出される放射性物質の量の評価並びに事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等の活動における不適合を正しく処理しているか確認する。
 - (c) 必要に応じて、専門知識を有する検査官等に問い合わせる。
- (2) 重大事故等発生時対応の成立性の確認訓練
- 当該成立性の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に習い同じ内容で確認する。
- (3) 大規模損壊発生時対応の力量の維持向上のための教育及び訓練
- 当該教育及び訓練について上記(1)の a. ～ d. に習い同じ内容で確認する。
- (4) 大規模損壊発生時対応の技術的能力の確認訓練
- 当該技術能力の確認訓練について上記(1)の a. ～ d. に習い同じ内容で確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査準備の留意事項

- (1) 前回の教育及び訓練評価等の確認
 - a. 教育及び訓練対象者の評価内容の確認をする。
 - b. 教育実施者の評価内容の確認をする。
 - c. 教育及び訓練に対する改善のための気づき等の記載の確認をする。
- (2) 検査対象の教育及び訓練内容の確認
 - a. 検査対象の教育及び訓練の予定表には実施時間、実施場所、実施内容が記載されていることを確認する。
 - b. 6.参考資料を参照し検査対象の概要を把握する。
 - c. 教育及び訓練の内容に航空機脅威の可能性、敵対行為事象、爆発、火災等による広範囲のプラント損傷が含まれている場合は、設置又は事業(変更)許可書の要件を確認する。
 - d. 教育及び訓練について、事象の分類及び判断、関係各所への通報又は連絡、放出される放射能、事象に対応する要員の線量評価、放射線防護処置の指示等の手順を確認し、内容の理解を深める。
 - e. 教育及び訓練の全ての内容、手順等が実施されていることを確認する。
 - f. 教育内容に新しい知見が反映されているか確認する。
 - g. 訓練については、悪条件時における活動が含まれているか確認する。
 - h. 訓練については、安全対策が講じられているか確認する。
 - i. 教育及び訓練の内容には、過去の不適合について、修正又は是正処置が行われ、その結果を反映した内容に変更されているか確認する。

5.2 検査実施での留意事項

- (1) 事業者の教育及び訓練の評価の観察
 - a. 発生した事象に応じて、緊急時対応組織が内閣府、原子力規制庁、地方自治体、自社本店等へ速やかに通知がされているか確認する。

- b. 通知が何らかの影響で遅延した場合は、その原因を特定し重要性を評価する。
 - c. 事象の分類及び判断、関係各所への通知、放出される放射能及び事象に対応する要員の線量評価、事象に対応する要員への放射線防護処置の指示等の活動並びにそれらの準備状況における問題点を特定する。
 - d. 検査官が特定した問題点は、事業者が教育及び訓練の評価を実施するまで部外秘としなければならない。
 - e. 必要に応じて教育及び訓練参加者に質問し回答を得る。
 - f. 活動の確認に関する質問は、その他の活動を見過ごす場合があるため、疑義が生じた場合は記録に残し後日確認する。
 - g. 教育及び訓練内容に疑義が生じた場合は、後日、教育及び訓練の責任者に確認する。
 - h. 3.2(1)b.(a)及び(b)①については、保安規定に定める想定時間内に終了していることを確認する。
 - i. 教育及び訓練報告書等の全ての評価項目に、評価が記載されている事を確認する。
- (2) 再現される問題点の特定
- a. 教育及び訓練の過去の不適合について、再現を確認した場合には、その問題点について、特定を行う。
 - b. 必要に応じて、専門検査官の助言を得る。
- (3) 保安規定の順守不履行を特定する。
- a. 保安規定の記載内容と事業者のパフォーマンスに相違がある場合、必要に応じて専門検査官に報告する。
- (4) 事業者の評価の正確性に関する評価
- a. 事業者による教育及び訓練対象者の力量評価、講師への評価、内容の評価等に疑義が生じた場合は、訓練責任者に確認を行う。
 - b. 教育及び訓練で確認した不適合については、事業者の不適合管理の手順に従い処理されていることを確認するとともに、次回検査へのインプットとして取り扱う。
 - c. 必要に応じて、専門検査官の助言を得る。

6. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性

評価に関する審査ガイド

- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号,第15号及び第16号並びに同条第3項第5号,第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号,第15号及び第16号並びに同条第3項第6号,第15号及び第16号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号,第14号及び第15号並びに同条第2項第6号,第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号,第13号及び第14号並びに同条第2項第6号,第15号及び第16号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1~2	30 (年間)	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1~2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1~2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1~2		

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1~2	30 (年間)	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1~2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1~2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1~2		

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	四半期	1~2	30 (年間)	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練	四半期	1~2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練	1年	1~2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練	1年	1~2		

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練(MOX加工)	四半期	1~2	25(年間)	日常
02	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練(MOX加工)	四半期	1~2		
03	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練(MOX加工)	1年	1~2		
04	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練(MOX加工)	1年	1~2		
05	重大事故等発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練(ウラン加工)	四半期	1~2	15(年間)	日常
06	重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練(ウラン加工)	四半期	1~2		
07	大規模損壊発生時に係る力量の維持向上のための教育及び訓練(ウラン加工)	1年	1~2		
08	大規模損壊発生時に係る技術的能力の確認訓練(ウラン加工)	1年	1~2		

附属書 1 検査追加領域の優先順位決定

1. 一般事項

一般的に、緊急時対応の教育及び訓練の原子力規制庁による監視は、リスク重大性が高い領域に重点を置いた教育及び訓練に焦点を定め、検査資源はこれらの領域を対象に配分することになる。しかし、資源の制約範囲内で幅広い対応領域を検査すべきである。

不適合管理に係るデータは、懸念のある対応を特定するために用い、その問題点を確認出来るよう検査資源を配分する。

教育及び訓練の評価に従い、リスク重大性の高い緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係箇所への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等の活動を過去の検査実績を勘案するとともに、事業者の活動に信頼性がある場合、検査官は、その領域での確認を減らし、利用可能となった検査資源の一部を使い、以下のようなリスク重大性の低い領域を選ぶとよい。

評価関連の是正処置の審査を容易にするため、検査官は、過去2～3年間の訓練及び教育に対する所見に従い、修正又は是正処置リストを要求する。可能であれば、その所見は緊急時対応施設ごとに分類しているものがよい。

検査官は、リスク重大性の低い領域(例えば、職員配置等)における事業者の活動が、リスク重大性の高い領域における事業者の活動及ぼす影響に注意を払い続ける。

2. 検査追加領域の優先順位決定

最もリスク重大性の高い領域に検査資源を配分するためのガイダンスを以下に示す。これらの領域は通常、重大性順に考えてよい。検査資源を配分するための選別は、過去の不適合に基づいて行うべきである。

- (1) 敵対行為の間の措置を含み、説明責任、避難、線量評価、甲状腺保護を含む対応要員への放射線防護装備の妥当性
- (2) 緩和措置を策定する能力
- (3) 国民の安全を守るための緩和処置及び放射性物質の拡散を防止する努力を優先させる能力
- (4) 事故下において緩和措置を実施する能力
- (5) 指示命令系統の有効性
- (6) プラントの事故状態の把握及び分析する能力
- (7) 事業者の対応要員間の通信の妥当性
- (8) 事業者のプレス・リリースの正確性

BE0070 重大事故等対応要員の訓練評価 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、再処理、加工)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応要員の訓練評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合(以下、「重大事故等発生時」という。)及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合(以下、「大規模損壊発生時」という。)は、実用発電用炉あつては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあつては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあつては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保全するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する全ての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者は重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の訓練を実施している。検査官はこれらの訓練が成立していること及び対応要員のパフォーマンスを確認する。

3.1 検査対象

事業者が重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する対応要員の訓練について、以下を検査対象とする。

- (1) 重大事故等発生時に係る訓練
 - a. 成立性の確認訓練
- (2) 大規模損壊発生時に係る訓練
 - a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (1) 許認可文書に記された計画の実施状況
- (2) 事業者の活動について独立した確認
- (3) 事業者による問題点の特定に関する評価
- (4) 再発する問題点の明確化
- (5) 規制要件に対する不適合な点の明確化
- (6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の活動要件に照らした訓練の評価

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

附属書1「検査追加領域の優先順位の決定」を参考に、ワークダウンやリスク情報等を活用して検査計画、検査方針等を定め、サンプリングによって事業者の活動を観察する。

4.1 検査前準備

- (1) 訓練シナリオが提出されていること
 - a. 事業者が対象の訓練シナリオを提出していること。専門検査官による、検査ガイド「BE0080重大事故等訓練のシナリオ評価」を使用した検証が完了していること。何らかの懸案事項があれば、それを事業者に伝えられていることを確認する。

(2) 訓練検査の準備

- a. 訓練の検査準備をする。対象の訓練は、事業所ごとに行う必要がある。また、実用発電用原子炉施設の場合は、新規規制基準の認可を受けた発電所において実施する起動前の訓練については、号機ごとに行う必要がある。

(3) 過去の問題点の抽出及び是正処置のレビュー

- a. 過去の訓練結果として指摘された問題点の抽出と是正措置レビューを行い、訓練実施の際に確認すべき活動分野のリストを作成する。少なくとも、以前に指摘されたリスク上重要な是正処置のレビューを行い、訓練時にその改善状況について確認する。

(4) 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備及び資機材等の確認

- a. 常設重大事故等対処設備、可搬型重大事故等対処設備及び資機材の保有数、保管状況、巡視点検、定期試験、機能試験等を確認する。

(5) 許認可文書に基づき作成した計画、手順書等の確認

(6) 前年度の訓練に対する評価結果の確認

4.2 検査実施

(1) 許認可文書に記された計画の実施状況

- a. 緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係箇所への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員の放射線防護処置の指示等の活動を資源の許す範囲で、できるだけ多くの活動を確認する。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 実施された訓練の事業者評価について確認する。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者が特定した問題点の評価を行った結果と、検査チームによって確認した問題点がCAPにインプットされていない場合、インプットされていない問題点を特定する。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 是正処置の有効性を評価するために、前回の訓練以降に類似の活動で再発している問題点を明確にする。

(5) 規制要件に対する適合しない点の明確化

- a. 許認可要件に対する違反やパフォーマンス劣化を示す可能性がある問題点を明確にする。

(6) 監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」活動要件に照らした訓練評価

- a. 上記 4.2(5)及び(6)によって確認した問題点を監視領域「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の要件に照らし、問題点の評価を行う。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査の準備

検査の重点は、緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質の量の評価及び事象に対応する要員への放射線防護への指示等の活動を資源の許す範囲で多くの点を確認するとともに、関連する自己評価についても評価を行う。以下に記すものとは異なる検査方法でも、それらが検査要件を満たす場合、その方法を容認することができる。

(1) 対象の訓練シナリオが提出されていること

- a. 検査ガイド「BE0080重大事故等訓練のシナリオ評価」が完了し、懸案事項があればそれを解決するために、事業者に伝えられ、是正されていることを確認する。
- b. 事業者が訓練に先立って、懸案事項に対処しなかった場合には、再訓練を求めるか否かを判断する際の一要因となる可能性がある(下記5.2.(6)を参照)。

(2) 対象の訓練検査の準備

- a. 検査官は、検査の準備として訓練概要を理解するため、訓練シナリオのレビューを行う。その際、訓練時の活動を評価する指標、想定事象の解析等について、検査チームと事業者の間で共通の理解があることを確認する。
- b. 緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質の量の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動を確認できるよう、検査資源の配分計画を作成する。活動の評価指標に関するデータを

レビューして不履行又は良くない傾向が存在する場合には、どのような特定の分野を確認すべきかを決定する情報として役立つ。活動の評価に関するデータのレビューによって重大な不履行や傾向が示されない場合には、リスク上重要な活動をサンプリング検査によって確認すれば十分であり、検査資源を他の確認に配分することができる。

- c. 附属書1「追加の検査分野の優先度付け」に記された優先度付けに関するガイダンスを考慮して、実際に確認できる範囲で他の活動を確認する計画を作成する。資源の有効利用、過去の経緯、問題点の是正処置等を考慮して、他の検査分野を選択する。
- d. 緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質の評価、事象に対応する要員への放射線防護の指示等の活動が手順書に反映されていることをレビューし、理解する。サイト緊急事態時及び全面的緊急事態時の避難を含めて、緊急時対応要員以外のサイト要員を防護する措置に関する手順が記されていることも確認する。
- e. 事業者の自己評価プロセスについて十分に理解するとともに、期待される結果について事業者と議論する。これには、自己評価のスケジュール、内容及び評価会合に陪席するとともに、自己評価プロセスがいつ終了するかを検査官が知る必要がある。自己評価で指摘された問題点に関わる改善案の全てが事業者の上級管理者に報告され、管理者の質問又はコメントが文書で示された時点をもって、自己評価プロセスが終了したと見なす。事業者は、指摘された軽微な問題の全てに対処するため、自己評価が遅れることがないようにすべきである。
- f. 訓練の内容、実施及び事象の進展に整合しない訓練シナリオの変更について議論するために、訓練の前に、事業者の職員による検査チームへの訓練概要説明会を開催する。これは、訓練シナリオ、事象の進展、その状況についての判断及び訓練への期待事項を確認する機会となる。

(3) 過去の問題点及び是正処置のレビュー

- a. 前回訓練以降の事業者の訓練報告書及び内部監査等の結果を基に、過去に指摘した問題点及び是正処置に関するレビューを行う。
- b. 対象の訓練の検査を行うため、緊急時組織の活動及び設備に関連する解決済み問題点のサンプルを選ぶ。検査資源は、リスク上重要な分野に配分すべきであるが、他の分野にも重要な問題点がある場合には、それらの分野についても検査ができるように資源を配分する。附属書1「追加の検査分野の優先度付け」に記された優先度付けに関するガイダンスを使用すること。

(4) 常設重大事故等対応設備、可搬型重大事故等対応設備及び資機材等

- a. 常設重大事故等対処設備については、保有台数の確認、巡視実施状況の確認、定期試験の実施状況の確認、機能試験の実施状況の確認、操作手順の確認を行い、必要時に使用可能な状態であることを確認する。
- b. 可搬型重大事故等対処設備については、保有台数の確認、保管状況の確認、巡視実施状況の確認、定期試験の実施状況の確認、機能試験の実施状況の確認、操作手順の確認を行い、必要時に使用可能な状態であることを確認する。また、予備品が確保されていることについても確認する。
- c. 資機材の確認については、訓練実施の妨げにならないよう、保有している事を確認する。

(5) 前年度の訓練に対する評価の改善状況

- a. 前年度の訓練に対する評価が実施され、当該訓練にて改善されていることを確認する。

5.2 検査実施

(1) 許認可文書に記された計画の実施状況

- a. 作成された計画、手順書に従い実施する訓練を確認し評価する。
注記： 検査官に期待されることは、事業者の行為又は手順書の適切性、規則に対する適合性を評価することではなく、許認可文書に定める想定時間が守られているか及び対応要員が事象に対応できているかを評価することである。

(2) 事業者の活動について独立した確認

- a. 緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質の質量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活動について確認を行う。
 - (a) 明白な訓練実施上の問題点を指摘する。
 - (b) 緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質の質量の評価、事象に対する要員への放射線防護装備の指示等の活動及びその他選択した分野での事業者の活動で作成した文書及びチェックリストを収集する。
 - (c) 事業者の自己評価が終わるまでは、検査官が指摘した問題点は、事業者に伝達しない。検査官による確認及び結論について議論する前に、管理者のレビューを含めて事業者の自己評価の結論が完成していることを確認する。
- b. 緊急時対応組織の活動上の問題点の発見と是正の妨げとなった訓練関係者の行為の有無を明らかにする。また、発見されていたはずの問題点を事業者が発見しなかったことは、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な

- な体制の整備に関する規則」に対する不適合と評価され、重要度評価の対象となる活動の劣化とされる可能性がある。さらに、その行為が活動指標に関わる場合、パフォーマンスの劣化として抽出されず、評価指標へ反映されない原因となる。
- c. 緊急時対応措置に要した時間の測定方法は、事業者が定める(“測定開始”及び“測定終了”の時期など)。承認された代替案がない場合には、警戒事態、又はそれよりも高いレベルの緊急事態の宣言とともに測定が開始され、計画に基づいて施設が所定の業務を再開できる状態になり、対応作業から当直スタッフが解放された時点をもって測定が終了すると考える。(施設の準備ができて、直交替の前に重要な作業を完了するために当直運転員の解放が遅れる可能性もある。)
- d. 主要な緊急時対応施設(代替施設及びバックアップ施設)の能力を確認する。具体的には次の能力について評価する。
- (a) プラントの技術情報を分析する能力。
 - (b) 事象の状況に関する技術的な説明を行う能力。
 - (c) 原子炉及びその施設に関する状況について、技術的な説明と予測を他の緊急時対応組織及び施設外の対応組織に提供する能力。
 - (d) 各原子炉及びその施設が対象とする施設に関するプラントデータと放射線に関する情報を入手し表示する能力。
 - i. その緊急時対応施設が2ヶ所以上の施設を対象としている場合には、2ヶ所以上の施設で同時に発生した事象に対する対応を支援する能力。

(3) 事業者による問題点の特定に関する評価

- a. 事業者による自己評価プロセスの実施状況について評価を行う。事業者は様々な方法で自己評価を実施しており、検査官は、問題点の特定方法の容認に当たっては柔軟に対応すべきである。特に次の点を確認すべきである。
- (a) 問題点が自己評価会議の場で言葉によって説明されたか否かは問題ではなく、その全てが捉えられ、適切な優先度を付け、次回の訓練に反映されること。また、検査官がその解決策をレビューできる方法である CAP に登録されること。これはどのような自己評価でも重要な点である。
 - (b) 全ての問題点が CAP に登録されることを示す適切な証拠があることを確認する。問題点が確認され CAP に登録された、又は登録されることを示す適切な証拠を検査官が持っていない場合には、その自己評価を容認することができず、自己評価のプロセスに問題があるとされる。
 - (c) 自己評価プロセスでは、リスク上重要な計画の問題点が最優先されるが、実際の緊急時に緊急時計画の効果的な実施を妨げる可能性がある問題点(実

施の失敗など)については、その全てが特定され是正されることを確認する。

- b. PI 統計データに関して、緊急事態に関する事象の分類及び評価、関係各所への通報、放出される放射性物質量の評価、事象に対する要員への放射線防護の指示等の活動、及び、その他選択した分野での事業者の活動を事業者が適切に処理したか否かを確認する。
- c. 実施可能であれば、各緊急時対応施設での訓練参加者による自己評価(訓練後直ちに開かれる所見とりまとめ会合等)を確認する。
- d. 正式な自己評価に先立って、対応要員の自己評価事前説明会を開き、訓練に関連しない所見、検査結果について議論するとともに、訓練結果に関する事業者の暫定的な自己評価結果を聞く。この会議は、検査官が事業者の上級管理者との正式な最終総括会合を準備する際に役立つものである(通常、正式な最終総括会合は正式な自己評価の後に開かれる)。
 - (a) 訓練に関する検査官の所見が事業者の暫定自己評価結果と一致していても、この会議ではその所見を共有しないこと。
 - (b) この会議では、検査の目的に沿って、正式な自己評価は許認可文書に関わる問題点に重点を置いて議論すべきであり、確認された全ての結果を CAP に登録する必要がある。自己評価に関する事前議論以降に評価が変更された場合には、検査官はそれについて議論すべきである。事業者は、自己評価の修正手順を明確にする。
- e. 事業者の自己評価を確認し、検査チームによって確認された問題点がそれに含まれているか否かを確認する。
 - (a) 検査官が指摘した問題点で、事業者によって捉えられていない問題点の全てについて評価を行う。それぞれの問題が、実際に自己評価の問題である可能性を示すものであり、訓練参加者の活動に関する検査官の誤解、又は確認されなかった活動に関わる訓練参加者の活動ではないことを確認する。何らかの問題を自己評価の問題として特定する前に、事業者による処理の根拠となった論理を完全に理解する。事業者は特定された問題点を CAP に登録する必要があり、評価者が特定した事実に基づく問題点が不適切に処理され、CAP に適切に登録されていないことを検査官が見つけた場合には、自己評価に問題があるとされる。そのような問題については、正式な自己評価が完了した後に、それを認識している事業者の職員及び管理職と議論する。
 - (b) 事業者の自己評価に関する問題を文書にし、その重要度を評価する。検査官は、事業者による評価が実施されていることを確認する。
 - i. 事業者が発見した訓練の問題点が CAP に登録されることを確認する。

(4) 再発する問題点の明確化

- a. 過去の問題点のいずれかが今回の訓練で発生していたか否かを確認し、その是正処置が効果的でない結果であるか否かを判断する。
- (a) 事業者が劣化傾向の問題点又は反復的な問題点を発見し、それを CAP に登録したか否かを確認する。
- (b) 訓練の問題点が是正されていない場合には、それについて、類似の問題を確認し、その問題点の是正処置に係る有効性レビューを確認する。この評価の確認の目的は、効果的ではない是正処置を明らかにするために、類似の活動で再発する活動上の問題にパターンがあるか否かを調べることである。問題点が1度繰り返されただけで、CAPの不備と考えるべきではない。逆に、訓練(例えば1つの良く訓練されたチームによって)1回上手く行っただけで、必ずしも問題の解決策が実証されたと考えるべきでない。以前に発見された問題点がある後の訓練で再発した場合には、検査官は、問題の詳細な経緯に基づいて、以前の是正処置の有効性について評価を行うべきであり、検査官は次のことを行うべきである。
- i. 実際の事象及び訓練の進展に対応して、以前の問題点及び類似の事態に対して採用された具体的な是正処置をレビューする。
 - ii. 活動の指標及び活動の指標に関連する許認可事項の状況について検討する。
 - iii. 類似の活動上の問題点に重点を置いて、1検査サイクルの全期間にわたって是正処置、自己評価及び検査の記録をレビューする。
 - iv. 関連する是正処置が完了していることを確認する。
- (5) 規制要件に対する不適合な点の明確化
- a. 許認可要件の違反及びパフォーマンス劣化を確認した場合、その実施手順についての評価を行い、問題点を確認する。また、検査官は、下記を確認する。
- (a) 関連情報を得るために、指摘した問題点の経緯をレビューする。
 - (b) 可能であれば、訓練シナリオが許認可文書を満足しているかを直ちに判断する。直ちに判断できない場合には、専門検査官と協議する。
 - (c) 問題点及び追加レビューの結果の評価を行い、その結果を文書に記録する。
- (6) 監視領域「重大事故対処及び大規模損壊対処」活動要件に照らした訓練評価
- a. 緊急事態が発生した場合に国民の生命、健康及び財産を保護するために事業者が緊急時対応を効果的に実施できるよう、訓練時の活動を確認する。
- b. 訓練において、許認可文書の要求が確認できなかった場合、検査官は、専門検査官のレビューを受ける。次の場合には、事業者に対し再訓練を要求する可能性がある。

- (a) 前年度と同一の訓練シナリオによって実施された場合、検査官は、訓練シナリオを作成した責任者及び関係者の情報を収集する。
- (b) 上記 3.2(1)「重大事故等発生時に係る訓練」を実施する場合、提出された訓練シナリオでは、訓練の成立性が確認できない場合。

6. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用事業者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (3) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 核燃料施設等の規則、審査基準

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	150	チーム

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	時間	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1年	1	150	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1年	1	150	チーム
03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

附属書 1 追加検査分野の優先度付け

1. 一般的事項

原子力規制庁の緊急時対策に関する確認は、一般に、リスク上最も重要な分野に重点を置いて、検査資源をそれらの分野をカバーするように配分されるべきである。また一方では、検査資源を効率的に利用し、広範囲の緊急時対応分野について検査を行うべきである。

懸念される対応分野を特定し、それに応じて検査資源を配分するには、是正処置の結果を利用する。

過去の事業者の活動が、訓練時の活動に関する指標とともに、事業者の対応範囲内で信頼でき容認できる活動を示す場合には、検査官は、それらの分野での検査サンプリング数を減らすとともに、検査資源の一部を他の分野に使用する。

検査官は、是正処置のレビューを行うため、過去 2～3 年間の訓練に関する是正処置結果を要求する。可能であれば、評価結果を緊急時対策施設ごとに分類する。

検査官は、リスク上重要度が比較的低い分野（要員の配置や訓練など）での活動についても、常に注意を払う。

2. 追加検査分野の優先度付け

下記に、リスク上最も重要な分野以外に検査資源を配分する分野について記す。これらの分野は、一般的に重要性の高い順に考慮する。検査資源を配分するには、訓練シナリオに関する知見、過去の問題点等を確認する。

- (1) 説明責任、緊急時要員以外の避難、甲状腺の防護等を含む緊急時対応要員の防護（敵対行為時の措置を含む）の適切性
- (2) 外部サポート組織との協力関係の適切性
- (3) 事業者のサイトにおける緊急事態に対応するサイト外の資源の手配状況
- (4) 緩和措置を策定する能力。
- (5) 国民の健康と安全を防護するための緩和作業及び評価作業の優先度付けを行う能力。
- (6) 事故条件の下で緩和措置を実施する能力
- (7) 指揮管理システムの有効性
- (8) プラントの事故状況を把握及び予測する能力。
- (9) 事業者の施設間のコミュニケーションの適切性
- (10) 事業者が実施する通報連絡の正確さ

BE0080 重大事故等対応訓練のシナリオ評価 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、再処理、加工)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置における重大事故等対応訓練のシナリオ評価の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

原子力施設内における、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故等が発生した場合(以下、「重大事故等発生時」という。)及び大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによって原子力施設に大規模な損壊が生じた場合(以下、「大規模損壊発生時」という。)は、実用発電用炉あつては炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損による放射性物質の拡散、再処理施設にあつては臨界事故、蒸発乾固、使用済燃料の著しい損傷、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、放射性物質等の漏えい、加工施設にあつては臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失等の発生のおそれがある。これらから原子力施設等を保護するための活動は、迅速かつ的確に行なわれる必要があり、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応するすべての要員は、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し、指示又は遂行するための能力が必要となる。

このため、事業者はこれに対応するための教育及び訓練を実施しており、検査官はこれらの実施内容、実施の状況、過去の問題点の改善状況等を確認する。また、附属書1の優先順位決定に関するガイダンス「検査追加領域の優先順位の決定」を考慮し、検査を効率的に行うための計画を作成して事業者の様々な活動を観察する。

3.1 検査対象

事業者が重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練について、以下の訓練のシナリオを検査対象とする。

- (1) 重大事故等発生時に係る訓練
 - a. 成立性の確認訓練
- (2) 大規模損壊発生時に係る訓練
 - a. 技術的能力の確認訓練

検査に当たっては、上記の検査対象に共通する以下を確認する。

- (a) 訓練シナリオの成立性
- (b) 訓練シナリオによる要員等の習熟度
- (c) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

事業者は、訓練シナリオを説明するために必要な文書を形式にとらわれることなく提示することが可能であるが、これは実施する訓練が保安規定の要件を満たしていることが条件である。

- (1) 事業者によって検証された訓練シナリオを説明するために必要な文書に以下の文書が含まれているかを検証する。
 - a. 有効性評価の重要事故シーケンス対応手順を網羅した訓練シナリオ、かつ、過去の問題点及びそれらを是正した訓練内容であること
 - b. 過去の問題点のリスト
 - c. 訓練の成立性を確認できるリスト
 - d. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン
 - e. 想定事象の進展に係る主要機器の想定データ
 - f. 訓練実施場所を示す図面

- g. 使用機器、資機材等の配置及びそれらのレイアウト図
- h. 事象の進展とその対応に係る意図の説明(大規模損壊訓練のみ)
- i. 発電所及び対応要員の安全に対する配慮
- j. 訓練に対する定期的な評価
- k. 上記 a～j の概要説明

(2) 検査前に許認可関連文書、保安規定の他、6. 参考資料を確認する。

4.2 検査実施

(1) 訓練シナリオの成立性確認

訓練シナリオに保安規定の要件が備えられ、訓練の成立性が確認できるかを評価する。

(2) 訓練シナリオによる要員等の習熟度確認

緊急時に対応する対策本部の現場の状況把握、指示、連絡、報告等の習熟度を確認できる訓練シナリオになっているかを確認する。

(3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況

訓練シナリオを説明する文書に質問、懸念事項があれば、訓練予定日前に事業者へ通知する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

(2) 本検査に係る不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。

(3) 検査官による訓練等において検出された本項目に係る指摘事項等が、事業者の不適合管理において、適切に処置されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備

附属書1とともに以下を確認する。

(1) 訓練シナリオに関する文書は、完成されたものか検証する。

- a. 対応手順、想定時間、想定事象の進展等を示すタイムライン(大規模損壊訓練のみ)、訓練の概要説明、想定事象の進展とその対応に係る意図の説明、事業所及び対応要員の安全に対する配慮等が含まれていることで、完全性を示すことが

可能であること。

注記： 訓練シナリオに関する文書は、訓練の実効性を確実にするため、訓練が完了するまで非公開文書とする。

5.2 検査実施

(1) 訓練シナリオの成立性の確認

- a. 訓練シナリオは、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に係る訓練とも、設置(又は事業)許可申請書、保安規定等で示された内容と相違がないこと。
- b. 事象進展に応じた作業環境が再現されていること。
注記： 例えば、全交流電源喪失を想定している場合、暗所での作業が計画されていること。その他、事象進展に伴う作業環境の変化を含んだ計画が実施されていること。
- c. 模擬の設備等を使用し訓練を行う場合、当該設備の状況が再現されていること。
- d. 事象進展の先読み対応を最小限にするため、訓練シナリオの発電所内周知は実施しないことが望ましい。
- e. 想定事象を把握するため、事象の進展に係る主要機器の状況が想定されていること。
- f. 訓練評価者、タイムキーパーの役割が明確であること、かつ、確認する指標が明確であること。
- g. 対応要員を無作為に抽出すること。また、変更手順が確立されていること。

注記： 訓練シナリオのデータ及び訓練統制の技術的な評価は事業者の責任である。また、運転パラメーター、放射線計測器データ、プラントのパラメーター単位等の技術的な検証についても同様である。事業者による成立性確認訓練の訓練シナリオに問題が生じた場合は、設置変更許可申請等の手続が必要になる。他方、大規模損壊訓練の訓練シナリオについては、相対的な信頼性と事象の進展に限り評価を実施する。

(2) 訓練シナリオによる訓練の習熟度確認

- a. 訓練シナリオを確認することで、緊急時に対応する組織が十分な力量を有しているかを確認及び評価する。
- b. 緊急時に対応する組織が対応する任務について、必要な力量を実証するために遂行する機会が与えられている。
- c. 想定事象の訓練シナリオ、プラントデータ及び事象への対応能力に信頼性があり、論理的かつ挑戦的であること。オンサイト訓練目的の要求は、訓練シナリオと実際の緊急時に対応する組織との間に乖離は生まれ得ない。検査官は、経験に基づき確認を実施する場合、自ら判断する必要がある。考慮すべき項目例を以下に挙げる。
 - (a) 訓練のシナリオはすべての想定事象や条件を一致させるべきである。

- (b) 炉心が溶融している状態をシミュレーションする場合、対応するプラント内の放射線レベルも同等に上昇する。
 - (c) 全交流電源の喪失をシミュレーションする場合、その電源に依存する機器及び計器類も動作不可能とみなす。
 - (d) 放射性物質の放出は、放出の原因が是正又は緩和されるまで停止しないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (e) 放射性物質の放出の原因となる設備、機器等の故障の発生前に、放出が開始されないものとしてシミュレーションすべきである。
 - (f) シミュレーションによる模擬データは、風向きとプルームの進行方向が一致すべきである(例えば、プルームがその地点に到達すると雰囲気線量当量率が増加する)。
 - (g) 訓練シナリオの進展事象が発生するタイミングは、緊急時に対応する組織が任務を実施するために考慮する時間と比較できるようにすべきである(例えば、放射線作業許可を得る場合、作業の打ち合わせを行い、放射線保護具を着用し、使用工具と部品等を入手する等に費やされる時間)。
- d. 事業者の訓練サイクル期間中に実施が求められる訓練シナリオ要素を検証する。
- (a) 緊急事態に対応する対応要員の力量が確認できること。
 - (b) 緊急事態に対応する対応要員を招集する体制が構築され、招集手順が模擬されていること。
 - (c) 内閣府、原子力規制庁、地方自治体等の外部組織に、事象の報告が実施されること。
 - (d) 本社を含む外部組織のサポートが得られること。
 - (e) 様々な可搬型重大事故等対処設備が使用されること。
 - (f) 通信機器が使用され、健全性が確認できること。
 - (g) 常設重大事故等対処設備等の模擬操作が組み込まれていること。
 - (h) 必要となるアクセスルートが確保されること。
- (3) 訓練シナリオに対するコメント対応状況
- a. 訓練シナリオに対する質問又は懸念事項の確認は、訓練実施前に実施する。
 - b. 原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者及び他の訓練評価者が実施する訓練概要の説明は、訓練開始前に予定する。
 - c. 訓練シナリオの確認の完了を事業者へ通知し、問題点や懸念事項を特定する。
 - d. 訓練目的を達成できないシナリオの問題点については、事業者から回答を求め、その回答に何らかの矛盾が存在する場合、上級職と話し合い、訓練シナリオ確認によって特定された問題を施設設置者に書面で通知することを推奨する。

6. 参考資料

- (1) 保安規定
- (2) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (3) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (4) 実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (5) 実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
- (6) 核燃料施設等の規則、審査基準、審査ガイド

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号

表 2 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

03 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練	1年	1	20	

04 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	重大事故等発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1年	1	20	チーム
02	大規模損壊発生時に係る訓練 (MOX 加工)	1年	1	20	
03	重大事故等発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム
04	大規模損壊発生時に係る訓練 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	

附属書 1 - 訓練シナリオ審査チェックリスト (実用発電用原子炉施設の例)

実践訓練の場所： _____

実践訓練予定日： _____ 前 30 日： _____ 前 60 日： _____

訓練シナリオ提出チェックリスト	備考
5.1 (1) 訓練シナリオ・パッケージの検証	
a. 保安規定を満足しているか	
b. 想定事象の進展状況	
c. ブラインド訓練の説明(大規模損壊発生時)	
d. 重要となる対応手順とその説明	
e. 発電所及び対応要員への安全に関する考慮	
5.2 訓練シナリオを確認する	
(1) 訓練シナリオに最小限期待する要素	
a. 事象の検出と評価	
b. 関係各所への連絡、報告	
c. 発電所から放出される放射性物質の評価	
d. 事故過渡事象又は他の事象に進展した際の宣言	
e. 緊急事態宣言後の緊急時対策所の応答	
f. 対応要員の変更手順	
g. 外部組織との通信及び支援体制	
h. 訓練シナリオに適した対応要員の放射線防護措置	
i. 事故、故障した設備、機器の技術評価	
j. 機器修理による事故の軽減。(機械的、電氣的、計装、制御等の修理作業)	
k. 想定事象の進展状況	
l. アクセスルートが確保されているか	

訓練シナリオ提出チェックリスト	備考
m. 設備、機器の故障メカニズムは実用的か	
n. 訓練はブラインド訓練としているか(大規模損壊発生時)	
o. 緊急時対策所の活動が事象進展を捉え、対応しているか	
p. 訓練中、緊急時対策所は発電所の状況を把握できるか	
q. 訓練中の組織の活動を確認できるか。	
(2) 訓練シナリオを評価し、緊急時対応組織の力量の確認する機会を知る。	
a. 主要な緊急時対応手順を確認し、実施される機会があるか確認する。	
b. 放射性物質の放出量を評価の実証	
c. 定時後の対応要員の確保	
d. 医療スタッフの確保	
e. 原子炉型に適した事象の進展	
f. 緊急時対策所の対応要員の力量	
g. 使用済燃料プールの損傷訓練シナリオとその対応	
h. 原子炉格納容器を維持するための手順	
i. 事象の進展、それに伴う発電所データが論理的で有り、緊急時対策所は事象を把握し、対応することの実証	
j. 放射性物質を放出しない訓練シナリオ	
k. 国民が避難を要する放射性物質の放出訓練シナリオ	
l. 軽度な事故事象から緊急事態への事象の進展	
m. 炉心損傷、原子炉容器損失及び原子炉格納容器の損傷を防止又は緩和するための修復の実証	
n. 緩和処置の実施能力の実証	

BE0090 地震防護 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における地震防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される地震防護基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対する安全機能が損なわれるおそれがないよう、災害が発生する恐れがある場合及び発生した場合に備えた体制並びに手順等が整備されていることを踏まえ、以下を検査対象に選定する。

- (1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策
- (2) 地震発生時に備えた設備の保管状況
- (3) 地震発生時に備えた体制の準備状態
- (4) 地震発生時における施設等の影響確認状況
- (5) 上記(1)以外の新たな波及的影響の観点の抽出状況

(6) 新たな知見等の収集、反映状況

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所において、設置(又は事業)変更許可申請書に規定された「地震」の事項について把握し、日常の検査官の巡視等において、施設の保守管理状況について把握する。また、定期的な評価を実施する上で、インプット、アウトプット及び実施時期が明確になっていることを確認し、切れ目無く改善に取り組む事になっていることを着目点としておき、以下の項目に係る検査前準備を行う。

- (1) 許認可関連文書(設置(又は事業)許可申請書、工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、設備の設計図書等)をレビューし、専門検査官から意見を求め、施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震力に対して安全機能の喪失及びそれに続く公衆への放射線による影響が特に大きい施設を選定する。
- (2) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように、以下の観点で影響が大きい施設又はエリアを選定する。
 - a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
 - b. 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
 - c. 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
 - d. 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- (3) 耐震重要施設の周辺斜面について、崩壊のおそれがないことを確認するために、耐震重要施設に影響を及ぼすエリアを選定する。
- (4) 事業者の使用前検査、過去の地震発生時の点検記録をレビューして、耐震防護上重要な施設、設備、区画及びエリアの状況を確認する。

4.2 検査実施

検査に当っては、過去の地震発生時の事業者の運転(又は操業)対応にあつてはこれま

での不適合の是正処置状況や改善内容等を、実際の地震発生時の対応にあつては地震対応の緊急時体制が解除された段階で、整備された体制及び手順に基づき対応していたか等について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって確認する。

(1) 地震発生時に備えた施設等の波及的影響防止対策

- a. 施設等の改造等に伴う波及的影響防止対策の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。

(2) 地震発生時に備えた設備の保管状況

- a. 施設等の状況の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
- b. 選定した施設、設備、区画及びエリアを現場確認によって、健全性が維持されていることを確認する。
- c. 選定した施設、設備、区画及びエリアについて、事業者の検査、試験、過去の地震発生時の点検記録を確認し、健全性が維持されていることを確認する。

(3) 地震発生時に備えた体制の準備状態

- a. 事業者が体制の整備として、施設、設備等の地震発生時の点検の手順書が整備され、定期的にレビューされていることを確認する。
- b. 地震発生時の対応要員の力量付与及び維持の状況、参集手順を確認する。
- c. 地震に見舞われても選定されたシステム若しくは機器の機能が失われないことを許認可関連文書、技術仕様書、発電所の文書等の資料調査を含めて検証確認する。また、地震発生時に最終的なヒートシンクの運転及び継続的な利用を行うための手順が適切であることを確認する。なお、確認に際し、保安規定等を参考とする。
- d. 地震時対策手順に記載されている運転員(当直員等)の行動が、必要なシステム(設備、機器)の即応能力を維持するものであることを確認し、必要な人員配置が規定されていることを確認する(ただし、制御機器、表示装置、機器の近接性を考慮すること)。
- e. 施設等に影響のある地震発生時に、施設又は設備の停止前において想定されていた条件の下で、そのシステム(系統、機器)が停止のために利用可能であったことを確認する。
- f. 運転員を含む地震発生時の対応要員の訓練において、地震発生時に対応するための異常等発生時の手順に基づき、対応要員が適切に対応可能であることを確認する。

(4) 地震発生時における地震観測及び施設等の影響確認状況

- a. 地震の影響を受けている状態を対象とする対応策及び是正処置の実施状況の評価し、確認する。なお、確認に際し、許認可関連文書及び保安規定等を参考とする。
- b. 地震発生時に対処するためのプラントの改造、保守活動(一時的なハザード・バリアの撤去等)、新たな進化、手順の改訂及び運転員による対応策は気付かないうちに機器

の保守管理に影響を与える可能性があることから、事業者が発電所の安全な運転に対するそれらの課題を評価・管理していることを確認する。

(5) 上記(1)以外のその他波及的影響の観点の抽出状況

- a. 定期的に波及的影響の観点の抽出状況の評価がされていることを確認する。

(6) 新たな知見等の収集、反映状況

- a. 定期的に新たな知見等の収集、反映状況の評価がされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (3) 基準地震動及び耐震設計方針に係るガイド
- (4) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
- (5) 耐震設計に係る工認審査ガイド
- (6) 設置(変更)許可申請書及びまとめ資料等
- (7) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド等
- (8) 消防教科書「防災」平成 29 年 3 月 (一般財団法人全国消防協会)

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第83条	第92条第1項第7号,第15号及び第16号並びに同条第3項第5号,第14号及び第15号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条	第87条第1項第7号,第15号及び第16号並びに同条第3項第6号,第15号及び第16号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第10条	第15条第1項第5号,第14号及び第15号並びに同条第2項第5号,第14号及び第15号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第12条	第17条第1項第5号,第14号及び第15号並びに同条第2項第6号,第16号及び第17号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の4の3	第8条第1項第5号,第13号及び第14号並びに同条第2項第6号,第15号及び第16号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第32条	第37条第1項第5号,第13号及び第14号並びに同条第2項第6号,第13号及び第14号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第30条	第34条第1項第5号,第12号及び第13号並びに同条第2項第6号,第13号及び第14号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第58条の2	第63条第1項第5号,第12号及び第13号並びに同条第2項第6号,第13号及び第14号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第17条の2	第20条第1項第5号,第14号及び第15号並びに同条第2項第6号,第12号及び第13号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条11の8	第2条の12第1項第4号,第12号及び第13号並びに同条第2項第5号,第14号及び第15号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第4条、第5条、第49条、第50条及び第54条
研究開発段階発電用原子炉施設	第4条、第5条、第51条、第52条及び第56条
試験研究用等原子炉施設	第5条及び第6条
再処理施設	第5条、第6条、第32条、第33条及び第36条
加工施設	第5条、第6条、第26条、第27条及び第30条
使用済燃料貯蔵施設	第6条及び第7条
特定廃棄物管理施設	第5条及び第6条
特定第一種廃棄物埋設施設	第5条及び第6条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第5条及び第6条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (高出力炉)	1年	2	20	日常
02	地震防護 (中出力炉)	1年	1	10	日常
03	地震防護 (低出力炉(臨界実験 装置含む))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	地震防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	地震防護	1年	1	5	日常

BE0100 津波防護 (案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「非常時の対応」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)、第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表 1 に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る原子力施設の保全に関する措置(以下「保全に関する措置」という。)における津波防護の活動状況を確認する。当該事項は、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項 3 号イで規定する事項(保安規定)のうち、表 1 に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される保全に関する措置及び非常の場合に講ずべき処置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第 61 条の 2 の 2 第 1 項第 2 号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表 2 に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される津波防護基準の遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者の活動は、防災・非常時対応の検査分野における体制、訓練・教育及び機材並びに設備の保全の他、運転員能力等にも関連することから当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対する安全機能が損なわれないよう、災害が発生するおそれがある場合及び発生した場合に備えた体制並びに手順等が整備されていることを踏まえ、以下を検査対象に選定する。

なお、許可において地理的状況から基準津波に対して安全機能が損なわれないため津波防護設計の要求がない施設は検査対象施設から除いてもよい。

- (1) 津波発生時に備えた施設等の影響防止対策
- (2) 津波発生時に備えた設備の保管状況
- (3) 津波発生時に備えた体制の準備状態

- (4) 津波発生時における津波観測及び原子力施設の影響確認状況の評価
- (5) 新たな知見等の収集、反映状況の評価

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表 3 の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

各事業所において、設置(又は事業)変更許可申請書に規定された「津波」の事項について把握し、日常の検査官の巡視等において、施設の保守管理状況について把握する。また、定期的な評価を実施する上で、インプット、アウトプット及び実施時期が明確になっていることを確認し、改善に取り組むことになっていることを着目点として、以下の検査前準備を行う。

- (1) 許認可関連文書(設置(又は事業)許可申請書、工事計画認可申請書、技術検討書、系統図、設備の設計図書等)をレビューし、専門検査官から意見を求め、施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して重要な安全機能への影響が大きいものを選定する。
- (2) 津波防護設備、浸水防止設備、津波監視設備について、津波発生時の施設、設備に影響が大きいものを選定する。
- (3) 事業者の使用前検査、過去の津波発生時の点検記録をレビューして、施設、設備、区画及びエリアを選定する。

4.2 検査実施

検査に当たっては、これまでの津波発生時の事業者の運転(又は操業)経験、是正処置、設置(又は事業)許可等の許認可文書等の確認を行う。さらに、実際の津波が発生した場合の対応について、津波発生後の緊急時体制が解除された段階で、整備された体制及び手順に基づき対応していたか等について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等によって確認する。

- (1) 津波発生時に備えた施設等の影響防止対策の評価
 - a. 施設等の改造等に伴う影響防止対策の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
- (2) 津波発生時に備えた設備の保管状況の評価

- a. 施設等の状況の評価の他、定期的にレビューされていることを確認する。
- b. 選定した施設、設備、区画及びエリアを現場確認によって、健全性が維持されていることを確認する。
- c. 選定した施設、設備、区画及びエリアについて、事業者の検査、試験、過去の地震発生時の点検記録を確認し、健全性が維持されていることを確認する。

(3) 津波発生時に備えた体制の準備状態の評価

- a. 事業者が体制の整備として、施設、設備等の津波発生時の点検の手順書が整備され、定期的にレビューされていることを確認する。
- b. 津波発生時の対応要員の力量付与及び維持の状況、参集手順を確認する。
- c. 津波に見舞われても選定されたシステム若しくは機器の機能が失われないことを設置（又は事業）許可等の許認可文書、技術仕様書、発電所の文書等の資料調査を含めて検証確認する。また、津波発生時に最終的なヒートシンクの運転及び継続的な利用を行うための手順が適切であることを確認する。なお、確認に際しては保安規定等を参考とする。
- d. 津波発生時の対策手順に記載されている運転員（当直員等）の行動が、必要なシステム（設備、機器）の即応能力を維持するものであることを確認し、必要な人員配置が規定されていることを確認する（ただし、制御機器、表示装置、機器の近接性を考慮すること）。
- e. 施設等に影響のある津波発生時に施設停止の前に想定されていた条件の下で、そのシステム（設備、機器）が施設停止のために利用可能であったことを確認する。
- f. 津波発生時に対処するためのプラントの改造、保守活動（一時的なハザード・バリアの撤去等）、新たな進化、手順の改訂及び運転員による対応策は気付かないうちに機器の保守規則に影響を与える可能性があることから、事業者が発電所の安全な運転に対するそれらの課題を評価・管理されていることを確認する。
- g. 運転員を含む地震発生時の対応要員の訓練において、津波発生時に対応するための異常等発生時の手順に基づき、対応要員が適切に対応可能であることを確認する。

(4) 津波発生時における津波観測及び原子力施設の影響確認状況の評価

- a. 津波の影響を受けている状態を対象とする対応策及び是正処置の実施状況の評価し、確認する。なお、確認に際し、許認可文書及び保安規定等を参考とする。

(5) 新たな知見等の収集、反映状況の評価

- a. 定期的に新たな知見等の収集、反映状況の評価がされていることを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 参考資料

- (1) 実用発電用原子炉にかかる発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準
- (2) 実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準
- (3) 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈
- (4) 基準津波及び耐津波設計方針に係るガイド
- (5) 耐津波設計に係る工認審査ガイド
- (6) 設置変更許可申請書及びまとめ資料等
- (7) 核燃料施設等の審査基準、審査ガイド等
- (8) 消防教科書「防災」平成 29 年 3 月（一般財団法人全国消防協会）

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 83 条	第 92 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条	第 87 条第 1 項第 7 号,第 15 号及び第 16 号並びに同条第 3 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 10 条	第 15 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 12 条	第 17 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 16 号及び第 17 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 4 の 3	第 8 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 15 号及び第 16 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 32 条	第 37 条第 1 項第 5 号,第 13 号及び第 14 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 30 条	第 34 条第 1 項第 5 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 58 条の 2	第 63 条第 1 項第 5 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 13 号及び第 14 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 17 条の 2	第 20 条第 1 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号並びに同条第 2 項第 6 号,第 12 号及び第 13 号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条 11 の 8	第 2 条の 12 第 1 項第 4 号,第 12 号及び第 13 号並びに同条第 2 項第 5 号,第 14 号及び第 15 号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第6条、第51条及び第54条
研究開発段階発電用原子炉施設	第6条、第53条及び第56条
試験研究用等原子炉施設	第7条
再処理施設	第7条、第34条及び第36条
加工施設	第7条、第28条及び第30条
使用済燃料貯蔵施設	第8条
特定廃棄物管理施設	第7条
特定第一種廃棄物埋設施設	第7条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第7条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	4	40	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	4	40	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護 (高出力炉)	1年	2	20	日常
02	津波防護 (中出力炉)	1年	1	10	日常
03	津波防護 (低出力炉 (臨 界実験装置含 む))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	4	40	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護 (MOX加工)	1年	3	25	日常
02	津波防護 (ウラン加工)	1年	2	20	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	津波防護	1年	1	5	日常

BR0010 放射線被ばくの管理 (案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る放射線被ばくの管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

この検査を実施するに当たり、原子力運転検査官(以下「検査官」という。)は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績(PI)の全てを確認する。また、事業者等の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者等の放射線作業の管理及び放射線作業の状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象となるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプルの選定に関しては、代表的な放射線作業計画、放射線安全の観点で、作業員の被ばくリスクが高い作業並びに、緊急時(トラブルや事故対応)の作業計画の重要度を考慮することとし、以下の確認項目を中心に検

査を実施する。なお、検査の実施に際し、施設のタイプ(炉型や保有する設備の種類等)を踏まえ、確認する項目等の適用範囲を定めるものとする。

- (1) 放射線被ばくりスクの評価
- (2) 作業者への作業指示
- (3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理
- (4) 放射線被ばくりスクの評価と放射線作業管理
- (5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画
- (6) 作業者及び放射線管理員の力量

なお、本検査ガイドは、放射線被ばく管理の状況確認について記載しているものであり、放射線被ばく評価要領、放射線監視計装の適切性については「BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング」にて、事業者等の活動の確認することとする。

検査目的に照らして検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査実施前には、事業者等の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。また、検査対象(サンプル)の選定では、事業者等のパフォーマンスに関する知見を得るため検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

検査実施に当たっては、放射線被ばくの管理に係る以下について、評価、管理等が適切であることを、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により確認する。

- (1) 放射線被ばくりスクの評価
 - a. 放射線被ばく対象核種の明確化
 - b. 放射線測定(サーベイ)の適切性
 - c. 空气中放射性物質濃度測定 of 適切性
- (2) 作業者への作業指示
 - a. 放射線作業許可証等の策定と周知

- b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定
 - c. 放射性物質が内封した容器の取扱要領等の状況
- (3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理
- a. 管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定
 - b. 汚染拡大防止の措置
 - c. 汚染測定装置を用いた管理
 - d. その他(密封線源の取扱)
- (4) 放射線被ばくりスクの評価と放射線作業管理
- a. 区域の識別管理と放射線作業の許可
 - b. 放射線作業の現場管理
 - c. 汚染区域における作業管理
- (5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画
- a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理
- (6) 作業者及び放射線管理員の力量
- a. 作業者の管理区域内作業における理解度(必要に応じて教育記録等)
 - b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

- (1) 放射線被ばくりスクの評価
 - a. 評価対象核種の明確化

事業者等は、担当する施設で確認された放射性物質の核種や検出可能性のある核種を把握していることを確認するために、例として以下の直近及び記録や傾向

を確認し、把握する。

- (a) 炉水の分析結果資料
- (b) 水質浄化系のフィルタ等の核種分析結果資料
- (c) 廃棄物の核種分析結果資料

b. 放射線測定(サーベイ)の適切性

- (a) 検査官は放射線被ばくリスクを左右する区域区分や管理が変更になり得る運転条件の変更や許可変更の有無を確認する。これらの変更がある場合、監視や放射線モニタリングの状況は、複数のサーベイポイント(3～6ポイント)における区域変更前後及び変更後の測定結果記録を確認しておくこと。
- (b) 検査官は検査対象区域で、高線量区域及び汚染のおそれがある区域を3～5点選定し、作業者の放射線防護計画を確認しておくこと。

c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性

- (a) 検査官は検査対象区域における放射線作業計画に記載されている空气中放射性物質濃度の測定記録の3～5の結果を選び、その測定記録を確認し、把握する。

(2) 作業員への作業指示

a. 放射線作業許可証の策定と周知

- (a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可や当該作業に関する作業指示、作業制限事項、被ばく線量計画等の各実施実績の3～5件の事例を確認する。
- (b) 高放射線区域への立入りに関する放射線管理対策、放射線作業の許可に関する資料の作成手順はプラントあるいは事業所等ごとに異なっていることから、検査官は検査対象施設の高放射線区域への立入やそこでの作業に関する条件を把握・理解しておくこと。

b. 警報付き個人被ばく線量計の警報発生時の対応

- (a) 過去に警報付き個人被ばく線量計で警報が発生した事例があれば、検査官はその3～4件の事例を抽出し、警報発生当時の作業員の行動や事業者等の措置状況を把握する。

c. 放射性物質が内封した容器の取扱状況

- (a) 放射性物質が封入されている容器の取扱について、封入されている放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業員の被ばくが懸念される容器がある場合、検査官は当該懸念される容器3～5個を選択し、そ

の所在とその管理状態の情報を確認しておくこと。

(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理

a. 管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定

- (a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、使用されている汚染検査機器(サーベイメータ含む)の仕様及び事業者等の汚染測定に関する管理マニュアル、保守の状況を確認し、把握する。

b. 汚染拡散防止の措置

- (a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している事業所等は、使用後の機材の汚染検査の方法・手順を検査官は把握する。
- (b) 高汚染区域からの作業者の退出行動の定められた手順及び汚染測定方法及び退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、事業者等で定めているルール及び教育内容を検査官は把握しておくこと。

c. 汚染測定装置による運用

- (a) 事業者等が設置している汚染測定装置(小物物品用モニタ)の性能及び汚染等判定基準の根拠について、検査官は事業者等見解を把握する。また、検査官は作業者が操作する小物物品用モニタの取扱についての資料(教育資料を含む)を確認し、その手順を把握する。

d. その他(密封線源の取扱)

- (a) 検査官の現場ウォークダウン実施において、作業者の被ばくのおそれがある密封線源(密封線源の標識で識別された容器を含む)の存在や仮置き状況を把握する。

(4) 放射線被ばくりスクの評価と放射線作業管理

a. 区域の識別管理と放射線作業の許可

b. 放射線作業の現場管理

- (a) 管理区域の設定及び解除の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。
- (b) 管理区域内における区域区分管理の方法に関するマニュアルを確認し、把握すること。
- (c) 作業者の立入制限措置を必要とする区域等で、作業計画及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を策定するための事業者等のマニュアルを確認し、把握すること。
- (d) 検査対象区域の作業による被ばく線量管理及び作業環境に応じた放射線

防護上の措置の計画書を入手する。

- (e) 上記の計画書に記載のサーベイマップ等(作業者の計画被ばくの基となる情報)の記録を確認する。

c. 汚染区域における作業管理

- (a) 検査官は作業雰囲気放射線物質で汚染している区域及び内部被ばくのおそれがある区域の作業件名3～5件を抽出し、その放射線作業の計画とレビュー状況及び許可の状況に関する内容を把握する。

(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画

a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理

- (a) 検査官は事業者等が定める高放射線区域、高汚染区域や立入を制限する区域に関する措置マニュアルを確認し、把握する。
- (b) 検査官は前回の検査以降に、高線量区域等で実施する作業に係る手順書(作業の計画や放射線作業の許可手順を含む)の変更がある場合、その内容を確認し、高線量区域等に関する措置の適切性について把握する。また、これらの手順書の変更(作業の合理性などによる変更において)によって、作業者の放射線防護に関する有効性やレベルが当該手順変更前と同程度又は改善されていることを事前に確認する。

(6) 作業員及び放射線管理員の力量

a. 作業員の管理区域内作業における理解度

- (a) 検査官は検査対象区域で作業を実施する作業員への事業者等の教育プログラム及び訓練に関する内容を確認し、作業員が管理区域内での作業において、遵守すべき事項の内容と周知の方法を把握する。

b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量

- (a) 作業員の管理区域内作業における放射線防護等の措置の履行状況を放射線管理員は監視・監督を実施している。検査官は放射線管理員の業務内容と必要力量、必要経験知識等を定めているマニュアル等を確認する。

(7) その他

安全実績指標(PI)についても確認し、事業者等の活動の弱点を明らかにすることも重要である。

5.2 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 放射線被ばくリスクの評価**a. 放射線被ばく対象核種の明確化**

事業者等は放射線被ばく対象の核種で管理基準値が異なる α 核種と β 核種以外の存在や作業員の被ばく線量及び放射線防護装備を左右する放射線の線種に応じた区分管理などの管理を適切に行っていることを確認する。

- (a) 事業者等は放射線管理等の管理マニュアルにて、対象核種の管理方法を定めている場合があるので、その内容についても確認する。
- (b) 事業者等の活動及び検査対象場所の作業状況の観察は、次項の「②作業員への作業指示」、「③放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理」及び「④放射線被ばくリスクの評価と放射線作業管理」の確認項目と同時に実施すべきである。
- (c) 検査対象施設で今まで、放射線被ばくリスクが低いと考えられている場所について、プラント又は施設の運転に伴い状況が変化する可能性がある事項は、下記が考えられる。なお、下記以外にも発生する可能性があるため、検査官は日常の状況を注意深く洞察する必要がある。
 - ア. 自然界に存在する核種又は検出困難核種の存在
 - イ. 冷却材又は原子炉水質の変更
 - ウ. 汚染水を内封した配管やタンクなどからの漏えい
 - エ. 検査等で使用する放射性同位元素の貯蔵及び移動
 - オ. 放射性廃棄物の滞留・移動・集積
 - カ. 原子炉上蓋の吊り上げ、原子炉内部構造物の吊り上げ又は分解、燃料の移動、炉内検出器の移動又は取り出し、制御棒駆動機構の交換、高放射性機材の一部貯蔵、クлинаップ系の樹脂の洗浄及び交換、フィルタ交換など
 - キ. プラント機器の劣化など
- (d) 検査官は事業者等の被ばく防護の専門家(技能者)との議論や活動状況を観察することで、専門家(技能者)の持つ技術・力量を評価することができる。

b. 放射線測定(サーベイ)の適切性

事業者等は放射線被ばくリスク(放射線量率の急激な上昇や放射線の線量勾配の有無)等の適切な評価を踏まえた測定を実施し、区域管理として適切に評価されていることを検査官は確認する。

また、放射線作業の計画を策定する上で、放射線モニタリングが適切な測定器及び方法・手順で実施していることを事業者等の放射線管理部門の監督者や技能者から聴取し確認する。

- (a) 検査官は作業計画に記載されている区域で、特に放射性廃棄物の保管廃棄、処理施設及び取扱区域の状況において、設置機器や作業員の被ばくリスクに影響する放射線(線源)の位置・方向について確認を行う。

- (b) 検査官は自ら、検査対象区域等の空間線量率を測定し、事業者等が実施している放射線モニタリングによる策定されたサーベイマップと比較を行い、放射線被ばくリスク評価として十分なサーベイマップであることを確認する。
- (c) 高線量区域及び汚染のおそれがある区域以外で、下記の要素がある区域の放射線モニタリング(サーベイ)方法・頻度について、放射線管理部門の体制及びその力量も含め、その適切性を確認する。
 - ア. α 線を放出する核種が存在する区域やホットスポットがある区域
 - イ. 中性子線による被ばくのおそれがある区域
 - ウ. 自然界で存在する核種を含む空气中放射能濃度が低くない区域
 - エ. 放射線レベルが一定ではなく、変化(急上昇)する区域
 - オ. 作業者の近傍に線源が存在し、放射線の線量勾配がある区域
 - カ. 不均等な被ばくのおそれがある区域
 - キ. プルトニウムが検出された区域又はプルトニウムを取り扱う区域

c. 空气中放射性物質濃度測定の適切性

検査官は検査対象区域で、表面汚染や空气中に飛散する可能性ある区域における事業者等の監視測定が適切な測定と管理を実施していることを確認する。

- (a) 空气中放射性物質濃度の測定手順に基づき測定していることを確認する。また、核種分析を実施している場合はその測定条件が適切に入力されていることも確認する。
- (b) 検査対象の放射線作業計画で、空气中に放射性物質が存在し、汚染のおそれがある区域は、検査官が自ら、事業者等の空气中放射性物質濃度の測定状況を確認し、当該作業エリアの代表的な空气中放射性物質濃度を測定していることを、集塵口の位置、集塵流量、測定時期、及び機器の配置より確認する。
- (c) 一般的な作業エリアでの空气中の粉じん、塵埃等のサンプリングは人体の呼吸する高さ、位置に相当する場所でサンプリングしている必要がある。(内部被ばく評価に対応することでの測定)
- (d) 事業者等の空气中放射性物質濃度の測定で、連続測定の移動式モニタが現場に設置されている場合は、監視する警報レベルと検出限界値との関係を考慮し、適切な場所に当該モニタが設置されていることを確認する。また、測定対象核種に適合したサンプリング方式や浮遊塵の形状(大きさ)を考慮したフィルタの採用等の観点で、ダスト測定が目的を果たした状態で測定をしていることを確認する。
- (e) 原子力施設の各所に設置されたダスト放射線モニタで、たまに空气中の放射性物質レベルの上昇が確認される場合、その傾向として、観測された空气中の放射性物質濃度上昇は線量率にはあまり寄与していないが、自然界に存在する核種による汚染の可能性があるため、注意が必要である。そのため、核種を同

定するなどの確認が必要な場合がある。また、自然界に存在する核種で汚染された経緯がある区域で、作業者が保守作業をする上で重要な要素であることを認識する。

- (f) 放射性物質によって空気が汚染するおそれのある区域や放射線レベルが急激な変化をもたらす事象には、以下の例があり、これらの情報を検査官が把握することで、事業者等の放射線サーベイ活動で評価すべき放射線被ばくりスクや潜在的なリスクに関する知見が得られる。
- ア. 以前の破損燃料による汚染した区域への立入
 - イ. 炉内核計装設備の移動
 - ウ. 使用済燃料の移動などにおけるドライウェルや補助建屋の放射線量の変化

(2) 作業員への作業指示

a. 放射線作業許可証の策定と周知

事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域の作業において、事業者等は作業制限事項、作業要件及び作業領域の空間線量率や空気中の放射性物質濃度と必要な放射線防護装備等の遵守事項を定め、これらの内容が担当する作業員に周知されていることを確認する。

- (a) 事業者等が定める区域区分によって設定されている高放射線区域に立入る場合に策定される放射線作業の許可について、作業指示、作業制限事項及び被ばく線量計画が事業者等の手順とおり策定されていることを確認する。
- (b) 当該作業を実施する作業員に作業制限事項等の情報が周知されていることを作業員の事前確認や作業前の打ち合わせへの出席や作業員へのインタビュー等にて把握する。なお、作業員へのインタビューでは、作業に支障を与えない方法(作業終了後のグループインタビューや作業状況の長時間観察等)で実施すること。
- (c) 作業員は放射線作業の計画等に記載された条件で、作業開始時期や作業中断する指示事項やその他の条件を把握するために事業者等の放射線管理部門の職員の連絡先情報覚えているべきである。

b. 警報付き個人被ばく線量計の警報設定

警報付き個人被ばく線量計(警報付き電子式個人線量計)の被ばく線量等の警報設定値が適切に設定されていることを確認する。

また、警報付き個人被ばく線量計の警報原因を踏まえ、新たな放射線被ばくりスクの発生情報及びプラントの運転状態変更に伴う放射線レベルの変化情報がある場合、事業者等は作業員に周知していることを確認する。

- (a) 警報付き個人被ばく線量計(警報付き電子式個人線量計)の被ばく線量等

の警報設定値が最新の放射線サーベイデータによって策定されている作業指示書及び事業者等の放射線管理等の管理マニュアルに基づき設定されていることを確認する。

- (b) 警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した事例では、作業計画に記載された遵守事項の履行状況も含め、事業者等は作業計画の適切性を再評価するなどの警報付き個人被ばく線量計の警報原因を明確にしていることを確認する。また、必要に応じて、予期していなかった放射線被ばくりスクの発生有無を調べるために実際の当該作業における放射線レベルの再測定や再評価が行われてことも確認する。
- (c) 警報付き個人被ばく線量計の警報設定値は作業の進捗や作業環境の放射線レベル等によって適宜変更になる。作業者が携帯する警報付き個人被ばく線量計の警報設定値に関する検査官による評価実施では、当該事象を把握しておくこと。
- (d) 警報付き個人被ばく線量計の警報は放射線被ばくの重要なファクターであり、同警報設定値に関する事業者等の活動評価において、警報付き個人被ばく線量計の誤作動及び無効な警報が発生した場合は「BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング 検査ガイド」の(外部被ばく評価手法)に基づき検査を実施する。

c. 放射性物質が内封した容器の取扱状況

放射性物質が封入されている容器の取扱について、容器を不注意に開封することで、作業者の被ばくが懸念される容器がある場合、注意を必要とする識別が付けられ、管理(開封時の注意事項が作業者に周知されている)されていることを確認する。

- (a) 放射性物質が封入されている容器について、事業者等のマニュアル等に容器に識別表示する旨の記載があること、開封時の注意事項が作業者に周知されていることを確認する。
- (b) これらの容器を開封するときは、内部の放射性物質が飛散する等の空気中の放射性物質濃度が上昇することを考慮した措置を実施すべきであることを理解して作業を実施していることも確認する。
- (c) 検査官は現場観察する場合、識別がない容器の有無に注意して観察する。放射性物質が特定されていない容器を不注意に開封することで、作業者の内部被ばく事故が懸念されるため。

(3) 放射性物質による汚染管理と持ち出し物品の管理

a. 管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定

検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理

区域への物品持ち出しについて、適切な汚染検査機器の使用と適切な測定が実施されていることを確認し、事業者等の管理が放射性物質の意図しない搬出を防止するのに十分であることを確認する。

- (a) 検査官は汚染区域からの物品持ち出しあるいは高汚染区域から通常の管理区域への物品持ち出しについて、幾つかのチェックポイント(区域区分の境界点)での物品持ち出し状況を観察する。
- (b) この観察で、使用する汚染検査機器(サーベイメータ含む)が、当該持ち出し物品のあった区域に存在する放射性核種が放出する放射線に適合した測定装置で、測定環境条件に適合している測定であることを確認する。
- (c) 検査官は事業者等の放射線管理員による管理区域等からの物品持ち出し判定のための汚染検査状況を観察し、事業者等の放射線管理要領・手順に従い測定及び判定していることを確認する。
- (d) 管理区域で汚染した廃棄物でない機材を放射性固体廃棄物として区域外に搬出されないことも検査官は確認する。

b. 汚染拡散防止の措置

事業者等の汚染拡散を防止するための適切な措置、測定、判定及び処置の各活動が適切に実施されていることを確認する。

- (a) 事業者等が管理区域内で使用する工具・測定器等を貸し出している場合、使用後の機材管理について定められた手順に基づき実施し、汚染拡散を防止するための適切な測定及び判定を実施していることをインタビュー又は現場の状況によって確認する。(この観察は<管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定>の際に同時に実施する。)
- (b) 汚染区域や汚染のおそれがある区域について、その開口部の風の流れにも注意すること。(バリヤや負圧管理が出来ていることも確認する。)
- (c) 検査官は高汚染区域からの作業者の退出行動が定められた測定で実施されていることや作業者の退出時の汚染検査で、汚染が検出された場合の対応処置について、作業者が理解していることを確認する。(この観察は<管理区域境界(チェックポイント)と汚染測定>の際に同時に実施する。)

c. 汚染測定装置による運用

事業者等が設置している汚染測定装置(小物物品用モニタ等)に関して、作業者の誤操作防止の措置や適切な測定を実施していることを確認する。

- (a) 事業者等が設置している汚染測定装置(小物物品用モニタ等)で測定し、汚染警報などの警報が発生した場合の手順を理解していることを操作中の作業員へのインタビューによって、その理解状況を確認する。
- (b) 検査官は汚染検査等に使用する測定器の測定に関するパラメータ(測定時

間、時定数及びバックグラウンド計数率)が適切な数値を設定し、測定を実施していることを確認する。

- (c) 汚染検査装置はバックグラウンドの変化に左右される。バックグラウンドが低い場所に汚染検査装置が設置されていることの確認も実施する。
- (d) 汚染測定装置の設置場所が高線量領域の場合、機器の性能上の制約から、要求の検出感度確保が出来ない場合がある。このため、検査官は事業者等が不適切な補正(エネルギーバンドの変更等)や不正な行為を実施していないことも確認する。

d. その他(密封線源の取扱)

検査対象区域に管理されていない密封線源(密封線源の標識で識別された容器を含む)の存在や仮置きが無いことを確認する。

- (a) 事業者等が保有している密封線源は帳簿管理され、放射性物質が漏えいしていないことなど、密封が健全であることを事業者等が管理手順に基づき適切に管理している。管理されていない密封線源(密封線源の標識で識別された容器を含む)の存在や仮置きが確認された場合、検査官は事業者等に対して、その調査結果の報告を聴取し、そのパフォーマンスを確認する。

(4) 放射線被ばくりスクの評価と放射線作業管理

a. 区域の識別管理と放射線作業の許可

検査官は検査対象の区域区分が適切に管理され、作業者が当該作業エリアの放射線レベル等を認識するのに必要な識別表示が実施されていることを確認する。

また、検査対象の放射線防護上の措置について、事業者等は作業における線量や当該作業環境に応じ、適切に評価されている計画書を策定し、作業許可を出していることを確認する。

- (a) 検査官は検査対象の区域管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき、区域の潜在的な放射線レベル(線源の移動や経時的な変化・変動)が評価され区域区分管理されていることを確認する。
- (b) 事業者等の管理する区域区分に従い、区域への立入制限措置や作業者に必要な情報を掲示するための識別表示が実施されていることを確認する。
- (c) 事業者等が策定した放射線防護の措置に記載のサーベイマップ等(作業者の被ばく計画の基となる情報)と現場に掲載されている掲示物等が一致していること及び作業前のミーティングでサーベイマップ等の情報が作業者に周知されていることの確認も実施する。

b. 放射線作業の現場管理

検査官が検査対象区域の現場における作業管理の実施状況を確認する際は、日々の作業環境把握、放射線管理、放射線防護の措置及び汚染管理が適切に行われていることを確認する。

- (a) 事業者等の日々の現場管理の観察では、必要な計測(放射線サーベイ)、放射線管理対策、放射線防護の作業管理及び汚染管理が事業者等の定めるマニュアルに基づき行われていることを確認する。
- (b) また、作業環境において、事業者等が個人被ばく線量計の外乱(騒音、照明、振動、ノイズ)を考慮した評価や対応をどのように計画し、対応しているかについても確認する。
- (c) 作業者が携帯する警報付き個人被ばく線量計の検査対象区域の作業において、検出対象核種や装着部位がマニュアルに基づき適切に履行されていることを検査官は現場作業状況の観察において、確認する。具体的には、現場環境に適合した測定器を携帯していることを確認する。(局部被ばく、不均等被ばく及び中性子線被ばくが適切に評価されていることを確認する)
- (d) 高放射線作業区域では、放射線の線量勾配(線源が作業者に近い場合や β 線による被ばく影響が大きい場合や線量変化が大きい場合等)がある場所が存在している。検査官は当該作業エリアで作業者の被ばくを効果的に監視する線量測定方法の適用状況を確認する。
- (e) 線量計の選択と計測場所について、不均等被ばくが懸念される作業区域での線量測定について、局部被ばくの評価が省略できる理由はないと考えられる。
- (f) 事業者等の実施する特殊作業で、作業管理の強化が必要な潜水作業や作業エリアの放射線の線量勾配が大きい場合には、当該作業の事業者等が策定する放射線作業の計画が適切であることも確認する。

c. 汚染区域における作業管理

検査官は空気中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域において、適切な作業計画を策定し、作業が実施されていることを確認すること。

- (a) 検査官は空気中に放射性物質がある区域及びそのおそれがある汚染区域で、作業が実施される場合は、その作業状況を確認する。
- (b) 検査官は内部被ばくのおそれがある区域の作業の計画及び許可が、事業者等の管理システムで適切に評価されていることを確認する。
- (c) 空間線量が上昇する可能性があるタンク内部の作業、蒸気発生器のドライアイスブラスト、ショットピーニング、原子炉キャビティ内部の作業等について、検査官は事業者等が実施している空気中の放射性物質濃度の監視と管理の状況を把握する。
- (d) 上記の汚染のおそれがある区域での作業に関して、汚染の拡大防止措置である閉じ込め機能やバリヤが健全であること及び高性能粒子フィルタによる局

所排気システムが適切に設置・運用していることも確認する。

- (e) 使用済燃料プール及びその他の貯蔵施設に貯蔵されている高線量の放射化物質及び汚染物品の事業者等の管理状況について、検査官はこれらの物品が不用意・不注意による使用済燃料プール等からの操作・作業で、作業者の被ばくや汚染事象を防止するための、機械的措置やソフトウェア的管理が講じられていることも確認する。

(5) 高線量又は汚染区域の放射線作業計画

当該検査内容は、検査ガイド「BR0030 放射線被ばくALARA活動」と協調して検査を実施することが可能である。

a. 高線量区域等への立入制限、作業許可管理

高線量区域、高汚染区域や立入制限区域は作業者が不用意な立入をすることで、過大な被ばくをもたらす可能性があり、検査官はそういった場所の掲示物及び立入制限措置が適切に履行されていることを確認する。

- (a) 検査官は、高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域に関し、事業者等が報告している作業者に対する放射線安全の監視領域に関する安全実績(PI)の適合性を確認する。
- (b) 検査官はリスクが高放射線区域、高汚染区域や立入制限区域の事業者等の安全実績(PI)活動の状況の評価を重点に確認すること。
- (c) 事業者等の管理基準の変更があった場合、検査官は高線量区域等について、遮へい等の規格値に適合していること及び事業者等の管理手順書に適合していることを確認する。また、プラントの運転状況によって変化する区域(高線量区域になるおそれのある区域)も同様に許可証及び手順書に適合していることを確認する。
- (d) 高放射線区域等又は、作業者の被ばくリスクが高い区域になるので、掲示物による表示、立入制限措置等の管理の適切性が重要で、特に許可が無い作業者の立入ができない機械的及びソフト的な措置を確認する。当該室(区域)は施錠や入口部の注意表示その他の標識等によって、許可が無い作業者が立入らない措置が講じられていることを確認する。
- (e) リスクが高い区域には次の区域が含まれていること。
- ア. 放射性廃棄物処理、取扱い及び保管廃棄区域とタンク等、運転上の都合で一時的に設けられた事業所等内の区域。
- イ. 加圧水型原子炉(PWR)の格納容器(施設)及び沸騰水型原子炉(BWR)のドライウェルは、全出力運転時、部分出力運転時及びプラント停止時で別の管理対策を設けている可能性がある。
- ウ. 管理が脆弱な区域としては、BWRの移動式炉内計装(TIP)制御区域、PWRのシングル引き抜き区域、原子炉キャビティサンプ、燃料移送区域、使

用済燃料プール、原子炉キャビティ、あるいは原子炉貯蔵ピットがあるが、それに限るものではない。レビューには、出力運転中に格納容器に入る作業者のために実施される放射線防護上の管理対策を含める。冷却材又は原子炉水質の変更等がある。

(6) 作業員及び放射線管理員の力量

当該検査内容は、検査ガイド「BR0030 放射線被ばくALARA活動」と協調して検査を実施することが可能である。

a. 作業員の管理区域内作業における理解度

検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員の放射線防護の装備、被ばく放射線量計測設備等を適切に装備し、作業を実施していることを現場確認する。

- (a) 検査官は放射線作業の計画に基づく作業を実施する作業員がどの区域で、どれくらいの線量率があるかを把握し、作業、移動、待機等での滞在・作業時間、移動動線が個人被ばく線量計画で設定した条件と一致していることも確認する。
- (b) 作業員は警報付き電子式個人被ばく線量計の警報設定値及び放射線作業の作業指示書等で設定されている当該区域での滞在・作業時間及び線量限度(個人の被ばく線量限度を踏まえた残線量)を把握して作業を実施していることも確認する。
- (c) 作業員が、警報付き個人被ばく線量計の警報設定値や管理区域滞在時間設定及び警報付き個人被ばく線量計の警報が発生した場合の処置を理解して実行できることも確認する。
- (d) 上記の確認で、警報付き電子式個人被ばく線量計の警報が鳴動した場合の処置、手順についても理解していることを検査官は作業を担当している作業員にインタビューするなどして確認する。なお、作業員へのインタビューする場合は、作業に支障を与えない時期に実施すること。
- (e) 作業員の適切を欠く行動や活動を検査官が確認したら、事業者等の教育プログラム及び訓練の適切性、教育履行状況及び有効性について検査官は確認すること。

b. 放射線管理員の放射線作業監視・監督に関する力量

作業員の管理区域内作業における放射線防護等の履行状況について、作業員の放射線防護装備、線量計の携帯など放射線防護上の各措置が適切であることの確認や指導状況を放射線管理員が監視・監督していることを検査官は確認する。

- (a) 放射線管理員は監視・監督を担当する作業員について、放射線作業の計画

や放射線作業の指示書等で定めている管理対策及び管理制限を理解し、当該作業に関する経験、知識及び訓練(放射線被ばく事故に対する対応も含む)が実施され、放射線管理員としての力量が適切であることを事業者等は確認し、認定していることを確認する。

- (b) 検査官は放射線管理員による放射線サーベイの実施状況を観察する。校正された測定器の使用、使用前の線源によるチェック等で健全性を確認し、測定を実施していることも確認する。
- (c) 放射線管理員の現場活動として、作業エリアのサーベイ状況について、適切な測定器、適切なメッシュの適用による測定が実施され、放射線管理員としての力量があることも確認する。
- (d) 現場等の放射線作業において、放射線管理員が監視・監督の行為に不適切な状況を検査官が確認した場合は、検査官は事業者等の放射線管理員としての力量認定のプロセスについて確認する。
- (e) 検査官は、被ばくリスクの高い作業を担当する協力会社のTBM(Tool Box Meeting)に同席し、放射線管理員の指示事項の内容が現状の作業状況に適合しているかを確認し、放射線管理員としての力量を把握する。

5.3 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 巡視点検前に、巡視点検対象エリアのサーベイマップから空間線量率の変化状況を把握し、巡視点検では、自ら放射線測定器(サーベイメータ)による測定を実施し、事業者等が実施している放射線モニタリングのデータと比較しておく必要がある。
- (2) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者等の変化、変更に関する活動状況も確認する必要がある。放射性物質(線源)を内包する配管やタンクなどは、その近傍での作業では、遮へい体を設置して、被ばく線量低減を実施していることが確認されるが、作業終了後に当該遮へい体が外され、思わぬ線量率が上昇していることがある。
- (3) 高線量区域の巡視や比較的高い空間線量率の巡視においても、事業者等が行うサーベイによる線量率を確認し、事業者等の管理値(区域管理)を超える場所での表示について作業者が視認できることも評価すべきである。
- (4) 現場確認において、仮置きされている管理されていない物品や識別された放射性物質の有無についても確認し、その表面線量についても確認する。
- (5) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業者が被ばくする放射性物質(線源)中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (6) 汚染のおそれのある作業エリアでの管理状況について、作業者の放射線防護の装

備、放射線監視員の管理の状況を確認し、作業計画で指定されている監視方法を確認するとともに監視員不在の場合の対応状況についても把握しているべきである。

- (7) 作業によって汚染した粉じんが舞う作業エリアでの隔離状況及び連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況(検出限界を考慮した)を確認する。
- (8) 放射線監視計装で、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応(コンタミの防止や試料の識別)を実施していることを確認する。
- (9) 作業者の個人被ばく線量測定器がその場の作業に必要なタイプの物を使用していることを確認する。また、作業エリア入口付近での識別も併せて確認する。
- (10) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置(核種分析測定装置)の核種分析結果を入手し、スペクトルの状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (11) サーベイメータなどの測定機器が校正され、使用可能であることの識別表示を確認し、適切な管理の下、貸し出しや返却が実施されていることを確認する。

6. 参考資料

- (1) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和 51年 9月(2訂)
 - b. NaI(Tl)シンチレーションスペクトロメータ機器分析法 昭和 49年 1月
 - c. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成 4年 8月(3訂)
 - d. 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成 14年 7月(1訂)
 - e. 空間 γ 線スペクトル測定法 平成 2年 2月
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック[放射線(能)]に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針(JEAG4610-2015)

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号、第7号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	6	170	日常

※実施時期は放射線作業の管理及び放射線作業の実施状況を直接観察ができる定期検査中（原子炉停止中）の時期に実施することが望まれる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	6	170	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理 (高出力炉)	1年	10	285	日常
02	放射線被ばくの管理 (中出力炉)	1年	5	145	日常
03	放射線被ばくの管理 (低出力炉 (臨界実験装置含む。))	1年	2	60	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	6	170	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理 (MOX加工)	1年	4	120	日常
02	放射線被ばくの管理 (ウラン加工)	1年	10	285	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	2	60	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

01	放射線被ばくの管理	1年	2	60	日常
----	-----------	----	---	----	----

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	1	30	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくの管理	1年	2	60	日常

BR0020 放射線被ばく評価及び個人モニタリング(案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る放射線被ばく評価並びに個人モニタリングの活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

この検査を実施するに当たり、原子力運転検査官(以下「検査官」という。)は事前に作業員に対する放射線安全の監視領域に関する事業者の安全実績指標(PI)の全てを確認する。また、事業者の放射線防護プログラムの改善状況、前回の検査以降の当該監視領域に関する状況報告を確認しておくべきである。事業者の放射線被ばく評価の状況や個人モニタリング設備の校正状況を検査官が直接観察できる時期が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプリング選定に関しては、代表的な放射線被ばく評価の観点で、作業員の被ばくリスクが高い評価並びに、緊急時(トラブルや事故対応)の作業計画の重要度を考慮することとし、以

下の項目について検査を実施する。

- (1) 事業者の個人モニタリングの基本特性
- (2) 外部被ばく評価手法
- (3) 内部被ばく評価手法
- (4) 特別な被ばく評価の手法
- (5) 特別な線量測定状況
- (6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に確認し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備事項を以下に記載する。また、検査対象(サンプル)の選定では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

検査実施に当たっては、作業者の放射線被ばく評価における以下の個人モニタリングの手法について、関連文書の調査、ウォークダウン、インタビュー等により要求仕様との整合性及び評価プログラムの適切性を確認する。

- (1) 事業者の個人モニタリングの基本特性
 - a. 放射線モニタリングする各測定機器・設備等の特性
- (2) 外部被ばく評価手法
 - a. エリア放射線モニタ、電子式個人被ばく線量計等の適切な配備・保有・維持管理
- (3) 内部被ばく評価手法
 - a. 体外計測法
事業者の内部被ばく評価における評価の手順書やその対応整備
- (4) 特別な被ばく評価の手法

- a. バイオアッセイ法
事業者のバイオアッセイ法に関する評価手順の有無
- b. 空气中放射性物質濃度評価法
空气中モニタリングに基づいた内部被ばく評価における適切性や測定・評価等の手順とその実施状況
- c. 核種分析手法
内部被ばく評価における核種定量判断の正確性

(5) 特別な線量測定状況

- a. 放射線業務従事者(女子も含む)への法的対応
- b. 局部被ばく評価についての適切性
- c. 個人被ばく線量の(実効線量)記録方法

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

- a. 緊急作業従事者の選定マニュアルの適切性と作業者の緊急時被ばく線量の管理・手法
- b. 事故時対応における緊急時被ばく線量限度の管理手法

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 基本事項

事業者の被ばく管理対策に関する不十分な活動は、作業者が過度の被ばくを受け
る可能性が高くなる。この安全実績指標 (PI) として報告すべき事業者の活動の弱点を
明らかにすること。

作業者の個人被ばく線量や被ばく管理対策に必要な個人モニタリング設備が、適
切な評価や測定に関して必要な精度があることや使用可能であることを判断する。

作業者の放射線被ばく実績について、事業者が実施している個人被ばく線量の
実効線量の算出するための方法と精度の適切性を判断する。

作業者の被ばく線量評価が適切に実施され、事業者は作業者の個人被ばく限度
(緊急時被ばく線量限度も含む) を超えない管理及び作業監視を実施していることを確

認する。

5.2 検査前準備に係る留意事項

(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性

- a. 検査官は内部被ばくと外部被ばくの線量測定に関する放射線防護プログラムに関する事業者の内部監査結果を確認し、把握しておくこと。
- b. 事業者が被ばく評価の一部を委託している場合、検査官は事業者がその契約業者の認定している状況について確認し、技術レベル等を把握する。
- c. 検査官は、事業者の外部被ばく線量の評価、内部被ばく線量の評価、放射線異常事象の評価及び線量測定を含む線量測定作業に関連するマニュアル・手順書の内容と改訂履歴を確認し、レビュー状況を把握する。
- d. 検査官は事業者が施設に設置又は保有する代表的な放射線計装設備の基本特性仕様を確認し、把握する。
- e. 上記の放射線計装設備の点検・校正記録を確認し、把握する。

(2) 外部被ばく評価手法

- a. 電子式個人被ばく線量計の誤動作や作業側側の取扱のミス(落下、衝撃等)による不適合等について、事業者の不適合管理記録を確認し、その発生の頻度による兆候や傾向を把握する。
- b. 事業者が是正処置を実施している場合、不適合内容についても、3～5件の不適合事象を選定し、事業者の不適合管理システム(プログラム)によって、実施した是正内容について確認し、把握する。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者の内部被ばく評価において、ホールボディ測定装置を使用する場合、体内に摂取した核種から被ばく線量を評価する手順について検査官は事業者の手順及び要領について確認し、把握する。

また、当該検査対象において、作業者が内部被ばくした事例がある場合はホールボディ測定装置の測定結果事例を3～5選定し、その評価状況を確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

事業者が作業者の内部被ばくをバイオアッセイ法にて評価している事例がある場合、実施事例2件を選択し、サンプル収集から内部に滞留する放射性物質の核種、量を決定する過程の評価の状況を確認し、その内容を把握する。

b. 空気中放射性物質濃度評価法

検査官は事業者の空気中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくの評価事例について、1～2件の事例をサンプリングし、その測定・評価結果を確認し、評価内容を把握する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、事業者が核種分析手法による評価する場合は、事業者の手順に基づき設備が校正されている記録を確認し、評価部位とその核種に関する状況を把握する。

(5) 特別な線量測定手法

- a. 検査官は事業者が原子力規制庁に報告している作業者の被ばく線量実績を確認し、検査対象施設で活動する女子を含む作業者の被ばく線量の評価頻度及び実績を把握する。
- b. 検査官は作業者が不均等の被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための事業者の処置・方法について確認し、把握する。
- c. 中性子線による被ばく線量評価について、検査官は中性子線被ばくの可能性がある場合はその評価結果を確認し、把握する。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

- a. 事業者は緊急作業従事者の要件、選定、意思確認、教育訓練、緊急作業従事者の線量管理及び健康管理に関する事項をマニュアルに定めているので、検査官は当該内容を確認し、選定状況を把握する。

5.3 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 事業者の個人モニタリングの基本特性

検査官は事業者が施設に設置又は保有する放射線計装について、放射線モニタリングする各測定機器の特性が、正確な結果を提供できる設備となっていることを確認する。

- a. 検査官は事業者の核種分析能力として、分析機器での核種定量が難しい核種の同定について、事業者の放射線管理部門の職員が分析する対象物の放射性核種構成比率等からの推定核種の定量を可能とするプログラムを理解し、活用していることを確認する。
- b. 作業者が α 核種等の放射性物質を体内に取込みをした場合、被測定者と測定器の特性に応じた被ばく評価手法について、事業者は校正された係数を保有し、その評価性能を把握し、緊急時に使用可能(評価可能)であることを検査官は確認すること。

(2) 外部被ばく評価手法

検査官は作業者の被ばく線量を計測するエリア放射線モニタや警報付き電子式個人被ばく線量計について、検査対象の施設に適合した測定器を事業者が配備及び保有していることを確認する。

また、検査官は事業者が保有する個人モニタリング設備が適切な維持管理を実施していることを確認する。

- a. 警報付き電子式個人被ばく線量計の各センサーの特徴を踏まえ、計測対象である α 線、 β 線、 γ 線、中性子線とそのエネルギーバンドを考慮した測定(人体からの反射影響も含む)が検査対象の施設における出現核種(想定核種含む)と整合した測定器であることを検査官は確認する。
- b. 検査官は事業者の個人モニタリング設備の維持管理として、個人線量計(TLD、OSL、ガラスバッチ)は以下の管理が実施されていることを確認する。
 - (a) 使用前の点検や使用前の保管状況を確認する。
 - (b) 同線量計の保管(計測を必要としない場合)は低線量区域に保管されていること。
 - (c) 上記の個人線量計を使用しない場合の管理(コントロールバッチの運用も含む)と保管や保管場所に関する注意事項は提供を受けた作業者に周知されていること。
- c. 検査官は事業者が配備している電子式個人被ばく線量計(警報機能付き)の点検・校正(値付け含む)が適切に実施されていることや以下の状況を把握し、管理が適切であることを確認する。(製造メーカーの推奨の点検・校正に準拠していること。)
 - (a) 電子式個人被ばく線量計と線量率計の測定値の相違に関して、電子式個人被ばく線量計の補正が技術的原理に基づき適切に実施されていることを確認する。
 - (b) 電子式個人被ばく線量計と個人線量計の測定値の差を把握している事業者は、その許容範囲を超えた場合に事業者はその原因の調査・検証を実施していること。(不適切な線量計の携帯が無いかを測定結果より評価できること。) また、電子式個人被ばく線量計及び個人線量計の測定結果が正確に評価されていることも確認する。また、記録を保管していること。

(3) 内部被ばく評価手法

a. 体外計測法

事業者の内部被ばく評価では、放射線物質の摂取によって内部被ばくした作業員の身体汚染の有無の評価や摂取ルート(経口、吸入、その他)等の評価条件を定め、評価できる手順書が制定され、内部被ばく事象が発生した場合の対応が整備されていることを確認する。

- (a) 作業員の内部被ばく評価の条件として、事業者がホールボディ測定装置での定期的な測定をしている場合は、その頻度が定められた期間で実施していることや代替え(定期的な測定が出来ない被検者の場合)の手法によって事業者が評価していることを検査官は確認する。また、高線量エリアでの作業において、誤って摂取する可能性のある核種の生物学的半減期を考慮した頻度が設定されていること。
- (b) 事業者の内部被ばく評価をホールボディ測定装置で行うための条件(バッ

クグラウンド、計測時間)、分析プログラム(核ライブラリーによる核種定量と検出核種の装置効率)を確認する。また、内部被ばく評価をホールボディ測定装置だけで実施する場合、トリチウム等のHTD核種の摂取についての説明状況についても確認する。

- (c) 内部被ばくの評価で、ホールボディ測定装置以外の方法にて、体内に摂取した放射性物質による被ばく評価をする場合は、当該測定装置の検出感度及び検出結果のレスポンスを事業者は確認し、体内に残留する放射性物質の存在率を踏まえた被ばく評価手法が選定され、評価されることも検査官は確認する。

(4) 特別な被ばく評価の手法

a. バイオアッセイ法

作業者が放射性物質の摂取による内部被ばく評価をバイオアッセイ法で実施する場合、事業者が、内部に滞留する放射性物質の核種、量を評価するための手順を定めていることを検査官は確認する。

また、内部被ばく事象が発生した場合、定められた手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも確認する。

- (a) バイオアッセイ法を専門業者に事業者が評価を依頼している場合、事業者が実施した専門業者に対する監査結果やクロスチェックの状況を検査官は確認し、評価で許容範囲(摂取判定や異常検知)を超えた結果の場合の処置の評価プロセスを確認する。

- (b) 事業者は事象が発生した場合、同手順に従い、サンプル収集と保管及び摂取ルート及び摂取量の評価条件の指定を定めていることも検査官は確認する。

b. 空气中放射性物質濃度評価法

検査官は空气中モニタリングに基づき、作業者が放射性物質の摂取による内部被ばくを評価する場合、適切な測定及び防護係数の適切な選定と評価に基づいた手順を定め、評価が実施出来ることを確認する。

- (a) 事業者の内部被ばくの評価が、ダストサンプリングやエアロゾルサンプリングの方法である場合、サンプリング間隔(集塵ヘッドの移動間隔)やパージ時間、集塵時間、集塵流量から定まる検出限界値を考慮し、内部被ばくした場合の評価を検討していることを検査官は確認する。

- (b) 検査官は、空气中モニタリングに基づく評価で、放射線防護装備のダストマスクを着用していた場合の防護係数の適切な選定や評価に基づいた手順によって被ばく線量評価が実施されることを確認すること。

- (c) 検査官は事業者のダストサンプリングで検出された放射性物質の核種が、当該施設で検出する核種であることも確認する。

c. 核種分析手法

検査官は内部被ばくの評価で、事業者が核種分析のスペクトルから内部被ばくの核種定量が正確に実施されていることを確認する。

- (a) 事業者が、内部被ばくの核種分析を専門業者に依頼又は、委託している場合は、事業者の手順に基づき校正された設備を用い、データ解析等の評価が実施され、内部被ばくに適切に評価されていることを検査官は分析業者の活動記録や事業者の監査記録によって確認する。

(5) 特別な線量測定手法

検査官は事業者の施設で活動する放射線業務従事者(女子も含む)に対する事業者対応について、法令に定める手続・対応が手順書に定められ、的確に実行されていることを確認する

また、検査官は局部被ばく評価について、事業者の皮膚汚染時の実効線量の算出や皮膚汚染による皮膚の等価線量の算出が適切に実施されていることを確認する。

上記の測定結果などの線量結果が個人被ばく線量の(実効線量)記録として、記録する方法を事業者の手順に定め、適切に実施していることを確認する。

- (a) 検査官は事業者の施設で活動する作業員に対する被ばく評価の状況を確認する。
- (b) 検査官は作業員が不均等の被ばくのおそれがある場所での作業や高線量の勾配が存在する作業エリアで作業をする場合の外部被ばくを監視するための事業者の活動・方法についても確認する。
- (c) 上記の測定結果などの線量結果が個人被ばく線量の(実効線量)記録として、記録されていることを確認する。
- (d) 中性子線による被ばく線量評価について、以下の内容の評価を実施する。
- i. 線量測定及び計測が測定対象の中性子線に適合していること。
 - ii. 当該線量測定に対する十分な感度がある測定であること。
 - iii. 測定装置の中性子線に対する校正が実施され、使用可能な測定装置であること。また、 γ 線による干渉が無視できること。

(6) 事故時の緊急時放射線作業管理手法

事業者は緊急作業従事者の選定をマニュアルに定め、適切な要員が設定されていることを確認する。

事業者が事故時対応訓練を実施している場合は、作業員の緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を確立していることを確認する。

- a. 事業者の事故時対応訓練が実施される場合、作業員が緊急時被ばく線量限度を超えない管理及び手法を事業者が確立していることを検査官は事業者の担当部署の職員へのインタビューや事故訓練結果のシナリオによって確認する。
- b. 事故時の放射性物質の核種を想定した、外部被ばく評価、内部被ばく評価、放射線防護の装備を適切に選定し決定(採用)できるかどうかの訓練を実施している

ことも確認する。

5.4 現場ウォークダウンを行う際の視点

- (1) 巡視点検では前回の巡視との相違点を常に把握することを心がけ、事業者の変化、変更に関する活動状況も確認する必要がある。
- (2) 定期点検やプラントの運転状態によって、作業員が被ばくする放射性物質(線源)中心位置の状況や高さ方向での線量の違いを把握し、局部被ばくとなる線源中心の位置を把握すべきである。
- (3) 空气中放射性物質濃度評価法による汚染した粉じんが舞う作業場での監視について連続監視モニタの設置状況、測定設備の設置状況(検出限界を考慮した)を確認する。
- (4) 個人モニタリングで、サンプル採取の方法を確認し、適切な対応(コンタミ防止や試料の識別)を実施していることを確認する。
- (5) 作業員の個人被ばく線量測定器がその場の作業に必要なタイプの物を使用していることを確認する。また、作業場入口付近での識別も併せて確認する。
- (6) 粒子状の浮遊塵の測定結果の確認では、分析測定装置(核種分析測定装置)の核種分析結果を入手し、スペクトルの状況や測定条件が要求される検出限界を満足した結果であることを確認する。
- (7) 内部被ばく評価に関する個人モニタリング設備の校正では、再現性のある校正が実施されていることや被検者と測定する検出器の位置について、校正実施の場合の相違点を確認する。

6. 参考資料

- (1) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)
- (3) 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - a. 全ベータ放射能測定法 昭和 51年 9月(2訂)
 - b. ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成 4年 8月(3訂)
 - c. トリチウム分析法 平成 14年 7月(2訂)
 - d. 液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法 平成 8年 3月(1訂)
- (4) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック[放射線(能)]に収録されている規格
- (5) 経済産業省の「放射能測定器及び放射線測定器等の校正」
- (6) 個人モニタリング指針(JEAG4610-2015)

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号, 第11号及び第12号並びに同条第3項第8号, 第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号, 第11号及び第12号並びに同条第3項第9号, 第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第9号, 第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第9号, 第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第7号, 第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号, 第9号及び第11号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号, 第8号及び第9号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査はユニット毎ではなく発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

※実施時期は検査対象施設の設置(変更)許可申請内容の変更や放射線管理等のマニュアル変更で、作業者の放射線安全に関する対応が変更になる場合にも実施することが望まれる。

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線被ばく評価及び個人モニタリング(低出力炉(臨界実験装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	2年	6	55	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (MOX加工)	2年	6	55	チーム
02	放射線被ばく評価及び個人モニタリング (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばく評価及び個人モニタリング	必要に応じて	—	—	チーム

BR0030 放射線被ばくALARA活動 (案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る放射線被ばくALARAの取組状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

検査対象施設における作業員個人及び集団の放射線被ばく線量について、事業者は被ばく線量低減活動(ALARA)を維持している。原子力検査官(以下「検査官」という。)は、この被ばく線量低減活動の継続的改善の実施状況を評価する。また、この検査では、作業員の被ばくに左右する放射線管理(運営を含む)、プラント・施設の運転管理及び工学的な管理(被ばく防護含む)が効果的に放射線被ばく低減に寄与し、ALARAの活動を維持していることも確認する。

この検査で、確認された事業者の放射線被ばくALARA活動の結果から、検査官は事業者の検査対象施設におけるパフォーマンス評価をする。

(1) 放射線の作業計画

(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム

- (3) ALARA及び放射線作業の管理の実施
- (4) 放射線業務従事者(作業員)のパフォーマンス

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査対象施設における作業員個人及び集団の放射線被ばく線量について、ALARAに係る事業者活動が効果的なパフォーマンスに繋がるかを監視するに当たり、放射線被ばくの履歴や傾向の把握、高線量率領域での当該活動の計画や検証手法などの状況等を把握する必要がある。

4.2 検査実施

(1) 放射線の作業計画

- a. 検査官は事業者の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。
- b. 検査官は事業者が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、ALARA活動内容(活動プロセス)を確認する。
- c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果(放射線作業の被ばくの低減活動評価)の事業者内で評価が実施され、教訓(反省点)や効果の確認が得られた事案・事象について、事業者内でその活動が展開されていることを確認する。

(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム

- a. 計画外の変更や緊急措置(作業)が生じた場合、事業者の変更管理のプロセス(変更承認やレビュー体制含む)に基づき、追加した作業や行為に関する被ばく線量低減活動となる新たな目標設定(閾値)が設定されるなどの作業管理が追加されていればその内容を確認する。
- b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な放射線防護と

被ばく低減活動(ALARA)の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更(見直し)の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。

(3) ALARA及び放射線作業の管理の実施

- a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容において、放射線作業の管理に放射線被ばく低減活動が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。
- b. 事業者の放射線被ばく低減活動の計画に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動(操作)、運用(使用)を事業者が実施しているかを確認する。
- c. 事業者は検査対象施設での被ばく線量低減活動(ALARA)の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応している事を検査官は確認する。
- d. 事業者はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。

(4) 放射線業務従事者(作業員)のパフォーマンス

- a. 管理区域内作業で、作業員は被ばく線量低減活動の本質(ALARAの精神)を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染のおそれがある区域や高線量エリアでの作業は、被ばく低減活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。
 - (a) 作業員が被ばく低減の為の措置(放射線防護装備、監視機器、保護衣等)に精通しているか。
 - (b) 放射線管理員(監視員)は作業員の活動について、適切な指導や監視をしているか
 - (c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業員は作業を実施し、放射線管理員(監視員)はそのホールドポイントを適切に監視しているか
 - (d) 過剰な被ばくに至るおそれのある異常事態等の警報(保安規定に定めるエリアモニタ(臨界モニタ、非常時モニタを含む。)の警報又は警報機能付き個人線量計の警報をいう。)が発報した場合又は連絡を受けた場合の対応について、教育を受けていること。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管

理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

(1) 検査対象施設での放射線被ばくの履歴の状況及び現状の被ばく傾向の把握

検査官は検査対象施設における個人被ばく線量並びに集団的な被ばく線量の推移や履歴を確認する。検査官は現状の個人及び集団的な被ばく傾向を確認すると共に、現状の高線量要因となる線源とその強さや放射線作業計画における現状の事業者の取組み状況とその課題について把握する。

(2) 集団的な被ばく線量実績のランク分け

検査官は検査対象施設における集団的な被ばく線量の履歴について、過去約3年分の平均値に対するランク分けを確認し、その内容を把握する。

(3) 集団的な被ばく線量の推定

検査官は検査対象施設における過去に実施した作業や特定工事の作業計画について、被ばく線量を推定する。(被ばく線量の推移の状況を確認し、事業者が設定しているレベルを評価する。)また、この推定では、現在実施の作業計画の手順や評価プロセスを事前に確認しておくこと。

(4) 問題点の抽出と過去の実績評価

検査官は検査対象施設における放射線被ばく低減活動(ALARA)の重要な要素である放射線作業計画の立案時の特定の課題(計画線量超過などの事例・事象)について過去の作業計画も参考に計画立案時の事業者対応に注視して確認すること。

(5) 個別検査対象の事前準備事項

a. 放射線の作業計画

- (a) 検査官は検査対象施設で現在進行中の放射線作業計画又は最近作業を完了した放射線作業計画について、集団的な被ばく線量が高い順のリストを確認し、被ばく線量が高く、管理上重要な作業や高線量率領域での作業を含んでいる放射線作業計画から3~5件を選択し、その活動状況を把握する。

- (b) 本検査の確認事項は検査ガイド「BR0010 放射線被ばくの管理」で確認する内容と重複する場合があるので、同検査ガイドと協調して検査を実施することが可能である。
- b. **線量推定の検証と被ばく追跡調査システム**
 - (a) 検査官は検査対象施設における年間の集団被ばく線量を推定するプロセス又は手順を確認する。確認では、年間の集団被ばく線量のベースを基にした、放射線放出核種の低減効果や特定作業における被ばく線量を推定する方法及び被ばく線量評価する方法について、事業者の活動(手順)を確認し、把握する。
 - (b) 検査官は被ばく線量低減活動(ALARA)の業務計画の3～5件を抽出し、その内容を確認し把握する。
- c. **ALARA及び放射線作業の管理の実施**
 - (a) 検査官は検査期間に予定されている施設の運転中又は停止中に行われる保守作業について、放射線被ばくの恐れがある作業計画から2～4件抽出し、その内容を把握する。(この検査対象作業項目の抽出では、「放射線の作業計画」や「線量推定の検証と被ばく追跡調査システム」の検査において抽出した作業項目と同一であっても良い。)
 - (b) 本検査の確認事項は検査ガイド「BR0010 放射線被ばくの管理」で確認する内容と重複する場合があるので、同検査ガイドと協調して検査を実施することが可能である。
- d. **放射線業務従事者(作業員)のパフォーマンス**
 - (a) 管理区域内作業において、汚染の恐れがある区域及び高線量エリアでの作業について、作業中の作業員の作業状況や放射線管理員(監視員)の監視活動を視察やヒアリング等で把握する。
 - (b) 本検査の現場確認では、作業中の外部被ばくのリスクや放射性物質の体内取り込みが懸念される作業項目に着目し、確認を実施するため、当該検査内容は検査ガイド「BR0010 放射線被ばくの管理」の検査と協調して検査を実施することが可能である。

5.2 検査実施及び対象選定の際のリスク情報活用に関する留意事項

(1) 放射線の作業計画

- a. 検査官は事業者の放射線作業計画が適切な放射線被ばく低減技法を活用していること、作業活動のリスクに相応して他の低減技法の考慮及び検討を実施していること並びに合理的な線量目標を規定していることを確認する。
- b. 検査官は事業者が実施した放射線作業計画に基づく実績結果で、集団的な被ばく線量結果が放射線作業計画で計画した活動で意図した低減線量と実績値を比較し、ALARA活動内容(活動プロセス)を確認する。

- c. 放射線作業計画に基づき実施された作業結果(放射線作業の被ばくの低減活動評価)の事業者内で評価が実施され、教訓(反省点)や効果の確認が得られた事案・事象について、事業者内でその活動が展開されていることを確認する。
- d. 事業者の放射線被ばく線量を低減する手段として、遠隔技術、産業界の知見及び他事業者の状況並びに運転経験による教訓を基にした線量低減動向を考慮しているか否かを確認する。また、当該被ばく低減事案(施策)については放射線作業計画の際に、考慮することなどを示した放射線作業計画策定手順となっているべきであること。
- e. ALARAの計画と実績を評価する場合は直近の完了した作業計画にて評価を実施する。
- f. この検査結果で確認された指摘事項やパフォーマンス結果等は次回の放射線被ばくALARA活動の検査における確認内容や検査対象範囲に影響するので、次回の当該検査の検査時間を決定する上で、考慮するべきである。
- g. 事業者の年間ALARA活動の評価結果を用い、検査官は事業者のALARA活動の問題点や現状の活動レベルを把握する。
- h. 事業者の放射線作業計画について、放射線被ばく線量低減活動の評価として、継続的改善による被ばく線量の推定や被ばく緩和処置を確認する。事業者が業界関連事業者の活動状況を踏まえ、放射線作業を作業活動に合理的にグループ化するなどし、個々に目標線量を設定するなどの処置を講じているかを確認する。
- i. 検査官は、事業者のALARA活動に関する最新の年間集団被ばくのデータを用い評価・確認を実施する。
- j. 事業者は検査対象事業者の各サイト・施設ごとに、被ばく実績の追跡調査することや被ばくを低減することの仕組みを手順に組み込まなければならない。
- k. 事業者のALARA活動で、作業の計画立案と実績に関する問題は事業者の不適合管理の中で、原因分析を実施し、適切な是正処置を実施しなければならない。
- l. 事業者のALARA活動に関する欠陥が度々発見又は発生することは、事業者の作業担当部門の工程調整能力に起因する場合があるので、事業者の全体的なALARA活動における欠陥が存在する可能性がある。
- m. 事業者は放射線作業の合理的なグループ化を決定する場合、前例、他事業者の状況、規範及び特殊事情などの要素を考慮すべきである。
- n. 事業者の放射線作業計画の策定において、放射線防護装備(全面・半面マスク着用や遮蔽用ベスト着用)によって、本来の作業効率が悪化することを考慮に入れた計画であることも確認する。
- o. 検査対象の作業計画の選定において、事前評価している被ばく予測より著しく大きな線量が発生している作業項目がある場合があるので、その原因に着目(注意)して確認すること。
- p. 事業者のプラント運転・停止時におけるALARA活動を考慮に入れたスケジュー

ール管理が必要であるが、経済性等の観点で、ALARA活動が十分に発揮していない等の事業者の側面を注意して確認する。

- q. 事業者のALARA活動で、作業計画や被ばく線量低減技法について、集团的被ばく線量、個人被ばく線量などを考慮に入れた作業計画が策定されるべきである。(集团的被ばく線量と個人被ばく線量のバランスを考慮されているか特定の個人に集中しているか等の事案)
- r. 被ばく線量予測を著しく超える作業活動が確認された事業者に関しては、以下の観点での観察が必要である。
 - (a) 運転、放射線防護、保守、保守計画、スケジュール・工程計画の部門間インターフェースの問題、見落とししている活動の有無。
 - (b) 作業エリアの線量率低減に関する問題に関して、作業管理部門の指定された値(線量の低減目標等)に対する対策実行とその結果評価。
 - (c) プラントモード状況変化(遮へい材となっていた配管内水の移動等)や作業工程で足場、遮へい材撤去などで、当初の計画された線量率が変化していないか(又は考慮をしていたか)。
- s. 検査官は放射線作業計画に記載の作業工程区ごとの被ばく線量の計画値(推定値)と実績値を比較し、不一致がある場合、その原因(理由)を確認する。その原因から、事業者の放射線作業計画の立案に関する適切な計画立案の不履行や十分な作業管理情報の提供の不履行、作業者の放射線防護対応の不備などがあつたかを確認する。

(2) 線量推定の検証と被ばく追跡調査システム

- a. 計画外の変更や緊急措置(作業)が生じた場合、事業者の変更管理のプロセス(変更承認やレビュー体制含む)に基づき、追加した作業や行為に関する被ばく線量低減活動となる新たな目標設定(閾値)が設定されるなどの作業管理が追加されていればその内容を確認する。
- b. 検査官は放射線作業計画の見直しや変更において、適切性に欠ける行為か否かを判断する。この確認においては、被ばく線量の見直しが健全な放射線防護と被ばく低減活動(ALARA)の原則に基づいて実施されているかを確認することとし、作業管理の失敗を恐れ、被ばく線量計画を高く設定し直す行為があるか否か及び変更(見直し)の被ばく線量推定値を組織的に評価しているかを確認する。
- c. 事業者のALARA活動で継続的な作業の場合、被ばく低減に向け、更なる低減の必要性判断について、事業者は長期的なプラントの運転計画を考慮し、ALARA活動の計画を策定しているかを検査官は判断すべきである。
- d. 被ばく線量低減活動(ALARA)の業務計画で作業場の空間線量率と作業時間等から算出される推定線量と過去に実施した当該作業に関する被ばく線量実績を確認する。この評価確認において、過去の実績からその作業の傾向を確認し、必

要に応じて、被ばく線量を低減するための措置を実施しているかを確認する。

- e. 被ばく線量予測を著しく超える作業計画を策定した事業者について、検査官は被ばく低減活動の妥当性を評価する場合、事業者の被ばく追跡調査活動の実施判定値(閾値)を把握する。
- f. 被ばく線量予測には限界があり、予測されるばらつきを考慮に入れたある程度の柔軟性を持った、最適な仮定と正確な計算に基づくべきである。
被ばく線量予測の方法には以下の方法もある。
 - (a) 過去の作業実績に基づく被ばく線量の推定
過去に実施した作業活動の作業エリアの線量率に作業等での滞在時間を掛け合わせた推定値
 - (b) 詳細作業項目に基づく被ばく線量の推定
作業計画の詳細の作業項目ごとに被ばく線量を算出し、それを合算した推定値
- g. 被ばくリスクが高い保守作業の作業進捗の評価で、当初計画していた被ばく線量推定値を超えて、被ばく線量が増加傾向にある場合、検査官は事業者のトップマネジメントからの指示などのアクションがあるかについても確認すべきである。
- h. 放射線作業計画に基づき実施された作業実績について、検査官は被ばく線量が目標値と異なった結果の作業を3～5件ピックアップし、確実な作業計画の不履行、作業の監督不履行、不十分な事前確認に伴う計画外被ばく、放射線管理の不履行などの行為によって、発生したかを確認する。
- i. 検査官は事業者のALARA活動を評価する場合、高い線量に着目し、合理的な活動が実施されているかを確認すべきである。
- j. 事業者の集団的被ばく線量の推移が予想通りでない場合、事業者の措置として、被ばく線量推定の適格性改善に向かうのではなく、現場の被ばく線量低減対策の検討や改善に展開すべきである。
- k. 事業者のALARA活動の会合、会議は作業主幹部部門、放射線管理部門などの直接関係する部門だけではなく、サイトの全体の部門で審議評価されていることを議事録等で確認する。

(3) ALARA及び放射線作業管理の実施

- a. 検査対象として抽出した作業計画に記載されている放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の内容において、放射線作業の管理に放射線被ばく低減活動が盛り込まれた作業手順となっていることやこの管理内容が放射線作業計画に反映されていることを確認する。
- b. 事業者の放射線被ばく低減活動の計画に基づき、検査対象施設での活動で、効果のある遮蔽、技術的な行動(操作)、運用(使用)を事業者が実施しているかを確認する。

- c. 事業者は検査対象施設での被ばく線量低減活動(ALARA)の課題に対する再計画等の変更管理に際し、組織として対応している事を検査官は確認する。
- d. 事業者はALARA活動計画の結果で確認した課題、教訓を次回のALARA活動計画につなげる記録として残していることを確認する。
- e. 検査対象施設の事業者活動において、検査官は放射線管理上の運営管理、運転管理及び工学的管理の状況を現場で確認し、作業者の被ばく低減活動が盛り込まれていることも視察する。
- f. 検査官はALARA活動等の会合に出席し、事業者が実施している活動中の評価や活動結果の評価・課題及び目標設定を確認すべきである。
- g. 計画された作業の開始前のグループミーティング等において、検査官は事業者が現場作業者と、計画された管理の内容のレビューや検討を実施しているかを確認する。
- h. 業継続中の作業に関して、事業者は作業過程における被ばく線量実績(積算)と作業進捗の状況を適宜評価していることを確認する。
- i. 被ばく線量の積算値に対して、作業進捗が計画通りでない場合、事業者は被ばく線量を低減するための追加施策について、作業者、監督者、放射線管理部門の職員等と検討していることも検査官は確認する。
- j. 事業者は現場の活動において、放射線作業計画において定めている管理から逸脱した場合、HP(保健管理部門)と被ばく線量低減活動(ALARA)のスタッフ(管理者)もその原因と対応に関与していることを検査官は確認すること。
- k. ALARA活動は検査対象施設の運転中又は停止中に実施する保守に関する緊急作業活動においても、ALARA活動のスタッフが関与していることを確認する。ALARA活動は線量推定活動に限定する物ではなく、被ばく線量低減方策の評価が含まれるべきである。
- l. 検査官は事業者のALARA活動を評価する場合、高線量エリアでの作業や内部被ばくリスクの高い汚染のおそれがあるエリアでの作業及び特殊作業(潜水作業等)における作業活動に着目して確認する必要がある。また、放射線の状況は潜在的に変化する(機器等の劣化によって、リスクが上昇)ことも考慮に入れた評価を実施すべきである。
- m. 放射線被ばく低減活動には、作業側の低減活動とプラントの運転や状態及び対応によって実現されるものであることを理解しておくこと。
- n. 事業者のALARA活動の評価は、3現主義的な評価が可能である現在実施中の作業のALARA計画立案と実施の効果を確認する上で、重要である。
- o. 事業者の緊急案件も、実施する放射線作業においても、ALARA活動を考慮に入れ、作業計画が策定されていることも確認する。
- p. 放射線作業における個人被ばく線量と集団的被ばく線量の評価確認で、相反する評価結果が生じている場合、検査官は作業者の経験不足、力量不足や特定

の作業員への被ばく集中などの観点で、事象を確認する必要がある。

- q. ALARA活動計画の結果について、個人の放射線被ばく線量、集団的放射線被ばく線量、作業員による汚染事象、内部被ばく及び電子式個人被ばく線量計の警報発生事案等の状況を含め、ALARA活動計画で達成させる目標(状態も含む)と比較すること。

(4) 放射線業務従事者(作業員)のパフォーマンス

- a. 管理区域内作業で、作業員は被ばく線量低減活動の本質(ALARAの精神)を理解して作業を実施しているか否か。また、汚染の恐れがある区域や高線量エリアでの作業は、被ばく低減活動を履行する技術的知識や訓練を実施しているかを以下のポイントで確認する。
- (a) 作業員が被ばく低減の為に措置(放射線防護装備、監視機器、保護衣等)に精通しているか。
 - (b) 放射線管理員(監視員)は作業員の活動について、適切な指導や監視をしているか。
 - (c) 放射線作業計画書に記載されている又は、標準手順書に記載されている手順に従って作業員は作業を実施し、放射線管理員(監視員)はそのホールドポイントを適切に監視しているか。
- b. 検査対象の作業について、作業に携わっている作業グループの技能職員、監督者、管理者、安全スタッフから個人インタビューを実施し、当該作業に関する知識、認識を把握すること。
- c. 高線量エリアで作業を実施している作業員は作業と作業の合間や作業の段取り確認で、当該高線量エリアに隣接する待機場所(低線量エリア)を使用すべきである。
- d. 事業者の現場作業監督者は放射線作業許可証、放射線作業計画で定めたALARA活動の要件を作業員が履行していることを管理監督する必要があり、これらの実習監督などの訓練を受けているべきである。

5.2 巡視点検を行う際の視点

- (1) 集団的被ばく線量や作業ごとの被ばく線量が正確に集計されるべきである。事業者は管理区への入域時の警報付き個人被ばく線量計貸し出しにおいて、作業件名を登録している。検査官は作業員が正しい作業件名を入力していることをチェックポイント等で確認する。
- (2) 巡視点検では、通路や作業員が普段立ち入る部屋などに、線量の高い機材あるいは放射性固体廃棄物が無いことを確認する。
- (3) 表面線量が高い放射性固体廃棄物による作業員の無用な被ばく防止を事業者が講じていることも確認する。

- (4) 高線量エリアでの遮へいの位置の変化を把握し、その状況を近傍での作業を実施している作業者の理解状況も観察すべきである。
- (5) 原子力事業者のALARA活動の会合に出席し、作業者や協力企業からの被ばく低減提案を確認しておくこと。
- (6) 事業者の緊急作業案件がある場合はその作業状況を確認し、被ばく低減のための遮へい材の設置や設置状況が意図しているALARA活動に合致しているかを観察すべきである。
- (7) 高線量エリアでの作業において、使用する待機場所の線量率や線量率表示を確認する。また、当該作業を実施している作業者の利用状況も観察する。

6. 参考資料

- (1) 国際的な防護基準 ICRP 1997年勧告等
- (2) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力安全委員会決定)
- (3) 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示
- (4) 電離放射線障害防止規則関連する技術資料
- (5) 日本規格協会から発行されるJISハンドブック[放射線(能)]に収録されている規格
- (6) 「原子力発電所の職業放射線防護を最適化するための作業管理」(独立行政法人原子力安全基盤機構)
- (7) 個人モニタリング指針(JEAG4610-2015)

7. 変更履歴

改訂	改訂日	改訂概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号、第7号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動 (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線被ばくALARA活動 (低出力炉(臨界実験装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	2年	4	110	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動 (MOX加工)	2年	4	110	チーム
02	放射線被ばくALARA活動 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用(政令該当)

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線被ばくALARA活動	必要に応じて	—	—	チーム

BR0040 空气中放射性物質の管理と低減(案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る空气中放射性物質の管理と低減の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

本検査は、プラント内の空气中放射性物質濃度が、(ALARA)と整合性を持って管理されていることを確認するとともに、サイトにおける呼吸保護装置(全面マスク等)の使用が着用者に過度のリスクをもたらさないことを確認するものである。

また、不用意な放射線被ばくや放射性物質の拡散を防止し作業員の被ばく線量を低減するため、「管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定・解除、並びにこれらの区域に係る立入り制限、入退域管理に関する事、及び物品の持ち出し制限に関する事」、「空气中放射性物質濃度、空間線量率、表面汚染密度の監視及び汚染の除去に関する事」、「区域管理に係る放射線測定器の管理に関

すること」が適切に実施されていることを確認するものである。

上述した確認は、検査対象施設における全ての区域管理の設定が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプリング選定に関しては、放射線安全の観点で、放射線作業従事者の被ばくリスクが高い作業を実施している管理区域等を考慮することとし、以下の項目について3~4件の作業を抽出し検査を実施する。

- (1) 工学的管理状況(換気空調)の確認
- (2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認
- (3) 緊急時に使用する自給式呼吸器(セルフエアセット等)の管理状況の確認

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。

また、検査対象(サンプル)の選定は、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

4.2 検査実施

本検査では、プラント内の空气中放射性物質濃度や呼吸保護装置等の適切な使用・管理がなされ、管理区域等の設定・解除や入退域管理に関する管理などが適切に実施されていることを以下の項目について確認する。

- (1) 工学的安全設備の管理状況(換気空調)の確認
 - a. 事業者の空气中放射性物質濃度の管理。
 - b. 各種システムの使用における事業者の手順書及び ALARA との整合。
 - c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告するシステム。
 - d. 事業者の設定する各種線放射性核種のレベル評価に関する基準値。

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

- a. 工学的安全設備の管理が採用できない場合の呼吸保護装置の使用。
- b. 放射性物質の摂取を制限するための呼吸保護装置の使用の適切性。
- c. 呼吸保護装置における保護(防護係数)のレベルの検証手段。
- d. 呼吸保護装置の公的機関等による認定・承認の状況。
- e. 着脱及び装置の機能点検の状況。
- f. 呼吸保護装置のプラント内における適切な配置等。

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器(セルフエアセット等)の管理状況の確認

- a. 緊急時使用のためのプラント内の配置状況及び試験記録。
- b. 中央制御室と免震重要棟等の中の圧縮空気ボンベ。
- c. 自給式呼吸器の実使用。
- d. 事業者の自給式空気呼吸器の使用のための訓練と認定。
- e. 自給式空気呼吸器の補充の訓練と認定。
- f. 自給式空気呼吸器の使用可否。
- g. 自給式空気呼吸器を使用する作業員の是非。
- h. 自給式空気呼吸器に関する保守記録。
- i. 自給式空気呼吸器保守のための作業員の認定。
- j. 自給式空気呼吸器点検作業を管理する手順書等。
- k. “使用準備完了”な自給式空気呼吸器の最新試験結果。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備にかかる留意事項

本検査ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。

【確認する情報の例】

- (1) 工学的管理状況(換気空調)の確認

- a. 放射線管理の基本マニュアル類
- b. 過去の放射線作業における内部被ばく実績及び検出された放射性物質の核種情報
- c. 内部被ばくの測定、管理を定めている要領類
- d. 管理区域の設定・解除の情報
- e. 管理区域内の区域区分、特別措置の情報
- f. 管理区域に係る放射線業務従事者の出入り管理、物品の搬出入管理の情報
- g. 放射線計測器、出入り管理設備等の校正及び管理状況の情報
- h. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報
- i. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認
- j. 中央制御室空調換気系等の保守管理計画及び実施状況
- k. フィルターの交換状況、性能評価

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

- a. 全面マスク等の性能評価
- b. 管理状況(配備数、場所等)
- c. 過去の放射線作業における内部被ばく実績
- d. 内部被ばくの測定・管理を定めている要領類
- e. 事故時の放出想定核種と緊急時放射線作業管理に関する、手順・要領
- f. 呼吸保護装置(全面マスク等)の装着方法等の教育訓練資料

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

- a. 自給式呼吸器の性能評価
- b. 管理状況(配備数、場所等)
- c. 自給式呼吸器の装着方法等の教育訓練資料

(4) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定

- a. 不適合管理報告書
- b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等

5.2 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

(1) 工学的管理状況の確認

- a. 事業者が空气中放射性物質濃度を管理するための工学的管理として換気空調システムを適切に使用していることを確認する。
可能であれば、空气中放射性物質濃度の潜在性を緩和するために使用す

る1～2件の既設の換気空調システムを選択すること、また、換気流量、流路(吸込み及び排出の配置を含め)及びフィルター/チャコール・ユニットの効率、管理区域の空气中放射性物質濃度を、実施可能な範囲で管理区域の制限値よりも低く維持する上で整合していることを確認する。

- b. 可能であれば、汚染区域における作業をサポートするために使用される1～2件の一時的換気空調システムの設定(高性能微粒子空気(HEPA)・チャコール負圧ユニット、下降気流テーブル、テント及び他の格納装置)を選択すること。これらのシステムの使用が事業者の手順書及び ALARA と整合していることを確認する。
- c. 空气中放射性物質濃度の変化を監視及び警告するために、可搬型若しくは設置型のシステムを選択している場合、ALARA の制限値内に維持されることを確保するために、警報と設置点が事業者の措置を促すために十分であることを確認する。
- d. 事業者が、空气中ベータ線放射性核種(例:プルトニウム-241)、及びアルファ線放射性核種のレベル評価に関する基準値を確立していることを確認する。
- e. 恒久的及び暫定的換気について、この検査項目の重点は、事業者が呼吸保護の代わりに、実行可能な範囲で、工学的管理を使用していることを確認することである。現場での暫定的な換気の使用の効果性は、検査手順書に従って確認する。
- f. 現場確認時においては、誤った流れによって空气中放射性物質濃度の高い管理区域から空气中放射性物質の無い区域に移動させる可能性のあるプラントの換気の流れの問題に注意する。
- g. 不適切に維持管理された真空掃除機は、空气中放射性物質の無用な拡散・流出事象を発生させる原因となる。事業者は真空掃除機が保守され、また評価されていない空气中放射性物質の放出源とならないことを確保するプログラムを持っていることを確認する。
- h. 空气中放射性物質監視装置に係る手順について— 設定点の基準を決めるために、事業者の空气中放射性物質監視計器の較正及び運転の設定手順書に基づき、適切に管理されていることを確認する。
- i. 事業者の空气中放射性物質濃度に関するプログラムでは、過去の破損燃料事象によってプラント配管の腐食層又はプラントの他の区域に組込まれ、研削、溶接、又はその他の作業活動によって放出される空气中放射性物質のアルファ線放射体を考慮に入れるべきである。
- j. 施設建屋の大物搬入口を開放した際に、負圧のバランスが崩れ、施設建屋から他の建屋に汚れた空気が逆流する可能性があることから、建屋内の負圧

の維持に着目する必要がある。大物搬入口を開放時の運転員の操作手順、負圧の自動制御等を確認する。

(2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の使用・管理状況の確認

- a. 空気中放射性物質濃度を最小限にするために工学的管理を採用することが実際的でない状況に対しては、事業者によって空気中放射性物質濃度がALARAとなるような呼吸保護装置を適切に使用していることを確認する。
- b. 放射性物質の摂取を制限するために呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、1～2件の作業活動を選択すること、また、事業者が、さらなる工学的管理が実際的ではなく、また呼吸保護装置の使用がALARAに基づくものであると評価したことの適切性を確認する。
- c. 事業者が、使用中の呼吸保護装置によって提供される保護(防護係数)のレベルが、少なくとも、事業者の作業管理対策及び線量評価において想定されたものと同等に良好であることを検証する手段(通常の生物学的検定法)を確立したことを確認する。
- d. 放射性物質の摂取を制限するために使用される呼吸保護装置が、公的機関等(厚生労働省等)によって認定・承認の状況を確認する。面体とろ過材に検定合格標章が貼付されていることを確認する。呼吸保護装置が使用されている場合には、使用可能であれば、1～2件の作業活動を選択すること。装置が公的機関の認定・承認条件と整合性を以て使用されていることを確認する。
- e. 着脱、及び適宜、装置の機能の点検状況を監視すること。また、事業者とのインタビューを通じて、事業者が装置を安全に使用方法及び装置の機能不全又は異例の事象(電源の喪失、空気の喪失など)に適切に対応する方法を検証すること。現場の観察が制限される場合は、その装置の使用者向けの訓練カリキュラムを確認すること、また、選ばれた1～3件の個人による装置使用の実演を要求すること。
- f. 呼吸保護装置が、プラント内に適切に配置されて使用準備が整っていること、保管されている5～10件の呼吸保護装置を選択すること。装置の部材(マスク又はフード、ハーネス、エアライン、調整装置、酸素ボンベなど)の物理的状态を観察し、それぞれの定期点検の記録を確認すること。また、必要不可欠な機器(例えば、圧力調整器、吸入・呼気弁、ホース接続金具)の保守記録を確認すること。部品の補修を指名された作業員が、業者の提供する訓練を受けていることを検証すること。
- g. 事業者のALARA評価の詳細のレベルと範囲は、放射線ハザードとバランスのとれたものであるべきである(内部・外部放射線被ばくの両方)。これらの評価もまた、放射性物質による被ばく以外の要素を考慮する必要がある(作

業者の受理、汚染管理、熱応力など)。

- h. 検査官は、これらの装置の使用に関する事業者の決定と条件に関する特別の承認と共に発行された規制当局の安全評価を参照すべきである。
- i. 公的機関(厚生労働省)等によって認定された呼吸保護装置及び設備は、認定番号の付いたラベルを貼付していることを確認する。認定番号は、呼吸保護具の特定の構成配置と適用に関して固有なものである。規制当局が発行した認定番号に従って列挙されていない交換部品を使用した場合には、例えば、これらの部品が別の呼吸保護具への使用に対して認定されていても、その認定は無効である。
- j. 空気の質と量 — コンプレッサを用いた呼吸空気供給のための空気摂取は、ガス又は他の汚染物質(例えば、洗浄液からの有毒な蒸気、窒素・ハロン消火システム、又はディーゼル機関の排気)が、呼吸する空気に混入されないことを確保するように、事業者によって管理・監視されるべきである。
- k. 事業者のパフォーマンス について—検査官は、この領域における劣化が、事業者の呼吸保護訓練における劣化及び人的パフォーマンス領域における分野横断的な問題をどの程度まで提示しているかを確認する。
- l. 設備の保管、保守及び品質保証 — 品質保証のレベルは、呼吸保護装置の適用の安全上の重要性和バランスのとれたものであるべきである。検査官は、生命と健康に直接的に有害な低酸素又はその他の雰囲気の中で使用される呼吸保護装置に関して、呼吸のプログラムの安全上重要な要素(例えば、適合試験、訓練、待機救援者の提供、及び装置の配置構成)の適切な実施を検証すべきである。

(3) 緊急時に使用する自給式呼吸器の管理状況の確認

- a. 保安規定、技術仕様書及び緊急時運転手順書等の要件に基づいて、緊急時の使用のためにプラント内の配置状況及び試験記録を確認すること。
- b. 緊急状態時における中央制御室と免震重要棟等との圧縮空気ポンベの輸送に関する事業者の能力を検査すること。また、圧縮空気ポンベに適切に空気が補充されていることを確認する。
- c. 中央制御室当直班から少なくとも3人の当直員、及び、現在、緊急時任務(例えば、現場搜索救助任務)の担当から少なくとも3人を選ぶこと。
- d. 中央制御室運転員及び他の緊急時対応と放射線防護の作業員(プラント内の搜索救助任務を任命された、又は緊急時運転手順書又は緊急時計画によって要求された)が、自給式空気呼吸器の使用のための訓練等を受け、適性認定されているか否かを確認すること。
- e. 自給式空気呼吸器の補充を任命された作業員が、その仕事に関する訓練

を受けて、適性認定されているか否かを確認すること。

- f. 適切なサイズと種類のマスクが使用可能であることを検証すること。
- g. 当直運転員2～3人を選び、彼等が顔をマスクでカバーするのを妨げるような顔に懸かる髪型でないことを検証すること。さらに、顔を適切にカバーできない状態となる眼鏡等を使用していないことを検証すること。
- h. 事故状態時に運転員の活動をサポートするために使用される、また“使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関する過去2年間の保守記録を確認すること。
- i. 自給式空気呼吸器の保守又は補修が、適性認定された作業員によって実施されていることを検証すること。これらの重要な装置は、通常、圧力要求型空気調整器(安全弁等)及び低圧警報装置である。(自主点検も加味すること)
- j. 自給式空気呼吸器の点検作業を管理するための現場の保守手順書を確認すること、また、自給式空気呼吸器製造業者の推奨する点検手法との不整合点を全て特定すること。
- k. “使用準備完了”として指定されている自給式空気呼吸器に関しては、要求された定期的なボンベの試験結果及び最新式であることを確認すること。
- l. 一般に、検査は放射線緊急時の対応における自給式呼吸器の使用に対して重点を置くべきであって、消防隊の設備に対してではない。しかし、一部の領域においては重複部分があることがある。例えば、自給式呼吸器の管理一覧及び保守に関する消防隊の手順書にも、また、放射線緊急時に使用するために計画されたユニットが含まれていることがある。消防隊の設備に関して発生する問題は、本庁の火災防護関係の検査官と一緒に検討されるべきである。
- m. 訓練プログラムが呼吸装置のボンベの取替え能力を維持していることを検証するために、事業者が取替えを立証できることを確認する。
- n. 自給式呼吸器の適切な試験は、安全上、一般的な呼吸保護具の適切な試験よりもさらに重要である。不適切な自給式呼吸器の使用は、顔カバーから過度な空気漏れを引き起こすことがある。この様な漏れは、著しく自給式呼吸器のボンベの給気供用寿命を低下させ、作業員の安全とともに着用者の任務を脅かす可能性がある。
- o. 呼吸保護具の製造業者(ベンダー)と許可取得者の手順書の差異について検討すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

- (1) 各換気空調系の差圧、流量等及びフィルターに損傷がないことを確認する。また、ダクトに腐食等がないことを確認する。ダクト外部及び内部の点検方法、

- 点検頻度等を事業者インタビューし確認する。
- (2) 呼吸保護装置(全面マスク等)の設置状況、個数、使用の可否等を確認する。
また、当該装置の漏えいがないこと等の性能試験を事業者が実施している際は、試験の状況、試験装置の保守管理状況を確認する。
 - (3) 自給式呼吸器の設置状況、個数、空気の充填状況等を確認する。
 - (4) 管理区域として設計されたプラント及び関連する換気系統又は監視装置(ダストモニタ等)の区域を特定するために、変更許可申請書、保安規定、技術仕様書等を確認する。
 - (5) 呼吸保護プログラム及び使用される装置の種類に関する変更許可申請書等を確認する。
 - (6) 緊急時の使用のために保管されている呼吸保護装置の場所と台数を特定するために変更許可申請書、技術仕様書、緊急時計画文書等を確認する。
 - (7) 自給式空気呼吸器を含む呼吸保護設の保守、検査及び使用に関する事業者の手順書を確認する。更に空气中放射性物質に係る作業環境の保守に関する手順書を確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号、第9号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減（高出力炉）	必要に応じて	—	—	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減（中出力炉）	必要に応じて	—	—	チーム
03	空气中放射性物質の管理と低減（低出力炉（臨界実験装置含む。））	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減	2年	3以上	45	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	空气中放射性物質の管理と低減(MOX加工)	2年	2以上	30	チーム
02	空气中放射性物質の管理と低減(ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査
01	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査
01	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査
01	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査
01	空气中放射性物質の管理と低減	必要に応じて	—	—	チーム

BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理（案）

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る気体及び液体の放射性廃棄物管理の活動状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

放射性気体・液体廃棄物の放出管理に関わる施設の全てのシステム・機器並びに事業者の放出管理プロセスが検査対象となりうるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、それら対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。なお、サンプル選定に際しては、安全系・非安全系の区分に係わらず、検査実施時点でのシステム・機器並びに事業者の放出管理プロセスの安全上の重要度を考慮する。

本検査では以下の項目を着目することで、事業者が放射性気体・液体廃棄物の放出管理システム・機器の機能の維持、並びに放射性気体・液体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施していることを確認する。その結果、システム・機器の動作が疑われる状態、並びに放出管理プロセスの適切な遂行が疑われる状態が検知された場合については、本検査において、その後の事業者の適切な対応を確認する。

- (1) 校正・試験プログラム
- (2) サンプルングと分析
- (3) 計装と設備の維持管理
- (4) 周辺公衆の被ばく線量評価

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

(1) 放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案

検査を実施する前に関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。

4.2 検査実施

本検査では、事業者の行う放射性気体・液体廃棄物の放出管理に係る活動を監視するために以下について確認を行う。

(1) 校正・試験プログラム

- a. 監視計装設備

(2) サンプルングと分析

- a. サンプルングに係る管理、手法、分析、品質等

(3) 計装と設備の維持管理

- a. 放射性気体廃棄物
 - (a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置
 - (b) フィルタ設備

- (c) 事故時放射線モニタ
- b. 放射性液体廃棄物
 - (a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

- a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等報告書。
- b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測線量。
- c. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う記録。
- d. 異常な放出が放射線モニタで監視できていることの確認。

(5) 設備のウォークダウンと聴取

設備のウォークダウンと聴取では、選定した機器及び設備について、放出管理測定記録や放出許可記録を用い事業者の保守部門(施設担当者)と技術部門(放射線管理部門)の職員と同行し、以下の状況を確認する。

- a. 選定した検査対象設備の配置、系統構成及び接続が設計図書(設置許可書・事業許可書など)どおりであることを実物確認によって行い、無許可改造や偽装が行われていないことを確認する。
- b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の運転状況について、維持管理記録を基に運転状況を確認する。
- c. 放出管理測定記録や放出許可記録を用いどこで、どのようにサンプリングしたのかを確認する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 サンプル選定に関連する検査対象となる設備

5.1.1 発電炉

以下に、本検査においてサンプルの対象となる発電炉の設備例を示す。

(1) 放射性気体廃棄物**a. 放射性気体廃棄物処理設備**

放射性気体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管及び排気筒。

b. 換気空調設備

管理区域である各建屋及び各フロアの吸気口から排気ファンを経由し排気筒までの空調設備、ダクト、配管等の各機器

c. 監視計装設備

放射性気体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、排気筒の排出する気体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング装置及び集塵装置を含む配管及び流量計測設備等

<BWR>

- (a) 復水器空気抽出器排ガス系
- (b) 原子炉建屋換気系(排気)
- (c) タービン建屋換気系(排気)
- (d) 廃棄物処理建屋換気系(排気)
- (e) 非常用ガス処理系

<PWR>

- (a) 窒素廃ガス処理系(ガス減衰タンク含む)
- (b) 水素廃ガス処理系(水素再結合ガス減衰タンク含む)
- (c) 格納容器空調装置(格納容器排気系統)
- (d) 補助建屋換気空調設備(補助建屋排気系統)
- (e) アニユラス空気浄化設備
- (f) 安全補機室空気浄化設備

上記のような気体廃棄物処理設備及び換気空調設備。

(2) 放射性液体廃棄物**a. 放射性液体廃棄物処理設備**

放射性液体廃棄物のろ過・減衰・希釈を含めた処理設備から放出口に至る配管、タンク、サンプルポンプ、排出ポンプ。

b. 監視計装設備

放射性液体廃棄物の放出管理に係る放射線計測設備で、放出口から放出する液体を連続的に放射線測定している放射線測定設備やサンプリング設備及び分析装置。

- (a) 機器ドレン系(廃液収集タンク、廃液収集ポンプ、廃液ろ過器、廃液脱塩器、廃液 サンプルタンク、廃液サンプルポンプ、廃液サージタンク、廃液サージポンプ)

等)

- (b) 床ドレン系(床ドレン収集タンク、床ドレン収集ポンプ、床ドレンろ過器、床ドレンサージタンク、床ドレン濃縮器給液ポンプ、床ドレン濃縮器、床ドレン濃縮器復水器、凝縮水貯蔵タンク、凝縮水移送ポンプ、床ドレン脱塩器、床ドレンサンプルタンク、床ドレンサンプルポンプ等)
 - (c) 再生廃液系(廃液中和タンク、廃液中和ポンプ、廃液濃縮器給液ポンプ、廃液濃縮器、廃液濃縮器復水器等)
 - (d) シャワードレン系(シャワードレン受タンク、シャワードレン移送ポンプ、シャワードレンタンク、シャワードレンポンプ等)
 - (e) サプレッションプール水サージタンク
 - (f) 放射線モニタ(液体廃棄物処理系排水モニタ、水モニタ等)
- 上記のような液体廃棄物処理設備。

5.2 検査前準備に係る留意事項

(1) 放射線管理等報告書等の確認と検査計画の立案

以下の関連文書及び記録を確認による準備作業を行う。

- a. 前回検査以降の事業者が実施した放射性気体・液体廃棄物の放出に関する記録及び報告書(放出管理月報、四半期放出管理報告、放射線管理等報告書、放射性気体・液体廃棄物の放出管理記録、放射性気体・液体廃棄物の放出許可記録等)が検査対象に含まれていること。
- b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び放射性気体・液体廃棄物の放出系統図などの設計図書(設置許可書など)
- c. 前回検査以降で、事業者が実施した放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の維持管理記録及びサーベランス記録
- d. 前回検査以降で、放射性気体・液体廃棄物の管理に関する事業者が報告している事故・トラブル情報・報告等
- e. 事業者が定める放射性気体・液体廃棄物処理運転及び監視計装設備による監視及び放射性物質濃度測定・サンプル採取と分析、監視計装設備の警報設定及び被ばく線量計算について定めているマニュアル類
- f. 重大事故が発生した場合に放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視測定する設備に関する設計図書及び維持管理記録

5.3 検査に対する留意事項

5.3.1 全体的な着目点

- (1) 放射性気体・液体廃棄物処理設備及び監視計装設備(放出管理・監視する放射線モニタ)が適切に維持され、発電所周辺の一般公衆の被ばくの観点から放射性物質の放出管理が適切に管理されていることを確認する。

- (2) 放射性気体・液体廃棄物の監視計装設備が共用除外においても、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る規制要件に適合するよう管理手順が定まっていることを確認する。
- (3) 事業者が適切な放射性気体・液体廃棄物の放出管理を実施するため、放射性気体・液体廃棄物のサンプリング方法、分析・測定、評価方法及び(放射性気体廃棄物の放出管理において放出許可を実施していない場合を除き)放出許可に係る管理システムに関する手順を定め、運用管理が実施されていることを確認する。また、排気筒以外の放射性気体廃棄物の放出においても、適切な放出量の評価が実施できていることを確認する。
- (4) 放射性気体・液体廃棄物の放出による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量に係る計算及び予測の適切性を確認する。

5.3.2 検査実施における着目点

(1) 校正・試験プログラム

a. 監視計装設備

- (a) 監視計装設備の校正・試験プログラムについて、警報設定点、校正及び機能試験が設計図書(設置許可書等)の規格に適合していることを確認する。
- (b) 監視計装設備等の警報設定点等が変更された場合には、その根拠を確認し変更が適切であることを確認する。
- (c) 測定装置が正しく校正されていない場合には、測定器としての適用性、及び被ばくに対する実際の影響との可能性を確認するとともに、管理又は緊急時対策の面での影響を評価すること。また、この不備が事業者の是正処置プログラムに登録されていることを確認すること。

(2) サンプリングと分析

- a. 選定した試料採取作業が確実に代表的なサンプルが得られるように適切な管理対策が実施されていることを確認する。
- b. 監視計装設備の共用除外において、放射性気体・液体廃棄物の放出に係る管理対策が整備され、それらの管理対策が監視されていない放射性気体・液体廃棄物の放出を防止するのに適切であることを確認する。また、排気筒以外の場所において換気を行う場合において、適切な防護措置がとられ、監視されていない放射性気体廃棄物の放出を防止するのに適切であることを確認する。
- c. 前回検査以降の補償サンプリングの実施頻度について確認する。
- d. 放射性気体・液体廃棄物処理に係る試料の採取や分析を含む放出処理については、当該作業に係る事業者の活動を確認する。

- e. 第三者機関が実施した分析結果とのクロスチェックによって事業者の分析品質を確認する。
- f. 代表的なサンプリングに影響を及ぼす可能性があるサンプリングシステム(放射性気体廃棄物については等速サンプリング、湿度、温度管理、放射性液体廃棄物については試料採取前の攪拌運転など)に関する評価を行うこと。
- g. 監視計装設備の供用除外における管理対策が当該監視計装設備が監視している系統の放射性気体・液体廃棄物の放出停止である場合、放射性気体・液体廃棄物の放出が確実に停止できることを確認する。管理対策が補償サンプリングによる場合、サンプリングの有効性について評価すること。また、放射性気体廃棄物の放出において排気筒以外の場所で換気する場合、補償サンプリングが確実に行われるように管理対策が整備され、実施されていることを確認する。
- h. 補償サンプリングが日常的に実施され、当該の排気筒モニタ又は排水モニタ等が不作用の状態が継続している場合、事業者の保全活動に着目すること。
- i. 放射性気体・液体廃棄物の試料の採取及び分析作業を含む通常処理及び放出許可を実施している場合における放出許可の活動を確認する。活動の確認において、適切な処理設備の使用、適切な手順に基づき活動されていることを確認する。
- j. 放射線環境監視プログラムのガイドに基づき分析品質のクロスチェックが同一年度内に実施されている場合、その結果を参照する。

(3) 計装と設備の維持管理

a. 放射性気体廃棄物

(a) 放射性気体廃棄物放出流量計測装置

事業者の排気筒における放出流量の測定方法を確認する。次に、確認した流量が設計図書(設置許可書など)と一致していることを確認する。

(b) フィルタ設備

前回検査以降における総合除去効率に係る試験結果が、設計図書(保安規定など)の要求を満足していることを確認する。

(c) 事故時放射線モニタ

監視計装設備のうち、事故時の放射性物質濃度を測定する放射線モニタ等から2系統を選定し、当該測定装置が校正され、使用可能状態であることを確認する。次に、事業者が、事故時の高濃度の放射性ヨウ素及び粒子状物質を含む気体をサンプリングする能力を備えていることを確認する。

(d) 流量測定装置(ピトー管など)の保守管理が適切に実施されていること。放出放射能評価や公衆被ばく線量評価において、排気筒における放出流量を排気

ファンの定格風量を用いている場合、各排気系統の風量が設計風量を上回っていることを維持管理記録等によって確認する。また、入手可能であれば、排気筒の流量に関する過去の傾向をレビューし、測定装置内の流れの制約又は排気ファン、モータの問題を示す可能性がある顕著な変動について確認する。

- (e) 非常用ガス処理系(BWR)及び格納容器・補助建屋換気系(PWR)など、設計図書(保安規定など)で規定しているフィルタ設備に関する前回検査以降の総合除去効率に係る試験結果を確認する。なお、フィルタ設備の検査において、他の検査ガイドに基づいて実施されている場合、その検査の結果を参照する。
- (f) 事業者の事故時放射線モニタに係る校正作業が事業者の定めたマニュアルに従って実施されていること及び事故時に対応できる状態であることを確認する。

b. 放射性液体廃棄物

(a) 放射性液体廃棄物放出流量計測装置

事業者の排水放水量における放出流量の測定方法を確認する。

- (b) 放出流量測定装置の保守管理が適切に実施されていること。放水口における放出流量を海水ポンプ及び循環水ポンプの定格容量と運転台数の積で放出流量(希釈流量)としている場合、各ポンプの流量が定格流量となっていることを維持管理記録等によって確認する。

(4) 周辺公衆の被ばく線量評価

下記の確認項目において自ら線量計算を実施する等してレビューし、事業者の線量計算方法に問題がないことを確認する。

- a. 放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う前回の放射線管理等報告書の放射性物質濃度と比較し、大きな差違が認められた場合は要因を評価するとともに、差異について事業者が合理的な説明ができない場合は、事業者に再評価を実施させる。
- b. 通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う予測線量が正確であることを確認する。
- c. 前項で確認した通常の放出経路からの放射性気体・液体廃棄物の放出に伴う記録(月ごと、四半期ごと、年間)が放出管理基準値内であることを確認する。
- d. 放射性気体・液体廃棄物の計画外の放出事象にあつては、異常な放出が放射線モニタで監視できていることを確認する。また、放射線モニタの計画外停止等不作動な状態で放出が起きた場合、当該放出に関する評価が実施されていることを確認する。

5.4 設備のウォークダウンによる検査を行う際の視点

(1) 設備のウォークダウンと聴取

設備のウォークダウンと聴取では、選定した機器及び設備について、放出管理測定記録や放出許可記録を用い事業者の保守部門(施設担当者)と技術部門(放射線管理部門)の職員と同行し、以下の状況を確認する。

- a. 選定した検査対象設備の配置、系統構成及び接続が設計図書(設置許可書・事業許可書など)どおりであることを実物確認によって行い、無許可改造や偽装が行われていないことを確認する。
- b. 放射性気体・液体廃棄物処理設備、監視計装設備及び換気空調設備の運転状況について、維持管理記録を基に運転状況を確認する。
- c. 放出管理測定記録や放出許可記録を用いどこで、どのようにサンプリングしたのかを確認する。

(2) 放射性気体廃棄物

- a. 監視されていない放射性気体廃棄物の放出箇所が存在の可能性(BWRのタービンデッキの開放された天井通気口、タービンに接続された仮設構造物、補助建屋又は原子炉格納容器建屋など)、放射性気体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造及び排気筒を経由しない環境へ直接排気する系統からの漏えいについて確認すること。そこから事業者が放射性気体廃棄物の放出量をどのように測定し、そしてどのように線量を計算しているか評価すること。また、補助ボイラでの汚染された油の燃焼など、放射性気体廃棄物の放出箇所の変更等に注意すること。
- b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。換気空調設備では、フィルタを有する換気システムについては、劣化したHEPAフィルタ・チャコールバンク等の不適切な構成又はシステムの設置上の問題等が存在しないことをフィルタ差圧や異音の有無、目視等によって確認する。放射性気体廃棄物処理設備では、各機器(配管等を含む)の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。
- c. 放射性気体廃棄物のサンプリング設備について、サンプル配管の酷い曲がり、非等速サンプリング又は最高・最低温度が影響(凝縮や沈着)を及ぼす可能性がある区域での温度管理の欠如など代表的なサンプリングとまらない兆候を捜すこと。

(3) 放射性液体廃棄物

- a. 監視されていない放射性液体廃棄物の放出経路以外の放出箇所の存在の可能性、放射性液体廃棄物の管理に影響を及ぼす可能性がある建屋の改造、汚染のおそれのない系統・設備(PWRのタービンサンプ、所内ボイラ、RHR熱交換器など)に影響を及ぼした可能性がある系統・設備の汚染に気をつけること。
- b. 監視計装設備では、モニタの劣化及び使用除外のタグがつけられていないか確認すること。放射性液体廃棄物処理設備では、各機器(ポンプ、配管等含む)の劣化状況を確認し、問題ないことを確認する。

- c. 放射性液体廃棄物のサンプリング設備について、サンプリング対象機器内の内包物の均質化、サンプリング配管のフラッシング等試料採取に問題ないことを確認すること。

5.5 その他の留意事項

この検査では、安全実績指標によっては十分に測定されない公衆の放射線安全に関する基本的な重要事項の諸状況が確認される。つまり、公衆の放射線安全の側面において、設置許可書・事業許可書又は保安規定で定める放出管理目標値を超えた放射性気体・液体廃棄物の放出が起きた場合、それは放出物の放出に関する安全実績指標によって評価される。しかしながら、放出による線量の計算で仮定されているパラメータ(処理システムの効率、放出箇所、被ばく経路など)等の特定できない変更は安全実績指標に反映されない可能性があるため、それらの変更に注意すること。

6. 参考資料

(1) 法令、基準等

- a. 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示
- b. 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)
- c. 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(昭和51年9月28日原子力委員会決定)
- d. 「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」(昭和53年9月29日原子力委員会決定)
- e. 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)
- f. 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)
- g. 「環境放射線モニタリングに関する指針について」(平成元年3月30日原子力安全委員会決定)

(2) 技術資料等

- a. オーム社「原子炉プラント工学」
- b. 大気中放射性物質のモニタリングに関する技術参考資料
- c. 原子力発電所放射線モニタリング指針(JEAG4606)
- d. 日本規格協会から発行されるJISハンドブック[放射線(能)]に収録されている規格
- e. 文部科学省の「放射能測定法シリーズ」
 - (a) 緊急時における放射性ヨウ素測定法 平成14年7月(1訂)
 - (b) 空間 γ 線スペクトル測定法 平成2年2月

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表 1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 78 条、第 79 条、第 90 条	第 92 条第 1 項第 9～14 号、同第 3 項第 8～13 号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第 85 条	第 87 条第 14 号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第 14 条	第 15 条第 13 号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第 16 条	第 17 条第 12 号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第 7 条の 8	第 8 条第 12 号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第 35 条	第 37 条第 12 号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第 33 条	第 34 条第 11 号
特定第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 61 条	第 63 条第 11 号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第 19 条	第 20 条第 13 号
使用施設（令第 41 条該当施設）	核燃料物質の使用等に関する規則	第 2 条の 11 の 12	第 2 条の 12 第 11 号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第34、41、42、43条
研究開発段階発電用原子炉施設	第38、39条
試験研究用等原子炉施設	第35、36条
再処理施設	第24、25条
加工施設	第20条
使用済燃料貯蔵施設	第19条
廃棄物管理施設	第18条
特定第一種廃棄物埋設施設	第18条
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第22条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理 (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射性気体・液体廃棄物の管理 (低出力炉(臨界実験装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	2年	5	20	チーム

5 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理 (MOX加工)	2年	4	15	チーム
02	放射性気体・液体廃棄物の管理 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
----	------	------	-------	---------	------

01	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム
----	----------------	--------	---	---	-----

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性気体・液体廃棄物の管理	必要に応じて	—	—	チーム

BR0070 放射性固体廃棄物等の管理 (案)

1. 監視領域

大分類 :「放射線安全」

小分類 :「従業員に対する放射線安全」「公衆に対する放射線安全」

(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工、貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野 :「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定する事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定する管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)並びに法第61条の2の2第1項第4号ハで規定する事項(法第59条第1項に規定する保安のために必要な措置のうち、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則に定める技術上の基準に係る部分に限る)に係る措置(以下、「事業所等の外における運搬の措置」という。)に係る放射性固体廃棄物等の管理の実施状況を確認する。なお、法第61条の2第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項3号で規定する事項(放射能濃度の測定及び評価の方法)に係る放射性固体廃棄物等の管理の実施状況も確認する。

上記事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定する事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定する線量等に関する措置、機能の保全の措置及び事業所等の外における運搬の措置並びに放射能濃度の測定及び評価の方法の他、保安規定審査基準で規定する放射性廃棄物でない廃棄物の取扱いに係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定する、放射性廃棄物管理、汚染の防止等、放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

放射性固体廃棄物等(輸入した放射性廃棄物(以下「輸入廃棄物」という。)並びに新燃料及び使用済燃料以外の「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物」を含む。)に関わる事業者の以下の管理プロセスを検査対象とし、その中から適切なサンプリングによって検査を行う。

- (1) 放射性固体廃棄物等の管理
- (2) 放射性廃棄物でない廃棄物
- (3) 事業所外廃棄(放射性廃棄物、埋設処分、輸入廃棄物)
- (4) 事業所外運搬物(新燃料、使用済燃料除く)
- (5) 放射能濃度(クリアランス)

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査実施

4.1 放射性固体廃棄物等の管理

4.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 放射性固体廃棄物等の種類に応じて、それぞれの定められた処理が施されていることを確認する。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備の運転状況が適切であることを確認する。
- (3) 放射性廃棄物等の処理、ドラム詰め等の記録が適切に維持、管理されていることを確認する。

4.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 放射性固体廃棄物等の貯蔵または保管状況が、許認可等を踏まえて適切に管理された状態であることを確認する。
- (2) 汚染拡大防止のための放射線防護上、必要な措置が定められていることを確認する。
- (3) 表面線量当量率、放射能濃度等を考慮した保管場所や保管方法による適切な管理が行われていることを確認する。

4.1.3 事業所内運搬

- (1) 管理区域外において放射性固体廃棄物等の運搬する場合、炉規則第88条第1項に基づく措置の実施状況について確認する。

4.2 放射性廃棄物でない廃棄物

放射性廃棄物でない廃棄物については「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて(指示)」(平成20・04・21原院第1号(平成20年5月27日原子力安全・保安院制定(NISA-111a-08-1)))の別添「原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いに関するガイドライン」を参考として「放射性廃棄物でない廃棄物」であることを適切に判断し、また適切に取り扱われていることを確認する。

4.3 事業所外廃棄

4.3.1 事業所外廃棄(放射性廃棄物)

放射性廃棄物(埋設処分及び輸入廃棄物を除く)に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が外廃規則第2条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.3.2 事業所外廃棄(埋設処分)

放射性廃棄物を埋設処分する場合の廃棄に関する措置が外廃規則第2条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

- (1) 廃棄物の表面線量当量率及び放射能濃度等が、所定の測定装置により定められた測定方法で適切に管理された状態で実施されていることを確認する。
- (2) 測定結果の評価(判定状況含む)が適切に実施されていることを確認する。

4.3.3 事業所外廃棄(輸入廃棄物)

輸入廃棄物に関して、法第58条に基づく、工場又は事業所の外において廃棄しようとする場合の廃棄に関する措置が外廃規則第2条で定める保安のために必要な措置等に適合していることを確認する。

4.4 事業所外運搬物(新燃料、使用済燃料除く)

法59条第2項の規定に基づき、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を事業所等の外において運搬する場合、運搬する物に関しての同条第1項の規定による保安のための必要な措置が適切に講じられていることを確認する。

4.5 放射能濃度(クリアランス)

法61条の2第2項により認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づき、

当該認可を受けた申請書等において記載された内容を満足するよう、同条第1項の確認を受けようとする物に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価が行われ、適切に取り扱われていることを確認する。

4.6 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 放射性固体廃棄物等の管理

5.1.1 放射性固体廃棄物等の処理

- (1) 事業者の放射性固体廃棄物の処理に係る年度計画等を確認しておくこと。
- (2) 放射性固体廃棄物処理設備について、管理値等を逸脱した運転状況が発生していないこと、現在の運転状況が正常であることを確認する。
- (3) 現場の系統構成及び機器の設置状態が、事業者の図書(技術図書、手順書、図面等)と一致していることを確認する。
- (4) 放射性固体廃棄物処理設備のうち、埋設処分に係る固化設備等の運転状況の確認結果については、日常検査により事業者の活動を適時確認することにより、廃棄体確認(法定確認)の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

5.1.2 放射性固体廃棄物等の貯蔵、保管

- (1) 事業者の放射性固体廃棄物等に係る年度の発生予想、搬出計画及び貯蔵予想本数等を確認しておくこと。特に、大量の放射性固体廃棄物が発生する改良工事等が計画されている場合は注意すること。
- (2) 許認可で定められた貯蔵本数を超えて放射性固体廃棄物等が貯蔵、保管されていないことを確認する。
- (3) 許認可における遮へい計算の前提条件となっているドラム缶の放射能濃度、配置等を満足していることを確認する。
- (4) 高線量のドラム缶等の保管場所を別途定め注意喚起を行う等、被ばく低減に努めていることを確認する。

- (5) 放射性固体廃棄物等の貯蔵、搬出または保管場所の変更に伴う保管量の把握、識別記録の作成又は放射線量の測定等が適切に行われていることを確認する。

5.1.3 事業所内運搬

- (1) 運搬中の輸送物の移動、転倒等の防止措置、運搬経路への標識の掲示、法令に定める危険物との混載防止、見張り人の配置、保安の監督を行う者の同行等、事業所内における運搬の方法について確認する。

5.2 放射性廃棄物でない廃棄物

検査手引きなし

5.3 事業所外廃棄

5.3.1 事業所外廃棄(放射性廃棄物)

- (1) 廃棄が可能な放射性廃棄物とするよう必要な処理を行っていること、廃棄前に措置の実施状況を確認していること、及び記録を保存するとともに当該廃棄施設を設置した者に記録の写しを交付していることを確認する。

5.3.2 事業所外廃棄(埋設処分)

- (1) 事業者が実施する測定状況について、2～3本/hを目安に確認する。
- (2) 日常検査により事業者の活動を適時確認することにより、廃棄体確認(法定確認)の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査報告システム(仮称)に入力する。

5.3.3 事業所外廃棄(輸入廃棄物)

- (1) 輸入廃棄物は、事前に返還スケジュール、荷主電力などの必要な情報を収集及び確認し、法定確認申請前の検査(製造段階の事業者検査の確認など)に備える。
- (2) 事業所外廃棄、事業所外運搬の要求事項に対する活動(適合性確認実施状況や製造の品質記録が要求事項を満足することを事業者が確実にしていること(第三者機関による監査の実施状況を含む。))が適切に実施されていることを確認する。

5.4 事業所外運搬(新燃料、使用済燃料除く)

- (1) 放射性固体廃棄物等を事業所外へ搬出する場合には、輸送容器の維持管理、輸送計画、放射線防護を含めて、輸送物の表面温度、表面線量当量率及び表面汚染密度、標識等の法令要求を満足していることを確認する。
- (2) 発送前検査が行われる場合、法定基準の適合状況や保安規定を遵守した活動が実施されていることを確認する。また、日常検査にて、以下の事業者の活動を適

時確認することにより、事業所外運搬物確認(法定確認)の適切性の確認に資するものである。確認結果については、検査業務用のシステムに入力する。

(確認項目)

- ・測定装置の校正及び点検の記録。
- ・発送前検査(外観、線量当量率、収納物、重量、気密漏洩検査等)の状況。

5.5 放射能濃度(クリアランス)

保安規定に定める放射能濃度確認に係る措置の実施状況を確認する。

- (1) 放射能濃度の確認対象物の放射能濃度の測定、評価が原子炉等規制法第61条の2第2項の規定に基づき認可を受けた方法に基づき実施されていることを確認する。
- (2) 放射能濃度確認対象物の運搬、保管において異物の混入防止、追加的な汚染の防止等必要な措置が講じられていることを確認する。

6. 参考資料

(1) 法令、基準等

- a. 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
- b. 核原料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則
- c. 製錬事業者等における工場等において用いた資材その他に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則
- d. 試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則
- e. 核燃料物質等の工場又は事業所外における廃棄に関する規則
- f. 核燃料物質等の工場又は事業所外における運搬に関する規則
- g. 工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質についての放射能濃度に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
- h. 工場又は事業所の外における廃棄に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
- i. 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド
- j. 海外再処理に伴う返還廃棄物(ガラス固化体)の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について(調査審議結果)(平成20年11月27日 原子力安全委員会)
- k. 工場又は事業所の外において運搬される核燃料輸送物に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド

- l. 海外再処理に伴う返還廃棄物(ガラス固化体)の輸入に関連して所管行政庁から報告を受けるべき事項について(調査審議結果)(平成20年11月27日 原子力安全委員会)
- m. 内運搬告示(発電炉、核燃料施設)
- n. 外運搬告示

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	制定	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のための措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条、第79条及び第88条から第90条	第92条第1項第9号から第14号及び同条第3項第8号から第13号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条、第74条及び第83条から第85条	第87条第1項第9号から第14号及び同条第3項第9号から第14号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条、第8条及び第12条から第14条	第15条第1項第7号から第13号及び同条第2項第8号から第13号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条、第10条及び第14条から第16条	第17条第1項第7号から第12号及び同条第2項第9号から第14号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9、第7条の3及び第7条の6から第7条の8	第8条第1項第7号から第12号及び同条第2項第9号から第14号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条、第30条及び第34条から第35条	第37条第1項第7号から第12号及び同条第2項第8号から第12号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条、第28条及び第32条から第33条	第34条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条、第54条及び第60条から第61条	第63条第1項第7号から第11号及び同条第2項第8号から第12号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条、第15条及び第18条から第19条	第20条第1項第7号から第13号及び同条第2項第7号から第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4、第2条の11の5及び第2条の11の10から第2条の11の12	第2条の12第1項第6号から第11号及び同条第2項第8号から第13号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第34条及び第41条から第43条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第33条及び第40条から第42条まで
試験研究用等原子炉施設	第15条から第17条まで, 第31条, 第52条で準用する第31条, 第59条で準用する第31条及び第70条で準用する第31条
再処理施設	第21条及び第26条から第28条まで
加工施設	第19条及び第21条から第23条まで
使用済燃料貯蔵施設	第18条及び第20条から第22条まで
特定廃棄物管理施設	第16条及び第19条から第21条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第16条及び第19条から第21条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第9条, 第19条, 第20条, 第23条及び第24条

表3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1: 項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2: チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

02 研開炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	40	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

03 試験炉

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (高出力)	1年	2	9	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (中出力)	1年	2	4	日常
03	放射性固体廃棄物等の管理 (低出力(臨界実験装置含む))	1年	2	2	日常
04	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分 の時間に含む	日常
05	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
06	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
07	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
09	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
10	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目07、09、10は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

04 再処理

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	18	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

05 加工

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理 (MOX加工)	1年	2	12	日常
02	放射性固体廃棄物等の管理 (ウラン加工)	1年	2	9	日常
03	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1	上記施設区分 の時間を含む	日常
04	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
05	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
06	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
07	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
08	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
09	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目06、08、09は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

06 貯蔵

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

07 管理

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

08 埋設

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム検査からの依頼により、必要に応じ日常検査を実施。

09 使用(政令該当)

ID	検査項目* ¹	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射性固体廃棄物等の管理	1年	2	2	日常
02	放射性廃棄物でない廃棄物	1年	1		
03	事業所外廃棄 (放射性廃棄物)	1年	必要に応じ	必要に応じ	日常
04	事業所外廃棄 (埋設処分)	1年	1	20	日常
05	事業所外廃棄 (輸入廃棄物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
06	事業所外運搬 (A型、IP型、L型輸送物)	1年	0~1	0~2	日常
07	事業所外運搬 (B型輸送物)	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム
08	放射能濃度	申請の都度	内容に応じ	内容に応じ	チーム* ²

*1:項目05、07、08は法定確認行為に係る原子力規制検査。

*2:チーム長からの依頼により、必要に応じ事務所で検査を実施。

BR0080 放射線環境監視プログラム(案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「公衆に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る放射線環境の監視プログラムを確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

この検査は検査対象施設における環境放射線モニタリングに係るすべての安全活動が検査対象になりうるが、本検査では限られた数の検査対象(サンプル)を選定し、以下に示すような対象について検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。サンプリング選定に関しては、空間放射線の測定、環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定について重要度を考慮することとし、3～4件のサンプルにて検査を実施する。

- (1) 放射線監視状況の確認
- (2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況及び実績等を事前に収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施すること。本検査ガイドで検査する検査項目に対する検査前準備情報を以下に記載する。また、検査対象(サンプル)を選定では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動で、安全上重要な結果を生む可能性の高い分野に集中し設定する。

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 放射線環境監視計画
- b. 放射線管理の基本マニュアル類
- c. 放射線管理報告書
- d. 空間放射線の測定結果(モニタリングポスト等の固定式の放射線測定設備による連続測定結果、積算線量計(TLD等)を使用した長期の積算線量測定結果、モニタリングカー等を用いて行う定点サーベイ、走行モニタリング結果)
- e. 環境試料の採取及び環境試料中の放射能の測定結果
- f. 気象観測結果
- g. 排気中、排水中の放射性物質濃度の測定結果
- h. 検査対象施設で、検出された放射性物質の核種情報
- i. 放射線計測器等の校正及び管理状況の情報
- j. 過去の放射線管理に関する不適合管理情報
- k. マニュアル・手順等のレビュー状況を確認

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 事業所周辺環境放射線測定結果報告書の陸上試料(水道水、河川水)の測定結果
- b. 放射性物質の漏えいがないことを証明できるエビデンス
(例:高電導度廃液サンプルタンク、サンプル、低電導度廃液サンプルタンク、サンプル及び関連配管等の保守管理記録)

(3) 問題の特定及び解決策における検査対象の選定

- a. 不適合管理報告書
- b. 不適合管理委員会議事録、指示文書等

4.2 検査実施

放射線環境監視プログラムに係る以下の項目について、事業者活動等を確認する。

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 環境放射線監視装置の状態監視。
- b. 上記で選択した対象設備(空気サンプラー及びTLD)等の校正及び保守記録。
- c. サンプリング機能喪失を補完する設備・機器(可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等)の管理状況。
- d. モニタリング要員の教育訓練の実施状況及び力量の評価状況。
- e. 様々な環境における環境サンプルの収集及びサンプリング準備状況等。
- f. 気象観測設備の校正、保守及び作動可能性の検証。
- g. 測定の失敗及び異常な環境サンプルの特定と所管グループへの報告体系。
- h. 長期的な気象条件、サンプル採取場所の変更及び改造の結果に係る放射線環境監視計画の変更とレビュー。
- i. 環境放射線監視における測定品質の維持に係る取組状況等。
- j. 事業者の実験室間の比較プログラム結果のレビュー。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおける「陸水の放射性物質濃度を測定していること」等の確認。
- b. 放射性物質の漏えいがあった際の記録及びその評価・改善処置等の確認。
- c. 監視外の放射性物質の漏えいや予期しない放射性気体廃棄物等の事業者評価。
- d. 汚染の範囲、放出源評価のための十分な放射線サーベイの実施。
- e. 放射性物質を含んでいる又はその可能性のあるサイトの地表水塊からの放出評価及び地下水の漏えいポテンシャルの確認。
- f. 新しい放出源に関する線量計算マニュアルの更新。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 単位放出率当り最高濃度及び単位放出率当り最高堆積の最高値を伴う風の変化は、事業者の気象データの数年分を比較することによって検知することができる。
- b. 線量の決定に不正確なデータが使用されていることを示す差異を特定するために、中央制御室と気象観測塔における読み出しデータ(即ち、風速、風向及び温度差)を比較すること。
- c. 事業者が環境モニタリングのサンプルにおける有意な兆候に対処し、モデルの精度を確保するために、適宜、排出物監視プログラム及び線量モデルを調整していることを確保すること。
- d. サイト外への漏えいの可能性のある一部の事例は、屋外燃料交換用水貯蔵タンク、使用済燃料プール、使用済燃料プール漏えい検出系、屋外タンク、汚染された機器の屋外貯蔵、埋設配管、滞水池、溜池又は貯水池及び蒸気配管である。これらに対する漏洩検知方法の一部の事例は、地下水モニタリング、運転員の巡回、工学的なウォークダウン又は検査、漏えい検出系又は定期健全性試験である。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 廃止措置の計画立案ルールの要件を実施するために承認可能な方法が示されていることを確認する。事業者がこれとは別の方法を選択する場合は、それを確認すること。
- b. 是正処置プログラムには、放射性物質の漏えい(核種及び放出量)、影響を受けた区域、規模、サーベイ結果の相互比較、及び実施された改善結果の説明を含んでいるべきである。また、検出されない漏えいが生じている、又はその可能性がある場合、不十分なモニタリング・改善処置が講じられていることを検討すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

本検査は、上述した検査対象を確認することで、以下の事業者活動の確認が可能である。

- ① 放射線環境監視計画が環境に対する放射性排出物の放出の影響を定量化し、放射性の気体と及び液体の排出物の放出プログラムの健全性の妥当性を立証していることを確認する。
- ② 事業者の技術仕様書及び関連マニュアルと整合して、放射線環境監視計画を実施していることを検証すること。また、放射性排出物の放出プログラムが、設計目的を満たしていることの妥当性を確認する。
- ③ 放射線環境監視計画が、通常ない被ばく経路(例えば、サイトにおける漏えい、設備及び機器からの直接放射線と散乱放射線(スカイシャイン)による被ばく)を監視し

ていること、正当な原則と仮定に基づいていること、及び公衆に対する線量が線量限度内にあることの妥当性を確認する。

検査対象を確認するための留意事項等を以下に示す。

(1) 放射線監視状況の確認

- a. 環境放射線監視装置(モニタリングポスト、ダストモニタ等)が放射線環境監視計画に記述されているか否かを確認し、装置の状態を判断するために、3～5ヶ所の空気サンプリング場所及び3～5ヶ所の熱ルミネセンス線量計(TLD)等の監視場所のウォークダウンを行うこと。適切なサンプリングと整合して、空気サンプリング場所は、単位放出率当り最高濃度及び単位放出率当り最高堆積を伴う風下の区域内の場所に基づいて選択すべきである。また、熱ルミネセンス線量計(TLD)等は、リスク上最も重要な場所(例えば、公衆の線量の影響が最も高い潜在性がある場所)に基づいて選択していることを確認する。
- b. 上記で選択された空気サンプラー及びTLDについては、これらの機器の適切な運転可能性が実証されていることを検証するために、校正及び保守記録を確認する。
- c. 事業者が必要なサンプリング場所の機能喪失によって、他の適切な媒体(可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー等)のサンプリングを選択していることを確認する。モニタリングカーには、臨界事故に備えた中性子測定器搭載されている場合もあり、その管理状況等を確認する。
- d. モニタリング要員は、測定機器の操作方法などを十分に習得しておく必要があり、その教育訓練の実施状況及び力量の評価状況を確認する。
- e. 可能な限り、様々な環境試料(例えば、地下水と地表水、ミルク、植物、沈殿物及び土壌)からの2～4件の環境サンプルの収集及び準備状況を確認すること。環境サンプリングが放射線環境監視計画に規定されているような放出経路の代表であること、及びサンプリング技法は手順に従っていることを確認する。
- f. 直接的な観測及び記録のレビューに基づいて、気象観測設備が、指針及び事業者の手順書に従って、校正及び保守がなされ、作動可能であることを検証すること。該当する場合、中央制御室及び観測塔の気象データの読み出し計器及び記録計器が作動可能であることを確認する。
- g. 測定の失敗及び異常な環境サンプルを特定し、これを所管グループに報告していることを検証すること。利用可能な場合、測定を失敗したサンプル、使用不可能なサンプラー、故障したTLD等、異常な測定を含んでいる事象から3～5件選択すること。また、事業者が原因を特定し、是正処置を実施していることを検証すること。有意なサンプル結果(即ち、検出の下限界(LLD)より上で検知された許可対象放射性物質)の事業者の評価を確認すること。放出された物質のソースである関連する放射性排出物の放出データを確認する。

- h. 敷地調査の変更、長期的な気象条件(3年間の平均)又は直近の検査以降のサンプル採取場所の変更及び改造の結果として、放射線環境監視計画に対し事業者が実施した著しい変更を確認すること。変更されたサンプリング場所に関する技術的正当化を確認すること。変更が環境への放射性排出物の放出の影響を監視する能力に影響を及ぼさなかったことを確保するために必要なレビューを事業者が実施していることを確認する。
- i. サンプルの計数のために、技術検討書・放射線環境監視計画に関して、適切な検出感度が使用されている(即ち、サンプルは技術検討書・放射線環境監視計画が要求する検出限界値を満たしている)ことを確認すること。放射線測定計器の状態を維持するための品質管理図等及び検出器の性能劣化に関し講じられた措置を確認すること。事業者が放射線環境監視計画のサンプルを分析するために協力企業、分析機関等の実験室を使用する場合、それらのプログラムの妥当性を検証するために各実験室間の比較プログラムを含め、協力企業等の品質管理プログラムの結果を確認する。
- j. 事業者が実施した環境サンプル分析の妥当性を検証するために、事業者の実験室間の比較プログラムの結果をレビューすること。実験室間の比較試験には、施設に該当する媒体・核種が含まれていることを確認すること。該当する場合、データ及び放射線環境監視計画への全体的な影響に対するバイアス(外的要因:フォールアウト等によるバックグラウンドへの影響等)についての事業者の判断を確認する。

(2) 地下水等への放射性物質の漏えいがないことの確認

- a. 事業者が地方自治体との協定に基づいて実施している放射線環境監視プログラムにおいて、「陸水(井戸水、河川水等)の放射性物質濃度を測定していること」を確認する。加えて、「高電導度廃液サンプルタンク、低電導度廃液サンプルタンク及び関連配管等に漏えいがなく、放射性液体廃棄物が環境中に漏えいしていないことを確認する。
- b. 放射性物質の漏えいがあった際には、特定された記録を確認すること。また、放射性物質漏えいの評価を確認し効果性のために講じた改善処置を確認すること。地下水の汚染が関係するサイト内の汚染事象を確認すること。放射性物質漏えいの放出源が特定され、緩和されているか否かを評価すること。
- c. 監視外の放射性物質漏えい、予期しない放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の放出に関して、放出された放射性物質の核種と量を判断するために、事業者の評価を確認すること。
- d. 汚染の範囲、放出源を評価するために、十分な放射線サーベイが実施されているか否かを評価すること。
- e. 放射性物質を含んでいる又は含んでいる可能性のあるサイトの地表水塊(貯水池、湖)からの放出の評価、及びこれらサイト内の地表水塊からの地下水の漏えいの潜在性を確認すること。排出物の放出報告書の一部として、事業者が、これらを

適切に考慮しているか否かを判断すること。

- f. 新しい重要な放射源に関して、線量計算マニュアルを更新し、これに線量計算で使用されたすべての新しい仮定とパラメータに関するベースが含まれているか否かを判断すること。

5.3 現場確認を行う際の視点

- (1) 主排気筒の希ガス濃度常時モニタリング及び所定の頻度での試料採取による放射能測定並びに主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (2) その他排気筒等からの所定の頻度での試料採取による主要ガンマ線放出核種に係る粒子状物質濃度測定結果を現場の監視盤で確認する。
- (3) 周辺監視区域近傍に設置されている環境監視装置(モニタリングポスト及びダストモニタ)において、その測定結果を現場の監視盤で確認する。合わせて、中央操作室の指示値を確認する。
- (4) 所定の放出経路(排気筒、固体廃棄物処理建屋排気筒等)状況
- (5) その他作業等(屋外貯蔵タンクの開放点検等)における換気に伴う一時的排気
- (6) 放射性液体廃棄物タンク類からの所定の頻度での試料採取による放射能測定
- (7) 放出する放射性液体廃棄物の放射能が放出管理目標値及び放出管理基準値を超えないことを確認する。
- (8) 高電導度廃液サンプルタンク及びサンプルピット、低電導度廃液サンプルタンク及びサンプルピットに漏えいがないことを確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号, 第11号及び第12号並びに同条第3項第8号, 第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号, 第11号及び第12号並びに同条第3項第9号, 第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第9号, 第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第9号, 第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第7号, 第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号, 第9号及び第10号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号, 第8号及び第11号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号, 第8号及び第9号並びに同条第2項第8号, 第10号及び第11号

表 2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線環境監視プログラム (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線環境監視プログラム (低出力炉(臨界実験装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	2年	3以上	20	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム (MOX加工)	2年	2以上	15	チーム
02	放射線環境監視プログラム (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

		じて			
--	--	----	--	--	--

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線環境監視プログラム	必要に応じて	—	—	チーム

BR0090 放射線モニタリング設備(案)

1. 監視領域

大分類:「放射線安全」

小分類:「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「放射線管理」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2第1項4号ロで規定している事項(保安のために必要な措置)のうち、表1に示す原子力施設の種別ごとの保安のための措置に係る規則条項で規定される管理区域への立入制限等、線量等に関する措置(以下「線量等に関する措置」という。)及び工場、事業所又は使用の場所(以下「事業所等」という。)において行われる廃棄に対する原子力施設の機能の保全の措置(以下、「機能の保全の措置」という。)に係る放射線モニタリング設備の管理状況を確認する。当該事項は、法第61条の2の2第1項3号イで規定される事項(保安規定)のうち、表1に示す保安規定記載事項に係る規則条項で規定される線量等に関する措置及び機能の保全の措置に係る活動状況の確認と併せて行う。

また、法第61条の2の2第1項第2号で規定する事項(技術上の基準の遵守)のうち、表2に示す原子力施設の種別ごとの技術基準に係る規則条項で規定される、放射性物質による汚染の防止等の放射線管理に関連する基準への遵守状況を確認する。

これらの確認対象となる事業者等の活動は、放射線管理の他、防災・非常時対応、施設管理の検査分野にも関係することから、当該活動に関連する他の検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

3. 検査要件

3.1 検査対象

本検査は、事業者が放射線学的に安全な作業環境を確保するために、管理区域、放射性物質及び作業員に対して使用される放射線監視計器の精度、校正及び点検の適切性を確保していることを検証するものである。この本検査を受ける計装には、予想される運転上の異常事象及び想定事故の結果状況を含む通常のプラント運転に関連する放射性物質の状況を監視するために使用される設備が含まれる。

この本検査は、検査対象施設における全ての放射線モニタリング設備が検査対象になりうるが、本ガイドにおいて、以下に示す項目を対象とし、限られた数の検査対象(サンプル)を選定して検査を実施すること(サンプリングベースの検査の実施)とする。検査対象(サンプル)選定に関しては、代表的な放射線モニタリング設備について重要度を考慮することとし、3～4件の検査対象(サンプル)にて検査を実施する。

(1) 放射線モニタリング設備の確認

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、表3の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

本検査の実施前に事業者の管理マニュアル、活動状況、実績等を収集し、検査で確認すべき方向性や視点を定めて、検査を実施する。また、検査対象(サンプル)では、事業者のパフォーマンスに関する知見を得るためであり、検査官による検査活動によって、安全上重要な結果を生む可能性の高い設備、活動等に対し設定する。

4.2 検査実施

放射線モニタリング設備に係る以下の対象について、事業者活動等を確認する。

(1) 放射線モニタリング設備の確認

- a. 可搬式計測器の校正及び保管状態並びに運転可否。(核燃料施設等については、臨界監視に係る設備を含む。)
- b. 可搬式検査計器の性能。
- c. エリア放射線モニタ (ARM)及び連続的空気モニタ (CAM) の適切な設置等。
- d. 作業員汚染モニタ (PCM)、入口モニタ (PM)及び小物モニタ (SAM)の定期的な校正。
- e. 実験室用計装等の校正及び試験の手順。
- f. ホールボディ・カウンター。
- g. 事故後の監視計装。
- h. 入口モニタ (PM)、作業員汚染モニタ (PCM)及び小物モニタ (SAM)。
- i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ (ARM)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系(CAMS)。
- j. 計器のキャリブレーション。
- k. 校正用基準線源。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

(1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。

- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査前準備に係る留意事項

(1) 放射線モニタリング設備の確認

- a. 放射線モニタリング設備の確認は、下記を含んでいるべきである。
 - (a) エリア放射線モニタ (ARM)、臨界モニタ、及びホールボディ・カウンター (WBC) を含む固定式計装。
 - (b) 連続空気モニタ (CAM) 及び可搬式空気サンプラーを含む構内気中モニタ。
 - (c) 可搬式サーベイ計器、特に、変化する放射線状況 (ガンマ線、中性子線及びアルファ線を測定する計装) を特定するために使用されるもの。
 - (d) 作業員汚染モニタ (PCM)、入口モニタ (PM) 及び小物モニタ (SAM)。

注記: 高ガンマ線及び中性子線の状況監視のために使用される可搬式計装、空气中放射性物質 (ダスト) を発生させる作業に関連する空気モニタ、炉心計装、格納容器サンプ区域、及び放射性廃棄物樹脂移送に関連する状況監視、並びに作業員の外部と体内の汚染を判断するために使用されるエリア放射線モニタ (ARM) に注目すべきである。
 - (e) 事故後の監視と格納容器隔離時の計装は、高レンジの格納容器・ドライウエルの放射線モニタから構成される。
- b. 放射線モニタリング設備の確認における検査対象の選定
 - (a) 放射性物質、物品及び作業員を含む管理区域の放射性物質の状態に関連する放射線計器及びその管理方法を特定するために、事業者の設置許可申請書等を確認すること。さらに、遠隔の緊急事態の評価のために使用される計器を含め、事故後の監視計装と関連技術仕様の要件を特定すること。ただし、事故後のサンプリング・システム (ダストサンプラ、ヨウ素サンプラ等) が、必要な計装として技術仕様書等から除外されている場合には、当該要件の特定は不要である。
 - (b) 中性子監視計装 (臨界モニタ、レムカウンタ等)、作業員の外部汚染 (作業員汚染モニタ) 及び体内汚染 (入口モニタ (PM)、ホールボディ・カウンター (WBC) 等) の検出及び、分析に使用する計測器並びに空気サンプラー及び小物モニタ (SAM) を含めた供用中の監視計装のリストを入手すること。適切な数及び種類の計器が作業支援のために利用可能か否かを判断するためにリストを確認すること。
 - (c) 事業者のサイト外の校正施設の監査を含めて、直近の放射線監視プログラム

の事業者及び第三者による(独立の)評価報告書の確認する。事業者の評価プログラム及び評価報告書を確認する。

- (d) 校正計器ソースのチェックと校正を管理する手順書のコピーを入手すること。特に高放射線状況の監視に使用される計器に注目すること。校正の手順書の妥当性を確認すること。
- (e) 現場検査に備えた技術仕様書及び設置許可申請書等において規定されている臨界モニタ、エリア放射線モニタ(ARM)等の警報設定値及び設定根拠を確認すること。

5.2 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

(1) 放射線モニタリング設備の確認

- a. 使用中又は使用可能な5~10件の可搬式計測器を選択すること。校正の有効期間を示すステッカーを確認する。また計器の状態及び運転可能かどうかを確認する。核燃料施設等については、臨界に係る設備を含める。
- b. 事業者が多種類の可搬式検査計器の校正を実証するときには、そのパフォーマンスを観察すること。高レンジの計器が全て適切なスケールで校正が行われているか否かを判断すること。校正の実証には、少なくとも3種類の可搬式検査計器を選ぶこと。
- c. エリア放射線モニタ(ARM)及び連続的空気モニタ(CAM)が、監視すべき放射線源又は区域に対して意図された場所に適切に設置されているか否かを判断するため、これらの5~7件についてウォークダウンを実施すること。モニタの応答(現場又は遠隔の指標経路で)と現場の条件との整合性に関して比較すること。
- d. 作業汚染モニタ(PCM)、入口モニタ(PM)及び小物モニタ(SAM)を3~5件選択すること。定期的な校正が、製造業者の推奨事項及び事業者の手順書に従って実施されていることを検証すること。
- e. 校正及び試験のプログラム
 - (a) 実験室用計装の放射線分析(例えば、全アルファ線、全ベータ線、比例計数器、 γ 線スペクトロメトリ法(リチウムドリフト型ゲルマニウム半導体検出器、高純度ゲルマニウム半導体検出器を含む)及び液体シンチレーション計数器)に使用される各種の実験室用分析計器のうちの1つを選択すること。日常の性能チェック及び校正データの頻度が適切であり、また劣化計器を識別管理していることを検証する。
- f. ホールボディ・カウンター
 - (a) 計器の通常的使用の前に、ホールボディ・カウンター(WBC)の機能確認の実施方法を確認すること。チェック用ソースが適切か否か、また現場のアイソトープ・ミックス(ファントム)と一致するか否かを確認すること。
 - (b) 校正用ソースがプラントの内部被ばくの解析に必要な条件、要素の典

型であること、また、適切な校正用ソースが使用されていることを検証するために、直近のホールボディ・カウンター（WBC）の校正報告書をレビューすること。

- g. 事故後の監視計装
 - (a) 少なくとも 1 つのドライウェル・格納容器用の高レンジ・モニタを選ぶこと、また直近の校正報告書を確認すること。
 - (b) 計器の測定範囲及び意図された目的を考慮に入れて、校正の許容判断基準が合理的か否かを判断すること。
 - (c) 使用可能な場合、事業者の校正及び試験手順との適合性を検証するために、これらの計器の電子的及び放射線校正を観察すること。
- h. 入口モニタ(PM)、作業汚染モニタ(PCM)及び小物モニタ (SAM)。
 - (a) サイトで使用される計器のうちの 1 又は 2 件を選択すること、また警報設定値が、その条件下において、許可された放射性物質が周辺監視区域境界における空間線量率及び空气中放射性物質濃度限度を確保するために合理的であることを検証すること。
 - (b) 上記の中で選択された各計器の校正文書をレビューし、また製造業者の推奨事項との一貫性を判断するために、事業者の校正方法について確認すること。
- i. 可搬式サーベイ計器、エリア放射線モニタ(ARM)、空気サンプラー、格納容器雰囲気モニタリング系(CAMS)
 - (a) 各種の計器（計器総数の中の最低 4 つ）の少なくとも 1 つに関する校正文書をレビューすること。可搬式サーベイ計器及びエリア放射線モニタ(ARM)に関しては、検出器の寸法形状及び校正方法をレビューし、さらに、事業者はその計器のキャリブレーションの使用を実証させること（適用可能な場合）。測定結果が疑わしい場合は、計器を持参し、現場で実測し、測定値の比較を行う。
 - (b) 使用可能な場合、校正又はソース確認時に、許容判断基準を満たさなかった 1～4 つの可搬式検査計器を選択すること（少なくとも、電子的警報線量計、呼吸ゾーン空気サンプラーなどのような 1 つの可搬式サーベイ計器及び 1 つの個人線量計を含めて）。校正から逸脱した（50 パーセント以上）計器に関しては、事業者が適切な措置を取っていることを検証すること。事業者が成功した最後の校正又は校正以降における計器の可能な影響を評価していることを検証すること。
- j. 計器のキャリブレーション
 - (a) 事業者の可搬式測定器及びエリア放射線モニタ(ARM)のキャリブレーション・ユニットに対する現在の出力値（表、集計表など）を確認すること。事業者が電離箱・電位計（又は同等の測定器）による測定を通じて、使用計器の範囲を超えるキャリブレーションのアウトプットを定期的に測定する

ことを検証すること。

(b) 事業者が追跡可能なソースを使用して測定器を校正していること(トレーサビリティが確保されているということ)、また、これらの測定器に関する補正係数(校正定数)が、事業者の出力検証において適切に適用されていたことを検証すること。

k. 校正用基準線源

(a) 使用された校正用基準線源がプラント内の典型的な線種及びエネルギー範囲であることを確認する。

5.3 現場確認を行う際の視点

(1) 検査官はリスク情報に基づき、どの計器を検査するか選択すべきである。例えば、高線量率の区域において使用される放射線測定器は、高い優先度であるべきである。

(2) 測定器が使用可能かどうかの検証は、検査官による事業者の現場の校正状況の観察によって行われるべきである。観察の機会がない場合は、検証は、校正文書を確認する。

(3) 校正用密封線源(下限数量以下も含む)が多数存在するが、それらがプラント内の測定器の校正に対して適切な核種、線種、エネルギー範囲であることを確認する。

6. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項	保安規定記載事項に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第78条及び第79条	第92条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第8号、第10号及び第11号
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第73条及び第74条	第87条第1項第9号、第11号及び第12号並びに同条第3項第9号、第11号及び第12号
試験研究用等原子炉施設	試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則	第7条及び第8条	第15条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
再処理施設	使用済燃料の再処理の事業に関する規則	第9条及び第10条	第17条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
加工施設	核燃料物質の加工の事業に関する規則	第7条の2の9及び第7条の3	第8条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第9号、第11号及び第12号
使用済燃料貯蔵施設	使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則	第29条及び第30条	第37条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第7号、第9号及び第10号
廃棄物管理施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則	第27条及び第28条	第34条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第一種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第一種廃棄物埋設の事業に関する規則	第53条及び第54条	第63条第1項第7号、第9号及び第10号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
第二種廃棄物埋設施設	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則	第14条及び第15条	第20条第1項第7号、第8号及び第11号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号
使用施設等	核燃料物質の使用等に関する規則	第2条の11の4から第2条の11の6まで	第2条の12第1項第6号、第8号及び第9号並びに同条第2項第8号、第10号及び第11号

表2 関連する技術基準規則条項

原子力施設の種別	技術基準規則条項
実用発電用原子炉施設	第 34 条及び第 41 条から第 43 条まで
研究開発段階発電用原子炉施設	第 33 条及び第 40 条から第 42 条まで
試験研究用等原子炉施設	第 15 条から第 17 条まで, 第 31 条, 第 52 条で準用する第 31 条, 第 59 条で準用する第 31 条及び第 70 条で準用する第 31 条
再処理施設	第 21 条及び第 26 条から第 28 条まで
加工施設	第 19 条及び第 21 条から第 23 条まで
使用済燃料貯蔵施設	第 18 条及び第 20 条から第 22 条まで
特定廃棄物管理施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
特定第一種廃棄物埋設施設	第 16 条及び第 19 条から第 21 条まで
第二種廃棄物埋設施設	—
使用施設等	第 9 条, 第 19 条, 第 20 条, 第 23 条及び第 24 条

表 3 検査要件まとめ表

本検査は発電所又は施設を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備 (高出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
02	放射線モニタリング設備 (中出力炉)	必要に応じて	—	—	チーム
03	放射線モニタリング設備 (低出力炉(臨界実験装置含む。))	必要に応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	2年	3以上	60	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備 (MOX加工)	2年	2以上	45	チーム
02	放射線モニタリング設備 (ウラン加工)	必要に応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

		じて			
--	--	----	--	--	--

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	放射線モニタリング設備	必要に応じて	—	—	チーム

BQ0010 品質マネジメントシステムの運用(案)

1. 監視領域

大分類 : 「原子力施設安全」及び「放射線安全」

小分類 : 「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」、「重大事故等対処・大規模損壊対処」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」(実用炉、研開炉、試験炉、再処理、加工)

「臨界防止」、「閉じ込めの維持」、「非常時の対応」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」(貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野 : 「横断」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第四条第一項第三号、第十三条第二項第七号、第二十三条第二項第九号、第四十三条の三の五第二項第十一号、第四十四条第二項第九号、第五十一条の二第三項第七号及び第五十二条第二項第十号で規定している事項（保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備）について、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（以下、「品質管理基準規則」という。）に規定されている品質マネジメントシステム（以下、「QMS」という。）に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び改善等の実施状況を確認する。これらの確認対象とする事業者の活動においては、設計及び工事の計画の認可に係る設計、工事、使用前事業者検査等における品質管理に係る活動などとも関連してくることから、関連する検査ガイドの適用も踏まえて確認していくものとする。

本検査の目的は、事業者がQMSを積極的に活用することにより、原子炉等規制法の目的に影響を及ぼすおそれのある問題を効果的に検知し、問題となる事象（以下、「事象」という。）の発生を未然に防止していること、不適合を除去した後に是正処置を施して、当該不適合の再発を防止していることを確認することである。

また、事業者は、自らの組織で発生した問題や今後顕在化することが想定される問題だけではなく、広く国内外の産業界から得られた知見も踏まえて、改善の機会を逸することなく、問題を特定し対策を講じることにより、問題の未然防止又は再発を防止する活動（以下、「PI&R活動」という。）を行わなければならない。

このため、本検査では、PI&R活動に着目し、事業者がQMSに従った活動を実施し、問題の特定と解決が適切に行われていることを確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

本検査では、各検査分野での活動目的を満たしているかどうかを監視評価する監視領域評価指標（以下、「パフォーマンス指標」という。）の実績では把握できない事業者の活動状況を監視するため、①日常観察、②半期検査、③年次検査により、以下の(1)～(8)の検査項目等について確認する。

- (1) 保安活動におけるPI&R活動の一環として、監視測定による課題の抽出、データ分析及び不適合の識別管理、それらの優先順位付け、原因の分析及び是正処置・未然防止処置等から成る事業者の是正処置プログラム（以下、「CAP」という。）があり、それらの実効性を評価する。更に保安活動において、CAPが有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかを確認する。
- (2) 品質管理基準規則に基づき事業者が自らの基準に従って保安活動を行い、その期待される成果が達成されていることを確認する。
- (3) 原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び国内外の原子力施設等から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認する。
- (4) 事業者の内部監査（外部監査を含めても良い）及びマネジメントレビュー等の自己評価の実効性を確認する。
- (5) 品質管理基準規則及び事業者の基準に基づく安全文化の育成と維持に関する取組状況やCAP等から得られる弱点や強化すべき分野について確認する。
- (6) 過去に特定された規制要求及び事業者の基準に対する不遵守（緑のパフォーマンス劣化及びSL IVの違反）についての是正処置状況を確認する。
- (7) 調達先の管理を適切に実施していることを確認する。特に、調達先の不適合情報についても適切に調査して自らの組織への影響を評価し対応していることを確認する。
- (8) 追加検査が必要になった場合には、本検査ガイドを使用することができる。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査の体制、頻度及びサンプル数

検査は、以下及び表2の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時

間を目安に行う。

(1) 日常観察

- a. 日常観察は、1ユニット、2ユニット及び3ユニット・サイトそれぞれについて、30分、40分及び50分を目安として行う。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、30～50分を目安として行う。
- b. 日常観察は、事業者の日々のCAPに焦点を当てて監視活動を行うため、他の基本検査のようにサンプル数を設定していない。また、日常観察では、それぞれの検査ガイドのリソースの約10～15%相当とすることが期待される。必要とされる実際の所要時間は、特定の施設で生じる問題の性質と複雑性に依存して、大きく変わる場合がある。

(2) 半期検査

- a. 半期検査は、事業者の活動の結果の傾向を評価することから、他の基本検査のようにサンプル数を設定していない。また、サイトのユニット数に関係なく、半期平均8～12時間と推定される。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、半期平均4～6時間を目安として行う。

(3) 年次検査

- a. 本検査では、事業者のPI&R活動全般を対象に深掘りした検査を行うため、検査に費やされる時間は検査対象の施設の状況に依存するとともに、事業者のパフォーマンスに応じて検査項目やサンプル数を追加することもあるため、平均50～250時間を目安とする。核燃料施設等においては、施設の規模や特徴に応じて、平均8～50時間を目安として行う。

4. 検査手順

4.1 検査実施

(1) 日常観察

- a. 検査官は、日常観察のため、事業者がCAPに入力した事案を確認する必要がある。この観察では、日常のCAP会合に出席する等*1によりCAPの入力事案を確認する。この観察の目的は、半期検査及び年次検査又はその他の基本検査を通じて追加的なフォローアップが必要かもしれない反復的、長期的又は潜在的な機器故障や横断領域の問題等を検査官が把握するため、情報の収集及び分析を行うことにある。なお、安全文化に係る事象は、付属書1「安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化10特性に基づき分類する。
*1・・・CAP会合への出席に限らず事業者のCAP活動が分かる資料を確認する等がある。
- b. 事業者により特定された問題について、その重要性に応じて是正処置が計画、

実行されていることを確認する。選択した問題について綿密な検査が必要な場合には、年次検査により実施することができる。なお、不適合事象等の原因分析は、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。

- c. 原子力施設の機器及び保安活動に係る問題が、適切な閾値に基づき事業者により特定され、CAPに反映されていることを確認する。ヒューマンファクターに関する問題は、付属書2「業務遂行能力に関するガイド」に基づき、その要因を確認する。また、横断領域のパフォーマンス劣化に繋がるような問題に留意し、これらが問題になりつつある又は既に顕在化していたものに影響を及ぼすようなものについて確認する必要がある。
- d. 事業者が問題を適切に分類し、短期的な是正処置を講じたことを検証するためにサンプルを抽出して確認する。
- e. その他の基本検査の実施中に事業者のCAPが適切に行われていることを確認する。
- f. 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。）が事業者のCAPに取り込まれていることを確認する。

(2)半期検査

原子力規制事務所所属の検査官は、上記の日常観察及び本半期検査において抽出した問題点を年次検査の参考情報として提供すること。

- a. 安全に影響を及ぼす可能性のある傾向を特定するため、日常観察で収集、分類した情報から類似の不適合の再発、有効性レビューや是正処置が未実施の案件、保安規定に抵触するおそれのある事象等を抽出し、半年毎に分析する。
- b. 抽出、分析にあたっては、事業者が行った活動の状態監視、機器等の傾向監視及び自己評価に加え、繰り返し発生している不適合事象や類似性のある問題に着目する。
- c. 事業者からの情報及び上記a.の分析結果から、事業者の活動や原子力施設の傾向を評価する。
- d. 加えて、再発している不適合又はプラントの系統、構造物及び機器（以下、「SSC」という。）の安全に潜在的な影響を及ぼすおそれのある傾向を特定するため、CAPで処置された是正処置の適切性についても確認する。

(3)年次検査

- a. 本検査では、事業者の評価結果と検査官の確認、評価結果とを比較し、PI&R活動全般の実効性を評価する。その際、原子力規制事務所所属の検査官から

提供された日常観察及び半期検査の情報も活用しつつ、前年の検査以降に事業者のCAPにより処理された問題を選択する。サンプルを選択する際には、5.1 (3)b.検査対象の選定及び 5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイドを参照することとし、可能な範囲において選定したサンプルには以下を含めること。

また、検査に当たっては、5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性の「表 1 検査で考慮する項目」を参照して各問題をレビューすること。

- (a) 事業者のCAPに文書化されている安全上重要な不適合事象
 - (b) 検査官からの指摘や原子力規制委員会からの指示等の情報並びにニューシア (NUCIA) 情報等 (原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見を含む。) を収集して特定された問題
 - (c) 事業者の内部監査 (外部監査含む) 及びマネジメントレビューのインプット、アウトプット
 - (d) 組織の健全な安全文化を育成し維持するための活動や安全を向上させるような提案、忌憚のない意見が部下からなされることを阻害するような環境が無いかな等を含む安全文化の弱点や強化すべき分野
- b. サンプルとして横断領域に関連する顕在化した又は今後顕在化すると想定される問題も選定し、弱点や強化すべき分野の評価を行う。その際、安全文化に係る事象は、付属書 1「安全文化の育成と維持に関するガイド」の安全文化 10 特性に基づき分類し、安全文化の傾向を把握する。
- c. 組織の問題や課題が経営層に把握され、その改善や解決のために必要な措置が組織運営に反映され、安全の向上に寄与していることを確認するため、施設の所長等他、管理責任者や担当者等に必要に応じて、インタビューを行っても良い。インタビューの実施に当たっては、5.2 インタビュー時の留意事項 (参考) に留意して実施すること。

なお、検査官は、上記サンプルから得られた結果から以下の項目について、分析及び評価を実施すること。

- (a) 問題を特定、評価、是正する事業者のCAPの実効性
- (b) 事業者による運転経験情報等を活用した未然防止活動の状況
- (c) 完了した事業者の内部監査とマネジメントレビューの実施状況
- (d) 事業者の安全文化の育成等の活動の実効性と安全文化の弱点や強化すべき分野

5. 検査手引

5.1 検査の視点

本検査は、可能な限りパフォーマンスベースの手法をとり、事業者の実際の活動及びその活動結果を記載した文書・記録を直接、監視又は確認する必要がある。検査官は、運転経験、評価及び監査を含む事業者のCAPの成果物と結果を評価する。その際、安全上重大な問題に焦点を当て、パフォーマンス劣化と判断される問題については、当該パフォーマンスに横断的に関連する原因を評価する。本検査は、CAP及び関連する手順書の記録等の事務的な手続きよりも安全上重大な問題に焦点を当て、事業者のPI&R活動における問題の特定や是正処置の実効性を確認する。是正処置の適切性を確認する際には、「原因分析に関するガイド」を参照しても良い。なお、事業者のPI&R活動をレビューする場合は、以下のガイダンスを考慮すること。

(1) 日常観察

日常観察では、改善が必要な問題や課題等が、決められた閾値に基づき特定され、CAP活動にインプットされて適切に処理されていることを確認する。具体的には、検査官が巡視や検査を通じて特定した問題と事業者が特定した問題とを比較することにより、確認することができる。

- a. 検査官は、以下のような機器故障、不適切な保全作業、職員の人的過誤、不適切なリスク評価・管理、緊急時への不適切な備え、不適切な手順書等が、確認されたパフォーマンス劣化に潜在的に関係していたかどうかを確認すること。
 - (a) 上記のような関係性を特定した場合、事業者が検査官から指摘を受ける前に当該事象を特定しCAPへ入力していたのか、あるいは検査官から指摘を受けてからCAPに入力したのかを検証するため、検査官はCAPに関する記録確認やCAPの会議体に参加すること。
 - (b) 問題になりつつある又は問題になっている事象が他の分野にもあるかどうか以下のような横断的視点を持って確認すること。
 - ① 以下のような類似の不適合が発生していなかったか。
 - (ア)同様な管理がされている機器
 - (イ)同一系統、同様な設置環境
 - (ウ)同一部署 等
 - ② ヒューマンエラーに関する事象
 - ③ 不適切な管理に関する事象 等
 - (c) 原子力施設に関する事故・故障等の報告等に該当する事象があれば、

その内容を確認し、その問題が事業者のCAPに入力され、適切に処理されていることを検証する。

(d) 調達先の不適合情報についても適切に評価して必要な対応をしていることを検証する。

(e) 事業者が特定する不適合等について、品質管理基準規則に従って改善活動を行っていることを確認する。

b. 検査官は、「緑」以上の可能性がある問題、状況に関して、事業者の原因分析及び是正処置が不十分と思われる場合には注意を怠らないこと。

事業者による原因分析及び是正処置が適切ではなかった理由を判断するため、事業者による原因分析及び是正処置に関する状況についても確認すること。問題がある場合には、「表1 検査で考慮する項目」に基づき、選択したサンプルをレビューする。検査官は事業者が品質を損なうような状況を特定、分類し、暫定又は最終的な是正処置が事業者の手順書及び規制要件に適合しているかどうかを判断すること。

例えば、品質を損なう状況を伴う最終的な処置によって、長期的な不適合や劣化した状況を継続していたことが明らかになる可能性がある（例：改善を先送りするための現状維持の決定、設備又は運転上の判定基準の不適切な改訂、設計又は運転裕度の不適切な低減、繰り返される応急的な作業指示等）。

c. ほとんどの基本検査ガイドには、当該検査の対象範囲においてPI&R活動の検査が含まれる。基本検査の一部でPI&R活動の検査を行う目的は、すべての監視領域の基本検査においてPI&R活動をサンプルすることにある。上記のように、PI&R活動の評価で最初に焦点を当てるのは、事業者が適切な閾値で問題を特定し、それを自らのCAPに取り込んでいることを検証することである。

ただし、検査官は、今後の検査対象となる潜在的な分野を特定するために、既に処理された是正処置を日常観察から除外することはない。検査官は、基本検査のサンプルを選定する場合、本検査ガイドの知見を考慮すべきであり、また、基本検査の一部としてPI&R活動のフォローアップを行ってもよい。

d. 火災防護等の専門的な案件は、本庁の担当部門に連絡すること。

(2) 半期検査

a. 半期検査の対象期間に、下記のような傾向に着目して、事業者の活動状況等を評価する。

(a) 類似の機器や系統における不適合の再発

(b) 同じ監視領域での不適合の発生状況

- (c) ヒューマンエラーの傾向
- (d) 事業者の部門毎の不適合の発生状況
- (e) 有効性レビューや是正処置が未実施の案件
等

- b. 事業者の評価結果を基本検査又は追加検査により特定した結果と比較すること。
- c. 年次検査のスケジュールが、半期レビューから6カ月以内に設定される場合、原子力規制事務所所属の検査官は、事業者のパフォーマンス劣化に係る情報を年次検査チームの検査対象に組み入れること。
- d. 事業者の安全文化に係る不適切な事象（事業者がヒューマンエラーと判断した事象を含む。）をCAP等の情報を通じて入手した場合は、付属書1「安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、事業者の安全文化における傾向を把握する。

(3) 年次検査

a. 計画立案

検査官は、計画を立案するにあたって、PI&R活動を管理する事業者の手順書等を確認する必要がある。これらの文書は、効果的かつ効率的な検査を行うため、レビューのみを行い、必要に応じて、事業者のプログラムやプロセスについて十分な情報を提供してもらう必要がある。

これに加え、前年の年次検査以降に発行された CAP 関連文書の一覧（例：作業依頼票、不適合管理、是正処置及び未然防止処置報告書等）、事業者の活動に関連するマネジメントレビューインプット・アウトプット等の自己評価資料（内部監査資料を含む）、パフォーマンスの指標及び事業者の安全文化の育成等の活動の報告等も確認すること。

b. 検査対象の選定

上記により立案した検査計画に基づき、検査官は、事業者のPI&R活動から検査対象を抽出すること。年次検査のチームリーダーは、日常観察及び半期検査から得られた情報も考慮しながら問題を選定し、事業者のPI&R活動の実効性を確認すること。また、事業者のCAPの中で文書化されている外部組織によるピアレビュー等の指摘事項、推奨事項、是正処置及び運転経験を参照することもできる。

- (a) 検査対象には、5.3「年次検査のサンプル選定に関するガイド」の必須項目（※の項目）に加え、事業者のパフォーマンスに応じて、同ガイドから広範囲な問題を含めることができる。例えば、検査対象として、配

管の腐食、安全関連海水系の劣化、ホウ酸の蓄積、電子機器の経年劣化、設置環境等、その重要度が経年に依存する恐れがある問題を含めることができる。この検査では、5年間を対象としてチームが指定した項目について事業者に対し、CAP情報等の検索（コンピューター又はその他の手段により）を要求することができる。

- (b) 検査期間中に事業者が安全文化に関する定期的な自己評価を実施している場合、その他の安全文化の弱点や強化すべき分野に関する自己評価とともに検査対象に含めなければならない。事業者が安全文化の育成等の活動に関する複数の自己評価（以下、「安全文化評価」という。）を実施している場合、これらの複合的な評価を1つの検査対象とみなすことができる。検査官は、安全文化の評価により特定された問題に対する事業者の評価と措置の適切性を確認すること。
- (c) 事業者の活動状況を品質管理基準規則及び付属書1「安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき評価するが、必ずしもすべての措置についてこれらに基づいて評価する必要はなく、品質に影響を及ぼさない問題については、従業員の気付き事項プログラムのようなその他の手段を通じて解決することがより適切という可能性がある。検査官は、評価方法や評価の適切性ではなく、評価結果に対する事業者の対応又は是正処置に主眼を置くこと。また、事業者が独立した外部組織による安全文化の評価を実施するように原子力規制委員会から要求された場合、検査官は事業者が行った当該評価についても確認すること。
- (d) 検査官は、リスクの観点から1つ以上の重要なシステムをサンプルとして選定してもよい。例えば、「BO1020 設備の系統構成ガイド」の「包括的系統構成確認」に従って選択したシステムの現場確認により、事業者のPI&R活動のあらゆる側面（問題の特定、優先順位付け、評価及び是正）の実施が十分であるかについて知見を得ることができる。ただし、検査対象の選定にこの方法が用いられる場合、重大事故等の監視領域及び放射線安全の監視領域における基本検査への適用を確実にするため、追加的な確認が必要となる場合がある。核燃料施設等については、「運転管理検査ガイド」等を参考にすること。

c. PI&R活動に対する洞察の深掘

検査チームは、十分な範囲の分野から十分な数のサンプルを評価することにより、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査の結果（外部監査が有れば含む。）を用いた事業者による問題の特定、評価及び解決に対する能力について考察を行うこと。検査官は、これらの結果をPI&R活動の事業者評価

と比較することにより、事業者の評価がPI&R活動に関する検査官の評価と整合しているかを判断する。

本検査により、事業者のCAP、運転経験及び自己評価・内部監査における事業者のパフォーマンスを確認し、パフォーマンス劣化の有無を確認する。パフォーマンス劣化が確認された場合には、その劣化の程度について評価を行う。

5.2 インタビュー時の留意事項（参考）

a. 職員等への聴取

検査期間中に事業者の職員及び協力企業の従業員に聴取を行う場合、検査官は、懸念事項の提起や問題の報告に消極的になる課題や状況が無いか注目する必要がある。事業者の職員及び協力企業の従業員への聴取により、プラントの運転や安全に影響を及ぼすおそれのある安全文化の実情を把握することができる。その際、事業者の職員からの安全文化に関する聴取の結果と、事業者の安全文化の評価結果との類似点及び相違点に注目すること。

インタビューは、検査手法の一つの手段であり、現場巡視や記録確認等を補完するものと位置付けられ、記録により確認できないものを対象としている。つまり、インタビューでの個々の回答及び回答をとりまとめた結果は、そのみで検査結果として取り扱わないが、インタビューで見つけた弱点等は、検査中に確認するか、確認できない場合には、その後の検査で確認すること。

また、インタビューでの個々の回答は、対象者が社内で不利益を受けるおそれがあるため、取扱いには注意する必要がある（b. NRC の取り組み等参照）。

b. NRC の取り組み等

- (a) NRC は、インタビュー対象者のリスト情報を事業者側の管理職のみが知ることができるように限定した上で、インタビューを受けるスタッフの上司に対して、インタビューの事前準備やインタビュー結果の報告を求めないことを要請。
- (b) インタビューの回答を理由に上司や管理職が当該スタッフに不利益な扱いをした場合、Allegation（NRC への内部告発制度）による申告が可能な旨をインタビュー時に伝え、当該対象者から申告を受ければ、NRC が事実関係を調査。
- (c) 日本の場合、上記 Allegation に該当する「原子力施設安全情報に係る申告制度」（原子力規制委員会ホームページの上段「手続き・申請」中、「申告制度」を参照）があり、申告があった場合、これに基づき適切に対応する。

5.3 年次検査のサンプル選定に関するガイド

- (1) 検査官は、年次検査の対象を選定する場合、実用炉の場合は、6つの監視領域（小分類：発生防止、拡大防止・影響緩和、閉じ込めの維持、重大事故等対処及び大規模損壊対処、公衆に対する放射線安全、従業員に対する放射線安全）から、核燃料施設等については施設に応じた監視領域から幅広く選定すること。検査官は当該施設の問題、課題等の弱点、PI&R活動及び過去に検査した分野に精通している原子力規制事務所所属の検査官又は本庁の検査官との協議から、適切なサンプルを決定するための知見を入手すること。

また、年次検査のためのサンプル選定に当たっては、保全プログラムの二次文書や保全計画等の保全情報、事業者の最新リスク分析の結果又は評価、運転部門の保修依頼票やサーバランス試験結果等のプラント情報についても参考にすること。

- (2) 年次検査のサンプル選定に当たっては、以下の※が付いた項目を必須項目とし、それ以外の項目は、事業者のパフォーマンスに応じて追加することができる。

【必須項目】

- a. ※事業者が特定した問題（内部監査又は自己評価により特定された問題及び事業者の不適合等の報告書を含む）。

事業者の不適合等に関するCAP情報のレビューは、原子力規制事務所所属の検査官から提供された日常観察及び半期検査での問題点に着目するなど、検査期間中の検査リソースを効果的に利用し、品質を大きく損なう事象に対する是正処置を優先的に検査対象とすること。事業者の是正処置（根本的な原因分析（Root Cause Analysis）を含む。以下「RCA」という。）について評価する際は、「原因分析に関するガイド」を参照して評価してもよい。

- b. ※品質管理基準規則第18条～第20条（マネジメントレビュー関連）に関する自己評価の結果

事業者の自己評価の結果が、本検査で収集されたデータと一貫性があるかどうか、自己評価が問題を効果的に特定しているかどうかを判断すること。検査対象の評価の結果と過去に行われた評価の結果との間に存在する差異が合理的なものであることを検証すること。PI&R活動により特定した問題の解決にあたって、適時、適切に是正処置が実施されているかどうかを判断するため、事業者の自己評価をレビューすること。

- c. ※内部監査

内部監査部門は、社長の代理として組織の監査を行う使命があり、社長

の意向に沿って組織の問題、課題を特定し、組織の改善を促す重要な部門である。このことから、内部監査をレビューする場合、検査官は、その監査がQMSの分野における問題を適切に特定しているかどうかを判断するため、事業者のQMS及び監査計画書、監査報告書を理解する必要がある。

監査の結果と検査官の結論の間に矛盾点を見出した場合、当該分野について複数サイクルの監査をレビューし、品質管理基準規則第46条（内部監査）の要求事項に対して、十分な深みと範囲をもった適切な監査となっているかどうかを判断する必要がある。品質管理基準規則第46条（内部監査）に基づき定期的実施される内部監査の結果は、「被監査部門の活動がQMSや業務プロセスに適合し、QMSの実効性を維持しており、QMSの改善や被監査部門の業務プロセスの改善の機会となり組織の改善に役立っている」ものであることが求められる。検査官は、特定された矛盾点を評価し、内部監査が事業者の問題や課題を適切に特定し、組織の改善に役立っているかどうかを判断する必要がある。

d. ※健全な安全文化の育成と維持に関する活動の分析・評価

品質管理基準規則第4条第5項に基づき事業者が実施している安全文化の育成と維持活動の実施状況を確認し、経営責任者は、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して制定する方針に基づき活動計画が策定され、その計画に基づく活動が計画通りに行われ、計画に沿った効果が維持されていることを確認する。

また、付属書1「安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、CAP等から得られる安全文化に関する問題に対し、事業者が適切に改善していること、安全文化に対する自己評価（内部監査含む）について確認する。

e. ※基本検査、追加検査等で検査官が特定した問題

他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、これまで確認していない緑を超える指摘事項については、すべての是正処置を確認しなければならない。その際、是正処置が直接要因及び根本的な原因に対処しており、再発を防止するに十分であることを確認すること。

また、他の基本検査や追加検査等で問題を特定され、NCV（Non-Cited Violation：規制対応が不要な違反）が1つでも特定された場合、それらの監視領域（小分類）におけるNCVに対する事業者の対応についても確認すること。

f. ※未然防止処置の対応

事業者が原子力規制委員会からの指摘や指示等の情報及び他の原子力施設（海外情報を含む。）から得られた知見並びにニューシア（NUCIA）情報等（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象から得られた知見

を含む。)を収集し、自らの組織で起こり得る問題の程度に照らして適切な未然防止処置を行っていることを確認すること。

【事業者のパフォーマンスに応じた追加項目】

g. 事業者の本社組織の活動で把握された問題

当該施設のCAP情報とは別に、事業者の本社等における問題、運転経験の情報、内部監査及びマネジメントレビューなどにおいて、事業者が問題を特定し改善すべきと判断した場合、それらの情報及びその改善状況を確認する必要がある。確認の結果、本社部門で改善すべき問題であった場合には、当該問題に対する本社の対応を確認すること。

h. 保全の有効性評価に係る原因分析と是正処置の確認

保全データ（点検手入れ前データ、状態監視データ、系統及び機器運転データ）を確認し、事業者の保全の有効性評価に係る是正処置及び未然防止処置がSSCの劣化傾向を特定し、是正できていたかを判断すること。

i. 事業所内会議体（保安委員会、保安運営委員会等）又はその他の管理監視プロセスによって特定された横断的領域の問題及びその他の問題

j. 検査以外の方法により特定された問題（申告制度等）

申告された問題は、原子力規制委員会が定めるところにより適切に対応すること。

k. 運転員のパフォーマンスに影響をもたらす問題（以下を含むが、これらに限定されない）

運転員が職務を遂行するのに悪影響を与える問題、中央制御室の劣化、運転員の負担と課題、夜間勤務命令・サービス規程、中央制御室及び機器の運転記録並びに長期的な問題に対処する作業要求・作業命令等について必要に応じて確認する必要がある。

また、検査官は、緊急かつ最終的にオペラビリティ評価*3（安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が、必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態か否かについての評価）に到った故障したSSCの是正処置についても確認すること。

*3・・・オペラビリティ評価は実用炉のみ。

l. 経年劣化に関する課題の確認

経年化に関連すると思われる劣化又は故障を検査する場合、検査官は、他の検査活動に加えて、そのSSCが高経年化対策に基づく計画によって管理されているかどうかを判断すること。また、保全する必要があると評価された場合、高経年化対策に基づく計画は経年劣化の影響を特定するに十分かどうか

か、事業者の是正処置は高経年化対策に基づく計画に対して十分かどうかを判断すること。

m. 調達管理における課題の確認

CAP等において、検査官が調達管理において懸念する事項を確認した場合は、事業者の調達管理活動における課題を確認すること。

5.4 検査で考慮する項目及びパフォーマンス特性

検査官は、事業者の是正処置の実効性を評価する場合、問題の性質及び潜在的な重要度を考慮しなければならない。重要度を判断する場合、事業者は金銭面、プラントの稼働率及びその他の要因を考慮するかもしれないが、検査官は、原子力の安全とリスクに及ぼす潜在的影響を事業者の是正処置の分類と優先順位付けにおける最も重要な要素とすべきである。選択した問題の日常観察、半期検査及び年次検査期間中に考慮する項目を「表1 検査で考慮する項目」に示す。

検査官は、日常観察、半期検査期間中にフォローアップのために抽出した問題毎又は年次検査中に確認した問題毎にそれぞれの特性を評価する必要はなく、必要に応じて、最も効果的となるように事業者のパフォーマンスを評価すればよい。

表1 検査で考慮する項目

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<p><CAPインプット></p> <p>事業者において特定された問題や課題等が不足なく適切に、かつ、タイムリーにインプットされていること。</p>	○	○	○
<p><オペラビリティ*の判断及び事故・故障報告></p> <p>オペラビリティの判断及び事故・故障等の報告に関する問題が評価され、タイムリーに処理されていること。</p> <p>*オペラビリティ:安全上重要なプラント系統、構造物及び機器が必要な時に設計上の機能要求を満足して動作することが可能である状態であること。</p>	○	○	○
<p><水平展開としての是正処置></p> <p>自らの組織で発生した不適合等の課題を分析し、共通要因及びデータ分析から類似事象の発生を防止する処置がとられていること。</p>	○	○	○
<p><重要度分類></p> <p>安全重要度に見合った問題解決の分類と優先順位付けがなされていること。</p>	○	○	○
<p><適切な是正処置の確認></p> <p>発見された不適合の再発及び類似事象の発生を防止するため、原子力の安全に与える重要度の高いものに焦点を当て、適切な是正処置を明確にして処置されていること。また、これらの是正処置は、類似事象も含めて再発を防止するものであること。</p>	△	△	○
<p><根本的な原因分析 (RCA : Root Cause Analysis) ></p> <p>根本的な原因が何であったのかが特定され、品質を大きく損なう事象に対する是正処置が文書化され、適切なマネジメントレベルまで報告がなされ、改善活動が行われていること。</p>	△	△	○
<p><暫定的な是正処置や補完的な処置></p> <p>恒久的な是正処置の実施に時間を要する場合、是正処置の期限の延長に問題がないことの確認を含め、当該措置が行われるまでの間、暫定的な是正処置や補完的な処置 (例えば、火災報知器が故障した場合、見回りの頻度を増やす等) が、問題の最小化及びその影響の緩和のために特定され、実施されていること。</p>	△	△	○
<p><トレンド評価・分析></p> <p>潜在的に原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるパフォーマンス (人的な安全文化の弱点や強化すべき分野又は機器の劣化兆候等) に係る負のトレンドが特定されていること。</p>		○	○

検査で考慮する項目	日常	半期	年次
<p><未然防止処置></p> <p>自らの組織のCAP情報とは別に、国内外の他施設で発生した問題や運転経験の情報等が伝達され、当該問題に対して適切な対応がとられていること。</p>	○	○	○
<p><マネジメントレビュー及び内部監査等の自己評価結果></p> <p>マネジメントレビュー及び内部監査(外部監査含む)等が問題の特定に際し、自己評価の観点から有効なものであること。また、その問題に対して重要度に見合った評価及び処置がなされていること。</p>			○
<p><検査官の指摘事項への対応></p> <p>検査官が指摘した事項に対して、指摘される前に当該問題を特定できた機会を見逃していなかったか、問題の解決に向けた試みが十分であったかについて評価されていること。</p>			○

日常－日常観察

半期－半期検査(半年毎の傾向分析)

年次－年次検査(毎年の選定した問題に関する分析及び評価)

○－各検査において考慮する項目

△－年次検査でのフォローアップが可能な項目

6. 四半期報告書への反映

本検査では、日常観察、半期検査及び年次検査における観察事項とその評価を四半期報告書に記載することとし、他の基本検査結果の記載とは異なる。

(1) 日常観察

プラント状態の巡視に加え、本検査ガイド 4.1(1)及び 5.1(1)に基づき実施された日常観察により指摘事項が確認された場合、その対象となる分野の検査ガイドに従い検査を行い、その検査結果を記載すること。

ただし、確認された指摘事項に応じた適切な検査ガイドが無い場合には、本検査ガイドを用いて四半期の検査報告書に記載すること。

(2) 半期検査

検査官が抽出・評価した事項が、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に記載する安全性に有意な影響を与える可能性がある場合、検査を行い、その結果を半期に 1 回、該当する四半期の検査報告書に記載すること。

(3) 年次検査

PI&R 活動の実効性の評価は、年次チーム検査期間中のみ行う。検査官は検査結果を簡潔に考察し、以下の項目等を参考にして該当する四半期の検査報告書に記載すること。その際、5.4「表 1 検査で考慮する項目」に関連したパフォーマンスの弱点が見つかった場合、当該事実情報を含めて記載すること。また、検査の対象とした資料について検査報告書の中に記載すること。

a. CAP 活動の実効性

(a) 問題の特定

問題の特定における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。

(b) 問題の優先順位付け及び評価

問題の優先順位付け及び評価における事業者の活動の実効性に関する観察結果を記載する。

- ① 評価及び技術の適切性（必要な場合は根本的な原因を含む）
- ② オペラビリティ及び事故・故障等の報告に関する適切な対応
- ③ 問題解決のための優先順位付け又リスクの適切な評価

(c) 是正処置

事業者が行う効果的な是正処置の策定及び実施に関する評価を行う。品質に悪影響を与える重大な事象については、再発防止のためにとられ

た是正処置に関連する観察事項について記載する。

b. 他施設における運転経験及び知見の活用

事業者が他施設の運転経験等の知見について、自らの組織で起こり得る問題の影響に照らして適切な未然防止処置を明確にして、対策が取られていることを確認し、その実施状況を記載する。

c. マネジメントレビュー等の自己評価及び内部監査

事業者が実施した是正処置、保安活動の自己評価及び内部監査により、パフォーマンスが適切に評価されており、改善が必要な分野が特定され、改善のための活動が実施されていることを確認し、その実施状況について記載する。

d. 安全文化の育成と維持に関する活動

事業者の活動計画及び活動評価(マネジメントレビューの安全文化に関する事項、RCAを実施していれば、その結果から安全文化に係る事項を含む)について確認し、付属書1「安全文化の育成と維持に関するガイド」に基づき、以下の項目に関する評価を報告書に記載する。

(a) 安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について

① 取組が行われていない。

例:経営責任者の関与がない。

:具体的な活動計画が策定されていない。

:活動計画は策定されているが、評価指標が設定されていない。

:是正処置が行われておらず、不適合が再発している。

② 取組は行われているが、改善が見られない。

例:経営責任者の関与が不十分である。

:取組が一部の部署や特定の個人に留まっている。

:評価指標の測定値に改善が見られない。

:是正処置の内容が不十分なため、不適合が再発している。

③ 計画に基づいた取組が行われ、改善傾向が見られる。

例:経営責任者の関与が認められる。

:活動計画通りに発電所全体として取組が実施されている。

:評価指標の測定値に改善傾向がみられる。

:是正処置が適切かつ確実に行われ、不適合の再発が無い。

④ 継続的な改善が行われている。

例:経営責任者の積極的な関与が認められる。

:発電所全体に共通する要因や問題点に関する知見が集積されている。

:継続的な改善のための取組みや評価指標の見直しが自発的に行われている。

(b) 安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

① 複数の安全文化属性について明らかな弱点や強化すべき分野が見られる。

② 特定の安全文化属性について弱点や強化すべき分野が見られる。

③ 傾向を把握するために継続的な監視が必要。

④ 改善傾向が見られるが、継続的な監視が必要。

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表2 検査要件まとめ表

本検査は発電所を対象にサンプルを選定する。

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	30	日常
03	年次検査	毎年	—	205	チーム

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	30	日常
03	年次検査	毎年	—	205	チーム

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (高出力)	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査 (高出力)	半期毎	—	15	日常
03	年次検査 (高出力)	必要に応じて	—	—	チーム
04	日常観察 (中出力)	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
05	半期検査 (中出力)	半期毎	—	5	日常
06	年次検査 (中出力)	必要に応じて	—	—	チーム
07	日常観察 (低出力 (臨界実験 装置含 む。))	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常

08	半期検査 (低出力 (臨界実験 装置含 む。))	半期毎	—	5	日常
09	年次検査 (低出力 (臨界実験 装置含 む。))	必要に 応じて	—	—	チーム

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	30	日常
03	年次検査	毎年	—	205	チーム

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察 (MOX加工)	毎日	—	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
02	半期検査 (MOX加工)	半期毎	—	30	日常
03	年次検査 (MOX加工)	毎年	—	205	チーム
04	日常観察 (ウラン加 工)	毎日	—	0.5 (各基本検査の10~15%)	日常
05	半期検査 (ウラン加 工)	半期毎	—	30	日常
06	年次検査 (ウラン加 工)	必要に 応じて	—	—	チーム

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	—	—	チーム

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	—	—	チーム

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	—	—	チーム

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	日常観察	毎日	—	0.5 (各基本検査の10～15%)	日常
02	半期検査	半期毎	—	5	日常
03	年次検査	必要に応じて	—	—	チーム

※本検査は、他の基本検査のような特定の設備や対象に対してサンプル、検査を実施するものではないため、一律的なサンプル数は設定していない。

付属書1 安全文化の育成と維持に関するガイド

1. 背景及び目的

安全文化は、IAEAによるチェルノブイリ事故報告書(INSAG-1)で言及されて以来、国際的に注目されており、IAEA、OECD/NEA等の国際機関において、安全文化について規制対象とすることやその評価方法について長年議論されている。米国では、事業者の安全文化の育成及び維持に関する取組みについて、デービスベッセ事故の教訓として2006年より安全規制の対象として検査を行っている。

また、2016年に制定されたIAEA Safety Standard GSR Part2「Leadership and Management for Safety」(以下「GSR Part2」という。)は、福島第一原子力発電所事故の教訓の反映として、安全文化をマネジメントシステムの枠組みに取り入れている。

我が国では、GSR Part2の要求事項を取り入れた品質管理基準規則において、事業者に対して安全文化の育成及び維持に関する要求事項を規定しており、検査官は、安全文化の育成と維持に係る要求事項について実施状況を確認するため、本ガイド及び「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」を活用することができる。

2. 検査要件

2.1 検査対象

事業者の保安活動全般を検査対象とする。その際、事業者のCAP活動から得られる情報や検査官の巡視、検査等で確認された気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象を対象とする。

2.2 検査頻度

本検査は、BQ1010「品質マネジメントシステムの運用(PI&R)検査ガイド」の一環として、事業者の安全文化の側面に特化して確認するためのものであり、同検査ガイドにおける日常観察、半期検査及び年次検査に対応して行うものとする。

3. 検査手順

3.1 情報収集

以下の方法により、事業者の安全文化の育成及び維持活動の状況を把握すること。

(1) 経営責任者が制定する安全文化の方針の確認

経営責任者が制定する安全文化の方針を確認すること。この方針は、それ単独で制定される場合もあるが、品質方針に含めて制定されている場合もある。

(2) 安全文化の育成及び維持に関する活動計画の確認

事業者は、基本的に年度毎に活動計画を作成し、その計画に基づいて年間を通じて活動を行うため、活動計画の内容を確認すること。特に、昨年度の事業者評価や検査官からの気づき等改善すべき事項が今年度の活動計画に含まれていることを確認すること。

また、事業者は活動計画において、弱点や強化すべき分野を間接的に評価する指標を独自に定めている場合は、その内容についても確認すること。

(3) 安全文化の育成及び維持に関する活動の実施状況の確認

活動計画どおりに安全文化の育成及び維持がなされていることを現場巡視に加え、事業者の会議体への陪席、事業者の自己評価の確認、関係者へのインタビュー等により確認すること。

(4) CAP活動のうち安全文化に関わる案件の実施状況の確認

事業者のCAP活動のうち安全文化に関わるものと判断される案件があれば、その内容及び実施状況について確認すること。

3.2 検査の実施

(1) 日常観察

日々の事業者のCAP活動の情報及び検査官の巡視、検査等で確認された不適合等を含む気づき事項等から安全文化の弱点や強化すべき分野と考えられる事象等が見つかれば、別紙1「安全文化の特性」に基づき、どの特性に属するか分類すること。

(2) 半期検査

日常観察で確認された安全文化の弱点や強化すべき分野が複数認められる場合には、日常観察で分類した安全文化の特性に基づき傾向を分析し、分析結果を年次検査の参考情報として活用する。

(3) 年次検査

半期検査での弱点や強化すべき分野の傾向分析も参考にしつつ、以下の安全文化の育成と維持に関する活動及び安全文化の弱点や強化すべき分野に関する全般的な項目(RCAを含む)について確認し、評価すること。その際、検査官の評価と事業者の評価結果について差が生じた場合には、事業者に確認すること。

- a. 活動計画の実施状況
- b. 自己評価等の内容(RCAを含む)
- c. 安全文化の弱点や強化すべき分野の指標の測定結果
- d. 関係者(管理責任者から協力会社社員まで)へのインタビュー又は現場巡

視による安全文化活動の浸透状況

- e. 半期検査の傾向分析及び上記(a)～(d)の評価結果に基づく安全文化の育成及び維持の活動として取組みの強化が必要と考える項目の抽出
- f. 事業者の自己評価又はマネジメントレビューのインプット・アウトプットから抽出された弱点、課題と検査官が把握、分析した安全文化の弱点や強化すべき分野との比較

4. 検査手引

4.1 安全文化の弱点や強化すべき分野を評価

安全文化の弱点や強化すべき分野を評価するにあたり、別紙1「安全文化の特性」を参照すること。また、検査官が弱点や強化すべき分野と考えられる事象を確認したときは、この別紙1に基づいて特性を判断、決定する。

4.2 事業者の安全文化の育成と維持に関する活動の視点

検査官は、事業者の安全文化の育成と維持に関する総合的な評価と安全文化の弱点や強化すべき分野に関する評価について下記の例を参考にして判断する。

(1) 安全文化育成と維持に関する活動に係る取組状況について

- a. 取組が行われていない。
 - 例:経営責任者の関与がない。
 - :具体的な活動計画が策定されていない。
 - :活動計画は策定されているが、評価指標が設定されていない。
 - :是正処置が行われておらず、不適合が再発している。
- b. 取組は行われているが、改善が見られない。
 - 例:経営責任者の関与が不十分である。
 - :取組が一部の部署や特定の個人に留まっている。
 - :評価指標の測定値に改善が見られない。
 - :是正処置の内容が不十分のため、不適合が再発している。
- c. 計画に基づいた取組が行われ、改善傾向が見られる。
 - 例:経営責任者の関与が認められる。
 - :活動計画通りに発電所全体として取組が実施されている。
 - :評価指標の測定値に改善傾向がみられる。
 - :是正処置が適切かつ確実に行われ、不適合の再発が無い。
- d. 継続的な改善が行われている。
 - 例:経営責任者の積極的な関与が認められる。

:発電所全体に共通する要因や問題点に関する知見が集積されている。

:継続的な改善のための取組みや評価指標の見直しが自発的に行われている。

(2) 安全文化の弱点や強化すべき分野に係る評価の視点

- a. 複数の安全文化属性について明らかな弱点や強化すべき分野が見られる。
- b. 特定の安全文化属性について弱点や強化すべき分野が見られる。
- c. 傾向を把握するために継続的な監視が必要。
- d. 改善傾向が見られるが、継続的な監視が必要。

別紙1 安全文化の特性

安全文化10特性	安全文化43属性	関連性が考えられる視点の番号
安全に関する責任 (Personal Accountability : PA)	PA.1 業務の理解と遵守 職員は、基準、プロセス、手順書及び作業指示の重要性について理解している。また、安全の確保に関して主体的に取り組むことの必要性を認識している。	視点2-1①
	PA.2 当事者意識 職員は、原子力安全を支える活動や作業において「安全に関する責任」を持って業務を遂行している。	視点2-1③
	PA.3 協働 職員及び作業集団は、安全を確実に維持するため、組織内及び横断して相互に連絡し活動を調整することで、お互いに目標を達成することを助け合っている。	視点2-1①
常に問いかける姿勢 (Questioning Attitude : QA)	QA.1 リスクの認識 職員は、原子力と放射線の技術に関連した固有のリスクを理解している。また、原子力施設の技術は複雑であり不測の事態で機能喪失し、安全に重要な結果をもたらす可能性があることを理解している。	視点2-1①
	QA.2 自己満足の回避 職員は、過去に成功体験がある場合でも、不測の事態の問題、過誤、潜在する問題、固有リスクの可能性を認識し、それに対応した計画の立案を行っている。	視点2-1⑤
	QA.3 不明確なものへの問題視 職員は、不確実な状況に直面した時には立ち止まり、助言を求めている。	視点2-1⑤
	QA.4 想定疑問視 職員は、何かが正しくないと感じた時、想定が正しかったか疑い、別の見方を提示している。	視点1-2-4 視点2-1⑤
コミュニケーション (Communication : CO)	CO.1 情報の自由な流れ 職員は、組織の上、下の双方に対して、また組織を横断して率直にコミュニケーションを取っている。	視点2-1②
	CO.2 透明性 監督、監査、規制機関、地元住民や国民とのコミュニケーションは適切であり、専門性があり、正確である。	視点1-2-3 視点2-1②
	CO.3 決定の根拠 ・管理者は、安全に影響を及ぼす可能性のある意思決定を行う際に、誤った意思決定にならないように、関係する職員に確認を取っている。 ・管理者は、決定に至った根拠を適切な職員と速やかに認識の共有を図っている。	視点1-2-3 視点3-3
	CO.4 期待 管理者は、安全の確保が組織の優先事項とされる期待を頻繁に職員に伝え、職員の意識の強化を図っている。	視点2-1②
	CO.5 職場のコミュニケーション ・作業を遂行する上で、安全についてのコミュニケーションが常にとられている。 ・職員は安全に、かつ、効率的に作業を遂行する上で必要な情報を持っている。	視点2-1②⑦
リーダーシップ (Leadership : LA)	LA.1 安全に関する戦略的関与 管理者は、安全の確保が組織の優先事項となるような優先順位を確立し、促進している。	視点1-1-1 視点1-1-2 視点1-2-2
	LA.2 管理者の判断と行動	視点1-1-3

	<ul style="list-style-type: none"> ・管理者は、所掌業務範囲における安全文化のあるべき姿について、部下に理解させるために自らの判断及び行動を実践している。 ・管理者は、安全に係る業務における「安全に関する責任」について、全ての職員に認識させるために、自らの判断及び行動を実践している。 	視点1-2-1
	LA.3 職員による参画 管理者は、職員が方針に基づいた活動や目標達成のための活動に参加するよう、職員の日常業務に対する意欲や姿勢の向上、モチベーションの高揚、労務環境の適正化等に取り組んでいる。また、職員に対して目標達成や改善活動等への関与を求めている。	視点1-1-2 視点1-2-2 視点1-2-4 視点1-2-5 視点2-1
	LA.4 資源 管理者は、安全に関する方針や目標を達成する上で必要になる、装置、手順、その他の資源が確実に利用できるようにしている。	視点1-1-2 視点1-2-2 視点1-2-4 視点1-2-5
	LA.5 現場への影響力 管理者は、作業や施設の状況等を頻繁に視察している。職員に積極的に質問するなどコミュニケーションを取り、指導している。また、基準からの逸脱や職員の懸念について改善するなどの活動に、主体的に関与している。	視点1-2-2 視点1-2-5
	LA.6 報奨と処罰 管理者は、職員の態度や行いに対して報奨・処罰することを通して、職員の安全への意識を高めている。	視点1-1-2 視点1-2-2 視点1-2-4 視点1-2-5
	LA.7 変更管理 管理者は、設備や運用に変更がある場合には、変更後も安全が維持または向上されるように努めている。変更による安全への影響についても評価している。	視点1-1-2 視点1-1-4 視点1-2-2 視点1-2-3 視点1-2-5 視点2-1 視点3-3
	LA.8 権限、役割、及び責任 経営責任者は、安全に係る業務における各職員の権限、役割、責任について明確に定めている。	視点1-1-3
意思決定 (Decision making : DM)	DM.1 体系的な取組 職員は、意思決定において一貫して体系的なアプローチを使用しており、それにはリスクの視点も含まれている。	視点2-1④
	DM.2 安全を考慮した判断 職員は、単純な作業に対しても慎重な選択を実施している。作業は、安全でないことが判明するまで継続するのではなく、作業開始前に安全であると判断している。	視点2-1④
	DM.3 決定における明確な責任 意思決定における権限と責任が明確に定められている。	視点1-1-4
	DM.4 予期しない状況への準備 慎重な意思決定が常に行われている。適用される手順書や計画がない予期しない状況に対応できる能力を身につける訓練を行っている。	視点2-1④
尊重しあう職場環境 (Respectful Work Environment : WE)	WE.1 職員への尊重 全ての職員は尊厳、尊敬を持って扱われ、組織への貢献が認められる。	視点2-1②
	WE.2 意見の尊重 職員は質問すること、懸念を声に出すこと、そして提案することが奨励される。異なる意見は求められ尊重される。	視点2-1②
	WE.3 信頼の育成	視点2-1②

	信頼は、組織を通して職員及び作業集団間で育成され維持されている。	
	WE.4 衝突の解決 職員間における意見等の衝突は、公正で透明性ある方法を使用して速やかに解決されている。	視点2-1②
	WE.5 施設を大事にする意識 整理・整頓が継続的に行われ、施設は生産的な作業環境になっている。	視点2-1②
継続的学習 (Continuous Learning : CL)	CL.1 自己評価・独立評価 ・組織は、自らの規定通り、活動に対して自己評価や独立評価を実施している。 ・安全文化は定期的に評価され、結果は全ての職員に共有され、安全文化のあるべき姿の見直しや健全な安全文化の育成と維持に活用されている。	視点3-1①② 視点3-3
	CL.2 経験からの学習 ・組織内における安全を向上させる提案や、安全に影響を及ぼすおそれのある問題の報告から得られた教訓を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。 ・自社及び国内外の事故から得られた経験を蓄積し、学習し、改善活動に反映させている。	視点2-1⑤
	CL.3 訓練 組織は、知識・技術などを継続的に向上させるため効果的な訓練を行い、職員の能力の開発を行っている。また、知識の伝承を図っている。	視点2-1 視点2-1⑤ 視点3-1①② 視点3-2 視点4-1
	CL.4 リーダーシップの開発 組織は有能なリーダーを訓練等を通して育成している。	視点2-1⑤
	CL.5 ベンチマーキング 組織は、知識・技術等を継続的に向上させるために、他の産業を含めた他の組織の実践から学んでいる。	視点1-2-4 視点2-1⑤
問題の把握と解決 (Problem Identification and Resolution : PI)	PI.1 特定 組織は、軽微なものを含め問題を収集するための方法を確立している。また、適時問題を特定している。問題を報告することが奨励され、評価されている。	視点2-1⑥
	PI.2 評価 ・報告された安全に影響を及ぼすおそれのある問題について、それぞれの問題の内容に応じて適切な時間内で評価されている。 ・安全の重要性に対して確実に対処できるよう問題を評価している。	視点2-1⑥
	PI.3 解決 ・組織は、特性された問題について適切な時期に是正処置を講じている。問題に十分に対応されたことを確認するために、是正処置の有効性が評価されている。 ・解決された問題については、関係する職員に結果が共有されている。また、重要な教訓については周知されている。	視点2-1⑥
	PI.4 傾向 組織は、是正処置プロセスやその他の評価において得られた情報などを定期的に分析し、共通原因やその傾向等々を評価している。	視点2-1⑥
作業プロセス (Work Processes : WP)	WP.1 作業管理 組織は、原子力安全が最優先となるような作業活動の計画、管理、実施のプロセスを実行している。	視点2-1 視点3-1
	WP.2 安全裕度 組織は、安全裕度内で機器の保守等の作業プロセスを運用	視点2-1①

	し維持している。	
	WP.3 文書化 組織は、完全で正確で最新の文書を作成し維持している。	視点 2-1
問題提起できる環境 (Environment for Raising Concerns : RC)	RC.1 問題提起できる制度 組織にとって望ましくないと思われるような人・組織に関する問題についても忌憚なく提起・報告できるような制度を運用している。また、安全に関する懸念を提起するという職員の権利と責任を支援するような環境を整えている。	視点 1-2-4 視点 2-1 ⑥
	RC.2 問題提起の代替手段 職員が安全に関する問題を直属の部門管理者の影響から独立したプロセスで提起することができる手段が確定されている。	視点 1-2-4 視点 2-1 ⑥

付属書2 業務遂行能力に関するガイド

1. 背景及び目的

原子力施設における運転管理、保守等の各種業務においては、それぞれ固有の専門的な知識、技能及び経験を有し、職務に応じた業務遂行能力を付与された要員が配置され、その力量が維持されていることが重要である。

また、業務を適切に遂行するためには、これら業務に従事する要員の能力に起因するトラブル又は業務を実施する組織とその活動に起因するトラブル等の不適合に対して、原因を分析し、適切な再発防止策を講じることが重要であり、その能力を維持することが必要である。

本ガイドは、検査官が事業者の要員(事業者の協力企業を含む。)の業務遂行能力に関し気付き事項があった場合に、必要な要員が適切な方法により業務遂行に必要な力量の付与、及び定められた職責を確実に遂行できる条件などを有しているかどうかについて確認するためのものである。

2. 検査要件

2.1 検査対象

他の検査ガイドに基づいて行った個別業務に対する検査において検出された気付き事項、指摘事項又は不適合のうち、要員の力量不足等ヒューマンエラーに起因すると思われる不適合を対象として、本ガイドを活用して確認を行う。それらのうち、原子力施設の安全に影響を及ぼすと判断されるもの、類似の不適合事象が繰り返されているもの、組織的な要因により発生したものについては、原因分析の実施結果が是正処置等に反映されていることを確認する。

2.2 実施時期

他の検査において、本検査の対象となる事象が検出された場合、日常観察により当該事象を確認した後、検出された時期の翌四半期など適切な時期に年次検査を実施することができる。

その際、対象となる事象の不適合処理が検査を実施しようとする時期までに完了していない場合には、是正処置が完了した時点、また、原因分析を実施する場合は、当該分析の計画書作成時や報告書完了時等のタイミングを捉えて随時実施するものとする。

これらの処置又は報告書のとりまとめに時間を要すると判断される場合には、いわずらに時期を待つことなく、随時実施するものとする。

また、当該不適合等の水平展開やフォローアップが必要なもの、有効性の評価が行われるものについては、別途不適合管理の実施状況として監視していくものとする。

3. 検査手順

3.1 検査の準備

検査対象となる業務、作業に係る次の資料について、事前に調査し確認する。

- (a) 業務に従事する要員に対する教育訓練に係る基準及び実施要領
- (b) 要員の力量管理表
- (c) 力量付与及び力量維持のために行った教育訓練の実施記録、教育資料
- (d) 対象業務(作業)の体制表、従業員等の保有資格に関する提出書類
- (e) 不適合管理、是正処置、予防処置の実施に係る基準及び実施要領
- (f) 不適合管理台帳、当該不適合に係る不適合報告書及び是正処置報告書等
- (g) 原因分析を行った場合は、当該原因分析の報告書等

3.2 検査の実施

(1) 要員の力量管理に係る規定類等の仕組に関する事項

- ①組織機能及びその責任を定めた規定類により、各業務に必要な力量が明確になっていることを確認する。その業務を実施する組織の構成員の各職責とその職責に応じた業務が割り当てられていることを確認する。
- ②組織構成員の職責に応じて求められる力量を設定し、その評価基準、記録管理等の要領が規定類に定められていることを確認する。
- ③業務毎に必要な教育カリキュラムが作成されていることを確認し、教育内容が要員に要求する職務に合致していることを確認する。

(2) 教育訓練の実施に関する事項

- ①実施されている教育内容が、要員に求められる力量に見合った内容であることを教育訓練実施記録、使用された教材等により確認する。
- ②教育訓練の結果、要員の力量が要求されるレベルに到達し、力量が認定されていることを教育・訓練の記録により確認する。
- ③力量を認定した後、それらが実際に有効であったことの確認をどのように行っているかを確認する。有効性の評価に係る記録が作成され、維持されていることを確認する。

(3) 再認定、要求される所要能力の変更を伴う場合に関する事項

- ①力量の再評価 業務を一時的又は長期間離れた後、当該業務に復帰する要員に対する力量の再評価に関する合理的な基準が定められ、その基準に基づき評価していることを確認する。
- ②力量の維持、再認定 力量を認定された要員がその力量を維持していること及び再認定の基準について確認する。定められた要領等がある場合は、その要領及び記録を確認する。
- ③一時的に新たな業務、又は作業に従事させようとする場合、既に認定されている力量により遂行できるものであるか否かについて判断し、要すれば新たな業務に

要求される知識、技能等を付与するための措置を講じていることを確認する。

- ④組織に新たな業務が追加又は変更され、追加教育等が必要な場合、力量評価基準の見直しや教育訓練の内容変更が検討され、規定類が適正に改定されていることを確認する。また、これにより要員の力量評価が適切に実施されていることを確認する。

(4) 実作業の管理状況

- ①特定の業務(作業等)に着目し、その業務を遂行するために編成されたグループに、当該業務を的確に実施するために必要な能力を有する要員が確保されていることを作業の体制表、作業者(公的資格者)名簿等により確認する。
- ②協力企業の従業員の力量については、調達元が調達先に対する要求事項の中で明確にしていることを仕様書及び関連記録により確認する。
- ③可能な場合、実際に実施されている任意の作業に立会し、現に実施されている体制と承認され現場に掲示されている体制に齟齬がないことを確認する。

(5) 人的要因、組織的要因に係る原因分析が行われている場合に関する事項

- ① 要員の力量不足等が原因と推定される不適合に対して、原因分析を実施している場合、「原因分析に関するガイド」の視点を参照して確認する。
- ② 原因分析の結果とられた対策、是正処置について、安全上重要な「人的要因」に対応したものであり、適切なものであることを確認する。
- ③ 人的資源の充当に係る人事、教育・訓練及び資機材、並びにそれらに係る予算措置等、本店を含むマネジメント層が関与すべき責任において、何らかの改善が必要な場合、所要の措置が図られていることを確認する。
- また、それらの課題に係る処置の実績があれば、それらの仕組みが適切に機能していることを記録により確認する。

4. 検査の手引

(1) 要員の力量管理に係る視点

① トップマネジメントの関与及び資源の確保

必要な資源が適切に提供されていることの確認は、人的資源の配分においてトップマネジメントが現状を的確に把握し、必要な人員、教育・訓練等に必要な予算等の配分を計画し、問題点があれば必要な対策を講じることができる仕組みを規定類により確認する。

また、個別具体的な案件については、それらが規定類に定める手続きに従って適切に運用されていること、また、必要に応じてマネジメントレビューにおけるインプットデータ等の活動記録から評価する。

② 組織機能と要員の業務上の職責

要員の組織内における職位と適用業務の関連性において、要求される力量がその責任に見合う適切なレベルであること、組織及びその構成員によるチームとして

の職務遂行能力を担保していることに留意する。

③ 要員に要求される力量と到達(認定)基準

要員に要求される力量は、要員の職位に応じたものであり、遂行する職務の難易度と責任の度合に合致し又は矛盾のないものであること、要求及び評価レベルの設定は、力量が認定された後の要員の経験と能力の向上に応じ、上位の職位・職務に対する到達目標を明示する継続性をもったものであることが望ましい。

④ 教育訓練及び評価の記録

要員の力量付与に際して実施した教育・訓練、保有する技能・資格及び経験について、適切な記録を維持していること。

要員の教育・訓練の有効性を評価するため、試験又は日常的な試問を行うなど具体的な措置を講じており、その評価を記録等により確認できることが望ましい。

⑤ 管理職の力量評価

管理職の力量評価については、事業者の人事考課による総合的な判断を経て発令されていることを考慮し、被評価者の当該職務に関連する主要な職務経歴等を聞き取り等により確認するとともに、評価者が被評価者をどのような視点で力量認定したか、評価者の力量をみる視点で評価の根拠等を確認する。

また、必要に応じ当該管理職に対してインタビュー等により、具体的な個別案件における判断プロセス等について聞き取りを行い、職務に要求される見識・指導力等が組織活動に適切に反映されていることを確認する。

⑥ 力量の継続的な維持

力量が認定された要員について、業務を遂行する上で必要な力量を維持していることを継続して確認するための具体的な方法について、規定類に定められている場合は、その仕組みを確認し、有効に機能していることを確認する。

評価は記録され、要求される力量の要件を満足していることが客観的に把握できるものでなければならない。管理職等(評価者)が観察により評価している場合は、必要に応じてインタビュー等により、具体的な評価要領(必ずしも規定されたものでなくともよい)を確認し、評価者の評価する力量に着目して判断するとともに、これらの評価が客観的な指標を伴って適切に記録されていることを確認する。

⑦ 業務の追加・変更に伴う見直し

新たな業務が加わるなど、当該業務に係る基準及び要領等が追加、変更された場合、それに伴う要員の力量に対する要求の見直しの必要性について、検討、評価していることを確認する。

また、追加、変更された業務に従事する前までに必要な教育訓練が追加実施されていることを記録により確認するとともに、変更があった業務を担当する要員にインタビューして、変更箇所の理解が適切であることを確認することも有用である。

⑧ チーム及びチームを構成する要員としての力量

チームにより業務を実施する場合、要員個々の力量に関する評価の視点に加え

、チームとしての業務遂行能力が妥当であり、要求を満足するものであることが必要である。

そのため、個々の要員に部分的又は個別的な力量不足がある場合は、力量の不足する要員を指導監督できる上位の力量を有する要員の管理下で業務が適切に遂行できる状態であることを確認し、チームとしての力量が適切に確保されていることを確認する。

⑨ 協力企業の従業員に対する力量の確認

協力企業の従業員の力量管理は、事業者の調達先に対する要求事項として、仕様書等で明確に示されていること、事業者は調達に伴い調達先から提出される要領書・作業手順書等の承認図書、工事記録等により、これらを確認していること、必要に応じて事業者が直接調達先の作業に立会い、監査その他の方法により力量を確認していることを確認する。

(2) 実作業等の観察における留意事項

必要に応じて、要員が行う具体的な作業手順の中から客観的な評価が可能なものを選定して観察し、作業の指導者及び要員の基本動作、作業における理解の度合をみて総合的に評価する。この場合、個別業務(作業)に係る検査ガイドがある場合はそれを活用し、当該検査の結果を参考にする。

また、観察による評価に際しては、作業手順書等の写しをあらかじめ準備し、それらが最新版であることを確認の上、次の点に留意する。

- a 業務実施前にチーム内において、責任の分担や手順内容の確認を実施していること、また、指揮者等は、要員の健康状態及び作業負荷の配分等を把握しており、確認していること
- b 定められた最新版の手順書に従って作業を実施していること、また、指導者等は必要に応じて、次の手順に移る前に要員に周知するなど手順を確かなものとすることに注意を払っていること
- c 不適切な用具、装備が見過ごされていないこと
- d 指揮命令系統が明確になっており、実作業で厳守されていること
- e 指示、復唱、復命等の基本的な動作が的確に実施され、指揮者等との意思疎通が適切に図られていること
- f 不確かさが検出されたとき、質問、応答等が的確に行われ、問題を解決するプロセスを確認して作業を進めていること
- g シフト等の交代要員が管理され、要員の疲労に対して適切に対応できていること
- h 指導者等が要員の動作を把握し、また、作業の中で要員の力量を適切に確認し評価していること
- i 注意力、集中力の低下、欠如がなく、作業の中断及び頻繁なやり直しが少ないこと

5. 参考図書

5.1 法令、基準等

- (1) 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則

5.2 技術資料等

- (1) 「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」
- (2) 「原因分析に関するガイド」
- (3) 原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2013)
- (4) JEAG4121原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC4111-2013)の適用指針

BQ0040 安全実績指標の検証 (案)

1. 監視領域

大分類 :「原子力施設安全」「放射線安全」

小分類 :「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(実用炉)

「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」(研開炉、試験炉、再処理、加工、貯蔵、管理、埋設、使用)

検査分野 :「横断」

2. 検査目的

原子力規制検査等に関する規則第5条及び原子力規制等実施要領に基づき、各監視領域の関連に関する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標(以下「安全実績指標」という。)及び指標の収集状況等を確認する。

なお、本指標は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条の規定に基づき原子力規制検査等に関する規則第5条により報告を徴収することとしている。

3. 検査要件

3.1 検査対象

評価の対象とする各安全実績指標(PI:Performance Indicator、以下「PI」という。)は、次のとおりとする。

- (1) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数
- (2) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外出力変動回数
- (3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数
- (4) 安全系の使用不能時間割合(%)
- (5) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱回数)
- (6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率(基準値を超えた割合)
- (7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度(基準値に対する割合)
- (8) 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合
- (9) 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)
- (10) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)
- (11) 放射性廃棄物の過剰放出件数
- (12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数
- (13) 事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数

※ 核燃料施設等は(11)から(13)のみを対象とする。

検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

検査は、表1の検査要件まとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

なお、検査は、前年度末までのデータが集計されPIデータとして提出された後の任意の時期に実施する。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

検査に際して、PIの評価に必要な事業者の規定類を事前に調査し確認するとともに、運転記録及び報告書等を入手し、又は閲覧する。

- (1) 事業者から提出されるPI
- (2) PI作成に係る要領書、手順書等
- (3) PIの基となる運転記録等及びそのデータ処理に関わる記録
- (4) 事故故障、運転上の制限に係る事象報告書等の資料

4.2 検査実施

PI及びPIに係る事業者活動等について、安全実績指標に関するガイド（GI0006）及びATENA 19-R01（Rev. 0） 原子力規制検査において活用する安全実績指標（PI）に関するガイドライン（原子力エネルギー協議会制定）に基づき、以下を確認する。

- (1) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数
事業者から報告されているスクラム回数とPIの比較。
- (2) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外出力変動回数
運転記録等から得られる事業者の記録等の適切性。
- (3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数
事業者が提出する事象報告書及び運転記録等。
- (4) 安全系の使用不能時間割合(%)
運転上の制限(LCO)逸脱時間の占める割合とPIの比較。
- (5) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱回数)
過影響緩和に係る設備等の安全機能の劣化数とPIの比較。
- (6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率(運転上の制限値を超えた割合)
対象ユニット毎の原子炉容器からの漏洩量とPIの比較。
- (7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度(基準値に対する割合)
よう素131濃度に関する対象ユニット毎の事業者の記録とPIの比較。
- (8) 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

- 要員参加割合の適切な算定。
- (9) 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)
訓練における各ホールドポイントでの時間と成立性確認訓練(シーケンス訓練)の実施報告書等の記録。
- (10) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)
対象設備の運転上の制限を逸脱した件数。
- (11) 放射性廃棄物の過剰放出件数
年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数の記録とPIの比較。
- (12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数
年度期間中に放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数とPIの比較。
- (13) 計画外放射線影響発生件数
年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量(5mSv)を超えた件数。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 検査の結果、報告されたPIデータと検証のために収集したデータに矛盾があり、データが信頼できないと判断した場合の処置
事業者のデータ収集又は解釈上の過誤による場合があるため、事業者に通知し確認を求める。また、事業者のCAP活動報告、不適合処置等を観察し検証状況を確認する。
- (2) PIの報告内容が誤りであった場合の処置
不適合処置の状況を観察し、事業者がPIデータの過誤を是正していること及びその是正処置の有効性を適切に評価していることを確認する。また、人的過誤によるものと認められる場合は、必要に応じて「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」により適切に不適合が処置されていることを確認する。
- (3) PIが閾値を超える場合等の処置
検査官は、検出された矛盾点について、PIが閾値を超え若しくはPIに対する信頼性を確認できないと判断した場合は、速やかにその旨を事業者及び本庁の関係者に通知する。
- (4) 事業者から適切なPIデータが得られない、若しくはPIデータに重大な矛盾がある場合の処置
実行可能と判断できる場合、検査官により直接PIデータを収集するとともに検査を追加し検証する。

5. 検査手引

5.1 検査を実施する上での手引き及び関連する留意事項

- (1) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数

過去4四半期中の7000時間臨界運転時間当たりの手動及び自動の計画外スクラムについて、関連法令に基づき事業者が提出する事象に関する報告書で報告されているスクラム回数とPIとして報告された回数を比較するとともに、臨界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。

(2) 7000時間臨界運転時間当たりの計画外出力変動回数

過去4四半期中の7000時間臨界運転時間当たりの全出力の5%を超える原子炉出力の計画外変化について、運転記録、その他の文書をレビューし、事業者が出力変更の回数を適切に把握、記録していることを確認するとともに、臨界運転時間数の正確性を対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。

(3) 追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数

過去4四半期中の臨界中における計画外のスクラムであり、かつ追加的な運転操作を要求する又は主給水が使用できない状態若しくは復旧できない状態を伴うもの(2本以上の制御棒未挿入、タービントリップ失敗等)について、事業者が提出する事象報告書及び運転記録をレビューし、PIの中で適切に報告されていることを対象ユニット毎に提出されたデータから1件をサンプリングし確認する。

(4) 安全系の使用不能時間割合(%)

過去12四半期間中に発生した安全系(炉心冷却機能、余熱除去機能、非常用交流電源系統等安全上重要な機器)の運転上の制限(LCO)逸脱時間が、過去12四半期間中の原子炉運転時間(必要待機時間)に占める割合について、運転記録その他の根拠資料に基づき、PIの数値が各安全系機器の運転時間、修復時間等をもとに正確に算出し報告されていることを対象ユニットの系統毎に1件をサンプリングにより確認する。

(5) 安全系の機能故障件数(運転上の制限逸脱回数)

過去4四半期間中に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器又は系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数について、対象ユニット毎に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第87条第9項に基づく報告の内容から、これらの報告故障の件数とPIの件数を比較し正確に算出し報告されていることを確認する。

(6) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に原子炉容器(RCS)からの漏洩量の日々の漏えい測定値を事業者の記録とPIデータとを比較し、正しく報告されていることを確認する。

(7) 原子炉冷却材中のよう素131濃度(運転上の制限値を超えた割合)

過去4四半期間中に保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素131濃度に関する運転上の制限に対する割合について、対象ユニット毎に事業者の記録とPIデータとを比較し、基準値を超えた割合が正しく報告されていることを確認する。

(8) 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合について、正しく算定されていることを対象ユニット毎に訓練実施報告等の記録により確認する。

(9) 重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)

過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練における、各ホールドポイントで想定される時間を満足した件数割合を対象ユニット毎に成立性確認訓練(シーケンス訓練)の実施報告書等の記録により確認する。

(10) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

過去4四半期の保安規定に基づく重大事故等対処設備の運転上の制限を逸脱した件数が正しく報告されていることを確認する。

(11) 放射性廃棄物の過剰放出件数

年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値、放出管理の基準値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数について、対象ユニット毎に事業者の放射性廃棄物の放出記録、事象報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

(12) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が、法令で定めた線量限度を超えた件数について、事業者の記録、報告書等をもとにPIデータと比較し、正しく報告されていることを確認する。

100mSv/5年は平成13年度を始期とする5年間とする。(法令に定める「線量限度」未満の場合は「なし」とする)

(13) 計画外放射線影響発生件数

年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量(5mSv)を超えた件数を確認する。

5.2 その他の視点及び留意事項

対象プラントに初めて適用されるPIの検証は、報告された値を算定するために使用される全てのデータの正確性を検証することが望ましい。

PIデータの正確性を期するため、PIデータの収集を観察することが有用となる場合がある。また、可能であれば必要に応じて個別検査項目の検査データを活用する。

(1) 起因事象に係るPI

スクラムに対応する運転員及び保修士等の人的要因に係る安全実績の検査として行う事象追跡については、横断検査項目の検査ガイド「BQ0010 品質マネジメントシステムの運用」による。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、スクラムが適切なPIの下で報告されたことを検証する。

計画外の出力変化を伴う操作を行った場合とは、法令報告事象に限らず、5%を超える発電用原子炉の出力変化が生じたとき、若しくは発電用原子炉の出力変化が必

要となった場合等を対象とする。

(2) 安全系統機能故障に係るPI

サンプリング期間中にかなりの回数の停止を伴うトレイン・セグメントについては、全ての時間が正確に報告されることを検証する必要はないが、計画外に停止した場合、又は計画よりも停止を延長した場合などに着目し、正しく説明されていることの確認に努めるものとする。

監視している系統のトレイン・セグメントが、定量的な評価から低リスクであり、PI 全体に及ぼす大きな影響がなく、多くの非稼働時間を生じる可能性がある場合、報告された非稼働時間が合理的と思われる簡単なチェックを行うだけで十分である。

事象に係る報告書徴収後のレビューが終了するまでの期間中は、事象が適切なPIの下で報告されたかどうかを検証することを選択してもよい。

(3) 安全系の機能故障件数に係るPI

検証データを収集する場合、毎日のCAP 会議等のレビューにおいて特定された故障に関する資料を蓄積することが望ましい。また、特定された故障又は非稼働に係る情報等、プラントの状態その他の検査の事例に係る情報を蓄積することが推奨される。また、検査官は、他の関連する適切な検査ガイドを参考として利用することができる。

(4) 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、検査官の行う日常の巡視において、運転員の監視活動を観察する。

(5) 原子炉冷却材中のよう素131濃度に係るPI

事業者による適切なPIデータの収集を確実にするため、要すれば、検査ガイド「BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理」に従って原子炉冷却材のサンプリングを観察する。

(6) 重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合

割合を算出する分母となる要員数は、事業者が要員をより多く確保ために実際に教育訓練を実施している対象者になるため、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数より多くなる。

なお、保安規定に基づいて規定類で要求されている要員数との関係についても確認し、気付き事項があれば、重大事故等対応要員の能力維持(BE1060)検査ガイドに基づく確認を行う必要がある。

(7) 重大事故発生時の操作の成立性(想定時間を満足した割合)

裕度が最も少ないクリティカルな前後の作業工程間において、相互の関連性等これを拘束する条件が何であることを事業者が分析・把握し、裕度を適切に管理できていることを確認する。

なお、成立性確認訓練における想定時間を満足しなかった工程については、規定類に基づき再教育訓練等を行い、適切に是正処置がとられ評価されていることを重大事故等対応要員の訓練評価(BE1070)検査ガイドに基づき確認する必要がある。

(8) 重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)

運転上の制限を逸脱したものと判断した後、逸脱ではないことが明らかになり、取り消された場合は件数に含めない。

なお、重大事故等対処設備に対する気付き事項が有った場合は、緊急時対応の準備と保全(BE1050)検査ガイドに基づき確認する必要がある。

(9) 放射性廃棄物の過剰放出に係るPI

検査官は、施設内巡視において、潜在的に監視されない放出経路、プラント系統に接続されず、かつ潜在的な観察されない放出経路となる可能性及びこれらの経路からの放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物の漏えい事象に注意を払う必要性がある。また、これらのあらゆる問題点がCAPに入力されることを確実にし、PIデータの正確性を確保するように努める。

(10) 被ばく線量が線量限度を超えた件数

放射線管理区域の出口での記録を確認し、被ばく線量が線量限度を超えた記録があれば、それがCAPに入力されていること、PIにカウントされていることを確認する。

(11) 計画外放射線影響発生件数

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則などに定める、原子炉施設の故障その他不測の事態が発生した場合の実効線量5mSvの基準値を超えた件数をカウントしていることを確認する。

(12) カウントの集計

実用発電用原子炉施設のカウントの集計は、各ユニットに行う。核燃料施設等のカウントの集計は、規制体系の基礎となる事業等の許可・指定の単位に行う。ただし、試験炉においては原子炉を単位に行う。

6. 参考図書

6.1 法令、基準等

- (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
- (2) 原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則

6.2 技術資料等

- (1) BR0050 放射性気体・液体廃棄物の管理
- (2) BR0090 放射線モニタリング
- (3) BQ0010 品質マネジメントシステムの運用
- (4) GI0006 安全実績指標に関するガイド
- (5) JEAG4121原子力安全のためのマネジメントシステム規程(JEAC4111-2013)の適用指針
- (6) 原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン(原子力エネルギー協議会)

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1 検査要件まとめ表

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	25	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	25	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証 (高出力炉)	1年	1	15	日常
02	安全実績指標の検証 (中出力炉)	1年	1	5	日常
03	安全実績指標の検証 (低出力炉(臨界実験装置 含む。))	1年	1	5	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	25	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証 (MOX 加工)	1年	1	20	日常
02	安全実績指標の検証 (ウラン加工)	1年	1	15	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	5	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	5	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	5	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	安全実績指標の検証	1年	1	5	日常

BQ0050 事象発生時の初動対応（案）

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」「放射線安全」

小分類:「発生防止」「拡大防止・影響緩和」「閉じ込めの維持」「重大事故等対処及び大規模損壊対処」、「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「横断」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第43条の3の22第1項で規定している事項(保安のために講ずべき措置)について、事業者から発電用原子炉施設の運転上の制限を逸脱した等の報告を受けた場合や担当原子力施設にて法令報告等のトラブルが発生した場合、当該原子力施設に、同法第68条第1項の規定に基づき事業者の対応状況を確認する。

3. 確認要件

3.1 対象

発電用原子炉施設の運転上の制限の逸脱または設備等の故障やその他の不測の事態等の事象発生時における事業者の対応等について必要に応じて、以下を確認する。

- (1) 発生事象の概要、原子力安全への影響、推定原因、該当の保安規定条項 等
- (2) 事業者職員(以下「職員」という。)のパフォーマンス
- (3) 事業者の事象報告書等

なお、必要に応じて実施される特別検査の計画等に適切な情報を提供することも留意すること。検査目的に照らし検査が必要と判断される場合には、上記検査対象以外から選定してもよい。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

- (1) 本ガイドは、発生事象の重要度等に応じて必要な対応を行う場合の参考とする。
- (2) 検査は、表2の検査要件のまとめ表に示す検査体制、頻度、サンプル数及び時間を目安に行う。

4. 手順

4.1 実施内容

(1) 事象の確認等

発生事象の内容、原子力安全への影響、推定原因、該当する保安規定条項等、原

子力規制庁の対応に必要な情報の収集。

(2) 職員のパフォーマンス

事象発生時に対応する運転員等のパフォーマンス及び人的過誤が原因となって発生した事象における当時の職員等の活動や環境の確認。

(3) 事業者の事象報告等

事業者の事象報告の聞き取り又は報告書等の文書による確認。

4.2 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを検査する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が日常の巡視等で検知した本検査に関連する気づき事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

5.1 検査を実施する上での手引及び関連する留意事項

- (1) 原子力検査官(以下「検査官」という。)の初動対応
 - a. 検査官が自ら発見又は事業者からの報告等を受けた場合には、第1報をできるだけ早く本庁関係部署に連絡するとともに発生事象の内容、原子力安全への影響、推定原因、該当する保安規定条項等を確認し、本庁への情報提供を行う。
 - b. 事象発生現場の確認を行い、必要に応じて写真撮影等により検査官自ら記録を作成する。なお、事象の内容に応じて現場における火災防護や放射線防護の必要性をあらかじめ確認し、自らの安全確保に最大限の注意を払う。
 - c. 事業者が、緊急時措置レベルの手順書に従い事象を適切に分類し、必要な情報を原子力規制庁、関係自治体、本店等に適時に情報提供したことを確認する。
 - d. 原子力規制検査を行うため、パフォーマンス劣化や要因に関連する観察を継続的に実施する。
 - e. P&ID、ECWD等の設計図書、制御盤表示、運転ログ、コンピューター・データ、記録計のデータ及び職員へのインタビュー等の情報を元に、プラントの状態、機器、職員のパフォーマンス及びプラント管理についての情報を整理し、原子力規制庁の関係者による評価を支援する。
 - f. 事業者が開催する会議に陪席するなどして、事業者が事象の問題に適切に対応しているかどうかを確認する。

(2) 職員のパフォーマンス

ほとんどの場合において、これらの事象は前兆がなく発生するため、検査官は職員のパフォーマンスを直接観察することはなく、プラント状態が安定した後に、その出来事と職員の対応を確認する。

- a. 職員の過誤が原因の計画外の出来事については、プラント状態が安定した後、運転ログ、プラントのコンピューター・データ、記録計のデータ又はチャートを確認し、職員の対応が適切であったかどうかを確認する。
- b. あらゆる場合において、職員対応の評価を確認するため、運転ログ、コンピューター・データ、記録計、手順書及び関連する訓練を確認し、職員の対応が適切だったかどうかを判断する。

※ 附属書Aには、事象期間中に検査官が事業者に及ぼす影響を制限することについてのガイダンスが記載されている。

- c. 起動・停止中に過渡状況が発生した場合は、起動・停止計画、手順、ブリーフィング、緊急時計画のために使用した手順を確認し、起動・停止の間に職員がどのように行動したかを確認する。
- d. 事業者が適切に職員のパフォーマンスを評価したかどうかを確認する。

(3) 事業者の事象報告書等

- a. 事業者の評価が事象を正確に捉えているか、推定原因、人的要因等が検討されているかを確認し、検査官の意見、気付事項等を本庁関係部署に提供する。

5.2 検査を実施する際の注意事項

- a. 緊急時の対応となるため、職員や協力企業作業員等の活動を阻害する行為、特に聞き取り調査等には十分配慮する必要がある。基本的には、事態が収束した後に振り返って聞き取り確認をする方が望ましい。
- b. 本庁での評価、検討と平行して、検査官は事象の内容に応じた検査ガイドを選定し、施設管理、運転管理、防災・非常時対応、放射線管理、横断分野に関する規制検査を計画し実施する。なお、事象に応じて本庁の専門家を含めたチーム検査を計画しても良い。

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則
- (2) 設置変更許可申請書
- (3) 原子炉施設保安規定

7. 改訂履歴

改訂.	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1:関連する施行規則条項

原子力施設の種別	規則名	保安のために必要な措置に係る規則条項
実用発電用原子炉施設	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第87条
研究開発段階発電用原子炉施設	研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則	第82条第6号

附属書A

事象期間中の検査官による影響の制限

I. 制御室内及び現場での検査官の行動

検査官は、事象に対する原子力規制庁の対応を決定するのに必要なプラント状況の評価をするために、十分な検査を実施しなければならない。この評価の基盤を形成する活動には、独自の測定、情報精度の検証、制御盤のウォークダウン(信号表示機器、プロセス・パラメーター、操作器の位置、およびその他の計装の観察)、又は進行中の活動をしている職員のパフォーマンスの評価等が含まれる。

検査官には、事業者にできるだけ影響を及ぼさないように監視と評価を行うこと、同時に、検査官の評価が適時で正確であることを確実にすることが求められる。プラント事象期間中は、適時かつ独立した検査官の評価は重要である。ただし、職員との連携の度合いは、進行中の制御室の活動を考慮しなければならない。検査官は、必要な情報を取得することと、事業者の対応活動に立ち入らないこととのバランスをとる判断をしなければならない。適切なバランスには、事象の重要度、事象の複雑性、時間の制約、および連携可能な職員などさまざまな要因が関与する。

以下のガイダンスは、事象発生現場若しくは制御室内での検査官の行動に一貫性を持たせるためのものである。

このガイダンスは、異常事象がプラントで発生した状況で使用することを目的としている。検査官は、制御室内で状況を観察するための注意点、職員の作業を妨害しないといったガイダンスをあらゆる緊急時に適用しなければならない。このガイダンスは主に事象対応に関するものであるが、一部の項目は、正常時に制御室の内外で職員と検査官との連携に適用可能である。

- a. 事象の対応に当たっては、統括運転検査官が現場で活動する全ての検査官の責任者となる。
- b. 制御室内の検査官の人数は、当該期間の確認等を実施するのに必要な最低人数であるのがよい。
- c. 検査官は、制限されたエリア等への立ち入りに関する事業者が制定した管理方針を守らなければならないが、検査を行う上で制限エリアへの立ち入り許可を制御室の当直課長又は運転員に求める必要がある場合がある。このような立ち入りが拒否される場合、検査官は事業者の管理者等上位職者へ立ち入り許可を求めるとともに、安全規制管理官に状況を連絡するのがよい。

また、検査官は制限エリアを除き予告なく立ち入るということを事業者と認識共有しておくのがよい。

- d. 制御室内で進行中の活動を観察している間、検査官は運転員の邪魔にならない位置にいて、計測器または指示計器の視野を遮らないように配慮しつつ、制御室全体を見渡せる位置であるのがよい。制限された「立入制限」エリア外の許可された位置にいないなければならない。重要なパラメーターを検証するには、適切な安定した時間において、制限されたエリア内での短時間の立入許可を運転員に求める必要がある。
- e. 検査官は、運転員がある事象に対応中、又は、目の前にある自らの任務に注意を集中しなければならない場合に、その行為を中断させたり、質問をしたりしてはならない。また、検査官は、運転員同士の会話や運転員とその管理者との会話に口を挟んだり、会話を遮ったり、妨げたりしてはならない。
- f. 検査官が緊急に対処の必要なプラントの問題又は運転員の安全についての重大な問題又は質問を特定した場合、検査官は、進行中の運転員の措置を中断しない時間に、それを迅速かつ穏やかに事業者と協議するのがよい。この協議は、発電部門の管理者又は緊急時対応管理者と行うのがよい。ただし、運転員の措置によって職員又はプラントが危険にさらされる恐れがあると検査官が感じた場合は、運転員の活動を速やかに中断させる方が適切な場合がある。検査官は、緊急性のない質問についてはもっと適切な時間になるまで控えるのがよい。
- g. オフサイト組織と連絡をとる検査官は、通常は制御室の外でそれを行うのがよい。緊急時対策所 TSC (Technical Support Center) 内の原子力規制庁の電話、又は事業者の同意を得た制御室外のその他の電話により連絡は可能である。事業者が電話の使用に同意し、かつ通話が制御室の活動を妨害しないのであれば、制御室内から電話をかけることも許容される。
- h. 原子力規制庁には当局としての役割があるため、事業者は検査官の言葉を規制上の指示として解釈することがある。そのため事象対応期間中は検査官と事業者間のオープンで、明確かつ直接的な対話が特に重要である。

表 2 検査要件まとめ表

01 実用炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

02 研開炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

03 試験炉

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

04 再処理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

05 加工

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

06 貯蔵

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

07 管理

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

08 埋設

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

09 使用（政令該当）

ID	検査項目	検査頻度	サンプル数	合計時間[h]	検査体制
01	事象発生時の初動 対応	事象発生時	任意	任意	日常

BZ2010 非該当使用者等(案)

1. 監視領域

大分類:「原子力施設安全」「放射線安全」

小分類:「閉じ込めの維持」「公衆に対する放射線安全」「従業員に対する放射線安全」

検査分野:「施設管理」「運転管理」「放射線管理」「防災・非常時対応」

2. 検査目的

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「法」という。)第61条の2の2に基づき、法第52条第1項の許可を受けた者のうち法施行令(以下「令」という。)第41条各号に該当する核燃料物質を使用しない者(以下「非該当使用者」という。)に対して、法第61条の2の2第1項4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を確認する。法第57条の5第2項の認可を受けている事業者に対しては、法第61条の2の2第1項3号ハで規定されている事項(廃止措置計画)の実施状況を確認する。

また、法第57条の7第1項の規定に基づき核原料物質の使用の届出をした者(以下「核原料物質使用者」という。)に対して、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を確認する。

これらの確認対象とする非該当使用者の保安のために必要な措置(品質管理、管理区域への立入制限等、線量等に関する措置、放射性物質による汚染の状況等の測定、使用施設等の施設管理、非該当使用者の設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置、核燃料物質の使用、工場又は事業所内において行われる運搬、貯蔵施設における貯蔵並びに工場又は事業所内において行われる廃棄)については、関連する検査ガイドの適用も踏まえて確認する。

3. 検査要件

3.1 検査対象

核燃料物質又は核原料物質(以下「核燃料物質等」という。)の使用の場所に係る事務所又は工場若しくは事業所(以下「検査対象施設」という。)に立ち入り、次の項目について関係者へ質問及び帳簿、書類その他必要な物件を検査することにより行う。検査対象施設の選定に当たっては、核燃料物質等の使用及びこれまでの検査結果等の最新状況を勘案する。

3.2 検査体制、頻度及びサンプル数

(1) 検査の頻度

検査対象施設は、核燃料物質等の使用の方法やこれまでの検査結果を考慮しつつ、約10年に1回の頻度で実施することとし、年度ごとに計画を策定する。また、廃止措置

に関する事項については、廃止措置確認申請があった場合に計画を策定する。

(2) 所要時間

検査の所要時間については、1施設当たり3時間程度を目安とし、本庁及び原子力規制事務所の検査官が協力し、日常検査として実施する。廃止措置に関する事項については、1日程度を目安とし、チーム検査として実施する。

4. 検査手順

4.1 検査前準備

- (1) 法令に記載された核燃料物質等の使用に関する事項を確認する。確認事項の具体例としては、核燃料物質の使用許可申請書、核原料物質の使用の届出に係る文書等が挙げられる。また、これまでの検査対象施設の検査実績の内容を確認する。
- (2) 検査対象施設とした核燃料物質の使用等に係る施設管理の最新情報等を事前に入手しておく。

4.2 検査実施

(1) 検査項目

非該当使用者に対しては、法第61条の2の2第1項4号ロに規定されている事項(保安のために必要な措置)に係る実施状況を、核原料物質使用者に対しては、法第61条の2の2第1項第2号ロに規定されている事項(技術上の基準の遵守)に係る実施状況を重視して確認する。

別紙1「非該当使用者に係る項目」

別紙2「核原料物質使用者に係る項目」

別紙3「廃止措置計画に係る項目」

(2) 検査実施手順

a. 現場確認前の聴取

現場確認の前に、現状の施設の運用状況及び保安に関する事項(許可事項、規則に基づく要求事項(施設管理(設計想定事象含む)、直近の施設運転状況等)、検査対象施設の保安活動の状況等について事前に聴取を行う。

b. 現場確認

現場確認においては、主に検査対象施設の日常の保安活動により安全が確保されているか、及び法令要求、許可事項等に適合しているかという2つの観点で、以下の状況について現場を確認する。

(a)使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設並びに設備の整理・整頓状況

(b)管理区域の入退域に係る従事者等の行動等(特に、退域時における汚染検査、作業着及び防護具の着脱、汚染検査装置、除染器具等の配置等)

(c)フード、グローブボックス等周りの養生状態及び内部の状況(核燃料物質及び核燃料物質で汚染されたもの又は核原料物質及び核原料物質で汚染されたものを放置していないか、不適切な取扱いの痕跡がないか等)

c. 現場確認を踏まえた書類確認

現場確認後に、改めて検査対象施設の許可事項への適合性及び保安活動の状況を確認する。

(3) 検査実施手順

検査担当職員は、検査気付き事項が確認された場合、使用者等と事実関係について認識共有を行った上で、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、当該検査気付き事項が指摘事項あるいは軽微となるのかの判断を行い、使用者等へ通知する。

また、意図的な不正行為や原子力規制委員会の規制監視機能遂行に影響を与える行為を含む法令違反等が確認された場合は、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき、事案の深刻度の評価及び処置の検討を行う。

(4) 報告書への記載

検査担当職員は、法第61条の2の2第2項及び原子力規制検査等に関する規則第3条第1項に基づく検査の結果を取りまとめ、報告書を作成する。なお、検査気付き事項のうち指摘事項と判断したものについては、当該報告書にその内容を記載する。

4.3 問題点の特定と解決に関する確認

- (1) 本検査に関連する原子力安全に影響を及ぼす問題が特定された場合、不適合管理等において是正処置が適切に講じられていることを確認する。
- (2) 本検査に関連する不適合の履歴からサンプルを抽出し、当該不適合が適切な期間内に適切な是正処置が講じられ、問題点の特定と解決が行われていることを確認する。
- (3) 検査官が巡視等で確認した本検査に関連する気付き事項等が、不適合管理等において適切に処理されていることを確認する。

5. 検査手引

現場確認及び現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点を以下に示す。

(現場確認時の着眼点)

- (1) 管理区域への出入管理に関する管理状況を確認する。
 - a. 管理区域への入域前に注意事項の説明を受けたか。
 - b. 入退域手続きが適切か。
 - c. 管理区域への入域時に、防護装備(専用の作業衣、作業靴等)、個人線量計等の着用を求められたか。
 - d. 管理区域入口に注意事項等が掲示されているか。

- e. 放射線監視盤にて、排気モニタ、ダストモニタ等の記録が取られているか。
 - f. 管理区域からの退域時に、検査担当職員自身の汚染検査が実施されたか。
 - g. 管理区域からの退域時に、持ち込み物品(チェックシート、カメラ等)の汚染検査が実施されたか。
- (2) 施設の管理状況を確認する。
- a. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の設備等が許可申請書通りに施設されていること(無許可で設備等の改造、廃棄をしていないこと)、及び許可申請書に記載されていない設備等で核燃料物質等が使われていないか。
 - b. 施設及び機器の巡視及び点検は実施されているか(点検内容、頻度、記録等)。
- (3) 核燃料物質等の取扱い状況を確認する。
- a. 作業エリアは整理・整頓されているか(設備内に核燃料物質等が放置されていないか)。
 - b. 作業者が必要とされる装備をしているか。
 - c. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。
 - d. 部屋又は設備での制限値(核燃料物質の種類、取扱い可能量)に係る表示があり、その範囲内で取り扱われているか。
 - e. 保管廃棄施設で保管廃棄する前の廃棄物の管理状況(金属製容器への収納、分別等)。
- (4) 核燃料物質等の貯蔵状況を確認する。
- a. 貯蔵庫が適切に施錠管理されているか。
 - b. 貯蔵に係る注意事項が掲示されているか。
 - c. 貯蔵エリアは整理・整頓されているか(危険物等が近くにないこと)。
 - d. 作業者が必要とされる装備をしているか。
 - e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。
 - f. 部屋又は設備での取扱制限値(核燃料物質の種類、取扱可能量)に係る表示があり、その範囲内で管理されているか。
 - g. 核燃料物質等の持出及び返却を記録しているか。
- (5) 放射性廃棄物の管理状況を確認する。
- a. 保管廃棄施設が適切に施錠管理されているか。
 - b. 保管廃棄に係る注意事項が掲示されているか。
 - c. 作業エリアは整理・整頓されているか。
 - d. 作業者が必要とされる装備をしているか。
 - e. 始業前、作業中及び終業時の点検等の必要な点検を実施しているか。
 - f. 保管廃棄施設での管理は適正か(最大貯蔵可能容量に対する在庫量、今後の発生見込み等は把握しているか)。
 - g. ドラム缶等について規則で定められた記録があるか。
- (6) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。

- a. 管理区域境界は、壁、柵等の区画物により区画されているか。また、標識が設けられているか。
- b. 周辺監視区域は、人の居住を禁止しているか。また柵又は標識により業務上立ち入る者以外の立ち入りを制限しているか。

(現場確認を踏まえた書類確認時の着眼点)

- (1) 管理区域及び周辺監視区域の設定状況を確認する。
 - a. 許可申請書等の図面と現場で確認した設備を照合する。
 - b. 使用状況が、許可申請書等の目的に適合していることを、聴取及び帳簿や書類等の物件で確認する。
 - c. 基準に合致していることを確認する。
 - (a)閉じ込めの機能
 - (b)遮蔽
 - (c)火災等による損傷の防止
 - (d)立ち入りの防止
 - (e)自然現象による影響の考慮
 - (f)貯蔵施設
 - (g)廃棄施設
 - (h)汚染を検査するための設備
- (2) 規則で要求されている記録が、記録すべき頻度で記録され、定められた期間保存されていることについて、主に以下の事項を確認する。
 - a. 放射線管理記録
 - (a)放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度
 - (b)管理区域及び周辺監視区域境界における線量当量率
 - (c)放射線業務従事者の被ばく線量
 - (d)放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線作業の経歴及び原子力規制委員会が定める5年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの履歴
 - (e)工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路
 - b. 保安に係る教育記録
 - (a)保安に係る教育の実施計画
 - (b)保安に係る教育の実施日時及び項目
 - (c)保安に係る教育を受けた者の氏名
 - c. 品質管理規則に関する記録
 - (a)保安に係る計画、実施、評価及び改善に関する実績

6. 参考資料

6.1 法令、基準等

- (1) 使用許可申請書、届出等
- (2) 使用施設等に係る廃止措置計画申請書

6.2 技術資料等

7. 改訂履歴

改訂	改訂日	改訂の概要	備考
0	2020/04/01	施行	

表1:核燃料物質の使用等に関する規則の規定条項

第2条の11の3	品質マネジメントシステム
第2条の11の4	管理区域への立入制限等
第2条の11の5	線量等に関する措置
第2条の11の6	放射性物質による汚染の状況等の測定
第2条の11の7	使用施設等の施設管理
第2条の11の8	設計想定事象又は多量の放射性物質等を放出する事故に係る使用施設等の保全に関する措置
第2条の11の9	核燃料物質の使用
第2条の11の10	工場又は事業所において行われる運搬
第2条の11の11	貯蔵
第2条の11の12	工場又は事業所において行われる廃棄
第6条の7	廃止措置の終了の確認の基準

表2:核原料物質の使用に関する規則の規定条項

第2条	技術上の基準
-----	--------

非該当使用者に係る項目

以下に示す「法」とは、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をいい、「規則」とは、「核燃料物質の使用等に関する規則」をいう。

1. 核燃料物質使用の基準に従って講じる保安のための必要な措置の状況

- (1)品質マネジメントシステムに関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 3]
- (2)管理区域への立入制限等に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 4]
- (3)線量等に関する措置に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 5]
- (4)放射性物質による汚染の状況等の測定に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 6]
- (5)使用施設等の施設管理に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 7]
- (6)設計想定事象に係る使用施設等の保全に関する措置に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 8]
- (7)核燃料物質の使用に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 9]
- (8)工場又は事業所において行われる運搬に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 10]
- (9)貯蔵に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 11]
- (10)工場又は事業所において行われる廃棄に関すること
[法第 56 条の 3 第 1 項及び規則第 2 条の 11 の 12]

2. その他保安のために必要な事項

- (1)核燃料物質使用許可申請書等との整合
 - a. 予定使用期間及び年間予定使用量
 - b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等
- (2)核燃料物質使用に関する記録の管理状況
- (3)譲渡し及び譲受けの制限に関すること

核原料物質使用者に係る項目

以下に示す「法」とは、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」をいい、「原料使用規則」とは、「核原料物質の使用に関する規則」をいう。

1. 核原料物質使用に関する技術上の基準

[原料使用規則第 2 条]

(1)使用及び使用上の注意事項について

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 1 号及び第 2 号]

(2)管理区域、周辺監視区域への立入制限等に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 3 号及び第 4 号]

(3)線量等に関する措置に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 5 号、第 6 号、第 7 号]

(4)放射性物質による汚染の状況等の測定に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 8 号、第 9 号]

(5)換気設備、放射線測定器及び非常用設備の維持管理に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 2 条第 10 号]

(6)核原料物質の廃棄に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 11 号及び 11 の 2 号]

(7)核原料物質の運搬に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 12 号]

(8)核原料物質の貯蔵に関する事

[法第 57 条の 7 第 4 項及び原料使用規則第 13 号]

2. その他保安のために必要な事項

(1)核原料物質使用届等との整合

a. 予定使用期間及び年間予定使用量並びに核原料物質在庫報告

b. 使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の位置、構造及び設備 等

c. 核原料物質の譲渡及び譲受の状況

(2)核原料物質使用に関する記録の管理状況

廃止措置の終了の確認に係る項目

1. 核原料物質の使用等に関する規則

第六条の七 法第五十七条の五第三項において準用する法第十二条の六第八項の原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 一 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 二 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 三 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 四 第二条の十一第一項に規定する放射線管理記録の同条第五項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。

原子力規制検査における規制対応措置に関するガイド

(案)

(GI0004_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

－目次－

1. 目的.....	3
2. 適用範囲.....	4
3. 規制対応措置プロセス.....	4
3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング.....	4
3.2 事案の深刻度の評価.....	5
3.3 規制対応措置の立案.....	6
4. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認.....	7

1. 目的

本ガイドは、法令違反が特定された検査指摘事項等について、意図的な不正行為の有無、原子力安全への実影響の有無及び原子力規制委員会の規制活動への影響の有無を踏まえて、原子力規制庁において検査指摘事項等の深刻度を評価し、重要度及び深刻度を踏まえた規制対応措置（※1）を立案するための基本的な考え方及びプロセスを示したものである（図参照）。

規制対応措置は原子力規制委員会において決定されるものであり、原子力規制庁は本ガイドを適用して検査指摘事項等の深刻度の評価及び規制対応措置を立案することにより、この決定に資する。法令違反等の特定から規制対応措置の決定に至るまでのプロセスの明確化により、被規制者が法令遵守の重要性を認識し、違反に対する是正処置を迅速かつ適切に実施することが期待される。

- ※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（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第61条の2の2第1項の規定による原子力規制検査、原子力規制検査に関連して実施する法第67条の規定による報告徴収及び原子力規制検査に関連して実施する法第68条の規定による立入検査（以下「検査等」という。）の結果に基づき実施する法第61条の2の2第10項の規定を踏まえて実施する措置で、命令や原子力規制委員会として実施する行政指導を含む。

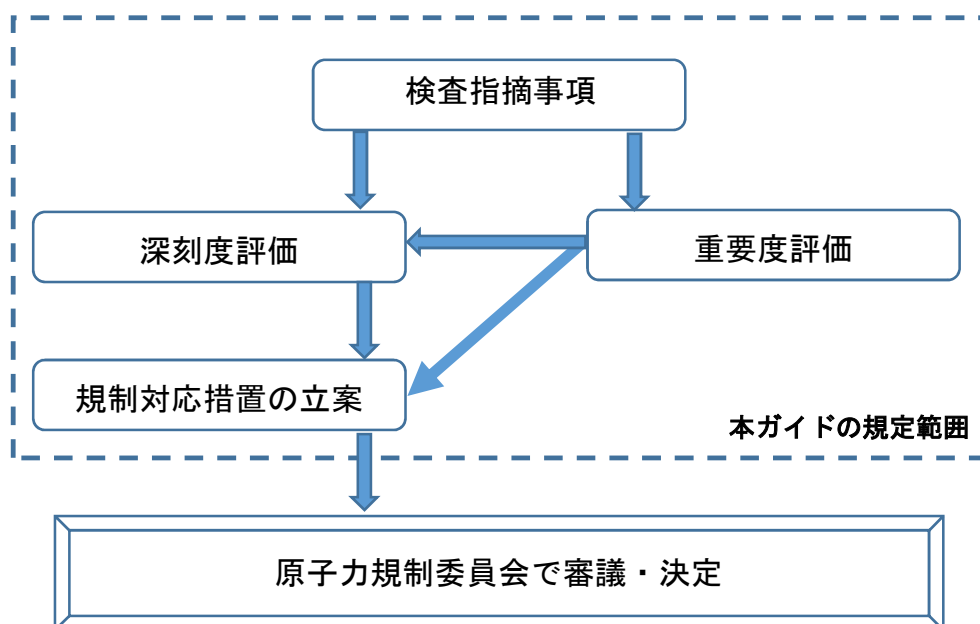


図. 規制対応措置の決定フロー

2. 適用範囲

本ガイドは、法第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等（※ 2）及び核原料物質を使用する者（※ 3）（以下「事業者」と総称する。）を対象とする。

※ 2 製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者（旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。）

※ 3 製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や核原料物質、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。以下「令」という。）第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者（令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。）が該当する。以下「核原料物質使用者」という。

3. 規制対応措置プロセス

規制対応措置の検討プロセスは、以下のステップで行う。

- ①事案に対する規制対応措置のスクリーニング
（規制対応措置の要否を検討すべき事案の特定）
- ②事案の深刻度の評価
- ③規制対応措置の立案、決定及び事業者への通知

3.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング

原子力規制検査において検査指摘事項等を抽出した場合、原子力検査官は、重要度評価と並行して、以下の①～④の視点で情報収集等を行い、これらの視点で問題の有無を確認する。当該事項に対する重要度評価の結果も踏まえて、①～④のいずれかの視点において問題が確認された場合には、原子力検査官は、その旨を原子力規制庁の担当部門に連絡し、当該部門において 3.2 の規制対応措置を立案する。

また、当該検査指摘事項等は事業者からの申告等を通じて、関連法令等における違反が特定された場合も同様に規制対応措置を講ずるものとする。

なお、検査指摘事項の重要度評価において、緑を超える結果となっているものについては、法令違反の可能性が高いことが予想される。

【規制対応措置のスクリーニング基準】

- ①法令違反があったか。
- ②原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼすものか。
- ③原子力安全に実質的な影響があったか。
- ④意図的な不正行為によるものか。

3.2 事案の深刻度の評価

3.1にて問題が確認された検査指摘事項等については、担当部門が検査評価室と協力して本ガイドに沿って深刻度の評価を行うが、必要に応じて重要度評価・規制対応措置会合（SERP）で評価することもできる。なお、特定された事案の多くはパフォーマンスの劣化を伴うものと考えられ、その場合には重要度評価に関するガイドに沿って重要度評価が行われることとなり、深刻度レベルの判断に当たっては、その重要度評価の結果を参考にする。

(1) 特定された事案の具体的な評価

検査指摘事項等の深刻度を評価する際には、以下の3つの視点により総合的に判定する。

a. 原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすものであったか

原子力規制検査における指摘事項及び法令等の違反により原子力安全又は核物質防護に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

b. 原子力規制委員会の規制活動に対する影響を与えたか

原子力規制検査の実施に必要な情報を提供しないこと、必要な設置等変更許可、工事計画認可等の申請を行わないこと、法令等に基づく報告や記録保存に重大な誤りがあること等により、原子力規制委員会の規制活動に影響を及ぼす結果となったか否かについて検討を行う。

c. 意図的な不正行為があったか

原子力規制委員会の監視活動は、許認可申請の内容や技術基準適合性の根拠等が率直かつ正確に情報提供されるという前提に基づいて行われるものであるため、情報の隠ぺい、記録の改ざん、虚偽報告など意図的な不正行為を含む法令違反に対しては、より強力な規制対応措置を講ずる必要がある。そのため、違反が意図的なものであったか否かについて検討を行う。

(2) 違反の深刻度レベル

規制対応措置のプロセスにおいては、原子力規制検査において特定された検査指摘事項等に対し、4段階の深刻度レベル Severity Level、略称：SL）によ

り評価を行う。ただし、パフォーマンスの劣化を伴う検査指摘事項等については、重要度評価に関するガイドに基づいた重要度評価により評価が行われ、その重要度評価の結果を参考に深刻度レベルを判断する。

なお、一般的には重要度評価の結果と深刻度レベルには相関性がある。具体的には、例えば実用発電用原子炉施設の場合、重要度「緑」の深刻度レベルはSLIVに相当すると考えられるが、重要度評価で考慮されない(1)b及びcの視点での評価により、深刻度レベルが変わることはあり得る。

- a. SL I は、原子力安全上又は核物質防護上重大な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。
- b. SL II は、原子力安全上又は核物質防護上重要な事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。
- c. SL III は、原子力安全上又は核物質防護上一定の影響を有する事態をもたらしたものの、又はそうした事態になり得たものに適用する。
- d. SLIV は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が限定的であるものの、又はそうした状況になり得たものに適用する。
- e. 軽微は、原子力安全上又は核物質防護上の影響が極めて限定的なもの、又はそうした状況になり得たものに適用する。

3.3 規制対応措置の立案

規制対応措置の程度については、深刻度レベルによるものとし、基本的には以下のとおりとする。

(1) 軽微

規制対応措置は不要であり、原子力規制検査の検査報告書にも記載しない。なお、当然ながら事業者により是正されなければならない。

(2) SLIV

以下の全てを満たしている SLIVについては、規制対応措置は不要とする。このため、原子力規制委員会への報告は四半期ごとの原子力規制検査の結果報告の際に併せて行う。

- a. 既に、再発防止のため改善措置活動（CAP）など適切な是正が行われている。
- b. 当該検査指摘事項等が特定された後で速やかに法令要求等を満足する状態に回復している又はその見込みがある。
- c. 当該検査指摘事項等が不適切な是正処置又は予防処置の結果として再発したものではない。

d. 当該検査指摘事項等に意図的な不正行為は含まれない。

(3) SL I から SL III 及び SL IV (2) の場合を除く。

事業者規制対応措置を通知する。担当部門は、規制対応措置に係る通知文書の案を検討、立案し、原子力規制委員会に諮る。この際、通知文書の案には、事案の概要に加えて、規定対応措置に該当する理由を明確に記載する。

具体的な規制対応措置の内容については、深刻度レベルに加えて、事業者による違反等の特定の有無及び是正処置の適切さを考慮し、必要に応じて原子炉等規制法に基づく報告徴収命令や立入検査の実施についても検討する（以下、参照）。

【原子炉等規制法に基づく措置命令】

- 運転・操業等の停止命令
- 保安措置命令
- 保安規定の変更命令

【行政指導】

行政指導により是正措置の状況等の報告を求めることや、公開会合等において是正処置の状況等の確認を行うことなどを検討する。

4. 規制対応措置後の検査による対応状況等の確認

法に基づく措置命令等を行った場合においては、原子力規制検査の追加検査、特別検査のほか、必要に応じて当該命令等に係る措置の実施状況を基本検査で確認する。

図 1-1 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（実用発電用原子炉）

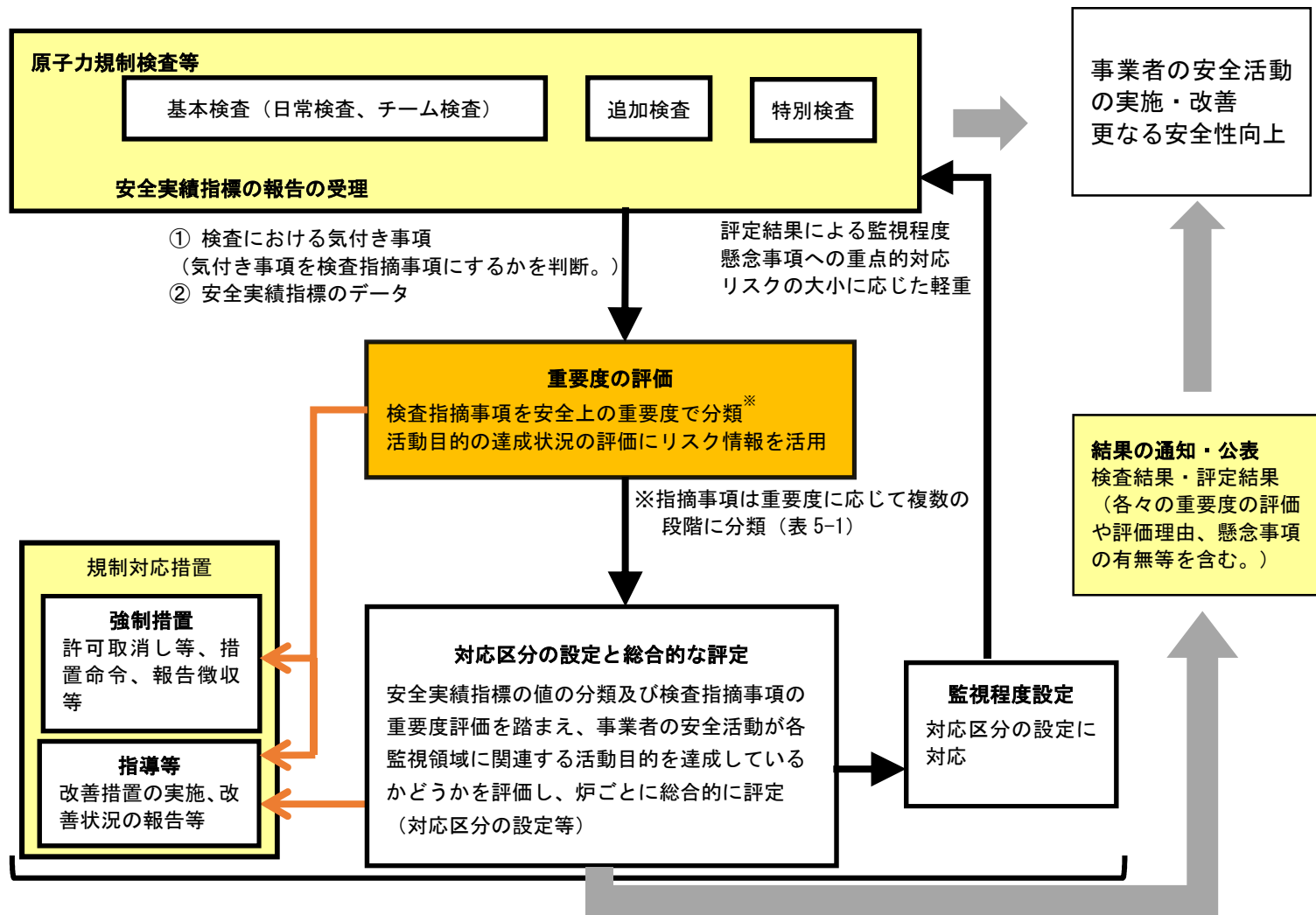


図 1-2 原子力規制検査に基づく監督のプロセスと構成要素（核燃料施設等）

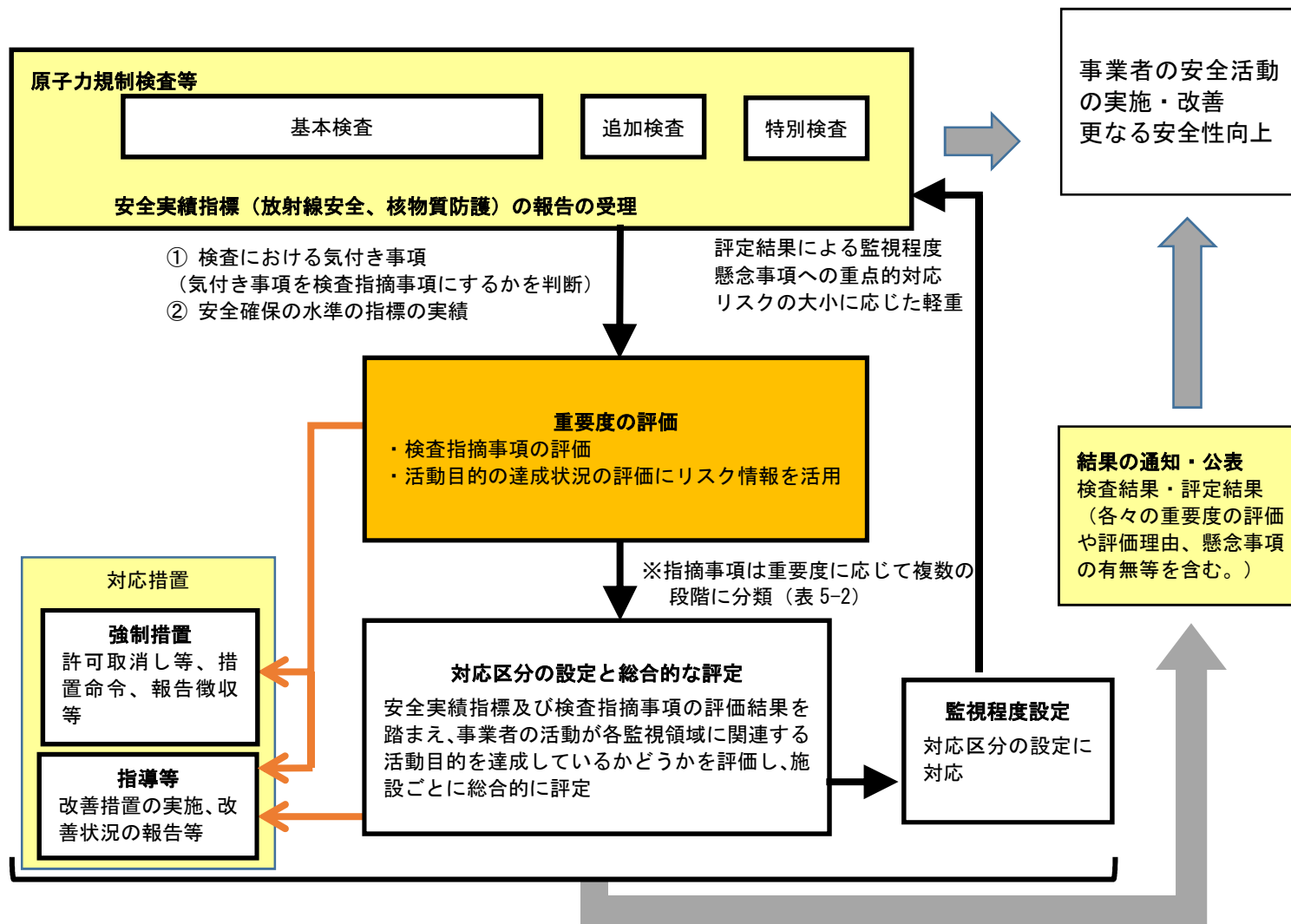


表 1 規制対応措置に関する主な法条文

	許可又は指定の取消し等	施設の使用の停止等の措置の命令	是正措置等の命令	保安規定の変更の命令	核燃料取扱主任者、原子炉主任技術者等の解任の命令	核物質防護規定の変更の命令	核物質防護管理者の解任の命令
製錬の事業	法第 10 条	—	法第 11 条の 2 第 2 項	法第 12 条第 3 項	—	法第 12 条の 2 第 3 項	法第 12 条の 5
加工の事業	法第 20 条	法第 21 条の 3 第 1 項	法第 21 条の 3 第 2 項	法第 22 条第 3 項	法第 22 条の 5	法第 22 条の 6 第 2 項 (製錬の準用)	法第 22 条の 7 第 2 項 (製錬の準用)
試験研究用等原子炉の設置、運転等	法第 33 条	法第 36 条第 1 項 法第 36 条の 2 第 3 項	法第 36 条第 2 項	法第 37 条第 3 項	法第 43 条	法第 43 条の 2 第 2 項 (製錬の準用)	法第 43 条の 2 の 2 第 2 項 (製錬の準用)
発電用原子炉の設置、運転等	法第 43 条の 3 の 20	法第 43 条の 3 の 23 第 1 項	法第 43 条の 3 の 23 第 2 項	法第 43 条の 3 の 24 第 3 項	法第 43 条の 3 の 26 第 2 項 (試験炉の準用)	法第 43 条の 3 の 27 第 2 項 (製錬の準用)	法第 43 条の 3 の 28 第 2 項 (製錬の準用)
貯蔵の事業	法第 43 条の 16	法第 43 条の 19 第 1 項	法第 43 条の 19 第 2 項	法第 43 条の 20 第 3 項	法第 43 条の 24	法第 43 条の 25 第 2 項 (製錬の準用)	法第 43 条の 26 第 2 項 (製錬の準用)
再処理の事業	法第 46 条の 7	法第 49 条第 1 項	法第 49 条第 2 項	法第 50 条第 3 項	法第 50 条の 2 第 2 項 (加工の準用)	法第 50 条の 3 第 2 項 (製錬の準用)	法第 50 条の 4 第 2 項 (製錬の準用)
廃棄の事業	法第 51 条の 14	法第 51 条の 17 第 1 項	法第 51 条の 17 第 2 項	法第 51 条の 18 第 3 項	法第 51 条の 22	法第 51 条の 23 第 2 項 (製錬の準用)	法第 51 条の 24 第 2 項 (製錬の準用)
核燃料物質の使用等	法第 56 条	法第 56 条の 4 第 1 項	法第 56 条の 4 第 2 項	法第 57 条第 3 項	—	法第 57 条の 2 第 2 項 (製錬の準用)	法第 57 条の 3 第 2 項 (製錬の準用)
核原料物質の使用	—	法第 57 条の 7 第 5 項 (是正の命令)	—	—	—	—	—

表中のほか、法第 58 条第 3 項の原子力事業者等への廃棄の停止その他保安のために必要な措置の命令、法第 59 条第 4 項の原子力事業者等への運搬の停止その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令、法第 60 条第 2 項の受託貯蔵者への貯蔵の方法の是正その他保安及び特定核燃料物質の防護のために必要な措置の命令等がある。

○ 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

安全実績指標に関するガイド

(案)

(GI0006_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1. 目的	3
2. 適用範囲	3
3. 定義	3
4. 安全実績指標の設定	4
5. 安全実績指標の受理及び手続	5
6. 安全実績指標の検証	5
7. 安全実績指標の変更	6
別紙1 安全実績指標	7

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等に関する規則(令和 2 年原子力規制委員会規則第 1 号。以下「規則」という。)第 5 条及び原子力規制等実施要領に基づき、各監視領域に関連する活動目的の達成状況を確認する安全活動に係る実績を示す指標(以下「安全実績指標」という。)の設定及び運用について定めたものである。

2. 適用範囲

本ガイドは、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。以下「法」という。)第 57 条の 8 において規定される原子力事業者等^{*1}及び核原料物質を使用する者^{*2}(以下「事業者」と総称する。)に適用される。安全実績指標は、原子力規制検査等実施要領に基づき事業者から報告を受理する。

※1:製錬事業者、加工事業者、試験研究用等原子炉設置者、外国原子力船運航者、発電用原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者及び使用者(旧製錬事業者等、旧加工事業者等、旧試験研究用等原子炉設置者等、旧発電用原子炉設置者等、旧使用済燃料貯蔵事業者等、旧再処理事業者等、旧廃棄事業者等及び旧使用者等を含む。)なお、使用者(旧使用者等を含む。)にあつては、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。以下「令」という。)第 41 条各号に掲げる核燃料物質及び防護対象特定核燃料物質を使用する場合に限る。

※2:製錬事業者が製錬の事業の用に供する場合や令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く核原料物質を使用する者であり、具体的には法第 57 条の 7 第 1 項の規定による届出をした者及び法第 61 条の 3 第 1 項の許可を受けて核原料物質を使用する者(令第 44 条で定める限度を超えない場合を除く。)が該当する。

3. 定義

3.1 長期停止

安全実績指標の目的から鑑み、原子力施設が 6 月以上未臨界状態又は使用停止状態にある場合は長期停止とみなす。

3.2 安全実績指標

安全実績指標は、安全に係る監視領域における事業者の安全実績に関する客観的なデータである。

4. 安全実績指標の設定

4.1 安全実績指標設定の考え方

安全実績指標の目的は、事業者の安全確保の水準を上げていくために、原子力施設の安全実績を的確に示す客観的かつ測定可能な指標を事業者が提示し、これにより原子力規制庁が事業者の活動が適正に行われたかどうかを把握し、指標の値に基づいて安全実績に関する活動の劣化の有無等を評価した上で活用することにある。

安全実績指標による事業者活動結果の評価としては、監視領域ごとに活動状況を代表する指標を選定、その実績を一定期間集約し、指標の性質や実績を考慮して設定した4段階に分類した値に照らして劣化の有無を評価する。安全実績指標の評価のための指標の選定に当たっては、原子力施設が達成すべき目標として、諸外国の事例等も調査の上で、運転段階の原子力規制検査の基本的な枠組みである監視領域に対し、次に示す観点から選定した。

- (1) 原子力安全の確保・維持の観点から指標は、原子力施設安全、放射線安全及び特定核燃料物質の防護(以下「核物質防護」という。)に係る監視領域を対象とする
※3。

※3: 原子力施設安全の監視領域に関する指標は発電用原子炉設置者のみ、核物質防護に関する指標は防護対象特定核燃料物質の取扱いに係る事業者のみに適用する。

- (2) 測定可能なデータが存在し、安全実績の評価を可能とする基準が存在すること。
- (3) データは、適時に得られること。
- (4) 指標は、各々独立であること。
- (5) 指標は、事業者の安全確保に関する活動状況の劣化兆候が把握できること。
- (6) 指標は、事業者間の比較が可能なこと。また、可能な限り海外の指標とも比較が可能なこと。

4.2 安全実績指標の設定

4.1 項の考え方にに基づき、米国原子力規制委員会の安全実績指標を参考に、原子力規制検査等実施要領において監視領域ごとに具体的な指標を選定した。

なお、別紙 1 に安全実績指標及び追加検査の要否を判断するための 4 段階の値^{※4}をまとめて示す。

※4:核燃料施設等においては、実用発電用原子炉おける4分類のうち、「赤」、「黄」及び「白」を「追加対応あり」、「緑」を「追加対応なし」に読み替える。以下同じ。

5. 安全実績指標の受理及び手続

5.1 安全実績指標の受理

事業者から原子力規制庁に対する安全実績指標の報告は、規則の規定に基づき、四半期ごと又は年度ごとに行われる。

具体的には、事業者において、原子力エネルギー協議会(ATENA)が作成した「ATENA 19-R 01 原子力規制検査において活用する安全実績指標(PI)に関するガイドライン」等に従い、安全実績指標データの収集、計算及び提出が行われる。

5.2 安全実績指標の公開(原子力規制委員会ホームページへの掲載)

原子力規制庁は安全実績指標を受理したあと、安全実績指標を評価し、矛盾点及び不整合等の有無を確認し、必要な修正等が完了すれば、原子力規制委員会ホームページに安全実績指標の結果等を掲載し、公開する。

6. 安全実績指標の検証

事業者から原子力規制庁に提供される安全実績指標データは原子力規制庁が評価及び監視活動を行う根拠となる情報源であることから、完全かつ正確に安全実績指標データを報告することが必要である。

一方、報告に対して不備があった場合は規制活動を妨げることとなり、それゆえに規制対応措置の対象となり得る。事業者の安全実績指標データの収集及び報告に関する活動が適切なガイド等を遵守しているかレビューするに当たって、安全実績指標の検証のための検査ガイドに基づく確認が実施される。原子力規制庁は事業者に対して、安全実績指標に関する事業者のガイドラインを履行するに当たって、合理的で正しい取組みを求めている。これには、指標によって示される安全実績に関する問題を把握及び報告するための的確かつ迅速な対応も含まれている。原子力検査官は、合理的で正しい取組みでもって安全実績指標のガイドラインを履行することに関する事業者の活動の妥当性を判断していくこととする。

7. 安全実績指標の変更

安全実績指標については、運用実績の蓄積、データの動向及び得られた知見等を勘案し、その内容、運用方法を必要に応じて見直すものとする。

(別紙1)

安全実績指標

監視領域	安全実績指標	緑	白	黄	赤	定義等	算定方法	必要データ	評価時期		
原子力施設安全	発生防止	①7,000 臨界時間当たりの計画外自動・手動スクラム回数	0~2.0	>2.0	>6.0	>25.0	・過去 4 四半期間中の原子炉臨界 7,000 時間（稼働率 80%/年相当）当たりの計画外スクラム（自動及び手動）の回数。 ・緑／白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。 ・白／黄及び黄／赤のしきい値は米国と同じ。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去 4 四半期の計画外スクラム発生回数の合計を 7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】（注 1） 指標値 = (過去 4 四半期における計画外スクラム回数) / (過去 4 四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外自動/手動スクラム回数（注 2） ・原子炉臨界時間	・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期（1年）	
		②7,000 臨界時間当たりの計画外出力変化回数	0~2.0	>2.0	設定なし	設定なし	・過去 4 四半期間中の原子炉臨界 7,000 時間（稼働率 80%/年相当）当たりの全出力の 5%を超える原子炉出力の計画外変化の回数。 ・緑／白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。	・四半期ごとの運転時間に基づき過去 4 四半期の計画外出力変化発生回数の合計を 7,000 臨界時間に換算する。 【算定式】（注 1） 指標値 = (過去 4 四半期における計画外出力変化回数) / (過去 4 四半期における原子炉臨界時間) × 7,000 時間	○炉ごと ・計画外出力変動回数（5%以上） ・原子炉臨界時間		
		③追加的な運転操作が必要な計画外スクラム回数	0~1	>1	設定なし	設定なし	・過去 4 四半期中通常のスクラム時の操作以外に追加的な運転操作が必要となった計画外スクラム回数。 ・緑／白のしきい値は米国と同じ。	・追加的な運転操作が必要となるのは NRC と同様の定義（IMC0308 Attachment 1）とする。 <PWR> 2 本以上の制御棒全挿入失敗、タービントリップの失敗等 <BWR> 冷態停止のための制御棒挿入の失敗、最初のトランジェント時の圧力制御の失敗等	○炉ごと （追加的な運転操作が必要となる計画外スクラム回数）		
	影響緩和	④安全系の使用不能時間割合		0~3.4 %	>3.4 %	>6.8 %	設定なし	・過去 12 四半期間中に発生した安全系の運転上の制限逸脱時間が過去 12 四半期間中の原子炉臨界時間に対して占める割合。 ・緑／白のしきい値は保安規定に定める運転上の制限を満足していない場合に要求される措置の完了時間（AOT）に基づく（原子炉臨界 7,000 時間の想定に対する 10 日（240 時間））。	・過去 3 年間ににおける「原子炉臨界時間の合計」に対する「逸脱時間の合計」の比率を四半期ごとに定期的に評価する。 【算定式】（注 3） 指標値 = (過去 12 四半期における系統ごとの運転上の制限逸脱時間<*>の合計) / (原子炉臨界時間の合計) × 100 <*>・運転上の制限逸脱宣言日時と機能復旧日時に基づくものとする。なお、サベイルンにおいて発見された機能喪失についても、発見した後の運転上の制限逸脱宣言をした時刻に基づく。 ・同一運転上の制限逸脱で 2 系統が使用不能となったときには、2 系統を独立して算定する。 注) 過去 12 四半期における原子炉臨界時間が 7,000 時間未満である場合、当該評価期間では評価せず、「算定範囲外」と記載する。	○炉ごと ・運転上の制限逸脱事象に基づく各「機能別の系」における逸脱時間 ・原子炉臨界時間	・四半期ごと ・評価期間は過去 12 四半期（3年）
		● 高圧注入系（高圧炉心スプレイ系（BWR-5）、高圧炉心注水系（ABWR）） ● 原子炉隔離時冷却系 ● 低圧注水系（格納容器スプレイ系） ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系	0~3.4 %								
		● 高圧注入系 ● 補助給水系 ● 低圧注入系 ● 非常用交流電源 ● 原子炉補機冷却水系・海水系									
	閉じ込めの維持	⑤安全系の機能故障件数（運転上の制限逸脱件数）		3 以下	4 以上	設定なし	設定なし	・過去 4 四半期に異常の影響緩和の機能を有する構造物、機器または系統の安全機能を妨げた、又は妨げる可能性のあった件数。（運転上の制限逸脱件数を安全系の機能故障件数と見なす。） ・緑／白のしきい値は、実績値の統計に基づく（平均値+2σ）。	○炉ごと ・運転上の制限逸脱発生件数	・四半期ごと ・評価期間は過去 4 四半期（1年）	
		⑥格納容器内への原子炉冷却材漏えい率（基準値に対する割合）		0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	・過去 4 四半期に保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 ・しきい値は米国と同じ。	・バリの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める格納容器内への原子炉冷却材漏えい率に関する運転上の制限に対する割合。 【算定式】 指標値 = (月間最大原子炉格納容器内への原子炉冷却材漏えい率の測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100 <*>・BWR: 総漏えい率 (m ³ /h)。 ・PWR: 原子炉冷却材圧力バウンダリ以外からの漏えい率 (m ³ /h)		○炉ごと ・漏えい率測定値 ・運転上の制限
	⑦原子炉冷却材中のよう素 131 濃度（基準値に対する割合）		0~50.0 %	>50.0 %	>100.0 %	設定なし	・過去 4 四半期に保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素 131 濃度に関する運転上の制限に対する割合。 ・しきい値は米国と同じ。	・バリの健全性の観点から指標に選定する。 ・保安規定に定める原子炉冷却材中のよう素 131 濃度に関する運転上の制限に対する割合。 【算定式】 指標値 = (月間最大放射能測定値) / (保安規定の運転上の制限値) × 100	○炉ごと ・濃度測定値 ・運転上の制限		

重大事故等対処及び大規模損壊対処	⑧重大事故等及び大規模損壊発生時に対応する要員の訓練参加割合	80.0%以上	<80.0%	<60.0%	設定なし	・過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員が参加した割合。 ・しきい値は米国の訓練参加に関する指標と同じ。	・過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等及び大規模損壊対応に係る訓練において、原子炉施設の保全のための活動を行うために配置された要員数を分母とした参加人数の割合。 【算定式】 指標値 = (訓練における要員の参加数) / (訓練に参加が必要な要員数) × 100	○炉ごと ・訓練参加要員数 ・要員数	・訓練サイクルごと ・評価期間は過去1年以内 ・四半期ごと ・評価期間は過去4四半期(1年)	
	⑨重大事故等対策における操作の成立性(想定時間を満足した割合)	100~90.0%	<90.0%	<70.0%	設定なし	・過去1年以内の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間を満足した割合。 ・しきい値は米国の訓練パフォーマンスに関する指標と同じ。	・保安検査においては、重大事故等対策等に係る所要の操作が想定時間内に終了するか確認。 ・過去1年以内(至近の訓練サイクル)の保安規定に基づく重大事故等対処等の訓練において、重大事故等対策における操作の想定時間が設定されている件数に対する設定時間を満足した件数を評価する。 【算定式】 指標値 = (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間を満足した件数の合計) / (至近の訓練サイクルの各訓練において操作の想定時間が設定されている件数の合計) × 100	○炉ごと ・作業時間 ・想定時間設定件数		
	⑩重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)	3以下	4以上	設定なし	設定なし	・指標-⑤と同様の定義とし、評価対象を保安規定に定める重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱件数とする。 ・しきい値は指標-④と同じ	・指標-⑤と同様の算定方法とし、保安規定に定める重大事故等対処設備の運転上の制限逸脱件数を当該設備の機能故障件数と見なす。	指標-⑤と同様(重大事故等対処設備)		
放射線安全	公衆に対する放射線安全	⑪放射性廃棄物の過剰放出件数	1未満	1	2以上	設定なし	・年度期間中に発生した保安規定に定める管理目標値を超える放射性廃棄物の過剰放出件数。 ・緑/白のしきい値は過剰放出の実績がないため、1件とした。	・法令に定める放出濃度又は保安規定に定める管理目標値を基準とする。	○炉ごと又は施設ごと(注4) ・事故件数	
	従業員に対する放射線安全	⑫被ばく線量が線量限度を超えた件数	1未満	1	2以上	—	・年度期間中の放射線業務従事者の被ばく線量が法令に定める線量限度を超えた件数。 ・法令に定める「線量限度」未満の場合はなしとする。	・しきい値は法令(核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第5条)に定める「線量限度」に基づく。 ●実効線量限度(50mSv/年、100mSv/5年(*1))を超えた件数 ●眼の水晶体の等価線量限度(150mSv/年)を超えた件数 ●皮膚の等価線量限度(500mSv/年)を超えた件数 ●女子の線量限度(5mSv/3ヶ月)を超えた件数 ●女子の腹部の等価線量限度(2mSv)を超えた件数(*2) ●女子の内部被ばく(1mSv)を超えた件数(*2) (*1)5年間は平成十三年四月一日以後五年ごとに区分した各期間 (*2)妊娠の事実を知った後、出産までの期間が対象 ・本指標は上記の6つのデータ報告要素の件数を合算する。	○炉ごと又は施設ごと ・放射線線量	・年度ごと
		⑬事故故障等の報告基準の実効線量(5mSv)を超えた計画外の被ばく発生件数	1未満	1	2以上	—	・年度期間中に法令に定める事故報告基準となる実効線量(5mSv)を超えた件数。 ・緑/白の基準値は報告の実績がないため、1件とした。	・しきい値は法令(実用炉則第134条等)に定める原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じた場合の実効線量(5mSv)の基準値を超えた件数に基づく。	○炉ごと又は施設ごと ・件数	
核物質防護	核物質防護	⑭侵入検知器及び監視カメラの使用不能時間割合(立入制限区域及び周辺防護区域に設置されているものに限る。)	0~0.080	>0.080	設定なし	設定なし	・過去4四半期における立入制限区域(試験研究用等原子炉施設及び法第52条第2項第10号において規定される使用施設等を除く。)及び周辺防護区域の侵入検知器又は監視カメラが使用不能となり、これらの機器による監視機能が喪失していた時間(補償時間)の割合 ・しきい値は米国と同じ。	【算定式】 侵入検知器使用不能指数 = (過去4四半期分の侵入検知器の補償時間) / (侵入検知器の正規化係数 × 8,760時間) 監視カメラ使用不能指数 = (過去4四半期分の監視カメラの補償時間) / (監視カメラの正規化係数 × 8,760時間) 指標値 = (侵入検知器使用不能指数 + 監視カメラ使用不能指数) / 2	○炉ごと又は施設ごと ・補償時間 ・正規化係数	・四半期ごと 評価期間は過去4四半期(1年)

(注1) 過去4四半期における臨界時間が3,500時間未満である場合、当該評価期間では評価せず「算定範囲外(N/A)」とする。

(注2) 原子炉スクラムは原因によらず緊急的な原子炉停止を要する事態が生じているものであることから、法令報告事象のみを対象とするのではなく、原則として全ての計画外自動及び手動スクラムをカウントする。

(注3) 評価期間を12四半期とすることについては、米国はMSPI導入前に採用していた「安全系のアンペアビリティ」の評価期間に合わせた。

(注4) 「放射線安全」及び「核物質防護」については、実用発電用原子炉施設の場合は炉ごととし、核燃料施設等の場合は施設ごととする。

○ 変更履歴

No.	変更日y/m/d	施行日y/m/d	変更概要	備考
0	—	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

(案)

(GI0007_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1. 目 的.....	3
2. 適用範囲.....	3
3. 安全重要度評価区分の考え方.....	4
4. 検査指摘事項の重要度評価手順.....	5

添 付 :

添付 1 検査指摘事項の初期評価	9
添付 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領	16
添付 3 重要度評価の申立て制度	20
添付 4 リスク評価担当者に求められる役割	24

附属書 :

附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する重要度評価ガイド	
附属書 2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に関する重要度評価ガイド	
附属書 3 従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド	
附属書 4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド	
附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド	
附属書 6 停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド	
附属書 7 バリア健全性に関する重要度評価ガイド	
附属書 8 メンテナンスの際のリスク評価に関する安全重要度評価ガイド	
附属書 9 定性的な判断基準による重要度評価ガイド	

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査によって、いずれかの監視領域に関連する事業者が行う安全活動に劣化を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該劣化（以下、「検査指摘事項」という。）について、安全重要度評価区分の考え方及び検査指摘事項の重要度評価に関する手順について定めたものである。

2. 適用範囲

(1) 本ガイドは、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。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。

(2) 本ガイドは、原子力規制検査実施要領に基づく原子力規制検査における検査指摘事項に対して適用する。原子力規制検査における気付き事項を検査指摘事項とするか否かを判断するため、原子力検査官は「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化の有無を判断するとともに、この劣化が軽微を超えるものであるかどうかの判断するためスクリーニングを行う。なお、法令違反であっても事業者のパフォーマンス劣化がないものは検査指摘事項にならないため本ガイドは適用されない。また、意図的な法令違反があるなど、安全上重要な事象が生じた場合であっても事業者のパフォーマンス劣化と関連しないものには本ガイドは適用されない。このような法令違反については本ガイドとは別に、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」により事象の深刻度が評価され、必要な措置を決定することになる。

(3) 安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、事業者のパフォーマンス劣化（例えば、不適切なメンテナンス手順）は劣化した状態を引き起こした直接原因ということである。安全重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。

(4) 機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の影響度合いは、事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、この結果は、検査指摘事項の安全上の重要度を判断するものではない。原子力施設に関連する検査指摘事項の安全重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

3. 安全重要度評価区分の考え方

3.1 実用発電用原子炉施設の場合

原子力規制検査における検査指摘事項については、以下の定性的な水準及び定量的な指標による区分に基づき、安全上の重要度を示す4区分(「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け)で評価する。実際の安全重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。なお、安全上の重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度(CDF)及び格納容器機能喪失頻度(CFF)で用いられる記号「 Δ 」は、事業者のパフォーマンス劣化の結果としてのCDF(又はCFF)と当該施設における通常のCDF(又はCFF)との差分を表す。言い換えれば、定量的な安全重要度評価手法は、検査指摘事項において明確にされる事業者のパフォーマンス劣化から生じるリスクについて、原子炉施設の通常のリスクからの増加分を評価しているものである。検査指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙1に示す。

(1) 赤: 安全確保の機能又は性能への影響が大きく、施設の使用などが許容できない水準

$$\Delta\text{CDF} > 10^{-4} \quad (10^{-4}\text{を超える})$$

$$\Delta\text{CFF} > 10^{-5} \quad (10^{-5}\text{を超える})$$

(2) 黄: 安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が著しい水準

$$10^{-5} < \Delta\text{CDF} \leq 10^{-4} \quad (10^{-5}\text{から}10^{-4}\text{までの範囲})$$

$$10^{-6} < \Delta\text{CFF} \leq 10^{-5} \quad (10^{-6}\text{から}10^{-5}\text{までの範囲})$$

(3) 白: 安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準

$$10^{-6} < \Delta\text{CDF} \leq 10^{-5} \quad (10^{-6}\text{から}10^{-5}\text{までの範囲})$$

$$10^{-7} < \Delta\text{CFF} \leq 10^{-6} \quad (10^{-7}\text{から}10^{-6}\text{までの範囲})$$

(4) 緑: 安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の是正プログラムにより改善すべき水準

$$\Delta\text{CDF} \leq 10^{-6} \quad (10^{-6}\text{以下})$$

$$\Delta\text{CFF} \leq 10^{-7} \quad (10^{-7}\text{以下})$$

3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において「追加対応あり」と「追加対応なし」の2区分で評価する。検査指摘事項の区分に関する考え方を別紙2に示す。

4. 検査指摘事項の重要度評価手順

4.1 検査指摘事項の初期評価

実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び適用可能な附属書に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」に基づき、検査指摘事項を抽出する際に考慮した監視領域（小分類）の情報を参考に、原子力検査官及び核燃料施設等監視部門が検査評価室と協議の上、初期評価（追加対応の程度の評価）を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

4.2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」以外と判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」と判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成される重要度評価・規制対応措置会合（SERP）において重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に沿って深刻度や規制対応措置についても検討を行う。

また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者¹が中心的な役割を担うことが期待される。

4.3 最終決定に対する申立て

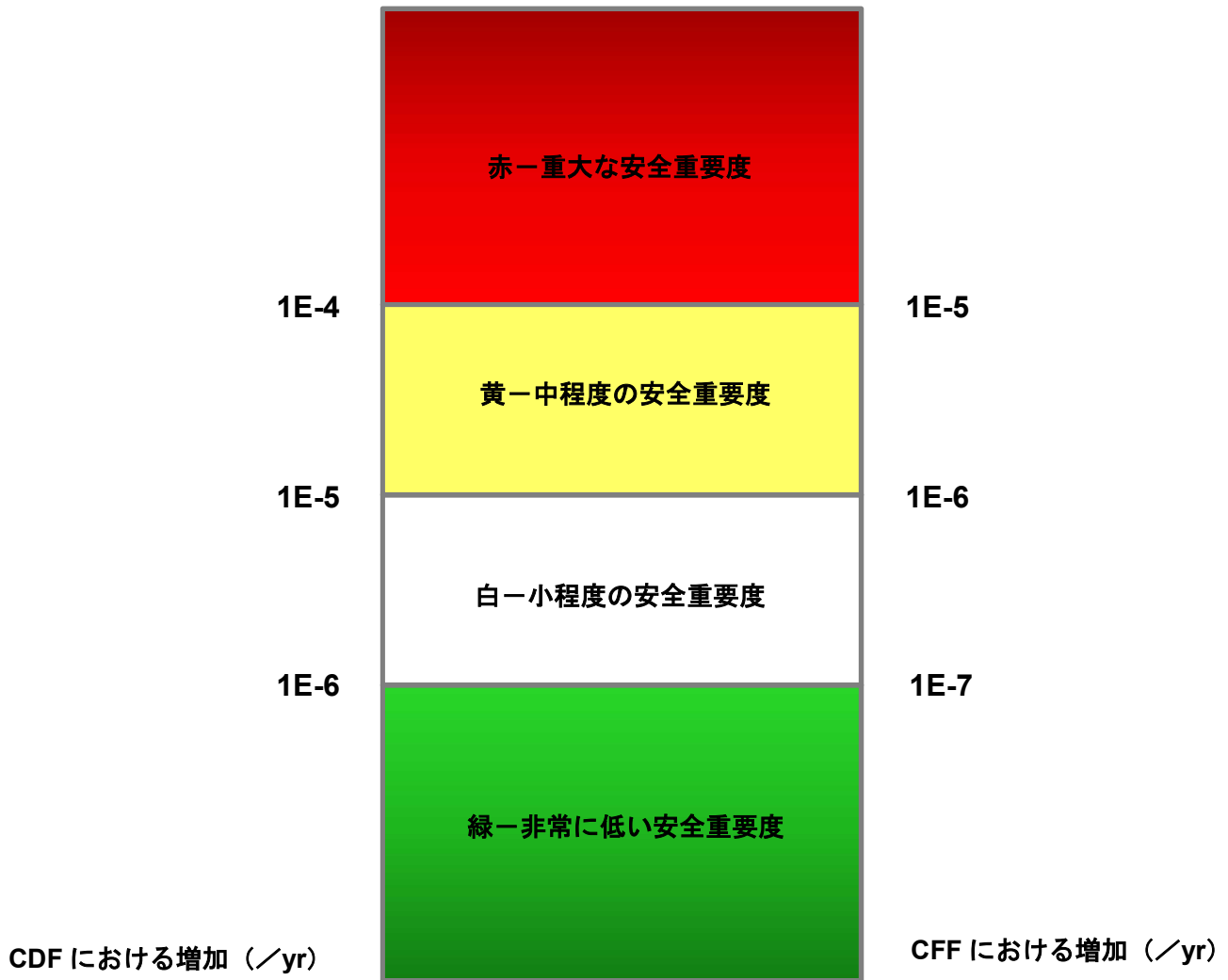
SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

5. 留意事項

検査指摘事項の安全重要度評価に当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。ある検査指摘事項の安全重要度評価区分について事業者と考えに相違がある場合、原子力安全に一義的な責任を有する事業者は、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠を持って説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には、事業者の考えを踏まえた評価区分変更を検討する必要はない。

¹ 添付4参照。

別紙 1：指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び安全重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない

別紙 2 : 指摘事項の取扱い (核燃料施設等)

評 価	追加対応の程度
指摘事項 (追加対応あり)	施設の運転が許容されない状態
	追加検査の程度 (軽微な劣化、中程度の劣化又は 長期間にわたる劣化若しくは重大な劣化)
指摘事項 (追加対応なし)	追加検査なし

○ 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

添付 1 検査指摘事項の初期評価

1. 安全重要度評価の対象となる検査指摘事項の条件

原子力規制検査において、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微を超えるものは検査指摘事項となり、安全重要度評価の対象となる。一方、事業者のパフォーマンス劣化が確認された事象で、軽微と判断されたものは検査指摘事項とならず安全重要度評価の対象ではない。

2. 安全重要度評価の対象事象（検査指摘事項）の初期評価

添付 1 に基づき原子力検査官が検査指摘事項に対する初期の評価（事象の整理）を行う。

2.1 検査指摘事項についての総合的な情報シートの作成（表 1）

- (1) 当該検査指摘事項が確認された検査の過程で使用された関係文書と参考資料を記述する。
- (2) パフォーマンス劣化があると判断した根拠、及び軽微を超えるものと判断した根拠を記載する。
- (3) 劣化状態に関する事実関係又は体制又は手順等の劣化に関する事実関係を記載する。（劣化した機器に係る状態の場合は、影響を受けた構築物、系統及び機器（SSC）、それらの関連機能並びに安全性に対する影響を記載する。体制又は手順等の劣化の場合は、影響を受けた体制又は手順等を記載するとともに、その劣化が安全性にどのような影響を与えたのかを説明する。）
- (4) 当該指摘事項と劣化状態又は体制又は手順等の劣化の論理的な結び付きを記述する。

2.2 監視領域（小分類）の特定（表 2）

(1) 実用発電用原子炉施設の場合

- a. 当該指摘事項に基づく劣化状態、体制又は手順等の劣化により影響を受けた監視領域（小分類）の各ボックスにチェックする。（該当するボックスを全てチェック）
 - 発生防止
 - 拡大防止・影響緩和
 - 閉じ込めの維持
 - 重大事故等対処及び大規模損壊対処

- 従業員に対する放射線安全
- 公衆に対する放射線安全

b. 全てのチェックしたボックスのレビューを行い、どの監視領域（小分類）が劣化状態又は体制又は手順等の劣化による影響を受けたのかを確認する。

(2) 核燃料施設等の場合

「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」を参考に、監視領域（小分類）の特定を行う。

2.3 適用する安全重要度評価手法（附属書）の選定（表3）

- (1) 影響を受けた監視領域（小分類）を特定した後、表3に基づき適用する安全重要度評価手法を選定する。
- (2) 複数の監視領域（小分類）が影響を受け、複数の安全重要度評価手法が示される場合、原子力検査官は、状況に対して合理的な判断を行い、適用する1つの安全重要度評価手法を特定する。
- (3) 複数の監視領域（小分類）が影響を受けたが、1つの安全重要度評価手法へのルートしか示されない場合、検査官は、状況に対して合理的な判断を行い1つの監視領域（小分類）を特定する。

表 1－検査指摘事項の総合的な情報シート

関係する文書と参考資料：

検査指摘事項の内容：

劣化状態又はプログラムの脆弱性についての事実関係の説明：

検査指摘事項を劣化状態又は手順等の脆弱性に結び付ける論理的な関連性：

表 2-劣化状態又はプログラムの脆弱性により影響を受けた監視領域

(✓) 適切なボックスをチェックすること。

発生防止	影響緩和	閉じ込めの維持
<p><input type="checkbox"/> A. LOCA の要因 (例、加圧器ヒータスリーブ、原子炉圧力容器配管、ペネトレーション、制御棒駆動機構ノズル、加圧器逃し弁及び逃し安全弁からの原子炉冷却材漏えい並びに、インタフェース・システム LOCA に関する事項など)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 過渡事象の要因 (例、原子炉／タービン・トリップ、外部電源喪失、海水系喪失、主蒸気／給水配管の劣化など)</p> <p><input type="checkbox"/> D. 蒸気発生器伝熱管破断</p> <p><input type="checkbox"/> E. 外部事象の起因事象 (火災及び内部溢水に限定)</p>	<p><input type="checkbox"/> A. 緩和システム</p> <p><input type="checkbox"/> 崩壊熱除去機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 短期炉心冷却機能の劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 一次系 (例、安全注入系 (PWR)、主給水系、HPCI、RCIC (BWR)、高圧系、低圧系)</p> <p><input type="checkbox"/> 二次系、PWR のみ (例、補助給水系、主給水系、ADV など)</p> <p><input type="checkbox"/> 長期炉心冷却機能の劣化 (例、ECCS サンプ再循環、圧力抑制プールなど)</p> <p><input type="checkbox"/> B. 外部事象緩和システム (例、地震／火災／溢水／異常気象の防護機能の劣化)</p> <p><input type="checkbox"/> C. 反応度制御系の劣化 (原子炉保護系を含む)</p> <p><input type="checkbox"/> 制御棒の誤動作</p> <p><input type="checkbox"/> 不注意による原子炉冷却系の希釈又は冷水の注入</p> <p><input type="checkbox"/> 反応度管理 (例、許可されている出力限度の超過)</p>	<p><input type="checkbox"/> A. プラントの擾乱に対する緩和機能としての原子炉冷却系 (RCS) バウンダリ (例、加圧熱衝撃など)</p> <p>注意：漏えいなど、このほかの全ての RCS バウンダリに関する事項は、発生防止の監視領域において考慮される。</p> <p><input type="checkbox"/> B. 原子炉格納容器バリアの劣化</p> <p><input type="checkbox"/> 実際の破損又はバイパス (例、貫通シール、ISLOCA に関係する隔離弁、バント及びパージ・システムからの漏えい、圧力抑制プールの機能維持に必要なシステム／機器の故障など)</p> <p><input type="checkbox"/> 熱除去、水素又は圧力制御システムの劣化</p> <p><input type="checkbox"/> C. 制御室、補助建屋／原子炉建屋又は使用済燃料建屋のバリアの劣化。</p> <p><input type="checkbox"/> D. 使用済燃料プール</p> <p><input type="checkbox"/> 未臨界状態の維持</p> <p><input type="checkbox"/> 使用済燃料プールの水量及び水温 (例、冷却)</p> <p><input type="checkbox"/> 燃料取扱い</p>

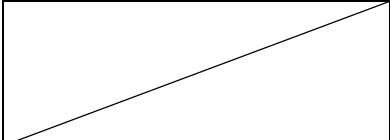
<u>重大事故等対処及び大規模損壊 対処</u>	<u>従業員に対する放射線安全</u>	<u>公衆に対する放射線安全</u>
<input type="checkbox"/> 重大事故等及び大規模損壊対応の訓練計画の不遵守 <input type="checkbox"/> 実際の事象に対する実行の問題 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備の機能劣化	<input type="checkbox"/> ALARA に関する計画又は作業の管理 <input type="checkbox"/> 被ばく又は過剰被ばくの問題 <input type="checkbox"/> 線量評価能力の劣化	<input type="checkbox"/> 放射性気体又は廃液の排出管理 <input type="checkbox"/> 放射線環境監視 <input type="checkbox"/> 放射性固体廃棄物管理 <input type="checkbox"/> 放射性物質の輸送
<u>核物質防護</u> 		

表 3-安全重要度評価の附属書の選定ルート

検査指摘事項及びそれに伴う劣化状態又はプログラムの脆弱性が事業者の以下の監視領域の中に存在している場合：

1. 公衆に対する放射線安全の監視領域の場合は、**附属書 4**に進むこと。
2. 従業員に対する放射線安全の監視領域の場合は、**附属書 3**に進むこと。
3. 核燃料施設等の場合は、**附属書 9**に進むこと。
3. 発生防止、影響緩和、閉じ込めの維持又は重大事故等対処及び大規模損壊対処の監視領域の場合は、以下に進むこと。

A から D までについて、「はい」又は「いいえ」の質問に答えること。A から D までの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、**附属書 1**に進むこと。

A. 重大事故等対処及び大規模損壊対処：

検査結果は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での重大事故等対処及び大規模損壊対処等に係る設備、機器、体制及び作業員の線量措置に関係しているか。

- 「はい」の場合は、**附属書 2**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

B. 停止、燃料補給及び強制停止：

検査結果は、プラントが停止していたときの作業、操作、事象又は劣化状態に関係しているか。

注：附属書 6 は、燃料取替え又は強制的及び保守のための停止時において、事業者において RHR 運転の条件が整い、RHR 冷却が開始された時点で始まり、プラント加熱の間に RHR が確保されている時点までの期間に適用される。

- 「はい」の場合は、**附属書 6**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

C. メンテナンスのリスク評価：

検査結果は、プラントのあらゆる状態（運転又は停止）での保守活動の実施に伴うリスクに対する事業者の評価及び管理に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書7**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 火災防護：

1. 検査指摘事項は、消防や消火活動等の不具合に関係しているか。

「はい」の場合は、**附属書1**に進むこと。

「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

2. 検査指摘事項は、以下事項に関係しているか。

(1) 仮置可燃焼物、仮置発火源又は高温作業による火災の発生防止及び管理統制について十分な実施を怠ったか。

(2) 固定式の防火システム、又は、火災を封じ込める能力に影響を及ぼすか。

(3) 火災発生の際にプラントの安全停止状態を達成・維持する能力に影響を及ぼすか。

「はい」の場合は、**附属書5**に進むこと。

「いいえ」の場合は、**附属書1**に進むこと。

添付2：重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領

1. 重要度評価・規制対応措置会合の開催

「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり又は追加対応ありの可能性はある」と読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙のとおり重要度評価・規制対応措置会合（以下、「SERP」という。）を開催する。SERPは、重要度を暫定的に評価する予備会合と、事業者からの意見を踏まえ重要度を最終的に評価する本会合を行う。

2. SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、安全重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制対応措置についても検討を行う。
- (2) 予備会合の結果、指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては追加対応なし）かつ深刻度Ⅳで規制対応措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、重要度評価等に係る事務手順ガイドの様式に沿って安全重要度評価書を取りまとめる。
- (4) 合理的な判断を行うための十分な情報がなく、かつその情報が重要度結果に著しい影響を及ぼす場合には、重要度を「緑」を超えるものとすることができる。

2.2 予備会合における評価結果の通知

- (1) 予備会合における重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な安全重要度評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して公開の意見聴取会又は書面にて意見を述べる
ことができること

- ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付けをもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

事業者から意見陳述の要望があった場合には、意見聴取等を行う。事業者から直接意見を述べることを要望された場合には、公開の意見聴取会を開催する。

2.4 本会合の実施

意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は安全重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び規制対応措置を検討するため本会合を開催する。

2.5 本会合における評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。
- (2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3. 規制対応措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法令に基づく措置命令（運転の停止等の保安措置命令、保安規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制対応措置を行う場合には、原子力規制検査における規制対応措置ガイドに沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4. SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、原子力検査官が「緑」を超える可能性があると判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね 90 日程度を目途に最終的な重要度の評価結果の通知を行うべく、検討の計画を行う。

重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の開催について

1. 趣旨

令和2年4月から施行される改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。

このため、「緑」を超える可能性がある検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制対応措置に関する検討を行うため、安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき重要度評価・規制対応措置会合（SERP）を開催する。

2. 検討事項

安全重要度評価プロセスに関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 「緑」を超える又は追加対応のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度
- (2) 重要度評価結果に基づく規制対応措置の案
- (3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）
- (4) その他

3. 構成員

以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。

- 担当部門管理官（主査）
- 検査監督総括課長
- 検査評価室長

添付3：重要度評価の申立て制度

1. 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものである。なお、本申立て制度は、原子炉等規制法に基づく原子力規制検査における重要度評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2. 申立ての前提

原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な安全重要度評価の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度評価を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。

- (1) 原子力検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。
- (2) 原子力検査官及び評価担当者は、適切な安全重要度評価ガイドの附属書を用いて指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑を超える」）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、重要度評価・規制対応措置会合（SERP）において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3. 申立ての要件

2の前提を満足しており、かつ申立てが以下の項目のいずれかに当てはまる場合には申立てを受理するものとする。

- (1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、安全重要度評価プロセスに関するガイドと一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。

- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである
 - c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

なお、整理に認められる期間については、最終的な重要度評価結果を通知するまでの検討期間の目安である 90 日程度を超えないことを原則とする。

4. 申立てに対する判定会合

事業者からの申立てが 3. の要件に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。

- (1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当
- (2) 重要度評価結果の記載に不十分な点があるため、当該重要度評価結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価の過程に問題があり、当該重要度評価のやり直しが必要

5. 申立て手順

5.1 申立てプロセス

- (1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から公開の場で異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。
- (2) 申立てに対する判定会合の結果、4. (2) と判断された場合には、重要度評価結果の記載の修正について検討を行う。
- (3) 申立てに対する判定会合の結果、4. (3) と判断された場合には、SERP 会合を開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

申立てに対する決定書案及び重要度評価結果（変更がある場合に限る。）については、原子力規制委員会での審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。

申立てに対する判定会合の開催について

1. 設置の趣旨

原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の安全重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。

安全重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、安全重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2. 検討事項

安全重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容が要件に合致するか
- (2) 重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容の妥当性等
- (3) その他

3. 会合の構成員

以下のとおりとする。なお、判定会合の主査は、申立ての内容等に応じて構成員を追加することができる。

○構成員

- ・ 原子力規制検査担当指定職（主査）
- ・ 検査監督総括課長
- ・ 担当部門管理官
- ・ 検査評価室長

添付 4：リスク評価担当者に求められる役割

原子力規制庁のリスク評価担当者は、リスク情報を活用した重要度評価を担当し、リスクに関する他の職員を支援する技術担当者であることが期待される。さらに、リスク評価担当者は確率論的リスク評価（PRA）研究職員と緊密に連携して、リスク情報に基づいた規制活動の効果的な運用を行う。具体的に求められる役割は、以下のとおり。

1. リスク情報に基づいた規制活動

- (1) 原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。
- (2) これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。

2. リスク情報を活用した重要度評価の実施

- (1) 定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドラインを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の安全性の重要度を評価する。
- (2) SERP での重要度の評価のために、検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む安全重要度評価結果を取りまとめる。
- (3) リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、安全性の重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項を SERP に提供する。

3. 検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

- (1) リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドラインの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。
- (2) 原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。

4. 重要度評価プログラムの継続的改善

- (1) 重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。
- (2) 重要度評価関連のガイドラインの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。
- (3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 1

出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

(案)

目次

1. 適用範囲.....	3
2. 開始条件.....	3
別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問.....	4
別紙 2 拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問	6
別紙 3 閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問.....	9
別紙 4 外部事象のスクリーニングに関する質問	11

1. 適用範囲

本附属書は、原子力検査官が、プラント出力運転時に影響を及ぼす検査指摘事項に対して、スクリーニングに関する質問を使用し、重要度評価で「緑」と判断できるか、詳細リスク評価が必要か、又は、他の適用可能な附属書へ移行するかを判断するための簡易的な方法及基準を示すものである。

本附属書に示す重要度評価の方法は、発生防止、拡大防止・影響緩和及び閉じ込めの維持の監視領域に該当する出力運転時の検査指摘事項に適用されるものである。

2. 開始条件

本附属書に記述される重要度評価は、「原子力検査に係る重要度評価に関するガイド」添付1「検査指摘事項の初期評価」の手順を経た後に実施される。

別紙1－発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙2－拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙3－閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙4－外部事象のスクリーニングに関する質問

別紙1ー発生防止のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

1. 劣化事象に対する合理的な評価を経て、当該検査指摘事項は小 LOCA に対する原子炉冷却材漏えい率を超過することになり得たか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 劣化事象に対する合理的な評価を経て、当該検査指摘事項は、LOCA の影響緩和のために用いられるシステムに影響を及ぼしそれらの機能の全損を生じさせる LOCA（例えば、インターフェースシステム LOCA）を緩和するために使用される影響を受けた可能性があるほかのシステムを有することができるか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

B. 過渡事象の起因となる事象

検査指摘事項は、原子炉トリップかつプラントのトリップ開始から安定停止状態への移行において期待される緩和機器の喪失を引き起こしたか（例えば、コンデンサの喪失、給水の喪失）。このほかの事象として、高エネルギー電線破断、内部浸水及び水災を含む。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

C. サポート系に係る起因事象

検査指摘事項は、起因事象の可能性又は原因に寄与し、かつ緩和機器に影響を及ぼすサポート系の完全又は部分的な喪失を含むか。サポート系の起因事象の例は、外部電源喪失、直流母線喪失、交流母線喪失、補機冷却水喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失である。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

D. 蒸気発生器伝熱管破断

検査指摘事項は、蒸気発生器の 1 本の伝熱管が、通常の定格出力での一定運転における内外差圧の 3 倍 ($3\Delta P_{N0}$) を持続できない劣化状態を含むか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

E. 外部事象に係る起因事象

検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

別紙 2ー拡大防止・影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の構築物・系統・機器（SSC）及び機能性（反応度制御系を除く）

1. 検査指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える劣化である場合、当該 SSC はその動作可能性又は機能性を維持しているか。

a. はい → 「緑」とする

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、システム又は機能、あるいは両方の喪失を示しているか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間（AOT）を超えて実際に機能喪失していること、又は、2 つの個別の（分離された）安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、事業者の保全プログラムにおいて、原子炉施設の安全性を確保する上で重要と判断（例、保全計画において保全重要度高に設定）され、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 24 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか。

a. はい → 詳細リスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

B. 外部事象緩和システム（地震、溢水又は悪天候に対する防護）

検査指摘事項は、地震、溢水または悪天候に係る起因事象を緩和するために特別に設計された機器又は機能（例えば、耐震スナバ、浸水バリア又は竜巻用扉）の喪失又は劣化に関するものか。

- a. はい → 別紙 4 へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

C. 反応度制御系

1. 検査指摘事項は、原子炉スクラムを開始するための単一の原子炉保護系（RPS）トリップ信号に影響を与え、かつ、ほかの冗長なトリップの機能又は原子炉停止の多様な方法に対して影響を与えたか（例えば、ほかの自動 RPS トリップ、代替制御棒挿入、又は手動原子炉トリップ能力）。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、意図しないで正の反応度を加えた制御操作に関するものか（例えば、なほう素の誤希釈、冷水注入、制御棒の誤作動、再循環ポンプ速度制御）。

- a. はい → 附属書 9 へ進む
- b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、運転員による反応度の誤った管理をもたらしたか（例えば、認可された出力上限を超える原子炉出力、若しくは要員運転中に反応度の変化を予期及び制御できない）。

- a. はい → 附属書 9 へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

D. 消防隊

1. 検査指摘事項は、消防隊の訓練及び資格要件、又は消防隊要員の配属に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が 1 つ以上該当するかチェックする：
 - 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、又当該検査指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。
 - 消防隊の要員が足りていなかった全体の時間（暴露時間）は短かった（二時間

未満であった)。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

2. 指摘事情は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した及び安全停止の代替手段が影響を受けなかったその他の深層防護の要素により緩和された。
 - 当該検査指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。
 - 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする
- c. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか。

- a. はい → 以下の項目が1つ以上該当するかチェックする：
 - 劣化した火災バリアはなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
 - 消火器又は火災ホースが不明となった時間は短く、ほかの消火器又は消火ホース格納庫が近くにあった。

- b. 上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 「緑」とする

- c. D. 1. a、D. 2. a または D. 3. a の下のボックスのいずれにも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

別紙3ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系（RCS）バウンダリ（例えば、加圧熱衝撃問題）

RCS バウンダリに該当する場合は、詳細なリスク評価部へ進む

B. 原子炉閉じ込め

1. 検査指摘事項は、原子炉の物理的な閉じ込めが求められる状態で実際に開いた経路（バルブ又はエアロック等）、閉じ込め隔離システム（論理と計測）及び熱除去構成機器を示しているか。

a. はい → 附属書7へ進む

b. いいえ 次へ進む

2. 検査指摘事項は、原子炉格納容器内の水素イグナイター等の水素対策設備の機能における実際の低下を含むか。

a. はい → 附属書7へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

C. 制御室、補助または使用済燃料プール建屋

1. 検査指摘事項は、制御室、補助建屋、使用済燃料プール、又は非常用ガス処理系（BWR）のために提供された放射線バリア機能の低下のみを示しているか。

a. はい → 「緑」とする

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、煙または有毒大気に対する制御室のバリア機能の低下を示しているか。

a. はい → 詳細なリスク評価へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

D. 使用済燃料プール（SFP）

1. 検査指摘事項は、使用済燃料プールの温度が、施設固有の許認可条件における最大の分析温度制限を超過するような使用済燃料プールからの崩壊熱除去機能に悪影響を及ぼすか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、燃料取り扱いミス、落下した燃料アセンブリ、落下した格納キャスク又は SFP 上のクレーン操作が元となって、燃料被ふく管への機械的損傷及び放射性核種が検出される放出を引き起したか。

a. はい → 附属書 9 へ進む（適用可能な場合は附属書 3 を参照）

b. いいえ → 次へ進む

3. 検査指摘事項は、施設固有の許認可条件における最小の分析レベルの制限以下の減少に至る使用済燃料プール水の供給の喪失をもたらすか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 次へ進む

4. 検査指摘事項は、SFP 中性子吸収材、燃料束置き違い（すなわち、燃料負荷パターンエラー）又は溶解ホウ素濃度（PWR のみ）に影響を与えるか。

a. はい → 附属書 9 へ進む

b. いいえ → 「緑」とする

別紙4ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器又は安全機能が、完全に故障した又は利用不能であると仮定した場合、以下の3つの状態のいずれかが該当するか。外部の起因事象の発生において、その機器又は機能そのものが喪失し、それは影響緩和として考えられていた。

- ・プラントトリップまたは起因事象を引き起こし得る。
- ・複数トレインシステム又は機能のうちの2つ以上のトレインを劣化させ得る。
- ・リスク上重要なシステム又は機能をサポートするためのシステムの1つ以上のトレインを劣化させ得る。

- a. はい → 詳細なリスク評価へ進む
 b. いいえ → 次へ進む

2. 検査指摘事項は、PRA 又は類似の分析をとおして事業者によって特定された、外部事象起因の炉心損傷事故シーケンス（すなわち、地震、溢水又は悪天候事象が起因となって発生）に寄与するいずれか安全機能の全喪失を含むか。

- a. はい → 詳細なリスク評価へ進む
 b. いいえ → 「緑」とする

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 2

重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイド

(案)

目次

1. 適用範囲.....	3
2. 法令等により事業者に要求されている事項.....	3
2.1 事案に対する規制対応措置のスクリーニング.....	3
2.2 事案の深刻度の評価.....	3
3. 安全重要度評価の基本的考え方.....	4
4. 安全重要度評価の方法.....	5
4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合.....	5
4.2 運用手順等に基づく活動の不実施.....	6

1. 適用範囲

本附属書においては、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、以下に関する安全重要度の評価に適用する。

- 重大事故等対処及び大規模損壊対処に係る設備・機器及び体制の整備に関する事項
- 緊急事態における運用手順等に基づく活動の不実施に関する事項

2. 法令等により事業者に要求されている事項

2.1 設備・機器及び体制の整備

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動を行う設備・機器及び体制の整備に関し、以下に掲げる措置を講ずることが求められている。

- (1) 施設の保全のための活動を行うために必要な計画を策定すること
- (2) 施設の保全のための活動を行うために必要な要員（対策要員）を配置すること
- (3) 対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること
- (4) 施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、消防自動車、消火ホースその他の資機材を備え付けること
- (5) 施設の保全のための活動を行うために必要な事項を定め、これを対策要員に守らせること
- (6) その他、施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備に関すること
- (7) ①～⑥の措置について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずること
- (8) 緊急時の線量等の措置

2.2 施設の保全のための活動

事業者は、法令等により重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のための活動に関して、以下に掲げる運用手順等を定め、これを対策要員に守らせることが求められている。具体的には保安規定の中の「重大事故等及び大規模損壊対応要領」において、これら運用手順等が定められている。

- (1) 重大事故等発生時における施設の保全のための対応
 - 共通事項（アクセスルートの確保等）
 - 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

- 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等
- 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
- 電源の確保に関する手順等
- 事故時の計装に関する手順等
- 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 監視測定等に関する手順等
- 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 通信連絡に関する手順等炉心の著しい損傷を防止するための対策

(2) 大規模損壊発生時における施設の保全のための対応

- 以下に関する手順等
 - ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策
 - ・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
 - ・ 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するため対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策
 - ・ 放射性物質の放出を低減するための対策
 - ・ 重大事故等対策における要求事項の一部手順
 - ・ 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順

3. 安全重要度評価の基本的考え方

2. に掲げられた事項に係る検査指摘事項のうち、発生防止、拡大防止及び閉じ込めの維持の監視領域の視点と同様の機能を有する措置（以下、「防止等措置」という。）に関連するものについては、他の附属書（評価ガイド）を準用して評価を行う。

その他、防止等措置以外の指摘事項又は緊急事態が発生した際の運用手順に基づく活動の不実施等の検査指摘事項については、本附属書に記載された手法を用いて評価を行う。

4. 安全重要度評価の方法

4.1 設備・機器及び体制の整備に関する不適合

2.1 に掲げる重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における原子力施設の保全のために法令で求められている事項の不適合に係る指摘事項に関する安全重要度について以下のとおり評価を行う。

(1) 評価の基準

a. 防止等措置に係る指摘事項の場合

防止等措置に関連する検査指摘事項については、以下の附属書を準用して評価を行う。

- ・ 附属書 1 出力運転時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド
- ・ 附属書 5 火災防護に関する安全重要度評価ガイド
- ・ 附属書 6 停止時の指摘事項に対する安全重要度評価ガイド
- ・ 附属書 7 バリア健全性に関する安全重要度評価ガイド
- ・ 附属書 9 定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド

附属書の選定にあたっては、「安全重要度評価に関するガイド」の添付 1（検査指摘事項の初期評価）を参照すること。

b. 防止等措置以外に係る指摘事項の場合

以下の基準で評価を行う。

<「白」と評価>

○実際の緊急事態の際に施設の保全のための活動が十分に機能しないと判断される場合。

<「緑」と評価。>

○上記以外の場合。

(2) 重要度の判定

以下の手順で安全重要度の判定を行う（図 1 参照）。

- a. 検査指摘事項によって影響を受けると考えられる規制要求事項を特定
- b. 防止等措置に関連する場合は他の附属書を準用して安全重要度を評価
- c. ②に該当しない場合は、緊急事態の際、施設の保全のための活動が十分に機能するかについて評価を行い、機能しないと判断する場合には、安全重要度を「白」

と評価

4.2 運用手順等に基づく活動の不実施

2.2 に掲げる緊急事態における運用手順等の不実施に係る重要度について以下のとおり評価を行う。なお、防止等措置に関するもので、4.1 により安全重要度評価が可能なものについては、4.1 による手法で評価を行うものとする。

(1) 評価の基準

安全重要度の評価は、以下の基準で判断を行う。

赤：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できず、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

黄：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的は達成されたが、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できなかったと判断する場合

白：緊急事態等の発生時に、運用手順に期待される目的を達成できなかったが、その他の措置等により、重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できたと判断する場合

緑：緊急事態等の発生時に、運用手順から大幅に逸脱した対応が行われたが、目的は達成され重大事故等及び大規模損壊の発生又は拡大を防止できた場合

(2) 安全重要度の判定

以下の手順で安全重要度の判定を行う。

- a. 不実施を指摘された施設の保全のための活動・手順を特定する
- b. その指摘事項の重大事故等対処及び大規模損壊対処への影響を確認する
- c. その影響の安全重要度を評価する

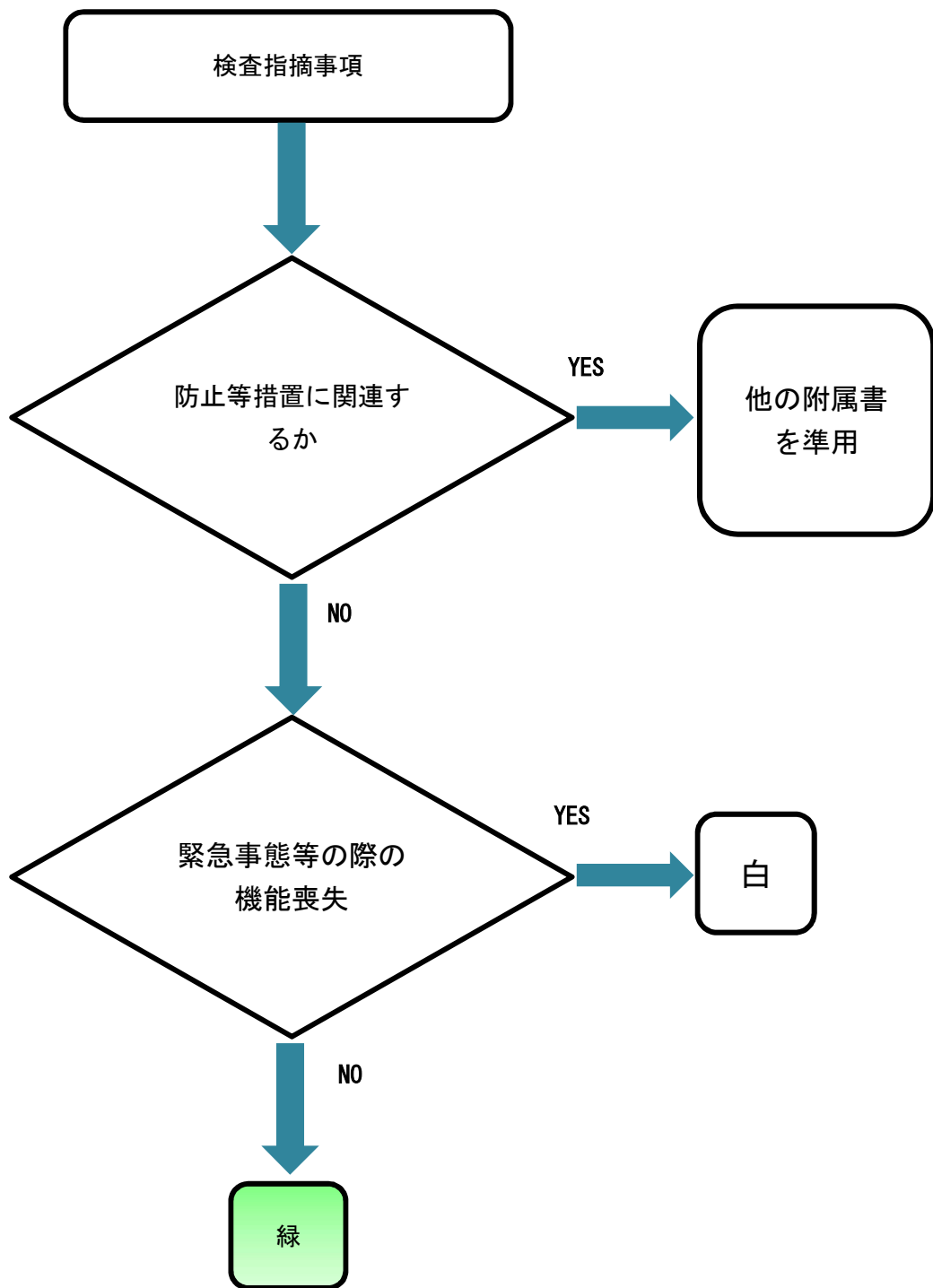


図1. 要求事項の不適合に対する安全重要度評価フロー

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 3

従業員放射線安全に関する重要度評価ガイド

(案)

目次

1. 適用範囲.....	3
2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価.....	3
2.1 平均集団線量の評価.....	3
2.2 作業活動における集団線量の評価	3
3. 放射線被ばく管理.....	3
3.1 線量限度及び等価線量の超過	3
3.2 線量限度超過の可能性における安全重要度評価	4
3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価	4

1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、従業員に対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。

事業者は従業員の放射線安全について、合理的に達成可能な限り低い従業員の被ばく線量を達成するために、法令等により放射線防護を行うことが要求されている。

原子力規制検査においては、事業者が従業員の被ばく低減するために適切な対策の実施状況又は被ばく低減するための可能性のある方法の使用状況について事業者のパフォーマンスを検査する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書により安全重要度の評価を行う。

2. 放射線被ばく線量低減活動（ALARA）の安全重要度評価

2.1 平均集団線量の評価（別紙1参照）

- (1) 安全重要度評価に当たっては、まず事業者の直近の過去3年の平均集団線量と、過去10年間（1999年～2008年）における1基当たりの年間集団線量（中央値）の平均値と比較し、事業者の全体的なALARAのパフォーマンスを評価する。
- (2) 当該過去3年の平均集団線量が、PWRについて1.07人・Sv/基又はBWRについて1.22人・Sv/基を下回る場合には、安全重要度は「緑」と評価する。この数値を超える場合には、次のステップに進む。

2.2 作業活動における集団線量の評価

- (1) ALARA計画又は作業管理のために関連業務をグループ化した作業活動における実際の集団線量を基に評価を行う。この作業活動における実際の集団線量が、0.25人・Svを超える場合には、「白」と評価する。作業活動における実際の集団線量が0.25人・Sv以下の場合には、次のステップに進む。
- (2) 評価期間中（過去2年）、実際の集団線量が0.05人・Svを超え、かつ計画された線量の50%を超える作業活動の件数が5件を超える場合には、「白」、4件以下の場合には「緑」と評価する。
- (3) なお、評価に当たっては、恣意的に作業活動を分割していないか、前例や作業の状況等を踏まえ事業者が適切に作業活動を設定しているか留意する。

3. 放射線被ばく管理

3.1 線量限度及び等価線量の超過

従業員の被ばく管理等が不適切であったため、法令に定める線量限度を超過した場合は、安全重要度は最低でも「白」と評価される。

(1) 「白」と判断

- a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度を超えたが、その限度の2倍以内である場合（管理区域内における高い放射線量又は汚染により追加防護が必要な区域（以下、「追加防護区域」という。）を除く。）
- b. 皮膚の被ばくに関しては、等価線量限度を超えたが、その5倍以内である場合

(2) 「黄」と判断

- a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度の2倍を超えたが、その限度の5倍以内である場合
- b. 追加防護区域において、法令に定める線量限度又は等価線量限度を超えたが、その限度の2倍以内である場合
- c. 皮膚被ばくに関しては、等価線量限度の5倍を超える場合

(3) 「赤」と判断

- a. 法令に定める線量限度又は等価線量限度（皮膚被ばくを除く。）の5倍を超える場合

3.2 線量限度超過の可能性における安全重要度評価

従業員の被ばくについて、法令に定める線量限度及び等価線量限度を超える可能性があった場合は、安全重要度が高いと判断される場合がある。事業者が状況に応じて線量限度を超えないよう十分な管理を実施したかという問題であり、評価に当たっては以下について考慮する。

- 時間：被ばく時間が相当程度長くなった可能性があるか
- 放射線源強度：放射線源はかなり強かった可能性があるか
- 距離：従業員が、放射線源に近づいた可能性があるか
- 遮へい：意図しない遮へいが合理的に取り除かれた可能性があるか

実際の安全重要度評価においては、皮膚の等価線量限度を超過する可能性があった場合は「緑」と判断する。その他の線量限度及び等価線量限度を超過する可能性があった場合は「白」、追加防護区域における線量超過の可能性があった場合は「黄」と判断する。

3.3 線量の評価能力に関する安全重要度評価

線量計の故障又は線量計の校正が不適切であった、線量の記録ができなかったなど、放射線監視及び従業員に対する放射線測定が適切に実施されなかった場合

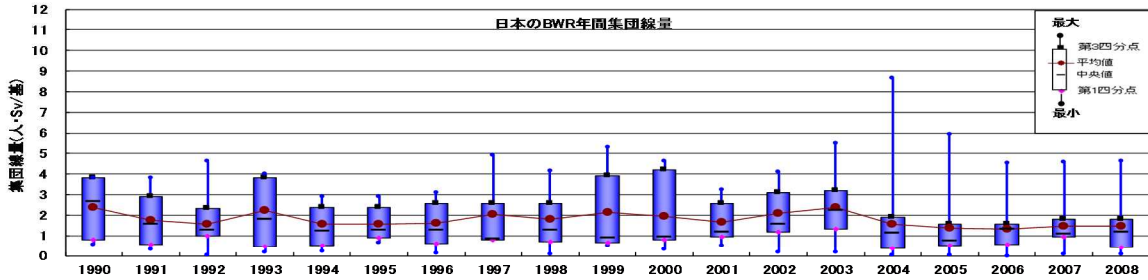
は「白」と評価される。

別紙1 実用発電用原子炉施設1基当たりの集団線量の推移

<BWR>

(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	5.31	4.64	3.26	4.12	5.47	8.65	5.91	4.53	4.59	4.62
最小値	0.49	0.30	0.51	0.18	0.19	0.04	0.02	0.00	0.06	0.09
平均値	2.14	1.96	1.68	2.10	2.38	1.58	1.39	1.33	1.47	1.45
中央値	0.87	0.95	1.17	1.56	2.21	1.14	0.72	1.32	1.09	1.17

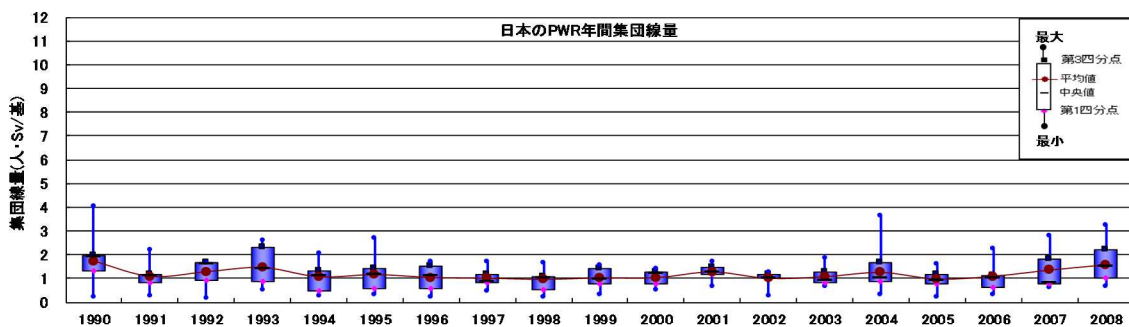


出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

<PWR>

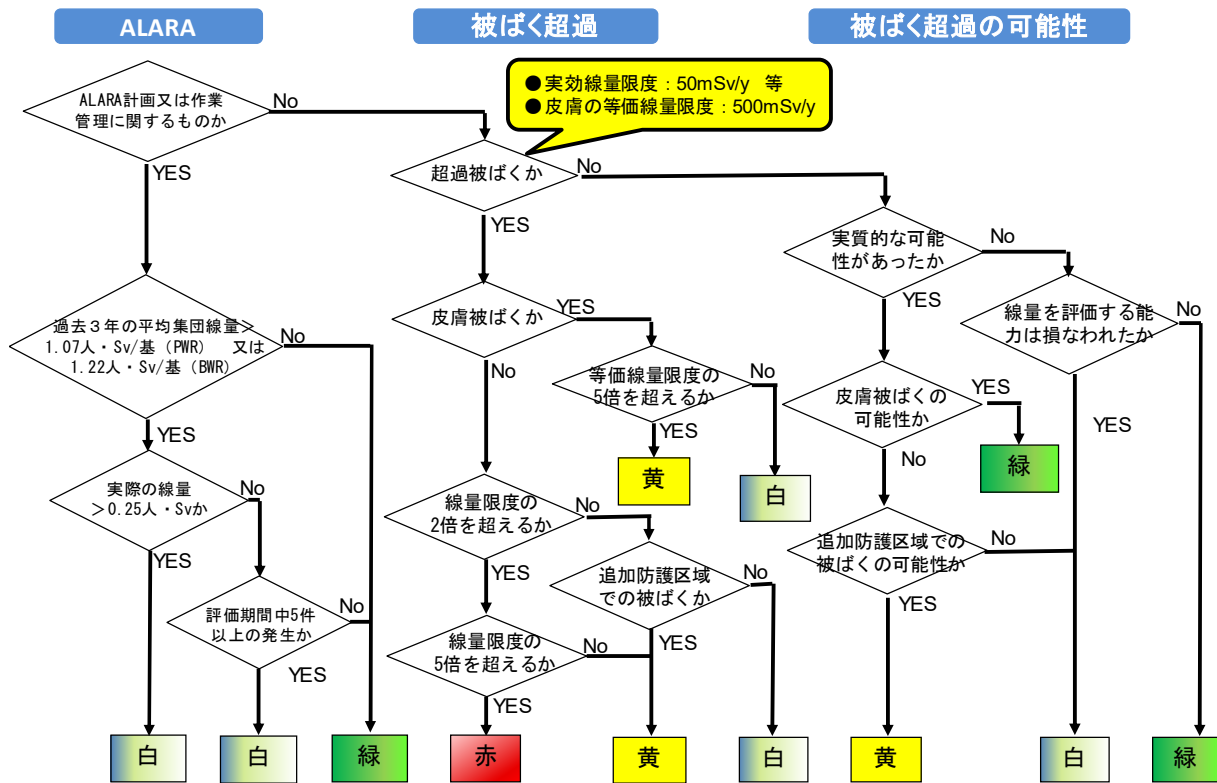
(人・Sv/基)

	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
最大値	1.57	1.42	1.72	1.27	1.84	3.66	1.59	2.24	2.80	3.27
最小値	0.32	0.51	0.69	0.30	0.65	0.34	0.22	0.33	0.63	0.69
平均値	1.02	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09	1.35	1.57
中央値	0.96	1.21	1.27	1.02	0.93	1.01	0.91	1.03	0.82	1.52



出典：我が国の実用発電用原子炉施設の集団線量の現状と低減化に向けて
(平成23年1月 総合資源エネルギー調査会) を基に作成

別紙2 安全重要度評価のフロー図



原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 4

公衆放射線安全に関する重要度評価ガイド

(案)

目 次

適用範囲.....	3
1. 放射性気体及び放射性液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視.....	3
1.1 目的.....	3
1.2 安全重要度評価プロセス.....	3
2. 放射性個体廃棄物の管理.....	4
2.1 目的.....	4
2.2 安全重要度評価プロセス.....	5
3. 運 搬.....	5
3.1 目的.....	5
3.2 安全重要度評価プロセス.....	6

適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、公衆被ばくに対する放射線防護に関する重要度の評価に適用する。

1. 放射性気体及び放射性液体廃棄物の排出管理、放射線環境監視

1.1 目的

原子力施設においては、施設周辺の一般公衆の被ばく線量を法令で定める事業所等の境界又は周辺監視区域外の線量限度よりはるかに低く、更に合理的に達成可能な限り低く（ALARA）維持するために、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理が適切に行われている必要がある。

原子力規制検査においては、事業者が放射性液体廃棄物の放出管理及び機器の機能の維持、並びに放射性気体廃棄物の放出管理プロセスの維持を適切に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度の評価を行う。

また、原子力規制検査においては、事業者が関連法令等を踏まえた的確な運用管理を放射線環境監視計画（事業者が作成する周辺環境モニタリング計画）に定め、これが確実に実施されているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

1.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

- a. 事業者の放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等の違反
- b. 常用の放出経路とは別に、施設内又は施設外で放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいの兆候が確認されたが、事業者による事象や影響の特定が可能な場合
- c. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる公衆の放射線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）より小さい場合。
- d. 事業者の周辺環境モニタリング計画が、関係法令、技術仕様書及び関連マニュアルと整合していない等により、周辺環境のモニタリングが的確に実施できていないと判断される場合

(2) 「白」と判断される場合

- a. 事業者が、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいに気

付かず、決められた手順・手法による公衆への被ばくや環境に対する影響を評価できない等、これら排出管理に重大な不備がある場合。

＜重大な不備例＞

- ✓ 事業者が定める手順どおりに、排出管理を実施することに重大な欠陥があり、その結果、排出し又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の性質特定に大きな不備が見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ (計画的、非計画的のいずれの場合であっても) 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいの評価に重大な誤りがあり、その結果、被ばくの程度が著しく低く見積もられている場合
 - ✓ 排出又は漏えいした放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の測定機器等に重大な欠陥があり、その結果、放射性廃液排出の性質特定に大きな誤りが見られる場合又はその正確性が著しく欠如している場合
 - ✓ 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいにより、公衆が被ばくした放射線量の評価するためのデータ(計測データ、サンプルデータ等)が存在しない場合
- b. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値(50マイクロシーベルト/年)を超えるが、1ミリシーベルト未満である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が1ミリシーベルトを超え、5ミリシーベルト未満である場合。

(4) 「赤」と判断される場合

放射性気体及び液体廃棄物の排出又は漏えいによる放射性物質の線量が5ミリシーベルトを超える場合。

2. 放射性固体廃棄物の管理

2.1 目的

原子力施設において発生する放射性固体廃棄物の管理においては、放射性固体廃棄物に起因した放射線による公衆に対する被ばく抑制のため、放射性固体廃棄物が定められた方法に従って処理され、発電所構内に貯蔵し又は保管され、施設

構内において運搬又は施設構外へ搬出する際は法令等に基づいて適切な措置が講じられている必要がある。原子力規制検査においては、これらの措置が適切に行われているかどうかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には、本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

2.2 安全重要度評価プロセス

(1) 「緑」と判断される場合

事業者の放射性固体廃棄物の管理に関する、法令、保安規定又は事業者が定める放出管理の手順等に違反があり、当該放射線に係る公衆に対する実効線量当量が 50 マイクロシーベルトより小さい場合。

(2) 「白」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和 50 年 5 月 13 日原子力安全委員会決定)において定める線量目標値 (50 マイクロシーベルト/年) を超えるが、1 ミリシーベルト未満である場合。

(3) 「黄」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域における線量限度の 1 ミリシーベルトを超え、5 ミリシーベルト未満である場合。

(4) 「赤」と判断される場合

放射性固体廃棄物による放射線に係る公衆に対する実効線量当量が、施設の周辺監視区域の原子力規制委員会が認めた場合における線量限度 5 ミリシーベルトを超える場合。

3. 運 搬

3.1 目 的

原子力施設においては、核燃料物質等を施設構内において運搬又は施設構外へ搬出する際には、法令等に基づいて適切な措置が講じられることが求められている。

このため、原子力規制検査においては、事業者が実施するこれらの措置が、関係する法令に基づいて放射線障害防止の措置が適切に講じられ管理された状態で行われているかを確認する。その際、検査指摘事項が確認された場合には本附属書を用いて安全重要度評価を行う。

3.2 安全重要度評価プロセス

(1) 核燃料物質等の運搬に係る線量当量率及び表面密度限度の超過

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、線量当量率又は表面密度の規制値を超えた場合の検査指摘事項に適用される。これらの運搬に係る放射線の線量当量率及び放射性物質の表面密度限度の規制値については、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示（平成2年科学技術庁告示第5号）に規定されている。安全重要度の評価に当たっては、この規制値や公衆が輸送物に接近する可能性があったかを考慮し、公衆に対する放射線被ばくのリスクの程度に応じて判断する。

- a. 以下の場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
 - ✓ 線量当量率の規制値を超えたが、公衆が輸送物に接近する可能性がなかった場合で、規制値の2倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値を超えたが、規制値の5倍以内である場合
- b. 以下の場合には「白」と評価され、規制限度を超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがある程度存在すると判断される。
 - ✓ 線量当量率の規制値を超え、かつ公衆が輸送物に接近する可能性があった場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 公衆が輸送物に接近する可能性がなかったが、線量当量率の規制値の2倍を超えた場合で、規制値の5倍以内である場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の5倍を超えたが、規制値の50倍以下であった場合
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、規制限度を大きく超えていて、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクが高まっていると判断される。
 - ✓ 線量当量率の規制値の5倍を超えたが、規制値の10倍以下であった場合
 - ✓ 表面密度限度の規制値の50倍を超えたが、規制値の100倍以下であった場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、規制限度を大きく超過していて、公衆に対する実際の危険が生じていると判断される。
 - ✓ 線量当量率の規制値の10倍を超えた場合
 - ✓ 施設の敷地外の汚染を伴い、表面密度限度の規制値の100倍を超える場合

(2) 運搬中における輸送物の破損

本項目は、事業者が核燃料物質等の容器への封入や施設外への運搬が適切に行われなかったため、輸送物の破損が生じた場合の指摘事項に適用される。

- a. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容が喪失されなかった場合には「緑」と評価され、公衆に対する放射線又は放射性物質のリスクがほとんどないと判断される。
- b. 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルト以下又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルト以下の場合には「白」と評価され、公衆及び従業員に対し、ある程度の放射線リスクが存在すると判断される。
- c. 以下の場合には「黄」と評価され、輸送容器からの放出した核燃料物質によって又はタイプBの核燃料物質が放出される可能性があることにより、公衆及び従業員に対する放射線リスクが高まっていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が0.25ミリシーベルトを超えるが1ミリシーベルト以下である場合、又は従業員1人に対する実効線量が50ミリシーベルトを超えるが250ミリシーベルト以下である場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失がない場合
- d. 以下の場合には「赤」と評価され、輸送容器から放出した核燃料物質によって、公衆及び従業員に対して重大な放射線リスクがもたらされていると判断される。
 - ✓ 核燃料物質がタイプA又はそれ以下の輸送物として分類されており、輸送物からの内容の喪失を伴い、公衆1人に対する実効線量が1ミリシーベルトを超える場合、又は放射線業務従事者1人に対する実効線量が250ミリシーベルトを超える場合
 - ✓ 核燃料物質がタイプBの輸送物として分類されており、輸送物の内容の喪失があった場合

(3) 法令等の遵守違反

a. 設計承認、車両運搬確認、積載方法承認に係る事項

<設計文書の不備>

原子力規制委員会が承認した容器又は確認した輸送物の保守又は使用に関連し、法令で求められている書類作成の不備がある場合、重要度を「緑」と評価する。本項において扱う不備は、法令上必要な措置を行わなかったことではなく、出荷書類、積載に係るチェックリストの作成、記録等の書類に不備がある状態を指す。

<輸送物及び容器の保守及び使用に係る不備>

事業者が、当局から承認、確認を受けた状態又は方法により、輸送物及び容器の保守及び使用ができていなかったと判断される場合、重要度を「緑」と評価する。本項においては、例えば核燃料輸送物設計承認書又は輸送容器承認書における記載内容との相違がある場合（外形寸法の相違、輸送容器の重量等が不正確である場合等）、車両運搬確認証及び積載方法承認証に記載された要件や内容等を満たしていない場合等が対象となる。従業員及び公衆の被ばく線量超過若しくは負傷又は輸送物若しくは容器の物理的な破損は本項の評価の対象とならない。

<軽微な輸送物の欠陥>

本項では核燃料輸送物設計承認書及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目において、重要性は低いと考えられる仕様に関する不備は「緑」と評価される。例えば、輸送物の臨界評価に影響のないもの、容器の耐久性に関連しないもの等が本項の評価の対象となる。

<重大な輸送物の欠陥>

本項では、核燃料輸送物設計承認証及び輸送容器承認証に記載されている安全性に関連する項目で、重要性が高いと考えられる項目の不備が対象となる。例えば、臨界の評価に影響があると考えられる項目（温度、圧力、配置、重さ、燃焼度、濃縮度、減速材、中性子吸収体等）の不備、容器等の主要構造物等の密閉システムの不備等が対象となる。

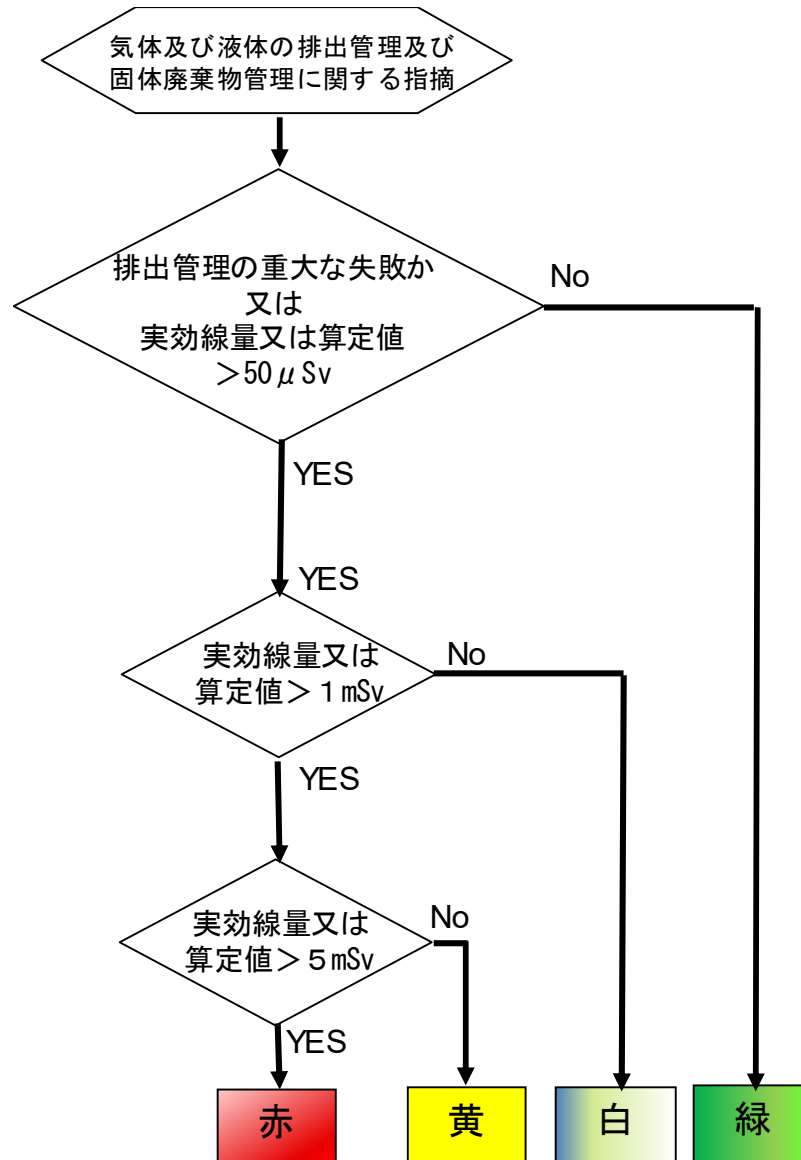
この不備が1つの場合は安全重要度を「白」、2つ以上の場合は、安全重要度を「黄」と評価する。

b. 公安委員会への通知及び危険時の対応の不備

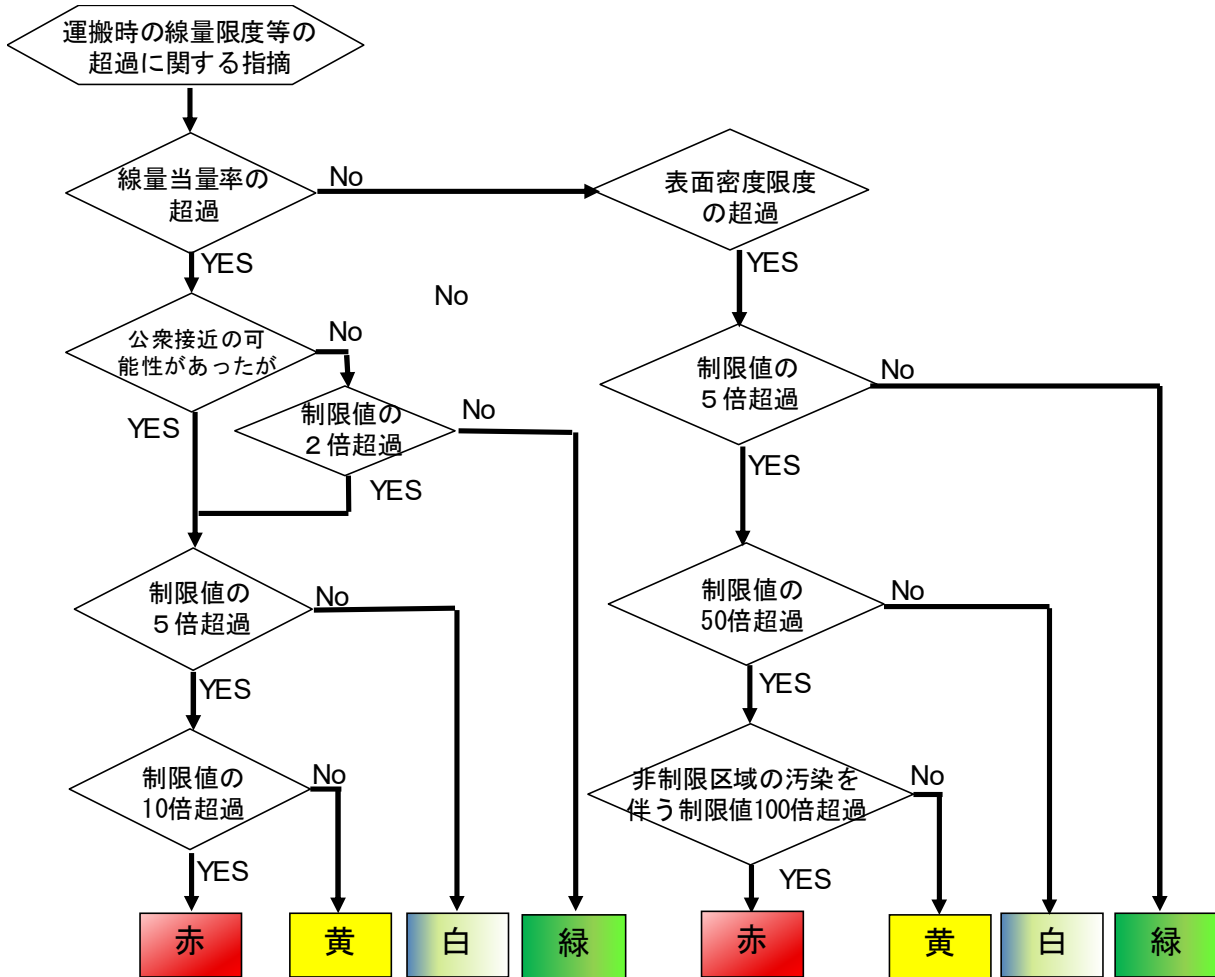
本項では、施設の外に運搬される核燃料物質に関する連絡及び緊急時対応の要件に関連する検査指摘事項について評価する。核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令（昭和 53 年総理府令第 48 号）に基づき当該の運搬物の経路

を管轄する都道府県公安委員会に届出をしないで運搬を行った場合、及び核燃料物質等の事業所外運搬に係る危険時における措置に関する規則（昭和 53 年運輸省令第 68 号）に基づく危険時の措置を取らなかった場合は、安全重要度を「白」と評価する。

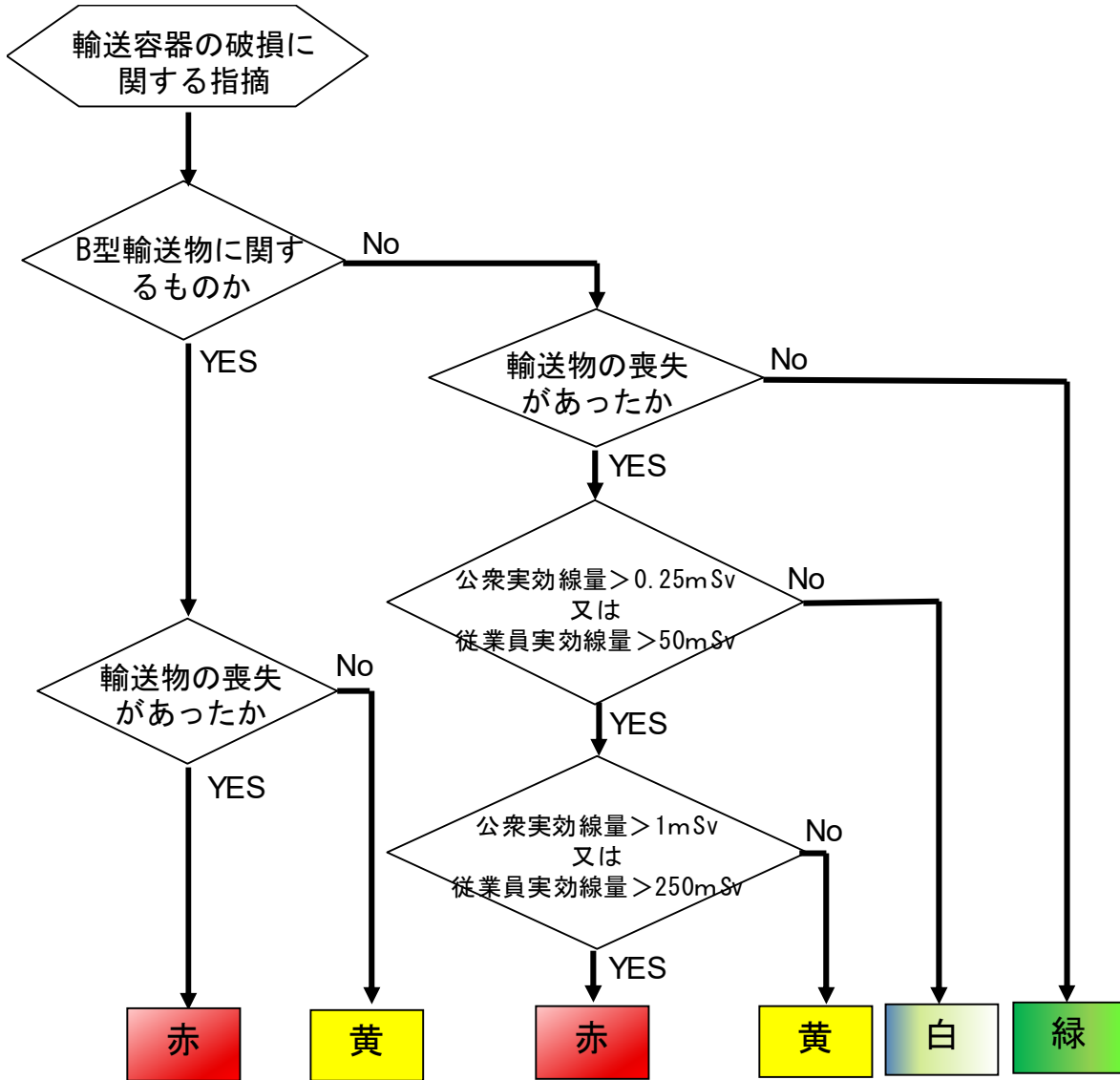
別紙1 放射性気体及び液体廃棄物の排出管理及び固体廃棄物管理
に関する重要度評価のフロー図



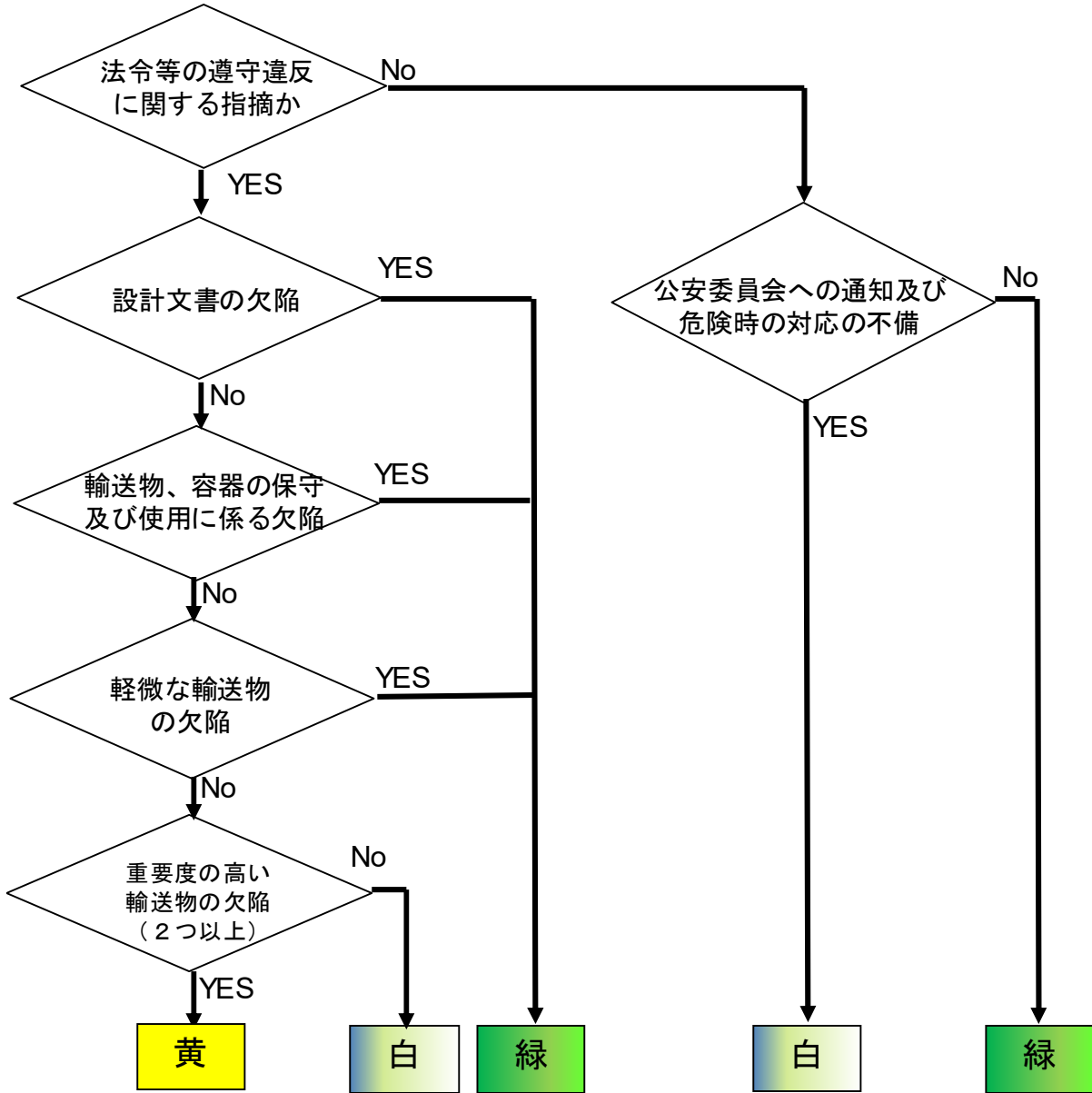
別紙2 運搬時の線量限度等の超過に関する重要度評価のフロー図



別紙3 運搬中の輸送容器の破損に関する指摘の重要度評価のフロー図



別紙4 運搬に係る法令等の遵守違反に関する重要度評価のフロー図



原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 5

火災防護に関する重要度評価ガイド

(案)

目 次

1. 適用範囲.....	3
2. 安全重要度評価の手順.....	3
3. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1）	3
3.1 概 要.....	3
3.2 フェーズ1のスクリーニング.....	5
4. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2）	12
4.1 概 要.....	12
4.2 定量評価の位置付け.....	12
4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）	12
添付1：火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート	22
添付2：劣化評価指針	28

1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において特定された安全重要度評価の対象となった検査指摘事項のうち、火災防護における深層防護に係る事業者のパフォーマンス劣化に関する安全重要度の評価に適用する。火災防護における深層防護とは、具体的に以下の要素である。

- 火災の発生を防止すること
- 火災を早期に感知して速やかに消火すること
- 消火活動により速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護すること

2. 安全重要度評価の手順

火災防護に関する安全重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。

フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、非常に低い安全重要度（緑）に相当する可能性がある火災指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「緑」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。

フェーズ2では、典型的な火災確率論的リスク評価（PRA）を簡易化した定量的な手法に基づき安全重要度評価を行う。

3. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ1）

3.1 概要

フェーズ1では、原子力検査官が非常に低い安全重要度（緑）の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「緑」と判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「緑」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに安全重要度の評価を行う。

図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき区分化される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化評価が低いものであるか否かが判定評価され、劣化評価の低い検査指摘事項は緑に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項の劣化評価が低くない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で指定された指摘事項区分に基づき一連の定性的質問を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。

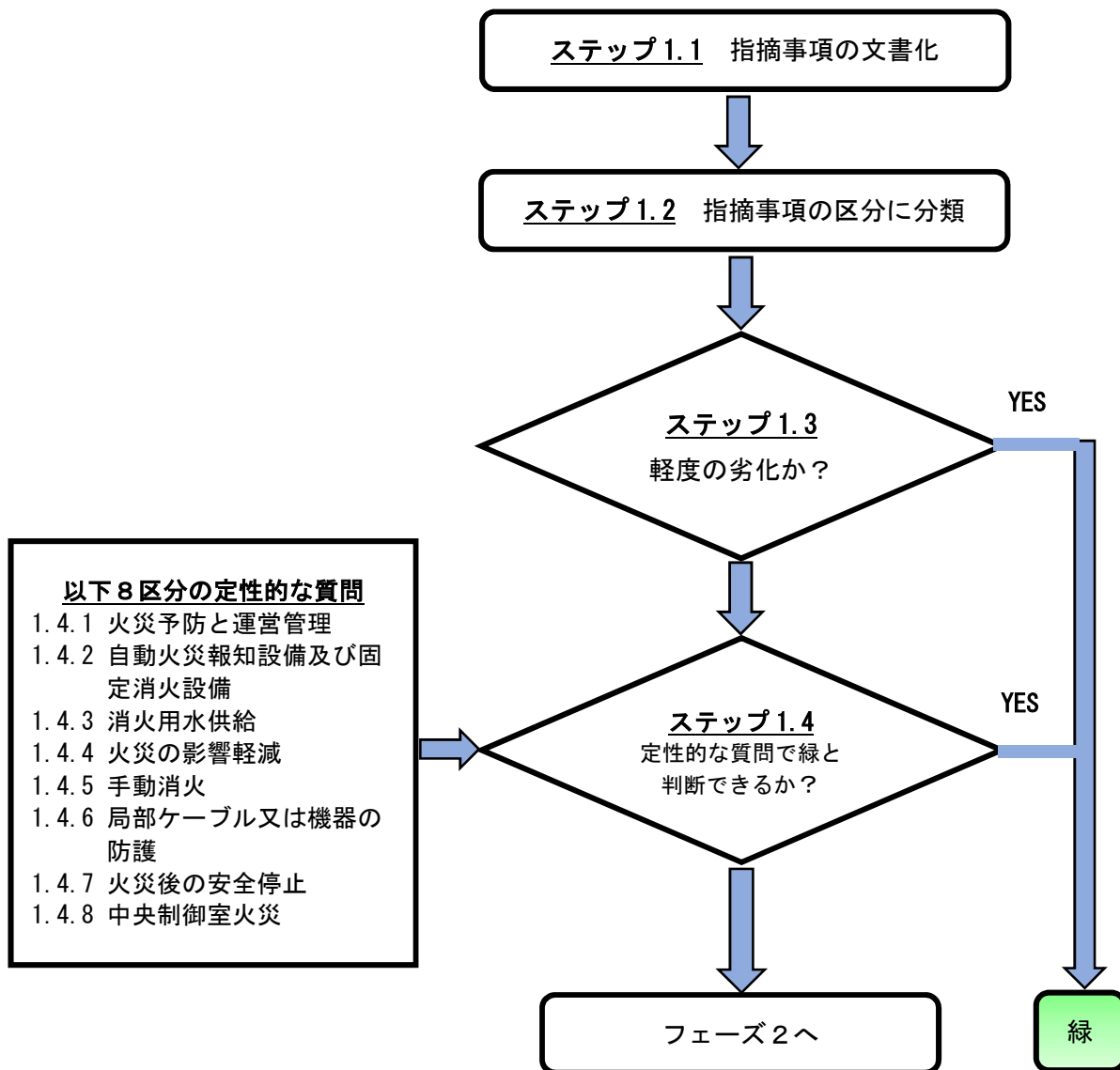


図1. フェーズ1のフローチャート

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1では、非常に低い安全重要度「緑」の指摘事項を選別する。この定性的スクリーニング方法は、検査指摘事項で事業者のパフォーマンス上の欠陥が明記され、「検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微より大きいと判断されたときに開始される。

火災防護に関する安全重要度評価のフェーズ1のスクリーニングに関しては、添付1のワークシートを参照すること。

ステップ1.1：検査指摘事項の概要を記載

検査指摘事項の概要を添付1ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を指定

以下の表に定める指針を用い、検査指摘事項を最も適した指摘事項区分に分類する。検査指摘事項は1つの区分にのみ分類することができる。分類した指摘事項区分を添付1に記録する。

表 1. 火災指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災予防と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 高温作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災報知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災検出システム ● 火災消火システム（自動又は固定） ● 自動火災防護システムの停止や代替措置として取り付けられた火災報知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源
1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局部ケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードの影響（誤作動など）
1.4.8 中央制御室火災	<ul style="list-style-type: none"> ● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、運転に影響

ステップ 1.3：低劣化

添付 2 の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付 2 の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yes—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No—ステップ 1.4 へ続く。

ステップ 1.4：検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（緑）であるかを決定する。以下、8 つの指摘事項区分それぞれにスクリーニング質問が設定する。

- 火災の発火予防
 - 1.4.1. 火災予防と運営管理
- 発生した火災の迅速な検知及び消火
 - 1.4.2. 自動火災報知設備及び固定消火設備
 - 1.4.3. 消火用水供給
 - 1.4.4. 火災の影響軽減
 - 1.4.5. 手動消火
- 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護
 - 1.4.6. 局部ケーブル又は機器の防護
 - 1.4.7. 火災後の安全停止
 - 1.4.8. 中央制御室火災

指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて指摘事項を評価する。質問が当該指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該指摘事項区分での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。添付 1 の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 1 に選択した回答の論理的根拠を説明する。

ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理

1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか。

- Yes—次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備の整った区域に悪影響を及ぼすか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 2：自動火災報知設備及び固定消火設備

1. 4. 2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 3：消火用水供給

1. 4. 3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 4：火災の影響軽減

1. 4. 4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止など）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。
- Yes－フェーズ 2 へ。
 - No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が 1 つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。
- Yes－次の質問へ。
 - No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。
- No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - Yes－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－次の質問へ。
1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないような方法で消火できる手動消火が利用できるか。
- Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 - No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.6： 局部ケーブル又は機器の防護

1.4.6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって防護されているか。

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.7： 火災後の安全停止

1.4.7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—フェーズ 2 へ。

1.4.7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。

- Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- No—次の質問へ。

1.4.7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。

- Yes—フェーズ 2 へ。
- No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.8： 中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1.4.8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2機以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しないキャビネット内に設置されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

4. 火災防護に関する安全重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

安全重要度評価において、火災 PRA が活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。

4.2 定量評価の位置付け

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

フェーズ2評価における火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。本全体概念フローに示すように、まず個別事象の分類を行い、事象ごとに評価を実施する。

(2) 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合、以下のフローで火災の影響を評価する。図3に火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フローを示す。

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

(4) 詳細評価

簡易評価において基準との比較により白以上と判断された事象、又は詳細な火災伝播解析が必要な事象については、詳細評価を実施する。詳細評価の評価フローを図5に示す。

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

米国 NRC（アメリカ合衆国原子力規制委員会）で開発された簡易火災影響評価ツール(FDT^s(Fire Dynamics Tools))を用いた火災影響を実施する。以下のFDT^sの入力データ例を図6に、計算結果例を図7に示す。

(6) 詳細火災伝播解析コードによる火災影響評価

米国 NIST（アメリカ国立標準技術研究所）で開発された詳細火災伝播解析コード(FDS) を用いた火災伝播解析を実施する。以下の FDS の解析結果モデル図を図 8 に、解析結果例を図 9 に示す。ただし、本詳細解析モデルの作成には、詳細な設計条件が必要となる。

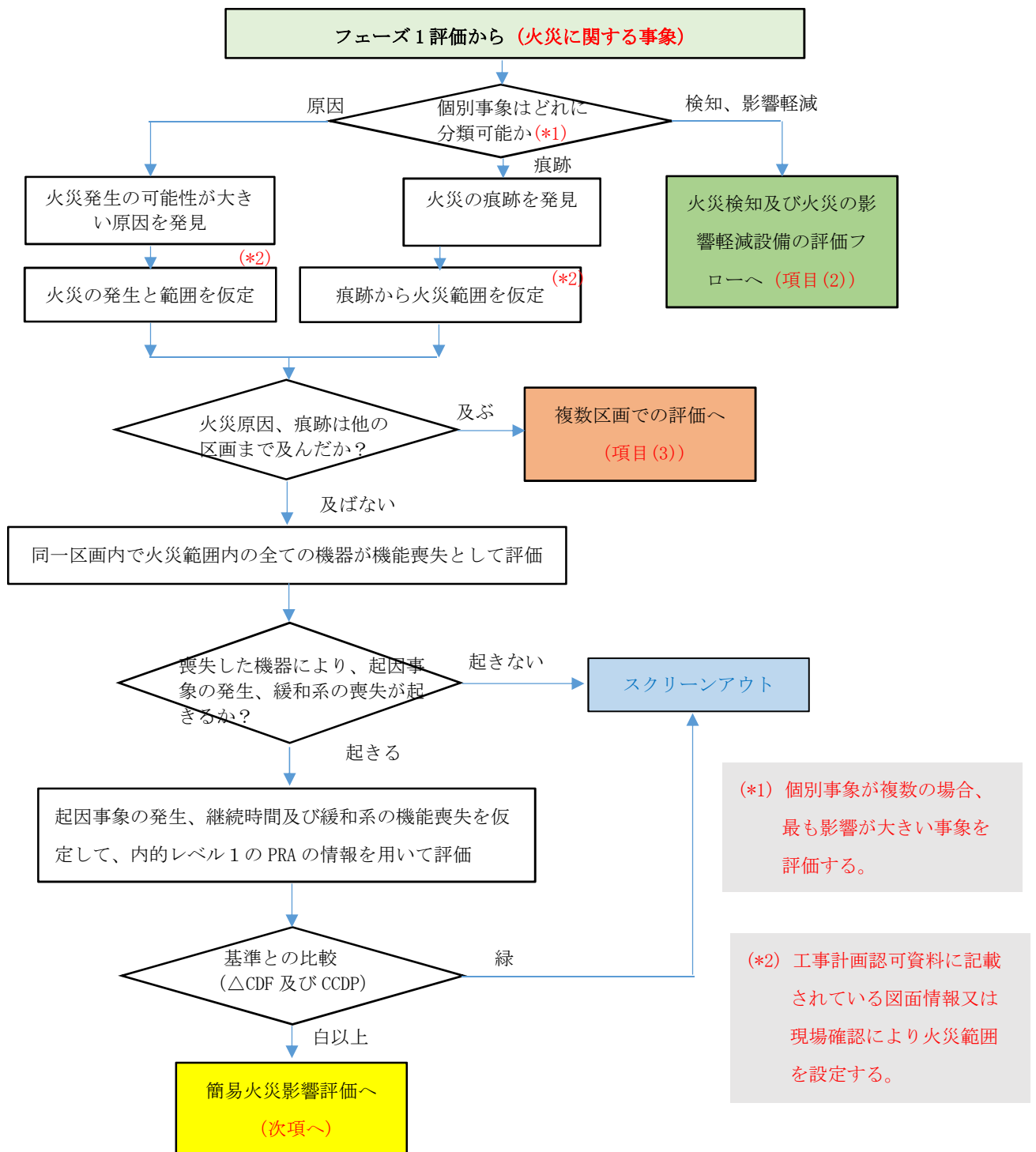


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

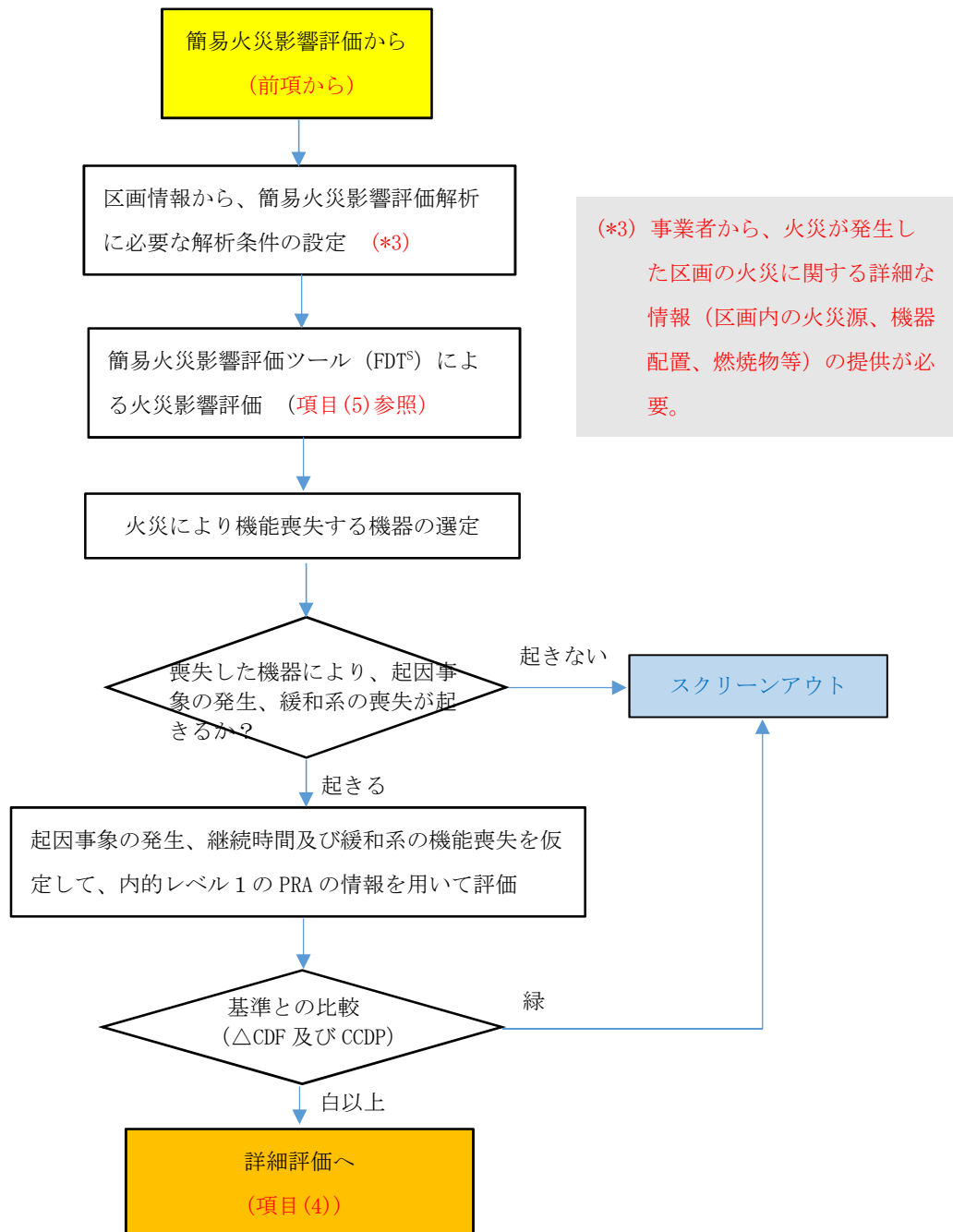


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

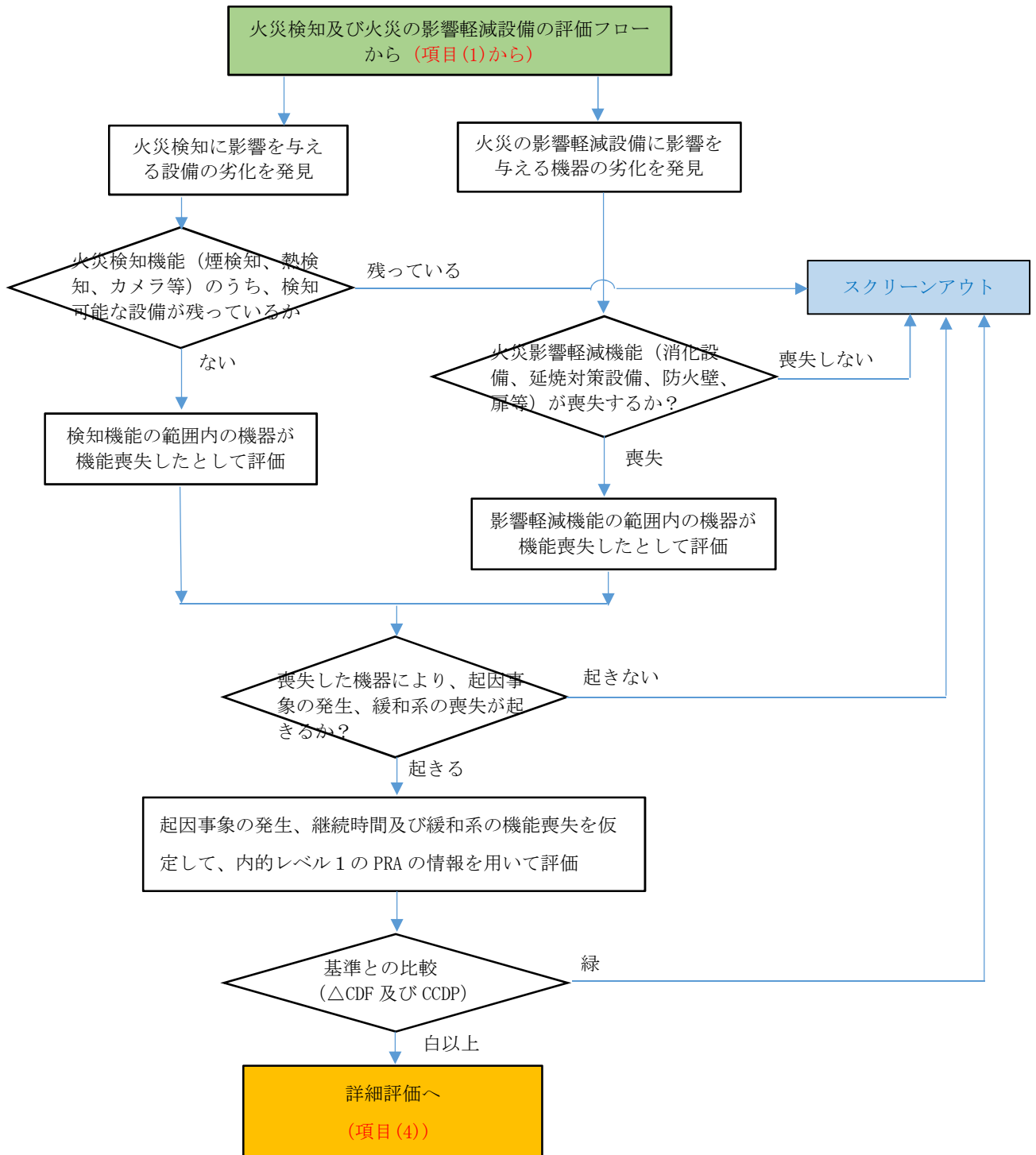


図3 火災の検知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

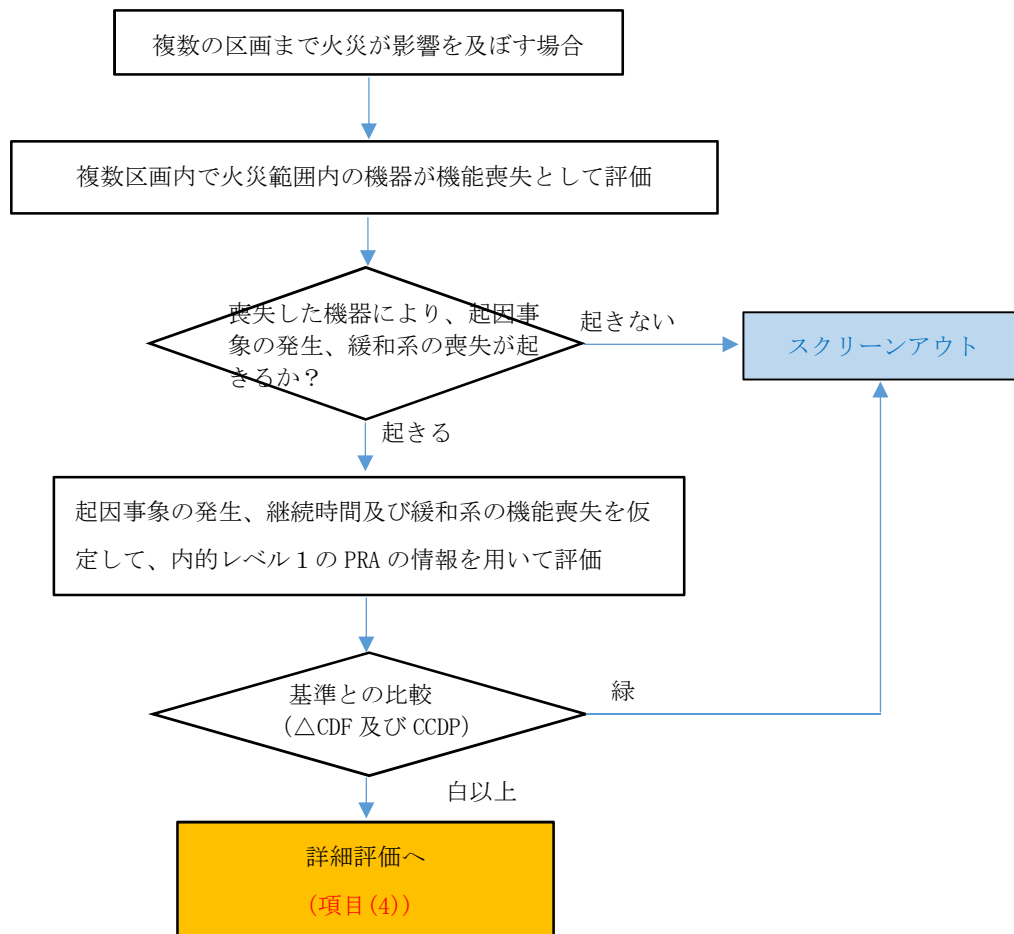


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

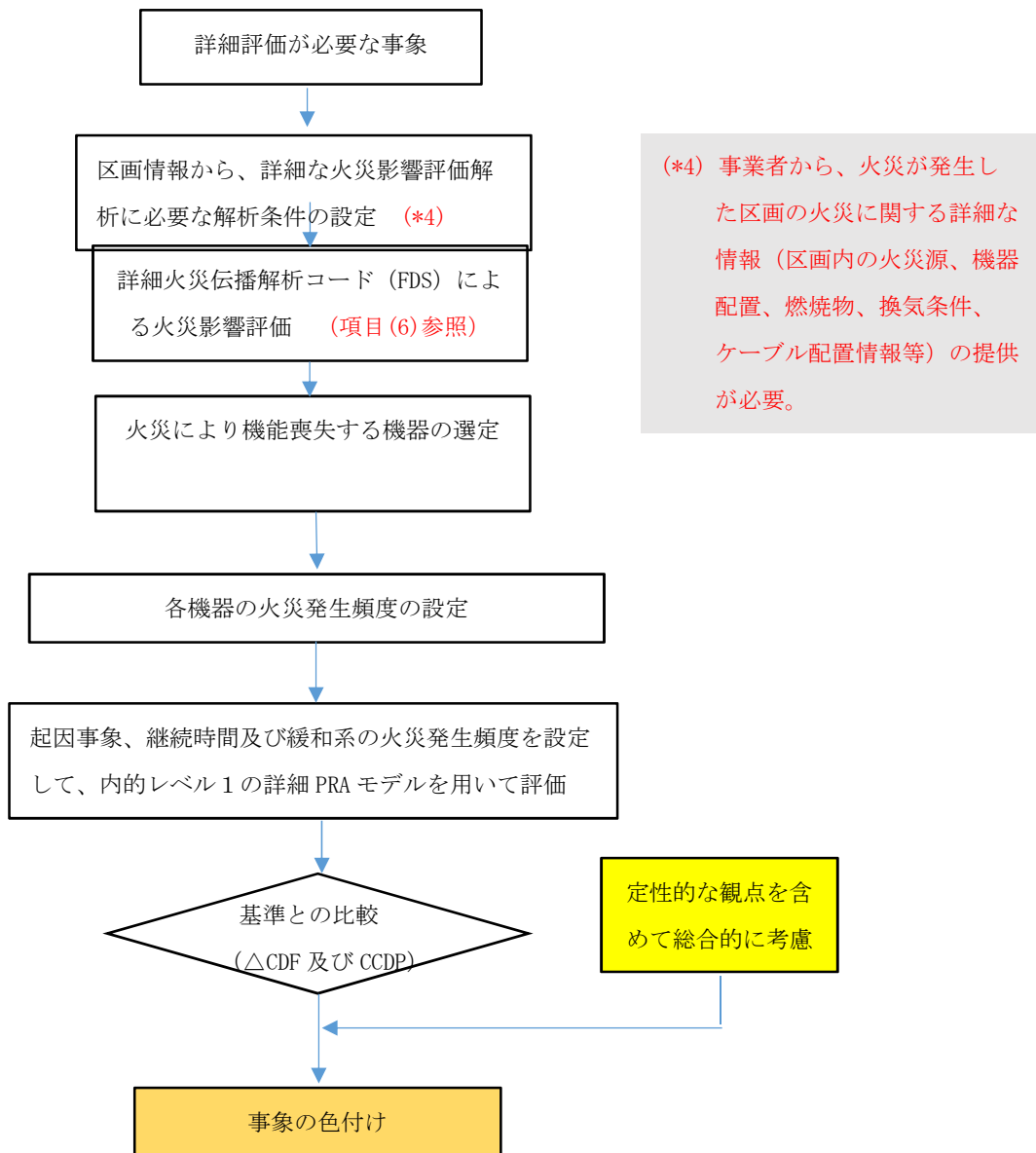


図5 詳細評価の評価フロー



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title:

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c)	16.40 ft
Compartment Length (l_c)	16.40 ft
Compartment Height (h_c)	11.48 ft
Vent Width (w_v)	3.28 ft
Vent Height (h_v)	6.90 ft
Top of Vent from Floor (V_T)	6.90 ft
Interior Lining Thickness (δ)	12.00 in

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a)	70.00 °F
Specific Heat of Air (c_p)	1.00 kJ/kg-K
Ambient Air Density (ρ_a)	1.20 kg/m ³

Note: Ambient Air Density (ρ_a) will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal Inertia ($k\rho c$)	2.9 (kW/m ² -K) ² -sec
Interior Lining Thermal Conductivity (k)	0.0015 kW/m-K
Interior Lining Specific Heat (c)	0.75 kJ/kg-K
Interior Lining Density (ρ)	2400 kg/m ³

図6 簡易火災影響評価ツール(FDTs)の入力データ例



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

Results	Time After Ignition (t)		\dot{h}_c (kW/m ² -K)	ΔT_g (°K)	T_g (°K)	T_g (°C)	T_s (°F)
	(min)	(sec)					
	0	0.00	-	-	294.11	21.11	70.00
	1	60	0.22	100.57	394.68	121.66	251.03
	2	120	0.16	112.89	407.00	134.00	273.20
	3	180	0.13	120.78	414.89	141.89	287.40
	4	240	0.11	126.71	420.82	147.82	298.08
	5	300	0.10	131.51	425.62	152.62	306.72
	10	600	0.07	147.62	441.73	168.73	335.71
	15	900	0.06	157.94	452.05	179.05	354.29
	20	1200	0.05	165.70	459.81	186.81	368.25
	25	1500	0.04	171.97	466.09	193.09	379.55
	30	1800	0.04	177.28	471.39	198.39	389.11
	35	2100	0.04	181.89	476.01	203.01	397.41
	40	2400	0.03	185.99	480.10	207.10	404.78
	45	2700	0.03	189.68	483.79	210.79	411.42
	50	3000	0.03	193.04	487.15	214.15	417.46
	55	3300	0.03	196.13	490.24	217.24	423.03
	60	3600	0.03	198.99	493.10	220.10	428.18

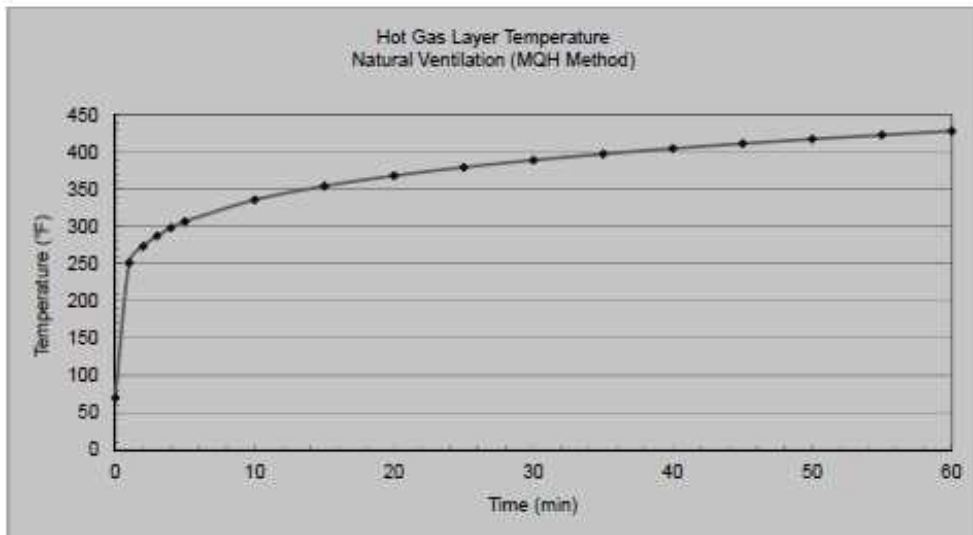


図7 簡易火災影響評価ツール(FDTs)の解析例

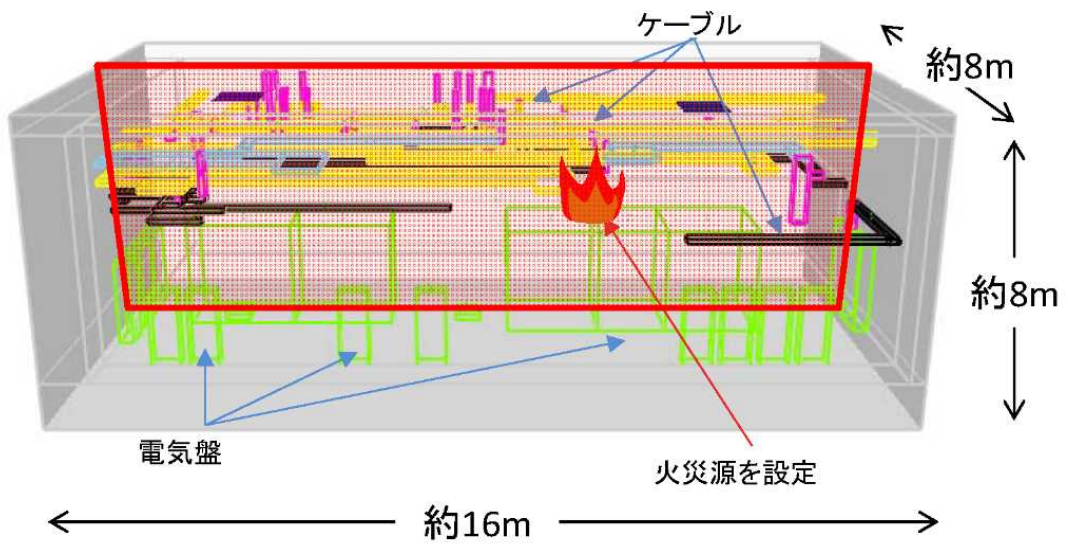


図8 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析モデル例

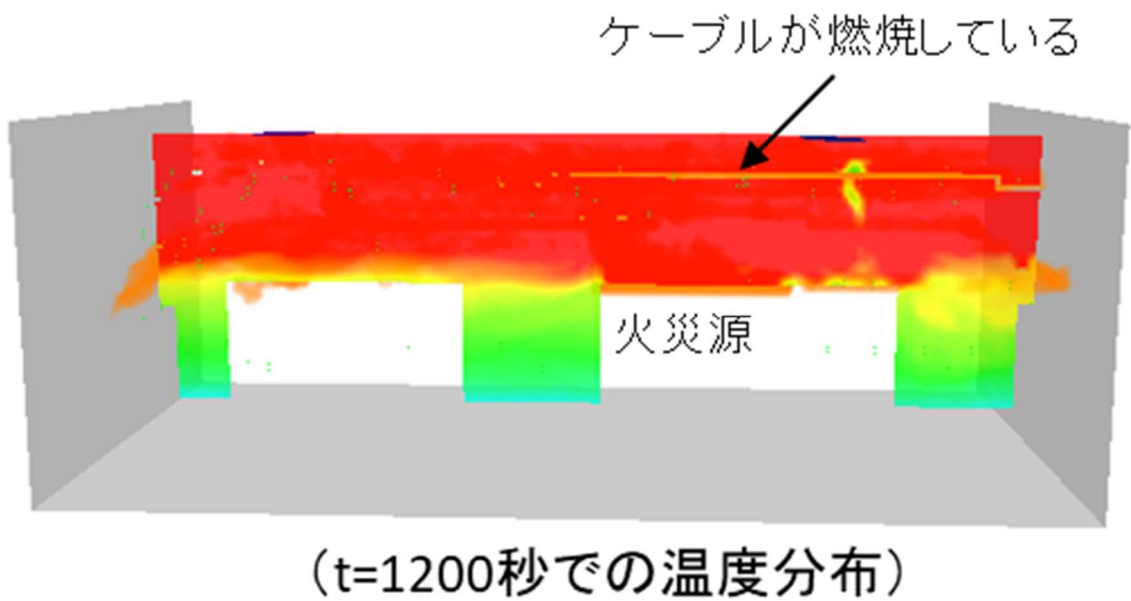


図9 詳細火災伝播解析コード(FDS)の解析結果例

添付1 火災防護の安全重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護 SDP フェーズ1 ワークシート

ステップ1.1－検査指摘事項の概要を記載

ステップ1.2－検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表1を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ1.3：低劣化

添付2の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付1にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付2の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yes－緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No－ステップ1.4へ続く。

劣化評価の根拠

ステップ 1.4：検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問

ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、スクリーニング質問に回答し、非常に低い安全重要度（緑）であるかを決定する。以下、8 つの指摘事項区分それぞれにスクリーニング質問が設定する。

- 火災の発火予防
 - 1.4.1. 火災予防と運営管理
- 発生した火災の迅速な検知及び消火
 - 1.4.2. 自動火災報知設備及び固定消火設備
 - 1.4.3. 消火用水供給
 - 1.4.4. 火災の影響軽減
 - 1.4.5. 手動消火
- 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護
 - 1.4.6. 局部ケーブル又は機器の防護
 - 1.4.7. 火災後の安全停止
 - 1.4.8. 中央制御室火災

指摘事項区分のスクリーニング質問のみを用いて指摘事項を評価する。質問が当該指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該指摘事項区分での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。添付 1 の○にチェックを入れることで各質問に回答する。添付 1 に選択した回答の論理的根拠を説明する。

ステップ 1.4.1：火災予防と運営管理

1.4.1-A 質問：検査指摘事項は、火災、火災感知の遅延又は信用のある安全停止機能に悪影響を及ぼすなど、これまでに評価されていたよりもさらに重大な結果をもたらす確率を高めるものか。

○Yes—次の質問へ。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.1-B 質問：検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備の整った区域に悪影響を及ぼすか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.2：自動火災報知設備及び固定消火設備

1.4.2-A 質問：劣化した又は機能しない火災の感知又は消火システムが、安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすか。

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.3：消火用水供給

1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために必要な容量の消火水（要求圧力）が確保され、施設内で最も厳しい場所においても要求圧力が確保されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1.4.4：火災の影響軽減

1.4.4-A 質問：火災区域にある安全停止に必要な機器の位置を考慮した上で、火災閉じ込め機能の劣化により、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止など）を維持し続けることができるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-B 質問：火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。

○Yes－次の質問へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1.4.4-D 質問：検査指摘事項が防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉を正しく閉め機能に影響しなかった場合、防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するか。

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-E 質問：火災閉じ込め機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に広がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。

○Yes—次の質問へ。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

1. 4. 4-F 質問：質問 1. 4. 4-E の答えが Yes の場合、火災閉じ込め要素（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災拡散によって、影響を受けるほど安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。

○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○Yes—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 5：手動消火

1. 4. 5-A 質問：検査指摘事項は、高温作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災防護計画に関連するか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、完全な自動又は手動消火設備により保護されているか？

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないような方法で消火できる手動消火が利用できるか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局部ケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって防護されているか。

○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No—次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、標的に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災報知設備及び耐火被覆によって防護されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

1. 4. 7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ 2 へ。

1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項の影響は、信用のある安全停止成功パスには必要とされない機器に限定されるか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、信用ある安全停止成功パスを用いた高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。

○Yes－フェーズ 2 へ。

○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 機以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、これらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1. 4. 8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない 2 機以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しないキャビネット内に設置されているか。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。

○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

○No－フェーズ2へ。

添付2 劣化評価指針

本指針は、火災防護に係る検査指摘事項に対する劣化評価の高低を判断するためのものである。ステップ 1.3 で定める指摘事項区分のほとんどの適用される。本指針は、可能性のある全ての種類の劣化を完全にリスト化したものではない。そのため、原子力検査官は、以下の指針に従って低劣化として区分される検査指摘事項であったとしても、指針で想定される以上に問題があると考えられる場合には、高劣化とするかを検討するものとする。

1. 火災予防と運営管理

本項では、プラントの火災予防及びその他の運用管理（火気作業許可、仮置き可燃物管理プログラム、火災監視など）に対する検査指摘事項の劣化評価を判断するための指針を定めている。

火気作業の許可又は火災監視規定に対する指摘事項

低劣化は、火災が発生する可能性に何ら重大な影響のない、又は発生した火災が直ちに消火されるような検査指摘事項に対して付与される。以下が低劣化の例である：

- 消火器や他の要求される設備を適切に配備していなくても、適切な可搬式消火器が近くにある場合。例えば以下の場合であって、可搬式消火器が利用可能である場合も含まれる：
 - ◇ 監視の際に、火気作業許可によって要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない、又は不適切に充填された消火器だけを配備している
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない消火器だけを配備している（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）
- 火気作業許可が不適切であるが、通常要求される火災防護対策が全て整備されている（適切な設備、訓練された火災監視員など）。
- 火気作業記録保持に関する違反

高劣化は、火災監視による早期の消火ができない場合である。以下が高劣化の例である：

- 火気作業から発生する火災に対して全ての区域における火災監視が実施できていない
- 現場での火災監視実施の不備

- 消火器やその他の要求される設備を不適切に配備した火災監視。不適切な配備には以下を含む：
 - ◇ 監視の際、火気作業で要求される消火器を持っていない
 - ◇ 充填されていない又は不適切に充填された消火器
 - ◇ 関係する火災危険又は現場の条件に対応しない可搬式消火器（電気火災に対して電気火災に対応していない消火器を使用するなど）。
- 高温作業時に、以下の安全条件¹のいずれかを維持できていない火災監視：
 - ◇ 現場に可燃物がない、又は移動できない可燃物は引火しないように遮蔽されている
 - ◇ 使用される消火設備が、十分使用できる状態で良好な整備状態である
 - ◇ 紙の切れ端、木の削り屑、布繊維などの可燃材が床に落ちている場合、床半径10m内をきれいに掃除されている
 - ◇ 可燃性の床の半径 10m内を、水で濡らし、又は湿った砂若しくは耐火性シートで覆われている
- 火気作業完了後、観察が要求される全ての地点で火災監視を少なくとも30分以上、維持しない

可燃物管理プログラムに対する指摘事項：

火災頻度に影響を及ぼす可能性があるのは、仮置き可燃物、特に既存の熱源又は電気エネルギー源からの発火につながるおそれのある可燃物の管理に係る検査指摘事項である。火災頻度の観点から重大とされる仮置き可燃物は、引火点の低い液体（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）と自己発火可燃物（油のついた布等）である。可燃物に加え、喫煙や許可されていないヒーター又は熱源の存在も区画室の火災頻度に悪影響を与えるおそれがある。

可燃物管理プログラムに対する検査指摘事項の劣化評価は、低劣化又は高劣化で示される。低劣化及び高劣化の例は、以下のとおりである：

- 低劣化：

¹ 安全条件は、NFPA 51B「溶接、切断及び他の高温作業時の火災予防標準」1999年版のサブセクション 3-3.2にある条件リストから取得。

- 施設の規定で許容された量を超えるが、承認された容器に入れられた低引火点の可燃性液体。
- 高劣化：
 - 施設の可燃物管理で許容される量を超え、放置され、承認された容器に入っていない低引火点（危険物第4類第三石油類以下の引火点のもの）の相当量の可燃性液体
 - 承認された容器に入っていない油のついた布などの自己発火可燃物
 - 禁煙場所で最近喫煙のあった痕跡
 - 区域内の承認されていないヒーター又は熱源

2. 自動火災報知設備及び固定消火設備

火災感知器：

- 低劣化：
 - 煙又は熱感知器の10%未満が劣化しており（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある。（非閉じ込め可燃物火災又は引火性液体火災の可能性のある区域には適用しない）
 - 常に要員が配備された区域で、25%未満の感知器（熱又は煙）が劣化した（機能しない、誤って設置した又は設置されていない）
- 高劣化：
 - 電源オフ
 - システムと互換性のない感知器
 - 自動火災報知設備の受信盤及び地区音響設備が動作しない、聞き取れない又は機能しない
 - 煙又は熱感知器の10%以上が劣化しており、機能している感知器が問題の可燃物のそばにある
 - 常に要員が配備された区画で、感知器の25%以上が劣化している

水系消火設備：

- 低劣化：
 - スプリンクラーヘッドの 10%未満が塞がっているか、機能していない
 - 問題の可燃物の 3m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）内に機能しているスプリンクラーヘッドがある
- 高劣化：
 - 機能しない系統
 - スプリンクラーヘッドの 10%以上が塞がっているか、又は機能していない
 - 最も近くの水頭が、問題の可燃物から 3m（又は消防法令によるスプリンクラーヘッド間の最大許容間隔）より遠くにある

ガス系消火設備：

注：劣化の種類によっては、低劣化と判断される可能性がある検査指摘事項であっても、より問題がある可能性があるため、高劣化事項として検討するものとする。例えば、制御室につながる貫通孔があるシステムは消火に有効であるが、同時に制御室からの退去や制御室運転員の SCBA（自給式呼吸器）着用につながる可能性があるため、高劣化として検討するものとする。

- 低劣化：
 - 単一の直径 3 cmの貫通未シールの面積を持つ壁又は床にある穴（制御室や遠隔停止区域につながらない）
 - 645 cm²までの天井の穴（制御室や遠隔停止区域につながらない）
 - 設計基準の 60 秒を超えるシステム動作の遅延
 - 放射時間が許容値を 25%超えている
 - 試験データの欠如
 - 試験データが、15 分間の消火ガスの濃度を示している（許可基準では、20 分を要求される場合）
 - 消火薬剤量が、必要数には達していないが、消火ガスの濃度が消炎濃度以上のもの

- 高劣化：
 - 電源オフ
 - 消火薬剤量が、必要数には達しておらず、消火ガスの濃度が消炎濃度以下のもの（設計濃度を達成するが、消火ガスの閉じ込め機能を維持できない）
 - 噴射ヘッドが完全に塞がれていてガスを放出できない（噴射ヘッドの周りが何かで留められている、又は噴射ヘッドが何かで覆われているなど）
 - 低劣化区分に指定される以上の壁、床又は天井の穴

3. 火災の閉じ込めと局部ケーブル又は機器の防護

火災の閉じ込めと局部ケーブル又は機器の防護に係る検査指摘事項を評価する方法（ステップ 1.3 参照）は類似している。この 2 つの区分は、受動的な火災防護に起こる検査指摘事項に対応している。低劣化又は高劣化の判断は、考慮している火災バリアの種類によって異なる。以下に、確認された劣化が、それぞれの火災バリアの劣化評価とどのような関係があるかについて、例を記載している。評価者は、検討中のバリアに最も合致した火災バリアを選定し、評価を実施しなければならない。

低密度／高密度エラストマー（シリコンフォームなど）（貫通部シール材）：

- 低劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%未満の紛失
 - バリア又は機器に予防保全が実施されていない
 - シール深さの 50%未満である 3mm未満のシール材料の貫通亀裂
- 高劣化
 - 要求されるシール厚みの 10%以上の紛失
 - 試験又は評価がされていないシール構成で、フォームの 28cm未満
 - シール材中の 9mmより大きな亀裂が、反対面まで広がっている

難燃性及び非難燃性板又はブランケット（ミネラルウール又はセラミック繊維など）：

- 低劣化
 - バリア材厚さの 10%未満の喪失、又はもともと施工されていない

- 直径 12mm以下の貫通亀裂
- 材料の圧縮
- 高劣化
 - バリア材の設計厚さの 10%以上を紛失、又はもともと施工されていない場所が 38 cm²を超える
 - 直径 12mmより大きい貫通亀裂
 - 15 cm未満のラップに入る大型金属製断面サポート又は大型断面ケーブル
 - 試験又は評価がされていないバリア構成

単独／ブート型シール：

- 低劣化
 - 酷い裂け目、緩んだバンド又はバンドの解放
 - 両側のブート紛失
- 高劣化
 - 支持の紛失
 - 7 cm未満のシール
 - セラミック繊維なし

コンクリート及びセメント性漆喰又は貫通シール材：

- 低劣化
 - 要求バリア厚さの 50%以下である 3mm未満のバリア上の貫通亀裂
 - 深さ 1.5mmのバリアギャップ又は亀裂
- 高劣化
 - 要求されるコンクリート厚さの 30%超が紛失
 - 熱吸収の上昇につながる表面の大部分の変形（表面の 50%超）

- 構造健全性を損なうと判断される亀裂
- 厚さ 11 cm未満

扉：

- 低劣化
 - 製造者推奨仕様の 25%又は最大 9mmのギャップを超えない扉のギャップ
 - 扉の片面にある複数の穴で開口部が 3mm未満のもの
- 高劣化
 - 扉表面にある開口部が 25mmを超える複数の孔
 - 扉が勝手に開く又はラッチが壊れている
 - 扉の閉まりを確保する防火扉の閉鎖機構が故障している

ダンパー：

- 低劣化
 - 事業者の保全が適切に実施されていないダンパー
 - 完全に閉まるダンパー
- 高劣化
 - ヒューズブルリンクの温度が過剰に高い、又はヒューズブルリンクが正しく設置されていない
 - 電熱リンク（ETL）の温度が過剰に高い、又は ETL が正しく設置されていない
 - ダンパーが完全に閉まらない
 - 鋼製ダクトでの火災バリアにダンパーがない
 - ダンパーが予測される換気に対し閉まる規格でない
 - 壊れたラッチ（閉鎖にラッチが必要な箇所）
 - ダンパーが取り付けられていない

未シール電線管：

- 低劣化
 - バリアの両側 1m以上の不燃材で覆われて 25mm未満の未シールの電線管
- 高劣化
 - バリアの両側の長さに関係なく 25mmを超える未シールの電線管

ウォーターカーテン：

- 低劣化
 - ヘッドの 10%未満が塞がれ又は詰まったが、隣接するヘッドはどれも詰まっていない
- 高劣化
 - 10%超のヘッドが塞がれ若しくは詰まった、又は隣接する2つのヘッドが塞がれ又は詰まった
 - システムが機能しない

放射エネルギー遮蔽：

注：放射エネルギー遮蔽が、“評価された”バリア（Darmatt、Interram）の場合、上記から適切なバリアの種類を使用する。

- 低劣化：
 - バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を完全に塞ぎ、非可燃物である
- 高劣化：
 - バリアが、対象標的と、冗長標的に影響を与える可能性がある発火源の間を部分的にしか塞いでいない
 - 可燃性である

4. 火災後安全停止

火災後安全停止（SSD）に係る指摘事項は、手動操作、関連回路の解析、要求回路の解析、誤作動、交互停止、火災対応手順、火災後安全停止解析などの火災後の SSD の運用面における劣化に関連している。

火災後 SSD 指摘事項区分は、受動的火災バリア、火災感知器及び消火器などの指定安全停止パスの物理的防護に対する指摘事項に対応するものではない。物理的防護機能に対する指摘事項は、別の指摘事項区分で扱われる。

認可取得者の火災後 SSD プログラムに対する低劣化及び高劣化の例を以下に示す：

- 低劣化：
 - 運転員の経験・熟練度で補完できる軽微な手順上の不備
- 高劣化：
 - 火災 SSD 手順との間の手順上の不一致
 - 手順で定められたとおりに整備又は設置がされていない設備又は工具
 - 運転員の火災 SSD 手順訓練が不完全
 - 利用可能な要員だけで、規定されたマニュアル措置を実施する可能性が明確でない
 - 火災後 SSD 解析が不完全
 - SSD 手順で措置が求められる現場が環境上困難な区域にある（低温・高温、高湿度など）
 - 運転員が入手できる又は火災 SSD 若しくは EOP 手順で扱われる情報から、プラント状態を評価できない、又は容易に解釈できない
 - プラント設計又は機器設計が、運転員の SSD 操作パフォーマンスに深刻な影響を与える
 - 代替停止手順の欠如

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 6

停止時の指摘事項に対する重要度評価ガイド

(案)

目 次

1. 適用範囲.....	3
2. 背 景.....	3
3. 用語の定義.....	3
4. 指 針.....	7
添付1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング）	10
添付2：詳細リスク評価	24

1. 適用範囲

本附属書は、プラント停止時の安全重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のガイドラインについて定めたものである。安全重要度決定プロセスのスクリーニングは、本附属書の添付1として規定されるとおり、停止操作に特化したスクリーニング基準（「緑」を特定する質問）によって構成される。加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の双方について、原子力検査官がプラント停止状態に係る指摘事項を確認した場合、原子力検査官は本スクリーニングのガイドラインを使用することになる。

添付1には、重要度決定プロセスの詳細リスク評価により、さらに評価が必要と判断される場合も列挙している。詳細リスク評価のガイドを、添付2に示す。また、プラント停止時の重要度決定プロセスのスクリーニング及び詳細リスク評価のフローを図1に示す。

2. 背景

PWR 及び BWR における停止操作においては、発電所運転中には起こらないことがある特異な脆弱性が発生する。停止した発電所は、一定の主要安全機能が適切に維持され管理される限り安全な状態にある。それらの機能を以下に示す；

- ◆ 崩壊熱除去
- ◆ 保有水管理
- ◆ 電力供給力
- ◆ 反応度制御
- ◆ 格納容器密閉能力

通常の核燃料交換停止時の電力供給停止中に事業者が実施する業務の範囲は広くかつ多様である。核燃料交換の他に、予防及び是正目的のメンテナンス、改造、サーベイランス試験、ISI、及びこれらの作業の管理業務などが、電力供給停止の計画及び管理を非常に困難なものにしている。これらの業務は、リスク管理及び主要安全機能維持の目的を持って調整することが必要不可欠である。加えて、計画外停止及び強制停止に関する業務は燃料交換時の業務範囲よりはるかに小さいものの、これらの停止を安全に行うために停止状態中の脆弱性について燃料交換時と同様の注意が必要である。本重要度決定プロセスは、上記のような特徴を考慮に入れたうえで、停止状態中における指摘事項の安全上の重要度の決定を支援するために策定されたものである。

3. 用語の定義

別段の定めがない限り、以下の定義は PWR 及び BWR の両方に適用される。

利用可能：以下の場合、設備は利用可能とみなす；

- (1) 設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。

- (2) 意図された機能を満たすよう設備を使用するための手順書、指示書又は規則書 (standing orders) がある。
- (3) 全ての必要な支持系統 (交流(AC)電力、冷却水、直流(DC)制御電力など)の設備がその機能を遂行するのに必要な時間の半分の時間内で供用状態となる。
- (4) 運転員が所定の状況でその設備を使用する訓練を受けている。

キャビティ冠水：原子炉ヘッド部が取り外され、冷却水位が取替燃料の置かれている床の高さまで上昇している原子炉冷却系統の状態。

炉心損傷：炉心損傷は被覆管の最高温度が華氏 1,300 度を超える場合に相当する。華氏 1,340 度を超えると被覆管の酸化や膨張により炉心挙動に影響が出る。

重力給水(Gravity Feed)：重力給水とは、動力装置 (例：ポンプ) を使わずに貯蔵源 (例：濃縮貯蔵タンク又は燃料交換貯蔵タンク) から原子炉冷却水系統に水を加える工程である。この場合、冷却水供給源は原子炉より高い位置になければならず、原子炉は大気圧状態にあるか大気圧に達することができなければならない。重力給水は、原子炉冷却水系統の沸騰が始まった後に重力給水が利用可能であることが期待される場合に有効と評価される。重力給水の信用性を評価するに当たり、RWST 又は他の原子炉冷却水系統在庫貯蔵源により施される位置水頭が起こらないようにする以下の要因を考慮する必要がある。

- (1) サージ管の圧力が落ちる。
- (2) 加圧装置に取り込まれた水の蓄積。
- (3) (緩んだ部品の管理又はガス排出抑制) 制限された原子炉冷却水系統の排出経路。ただし、PWR のみ。

ミッドループ運転：ミッドループ状態は、原子炉冷却水系統の水位が原子炉容器との接合点でのホットレグの流水エリア最頂部より低い場合は必ず生ずる。ただし、PWR のみ。

原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業：正しく行われないと保有水喪失事象につながる可能性の伴う計画的なメンテナンス時の放水をいう。原子炉格納容器の排水の可能性を伴う操業に伴ういかなる問題も、適正な保有水喪失基準 (LOI) を使用して評価しなければならない。

保有水減少(Reduced Inventory)状態：原子炉容器の水位が原子炉容器フランジの 3 フィートより低くなった原子炉冷却水系統の状態。ミッドループは保有水減少状態の一部に当たる。また、1 体以上の核燃料集合体が原子炉容器内になければならない (ただし、PWR のみ)。

原子炉冷却系統通気：以下の場合、原子炉冷却系統は通気状態にあるとみなされる；

- (1) 蒸気発生装置の熱除去が持続できない。ただし、PWR のみ。

(2) フィードアンドブリードをサポートするのに十分な大きさの通気路が設置されている。通気路の例には、開放された加圧器マンホール(open pressurizer manways)、逃がし安全放出弁取り外し及び格納容器蓋取り外しが含まれる。

燃料交換用水貯蔵タンク／復水貯蔵タンクの枯渇：燃料交換用水貯蔵タンク又は復水貯蔵タンクのレベルが、原子炉冷却系統への注入を続けるのに補給又は再循環(ただし、PWRのみ)が必要な水位に達した時点で発生する。

自動制御式原子炉保有水減少：漏えいが、残留熱除去システムが原子炉冷却系統に取り付けられている場所より高いところで起こった場合の保有水減少のことをいう。人が操作しなくても残留熱除去系統又は崩壊熱除去系統が損なわれないうちに漏れが止まる。

停止操作：停止操作は、少なくとも1つの燃料核燃料集合体が原子炉容器にあり、かつ残留熱除去又は崩壊熱除去系統が運転中の場合に、高熱停止、冷温停止及び核燃料交換中に生ずる。

○重要度決定の段階

スクリーニング - 指摘事項の特性評価及び初期スクリーニング：スクリーニングは、検査指摘事項を特性評価し、初期スクリーニングにより重要度が低い「緑」か又は「白」以上かを特定するために使用される。

詳細リスク評価 - リスク重要度の決定及び正当化：スクリーニングによって重要度が低いと判断されなかったものに対し、詳細リスク評価を実施する。

○停止時における指摘事項の種類

前兆の指摘事項 - 以下の検査指摘事項をいう；

- (1) ある事象の原因となる指摘(例えば、運転中の残存熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失)
- (2) ある事象の可能性を増大させる指摘

状態の指摘事項 - 事象が起こった場合に事象を緩和する事業者の能力低下に係る指摘。待機中の残留熱除去系統又は崩壊熱除去系に影響する指摘。

○停止起因事象

残留熱除去系の喪失 (LORHR) - 残留熱除去系又は崩壊熱除去系の故障(残留熱除去系又は崩壊熱除去系ポンプの故障など)又は外部電源以外の残留熱除去又は崩壊熱除去サポート系の故障による残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失など。

外部電源の喪失 (LOOP) - 残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こす外部電源の喪失など。外部電源の喪失事象は発電所運転状態 3 (POS3) では評価されない。

原子炉保有水喪失 (LOI) - BWR の低水位での残留熱除去系又は崩壊熱除去系の自動分離、ポンプの吸引喪失による残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失を引き起こすか又はその可能性のある原子炉冷却系統保有水の喪失など。

レベル制御の喪失 (LOLC) - この起因事象の区分には以下が含まれる；

- (1) 運転員がミッドループ状態にするため、原子炉冷却系統を排水しすぎて残留熱除去系又は崩壊熱除去系が喪失する状態になった場合
- (2) 運転員が、ミッドループ状態中に水位又は流量制御を維持し損ねたため残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能が喪失する状態になった場合

オーバードレン (OD) : オーバードレンはレベル制御の喪失の一部である。原子炉冷却系統が1つの目標レベル範囲から次に低い範囲へと排出されている間、最終的に求められる範囲内に放出が止まらない場合の事象を表す。例えば、開始時のレベルは原子炉フランジより1フィート低く、目標レベルはホットレグ最頂部より6インチから12インチ高い。排出がホットレグ最頂部に達するレベルまで止まらなかった場合、オーバードレンが生じたことになる。

○PWR 型原子力発電所の主な運転状態 (POSs)

運転状態 1 - この運転状態は残留熱除去系又は崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。原子炉冷却系統は、蒸気発生器の2次側にヒートシンクとして利用できると考えられる十分な保有水がある場合に、崩壊熱除去が可能である。原子炉冷却系統では、加圧器において気泡が発生することがある。この運転状態は、原子炉冷却系統が通気され、余熱除去を維持できない状態の時に終了する。この運転状態は一般的にモード4 (高熱停止)、及びモード5 (冷温停止)の一部を含む。

運転状態 2 - この運転状態は、蒸気発生器が炉心熱除去を維持できない時、又はフィードアンドブリードに十分な原子炉冷却系統の通気路が存在する時に始まる。この運転状態には、モード5 (冷温停止)の一部及びモード6 (燃料交換)が含まれる。通気された原子炉冷却系統での保有水減少運転及びミッドループ運転はこの運転状態の一部である。

注：原子炉冷却系統の真空ベンディング中に発生する指摘事項は、運転状態1のイベントツリーを使用する。

運転状態 3 - この運転状態は、燃料交換キャビティ水位が保安規定に記載されてい

る格納容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルかそれより高い時の停止状態を示す。この運転状態はモード6中に生じる。

○BWR型原子力発電所の主な運転状態

運転状態 1 - この運転状態は、残留熱除去系又は崩壊熱除去系が運転に入った時に始まる。運転員が介入しないで残留熱除去系又は崩壊熱除去系機能の喪失が拡大し、残留熱除去系又は崩壊熱除去系ポンプの停止ヘッドより上部で原子炉冷却系統の再加圧につながるよう、格納容器蓋はかぶさった状態で、原子炉冷却系統は閉まっている。

運転状態 2 - この運転状態は、(1)格納容器蓋が取り外され、圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルより低い場合、又は(2)格納容器蓋はかぶさっているが崩壊熱除去に十分な原子炉冷却系統の通気路がない場合の停止状態を示す。

運転状態 3 - この運転状態は、原子炉圧力容器の水位が保安規定に記載されている原子炉圧力容器の範囲内の照射燃料集合体の移動に必要な最低レベルに等しいかそれ以上である場合の停止状態を示す。この運転状態はモード5(燃料交換)の間中に生ずる。

4. 指 針

4.1 本附属書の適用について

本附属書は、燃料交換、強制及び保守停止時に適用可能であり、発電所が残留熱除去系又は崩壊熱除去系による冷却開始した時から、発電所が加熱され残留熱除去系又は崩壊熱除去系による冷却が終了するまでの間適用される。

注：上記以外の場合、検査官は以下を確認しつつ運転時における重要度決定プロセスの附属書1を使用する；

- (1)崩壊熱が最大出力時に比べて少なく、潜在的に運転員による回復操作に時間がかかる可能性がある。
- (2)緩和系統の中に自動運転ではなく手動運転が必要な可能性のあるものがある。
- (3)格納容器隔離系の中に、運転可能でないものがあり、閉じ込め機能の喪失可能性が大きいものがある。

発電所が停止していても、残留熱除去系又は崩壊熱除去系及び残留熱除去系又は崩壊熱除去系の冷却系が利用できない状態の場合、本附属書を適用しない。

本附属書は、指摘事項を2つの区分で評価するために使用する：1つ目の区分

はある事象を実際に引き起こすか、又は事象の可能性を増大させるもの（先行所見）で、2つ目の区分はある事象を喪失させる能力に影響するもの（条件付き所見）である。

対象となる一般的な事象は、残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失、原子炉冷却系保有水の流出並びに低温加圧（LTOP）事象及び反応度事象である。もう1つの事象は、4.4で記載されている制御の喪失である。

残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失には、残留熱除去系又は崩壊熱除去系統の分離（隔絶）、外部電源の喪失（LOOP）、稼働中のポンプの故障、残留熱除去系又は崩壊熱除去系のそれぞれの熱交換器への冷却故障、系統水流の不具合（例：原子炉冷却系統から離れた流水分岐など）を含む（ただし、これらに限らないこともある）。

保有水の流出は、残留熱除去系又は崩壊熱除去系の喪失に至らない場合があるが、いずれにせよ、全ての保有水の流出は詳細分析のために適切に評価しなければならない。

4.2 目的

本附属書は、停止時の指摘事項の安全重要度評価に使用され、その結果には、以下の2つがある（図1参照）；

- (1) 指摘事項のリスクの重大性を判断するために定量的評価が必要となるもの
- (2) リスク重要度が非常に低い「緑」としてスクリーニングできるもの

4.3 緩和能力

本附属書の添付1は、事業者が適切な緩和能力を維持していることを確認するため、停止時操作に関するスクリーニング質問事項を別紙2から5までに定めている。スクリーニング質問事項は、運転モード、沸騰までの時間、原子炉冷却系水位及び原子炉冷却系の構成によって決まる、全ての運転状態に対応している。別紙2から5までを完了するに当たっては、検査官は別紙1の表1を使用する。表1には、停止中に維持していることが好ましい機器、系統、計装装置、方針及び手順がセットになっている。

表1は、5つの停止安全機能により分類されている。5つの停止安全機能とは、崩壊熱除去、保有水制御、電源利用可能性、反応度制御及び格納容器である。該当スクリーニング質問が満たされているか確認し、「緑」と特定されない場合には、詳細リスク評価を行うこととなる。

4.4 停止時中の制御喪失

安全重要度決定プロセスの一環として、停止中に事業者が事象の発生を最小化し緩和能力を維持することの確認に加え、原子力検査官は制御の喪失を示す状態又は事象の監視も行う。本附属書の添付1に記載の状態が生じた場合、その検査指摘事項は定量的に評価される必要がある。

4.5 定量評価を必要とする所見

スクリーニングの結果、検査指摘事項を定量的に評価する必要がある場合、原子力規制庁は、その指摘事項について詳細リスク評価を実施する。

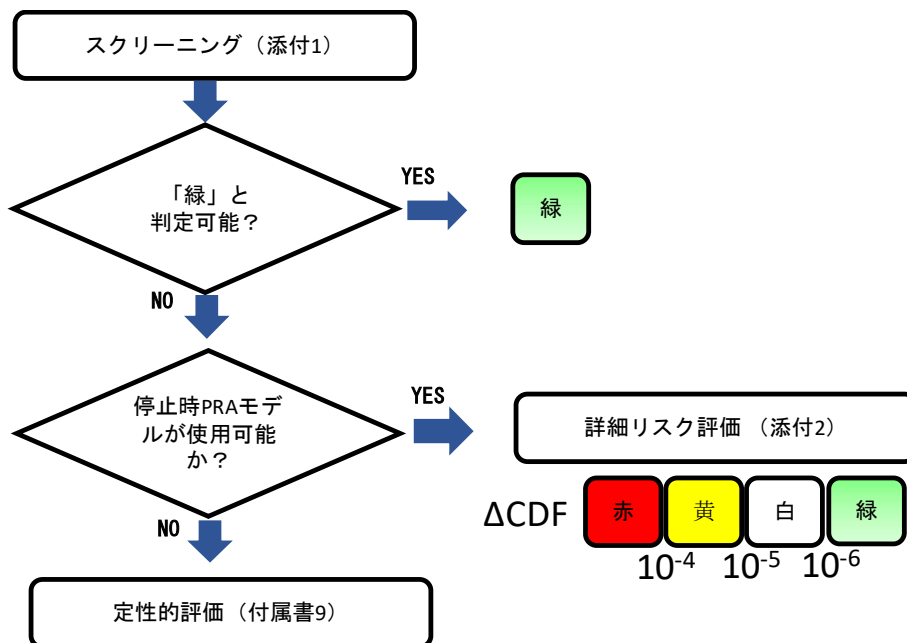


図1. スクリーニング及び詳細リスク評価のフロー

<添付資料>

添付 1 : 初期スクリーニング及び指摘事項の特性化 (スクリーニング)

添付 2 : 詳細リスク評価

添付 1：初期スクリーニング及び指摘事項の特性化（スクリーニング）

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられる「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての初期スクリーニングを示すものである。このスクリーニングによってリスク上極めて影響が低い検査指摘事項を特定し、それ以上の規制措置対応は不要とするものである。本スクリーニングは、プラント停止時において、炉内に燃料があり、残留熱除去又は崩壊熱除去により系統が通常の温度及び圧力に管理されている状況において使用することとし、それ以外の状況については、安全重要度評価ガイドの添付 1 に示される初期評価に戻るものとする。

2. 開始条件

個別事項の安全重要度評価を開始する前に、検査官は、検査気付き事項のスクリーニングに関するガイドに従い、事項のリスク上の重要度を判断し、その事項が炉内に燃料がある状態でのプラント停止中に関するものである場合は、以降に示すプラント停止時の初期スクリーニングを実施する。

3. スクリーニングの概要

プラント停止時に安全重要度評価は、定量的なリスク手法に基づきプラント停止中の事象又は状態のリスクを把握するものである。停止中の事項を含み、マイナーを超えると判断された全ての事項は安全重要度評価ガイドの添付 1 を用いて初期評価が行われる。検査指摘事項が「発生防止」、「拡大防止・影響緩和」、「閉じ込めの維持」又は「重大事故等対処及び大規模損壊対処」の監視領域に影響を及ぼす場合は、安全重要度評価ガイドの添付 1 の表 3 により、検査官は適用する安全重要度評価手法を選定する。プラント停止時の検査指摘事項の場合は本附属書を適用する。検査官は、安全重要度評価ガイドの添付 1 の表 1、2 における検査指摘事項の初期評価からの情報を活用するが、安全重要度評価ガイドの添付 1 で指示される場合に表 3 のステップ A においてこの附属書に移行する。本附属書に示されるスクリーニングに関する質問の目的は、詳細リスク評価でのより詳細な解析に入る前に、「緑」に評価できるものを判断することである。

スクリーニングは現場の検査官が実施し、必要に応じ本庁の支援を受けるものとする。検査官は、影響を受けた構築物・系統・機器、劣化の内容及び劣化した状態の継続期間など、検査指摘事項の重要度を決定するための情報を収集する。検査官は、事業者からの提供準備が整えば安全重要度評価の初期段階から事業者のリスクに関する知見を入手すべきであり、安全重要度評価の枠組みを活用して事業者側の入力や仮定の妥当性を評価していくこととする。

表 1			
安全機能	主要システム	サポートシステム	起因事象シナリオ
残留熱除去	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去 余熱除去 停止時冷却 蒸気発生器 (PWR) フィード&ブリード (低圧注入、高圧注入、蓄圧系) (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 交流電源 直流電源 RHR/DHR 熱交換器 補機冷却系 (PWR) 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器 入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心 出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 余熱除去所内用水 (BWR) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> RHR 喪失 SDC 喪失 外部電源喪失 保有水流失 オーバードレン (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR) 補機冷却水流出 (CCW) (PWR) 余熱除去所内用水流出 (RHRSW) (PWR)
保有水管理	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入 高圧注入 充填系 (PWR) 制御棒駆動系 (BWR) 炉心スプレイ (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> ドレンダウン隔離弁 AC 電源 DC 電源 RHR/DHR 熱交換器 RHR/DHR 逃がし弁 電動式逃がし弁 (PWR) 計装 (例えば RCS 水位、RHR/DHR 熱交換器 入口/出口温度と RHR/DHR 流量指示、炉心 出口温度計) (原子炉蓋が取り付けられた PWR のみ) 安全逃がし弁 (BWR) 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 保有水流出 (LOI) オーバードレン (OD) (PWR) レベル制御喪失 (LOLC) (PWR)
電源利用可能性	<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機 外部電源供給 外部変圧器 外部インバータ 	<ul style="list-style-type: none"> AC と DC 母線 バッテリーとバッテリー充電器 電気発電機 インバータ 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子
反応度制御	<ul style="list-style-type: none"> RPS 制御棒関連駆動機構 化学水と容量調整系 (PWR) 待機中液体制御系 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 核計装 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 反応度 (偶発的 臨界)
格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 水素制御 格納容器封鎖能力 貫通 	<ul style="list-style-type: none"> AC 電源 DC 電源 ハッチを閉じる動力 (AC 電源喪失想定) 一時封鎖/貫通 訓練 手順 沸騰までの時間と炉心露出までの時間 	<ul style="list-style-type: none"> 全起因因子

別紙 1ースクリーニングの利用ガイド（検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理）

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

別紙 3ー影響緩和のスクリーニングに関する質問

別紙 4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

別紙 5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

別紙1—スクリーニングの利用ガイド（検査指摘事項の初期スクリーニング及び整理）

ステップ1：検査指摘事項の初期スクリーニング

注意：ほとんどの停止中の指摘事項のリスクの結果は運転員の操作失敗確率により決まってくる。停止中の指摘事項のリスクを評価するときは、運転員の対応に影響を及ぼす条件や事象について認識することが重要である。

- 1.1 現在の PWR の設計ではプラント停止中の自動安全作動システムを有していない。また、現在の BWR の設計においては冷温停止及び燃料取替において自動低レベル注入機能は要求されていない。ゆえに、多くの検査指摘事項のリスク重要度は運転員による問題の診断と適切な操作対応に頼ることになる。運転操作対応の成功は、手順書、余裕時間、影響緩和対応の複雑さ、訓練、問題の診断能力等に依存する。よって、プラント停止中の指摘事項に対する初期スクリーニングを評価する際には、停止時の起因事象に対する運転員の診断と操作対応の能力に影響を及ぼす条件や事象について認識しておくことが重要である。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。
- 1.2 表1に、プラント停止時に安全上重要となる主要な安全機能とシステムを示す。検査官は別紙2-5を完成させるに当たってこの表を活用する。この表は、停止時のリスクに影響を及ぼし得る人的行為及び機器の両方に対して考えられる全ての影響を集めようとしたものである。検査官はこの表の情報を使って、別紙2-5のどのカテゴリーが個別の指摘事項により影響を受けたかを決定する。
- 1.3 当該指摘事項が停止中の原子炉の安全に影響を及ぼす場合は、影響を受けた**監視領域を特定する**。
 - 発生防止
 - 影響緩和
 - 原子炉冷却系バリア
 - 燃料バリア
 - 格納容器バリア

注記：複数の監視領域に影響を及ぼす指摘事項の重要度を評価する場合は、当該指摘事項のドミナント（支配的な）リスクを最も反映する監視領域に割り当てることとする。

引き続き、スクリーニング質問に回答する。

- 1.4 スクリーニング質問に回答し、事項を「緑」として特定できるかどうか判断する際には、別紙における決定論理を用いること。別紙に示されている事例は包括的ではないことに留意すること。評価している事項について疑問や不明があれば、本庁に問い合わせること。

ステップ2：当該事項を「緑」にスクリーニングできれば、所定の様式に従い文書化する。

ステップ3：当該事項を「緑」以外にスクリーニングした場合は、別紙2でのスクリーニング質問による指示を受け、詳細リスク評価又は定性的基準を用いるリスク評価を実施する。この評価の実施に当たっては本庁に連絡すること。

別紙 2ー発生防止のスクリーニングに関する質問

A. プラント停止時の起回事象

1. 当該指摘事項によりプラント停止時の起回事象の発生可能性が高まるか？

(起回事象)

- ・ PWR
 - RCS インベントリ喪失
 - RHR1 トレイン喪失事象
 - 接続システム LOCA 及び保修による LOCA
 - 外部電源喪失事象
 - 反応度投入事象
- ・ BWR
 - 運転中の RHR の故障 (外部電源喪失を除く。)
 - 外部電源喪失による RHR の故障
 - 配管破断 LOCA
 - RHR からの LOCA

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 冷却材喪失事故 — インベントリ喪失に係る起回事象

2. インベントリ喪失事象は結果として、漏えいが検知されない及び／又は 24 時間以内に軽減されない場合に運転中の残留熱除去システムの失敗 (例、運転中の残留熱除去ポンプのホットレグ・サクシオンより水位が低下するような状況 (PWR)、停止時冷却隔離レベル 3 設定点まで水位が低下するような状況 (BWR)) に至るような漏えいであったか？

はい → 詳細リスク評価へ進む

いいえ → 次へ進む

3. 当該インベントリ喪失事象は運転中の崩壊熱除去システムへ影響を及ぼす前に漏えいが止まるような自己制御的なものか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

C. 過渡事象の起因となる事象

4. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が燃料キャビティ満水時に発生したか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

5. 外部電源喪失事象 — 起因となる事象が、原子炉冷却系インベントリが有効燃料頂部（TAF）まで蒸発する時間が外部電源の復旧に要する時間よりも短くなるような場合に発生したか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

6. RHR 機能喪失事象 — 起因となる事象が燃料キャビティ満水時に発生したか？

- はい → 次へ進む
- いいえ → 詳細リスク評価へ進む

7. 水位制御失又はオーバードレン — PWR の場合、起因となる事象がミッドループ運転時に発生したか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

D. 外部事象に係る起因事象

当該検査指摘事項は、プラント停止時の起因事象を引き起こしうる火災又は内部／外部溢水の発生可能性を高めるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
- いいえ → 緑とする

別紙 3—影響緩和のスクリーニングに関する質問

A. 緩和系の SSC 及び機能性

1. 当該指摘事項が、緩和系の SSC の設計又は適格性に影響を与える欠陥である場合、当該 SSC はその運用性又は機能性を維持しているか？

- はい → 緑とする
- いいえ → 次へ進む

2. 当該指摘事項は、安全機能の喪失を示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

3. 当該指摘事項は、少なくとも 1 トレインの安全機能が保安規定の許容待機除外時間 (AOT) を超えて実際に機能喪失していること、又は 2 つの個別の (分離された) 安全システムが AOT を超えて動作不能になっていることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

4. a) キャビティが満水の場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要 (例、保全計画において保全重要度高に設定) とされ、保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 24 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

4. b) キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、停止時においてリスク上重要 (例、保全計画において保全重要度高に設定) とされ保安規定に規定されていない機器の一つ以上のトレインの安全機能が 4 時間を超えて実際に喪失していることを示しているか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

5. a) PWR で、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、RCS 水位指示及び／又は炉心出口温度計を劣化させるか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

5. b) BWR で、キャビティが満水でない場合、当該指摘事項は、動作可能であることの要求の有無にかかわらず、原子炉容器の低水位における RHR の自動隔離の機能を劣化させるか？

- はい → 詳細リスク評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

B. 外部事象緩和システム（地震／火災／洪水／悪天候に対する防護の劣化）

6. 当該指摘事項は、別紙 5 の判断基準を用い、地震、溢水又は悪天候に係る起因事象により可能性としてリスク上重要であるとみなされるか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
- いいえ → 次へ進む

C. 消防隊

7. 当該指摘事項は、消防隊の訓練や資格要件又は消防隊要員の配属に関わるものか？

- はい → 以下の項目が該当するかチェックする
 - 消防隊が火災訓練シナリオにおいて要求される消火時間を満足する能力があることを実証し、また、当該指摘事項は、消防隊の火災に対する対応能力に大きな影響を与えなかった。
 - 消防隊の要員が足りていなかった（組織されていた）全体の時間（暴露時間）が短かった（<2 時間）。
- 上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

8. 当該指摘事情は、火災に対する消防隊の対応時間に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 消防隊の対応時間が、区域可燃物量制限を超過しなかった、設置されている火災検知器が機能した、又は安全停止の代替手段が影響を受けなかったなど、他の深層防護により緩和された。
- 当該指摘事項は、自動消火システムを有するリスク上重要な火災区域に関わった。
- 事業者が適切な火災防護補償措置を講じた。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 次へ進む

9. 当該指摘事項は、消火器、消火ホース、消火ホース格納庫に関わるものか？

はい → 以下の項目が該当するかチェックする

- 劣化した火災障壁はなく、この火災シナリオでは消火のために水を使用する必要はなかった。
- 消火器や火災ホースが不明となった時間は短く、他の消火器又は消火ホースステーションが近くにあった。

上記の項目が一つも該当しない → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

上記の項目のうち少なくとも一つが該当する → 次へ進む

いいえ → 緑とする

別紙4ー閉じ込めの維持のスクリーニングに関する質問

A. 原子炉冷却系統又は燃料バリア

注：指摘事項が、炉心内における燃料体の配置ミス又は方位ミスに関わる場合は、緑とする。

1. 低温過圧 (LTOP) - PWR について、当該指摘事項は、低温過圧時中又はそれが求められる場合に、不注意な安全注入作動、加圧器逃がし弁 (PORV) 若しくは LTOP 逃がし弁の動作不能又はそれらの設定値に関わるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

2. フリーズシール - 当該指摘事項は、フリーズシールの不具合の可能性を増大させるか？ または、当該可能性が緩和されない場合、残留熱除去系／崩壊熱除去系の阻害又はインベントリ喪失事象を引き起こす可能性があるか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

3. 蒸気発生器 (SG) ノズル蓋 - 当該指摘事項は、蒸気発生器ノズル蓋の不適切な設置 (例：ホットレグのマンホールを最初に開け、ホットレグの蒸気発生装置ノズル蓋を最後に据え付けなければならない)、不十分な蒸気発生装置ノズル蓋原子炉冷却系統のベント経路、蒸気発生器ノズル蓋の欠陥又は蒸気発生器ノズル蓋の機能に関わるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

4. a) 臨界 - PWR について、当該指摘事項は原子炉冷却系統のホウ素希釈事象の可能性又は実際の発生に関わるものか？

- はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む
 いいえ → 次へ進む

4. b) 臨界 - BWR について、当該指摘事項は正の反応度を加える可能性又は実際の発生

を伴う 2 本以上の隣接する制御棒に関わるものか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

5. ドレンダウン経路又は漏えい経路 - 当該指摘事項は、ドレンダウン経路又は漏えい経路を隔離する能力を低下させるか？

はい → 定性的基準を用いる安全重要度評価へ進む

いいえ → 次へ進む

B. 格納容器バリア

6. 当該指摘事項は格納容器を閉鎖又は隔離する能力を低下させるか（機器搬入口、要因アクセスハッチ、恒設及び仮設の貫通部を含むがこれに限らない）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

7. 当該指摘事項は原子炉格納容器の物理的健全性を劣化させるか（弁、貫通部及び格納容器隔離機器）？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 次へ進む

8. 当該指摘事項は、BWR マーク III 型及び PWR アイスコンデンサ型の格納容器に対する水素制御に係る機能の実際の低下に関わるものか？

はい → 附属書 7 へ進む（整備中）

いいえ → 緑とする

別紙5ー外部事象のスクリーニングに関する質問

1. 機器又は安全機能が完全に故障又は利用不能だと仮定した場合、次の3つの記述のいずれかが当てはまるか？ 外的起因事象発生中にそれを低減する目的のこの機器又は機能の喪失のみにより：
 - ・ 問題となる発電所用の表1に用いられる起因事象のいずれかが生じるか？
 - ・ 多重トレインの安全系若しくは機能の2つ以上のトレインを劣化させるか、又は唯一利用可能なトレインを劣化させ、それによって全体の安全機能が無効となるか？
 - ・ 安全系又は安全機能をサポートする系統の1つ以上のトレインを劣化させるか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 次へ進む
2. 当該指摘事項は、確率的リスク評価（PRA）又は類似の分析を通じて事業者により特定される、外的事象による炉心損傷事故シーケンス（地震、溢水又は悪天候事象により引き起こされるもの）に寄与する安全機能の全面的喪失に関わるものか？

はい → 当該指摘事項は外的事象炉心損傷シーケンスにより潜在的にリスク上重要と考えられるため、別紙2-5のスクリーニング質問事項に戻る。

いいえ → 緑とする

添付2：詳細リスク評価

1. 適用

本資料は、リスク上重要と考えられ得る「発生防止」又は「拡大防止・影響緩和」の監視領域に該当するプラント停止時の検査指摘事項についての詳細リスク評価の方法を示すものである。

2. 開始条件

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価に進む場合、本庁の検査官は、確率論的リスク評価モデルを用いて、定量的なリスクの重要度を求め、求めたリスクの重要度を参考に個別事項の安全重要度を判断する。

3. 評価の方法

詳細リスク評価において使用する確率論的リスク評価（PRA）モデルは、事業者が作成し原子力規制庁が確認したものがあれば、事業者の確率論的リスク評価（PRA）モデルを用いる。確率論的リスク評価（PRA）モデルが使用できない場合は、付属書9の定性評価を実施する。

添付1の初期スクリーニングにより詳細リスク評価が必要となった事項について、以下の順で評価対象の情報を整理し、リスクを算出する。

- ① 影響する期間の特定
- ② 使用できない設備の特定
- ③ 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

検査指摘事項による影響がプラントの出力運転時に影響する場合は、出力運転中のリスク及び停止中のリスクを足し合わせて、重要度を算出する。

3.1 余裕時間の特定

検査指摘事項によってプラントに影響する期間の炉心燃料の崩壊熱を特定するとともに、同期間の冷却材インベントリを特定する。特定した崩壊熱及び冷却材インベントリにより、以下の算出式から余裕時間（ $\Delta t + \Delta t_{boil}$ ）を算出する。

冷却材が100℃になるまでの時間（ Δt ）

$$\Delta t = \frac{C_p \cdot (\rho \cdot V) \cdot \Delta T}{Q}$$

Δt : 冷却材が 100°C に到達する時間 [s]

C_p : 水の定圧比熱 [J/kgK]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

V : 全冷却材の体積 [m³]

ΔT : 初期温度と 100°C との差

Q : 崩壊熱 [W]

冷却材が燃料有効頂部 (TAF) に至るまでの時間 (Δt_{boil})

$$\Delta t_{boil} = \frac{r \cdot (\rho \cdot \Delta V)}{Q}$$

Δt_{boil} : 冷却材が 100°C になった後、冷却材が燃料有効頂部に至るまでの時間

r : 蒸発熱 [J/kg]

ρ : 水の密度 [kg/m³]

ΔV : 燃料有効頂部までの冷却材の体積 [m³]

Q : 崩壊熱 [W]

3.2 使用できない設備の特定

プラントの停止中においては、設備のメンテナンス等により、運転している設備、待機している設備、メンテナンス中の設備等が短期間のうちに変化する。このため、検査指摘事項によってプラントに影響する期間中の設備の運転状態を整理し、使用できない設備を特定する。

3.3 炉心損傷確率又は炉心損傷頻度の増分の算出

確率論的リスク評価 (PRA) モデルを用いて、3.1 で特定した余裕時間及び 3.2 で特定した設備の状態を考慮して、起因事象が発生していれば条件付炉心損傷確率 (CCDP) を、緩和系の機能劣化であれば炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) を算出する。検査指摘事項によってプラントに影響する期間中に設備の運転状態が変更するものがあれば、運転の状態毎に炉心損傷頻度の増分を算出する。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 7

バリア健全性に関する重要度評価ガイド

(案)

目 次

1. 適用範囲.....	3
2. 略語と定義.....	4
3. 安全重要度評価の手順.....	4
4. タイプAに分類される検査指摘事項に対する手順.....	9
5. タイプBに分類される検査指摘事項に対する手順.....	11

1. 適用範囲

本附属書においては、原子力規制検査（以下「検査」という。）において特定された以下のいずれかに該当する検査指摘事項に関する安全重要度の評価に適用し、格納容器機能喪失頻度（CFF）の観点から安全上重要となる可能性があるかを明らかにする。

- 性能劣化した設備・機器の機能、すなわち、附属書 1 又は附属書 6 に記載されている安全重要度評価プロセスにより評価を行い、起因事象、緩和系統の利用可能性又は信頼性及びRCSバリアの健全性(潜在的にCDFを高める可能性のある項目)に影響し得る検査指摘事項
- （CDFに影響せずにCFFを高める可能性のある）格納容器バリアの健全性に影響する性能劣化状態に関連する検査指摘事項

実用発電用原子炉施設の炉心の著しい損傷を引き起こす事故は、格納容器機能喪失に係る対策が成功しなければ環境への放射性物質の放出に至る可能性があり、このような結果となる全ての事象の発生頻度を格納容器機能喪失頻度（CFF）という。このような事象としては、原子炉容器破損時又はその直後に生じる早期格納容器破損、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離機能喪失も含む。

CFF 及び炉心損傷頻度（CDF）に基づくリスク重要度の判断は、以下の表 1.1 に示すそれぞれの頻度のしきい値に基づき行われ、CFF のしきい値はCDFのそれよりも一桁分厳しく設定される。したがって、場合によってはCFFを使った検査指摘事項の安全重要度評価を行わなければならない。本附属書は、格納容器バリアに係る検査での検査指摘事項の安全重要度を評価する指針を示すものである。

表 1.1 Δ CDF 及び Δ CFF に基づくリスク重要度

定量的基準	Δ CDF に基づく判断	Δ CFF に基づく判断
$\geq 10^{-4}$	赤	赤
$10^{-4} < 10^{-5}$	黄	赤
$10^{-5} < 10^{-6}$	白	黄
$10^{-6} < 10^{-7}$	緑	白
$< 10^{-7}$	緑	緑

本附属書での安全重要度評価プロセスは、CFF に関する検討事項に基づき検査指摘事項にリスクの特徴を割り付ける。そのような検査指摘事項には、3.1 節に規定されるとおりタイプ A に分類されるものと、タイプ B に分類されるものがある。

タイプ A の検査指摘事項は、出力運転時の評価ガイド（附属書 1）及びプラント停止時の評価ガイド（附属書 6）を用いた評価によりCDFに影響があると判断され、その結果CFFにも影響を与えると判断されたものである。タイプ B の検査指摘事項は、

CDF の決定に影響しない構築物・系統・機器（SSC）に関する検査指摘事項であり、格納容器の機能に影響し得るものをいう。

2. 略語と定義

2.1 略語

CDF	炉心損傷頻度
CFF	格納容器機能喪失頻度
LERF	早期大規模放出頻度
MCCI	溶融炉心-コンクリート相互作用
PRA	確率論的リスク評価
RCS	原子炉冷却系
SDP	重要度決定プロセス
SSC	構築物・系統・機器

2.2 定義

格納容器機能喪失頻度（CFF）：

格納容器バイパス事象と物理的な格納容器機能喪失事象の双方を含んでおり、原子炉施設の放射性物質の閉じ込め機能喪失の頻度をいう。

重要度評価の各フェーズ：

フェーズ1～検査指摘事項の特性評価と初期スクリーニング：検査又は事業者が実施する是正措置プログラムによる検査指摘事項の正確な特性評価及び重要度の十分に低い件並指摘事項（緑）を特定するための初期スクリーニング

フェーズ2～安全重要度の評価と基準：フェーズ1の選別でスクリーニングされていない検査指摘事項についての安全重要度の評価

フェーズ3～安全重要度の詳細評価：フェーズ2の安全重要度評価の結果に対するレビュー及び必要に応じ、より精緻化した評価を行うもの。また本附属書以外の手法による何らかのリスク解析の実施（フェーズ1又はフェーズ2について本附属書又は附属書6に示す本指針からの逸脱はフェーズ3解析の対象）。

3. 安全重要度評価の手順

本章においては、CFFの考慮事項に基づき検査指摘事項に対する重要度（色）を決定する手順の概要を示す。出力運転時だけでなく停止時における検査指摘事項を検討する。3.1項では、CFFに対して潜在的に影響し得る検査による指摘事項を2つの異なるタイプに分類して定義する。3.2項では、その安全重要度の評価に対する総合的な手順の詳細を示す。

3.1 検査指摘事項のタイプ

出力運転時又は停止時における事業者のパフォーマンス劣化に関連する検査指摘事項は、SSCへ及ぼす潜在的な影響、その劣化が生じていた期間の推定、及び事故の可能性又はバリアの安全性の基本事項への影響評価に必要なその他の情報により特徴付けられる。以下、2つのタイプの検査指摘事項が生じる。

タイプAに分類される検査指摘事項：

タイプAに分類される検査指摘事項は、CDFの影響因子の特定にもつながらる炉心損傷を引き起こす可能性に影響するものである。このような検査指摘事項は、出力時の検査指摘事項にあつては附属書1、停止時の検査指摘事項にあつては附属書6を用いて、 Δ CDFへの重要度の評価を行う。

タイプBに分類される検査指摘事項：

タイプBに分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に影響を与えないが、格納容器の健全性に大きな影響を与える可能性がある劣化状態に関連するものである。表3.1は、(種々の格納容器型に対して健全性を維持するために関係する)SSCの一覧である。このようなSSCのCDFに対する重要性についてもこの表に示す。

3.2 CFFに基づく安全重要度評価手順

図3.1は、代表的な検査による検査指摘事項の評価手順を示すものである。CDFで評価された検査指摘事項は全て、タイプAに分類される検査指摘事項としてCFFの変化量に寄与する可能性があるかどうかを評価される。炉心損傷に影響せず、格納容器の機能喪失のみに影響する検査指摘事項はタイプBに分類される検査指摘事項として評価する。

タイプAに分類される検査指摘事項：

タイプAに分類される検査指摘事項では、CDF基準の安全重要度評価プロセスにより Δ CDFに基づく安全重要度を求める。この全 Δ CDFが炉年当たり $1E-7$ 未満である場合、安全重要度を「緑」と評価する。

炉年当たりの全 Δ CDFが $1E-7$ 以上の場合、その検査指摘事項が炉心損傷に至る事故シーケンスのいずれにも潜在的に影響を及ぼしCFFの一因となると判断して、より詳細なフェーズ2の評価を行う。この場合、4章に規定するCFFの検討事項に基づく Δ CFFを評価して安全重要度を判断する。

タイプBに分類される検査指摘事項：

タイプBに分類される検査指摘事項はCDFの変化に影響を及ぼさないものであり、CDFを用いた評価は行わない。ただし、タイプBに分類される検査指摘事項は Δ CFFに大きく寄与する可能性があるため、CFFの検討事項に基づき適切なりスクカテゴリーに割り付ける。図3.1に示すとおり、CFFに影響を与える格納容器のSSC(表3.1を参照すること)又は格納容器の状況に関係するかどうかを判

断するために、初期選別が行われる。その結果が「いいえ」であれば、その検査指摘事項の安全重要度は「緑」と評価する。その結果が「はい」であれば、5節の指針に基づいて安全重要度評価を行う。

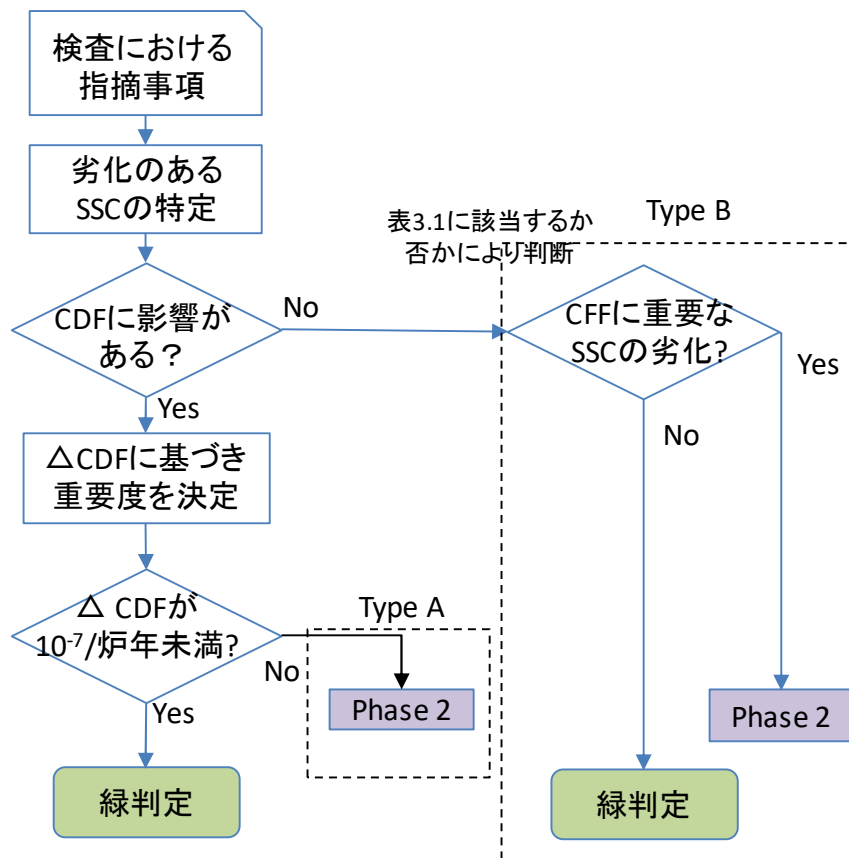


図 3.1 重要度評価プロセスのフロー図

表 3.1 CFF に影響を及ぼす SSC 一覧

SSC	CFF に対する重要度
格納容器貫通部シール ・ 格納容器及び配管貫通部	格納容器から環境へのバリアを構成する貫通部シールの破損は、CFF に重要な影響を及ぼす。
格納容器隔離弁 ・ BWR の格納容器又は PWR の格納容器から環境に接続する系統 ・ 圧力バウンダリから環境又は格納容器外の開放部に接続する系統 ・ 格納容器の内外の閉ループを構成するシステムに接続する系統	ベントやプラグなどの格納容器の空間部に接続する大口径の系統は CFF への寄与が考えられる。 1-2 インチ直径程度の小口径配管及び閉ループを構成する系統は、一般的に CFF への寄与はないと考えられる。 圧力バウンダリに接続する隔離弁はインターフェイスシステム LOCA への寄与がある。
主蒸気隔離弁	BWR の主蒸気隔離弁からの大規模な漏えいは CFF に寄与する。
BWR 格納容器スプレイ BWR 格納容器の除熱に係る設備 BWR 格納容器減圧設備 ・ フィルタベント ・ 耐圧強化ベント	格納容器スプレイ及び格納容器の除熱に係る設備は、格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマット貫通、圧力容器支持機能の喪失、ライナーのメルトスルー等に影響がある。格納容器減圧設備は、格納容器の過圧破損に影響がある。
BWR における格納容器への水張設備	格納容器の過圧破損、過温破損、MCCI によるベースマット貫通、圧力容器支持機能の喪失及びライナーのメルトスルーの防止に影響がある。
PWR 格納容器スプレイ・自然対流冷却系	格納容器の過圧破損及び過温破損に影響がある。格納容器スプレイは、MCCI によるベースマット貫通、ライナーのメルトスルー等に影響がある。
水素対策設備 ・ イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置 ・ 循環ファン、水素混合系	水素対策設備は、水素燃焼及び爆発による格納容器の破損に影響がある。
圧力抑制設備 ・ 圧力抑制プールの健全性に係る設備(真空破壊弁等) ・ 圧力抑制設備の除熱に係る設備	圧力抑制設備は、格納容器の過圧破損、圧力抑制プールにおけるスクラビング効果による放射性物質の低減効果等に影響がある。
フィルター設備 ・ フィルタベント系 ・ スタンバイガス処理系 ・ 中央制御室換気空調系	フィルタベント及びアニュラス空調系は格納容器の過圧破損に影響がある。また、中央制御室非常用給気系は中央制御室の居住性に影響がある。
原子炉減圧系 ・ BWR の主蒸気逃がし安全弁 ・ PWR の加圧器逃がし弁	原子炉減圧系は、格納容器雰囲気直接加熱に影響がある。
上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備	上記の項目に関連するサポート設備及び監視系設備は CFF に重要な影響を及ぼす。

* 使用済燃料に関する設備については、格納容器がないことから CFF に関する SSC ではなく、重大事故時にはソースタームの放出が懸念されるが、1 体当たりのインベントリが少なく、燃料が破損した場合には、水中でのスクラビング効果が期待されることから LERF に関しても重要度ではない。指摘事項が使用済燃料に関する重大な劣化と考えられる場合には、フェーズ 3 又は附属書 9 での評価を行う。

4. タイプ A に分類される検査指摘事項に対する手順

安全重要度評価に関するガイドの附属書 1 と附属書 6 は、CDF に基づく安全重要度決定プロセスを定めており、CDF に影響を与える検査指摘事項の重要度を評価するための指針が示されている。これらの指針では、CDF の増加量 ΔCDF を評価し、安全重要度を決定する。

このような CDF に影響を与える検査指摘事項は、タイプ A に分類される。タイプ A に関しては、CDF に基づいて安全重要度の評価を行う。4.2 節は出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する安全重要度の評価手順を示す。

【出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、出力運転時のタイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF の重要度を評価する段階的プロセスを示す（図 4.1）。

ステップ 1：検査指摘事項の特性評価

全 ΔCDF を求め、CDF に影響を与える検査指摘事項のうち、CFF にも寄与する可能性のある検査指摘事項を同定する。

ステップ 2：炉心損傷頻度の変化量によるスクリーニング

全 ΔCDF （全ての炉心損傷事故シーケンスの変化量の総和）が年間 $1E-7$ /炉年未満である場合、CFF に対する安全重要度は緑となり、それ以上の CFF に関する評価は不要である。そうでない場合、ステップ 3 へ進む。

ステップ 3：リスクの重要度評価

PRA から得られた情報又は PRA モデルを用いて以下を求める。

- a) 検査指摘事項に対するリスクの増加量の絶対値（ ΔCDF 及び ΔCFF ）
- b) 検査指摘事項に対するリスクの変化割合（ $\Delta CDF/CDF$ 及び $\Delta CFF/CFF$ ）
- c) 検査指摘事項に対する主要な事故のシナリオ

得られたリスクの増加量、リスクの変化割合及び主要な事故シナリオから、安全重要度を評価する。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ 3 の詳細評価、評価が困難な場合には附属書 9 に進むこと。

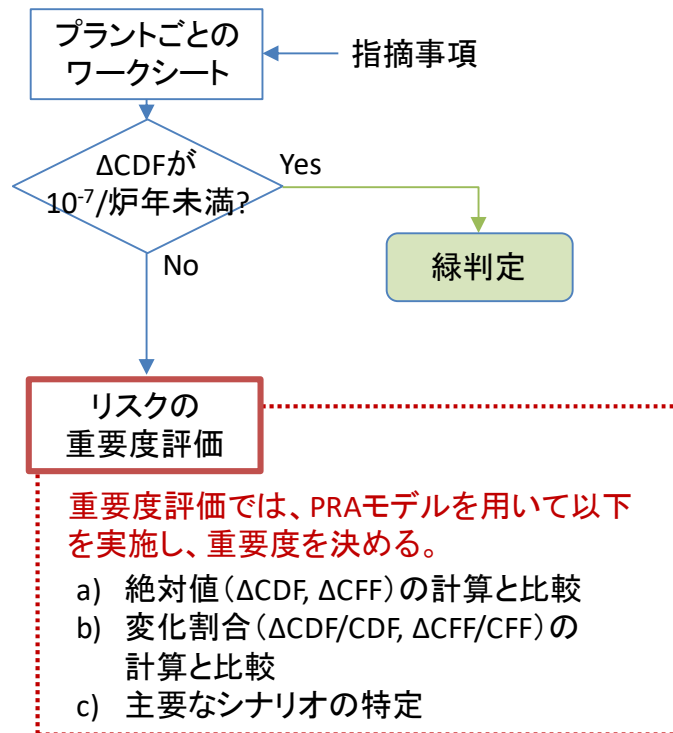


図 4.1 タイプ A に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

5. タイプBに分類される検査指摘事項に対する手順

タイプBに分類される検査指摘事項は、炉心損傷の可能性に直接影響しないが、格納容器の健全性に対して大きな影響を与える可能性があるものをいう。ここでは、タイプBに分類される検査指摘事項に対する CFF の安全重要度評価の手順を示す。

【出力運転時のタイプBに分類される指摘事項を評価するアプローチ】

ここでは、タイプAと同様、出力運転時のタイプBに分類される検査指摘事項の安全重要度評価の段階的なプロセスを示す（図 5.1）。

ステップ1：検査指摘事項の特性の整理

格納容器のバリア機能に対する検査指摘事項の関係の観点で特性を整理する。安全重要度決定に必要な次の情報を収集する。

- ・影響を受ける SSC と劣化の性質
- ・劣化状態の期間
- ・漏えい規模や作動不能状態の水素イグナイタの数と位置などの情報

ステップ2：検査指摘事項のスクリーニングと定性評価

検査指摘事項が CFF に重要な影響を及ぼす SSC に伴うものかを表 5.1 に従って判断する。CFF に重大な影響を及ぼす場合、ステップ 3 へ進む。CFF に重大な影響を及ぼさないと選別された場合は、検査指摘事項の安全重要度は「緑」と判定され、それ以上の評価は不要である。

ステップ3：検査指摘事項に対する重要度の決定

検査指摘事項が CFF に重大な影響を及ぼすと判断された場合には、表 5.2 を用いた簡易評価を行い、検査指摘事項に関する安全重要度の評価を行う。

より詳細な評価が必要と判断された場合にはフェーズ 3 の詳細評価、評価が困難な場合には附属書 9 に進むこと。

表 5.1 タイプ B の指摘事項に関するスクリーニング

原子炉型式	格納容器型式	格納容器隔離に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備	圧力抑制室に関する設備	主蒸気隔離弁	水素対策設備	原子炉減圧系に関する設備
BWR	Mark I	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	Mark II 改	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
BWR	ABWR/RCCV	実施する	実施する	実施する	実施する	実施しない	実施する
PWR	ドライ型	実施する	実施する	実施しない	実施しない	実施する	実施する

「実施する」の記載がある項目は、表 5.2 における重要度の評価を実施する。

表 5.2 タイプ B の指摘事項に関する CFF に対する重要度

対象	指摘事項	リスク重要度		
		>30 日	30-3 日	<3 日
格納容器隔離に関する設備	格納容器貫通部シール、隔離弁、ベント又はパージシステムを介して、格納容器体積に対して 100%/日を超える格納容器から環境への漏えい	赤	黄	白
格納容器の除熱及び減圧に関する設備	格納容器の除熱及び減圧に関する設備等の不作動	黄	白	緑
圧力抑制室に関する設備	圧力抑制プールの健全性又はスクラビングに重要なシステム/要素の故障（真空破壊弁又はその他の圧力抑制室バイパスに関連する設備）	黄	白	緑
主蒸気隔離弁	主蒸気遮隔離弁の漏えいが、いずれかの蒸気配管のうち最もシール性の良い密閉弁から 2.1ℓ/min(10,000 scfh) 以上である場合	黄	白	緑
水素対策設備	イグナイタの不作動	白	緑	緑
原子炉減圧系	原子炉減圧設備の不作動	白	緑	緑

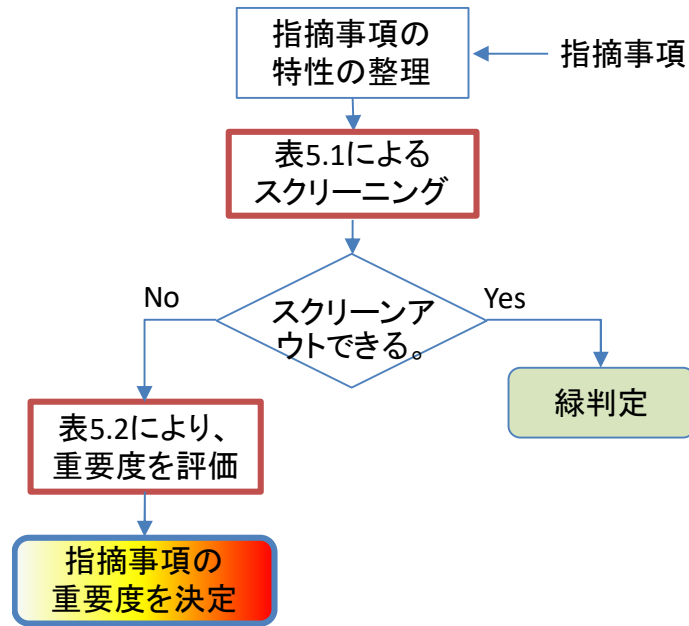


図 5.1 タイプ B に分類される検査指摘事項に対する CFF を用いた重要度決定の流れ

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 8

メンテナンスの際のリスク評価に関する重要度評価ガイド

(案)

目次

1. 適用範囲.....	3
2. 安全重要度評価の手順.....	3
添付：用語の定義.....	8

1. 適用範囲

本附属書は、原子力規制検査において、事業者による施設のメンテナンス活動を実施する際のリスク評価及び管理に関する検査指摘事項の安全重要度を評価するために用いられる。

この安全重要度評価は、以下に関連する検査の指摘事項で、軽微よりも重要度が高いと判断されたものである。

- 進行中又は完了済みのメンテナンス活動に対する事業者のプラントリスクの過小評価又はリスク評価の欠如
- 事業者のメンテナンス活動に関連するリスク評価及び管理に係る手順の確立及びそれに基づく一連の活動（以下、「リスク管理活動（RMA）」という。）の不適切な実施

個々の検査指摘事項を「緑」、「白」、「黄」、「赤」のいずれかの重要度に分類するためにフローチャート1及び2を参考に用いる。なお、この安全重要度評価において用いられる想定かつ用語の定義については添付に記載している。

2. 安全重要度評価の手順

注：メンテナンス活動に際して定性的な分析を活用している場合、又は定量的なリスク評価を実施している場合でも、原子力規制庁により事業者 PRA モデルの確認が終了していない等の場合には、検査指摘事項の重要度は附属書9の定性的な判断基準又はその他の評価ガイドを用いて安全重要度評価を実施する。

手順 2.1：実際のリスクの決定

本附属書を用いた安全重要度評価では、その他の評価ガイドによる安全重要度評価で用いられる Δ CDF（年換算による炉心損傷のリスク増加）ではなく、漸進的炉心損傷確率（ICDP）の尺度を用いる。ICDP はプラントの設定変更が存在した時間の量を説明するものである。添付1に、この尺度のための数式を規定する。

安全重要度は、事業者によるメンテナンスに係る不十分なリスク評価又はリスク管理活動の欠如によるリスク増加の量を踏まえ評価される。特に、漸進的炉心損傷確率損失（ICDPD）及び漸進的格納容器破損確率損失（ICFFD）は、事業者がメンテナンス活動又は設定による一時的リスクの増加について、不十分なリスク評価を行ったことによる劣化の安全重要度を評価するのに用いられる。

手順 2.1.1：事業者によるリスク評価

事業者が不十分なリスク評価を実施した、又は全く実施しなかったと原子力検査

官が特定した場合には、実際のメンテナンスリスクの評価のため、CDF が十分かつ正確に評価されなければならない。

原子力検査官は、事業者が実施したリスク評価について議論を行い、メンテナンスのリスク評価について改めて評価を求める。これらについては、例えば①除外したメンテナンスリスク評価を実施させる、②評価を再実施させる、③当初のリスク評価を不十分にしたその過誤及び除外を是正する等のいずれかを含む複数の方法により得られると考えられる。

手順 2.1.2：原子力検査官によるリスク評価

原子力検査官は、例えば以下のような事例が確認される等、事業者によるリスク評価の適切性に関して特定の懸念がある場合、必要に応じて原子力規制庁に対しリスク評価の実施を求める。

- a. 事業者のリスク評価の手法に顕著な問題等が確認される場合（例：起因事象の頻度に対する変更の可能性に対処しない等）。
- b. 事業者のリスク評価の手法に品質上の問題が存在する場合（例：プラントの PRA に一致しない）。
- c. 定量的なリスク評価が不適切な想定及び除外を含んでいる場合。

このリスク評価を行うため、検査官は例えば以下のデータ等、本庁に対し必要な情報を提供する。

- a. 懸念となる構造、システム、機器（SSC）の設定及び使用から除外されてから再び使用した SSC の実時間
- b. 起因事象の発生可能性を潜在的に増加させたメンテナンス活動の詳細
- c. 実施された実際の補償行動の詳細
- d. 被認可者によるリスク評価

手順 2.2：リスク損失の決定

事業者が全くリスク評価を行わなかった場合、実際のリスク増加（ICDP_{actual}）は、 $ICDP_{actual} = CDF_{actual} - CDF_{zero-maintenance}$ の条件において、漸進的 CDF と設定期間の年換算の部分との積となる。[すなわち、 $ICDP_{actual} = ICDP_{actual} \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年当たり } 8760 \text{ 時間})$]。

リスク損失 ICDP_D は、事業者のリスク評価の実施に係る不備がリスク評価を行わないことと関係する場合、ICDP と等しい。欠陥のあるリスク評価の場合、 $ICDP_{actual} > ICDP_{flawed}$ と仮定すると、リスク損失 $ICDP_D = ICDP_{actual} - ICDP_{flawed}$ である。

実際に正しく評価された ICDP が $1E-6$ よりも大幅に大きい場合（すなわち 1 桁又

はそれ以上)、正味のリスク損失は SDP の色を決定する前に、上記で決定したリスク損失 (ICDPD) から $1E-6$ を引くことによって決定される。

事業者のリスクの過小評価 (又は評価の不実施) の重要度 (ICDPD) はその後、フローチャート 1 を参照にする。ICFFD の重要度は適用可能であれば、同様の方法で評価する。

手順 2.3 : リスク管理活動の評価

適切なリスク管理活動については、以下の事項がメンテナンス活動に関するリスク管理のために用いられる。

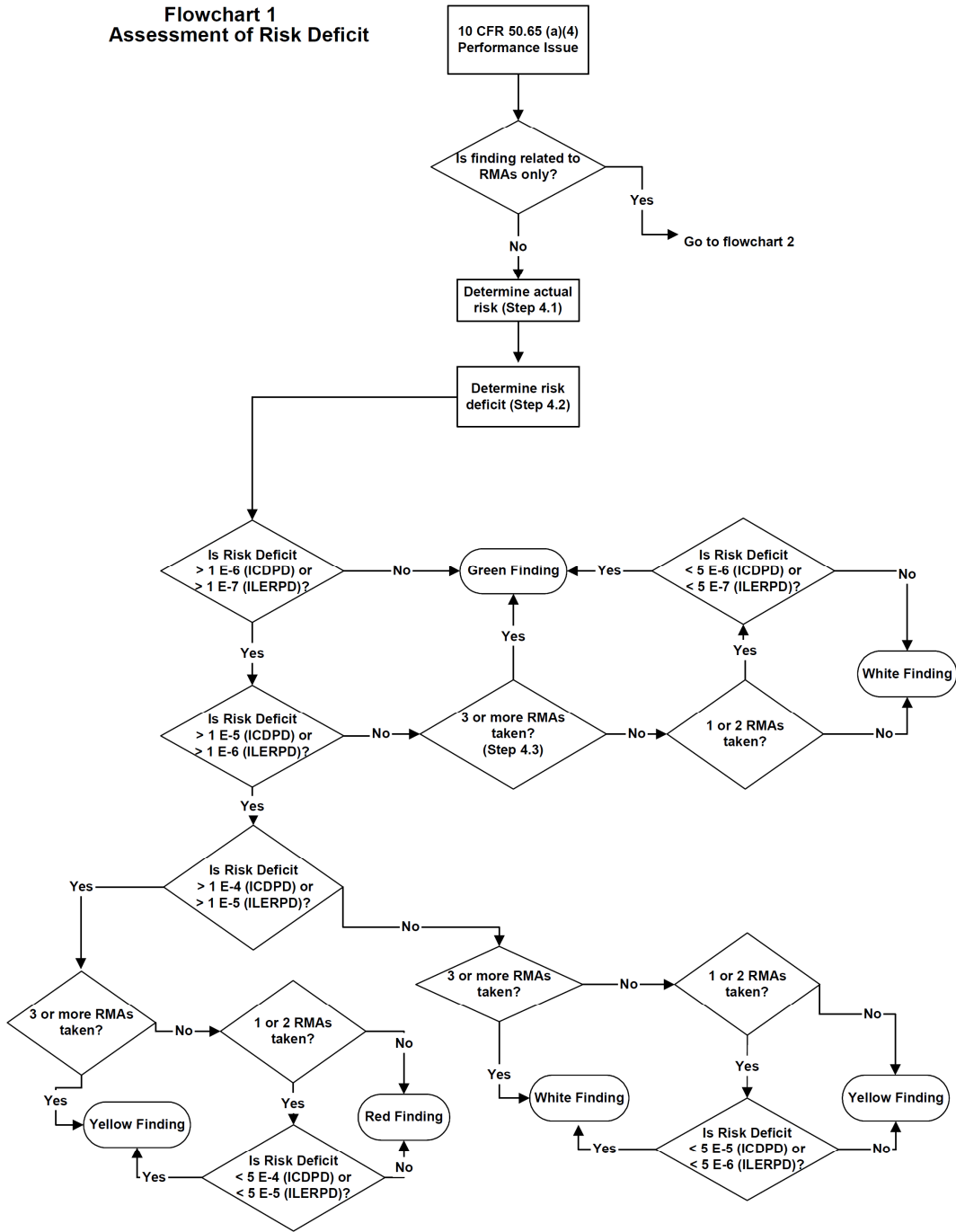
- ・ リスクの認識
- ・ メンテナンス活動の継続時間
- ・ リスク重要度の増加
- ・ 使用できない SSC の安全機能を維持する際、その他の補償手段の確立

リスク評価が不十分な場合、又は全く評価されない場合、実施の不備の安全重要度は、本附属書を用いて評価される。その結果、リスク認識の欠如によりリスク管理活動を実施できていないことは、リスクの軽減を何らもたらさない。

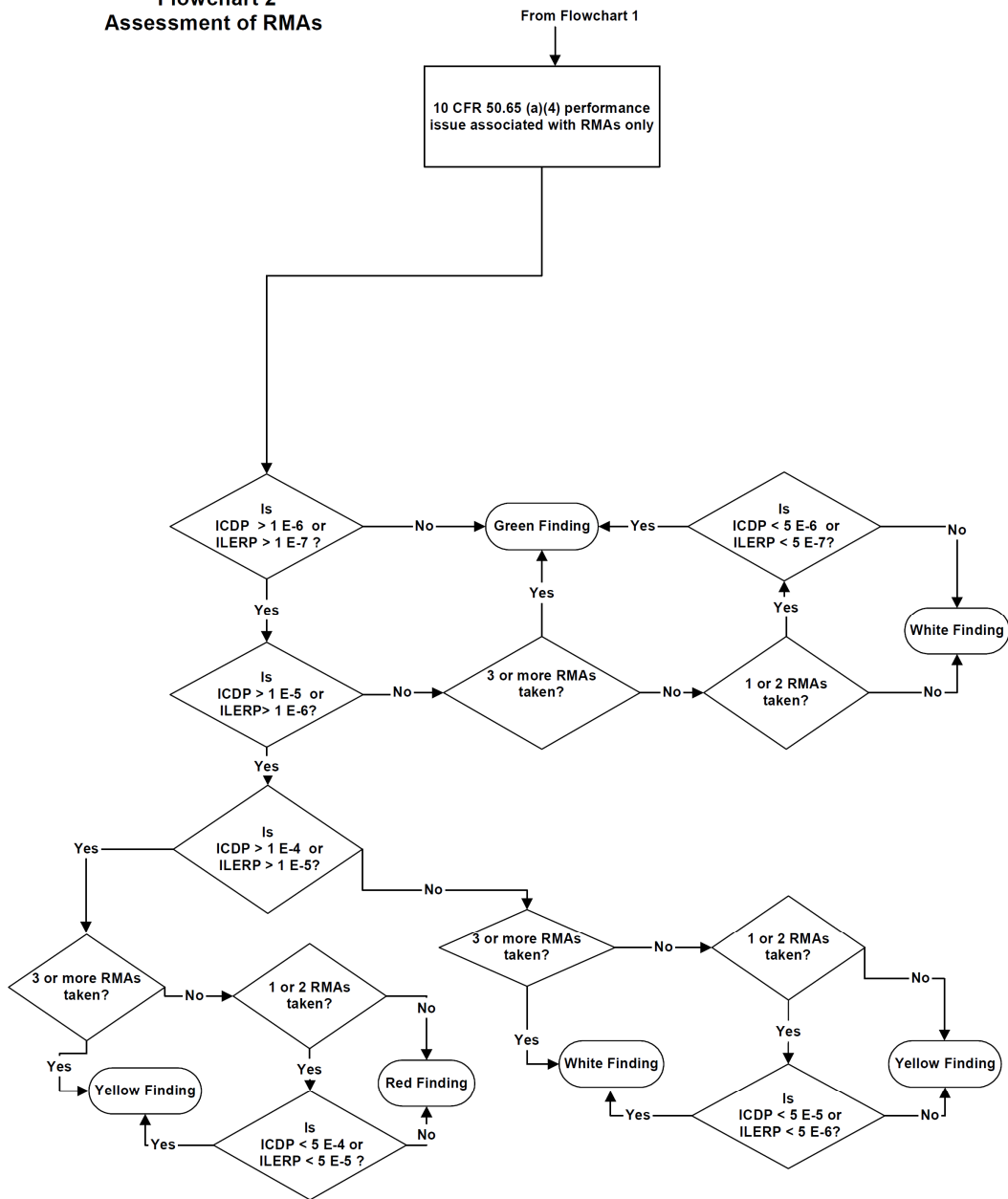
リスクが十分に評価された場合、事業者は通常、決められた手順によって評価済みリスクとして規定されたリスク管理活動を有効に実施する。一定の状況下では、適用可能な特定の補償手段についても技術仕様書等で規定される。

フローチャート 2 は、上述した一連の要件のいずれかによって規定されたとおり、事業者がリスク管理活動の分類を実施できなかったことの重要度を評価するため参照として用いられる。事業者のリスク管理活動の妥当性は、事業者が適用可能な実施手順を用いて評価されるべきであり、原子力規制検査によりその状況について確認されることになる。

**Flowchart 1
Assessment of Risk Deficit**



**Flowchart 2
Assessment of RMAs**



添付：用語の定義

事業者は、メンテナンスを行う前に、メンテナンスにより生ずる可能性があるリスクの増大を評価し管理することが求められる。このリスク評価及びリスク管理活動に係る想定及び定義済み用語を以下に示す。

1. リスク評価及びリスク管理行動

メンテナンス活動のリスク評価の目的は、事業者がメンテナンス活動のリスク、例えば以下の影響を適切に評価することである。

- ・直接又は不作為に機器、装置が運転休止による影響。
- ・SSC の稼働又は性能に影響を及ぼしうる一時的変更又は修正による影響。
- ・その他のメンテナンス活動、プラントの条件又は発生による影響。
- ・外部事象、内部溢水又は格納容器の健全性による影響。

メンテナンス活動のリスク評価は、評価による知見を用いることで生ずるリスクの管理を必要とする。そのため、事業者によるリスク評価は、メンテナンス活動が実際に実施される際に潜在的なリスク増加を制限し、リスク管理活動の有効な実施を可能にするため、計画されたメンテナンス活動によるリスクを十分に評価すべきである。この評価における複雑さの程度はプラントごとに異なると考えられており、特定のプラント内の設定ごとによっても異なるが、これらのリスク評価により、リスク上意味のある活動を特定し、その継続期間を最小化するための知見を提供すると考えられている。通常、事業者のメンテナンス活動のリスク評価に関して、以下の2種類の不備を定義することができる。

A. 適切なリスク評価の実施の失敗：メンテナンス活動の実施に先立つ、適切なリスク評価の実施の失敗には、例えば以下のような事項が含まれており、その結果リスクの過小評価を生ずる。

- ① メンテナンス活動の変更に対するリスク評価の実施の失敗。
- ② 評価されたプラント条件の変更に対するリスク評価の更新の失敗。しかしながら、評価の実施又は再評価は、装置の運転復旧又は補償行動をとるために作業員及びメンテナンス要員が時宜を得た行動をとることを妨げ、又は遅延すべきではない。プラントの条件の設定が、リスク評価の実施又は再評価に先立って復旧された場合、その評価は既に実施済みであれば実施又は再評価される必要はない。

- ③ 影響を受ける（又は関与する）全ての SSC をメンテナンス活動のリスク評価に必要とされる SSC の範囲内に含め、全てのプラント条件又は外部事象（火災・地震を除く）の発止、内部溢水及び格納容器の健全性を考慮する（又は適切に考慮する）等のリスク評価の実施の失敗。
- ④ リスク評価上考慮が必要な起因事象につながる過渡事象を生ずる可能性があるメンテナンス活動の考慮の失敗。
- ⑤ リスク評価プロセスの不十分さによる失敗（すなわち、プラント条件の制限を超えた場合、又はその評価プロセスが手順に従っていない場合等）。
- ⑥ 原子力規制検査により特定されたメンテナンス活動のリスク評価の不備。
- ⑦ 原子力規制検査により特定された欠陥のあるリスク評価の実施又はプロセス。

メンテナンス活動のリスクを過小評価する、又は評価しないことは、炉心損傷頻度（CDF）又は格納容器損傷頻度（CFF）の観点から言えば、想定されるプラント全体のリスクを大幅に増加させることはない。しかしながら、リスクを過小評価することは、リスク管理活動を排除し、高いリスクの設定を認識・補償されないままにするようなリスク認識の欠如を生む可能性がある。評価されていない CDF の増加と高いリスクの設定を必要又は望ましい以上に長く維持することは、被ばく時間を増加させ、それによって以下に定義したとおり、漸進的（積分）炉心損傷確率（ICDP）及び漸進的格納容器損傷確率（ICFF）を増加させる。評価されていない、又は十分に評価されていないリスクを認識しないことは、直接にリスクを増加させる、又は事故若しくは過渡からの回復を妨げる行動又は事象が生ずることにつながる可能性がある。

B. リスク管理の失敗：提案されたメンテナンス活動のリスク影響の管理に失敗することは、事業者のリスク管理プログラムの重要な要素の全部又は一部の実施の失敗を意味する。しかしながら、この不備は結果として、CDF 又は CFF の観点から言えば、メンテナンス設定の評価済みのリスクに対して新たなリスク増加を生むものではない。メンテナンス活動又は設定にまつわるリスクの継続時間を最小化するための措置が、主要なリスク管理活動である。しかしながら、可能かつ実用的でありながらそのような措置の実施に失敗することは、高められたリスク条件が残ったまま、ICDP 及び ICFF が更に増加することを可能にしてしまう。十分かつ適切なリスク管理活動は、特定の設定変更から生ずるリスクを低減することができる。

2. 定 義

以下は、本附属書において用いられる用語の定義である。

漸進的炉心損傷頻度 (ICDF) : ICDF は、実際に適切に評価されたメンテナンスリスク (設定特有の CDF) と、ゼロメンテナンス CDF との差である。設定特有の CDF 又は ICDF は、利用できないと考えられる運転休止又は影響を受けた SSC についての年換算のリスクの推定である。漸進的炉心損傷頻度という用語は、 Δ CDF 又は CDF 内の変化と同じ意味でも用いられる。

漸進的格納容器破損頻度 (ICFF) : ICFF は、決定可能な場合の、実際に十分に決定されたメンテナンス活動又は設定特有の CFF と、ゼロメンテナンスモデルの結果との差である。CFF 及び ICFF は、レベル 2 の PRA 及びリスクツール又はプロセスを所有している場合にのみ、決定可能であることに注意しなければならない。算出できる場合、ICFF は Δ CFF 又は CFF の差とも表すことができる。

漸進的炉心損傷確率 (ICDP) : ICDP は、漸進的 CDF と、設定の継続時間の年換算の部分との積である [すなわち、 $ICDP = ICDF \times (\text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$]。ICDP は時折、積分された ICDP 又は積分 ICDP (すなわち、デルタ CDF 又は高いリスク設定が継続するにつれて増加する継続時間で積分された ICDF) と表される場合があることに注意しなければならない。図 1 は、この概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率 (ICFP) : ICFP は、漸進的大規模初期放出頻度 (ICFF) と、設定の継続時間の年換算の部分との積である。 $ICFP = (ICFF \times \text{継続時間}) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$ である。

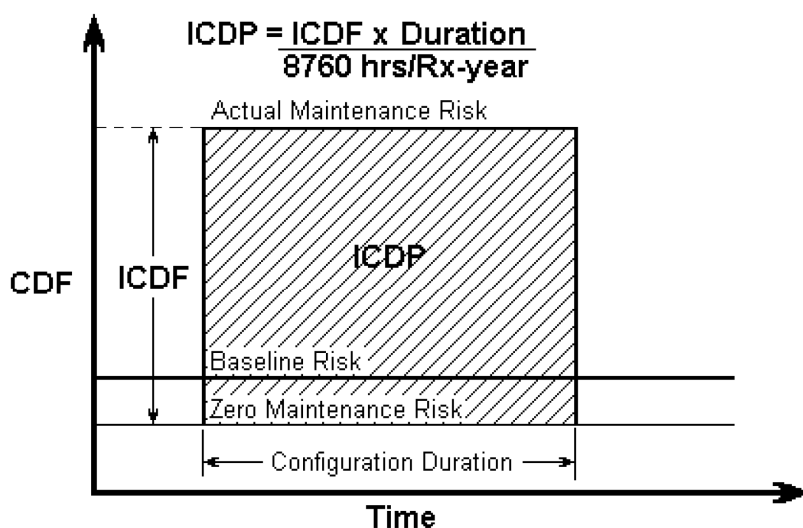


Figure 1 - Relationship of ICDF to ICDP

漸進的炉心損傷頻度損失 (ICDFD) : ICDFD は、実際のメンテナンス設定特有の CDF (ICDFactual と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価された (欠陥のある) メンテナンス関連の ICDF (ICDFflawed) との差として定義される ICDF の一部分である。すなわち、 $ICDFD = ICDF_{actual} - ICDF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを評価するのに完全に失敗した場合 (すなわち、被認可者によるリスク評価が存在しない場合)、ICDFD は ICDF の全体値と等しいことに注意しなければならない。

漸進的格納容器破損頻度損失 (ICFFD) : ICFFD は、実際のメンテナンス設定特有の CFF (この定義の目的では ICFFactual と呼ばれる) と、被認可者によって当初、不十分に評価されたメンテナンス関連の ICFF (ICFFflawed) との差として定義された ICFF の一部分である。すなわち、 $ICFFD = ICFF_{actual} - ICFF_{flawed}$ と定義される。事業者が必要に応じてメンテナンスリスクを全く評価できず (すなわち、事業者によるリスク評価が存在しない場合)、メンテナンス活動により、又はメンテナンス活動と同時に発生する格納容器の健全性に対する影響が存在する場合、この影響は質的にも量的にも評価できないことに注意しなければならない。この場合、ICFFD は ICFF の全体値と等しくなる。

漸進的炉心損傷確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と暴露時間 (すなわち、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分) との積である。すなわち、 $ICDPD = ICDFD \times (\text{暴露時間}) \div (1 \text{ 原子炉年あたり } 8760 \text{ 時間})$ と定義される。ICDFD と同様に、欠陥のあるリスク評価ではなく、リスク評価が存在しない場合、ICDPD は ICDP と等しいこと

に注意しなければならない。また、設定の継続時間全体において、リスクが評価されていない、又は不十分に評価されたままである場合、暴露時間が継続時間と等しいことにも注意しなければならない。図 2 はこの概念を図で表したものである。

漸進的格納容器破損確率損失 (ICDPD) : ICDPD は、ICDFD と、評価されていない、若しくは不十分に評価された設定の継続時間の年換算の部分、又はそのリスクが (ICFF 又は ICFP の観点から) 評価されていない、若しくは不十分に評価されたままであるメンテナンス設定の継続時間の年換算の部分との積である。

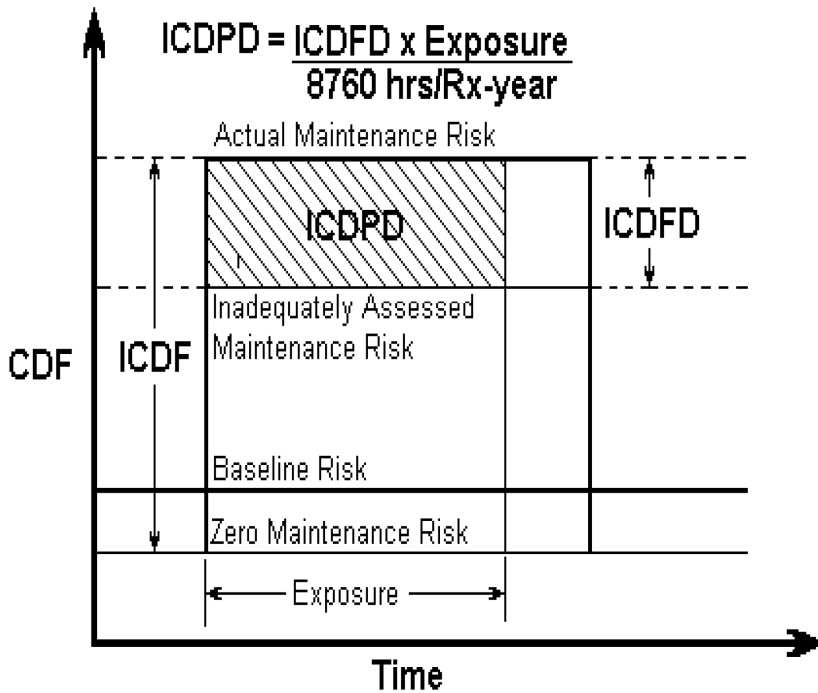


Figure 2 - Relationship of ICDFD to ICDPD

ゼロメンテナンス CDF (リスク) : PRA にモデル化された全ての SSC が利用可能と考えられる場合のプラントの基準値設定の CDF の推定値。

ベースライン CDF (リスク) : 年平均のメンテナンス (防止及び是正メンテナンス) 利用不可能性データ及びプラント特有の信頼性データ (失敗率) を考慮する PRA モデルから生ずる CDF の推定値。

なお、まだ開始されていない作業に対する不十分なリスク評価又はリスク管理は、事業者による実施の不備であり、これまでのリスク評価やリスク管理活動における不備を示すものであることに注意しなければならない。本附属書は、この種類の実施の不備の重要度を決定するのには適していない。この種類の問題は通常原子力安全に関する評価ガイドのフェーズ 1 スクリーニングに従って、緑と判断されると考えられる。

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド

附属書 9

定性的な判断基準による重要度評価ガイド

(案)

目 次

1. 目 的.....	3
2. 基本的な考え方.....	3
3. 適 用.....	3
4. 評価手順.....	4

添付 1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1. 目的

本附属書は、実用発電用原子炉施設又は核燃料施設等において、原子力施設安全及び放射線安全に係る監視領域(大分類)に関連付けられた検査指摘事項の安全重要度を評価する際、他の附属書において規定されている安全重要度評価の手法では、所定の評価期間内において、当該検査指摘事項の状況を適切に評価できない場合、評価モデルや他の不確実性により合理的に安全重要度を見積もることができない場合、又は核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の評価をする場合に使用する。

しかし、単に、他の附属書を適用した結果が適当ではない(安全重要度が高すぎる又は低すぎる)と考えられることを理由として、本附属書を適用することは避けるべきであり、そのような場合は、重要度評価・規制対応措置会合(SERP)において他の附属書を適用した結果が適当ではないと判断できる根拠を明らかにした上で、本附属書の適用に係る意思決定を行うべきである。

2. 基本的な考え方

原子力施設で検出される検査指摘事項は、設備又は事業者の活動に対し多種多様な様態の性能劣化を生じさせる可能性があり、あらかじめ用意された安全重要度評価の手法によって適切な期間内に監視領域に対する影響の大きさを評価することが困難な場合がある。そのような場合、検査指摘事項の安全重要度は、定性的な工学的判断と規制監視の経験を用いて決定されることとなるが、それはリスク情報を活用した意思決定方法として許容されるべきものである。

また、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度を評価するための手法として、確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment、以下「PRA」という。)手法を適用すべき検査指摘事項に対しても、原子力施設のPRAモデルが未整備である場合、劣化状態に係る状況が複雑である場合、整備済のPRAモデルが劣化状態と事故の因果関係を模擬できない場合、炉心損傷頻度若しくは格納容器機能喪失頻度が適切な指標とならない場合等、PRA手法による安全重要度評価が適当ではない場合がある。

さらに、核燃料施設等における原子力安全に係る検査指摘事項の安全重要度を評価する場合は、他の附属書において示されている実用発電用原子炉施設における原子力安全に係る安全重要度評価の手法を直接適用することは適当ではない。

本附属書は、このような場合に備え、原子力規制庁が検査指摘事項に係る安全重要度の評価を行う際に、定性的又は定量的な指標を用いてリスク情報を表現し、適切な期間内に意思決定を行うための一貫性のある手順について指針を示すものである。

3. 適用

本附属書は、下記のような場合に適用される。

- a 他の附属書において本附属書を適用することが示されている場合
- b 他の附属書においてPRA手法を適用することが示されているものの、対象原子炉施設に係るPRAモデルが未整備であり、又は適切性が確認されていない場合
- c 他の附属書においてPRA手法を適用することが示されているものの、PRA手法の適用が適当でないと判断できる場合
- d 他の附属書による評価手法を適用することが適当でないと判断できる場合
- e 核燃料施設等に係る検査指摘事項を評価する場合

本附属書を適用する場合は慎重な検討が必要であることから、評価担当者が c 又は d に該当すると判断した場合は、予備的なSERPを開催し、その判断に係る合理的な理由を示した上で、本附属書の適用可否について意思決定を行う。

本附属書を適用する場合の例としては、他の附属書の評価手法を適用するために新たに研究、実験、調査、専門家意見の聴取等が必要な場合や、これらを行った結果適切な期間内に意思決定が不可能となる場合が挙げられる。

4. 評価手順

4.1 初期境界評価

- (1) 実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合は、当該事項に関する定性的及び定量的な情報を基に、保守的な条件(現実との条件とは一致しないが、安全重要度評価の結果が現実の状況を上回ることがないような条件)を仮定した場合の境界評価の実施を検討し、境界評価によって検査指摘事項が「緑」となった場合は、安全重要度評価を終了する。
- (2) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は境界評価によって検査指摘事項の安全重要度が「緑」を超える可能性があることが示される場合は、次項に進む。

4.2 検査指摘事項に係る指標の評価

- (1) 核燃料施設等における検査指摘事項の場合や、実用発電用原子炉施設における検査指摘事項の場合であって境界評価が困難な場合又は安全重要度が「緑」を超える可能性がある検査指摘事項については、以下の指標について、指標の適用可能性を含め評価を行い、その他の考慮すべき情報を含め、総合的に考慮した上で検査指摘事項の安全重要度を評価する。

特に、核燃料施設等においては、参考を示す「核燃料施設等の安全重要度評価(原子力施設安全)の視点」も考慮する。

- a 原子力施設の深層防護に対する影響

- b 設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度
- c パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲
- d 劣化状態の継続期間
- e 事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性
- f 劣化状態に対する事業者の検出能力
- g 事業者の是正処置及び予防処置の有効性

- (2) 実用発電用原子炉施設に係る検査指摘事項に対し、(1)の指標及び安全重要度の評価を行う際、一定の客観性及び説明性を確保する観点から、添付1に示す「発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法」を用いることができる。なお、核燃料施設等についても、添付1を参考にすることができる。

4.3 評価根拠の文書化

- (1) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」を超える安全重要度となった場合、評価の根拠となった全ての情報を表 4.3-1 の様式を用いて文書化し、S ERPにおいて提示した上で、安全重要度の評価に係る意思決定を行う。
- (2) 本附属書による評価結果が「緑」又は「追加対応なし」となった場合、評価の根拠となった全ての情報を報告書に記載する。

表 4.3-1 定性的基準を用いた安全重要度評価に係る判断根拠

評価に用いる指標等	適用可能な指標か	指標の状態を表す情報及び評価
検査指摘事項に対する境界評価の結果		
原子力施設の深層防護に対する影響		
設備又は活動に係る安全裕度の減少又は性能劣化の程度		
パフォーマンス劣化が影響を及ぼす設備又は活動の範囲		
劣化状態の継続期間		
事業者の対応処置による影響緩和の程度及び可能性		
劣化状態に対する事業者の検出能力		
事業者の是正処置及び予防処置の有効性		
その他考慮すべき情報		

安全重要度評価結果(色): _____

参考 核燃料施設等の安全重要度評価(原子力施設安全)の視点

核燃料施設等では、実用発電用原子炉施設での PRA 等から得られるリスク情報に相当するものとして、取り扱う核燃料物質の潜在的な危険性の視点が重要である。

核燃料物質の潜在的な危険性は、核燃料物質そのものが持つ危険性に加えて、液体や固体などの物質の状態、化学的毒性、有機溶媒などの混在物、温度、圧力などによる危険性がある。

例えば、

- ウランよりプルトニウムの方が臨界になりやすく比放射能が高い。
 - 液体は、臨界、漏れ及び水素発生などのリスクが高い。
 - 気体及び粉末は臨界にはなりにくいですが、飛散するため、吸入のリスクがある。
 - 固体は、取扱いが容易で飛散のリスクが低い。
 - 高レベル廃棄物は線量が高く被ばくのリスクが高く、発熱がある。
- などであり、これらの状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベルを以下の表に示す。

表 代表的な核燃料物質等の状態に応じた潜在的な危険性に基づくレベル(例)

	液体	気体 (粉末及びエアロゾル を含む)	固体
プルトニウム	レベル 5	レベル 4	レベル 3
ウラン(濃縮度 5%超)	レベル 4	レベル 3	レベル 2
ウラン(濃縮度 5%以下)	レベル 3	レベル 2	レベル 1
高レベル廃棄物	レベル 5	レベル 4	レベル 3
低レベル廃棄物	レベル 3	レベル 2	レベル 1

その他、核燃料物質の化学的毒性、有機溶媒の混在、温度、圧力などの影響も考慮。

注) 本参考は、今後とも性状やレベルの程度等を含め検討を進めるとともに、必要に応じて改訂を行うものとする。

添付1 発電用原子炉施設のリスクを表す定性的基準に対する点数評価手法

1. 基本的な考え方

本評価手法は、発電用原子炉施設における検査指摘事項の安全重要度評価を行う際、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」の附属書9「定性的な判断基準に関する安全重要度評価ガイド」を適用する場合において、一定の客観性及び説明性を確保するため、リスクを表す定性的基準に対する発電用原子炉施設の状態を定量化(点数化)し、安全重要度を判断する際の参考情報を提供することを目的としている。

具体的には、検査指摘事項(パフォーマンス劣化)によって影響を受けた発電用原子炉施設の安全機能に着眼し、下記①から③の定性的基準の指標に対してそれぞれ点数評価を行い、合算した評価値(以下「指標統合値」という。)を算定する。ここでいう安全機能とは、監視領域の目的を達成するために、所定の性能を発揮することが必要な設備と当該設備の性能発揮に必要な発電用原子炉設置者(以下、本添付1において「事業者」という。)の活動により達成される、発電用原子炉施設の安全維持のための機能である。

- ①発電用原子炉施設の安全確保状態
- ②劣化状態の継続期間
- ③事業者の改善措置能力

これらの定性的基準に対する点数評価は、事業者のPRAモデルを用いて原子力規制庁が実施した試算結果¹を踏まえ、検査指摘事項による劣化状態が表 1-1 のような場合、およそ右の安全重要度と評価されるように設定を行った。

表 1-1 点数評価の水準

定性的基準	検査指摘事項による劣化状態	安全重要度の程度
安全確保状態	10日間、単一の安全機能が劣化状態になった場合	緑
	10日間、単一の安全機能が喪失した場合	白
	10日間、2つ以上の安全機能が喪失した場合	黄
継続期間	劣化状態の継続期間が100日 (上記10日に対して10倍)になった場合	安全重要度の程度を1つ上げる

2. 評価手順

2.1 影響を受けた安全機能及び事故シナリオの特定

検査指摘事項により影響を受けた安全機能を抽出し、影響を受けた期間の発電用原子炉施設の状態において、本来維持されるべき安全機能が劣化することにより影響を受ける

¹ 四国電力(株)伊方発電所のPRAモデルを使用し、高圧炉心注入系、低圧炉心注入系及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失を仮定した評価を実施

事故シナリオを特定する。

具体的には、検査指摘事項(パフォーマンス劣化)により劣化状態となった設備又は活動が、劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態(出力運転中、燃料交換作業中、長期停止中等)において維持されるべき安全機能に対しどのような役割を担っているのかを確認し、当該安全機能の劣化により事故の発生防止、影響緩和又はその両方に直接的に影響を及ぼすことが明確であるような事故シナリオを特定する。

【留意点】

○事故シナリオを特定する際は、評価時点で可能な範囲において、起因事象の発生頻度、発電用原子炉施設の状態、事故対応が失敗した場合の結果(炉心損傷、格納容器損傷等)等について事実関係を整理した上で、事業者の認識についても確認する。

2.2 発電用原子炉施設の安全確保状態の評価

発電用原子炉施設の安全確保状態を評価する上で、考慮する要素として(a)安全裕度、(b)深層防護及び(c)共通要因を対象として点数評価を行う。

(a) 安全裕度

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能の劣化の程度について評価を行う。評価点数は、0点から4点までとし、劣化の程度に応じた点数とする(当該安全機能が果たすべき性能を喪失している状態を4点とする)。

具体的には、劣化状態にあった設備又は活動に関し、

- ・ 事業者が定めた運用上維持すべき状態
- ・ 許認可等において技術基準等の要求事項を満足するものとして設定された性能を維持している状態
- ・ 劣化状態が継続していた期間の発電用原子炉施設の状態において、特定した事故シナリオに対し事故対応が可能な状態

のいずれの状態に該当するのかについて、許認可申請書等の関係図書、事業者の設計文書等を調査の上、事実関係を整理し劣化状態の評価を行う。

【留意点】

○維持すべき安全機能の性能を実際の設備又は活動がどのように担保しているかについて、許認可申請書等の関連図書を十分に確認する必要がある。
○単一の安全機能に対し2つ以上の系統をもって担保する設計としている場合、劣化した系統以外の系統が健全であることについて十分な根拠に基づき立証

可能である場合には、劣化状態の評価点数を1/2に減ずることができる。

(b) 深層防護

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)で評価の対象とした安全機能以外にも、同一の検査指摘事項により直接的に影響を受けた安全機能が存在する場合は、それらに対しても(a)と同様の評価を行い、全ての点数を合算する。

【留意点】

○共通の検査指摘事項に起因しない安全機能の性能低下が発生した場合については、点数評価を合算する対象とはしない。例えば、ある設備の系統Aが劣化状態にあった期間中に、全く別の要因によって系統Bが運転上の制限を逸脱した場合は、2系統の機能劣化として取り扱うのではなく、それぞれの要因ごとに評価を行う。

(c) 共通要因

特定した事故シナリオに対する発生防止、影響緩和又はその両方の役割を有する安全機能のうち、(a)又は(b)において評価した安全機能の劣化状態に対して明確な共通要因を有する安全機能が存在する場合は、その安全機能ごとに1点を加点する。

具体的には、ある検査指摘事項(パフォーマンス劣化)によって設備又は活動が劣化状態になった場合、当該パフォーマンス劣化又は劣化状態が、他の安全機能を有する設備又は活動の性能に対して明確に影響しうる共通要因が存在すると判断できる場合にのみ加点を行う。

【留意点】

○ここで評価の対象とする共通要因は、安全機能の劣化状態を生じさせた直接的な原因に関するものであって、背景要因や組織的要因など間接的なものを共通要因として考慮することはない。

2.3 劣化状態の継続期間の評価

劣化状態の継続期間を評価する上で、考慮する要素として(a)継続期間及び(b)対応可能性を対象として点数評価を行う。

(a) 継続期間

2.2において評価した発電用原子炉施設の安全確保状態を踏まえ、安全機能が劣化状態にあった期間(劣化状態になった時点から正常な状態に復帰した時点までの期間)を評価する。

具体的には、本評価手法の基準とした継続期間10日を0点とし、期間が10倍にな

った100日を4点と評価する。この考え方は確率論的リスク評価手法の「暴露期間」と同様であり、下記表 2.3-1 の点数を目安として評価を行う。

表 2.3-1 継続期間の目安

継続期間の目安	点数
10日間	0点
20日間	1点
30日間	2点
60日間	3点
100日間	4点
180日間	5点
300日間	6点

【留意点】

○継続期間の点数は、常用対数の式($\log_{10}(\text{日数}) \times 4 - 4$)から導出することが可能であるが、定性的な安全重要度評価の主旨を踏まえると、精緻な数値とするべきではないことから、加算する点数はあくまで整数として取り扱うべきである。

(b) 回復可能性

特定した事故シナリオにおいて、万一起因事象が発生した際、事業者の事故対応の中で安全機能の劣化状態が当然に検出可能であり、また、その安全機能が性能発揮を要求される時点までに安全機能を復旧できることを事業者が十分な根拠に基づき立証できる場合は、事故の発生確率を相当程度に低下させることができるものとして評価し、継続期間の点数を1/2に減ずる。

【留意点】

○「安全機能の劣化状態が当然に検出可能」とは、例えば、

- ・ 安全機能を有する設備が動作する前に警報装置等で異常が認知できる
- ・ 事故対処に係る手順書の中で状態を確認する行為が規定されている

などが挙げられる。

2.4 事業者の改善措置能力の評価

事業者の改善措置能力を評価する上で、考慮する要素として(a)検査指摘事項の特定者、(b)是正処置計画の適切性、(c)過去の是正処置の有効性及び(d)過去の予防処置の有効性を対象として点数評価を行う。

(a) 検査指摘事項の特定者

事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出し、適切に検査指摘事項(パフォーマンス劣化)として評価及び特定をしていた場合は、1点を減点する。

【留意点】

○「事業者自らが安全機能の劣化状態が顕在化する前に検出」した場合は、例えば、事業者自らが自主点検等の安全活動によって設備の劣化状態を検出した場合などが挙げられる。一方、油脂類の漏えいや異音など明らかな設備異常が確認された場合、事業者より先に原子力検査官が検出した場合、運転上の制限を逸脱していないことを確認するためのサーベイランス試験で判明した場合、実際に安全機能が要求された時点で判明した場合等は該当しない。

(b) 是正処置計画の適切性

原子力検査官が検査指摘事項を検出した時点において、既に事業者が是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合は、1点を減点する。

【留意点】

○「是正の取組を進めており、その内容が妥当なものと判断できる場合」とは、例えば、

- ・ 不適合(劣化状態)の状況が適切に認識され、対応策が検討され、又は既に示されている
- ・ 不適合への対処が完了し、又はその計画が示されている
- ・ 必要な原因調査に関する計画が示されている
- ・ 原因が特定されている場合は、是正処置の計画が示されている

など、事業者が是正処置に係る適切な対策又はその方針を意思決定し、組織内で共有していると判断できる場合をいう。

(c) 過去の是正処置の有効性

過去に、当該施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な是正処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加点する。

【留意点】

○「同様のパフォーマンス劣化」とは、劣化状態の直接原因が同様のもの、という意味であり、必ずしも同一の設備又は活動に係る検査指摘事項に限定されるものではない。

○一方、例えば「手順書の不備」という幅広い共通点をもって過去のパフォーマンス劣化と同様と判断することは適切ではなく、検査指摘事項の情報をよく整理した上で、過去の是正処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可

能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

(d) 過去の予防処置の有効性

過去に、他施設において、検査指摘事項と同様のパフォーマンス劣化が検出されていたにもかかわらず、適切な予防処置が講じられなかった結果、安全機能の劣化状態に至ったものであると判断できる場合は、1点を加算する。

【留意点】
○是正処置の有効性と同様に、過去に他施設の不適合情報に対し事業者が講じた予防処置についてよく調査した上で、過去の処置が適切に実施されていれば再発を防止することが可能だったと判断できる合理的な理由が必要である。

2.5 指標統合値の評価

2.2 から 2.4 で評価した3つの指標に対する点数を、全て合算したものを指標統合値とする。指標統合値は表 2.5-1 の水準に照らし、安全重要度評価の参考とすることができる。

表 2.5-1 指標統合値と重要度の対応

指標統合値	4点未満	4点以上、 8点未満	8点以上、 12点未満	12点以上
安全重要度	緑	白	黄	赤

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド

(案)

(GI0008_r0)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

目 次

1. 目的.....	3
2. 適用範囲.....	3
3. 用語の定義.....	3
4. スクリーニングの手順.....	4
添付1 監視領域（小分類）の目的と属性	7
参考資料 軽微事例集.....	53

1. 目的

本ガイドは、「原子力規制検査等実施要領」の「2.3 検査指摘事項の重要度評価」において記載している検査指摘事項の重要度評価(核燃料施設等[※]において行う検査指摘事項の評価を含む。)に先立ち、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出し、重要度評価につなげるための判断(スクリーニング)を行うに当たっての手順を示すものである。

※ 製錬施設、加工施設、研究開発段階発電用原子炉施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、廃棄物埋設施設、廃棄物管理施設、使用施設等及び核原料物質の使用に係る施設

2. 適用範囲

検査気付き事項があった場合に、当該事項を検査指摘事項とするかどうかのスクリーニングに適用する。なお、検査気付き事項については、本スクリーニングの結果を踏まえた検査指摘事項の重要度評価とは別に、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」に基づき規制対応措置の対応要否等の検討も行うこととなる。

3. 用語の定義

① 検査指摘事項

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8で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者(以下「事業者」と総称する。)の活動状況の監視(=検査)により、事業者の保安及び特定核燃料物質の防護のための業務に係る活動(以下「安全活動」という。)について、その目的が十分に達成されておらず、原子力安全又は核物質防護の維持に影響を与えていることが確認された事項。

② 検査気付き事項

事業者の安全活動の監視により、安全活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項(本ガイドに基づくスクリーニングにより検査指摘事項とするものも含む。)

③ 機能劣化

原子力安全を維持、確保する機能に関わる設備やシステム等の状況が管理値を下回っている状態。

管理値とは、事業者が安全な状況を維持していく上で設定しているものであり、一般的に規制要求を満足しているかどうかを判断する上で、許認可等で確認されている値(設計確認値)から余裕をもって設定されているものをいう。そのため、機能劣化がある場合においても、必ずしも規制要求を満足していないわけではない。

また、対象となる状況としては、設備等の性能(容量、出力等)だけでなく、設備等の性能を発揮させるための運転員の操作が確実に行われるための要員が確保されているか、確実に操作されるよう手順等が明確にされているか等の運用上の体制も含むものである。

④ パフォーマンス劣化

事業者が原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図した活動をその企図に即して実施できていない状態。すなわち、事業者が規制要求又は自主基準を満足することに失敗している状態であって、その失敗が合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったもの。

設備等に機能劣化が見られる場合には、その直接的な原因となっている事業者の活動の問題点(例えば、設備等の性能の管理値を下回っている状態が放置されていた場合には、対応する点検の不備)を指す。

4. スクリーニングの手順

(1) ステップ 1: パフォーマンス劣化があるか？

以下の二つの項目のどちらにも該当する場合は、パフォーマンス劣化があると判断する。

- 原子力安全又は核物質防護を維持し、確保することに関して、事業者が規制要求又は自主基準を満足することに失敗している状態であるか。
- その失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であったか。

なお、検査気付き事項として懸念される状況においてパフォーマンス劣化があるかどうかを判断するに当たっては、原子力検査官は以下の点に留意して調査・分析を行い、パフォーマンス劣化がある場合には、次のステップに進むものとする。なお、パフォーマンス劣化ではないとしても、新知見等として事業者の安全活動の改善が望まれるものについては、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認して、対応を終了する。

- 検査気付き事項に関連する事業者の活動について、原子力安全又は核物質防護を維持し、確保するために企図している内容を確認し、その企図に即して実施できているか。また、あらかじめ決められた方法や計画どおりではないにしても、事業者が規制要求を許容可能な方法で満たしているか。
- 原子力安全又は核物質防護の維持、確保の観点から、事業者が企図している内容が、規制要求に対して十分なものになっているか。この判断に当たっては、論点となる規制要求事項に対する許認可上の取扱い状況を確認し、関連する民間規格等も必要に応じて確認するとともに、必要に応じて原子力規制庁において専門的知見を有する職員から見解を聴取する。
- 検査気付き事項として懸念される状況は、これまでの経験や知見(共有が図られている他事業者からの情報を含む。)から事業者が予測でき、予防する措置を講ずることができるものであったか、また、その発生は防止すべきものであったか。

(2) ステップ 2: 確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護を維持することに影響を与えているか？

機能劣化の程度を以下の観点から整理し、有意な機能劣化があると判断される場合は、当該パフォーマンス劣化を検査指摘事項として重要度評価のプロセスに移行し、その旨を本庁担当部門に報告する。検査指摘事項とはしないものにあっても、事業者においては予防処置等の観点で対応を検討する必要があることから、事業者の改善措置活動の中で考慮されていることを確認し、軽微として分類され対応を終了する。

具体的には、パフォーマンス劣化が以下の項目のいずれかに該当する場合は検査指摘事項となり、以下の項目のいずれにも該当しない場合は検査指摘事項とならない。

なお、事業者は軽微と分類されたパフォーマンス劣化に対して是正しなければならないが、当該事案について通常は検査報告書において文書化されるものではなく、基本検査の中で改善措置活動の適切性を見ていくものとする。

- パフォーマンス劣化は、添付 1 に示す原子力規制検査における監視領域(小分類)の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたか。
- パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。
- 確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか。
- パフォーマンスの劣化は安全実績指標に関係し、その安全実績指標のしきい値を超える原因となるものか。

上述の検討の参考として、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例(IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues)から抜粋した事例集を参考資料に示す。参考資料の事例は一般的な状況での取扱いを整理したものであって、実際のスクリーニングにおいては、原子力施設等の実態、背景要因及び発生環境、その他の要因を含めて考慮して判断する。

上記ステップ 1 及びステップ 2 のスクリーニングに当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。原子力安全又は核物質防護に一義的な責任を有する事業者は、ある検査気付き事項が「パフォーマンス劣化がない」又は「検査指摘事項ではない」と考える場合には、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠に基づき説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には「検査指摘事項にある」と判断する。

図 1 に、検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングのフローを示す。

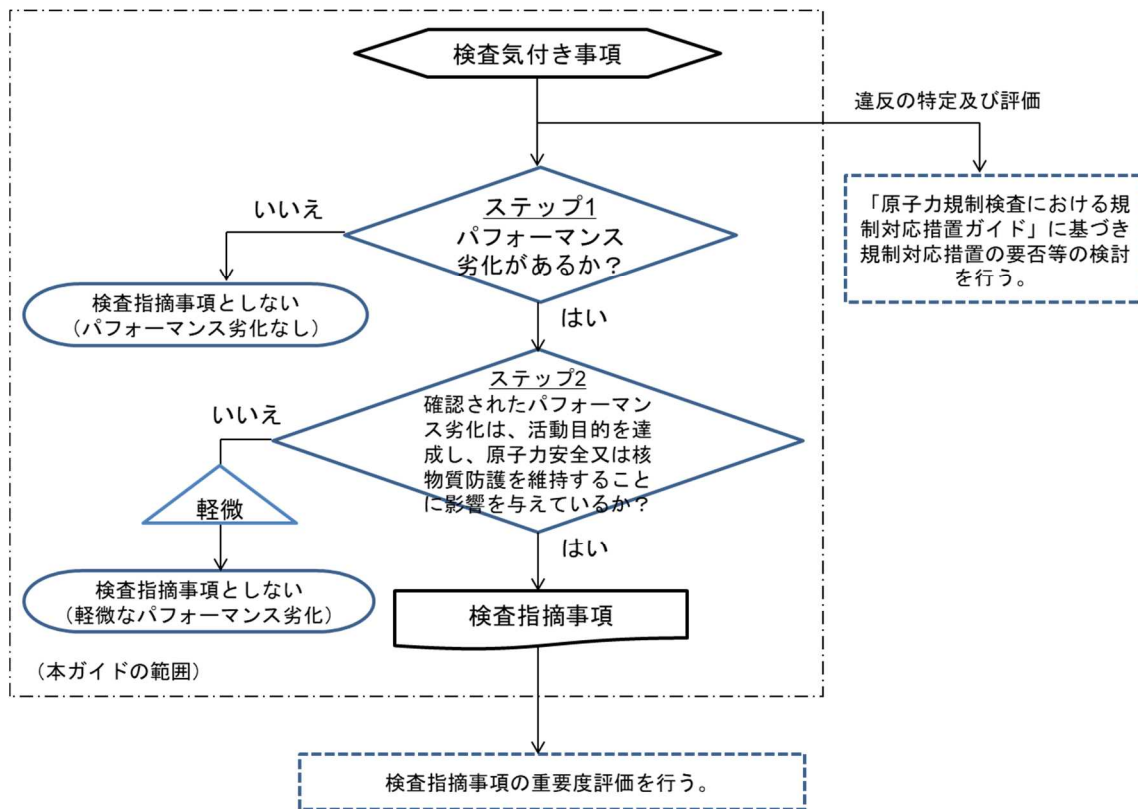


図1 検査気付き事項から検査指摘事項を抽出するスクリーニングフロー

添付 1-1 監視領域（小分類）の目的と属性（発電用原子炉施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、開閉所作業、送電網の安定性
構成配置管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性（蒸気発生器伝熱管破断、インターフェース・システム LOCA、LOCA（大、中、小）、燃料取替／燃料取扱設備
手順書の品質	手順書の適切さ
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－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。
属性	評価領域
設計管理	当初の設計とプラントの改造
外的要因に対する防護	溢水ハザード、火災、ヒート・シンク、毒性危険物、地震、気象
構成配置管理	停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性
手順書の品質	運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー（事象後）、ヒューマン・エラー（事象前）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆管、原子炉冷却系及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆管の機能維持）
設計管理	物理特性試験、炉心設計解析（熱的制限、炉心運転制限報告、再装荷解析）

構成配置管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、原子炉制御系）、一次系水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆管のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（FEM、燃料装荷、物理特性試験、容器組立、水質、原子炉操作）、FME ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	プラントの改造
構成配置管理	系統の配置、1次系/2次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、供用期間中検査の結果
手順書の品質	日常（定期）OPS/保守手順書、EOPs 及び EOPs によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）OPS/保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性、運転性能
構成配置管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	蒸気発生器伝熱管の健全性、インターフェース・システム LOCA の防止、格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（OPS、メンテナンス、サーベイランス）
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と補助建屋－PWR、及び、SGT（非常用ガス処理系）－BWR のみ、の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	プラントの改造、構造健全性
構成配置管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパー、ファン、シール、計装
手順書の品質	EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）

設計管理	プラントの改造、構造健全性
構成配置管理	系統の配置
SSCのパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS/保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
<u>目的</u>	重大事故等及び大規模な損壊に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
体制の整備	要員の配置
設備、資機材	重大事故等対処設備
手順書の品質	実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類
要員のパフォーマンス	教育、訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転の結果として公衆の区域へ放出される放射性物資の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	評価領域
プラント施設/ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、REMP 設備、気象設備、輸送パッケージ、手順書 (設計/改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス RMS 及び REMF、放出測定 QC、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、DOT パッケージ放射線制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の商用原子炉の運転における放射性物資による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。

属性	評価領域
プラント施設／設備及び計装	プロセス設備計装、(ARM Cals 及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書(放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及びプロセス	手順書(HPT、放射線作業従事者、ALARA)；被ばく／汚染管理及びモニタリング(モニタリング及びRP管理)、ALARA計画(管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング(契約者HPT認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付1－2 監視領域(小分類)の目的と属性(試験研究用等原子炉施設)

監視領域(小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	出力運転時及び停止時において、プラントの安定性に支障を及ぼし、重要な安全機能に問題を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過剰な反応度の印加防止機能 (高出力、中出力、低出力)制御棒ストッパ機構、相互に独立な複数の系統 ・炉心の形成機能 (高出力、中出力、低出力)炉心支持構造物、燃料要素 ・燃料を安全に取り扱う機能 (高出力、中出力、低出力)核燃料取扱設備 ・冷却材の循環機能 (高出力、中出力、低出力)1次冷却系設備(主循環ポンプ)、中間冷却系 ・プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。) (高出力、中出力、低出力)反応度制御系、計測制御系
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等)による安全機能(火災又は爆発防止、臨界防止等)への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等)による安全機能(火災又は爆発防止、臨界防止等)への影響
構成配置管理	<p>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性、燃料取替／燃料取扱設備等の発生防止に係る安全機能の性能の維持
手順書の品質	手順書の適切さ

ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー
---------------	-----------

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－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。
属性	評価領域
設計管理	<p>○当初の設計とプラントの改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能 （高出力、中出力、低出力）制御棒、スクラム機構、液体制御材、一次冷却材の排水機能 ・停止後の炉心冷却機能 （高出力、中出力）崩壊熱除去設備（補助ポンプ等）、残留熱除去設備 ・炉心の冷却機能 （高出力、中出力、低出力）1次冷却系設備、2次冷却設備、ナトリウムを液体の状態に保つ設備、カバーガスを保持する設備 ・炉心の冠水維持機能 （高出力、中出力）サイフォンブレーカ、冠水維持バウンダリ、ガードベッセル ・試料冷却機能 （高出力、中出力）1次系、試験燃料体の冷却機能 ・工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生機能 （高出力、中出力、低出力）安全保護系（停止系）、工学的安全施設 ・安全設備 （高出力、中出力）非常用電源設備 ・（実験設備（照射ループ設備））保護機能 （高出力、中出力）安全弁、逃がし弁 ・事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なものの機能 （高出力、中出力、低出力）原子炉建屋内放射線モニタ、原子炉プール水位計、使用済燃料貯蔵プール水位計、通信連絡設備、消火系、避難通路、非常用照明 ・制御室外安全停止機能 （高出力、中出力、低出力）制御室外原子炉停止装置（設置されている場合） ・原子炉圧力上昇緩和機能 （高出力、中出力）逃がし弁 ・（実験設備）炉心の冠水維持に必要な機能 （高出力、中出力）水平実験孔（水止用板） ・特に重要な計測機能 （高出力、中出力）圧力計、温度計、流量計、水位計等
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、

	<p>火山の影響、生物学的事象、森林火災等) による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響</p> <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物 (航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等) による安全機能 (火災又は爆発防止、臨界防止等) への影響
構成配置管理	<p>○停止時の設備ラインアップ、運転時の設備ラインアップ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、拡大防止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・影響緩和に係る安全機能の性能への影響
手順書の品質	<p>運転 (事象後) 手順書、保守及び試験 (事象前) 手順書</p>
ヒューマン・パフォーマンス	<p>ヒューマン・エラー (事象後)、ヒューマン・エラー (事象前)</p>

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（燃料被覆材、冷却系統及び格納容器）が公衆を事故又は事象による放射性核種の放出から守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（燃料被覆材の機能維持）
設計管理	物理特性試験、炉心設計解析（熱的制限、運転上の制限） ・冷却材中への核分裂生成物の放散防止機能 （高出力、中出力、低出力）燃料被覆材
構成配置管理	反応度制御（制御棒位置、原子炉操作、反応度制御系）、水質管理、炉心構成配置（装荷）
被覆材のパフォーマンス	ルーズ・パーツ（共通原因問題）、原子炉冷却系の放射能レベル
手順書の品質	燃料被覆管に影響を及ぼす可能性のある手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守（異物混入防止、燃料装荷、物理特性試験、容器組立、水化学、原子炉操作）、ルーズ・パーツ、共通原因問題
属性	評価領域（原子炉冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造 ・（実験設備（照射ループ設備））冷却材バウンダリ機能 （高出力、中出力）外套管 ・保護機能 （高出力、中出力）耐圧管
構成配置管理	系統の配置、1次系/2次系の水質
原子炉冷却系設備及びバリアのパフォーマンス	原子炉冷却系漏えい、バウンダリの動的機器（弁、シール）、事業者検査の結果
手順書の品質	日常（定期）OPS/保守手順書、EOPs 及び EOPs によって呼び出される関連する通常外（異常時）手順書
ヒューマン・パフォーマンス	日常（定期）OPS/保守パフォーマンス、事故後又は事象後のパフォーマンス
属性	評価領域（格納容器の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性、運転性能 ・放射性物質の閉じ込め機能、遮へい及び放出低減機能 （高出力、中出力、低出力）非常用排気設備、原子炉建屋、排気筒
構成配置管理	格納容器バウンダリの保持、格納容器設計パラメータの維持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	格納容器隔離、SSC 信頼性/動作可能性、リスク上重要なサポート系の機能
手順書の品質	非常時運転手順書、リスク上重要な手順書（OPS、メンテナンス、サーベイラ

	ンス)
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス
属性	評価領域（制御室と建屋、非常用排気設備等の放射性物質バリアの機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 （高出力、中出力、低出力）液体及び固体の放射性廃棄物処理施設
構成配置管理	建屋バウンダリの保持
SSC 及びバリアのパフォーマンス	扉、ダンパ、ファン、シール、計装
手順書の品質	EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス
属性	評価領域（使用済燃料プール冷却系の機能維持）
設計管理	○プラントの改造、構造健全性 ・放射性物質の貯蔵機能 （高出力、中出力、低出力）核燃料貯蔵設備
構成配置管理	系統の配置
SSC のパフォーマンス	ポンプ、弁、計装
手順書の品質	EOPs、異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	事故後又は事象後のパフォーマンス、日常（定期）OPS／保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止（高出力炉、中出力炉）又は非常時の対応（低出力炉）
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	<p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備 ・フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備以外の多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	<p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の商用原子炉の運転において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物資の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス放射線モニタ (RMS) (改造、較正、信頼性、動作可能性)、放射線環境監視設備、気象設備、輸送パッケージ、手順書 (設計／改造、設備計算、輸送パッケージ、計量ラボ)
プログラム及び プロセス	手順書 (プロセス RMSs 及び放射線環境監視設備、放出測定 QC、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価)、被ばく及び放射性核物質モニタリングと管理 (予測サイト外被ばく、異常な放出、DOT パッケージ放射線制限、測定線量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス)

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の商用原子炉の運転において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物資による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
プラント施設／ 設備及び計装	プロセス設備計装、(ARM Cals 及び動作可能性、ソースターム管理)、手順書 (放射線防護及びメンテナンス)
プログラム及び プロセス	手順書 (HPT、放射線作業従事者、ALARA) ; 被ばく／汚染管理及びモニタリング (モニタリング及び RP 管理)、ALARA 計画 (管理目標、測定－予測被ばく量)
ヒューマン・パ フォーマンス	トレーニング (契約者 HPT 認定、放射線作業従事者訓練、習熟)

添付1-3 監視領域（小分類）の目的と属性（再処理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質等の核的制限値の設定、機器の設計、運転条件等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値（ウラン濃縮缶に供給する加熱蒸気温度等）、化学的制限値（核燃料物質を含む有機溶媒温度等）、有機溶媒等の漏えい、爆発防止、引火点未満、水素滞留防止、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響
構成配置の管理	<p>○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る手順（溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（可燃性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による冷却、水素掃気、火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パ	ヒューマン・エラー

パフォーマンス	
<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
<u>目的</u>	冷却機能喪失、水素掃気機能喪失、臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置及び臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等に係る安全機能の設計） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、消火設備、可燃性ガス漏えい感知設備、爆発による圧力逃がし設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響
構成配置の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（冷却、水素掃気、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能
手順書の品質	○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

<u>監視領域</u> <u>(小分類)</u>	<u>原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処</u>
<u>目的</u>	<p>重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。</p>
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
<u>体制の整備</u>	<p>○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備 ・重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制の整備
<u>設備、資機材</u>	<p>○重大事故等対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための設備（中性子吸収材の貯槽への注入設備、溶液の回収・移送設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備（冷却設備、回収・移送設備、冷却管を用いた直接注水設備、ルテニウムの気相への大量移行を抑制するためのショ糖等の注入設備、希釈材の注入、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための設備（圧縮空気の供給設備、溶液の回収・移送設備、ポンプ等による水素掃気配管への窒素の供給設備、爆発に至らせないための水素燃焼設備、容器への希釈材の注入設備、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・有機溶媒等による火災又は爆発に対処するための設備（溶液の回収・移送設備、セル内注水設備、消火設備や窒息消火設備（ダンパ等の閉止）、漏えいした溶液の冷却設備、セル内注水設備、閉止弁、密閉式ダンパ、水封安全器、セル換気系統代替設備等） ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ車等）、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン、ポンプ車等、使用済燃料貯蔵槽の監視、電源、補給水、施設の状態を監視するための設備等） ・放射性物質の漏えいに対処するための設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材

<p>手順書の品質</p>	<p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・ 冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための手順等 ・ 放射線分解により発生する水素による爆発に対処するための手順等 ・ 有機溶 媒等による火災又は爆発に対処するための手順等 ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 ・ 放射性物質の漏えいに対処するための手順等 ・ 工場等外への放射性物質等の放出を抑制するための手順等 ・ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等 ・ その他の手順
<p>要員のパフォーマンス</p>	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等時の再処理施設の挙動に関する知識の向上 ・ 要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・ 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・ 高線量下、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・ 夜間及び休日を含めて必要な要員の招集、定期的な連絡訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-4 監視領域（小分類）の目的と属性（プルトニウムを取り扱う加工施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、中性子吸収材の形状寸法、材質、質量、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響
構成配置の管理	<p>○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る手順（核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	臨界、火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響
構成配置の管理	○施設の運転時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）の維持
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、健全性、安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能
手順書の品質	○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 <ul style="list-style-type: none"> ・ 遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・ セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 <ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
目的	重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織 ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	<ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対処設備及び資機材 ・未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備 ・臨界事故の影響を緩和するための設備 ・核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備 ・核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材
手順書の品質	<ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等 ・工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 ・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等
要員のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・重大事故等時の MOX 加工施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－公衆に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

<u>監視領域</u> (小分類)	<u>放射線安全－従業員に対する放射線安全</u>
<u>目的</u>	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
<u>属性</u>	<u>評価領域</u>
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-5 監視領域（小分類）の目的と属性（加工施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－発生防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災・爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、材質、質量、化学的組成、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響
構成配置の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	○手順書の適切さ ・臨界防止に係る手順（核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子の吸収効果、減速材条件及び反射条件） ・火災又は爆発の防止に係る手順（可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による火災・爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	臨界（臨界質量以上のウラン（ウラン二三五の量のウランの総量に対する比率が百分の五を超えるものに限る。）、火災・爆発等による閉じ込め機能の喪失等）の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響
構成配置の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能
手順書の品質	○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－重大事故等対処及び大規模損壊対処
目的	重大事故に至るおそれがある事故（設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対策の実施組織及びその支援組織 ・重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	<ul style="list-style-type: none"> ○重大事故等対処設備及び資機材 ・未臨界に移行し、及び未臨界を維持するための設備 ・臨界事故の影響を緩和するための設備 ・核燃料物質等の飛散又は漏えいを防止し、飛散又は漏えいした核燃料物質等を回収するために必要な設備 ・核燃料物質等を閉じ込める機能を回復するために必要な設備 ・上記重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備及び資機材
手順書の品質	<ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・重大事故等の発生を防止するための手順等（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱うウラン加工施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響を含む対策を実施する放射線業務従事者の作業安全の確保を含む。） ・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る手順等
要員のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・重大事故等時のウラン加工施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1 - 6 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（添付 1 - 1 0に係るものを除く））

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－臨界防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界、火災又は爆発等による閉じ込めに係る安全機能の喪失を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全設計（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、核燃料物質の質量、核燃料物質の同位体組成、ユニット管理、中性子吸収材の形状寸法、材質、プルトニウム富化度、同位体組成、密度、幾何学的形状、減速条件、中性子吸収材、溶液中の濃度等の核的制限値の設定、機器の設計、インターロック、運転条件等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（熱的制限値、化学的制限値、有機溶媒等の可燃性物質又は水素ガス等の爆発性物質の漏えい防止、引火点未満、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）への影響
構成配置の管理	<p>○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発生防止に係る安全機能（火災又は爆発防止、臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る手順（溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、同位体組成、物理的・化学的性状並びに中性子吸収効果、減速材条件、反射条件） ・ 火災又は爆発の防止に係る手順（有機溶媒等可燃性物質、水素ガス等爆発性物質及び発火源の管理、火気取扱い作業管理、危険物管理等） ・ 外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による火災又は爆発の防止、臨界防止等の安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－拡大防止・影響緩和
目的	臨界、火災又は爆発等による閉じ込め機能の喪失等の拡大を防止及び影響を緩和するために対応する系統、設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
設計管理	○拡大防止・影響緩和に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造 ・臨界の拡大防止・影響緩和に係る設計（臨界警報装置、臨界発生時の未臨界措置等に係る安全機能の設計） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る設計（火災感知設備、警報設備、消火設備、火災及び爆発による影響の緩和設備、防火戸、防火扉、防火ダンパ等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）への影響
構成配置の管理	○施設の操業時及び停止時の設備の系統構成 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性 ・拡大防止・影響緩和に係る安全機能（火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減、臨界の拡大防止・影響緩和等）を有する設備の性能
手順書の品質	○運転（事象後）手順書、保守及び試験（事象前）手順書 ・臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和の手順（臨界発生時の溶液移送、希釈、中性子吸収材の注入等） ・火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る手順（初期消火、防火服、空気呼吸器等の消火用資機材の取扱い、通信連絡、公設消防と連携等） ・外部事象、人の不法な侵入等、溢水、化学薬品の漏えい等による臨界事故後に係る拡大防止・影響緩和、火災又は爆発の感知及び消火並びに影響軽減に係る安全機能の損傷防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（セル、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることにについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・セル、グローブボックス等の局所システムを含む換気システム（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気システム外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止又は非常時の対応
目的	多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及びその支援組織</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備 ・工場等外部からの支援体制の構築の整備
設備、資機材	<p>○多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計評価事故を超える事故の拡大を防止する設備 ・フィルタ等を設けた非常用排気設備等による、事故時の使用済燃料を取り扱う施設等からの放射性物質の流出を抑制又は緩和する設備 ・放射線業務従事者の作業安全（六ふっ化ウラン（UF6）を取り扱う施設については、UF6の漏えいに伴う作業環境（建物内外）への化学的影響に対する安全対策を含む。）を確保する資機材 ・上記多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備以外の多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	<p>○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故の拡大を防止するための手順等 ・核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失に対処するための手順等 ・その他の事故に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	<p>○教育、訓練</p> <ul style="list-style-type: none"> ・多量の放射性物質等を放出する事故又は非常時の使用施設の挙動に関する知識の向上 ・要員の役割に応じた定期的な知識ベースの向上に資する教育 ・実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等 ・放射性物質や化学物質等による影響、夜間、悪天候下等の厳しい環境条件を想定した事故時対応訓練 ・設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1-7 監視領域（小分類）の目的と属性（貯蔵施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－臨界防止
目的	貯蔵期間を通じて、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○臨界防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全設計（金属キャスク、使用済燃料を所定の幾何学的配置、金属キャスク相互の中性子干渉、配置・形状、中性子吸収材の効果、減速材（水）の影響、燃焼度クレジット等） ・火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（臨界防止等）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（臨界防止等）への影響
構成配置の管理	<p>○貯蔵期間を通じた設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界防止に係る安全機能（臨界防止等）を有する設備の性能
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設内移送中の誤操作等による金属キャスクの衝突・落下防止
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（金属キャスク、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることについて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（キャスク、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計、金属キャスク（使用済燃料等を内封、負圧維持、多重閉じ込め構造、蓋部の閉じ込め機能異常時の蓋追加装着、修復性等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○キャスク、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、汚染の拡大防止、除熱機能等）の維持（ラインナップ）
設備のパフォーマンス	シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備
設備、資機材	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	<ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・事故に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	貯蔵期間において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1 - 8 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物管理施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－臨界防止
目的	施設の操業時及び停止時において、施設の安全性に影響を及ぼす臨界等を生じさせる事象の発生を抑制すること。
属性	評価領域
設計管理	<p>○発生防止に係る安全機能を有する設備の当初の設計と施設の改造</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全設計（単一ユニット、ユニット相互間の中性子相互干渉等） ・ 火災又は爆発の発生防止に係る安全設計（着火源の排除、異常な温度上昇防止、可燃性物質の漏えい防止、不燃性材料又は難燃性材料等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等）による安全機能（臨界防止）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等）による安全機能（臨界防止）への影響
構成配置の管理	<p>○施設の操業時及び停止時の設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全機能の維持
設備のパフォーマンス	<p>○動作可能性、信頼性、メンテナンス、バリア健全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る安全機能を有する設備の性能
手順書の品質	<p>○手順書の適切さ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界防止に係る手順
ヒューマン・パフォーマンス	ヒューマン・エラー

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに付いて合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統（放射性物質の漏えいを防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 ○人為事象 ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）への影響
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、サーベイランス指示書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備
設備、資機材	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	<ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・事故に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1 - 9 監視領域（小分類）の目的と属性（廃棄物埋設施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－閉じ込めの維持
目的	廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において、放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時の閉じ込めの維持）
設計管理	<p>○施設の改造、構造健全性、運転設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・異常な漏えい防止機能（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等）
外的事象に対する防護	<p>○自然現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響 <p>○人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	<p>○埋設地による閉じ込めの維持に係る設備の構成</p> <ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、人工バリア、天然バリア等）の維持
設備のパフォーマンス	地下水の水位等の監視設備等
手順書の品質	異常時手順書等
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守等

監視領域 (小分類)	原子力施設安全－非常時の対応
目的	非常時が発生した場合における当該事故等に対処するための事業者の体制及び設備が適切に整備され、使用する設備の動作可能性、信頼性及び機能性を確保すること。
属性	評価領域
体制の整備	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対策の実施組織及びその支援組織 ・非常時の対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班機能の明確化、役割分担及び責任者の配置 ・指揮命令系統の明確化、指揮者等が欠けた場合の代理者の明確化 ・上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等の整備 ・内外の組織への通報及び連絡、情報提供の体制整備
設備、資機材	<ul style="list-style-type: none"> ○非常時の対処設備及び資機材 ・放射線業務従事者の作業安全を確保する資機材 ・上記非常時の対処設備以外の非常時の対処設備及び資機材
手順書の品質	<ul style="list-style-type: none"> ○実施基準、訓練及び演習で使用する手順書類 ・非常時に対処するための手順等
要員のパフォーマンス	<ul style="list-style-type: none"> ○教育、訓練 ・非常用設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアル即時利用、保守点検活動等を通じた準備、それを用いた事故時対応訓練

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	廃棄物の埋設時及び埋設地の保全時において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付1-10 監視領域（小分類）の目的と属性（使用施設（令41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない場合）、核原料物質の使用に係る施設）

監視領域 (小分類)	原子力施設安全—閉じ込めの維持
目的	物理的設計バリア（グローブボックス、建屋等）が事故又は事象による放射性物質の放出から公衆を守ることに合理的な保証をもたらすこと。
属性	評価領域（セル、建屋等による閉じ込めの維持）
設計管理	○施設の改造、構造健全性、運転設計 ・遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計 ・換気系統（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）
外的事象に対する防護	○自然現象 ・地震、津波、洪水、風（台風）等による安全機能（閉じ込めの維持）への影響
構成配置の管理	○セル、建屋等による閉じ込めの維持に係る設備の系統構成 ・閉じ込めの維持に係る安全機能（放射性物質の漏えいを防止、逆流防止、負圧維持、フィルタ、洗浄塔等の放射性物質除去、換気系統外への漏えい防止及び逆流防止等）の維持
設備のパフォーマンス	排風機、弁、ダンパ、フィルタ、ポンプ、遮断器、中継器、シール、計装機器、防火ダンパ、防火壁、防火扉等
手順書の品質	異常時及び通常時運転手順書、メンテナンス手順書
ヒューマン・パフォーマンス	手順書の遵守、事故後又は事象後のパフォーマンス、保守パフォーマンス

監視領域 (小分類)	放射線安全－公衆に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、施設敷地外に対する放射線の影響をモニタリングするための設備及び放射性廃棄物を適切に管理するための設備に係る保全活動並びに放射性廃棄物の管理に係る保安活動により、放出される放射性物質の被ばくから公衆の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	モニタリング設備、放射性廃棄物設備等（改造、校正、信頼性、動作可能性）、気象設備、輸送容器、手順書（設計／改造、設備計算、輸送容器、計量ラボ）
プログラム及びプロセス	手順書（プロセス、放出測定、運搬プログラム、放射性物質放出、気象プログラム、線量評価）、被ばく及び放射性物質モニタリングと管理（サイト外被ばく、異常な放出、測定線量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線・化学技能者のパフォーマンス）

監視領域 (小分類)	放射線安全－従業員に対する放射線安全
目的	通常の施設の操業において、放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリングするための設備に係る保全活動並びに放射線量の管理に係る保安活動により、放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。
属性	評価領域
施設／設備及び計装	放射線管理区域の放射線量及び放射線作業従事者の被ばく線量をモニタリング設備、手順書（放射線防護及びメンテナンス）
プログラム及びプロセス	手順書（放射線作業従事者、ALARA）；被ばく／汚染管理及びモニタリング（モニタリング及び管理）、ALARA 計画（管理目標、測定－予測被ばく量）
ヒューマン・パフォーマンス	トレーニング（技能者資格認定、放射線作業従事者訓練、習熟）

添付 1 - 1 1 監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）

監視領域 (小分類)	核物質防護－核物質防護
目的	特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは防護設備等に対する破壊行為を防止すること。
属性	評価領域
特定核燃料物質の管理	特定核燃料物質の管理
核物資防護情報の管理	核物質防護情報の管理
立入承認	防護区域等への人の立入りの承認
出入管理	防護区域等への人及び車両等の出入管理
物理的防護	防護区域等の設定等の物理的防護
情報システムの防護	情報システムに対する外部からのアクセス遮断、情報システムセキュリティ計画の作成
核物質防護体制	防護体制の整備、緊急時対応計画の作成、非常の場合の対応等

参考資料 軽微事例集

本事例集は、主に、米国原子力規制委員会の検査マニュアルにおいて取りまとめられている軽微事例 (IMC0612 Appendix E, Examples of Minor Issues) から抜粋したものである。

原子力検査官が事例を活用するに当たっては以下に示す注意事項を理解すること。

<注意事項>

- ・ 過去の事例等を分析、整理することにより取りまとめたもので、あくまで当時の判断における例であり、以後の判断の一助とするための参考資料である。
- ・ 実際の検査に際しては、個別具体的な事実に基づき、スクリーニングのステップ1及びステップ2で示している観点に照らして適切に判断することが求められる。十分な検証なしに本事例を機械的に適用することは適切ではない。
- ・ 検査で確認される具体的な事項では、類似事例を検査指摘事項ではないと分類したものでも実際の内容により結果的に検査指摘事項に当たると判断したり、その逆になったりすることもあり得る。

事例を整理するに当たり考慮した一般的な取扱いの考え方は以下のとおり。

1. 記録の保持に関する事項

検査結果等の記録の内容及び管理に不備がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・ 再検査や再評価の必要がない。
 - ・ 実際の設備・機器等の性能、機能への影響がない。
 - ・ 他に不備がなく、当該記録上の処理のみで問題が除去される。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

- ・ 事業者の是正処置プログラム（以下、「CAP」という。）が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

2. 事業者の管理上の要件又は制限に関する事項

検査、試験等において事業者が定める管理値を逸脱している状態、又は、事業者が履行すべき要件の不履行がある状態であっても、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・ 法令の基準及び規制要件からの逸脱がない。
- ・ 一時的な逸脱であり、設備・機器等について、所定の性能、機能を有すること又は安全上の影響の有無を確認するための評価の必要がない(簡単な確認のみで済む)。
- ・ 他に不備がなく、また、他への安全上の影響はなく、当該逸脱又は不履行を解消するのみで問題が除去される。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

図書と実際の設備の相違が発見されたが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・許認可に関する計算ミスがあったが設備の改造や手直しの必要がない。
 - ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
 - ・同じような問題がこの他に発見されることがない。
 - ・当該相違や計算ミスが是正されなければ更に深刻なミスにつながるような問題はない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

4. 重大ではない手順誤り

保安規定や事業者内のマニュアルの手順に従わなかったが、明らかに安全確保の機能・性能への影響がほとんど見られないと判断でき、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。
 - ・運転員、作業員のミスが発生することがない、又は、業務遂行能力に著しい影響を及ぼすことがない。
 - ・火災の発生のリスク等、現場の作業及び環境の管理に悪影響がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

5. リリース前の作業ミス等

事業者の活動においては、単一の作業ミス等で問題が発生しないように、管理者等が確認して次工程に移行するようリリース判断をするものとなっており、リリース前の作業ミス等については、以下を満足する場合は検査指摘事項とはしないことができる。

- ・改造作業中、変更工事中等において事業者により発見、是正されることにより、是正されないままシステムを運用に戻したり、系統を供用に復帰したりすることがない。
- ・進行中の作業であり原子力施設の設備、機器の運転及び機能に悪影響がない。

など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

6. 放射線障害に対する防護

放射線管理に関して区域管理又は被ばく管理に不備や要件への不適合、及び、管理区域内での放射性物質の漏えいに対する除染等の作業に伴う従業員の被ばくなどがあったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・文書管理上の問題があったが、放射線防護措置は講じられ、適切な放射線管理は構築されている。
 - ・深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況にない。
 - ・放射線計測の校正に関する不備において、再校正を行った際に合格基準内にあった、測定値が保守的であった、又は合理的に安全裕度レベル内にエリアモニタの警報機能が達成された。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

7. 施設管理

安全上重要度が高い機器に関して点検周期を超過している機器や点検漏れの機器が見つかったが、以下を満足する場合は軽微とすることができる。

- ・機器の信頼性及び動作可能性に悪影響を及ぼさず、性能及び機能が維持されており、保全に係る点検計画等の見直しの必要がない。
- など。

ただし、以下に示すような追加要因が考えられる場合は、軽微でないとするのが相当である。

・事業者の CAP が有効に機能し、不適合の未然防止及び再発防止に役立っているかという観点で、類似の繰り返し、多数回／多数量の問題、共通要因事象など。

1. 記録の保持に関する事項

事例 a	アイスコンデンサーチラーユニット 10 基の保守後の試験が完了した。作業員によれば、全ての試験が終わったが、2 基のユニットについて実流量試験が行われたことを示す記録が欠落していた。制御室の指示計では、両ユニットの流量は、記録済みの試験結果の流量とほぼ同じ値を示しており、保安規定で要求されている空気温度も十分スペック内に納まっていた。
パフォーマンス劣化	保安規定、又は、事業者の手順書では、試験結果は文書化され、試験要求を満足していることが評価されることを要求している。
軽微である理由	重要度の低い記録保持に関する問題である。実流量は要求を満足していることが確認され、空気温度も制限値以内であった。
軽微でない場合	その後の試験で空気流量が落ちていることが測定された場合。
事例 b	書庫の天井からの水漏れが発見され、雨水を溜めるために仮設の容器を使用することとした。この対応策が事業者の是正処置プログラムにおいて“応急措置”として登録され、1 年が経過した。週末の豪雨により、誰も監視していない状況で容器から水があふれ、いくつかの安全関連の記録が損傷したが、読める状態であった。
パフォーマンス劣化	事業者は、浸水問題に対して迅速な方法で是正措置を取っておらず、その結果として、資料の保存に関する保安規定の要件に違反して記録物を損傷させた。
軽微である理由	是正処置の実施不備であるが、記録は失われていないことから安全への影響はない。
軽微でない場合	必要な記録が修復不可能なほど失われた場合。
事例 c	安全に関連するポンプの定例試験の記録が不完全。事業者は、定例試験手順書のページを飛ばしたことにより、試験の一部が記録されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定によって定例試験の実施が要求されている。
軽微である理由	定例試験は実際に行われたが、文書化が不完全であった。文書化された試験の部分及び最近完了した試験により、当該機器はその安全機能を維持している。
軽微でない場合	その後の試験で当該機器において今回着目した安全機能が維持されていることを確認できなかった場合。
事例 e	【核燃料施設】定期点検後の性能試験は、焼結炉内の温度調節装置 5 台について実施された。作業員に当該試験についてインタビューを行ったところ、必要な試験は実施されたとのことであったが、1 台について試験記録が提示されなかった。試験結果が提示されなかった装置を含め、温度調節装置全て

	制御室の指示値において把握が可能な状態であり、要求された運転範囲内であった。記録の保管及び報告は、保安規定での管理対象とされていた。
パフォーマンス劣化	一部の試験結果の記録がなかったことにより、保安規定に従った管理が実施できなかった。
軽微ではないとする理由	記録がなかった調整装置について再試験を実施した結果、性能の劣化が確認され、本来の安全機能の確保ができなかった。
軽微とする場合	記録は保存されていなかったものの、実際の炉内温度計測値は、限度値の範囲内であったことが別の資料で証明された。
事例 f	【核燃料施設】 記録媒体の水没又は焼失が発生し、これに起因して、許認可申請書で実施するとしている評価に関連する記録が破損した。
パフォーマンス劣化	許認可の満了まで、その施設の変更の記録の保管期限を遵守できなかった。
軽微ではないとする理由	記録の損傷が激しく（例えば、判読不能）、当該記録の再構築できなかった場合。
軽微とする場合	妥当な方法でその記録を再構築できた場合。

2. 事業者の管理上の要件／制限に関する事項

<p>事例 a</p>	<p>定例試験結果のレビューを行った際、事業者は加圧器逃がし弁 (PORV) の窒素ガスアキュムレータ漏えい率の測定時に計算ミスがあったことを発見した。正しく計算したところ、実際の逆止弁の漏えい率は、事業者の定例試験手順書に記載されている定例試験漏えい率の許容基準を超えていた (ただし、これは保安規定の定例試験要求ではない)。定例試験は1週間前に完了し、システムは供用中である。許容漏えい率はアキュムレータのサイズに関する設計条件を下回っており、確認された漏えいでは、事故解析時に設定された要求ストローク数の動作は可能であると判断された。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>保安規定の定例試験時の許容逆止弁漏えい率を超えた状態であり、当該システムが供用された。</p>
<p>軽微である理由</p>	<p>超えていたのは管理目標値であり、過去の試験記録によれば、実際の逆止弁漏えい率は十分低く、要求される弁ストローク数を満足するものであった。</p>
<p>軽微でない場合</p>	<p>メンテナンスの記録により、過去の逆止弁漏えい率がかなり高く、必要とされる弁ストローク数を達成する能力に疑問を投げかける場合、又は、保安規定の制限値を超えていた場合。</p>
<p>事例 b</p>	<p>燃料取替停止時は、事業者は18か月ごとに行うべき充填ポンプ full flow test (全量流量試験) を実施した。その際の振動値は0.823センチメートル/秒であり、試験手順書の警報値0.813センチメートル/秒を超えていた。手順書は警報値を超えた場合は、試験頻度を9か月ごとに増やすよう要求している。しかしながら、事業者は試験結果が警報値を超えていることの認識を持たず、試験頻度は増やされなかった。その後の試験ではそれ以上の振動値の悪化はなかった。規程による振動測定の許容基準は0.826センチメートル/秒であった。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>規制の要求基準又は事業者の手順書では、試験手順には設計図書で定められた許容制限値を取り込むよう要求している。測定された振動データは試験手順書の警報レベルを超えており、又追加の試験が実施されなかった。</p>
<p>軽微である理由</p>	<p>この制限値は事業者の管理上の制限値である。規程の制限値を超えたわけではなく、その後のポンプの振動の悪化もなかった。</p>
<p>軽微でない場合</p>	<p>その後の振動試験で、対応が必要な範囲まで悪化していた場合、同じ問題が試験したいくつかのポンプにも発生した場合、あるいは問題が繰り返された場合。</p>
<p>事例 c</p>	<p>事業者は、異常事象の宣言において行うべき地方自治体への1時間ごとの状況報告を怠った。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>規制要求では、事業者は緊急時計画に従うことを要求しており、また、その計画には事業者は緊急事態等の宣言時は1時間ごとに地方自治体へ状況報告することを定められている。</p>

軽微である理由	この1時間ごとの状況報告は規制要求ではなく、公衆の健康と安全に対する影響はなく、緊急時における地方自治体の対処機能を大いに低下させた訳でもない。
軽微でない場合	要求されている初期通報に失敗した場合、緊急時計画を実行する中で重大なコミュニケーション機能の停止があった場合、又は緊急時に対応する地方自治体の能力に影響を与えるような失敗があった場合。
事例 d	発泡シリコン製のペネトレーション・シール検査中、検査官は、補修したシール発泡体のはみ出し量（3/8 インチ）がシールの補修手順書の規定量（1/2 インチ）を下回っていることに気付いた。しかしながら、メーカーの指示書では1/4 インチ以上でよいとしていた。
パフォーマンス劣化	シールの補修が事業者の手順書どおりに行われなかった。
軽微である理由	事業者管理要件の違反である。メーカーの指示書の制限を満足しており、規制要件に違反していない。
軽微でない場合	事業者の手順書とメーカーの指示書の両方に違反し、シールの機能達成能力に影響を与える状態だった場合。
事例 e	事業者の手順書では、9月30日から4月30日まで、ディーゼル消火ポンプ室のヒート・トレーシングを通电することが求められていた。12月にヒート・トレーシングが通电されていないことに検査官が気付いた。室温は蒸気ボイラーにより20℃に維持されていた（最低動作温度10℃）。制御室で室温を監視しており、室温低下の警報が出たら運転員がヒート・トレーシングを確認することが、警報対応手順書で指示されていた。検査官は、室温が9月30日以降10℃を下回らなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者の手順書要件を満足していなかった。
軽微である理由	与えられた状況で安全上の影響がない手順書要件の不履行である。温度は最低動作温度を下回らなかった。
軽微でない場合	警報装置が使用不能だった場合、又は室温が10℃を下回った。
事例 f	運転手順書では、運転モード変更時には当直長が発電所長に事前連絡することを求めている。当直長のミスで、事前連絡なしで運転モードを変更した。
パフォーマンス劣化	事業者は、該当する場合は保安規定により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	安全設備への影響がなく、安全上の影響もない軽微な手順ミスである。この事前連絡以外には運転モード変更に関する全ての要件が満たされていた。
軽微でない場合	必要な設備の全てが運転可能ではないのにモード変更が行われた場合。

事例 g	事業者は、総実効線量等量 5 rem/年を守ることが求められている。ある事業者は、手順書で 2 rem/年の管理制限値を設定し、これを超過する場合は放射線防護マネージャ又は所長の承認を必要とした。このプログラムに反して、ある技術者が放射線安全担当者の承認なしに 2.7rem/年の放射線を被ばくした。この技術者、監督者及び職員が、被ばく線量が管理制限値を超えていたことに気付かなかったことが原因だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、認可条件により手順書に従うことが求められている。
軽微である理由	超えたのは事業者の管理制限値だった。作業員の線量は法令の制限値の範囲内だった。
軽微でない場合	ALARA プログラムの維持及び実施が守られていないことを示す発電所の放射線防護手順書の不履行例が複数発見された場合。
事例 h	【核燃料施設】 臨界安全管理に関する検査において、臨界安全管理に係る措置が、起こるとは考えられない独立した二つ以上の異常が同時に起こらない限り臨界に達しないものであること（以下「二重偶発性の原則」という。）の要求事項を満足していないことを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設の更新時に、二重偶発性の原則の遵守等の臨界安全管理に係る措置を講じることとの規制要求に対し、その確実性の確認していなかった。
軽微ではないとする理由	関係資料等から当該状態は、臨界が発生するおそれがあると判断された。
軽微とする場合	当該状態は、事業者の検討記録は確認できなかったものの、他の資料により二重偶発性の原則は遵守されていると判断できた場合。
事例 i	【核燃料施設】 事業者は、臨界安全管理に係る安全評価の外部監査における結果に対し、監査機関が特定した調査結果について、是正措置プログラムへの登録を怠った。
パフォーマンス劣化	事業者は、社内規定に反して、外部監査の調査結果を是正措置プログラムに登録しなかった。事業者は、許認可申請書（事業許可申請書、保安規定等）において、不適合管理に係る対応については、当該社内規程を適用するとしていた。
軽微ではないとする理由	事業者は、外部監査によって特定された調査結果について、是正すべき是正措置を講じなかった、又は不遵守であった場合。
軽微とする場合	外部監査によって特定された調査結果は、事業者の臨界安全管理に係る安全評価上の改善又は表現上の変更に過ぎず、臨界安全管理に係る安全評価の結果に影響を及ぼすものでなかった場合。

事例 j	<p>【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る検査において、許認可申請書に記載された臨界安全に係る評価条件と異なる条件による評価が行われていることを確認した。検査官は、臨界安全管理に係る安全評価に用いられた条件について確認したところ、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであって、当該評価に用いた条件を許認可申請書の適用範囲内と判断した。</p> <p>(注) 我が国では、設工認の審査において、許可との整合性を確認しており、我が国の許認可体系において、同様の事象が発生するとは考え難い。</p>
パフォーマンス劣化	許認可申請書と異なる条件による臨界安全管理に係る安全評価の実施。
軽微ではないとする理由	臨界安全管理に係る安全評価の条件が保守的でなかった又は妥当性確認の適用可能範囲(AOA)外であった、又は、許認可で見込んでいた安全裕度の著しい低下を引き起こした。
軽微とする場合	臨界安全管理に係る安全評価の条件は、許認可申請書において見込まれている不確かさ等の範囲内にあり、許認可で見込んでいた安全裕度の範囲内に十分収まるものであり、当該評価に用いた条件が許認可申請書の適用範囲内であった場合。
事例 k	<p>【核燃料施設】検査官は、臨界安全管理に係る安全評価を実施した担当者の一部に事業者が定める臨界安全管理に係る安全評価に係る適性確認プログラムを修了していない等、適切な力量を有するかどうかを確認できていない事例を確認した。なお、事業者は、本件に係る適性確認の完了に向けて是正措置を開始していた。</p>
パフォーマンス劣化	許認可申請の要件に従って、臨界安全管理に係る安全評価に係る担当者の力量管理が不適切であったこと。
軽微ではないとする理由	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価に過誤があり、事業許認可で見込んでいる評価上の不確かさ内にある等、評価結果が許認可の確認範囲内にあることを合理的に示すことができず、評価結果が適切でないと判断した。
軽微とする場合	検査官は、当該担当者による臨界安全管理に係る安全評価において、その評価結果について、安全上の懸念が特定されなかった場合。
事例 l	<p>【核燃料施設】加工施設のある工程において、事業者が核的制限値の一つである減速度に影響する作業管理の確認を怠っていたことを確認した。この核的制限値(この場合、減速度)の遵守に関しては、上流の工程における確認においては減速度の制限値からの逸脱は確認されなかった。事業者は、この上流の工程における減速度の確認をもって、下流に位置する工程の核的制限値の確認となるとしていた。</p>

パフォーマンス劣化	ある工程において、核的制限値（本件においては減速度）に影響を及ぼす作業管理の確認を怠った。
軽微ではないとする理由	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値からの逸脱が確認された又は、上流の工程における核的制限値の確認及びその他の臨界管理上の措置等が、二重偶発性の原則を遵守する上で不十分であった。
軽微とする場合	ある工程において、減速度の確認を行ったところ、核的制限値内にあり、また、二重偶発性の原則が遵守されていた場合。
事例 m	【核燃料施設】事業者は、核的制限値に係る減速度の遵守が求められる区域において、その旨を掲示しなかった。事業許可申請書において、当該区域への減速材（大気中の水分等）の侵入防止を、臨界防止に係る基本設計としている。
パフォーマンス劣化	事業者は、当該工程への減速材（大気中の水分等）の侵入防止のために、許認可申請に基づく適切な臨界防止措置及び禁止事項を掲示することを怠った。
軽微ではないとする理由	当該区域で減速材が確認された又は、掲示の欠陥に起因して減速材（大気中の水分等）が持ち込まれた又は、二重偶発性の原則が遵守されなかった。
軽微とする場合	掲示を行わない行為は、単発的な異常事態であり（例えば、標識が不注意で取り外された又は落下した）、掲示が欠落していた間に、その区域に減速材（大気中の水分等）が実際に導入されることはなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】事業者検査の記録を通じて、事業者が施設の改造後に臨界安全に係る形状寸法の確認を怠ったことを確認した。許認可申請書等において、この形状寸法が臨界防止に係る措置となっていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、据付時に、許認可申請書等に基づく検査（寸法確認）を怠ったこと
軽微ではないとする理由	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）でなかった場合。
軽微とする場合	事業者が許認可申請書等に基づく検査を実施したところ、臨界安全で規定される所定の寸法の範囲内（又は検収基準内）であった場合。
事例 o	検査官は、事業者が火災感知／報知設備のソフトウェアを更新したので、特定した事象の追跡調査を行った。事業者は、ソフトウェアの改良を行ったが、事業者の品質保証プログラムに準拠していなかった。この改良に起因して、自動音声プログラムの機能停止が発生したが、認識されていなかった。この機能不良は、その後の火災報知設備の起動時に偶発的に確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請では、事業者の品質保証プログラムに従って、ソフトウェアを改良することを事業者に義務付けている。許認可申請によれば、事業者は、一連の標準業務手順書、社内基準及び方針ガイドラインに従ってその業務を遂行

	しなければならない。事業者は、事業者のソフトウェア手順書に準拠しない改訂されたプログラミングを実行し、このソフトウェアによって自動音声プログラムが機能不良になった。
軽微ではないとする理由	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていた。また、事業者はその故障を認識しておらず、実際の警報起動時に偶発的に発見した。
軽微とする場合	当該火災感知設備及び自動音声機能は、総合安全解析サマリーの中で安全確保に必要な要求事項として想定されていなかった。
事例 p	【核燃料施設】加工施設において、燃料ペレット製造区域に新規の換気ダクトが取り付けられており、当該ダクトが既設の火災用スプリンクラー設備の吹き出し口の多くを遮蔽していることを発見した。遮蔽された火災用スプリンクラー設備は移設されておらず、これによって消防法に準じた設置の基準の不遵守が確認された。
パフォーマンス劣化	許認可申請等では、火災用スプリンクラー設備を消防法の設置基準に従って保守することを遵守しているものの、事業者は、新規の換気ダクトを取り付けた後、当該火災用スプリンクラー設備が、消防法の設置基準に従って所定の区域内に設置されるように変更しなかった。
軽微ではないとする理由	許認可では、消防設備は消防法の設置基準の遵守を義務付けているが、事業者は、当該スプリンクラー設備が消防法の設置基準から逸脱した理由を説明できなかった。
軽微とする場合	許認可申請書等において、換気ダクトの設置が既設の火災用スプリンクラー設備に影響を及ぼすものではないことが説明され、承認されていた場合、又は当該火災用スプリンクラー設備は、安全確保に必要な要求事項として特定されなかった場合。
事例 q	【核燃料施設】検査官は、想定される火災関連シナリオを検証するために想定される事故事象をレビューした。検査官は、事業許可書に記載される、ウラン乾燥装置に用いられるホットオイル熱交換システム、六フッ化ウラン(UF ₆)シリンダーの処理／設置場所に関連する事故シーケンスをレビューしたところ、総合安全解析に記載された事故シーケンスは限られており、オイル火災が港湾区域で貯蔵又は処理される UF ₆ シリンダーに悪影響を及ぼす可能性を考慮していなかった。さらに検査官は、UF ₆ シリンダーの事故シーケンスに係る評価内容をレビューした結果、UF ₆ の放出を、影響が甚大な事象と認識していたことを確認した。
パフォーマンス劣化	原子炉等規制法では、事業許可において想定しうる事故事象を評価すること、起こり得る影響やその対策等の評価を義務付けている。事業者は、ホットオイルシステムからの出火に起因する六フッ化ウランシリンダーの故障リスクの低減に対する安全確保に必要な事項の有無を評価しなかった。

軽微ではないとする理由	安全確保に必要な事項の適用が不可欠な、起こり得る火災関連シナリオが評価に組み込まれていなかった場合。
軽微とする場合	ホットオイルシステムの既存の制御機能を評価した結果、これは UF ₆ シリンダーの故障を引き起こす際に必ず発生する一定規模の火災を防止するものだったと判断できた場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、改造工事が行われた機器等に対し、臨界安全管理ガイドを用いた検査を実施した結果、二重偶発性の原則の考え方が適用されない機器等が存在していることを確認した。
パフォーマンス劣化	事業者は、新規の機器の設置又は処理プロセスに対する二重偶発性の原則の遵守等、臨界安全管理を設計に義務付ける規制要求事項に照らして二重偶発性の原則を確保することを怠った。
軽微ではないとする理由	検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界状態が発生する可能性があるとして判断された。
軽微とする場合	事業者は、臨界を引き起こす際に必ず起こり得るプロセス状態の変化のサブセットのみを記録した。検査官は、その後事業者が実施した詳細な設計検証の結果、臨界は発生しないと判断された場合。
事例 s	【核燃料施設】外部の監査機関により放射線管理システムプログラムが監査された後、事業者は、監査機関により指摘された不適合事象を是正措置プログラムに登録するのを怠った。
パフォーマンス劣化	不適合管理要領に基づき是正措置プログラムに必要な情報を登録しなかった。
軽微ではないとする理由	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、保安規定に基づき事業者が実施すべき是正措置を講じなかった不遵守であった。
軽微とする場合	外部の監査機関によって指摘された不適合事象は、事業者の放射線管理システムの改善又は表現上の変更等の軽微な事項であった場合。
事例 t	【核燃料施設】環境モニタリングのため、社内規定に基づき、施設周囲に設置された 2 箇所の測定地点から大気試料を収集しているが、この分析を 2 週間怠っていたことが確認された。事業者の社内規定では、大気試料を毎週観測し、解析することとしており、大気試料が入手できない場合でも、他の大気測定地点からデータを入手して、解析を行うことは可能であった。検査官は、他地点の測定結果に基づき、分析を怠っていた期間を通じて、非安全側の傾向又は放射性物質濃度の上昇は検出されなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	活動は、社内規定に定める要領で、手順に従って行われなかった。

軽微ではないとする理由	大気観測データが回収不能であった又は、事業者は、分析を怠っていた期間にわたって、排出物放出に起因して環境に放出された線量を計算する（又は予測する）ための十分な裏付けが説明できなかった。
軽微とする場合	事業者は、モニタリング期間にわたって、保安規定に定める放出限度及び公衆に対する線量を遵守できていたことが確認できた場合、排出物放出が前回の報告期間に報告されたものを上回ったことを示す根拠がなかった場合。
事例 u	【核燃料施設】 輸送に関する事業者検査の記録の確認を通じて、事業者の過誤によって、輸送容器に誤ったラベルが表示されたことを発見した。
パフォーマンス劣化	保安規定において、核物質に係る輸送記録は、3年間分の保持を各事業者に義務付けておりこれが遵守されていなかった。
軽微ではないとする理由	この過誤により、作業員が過剰被ばくする可能性をもたらした。
軽微とする場合	この過誤は保守的なもの又は事務的なものであり、作業員が過剰被ばくする可能性がなかった場合。

3. わずかな寸法、時間又は図面の相違

事例 a	耐震性回復のために、多重の CCWS 2 系統のうち 1 系統のサージタンクの暫定的な改造を実施した。技術者が計算結果のレビューに関する事業者の要求を守らなかったことから第 2 段階のレビューを受けていなかった。その計算に技術的エラーが発見されたが、当該系統が運転不能となるものではなかった。
パフォーマンス劣化	規制要件である設計妥当性の検証に関する設計管理が実施されていなかった。設計変更は元の設計に適用されたものに相応する設計管理の対象となる。
軽微である理由	重大な計算ミスは見られなかった。計算ミスは軽微であり、実施された改造はタンクの耐震性を回復させるものであった。
軽微でない場合	耐震計算上の問題を解決するために、改造の再修正や手直しが必要なほど、計算ミスが重大であった場合。
事例 b	管理された設計図ではプラグ弁となっているところ実際にはボール弁が設置されていた。この図面と実際に弁のタイプが違うことは、事業者による監視により発見された。弁の設計がボール弁に変更になったが、事業者は図面を改定していなかった。
パフォーマンス劣化	設計内容は正確に図面に反映するよう要求されている。
軽微である理由	重大ではない図面の欠陥である。
軽微でない場合	弁の違いによってシステムの運転に悪影響があった場合。

事例 c	ロックされている弁のリストに載っている弁は、プラント図面上でロックされていることを示すことが要求されているが、ロックされている安全関連の弁がプラント図面上でロックされていると示されていないことが判明した。
パフォーマンス劣化	手順書に沿った取組がなされていなかった。
軽微である理由	重大な図面食い違いではない。ロックされるべき弁は適切にロックされており、正しい弁位置にある。
軽微でない場合	所定の弁位置にはあるがロックされていない弁が 2 弁以上あった場合。
事例 d	安全関連コンクリート壁の建設中、事業者の品質管理検査員が、埋込金物が 6 度ずれていることを発見した。仕様は±3 度を要求している。事業者は、作業員が必要な水準器を使用しなかったことを発見した。理由は不明であるが、是正処置を講ずることなく状態報告書がクローズされた。その後、同じ作業員が他の 3 個の埋込金物を誤った角度で設置した。これらは全て、その場で廃棄処分とした。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態が是正されず、繰り返されたこと。
軽微である理由	安全上影響のない是正処置の実行ミスを示している。仕様外の埋込金物はその場で廃棄されたため、直接安全上の影響はなかった。
軽微でない場合	安全関連の固定器具が仕様外の埋込金物に取り付けられ使用された場合。
事例 e	事業者の防護フェンスは 3.8 メートルの高さが必要である。検査官は一部の区間でフェンスの高さが 3.76 メートルしかないことを発見した。
パフォーマンス劣化	認可条件で遵守が求められている物理的セキュリティ計画で、防護フェンスの高さは 3.8 メートル必要と規定している。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	フェンスがかなり低かった場合（例、3.3 メートル）
事例 f	認可条件では燃料取替用水貯蔵タンク容量を 950,000 リットルとしている。実際の容量は 948,000 リットルである。
パフォーマンス劣化	施設が許可条件に矛盾していた。
軽微である理由	大きな寸法の違いでない。
軽微でない場合	事故解析でサクシオン位置より上の使用可能容量を 950,000 リットルと想定しており、事故解析要件を満足することを確認するため実際の容量で事故解析の計算をやり直す必要があった場合。

事例 g	事業者は、復水貯蔵タンクの温度の事故解析入力値に非保守的な値を採用した。採用された値は 48℃で、実際の温度は 49℃まで上昇する可能性があった。このミスにより、事故状況下で安全注入ポンプの有効吸入水頭が若干低くなった。この低下は裕度の数パーセントに過ぎなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計に適用されるものと同程度の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生ずる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合。
事例 h	代替制御パネルからプラントの安全停止をサポートする分析で、事業者は運転員が必要とされる操作を 10 分で完了すると想定したが、実際には、所要操作の完了に 11 分を要することがあった。これらの操作の完了までに最大 30 分が認められていたため、事業者の分析結果に影響はなかった。同じような問題がこの他にも発見されることはなく、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題は特定されなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の設計の妥当性を検証するための設計管理措置が実行されなかった。設計変更には、当初設計と同等の設計管理措置を適用しなければならない。
軽微である理由	重要度の低い計算ミスで、計算結果への影響がわずかであり、是正されなければ更に深刻なミスにつながるようなプログラム上の問題はなかった。
軽微でない場合	このミスにより系統若しくは機器の動作可能性に合理的な疑いが生じる、又は是正されなければ更に深刻なミスにつながるような重大なプログラム上の欠陥が発見された場合
注：上述の事例「g」及び「h」は、設備が動作不能であることが軽微ではない事象となること的前提条件にはならないということを意図している。	

4. 重大ではない手順誤り

<p>事例 a</p>	<p>安全関連のプラント・サービス水系ストレナの間を立てた足場について、系統の配管の間にきつく押し込んで組み立てていた。事業者の手順書では安全関連の機器の近傍に設置する足場についてはエンジニアリング評価を行うことを要求している。足場の耐震性への影響を判断するためのエンジニアリング評価は行われていなかった。後のエンジニアリング評価により安全上の問題がないことが確認された。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>規制の要求基準では、品質に影響を与える活動は手順に従って行われることが求められている。</p>
<p>軽微である理由</p>	<p>安全への影響がない手順上の誤りである。</p>
<p>軽微でない場合</p>	<p>事業者が日常的に同様な事案に対してエンジニアリング評価を行っていない場合、又はその後の評価で安全関連機器に悪影響を及ぼすことが判明した場合。</p>
<p>事例 b</p>	<p>原子炉保護系の作業中、運転員が誤ってバイパス・スイッチを操作し、1チャンネルがトリップ状態になった。運転員は手順書に従って正しいスイッチを操作したことを確認するための自己チェックを適切に行わなかった。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>保安規定では、手順書に従って作業を進めるように求めている。</p>
<p>軽微である理由</p>	<p>手順上のミスで、安全に影響がなかった。</p>
<p>軽微でない場合</p>	<p>原子炉トリップ等、その他の過渡事象を招いた場合</p>
<p>事例 c</p>	<p>試験中、弁のモータオペレータを試験配線して動作電流を測定した。弁は問題なくサイクル動作を完了し、記録されたデータは許容範囲内であることを確認し、通常のサービスに復帰した。ところが、測定に際し、手順書で定める0-10 Aの電流計ではなく0-100 Aの電流計を使用していた。所定の電流計を使った再試験で、電流値に問題はなかった。</p>
<p>パフォーマンス劣化</p>	<p>試験手順書が守られなかった。</p>
<p>軽微である理由</p>	<p>安全設備に影響のない手順上のミスだった。ミスによって実際に機器に問題を招くことはなかった。</p>
<p>軽微でない場合</p>	<p>再試験で、データが実際に許容レンジ外であることが判明した場合。</p>
<p>事例 d</p>	<p>安全注入ポンプ室の照明レビューの際、検査官は、照度が運転員の活動のための許可条件の設計レベルに達していないことを発見した。事業者は、この状態に気付いていたことを検査官に伝えた。しかしながら、照度を高めるための是正処置は優先度が低く、最初の発見から2年たったが実施していなか</p>

	った。運転員とのインタビューで、ポンプ室では懐中電灯を使わないとサーベイランス又は緊急時ドリルが難しいという者もあった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態に対する速やかな是正処置を怠った。
軽微である理由	安全上影響のない是正措置の不履行である。運転員は手順書で懐中電灯の携帯が規定されており、規定レベルを下回る照明に起因する操作ミスがないことから明らかなように、このような照明状態の中で問題なく操作を行っていた。
軽微でない場合	照明の劣化状態が運転ミスに寄与した、または運転員の業務遂行能力に著しい影響を与えることが判明した場合。
事例 e	検査官が、銘板のない弁を発見した。これは、全ての機器にラベルを付けるように定めたプラント手順書の違反となる。運転員との話し合いで、この状態が数年続いていたことが判明した。しかし、運転員は通常プラント図面を参照しており、弁の操作が日常的に行われても、銘板の欠落が安全上影響を与えることはなかった。
パフォーマンス劣化	プラント手順書で全ての機器にラベルを付けることが求められていた。
軽微である理由	安全上影響のない手順書要件違反である。運転員は図面を使用しており、弁の位置の特定に問題はなかった。
軽微でない場合	銘板の欠落で弁の操作ミスが発生した場合。
事例 f	ディーゼル発電機デイタンクの溶接接続部で少量の漏えいが発生し、燃料がディーゼル発電機室の床面にゆっくりと滴下した。保守作業員は漏えいを一時的に止めるためシール剤を使用し、最終的な補修を行うよう作業指示書に明記し、この補修は次回停止時に計画された。その後、シールが機能せず、再び漏えいが発生し、安全関連のソレノイドが燃料に浸る事態が発生した。事業者は仮補修で誤ったシール剤を使用したことに気付いた。
パフォーマンス劣化	品質に悪影響を与える状態を適切に是正しなかった。
軽微である理由	ディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えることがなかったため安全上影響のない是正処置の不履行である。
軽微でない場合	ソレノイドの損傷がディーゼル発電機のオペラビリティに影響を与えた、又は火災の危険を招いた場合。
事例 g	ある安全関連の弁のリーチ・ロッドが固着して使用できなくなったが、一段階低い位置で手動操作していた。この状態は2年間放置され、運転員から不満があったにもかかわらず修理していなかった。検査官は、この対応策によ

	る運転員の対応時間は約1分を要し、弁の手動操作は非定常状態の手順書で規定されていることに気付いた。非定常状態の事象中も、この弁はアクセス可能だった。
パフォーマンス劣化	事業者は、品質に悪影響を与える状態の特定と保安規定の要求に従う是正を怠った。
軽微である理由	安全上ほとんど影響のない是正処置の不履行である。弁は操作可能で、所要時間は回復作業に影響するものではなかった。
軽微でない場合	弁へのアクセスが周辺の条件（熱、放射線、酸素）で制限される状況があった場合。
事例 h	検査官は、補助給水ポンプ室に、前の週に解体した3メートルの足場用木材が3本放置されていることを発見した。事業者は、火災防護計画で求められる可燃物仮置きを承認する工学的評価を実施していなかった。
パフォーマンス劣化	これらの一時的な可燃物は火災ハザード解析に反映されておらず、事業者は必要な工学的評価を実施しなかった。
軽微である理由	安全上の影響がほとんど又は全くない火災防護計画要件の履行違反である。これらの一時的な可燃物は安全上重要な設備に影響を及ぼさず、許認可ベースの要件に抵触しなかった。事業者は、火災ハザード解析の制限値を遥かに下回っていることを示すことができた。
軽微でない場合	火災の負荷が火災ハザード解析の制限値を逸脱した場合、これらの可燃物を含む信頼できる火災シナリオで安全上重要な設備が影響を受ける場合、これらの可燃物が許認可ベースの許容範囲ではない場合、又は冗長トレイン分離のため可燃物を用いない区域にあった場合。
事例 i	【核燃料施設】焼結炉を起動したところ、可燃性ガスが流入する状態になったことから、運転員は当該ガスを掃気する系統を起動したが、連続する2つの弁が開いた途端に、閉止した。運転員は、これらの弁が、前回の保守の際の復旧作業が十分でなかったことに気付いた。運転手順書において機器の復帰の確認が記載されていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
パフォーマンス劣化	事業者は、保安規定で義務付けられている手順書に従って作業を遂行するのを怠った。手順書においては、運転手順で機器の復帰が扱われていない場合には、系統を復帰する際での確認を義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与える状態であった。又は、作業を中断するような状況があった場合が挙げられる。
軽微とする場合	当該系統の状態は、原子力安全又は放射線安全への影響を与えない状態であり、その状態が進展する可能性はなかった場合。

事例 j	<p>【核燃料施設】検査官は、事業者がウラン転換に係る処理系統の運転前に、当該系統の弁／機器の系統構成を確認する際、旧版の運転手順書が使用されていることを確認した。正確な系統構成は、運転を行う上で安全確保に必要なものであり、事業者の手順書では、最新版であることを確認することを義務付けている。また、事業者は手順書の遵守を保安規定で管理対象としていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の使用と遵守及び構成管理）の遂行を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>新旧版の違いが、安全確保に必要な事項及び安全機能に悪影響を及ぼした。</p>
軽微とする場合	<p>新旧版の違いが軽微であり、若しくは管理されていた場合、又は、変更によって、安全確保に必要な事項若しくは安全機能に悪影響が及ぶことはなかった場合。</p>
事例 k	<p>【核燃料施設】事業者の運転手順書においては、特定された弁はプラントの配管・計装図に示される要領で開閉状態を保持しなければならない。検査官は、運転手順書に記載された特定の弁が、配管・計装図に示された状態で保持されていないことを発見した。事業者は、安全制御機能の運転及び保守に用いられる情報が常に最新であることを確保するように、系統構成を管理することが義務付けられている。系統構成の管理は、事業者の保安規定の中の管理対象として規定されていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可件及び保安規定で義務付けられている管理（構成管理）の遂行を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>弁は、安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与える位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合</p>
軽微とする場合	<p>重要度の低い図面の食い違いであること、又は弁は安全確保に必要な事項の安全機能に悪影響を与えない位置に位置付け／位置保持されていることが確認された場合</p>
事例 l	<p>【核燃料施設】検査官は、保安規定に基づく資格要件が必要な運転員が資格更新訓練要件を満たしていなかったことを確認した。訓練及び適性確認は、事業者の保安規定の中で管理対象として規定されていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、保安規定で義務付けられている管理（訓練及び適性確認）の遂行を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>安全機能を確保するための能力に影響を及ぼす作業を、当該運転員が誤って行った、又は当該運転員が割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していなかった。</p>

軽微とする場合	運転操作は全て、安全かつ制御された方法で行われており、聞き取り調査を行ったところ、当該運転員は、自身に割り当てられた安全確保に必要な職務を明確に理解していることが分かった場合、又は、この不備は、運営管理又は訓練に関する軽微な記録上の過誤が原因であった場合。
事例 m	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、換気用高性能フィルタの差圧が通常の運転域を逸脱していることを発見した。運転手順書では、計測値を1回記録することを運転員に義務付けている。安全上の懸念は、フィルタの貫通（低差圧）又はフィルタの過負荷（高差圧）の検出が行われなかったことであり、検査官は、最近の運転員日誌を確認した結果、当該運転員は、過去2回の当直時に計測値の記録を怠ったものと判断した。手順書の遵守は、事業許可申請の中で管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保の観点から、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていた。
軽微とする場合	高性能フィルタの差圧管理は、施設の閉じ込め機能を確保するために必要な事項として事業許可において想定されていなかった場合。
事例 n	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、運転員が化学カラムへの化学物質の充填後に、カラムへの化学物質供給弁を日常的に開状態にしていることを発見した。手順書では、化学物質の充填後に供給弁は閉止することを義務付けている。供給弁の位置確認は、保安規定における管理上の安全確保に必要な事項として規定されており、手順書の遵守は、事業許可の中での管理対象として想定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法のパフォーマンスの遵守及び安全確保に必要な事項の確保に向けて、原子炉等規制法及び保安規定で義務付けられている管理（手順書の利用及び遵守）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	弁の開閉状態を適切に確認しなかったために、機器／系統の安全機能に影響を及ぼした。
軽微とする場合	弁の開閉状態を適切に確認しなかったが、機器／系統の安全機能が影響を及ぼすことがなかった場合。
事例 o	【核燃料施設】検査官は、外運搬される製品が保管されている倉庫の巡視点検時に、多数の識別タグが紛失し、何枚かは床に落ちており、何枚かは機器から剥がれかけた状態で貼り付いていることを発見した。サイトの運転手順書では、機器のラベル表示を義務付けている。手順書の利用及び遵守は、事業者の許認可申請の中で管理対象として想定されていた。

パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている管理（識別管理）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こした。
軽微とする場合	識別タグによる管理が、原子力安全施設又は放射線安全に影響を与えるような事象を引き起こさなかった場合。
事例 p	【核燃料施設】検査官は、巡視点検時に、校正すべき期日を1日から数日過経過している計測装置が複数あることを発見した。この計測装置は、臨界安全管理に必要な装置として事業許可で指定されていた。
パフォーマンス劣化	事業者は、原子炉等規制法に基づくパフォーマンスの遵守、安全確保に必要な事項の確保に向けて、事業許可及び保安規定で義務付けられている保守管理（性能維持）の遂行を怠った。
軽微ではないとする理由	その後に実施された計器の校正結果は、非安全側であった。
軽微とする場合	その後に実施された計測装置の校正結果は、基準を満足していたものであり、計器の調整は必要なかった場合、又は、当該計測装置は、最後に校正されてから使用されていなかった若しくは校正を行うべき管理の対象外であった場合。
事例 q	【核燃料施設】核燃料物質の輸送／貯蔵施設に残った梱包材及びその他の可燃物の管理量（保管量）が社内規定に定める管理値を超えていることが確認された。この施設における防火管理上の規定では、消火用スプリンクラー設備を設置しないことの条件として、可燃物の持込み量を社内規程に示す管理値に制限していた。
パフォーマンス劣化	事業許可基準規則及び保安規定は、事業者に手順書の遵守を義務付けている。事業者は、可燃物の持込み量を社内規程上の管理値に制限する手順書を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた、代替緩和措置が規定されていなかった、又は、火災が発生した場合には核燃料物質に影響が及んでいたと考えられる。
軽微とする場合	可燃物の持込み量の制限は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていなかった、代替緩和措置が規定されていた、又は、火災が発生した場合でも核燃料物質に影響が及ぶことがなかったと考えられる場合。
事例 r	【核燃料施設】検査官は、可燃性の液体が貯蔵されている区域に、消防法上の

	<p>要求と異なる消火設備が設置されていることを確認した。事業者は、事業許可の中で管理上の安全確保に必要な事項として消火設備を想定している。</p> <p>(※我が国では、危険物施設における「著しく消火困難な製造所等」又は「消火困難な製造所等」の区分に該当(消防法第10条、危険物の規制に関する規則第33条～35条関係))</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業許可基準規則は、想定する火災に応じた可搬型消火器の十分な能力及び適切な種類の火災剤を義務付けている。事業者は、可燃性液体の貯蔵に用いられる区域に、消防法上の要求と異なる消火設備を設置していなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>当該区域には、大量の可燃性液体が貯蔵されており、事業許可では、当該区域に複数の火災の事故シーケンスが想定されていた。</p>
軽微とする場合	<p>当該区域に貯蔵される可燃性液体はごく少量であり、事業許可の中で特定された区域には起こり得る火災の事故シーケンスがない場合。</p>
事例 s	<p>【核燃料施設】検査官は、事業者が義務付けられた可搬型消火器の定期点検を行わなかったことを確認した。適用される消防法関係法令の遵守を含む防火プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。(※消防法第17条の3の3関係)</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、事業者が事業認可申請書に記載した消防法で義務付けられている可搬型消火器の定期検査を行うのを怠った。適用される消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で、管理上の安全確保に必要な事項として想定されていた。</p>
軽微ではないとする理由	<p>当該消火器は、定期検査で不合格になり、しかも、隣接区域には操作可能な他の消火器が設置されていなかった。</p>
軽微とする場合	<p>定期検査を実施したところ、当該消火器は、操作可能であることが分かった、又は当該消火器は、定期検査で不合格になったが、隣接区域には操作可能な消火器がもう一台設置されていた又は、消防法関係法令の遵守は、総合安全解析の中で安全確保に必要な事項として規定されていない場合。</p>
事例 t	<p>【核燃料施設】事業者は、定期的な保守作業を通じて、大量のウランが貯蔵される加工室で行う溶接/切断作業における火気使用作業許可を取得しなかった。火気使用作業許可プログラムは、総合安全解析の中で管理上の安全確保に必要な事項として想定されている。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられている要領で、溶接/切断作業に対する火気使用作業許可を取得しなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていなかった。</p>
軽微とする場合	<p>火気使用作業許可は取得されていなかったが、火気使用作業許可で義務付けられる予防措置が、実施されていた場合。</p>

事例 u	【核燃料施設】事業者は、放射性液体廃棄物モニタを適切に校正しない状態で、液体を環境に放出していた。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において排出物モニタリング（放射線検出及びモニタリング計装系）の校正試験を義務付けている。事業者は、許認可申請で約束したとおりに手順を遵守しなかった。
軽微ではないとする理由	モニタリングの結果は、事業者の緊急時対応時の重大な意思決定に用いられている又は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていた。
軽微とする場合	モニタリングの結果は、緊急時対応の意思決定に用いられていない又は、環境に放出される放射性核種の量は、規制要求の公衆の線量被ばく限度を超えていない場合。
事例 v	【核燃料施設】事業者は、廃棄物処理場に放射性廃棄物を輸送するための廃棄物管理票に誤った記載を行った。具体的には、事業者は、ウランの各同位体の放射性核種濃度を誤って列挙した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類において、廃棄物発生事業所に、全ての放射性廃棄物輸送容器について、その放射性核種濃度を廃棄物管理票に列挙するよう義務付けている。事業者は、ウランの各同位体の放射性核種放射能を正確に列挙しなかった。
軽微ではないとする理由	実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より多かった又は、この過誤は事業者の放射性廃棄物輸送の準備及び承認に係る包括的な問題を伴うものだった。
軽微とする場合	廃棄物管理票におけるこの過誤は軽微であった、若しくは事務的なものであった、又は、実際の放射性核種の量は、廃棄物管理票で報告された量より少なかった（保守的であった）場合。
事例 w	【核燃料施設】放射性廃棄物輸送容器の輸送に先立って、輸送管理票に署名及び日付を記載しなかったことを確認した。
パフォーマンス劣化	保安規定に基づく手順書類においては、廃棄物発生事業所に、廃棄物管理票に署名及び日付を付記することで、輸送容器を認定することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	管理票に記載された情報が全て誤っていた（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示されなかった）。
軽微とする場合	管理票に記載された情報は全て正しい（例えば、廃棄物は正しく分類され、記載され、梱包され、表示され、ラベル表示された）もので、当該輸送容器の認定の失念は事務的な過失であった場合
事例 x	【核燃料施設】法令に定める技術上の基準に従って、輸送容器の検査を記録

	しなかった。
パフォーマンス劣化	事業者の保安規定に基づく手順書類では、輸送容器検査を記録することを事業者に義務付けている。
軽微ではないとする理由	事業者は義務付けられている検査の実施を怠り、これによって、放射性物質の輸送に、適合しない容器が使用される結果になった。
軽微とする場合	事業者は保安規定に基づく手順書類に従って容器の検査を行ったが、検査内容を適切に記録しなかった（記録の過誤は軽微な又は事務的なものであった）場合。
事例 y	【核燃料施設】事業者は、輸送容器が輸送される内容物に適したものであること（容器の物理的状態が保たれていること、ガスケット及び密閉装置が正しく取り付けられていること、容器が手順書に従って充填及び密閉されたこと、減速材又は中性子吸収材の存在及び適切な状態、汚染並びに放射線レベル及び温度が法令に基づく技術上の基準を超えていないこと）の評価を怠った。
パフォーマンス劣化	外運搬規則においては、容器が輸送される内容物に適していることの確認を実施することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	当該容器が、評価を行わずにサイトから運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、その後完了された日常業務の評価で、劣化又は不適合が特定されなかった場合。
事例ア	【核燃料施設】事業者は、固体廃棄物を作成する練り混ぜ用のドラム装置に大量のウランが蓄積しないようにするための、放射性廃棄物の回収効率を確認する試験を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設及び関連する操作手順等については、安全機能を有する施設の取付け、試験及び保守を承認された手順に従って行うことを義務付けているにもかかわらず、事業者は、施設管理方針に定められた回収効率の試験が承認された手順に従って行われるようにすることを怠った。
軽微ではないとする理由	その後実施された機能試験の結果、所定の試験目的又は判定基準が達成されていないことが分かった。
軽微とする場合	その後完了した機能試験で、問題は確認されなかった場合。
事例イ	【核燃料施設】検査官は、安全機能を有する施設の校正記録の評価を通じて、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないことを発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は、施設管理方針に定める頻度で測定器の校正を行っていないかった。

軽微ではないとする理由	その後の測定器は校正により、点検前の状態は、所定の判定基準の範囲外であった、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示した、又は、当該測定器は、最後の校正から使用されていなかった場合
軽微とする場合	当該計測器は再校正の結果、所定の判定基準内であり、又は、保守的測定値（例えば、過剰応答）を示さなかった場合
事例ウ	【核燃料施設】安全機能を有する施設である真空破壊装置がサーベイランス試験に合格しなかったことが報告され、調査の結果、事業者は施設管理方針の実施又は許認可要件の遂行を怠っていたことが原因であることが特定された。
パフォーマンス劣化	安全機能を有する施設が許認可及び施設管理方針を義務付ける要領でその本来の安全機能を遂行するための動作可能性及び信頼性の確保に向けた施設管理を実施しなかったこと。
軽微ではないとする理由	その故障は施設管理方針の不履行が直接の原因であった、又は、検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）により、安全機能を有する施設の安全機能が機能しないおそれがあった場合。
軽微とする場合	検査官によって特定された不遵守（許認可申請書又は施設管理方針の要件の不履行）は、安全機能を有する施設の安全機能に影響を及ぼさなかった。
事例エ	【核燃料施設】検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等対処設備及び資機材が設置・運用されており、利用可能な状態に整備されていることを確認するために、重大事故等対処設備及び資機材の保守点検状況を確認した。この結果、ダストモニタ及び電子式線量計3台は、校正されていないことが発覚した。校正ラベルを見ると、ダストモニタが最後に校正されたのは1年以上前であり、電子式線量計については、校正記録がなかったため、最後に行われた校正がいつかを確認できなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は、重大事故等対処設備及び資機材の維持管理を怠った。事業規則に基づき、事業者が提出する事業許可申請書（事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書）に記載された対応措置の維持管理及び実行を事業者に義務付けている。また、保安規定は、「認可された要領に従って必要な設備及び資機材の維持管理及び保守管理を実施する」ことを義務付けている。緊急時対応実施手順書では、重大事故等対処設備及び資機材を決められた頻度ごとに校正することを義務付けている。
軽微ではないとする理由	他の校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計又は校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計を備える予備品等が利用可能でなかった、若しくは緊急時対応要員の利用可能な場所になかった、又は実際の緊急時に校正されていないダストサンプラー及び電子式線量計が使用されていた場合。
軽微とする場合	校正済みのダストサンプラー及び電子式線量計は、事業所のどこでも利用可

	<p>能であり、緊急時対応要員の利用可能な場所にあり、複数の予備品（空気サンプラー及び線量計）は、入手可能であった場合、又は、校正ラベルの期限が満了した機器は、前回の校正が確認され、確認したところ校正範囲内でありかつ、操作可能であると判断された場合。</p>
事例オ	<p>【核燃料施設】検査官は、重大事故等の発生を防ぐために最優先すべき操作等の判断の責任を与えられ、代替要員として緊急時対応組織に割り当てられたある対策要員が、保安規定及び運営規程の要件に従って訓練を受けていなかったと判断した。最初に割り当てられた対策要員を含め、当該職位に割り当てられた他の対策要員3人は訓練を受けていた。事業者の保安規定及び運営規程は、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けることを義務付けていた。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定及び運営規程が義務付ける要領で、緊急時対応組織の全構成員が毎年訓練を受けるようにすることを怠った。保安規定の審査基準においては、重大事故等発生時における施設の保全に係る対応措置の維持及び実行を事業者が義務付けている。また、保安規定において「対策要員に対する教育及び訓練を毎年一回以上定期的に実施すること。」を要求しているが、この対策要員が、最後に訓練を受けたのは、検査日から2年前であった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>緊急時対応組織内で固有の職務を果たす当該対策要員は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けたことがなく、その職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていた場合。</p>
軽微とする場合	<p>緊急時対応組織内でこの職務を割り当てられた他の対策要員3人は、現行の資格訓練（又は教育若しくは研修）を受けていた。この職位に付随する責任には、リスク上重要な活動又は意思決定が含まれていなかった場合。</p>
事例カ	<p>【核燃料施設】検査官は、毎年行われる緊急時対応に係る検査を通じて、事業者は前回の隔年で行われる演習で特定された劣化を是正していないことを確認した。検査官は、前回の成果報告書をレビューした上で、事業者の緊急時対応に係る対策要員は、線量評価ソフトウェアの操作に不慣れであると判断した。特定された是正措置には、操作が不十分であると判断された対策要員を外部の研修に派遣することが含まれた。検査官は、操作が不十分であると判断された対策要員の訓練記録をレビューし、当該訓練は不完全であると判断した。当該訓練を含む成果報告書は12か月間にわたって未了扱いであった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>事業者は、保安規定及び運営規程で義務付けられた要領で、前回の隔年で行われる演習で評価された劣化の是正を怠った。</p>
軽微ではないとする理由	<p>事業者は、評価で確認された重大事故等対処に係る緊急時対応能力の劣化を是正する措置を講じなかった。</p>

軽微とする場合	事業者は劣化を是正していたが成果報告書を適切に反映していなかった、事業者は操作が不十分であると判断された対策要員を（事業者が訓練証明書を提示できる）外部研修に派遣したが、対策要員の訓練記録の更新を怠った、若しくは操作が不十分であると判断された対策要員は線量評価ソフトウェアについて正式な訓練を受けた他の対策要員と交代された、又は事業者は訓練を計画していたが研修の参加機会がなく訓練は完了していなかった場合。
---------	---

5. リリース前の作業ミス等

事例 a	改造後のシステム復旧に先立って、事業者は使用済燃料プール冷却系吸水管のリプレースに係る改造工事において、元のシステム設計で要求されていたサイフォン・ホールが含まれていなかったことが判明し、その原因は技術者が元の設計の要求に気付かなかったことによるものであった。配管の配置により、サイフォン事象が発生するとプール水位が保安規定で認められた位置よりも低くなるが、燃料が露出する位置には至らない。
パフォーマンス劣化	配管設計が作業指示書及び図面に正しく反映されなかった。
軽微である理由	この事案は進行中の作業であった。作業エラーはシステム復旧前の改造処理の期間中に把握され是正された。
軽微でない場合	サイフォン・ホールを設置しないまま、又はサイフォン・ホールに対する要求を除外した評価を完了しないままシステムを運用に戻した場合
事例 b	変更工事中、事業者は据付手順書に従わず、逆止弁を逆向きに据え付けた。品質管理ではこのミスが発見されなかった。系統復帰に先立つ変更後試験で、事業者はこの問題を発見した。
パフォーマンス劣化	事業者は実際のコンフィギュレーションに沿って設計を正しく解釈しなかった。
軽微である理由	進行中の作業で、安全上の影響はない。
軽微でない場合	系統を供用に復帰した場合。
事例 c	仕様に一致しないソレノイドが納品検査でスクリーニングされ、倉庫に保管されていた。その弁が据付用に持ち出され、電気作業員が間違ったタイプであることに気付いた。
パフォーマンス劣化	事業者は誤って不適合部品を使用しないよう管理することになっているが、不適切な部品が設置される可能性があった。
軽微である理由	進行中の作業で、悪影響は一切なかった。
軽微でない場合	弁を取り付け、系統を供用に復帰した場合。

事例 d	事業者は、保守後に、義務付けられている保全後の試験を行わずに臨界警報システムを供用状態に戻した。
パフォーマンス劣化	事業者は、臨界事故を検知できるモニタリングシステムの保守に係る要求事項を遵守しなかった。保守作業は手順書に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	事業者が義務付けられている保全後試験を実施したところ、警報システムが故障していた。
軽微とする場合	事業者は、その後、義務付けられている保全後試験を実施し、欠陥は特定されなかった場合。
事例 e	【核燃料施設】事業者は、核燃料輸送物の発送前の点検において、輸送容器に、社内規定に定める開封防止検知シールを適切な場所に取り付けなかった。
パフォーマンス劣化	社内規定において、輸送容器の開封防止検知シールを適切な場所に取り付けることを義務付けているがこれが実施されなかった。
軽微ではないとする理由	当該容器は施設から運び出されなかったが、容器が開封されていたことが確認された、又は当該容器は、開封された事実が不明なまま施設から運び出された。
軽微とする場合	当該容器は施設から運び出されず、容器が開封された事実はないことが確認された場合。

6. 放射線障害に対する防護

<p>一般スクリーニング基準：規制の枠組みでは、一連の放射線防護バリア及び防護措置（例：訓練、手順書、ALARA 計画書、放射線サーベイ、作業員のブリーフィング、区域の掲示、モニタリング要件など）の組合せにより、従業員及び公衆の健康と安全の適切な防護を提供している。一つの放射線防護バリアを実施する際に軽微なパフォーマンスの劣化があっても、健康と安全の防護の全体的な妥当性の低下は、一般にごくわずかである。しかしながら、複数のバリアのパフォーマンスの劣化、又は一つの重大なバリアの喪失が起きた場合は、軽微でないパフォーマンスの劣化として分類される。これらは、個別の状況及びパフォーマンス劣化の重要度に関する検査官の評価に基づいて判断する。</p>	
事例 a	事業者は適切に放射線サーベイを行っていたが、そのサーベイが文書化されていなかった。
パフォーマンス劣化	放射線サーベイが、放射線障害防護に関する手順書で要求されているところの文書化が行われていなかった。
軽微である理由	放射線サーベイは確かに実施されており、適切な放射線管理は構築されていた。
軽微でない場合	サーベイ記録の欠如により、放射線管理が成立しない状況（管理者又は放射線障害防護専門家が放射線に係る状況を把握せず）になった場合、又は深刻な計画外又は意図しない個人被ばくが見込まれる状況になった場合。

事例 b	放射線検出装置（例えば、可搬型装置又は固定式エリアモニタ）の使用前に、サイト手順書で求められている適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
パフォーマンス劣化	放射線検出装置の使用前に、適切な較正又は応答検査を実施しなかった。
軽微である理由	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内にあった、測定値が保守的だった（即ち、過剰応答）、もしくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成された。
軽微でない場合	再較正又は応答検査を行った際に、装置の状態が合格基準内になかった、測定値が保守的でなかった、若しくは監視している放射線ハザードの全体的なレベルを考慮して合理的な安全裕度レベル内に固定式エリアモニタの警報機能が達成されなかった場合。
事例 c	放射線管理技術者が、十分な資格がない業務範囲を提供又は作業を実施した（例えば、必要な作業資格認定が完了していなかった、又は放射線管理技術者の経験が十分でなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者が、保安規定に基づく要求を満足する資格及び訓練経験を有する放射線管理技術者を使用していなかった。
軽微である理由	放射線管理技術者は放射線管理基礎訓練を完了しており、特に誤りは犯さなかった、若しくは誤りはあったが軽微だった、又は放射線管理技術者が実施した作業（例えば、放射線サーベイ及びモニタリング）は、合理的レベルの放射線防護及びモニタリングだった。
軽微でない場合	放射線管理技術者が、放射線リスクの高い作業で放射線サーベイ及びモニタリングを行う際に、1つ以上の重大な誤りを犯した場合、又は放射線管理技術者が実施した作業が合理的レベルの放射線防護及びモニタリングでなかった場合。
事例 d	高放射線区域（HRA）に不適切な立入りがあった（即ち、保安規定及び発電所手順書に従っていなかった）。
パフォーマンス劣化	事業者の職員が、HRA 内への立入り及び HRA 内での作業に関して、規定された放射線バリア及び放射線防護措置を遵守しなかった。注：HRA への立入りに関するパフォーマンスの劣化の他の例は、原子力規制庁が放射線の状況の重大性に基づき評価する。
軽微である理由	その職員は、HRA への立入りを許可されており（例えば、放射線防護職員又は放射線作業許可により認められている）、当該区域の放射線の状況を認識していた（例えば、放射線サーベイ結果に関する作業前説明を受けた、又はレビューした）が、誤った放射線作業許可（RWP）に記名していた。作業では正しい RWP の手順を遵守した。

軽微でない場合	その職員は、HRA への立入りを許可されていなかった、HRA への立入りを許可されているが放射線の状況を認識していなかった（例えば、放射線サーベイについて説明を受けなかった、又はレビューしなかった）、HRA への立入りを許可されており放射線の状況を認識しており、放射線に関する具体的な指示を受けていたが、許可されていない行動を採ったため放射線の状況が大きく変わった、電子線量計（ED）のアラームが出た後、事業者の放射線防護計画書／手順書に記載されている所定の手順（例えば、作業の中止、区域からの退去及び放射線管理技術者への連絡）を行うことなく HRA 内で作業を続けた、又は物理的管理を無視した（例えば、施設した高放射線区域を囲むバリアをバイパスした、又は較正用線源のインターロックをバイパスした）場合。
事例 e	事業者は、放射線又は大気汚染調査（例えば、大気試料採取）を適切に行ったが、この調査は記録されなかった。
パフォーマンス劣化	放射線防護プログラムの記録保持を各事業者に義務付ける規制要件を達成しておらず、サイトの手順書又は許認可申請に準ずる活動が実施されなかった。
軽微ではないとする理由	実地調査記録の欠如は、放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こし、この状況に起因して、規制要件の限度値を超える計画外の又は被ばくが個人に発生した。
軽微とする場合	実地調査は実際に行われ、適切な放射線管理が立証された、又は、実地調査記録の欠如は放射線管理を立証できなくなる状況を引き起こしたが、この状況に起因して計画外の被ばくが個人に発生することはなかった場合。
事例 f	放射線検知測定器（例えば、可搬型測定器又は定置型エリア放射線モニタ）はサイトの手順書に従って適切に校正されなかった又は、使用前に応答確認が行われなかった。
パフォーマンス劣化	定量的放射線測定に用いられる測定器及び機器の定期的な校正を義務付ける規制要件の達成不履行、又は、サイトの手順書若しくは許認可申請に準ずる活動を怠ったこと。
軽微ではないとする理由	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲外であった、又は保守的な測定値を提示しなかった。
軽微とする場合	再調整時又は応答確認時における、測定器の検査前状態は、校正若しくは応答確認に対する検収基準の範囲内であった、又は保守的な測定値（即ち、過剰応答）を提示した場合。
事例 g	保健物理技術者は、業務又は職務を遂行するための十分な資格を付与されない（例えば、職務遂行資格は義務付けられた要領で修了されていなかった、又は当該保健物理技術者は経験不足であった）で業務した。

パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は、許認可申請に記載される特定の要件に従って認定を行わなかった。
軽微ではないとする理由	当該技術者は、放射線学的にリスクが重大な作業に対する放射線サーベイ及びモニタリングの実行時に1つ又は複数の重大な誤りがあり、これに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生した。
軽微とする場合	当該保健物理技術者は基本的な保健物理学の訓練を修了しており、判断に過ちがなかった又は軽微な判断ミスであり、その過ちに起因して、規制要件の限度値を超える計画外の被ばくが作業員に発生することはなかった場合。
事例 h	検出可能な認可済み放射性物質を含有する機器等（例えば、工具）の現地調査が不十分だったために、この機器等は施設の放射線管理区域から搬出された。この工具は放射線モニタリングの対象でない放射線管理区域の境界外の区域で発見された。「汚染された」機器等は所有者管理区域を超えてオフサイトに搬出される可能性があった。
パフォーマンス劣化	サイトの手順書又は許認可申請に従って活動を行わなかったこと。
軽微ではないとする理由	放射線管理区域から搬出され、その後、放射線測定の対象でない区域で発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、その空間線量率はバックグラウンドと区別できるものであると結論された、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を上回っており、汚染レベルは規制要件に記載される量以下であった。
軽微とする場合	搬出され、その後に発見された1つの機器等について実施されたサーベイは不十分であった。追跡調査の結果、当該機器等には空間線量率の放射性物質が含まれるが、この線量率はバックグラウンドと区別ができないもので、現実的な被ばくシナリオを用いた計算線量率は、規制要件の限度値を下回ると結論された場合。
事例 i	検査官は、定期的な巡回／検査を通じて、施錠されていない高放射線区域を1箇所発見した。この高線量区域への立入り管理に用いられている方法は、通路の施錠管理だけだったが、実施していなかった。
パフォーマンス劣化	高線量区域に通じる通路の施錠を義務付ける規制要件を満たさなかった。
軽微ではないとする理由	放射線レベルの測定により、実際に、高線量区域は存在し、遮蔽されていなかったことが判明した。
軽微とする場合	高線量区域の掲示は以前から行われていたが、放射線レベルの測定により、放射線状態は実際には高線量区域ではなかったことが判明した場合。
事例 j	高放射線区域への不適切な立入りが発生した。

パフォーマンス劣化	被ばく線量が ALARA になるようにすることを事業者に義務付ける規制要件を達成しなかった。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。
軽微ではないとする理由	当該個人は高線量区域への立入りを許可されていなかった又は、当該個人は立入りを許可されていたが、放射線状態を認識していなかった（例えば、状況説明を受けていなかった又は放射線サーベイをレビューしていなかった）又は、当該個人は高線量区域への立入りを許可されており、当該区域の放射線状態を認識し、かつ、固有の放射線に関する指示を受けていたが、放射線状態を著しく変える未許可の行動を行った、又は、当該個人は、電子式線量計（ED）の警報が鳴った後も事業者の放射線防護プログラム／手順書に定める所定の手順上の行動（例えば、作業の中止、区域からの退出及び保健物理部門への連絡）を行わずに高線量区域内で作業を続け、若しくは当該個人は物理的管理機能を見逃した行動（例えば、施錠された高放射線区域周囲の障壁の見逃し又は校正線源のインターロックの見逃し）を行っており、個人が被ばくした線量は放射線作業許可証の限度値をもう少しで超えるところ若しくは超えていた。
軽微とする場合	当該個人は高線量区域への立入りを（例えば、放射線防護員又は放射線作業許可書によって）許可されており、当該区域の放射線状態を（例えば、作業前状況確認又は放射線サーベイの結果のレビューを通じて）認識しており、誤った放射線作業許可証に基づいて立入りしていたものの、正しい放射線作業許可証の指示を遵守していた場合。
事例 k	作業活動は、放射線作業許可証で扱われる管理地域（又は医療機関）内で進んでいた。検査官は、ある個人が職務固有の放射線作業許可証が義務付ける呼吸保護具を装着していないことに気付いた。事業者は調査の一環として、影響を受けた個人に、事業者のバイオアッセイ手順書に従って、バイオアッセイ試料を提出することを要求した。事業者はこの結果、当該個人は可溶性ウランを大量に吸収したと判断した。
パフォーマンス劣化	事業者は許認可条件に準ずる手順書に従わなければならない。作業員の放射線防護については放射線作業許可証の要件が規定されており、これは固有の放射線作業許可証が義務付ける要領で遵守されなければならない。規制要件では、ウランの吸収量等の成人に対する被ばく線量限度値を規定している。
軽微ではないとする理由	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みが発生した。
軽微とする場合	放射線作業許可証の要件の不遵守に起因して、規制限度値を超える被ばくや内部取り込みは発生しなかった場合。
事例 l	検査官はウォークダウンを通じて、炉の保全計画に使用される汚染防止エンクロージャ（箱）の破損を発見した。密封テープが剥落し、これによってエン

	クロージャ（箱）が開いた状態になり、保全作業中に発生し得る浮遊物質がエンクロージャ（箱）から逃げないようにする閉じ込め機能に影響を及ぼしていた。
パフォーマンス劣化	作業は、放射線汚染管理手順及び関連する放射線作業許可証／ALARAの計画パッケージの要件又は関連する作業指示に従って行われなかった。
軽微ではないとする理由	作業は中断されず、試料は放射線管理が及ばない他の区域における大気汚染の拡散を示唆した。
軽微とする場合	事業者は作業及び放射線サーベイを開始せず、大気試料からは放射線問題が確認されなかった場合。
事例m	検査官は、総合安全解析の線量結果計算のレビューを通じて、数学的誤りを1件発見した。
パフォーマンス劣化	規制要求は、設計基準事故等の公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある事象について、放射性物質又は放射線が加工施設を設置する工場又は事業所外へ放出されることを抑制し、又は防止することを要求している。
軽微ではないとする理由	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大が発生した。
軽微とする場合	この誤りに起因して、公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある線量の増大は発生しなかった場合。
事例n	検査官は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること、及び工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、事故発生後6日間までに支援を受けられる体制であることについて、その詳細な説明を要求した。その目的は、事業所外部からの支援体制や重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備え、適切な対応を検討できる体制が構築されているかを確認することであった。
パフォーマンス劣化	事業者は、事業許可基準規則に基づき、重大事故等発生時において、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めることが義務付けられているが、協定等の締結を含む協力体制、協力先、協力内容について具体化を怠った、又は協力体制、協力内容等について検討や見直しを締結の内容としている場合にあつて、その履行や更新を怠った。
軽微ではないとする理由	事業所外部の支援組織との協定に基づく協力内容について、平時から重大事故等に備えた演習又は訓練を実施することとなっているが、事業者からの聴取や記録確認の結果、これまで演習又は訓練が行われなかったことが判明した。

軽微とする場合	協定書を最新の状態に維持する責任を有する外部の支援組織の連絡窓口は、協定書について聞き取り調査を行ったところ、支援業務を担当する外部の支援組織の連絡窓口は、前回の協定書の中で合意に達した支援及び業務が依然として有効であることを認識していた。演習又は訓練は、保安規定で義務付ける要領で隔年又は毎年行われていた。事業所においては、隔年又は毎年、外部の支援組織に対するサイト視察訪問を行っており、外部の支援組織との演習又は訓練に参加した他、原子力規制委員会が評価する演習にこれまで2回参加していた。(NRCは、演習の検査/隔年、訓練の検査/年)
---------	---

7. 施設管理

事例 a	保全の有効性の監視に係る規制要求に基づく事業者のサイトにおける保全プログラムの定期評価について検査官がレビューした際、二つの評価が評価期間 24 か月のところそれぞれ 2 か月と 6 か月超過していることを確認した。
パフォーマンス劣化	保全の有効性の監視に係る規制要求に対する違反であり、定期保全評価について、評価間隔が 24 か月を超過しないよう少なくとも燃料取替サイクルごととする要求間隔を超過した。
軽微である理由	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼさず、それゆえに保全プログラムの見直しの必要がなかった。
軽微でない場合	要求された間隔で定期評価が行われなかったことが設備、機器の信頼性と不可用性に悪影響を及ぼし、それゆえに保全プログラムの見直しが必要になりそれが完了していない場合。
事例 b	検査官は、保全の有効性の監視に係る定期的な評価の際、保安規定で求められる EDG の定例試験で、事業者が系統の使用不能時間を含めていないことを発見した。事業者は月に一度 EDG の試験を行っているが、その試験中は数分間、EDG は使用不能で所定の安全機能を達成できない。定例試験による使用不能時間はトータルの使用不能時間との比較において重要ではなく保全の有効性に係る評価のバランスに影響を及ぼさなかった。
パフォーマンス劣化	事業者は保全の有効性の監視に係る評価を行う際に全ての使用不能状態を検討しなかった。
軽微である理由	全体の使用不能状態から見て、定例試験による使用不能状態の寄与はわずかである。
軽微でない場合	使用不能状態に対する定例試験の寄与が、バランスの決定に影響を与えるほど大きかった場合。
事例 c	検査官は、増強されたオフガス装置の機器のいくつかが保守規則で求められているプログラムのスコープに入っていないことを確認した。これらの機器

	が故障すると発電所の過渡事象又はスクラムが発生する可能性があるため、スコープに入れることが要求される。これらの機器を適切にスコープに入れていなかったが、事業者は適切な予防保全を実施しており、設備の性能に問題はなかった。
パフォーマンス劣化	増強されたオフガス装置の特定の機器は故障すると発電所のトランジェント又はスクラムを引き起こす可能性があるが、スコープに入れていなかったため、保全の有効性の監視プログラムに係るスコープに違反している。
軽微である理由	設備の性能には問題なかった。この機器がスコープに入っていれば、その系統で実施されている予防保全により、保守規則で求められる性能又は状態（欠落設備の問題）の効果的管理が実証されていたはずである。
軽微でない場合	スコープ外の機器が実際に故障して過渡事象／スクラムの原因となった、又は設備の性能に問題があり、保守規則で求められる適切な予防保全を通じた性能若しくは状態の効果的管理が実証できなかった。

8. 原子炉熱出力の制限

事例 a	99.9%定格熱出力で運転中、運転員はあらかじめ計画されていた給水ポンプの切替えを行った。運転員は、予期される 0.2%から 0.4%の熱出力上昇を考慮して当該切替えに先立ち定格熱出力より 0.5%下げることとする手順書的前提条件に従わなかった。第 2 給水ポンプ起動時点で熱出力が定格を超え 100.2%に上昇した。運転員は即座に第 1 給水ポンプを停止させ、定格熱出力に戻した。本事案を通して、熱出力は原子炉安全解析の条件範囲にとどまっており、また安全上の制限は超えなかった。
パフォーマンス劣化	保安規定の違反であり、運転員は給水ポンプの切替え前の手順書的前提条件を遵守しなかった。なお、熱出力制限の違反は許認可条件に関連するものであったが、この条件は守られていた。
軽微ではないとする理由	手順書的前提条件を遵守しなかったことにより定格熱出力を超過し、運転認可で禁止されている条件となった。この事案に関して軽微ではないものとする場合の他の要素としては、1) 運転員が、許認可の熱出力制限を超過したことを認識した際に即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させなかった場合、又は、2) 最大熱出力が安全解析の範囲外に到達した場合、が挙げられる。
軽微とする場合	運転員は前提条件である定格熱出力より 0.5%下げる操作を実施したが、給水ポンプ切替え後、熱出力が 100.1%定格に上昇した場合（これは、運転経験上予期される最大上昇 0.4%よりも 0.2%高いものである。）であって、運転員は熱出力が定格を超えたことを認識した後、即座に熱出力を定格又は定格以下に低下させた場合。
事例 b	数日間にわたる定格熱出力以下での定常状態運転の後、運転員が、1 時間及び 2 時間の平均炉心熱出力表示が両方とも定格熱出力を超える状態でユニッ

	<p>トを運転した。運転認可に従って原子炉出力の監視及び制御を行うために、運転員は、コンピュータで計算した時間平均の平均炉心熱出力表示に依存している。この平均炉心熱出力表示は10秒ごとに更新され、15分間、1時間、2時間及び8時間の移動平均を表示する。事業者の手順書では、運転員に対し、15分間平均の平均炉心熱出力を調べ、1時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。同様に、1時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行うことを要求している。この指針及び認可定格熱出力要求に反して、1時間平均の平均炉心熱出力表示が定格熱出力を超えた時、運転員が2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力以下に維持するために必要な調整を行わなかった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>15分間平均、1時間平均及び2時間平均の平均炉心熱出力を調べ、2時間平均の平均炉心熱出力を定格熱出力限度内に維持するために必要な平均炉心熱出力の調整を適宜行うという手順書の要求を運転員が遵守しなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>原子炉を定格熱出力以下で運転するという手順書の要求及び認可条件を運転員が遵守しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</p>
軽微とする場合	<p>運転員が、15分間平均の表示に基づきタイムリーで適切な出力調整を行ったにもかかわらず、1時間平均が定格熱出力をわずかに超えたが、その時に2時間平均の平均炉心熱出力が定格熱出力を超えることを防止するため、直ちに適切な調整を実施した場合。</p>
事例 c	<p>定格熱出力の99.5%で90分間継続して定常状態で運転した後、2時間平均の熱出力を定格熱出力の約100%まで増加するため、運転員が、熱出力を定格熱出力の101.4%に上げて30分間維持する特別の操作を実施した。その後、2時間平均熱出力99.98%が確認された。このインシデントを通して、熱出力は原子炉安全解析の想定内であり（即ち、熱出力が未解析の領域に入らず）、安全制限値を超えることはなかった。</p>
パフォーマンス劣化	<p>運転員が運転認可で禁じられた状態である定格熱出力超過まで熱出力を上げて維持する特別の操作を行い、認可条件に違反した。熱出力が定格熱出力を超えた時に、運転員は直ちに熱出力を定格熱出力以下に戻さなかった。</p>
軽微ではないとする理由	<p>熱出力を、定格熱出力超過まで増加して維持する運転員の措置及び定格熱出力を超えた時点で直ちに復旧しなかったことにより、より重大な安全上の懸念につながる可能性があった。</p>
軽微とする場合	<p>運転員は、定格熱出力を超えていなかったが、事業者が自ら課した要求又は標準（例えば、熱出力限度を定格熱出力の99.97%とする運転の良好事例）を超えていた場合。</p>

○ 変更履歴

No.	変更日	施行日	変更概要	備考
0	—	2020/04/01	制定	
1				
2				
3				

原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデル
の適切性確認ガイド

(案)

原子力規制庁
原子力規制部
検査監督総括課

—目次—

1. 目 的	2
2. 適用範囲	2
3. 適切性の確認の基本的な考え方	2
4. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー	3
5. 適切性の確認	4
6. PRA モデルの更新時における適切性の確認	4
別添：適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点及び適切性の判断基準 ...	5

1. 目的

原子力規制検査で用いるリスク情報を取得する際、事業者が作成した PRA モデルについて原子力規制庁がその適切性を確認し、必要であればこのモデルに修正を加えた PRA モデルを用いる¹こととしている。

本ガイドは、実用発電用原子炉施設を対象とした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確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）モデル²を確認する方法を示すものである。

2. 適用範囲

本ガイドに示される具体的な適切性の判断基準は、原子力規制検査で使用する事業者が作成した PRA モデルの適切性の確認に対して適用する。また、本ガイドは実用発電用原子炉施設の原子力規制検査に用いる PRA モデルにのみに適用する。

3. 適切性の確認の基本的な考え方

(1)適切なリスク情報を得るため、原子力規制検査において使用する PRA モデルは、原子炉施設の設計情報、運転情報及び保守管理情報が反映され、新しい PRA の知見（起因事象の分類、起因事象の発生頻度、機器故障率、人間信頼性解析手法等の新たな知見）が反映されていることが好ましい。このため、原子力規制庁は、PRA に係る安全研究で得た知見³、日本原子力学会の PRA 実施基準⁴、米国機械学会及び米国原子力学会の PRA 標準⁵等を参考に、PRA モデルの確認に必要な項目、視点及び判断基準を設定し、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。

¹ 第 10 回検査制度の見直しに関する検討チーム、「資料 1 新たな検査制度の運用に向けた検討事項と論点の整理」、平成 30 年 1 月、
https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisyu/kensaseido_minaoshi/0000037.html

² 確率論的リスク評価（PRA）モデルとは、PRA の評価で用いるイベントツリー、フォールトツリー及びパラメータ（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）等を指す。

³ 伊東智道、他、「安全研究成果報告 PRA の活用に係る検討と基盤整備」、原子力規制庁、RREP-2018-2004、平成 30 年 11 月

⁴ 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月

⁵ ASME/ANS, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013

- (2)本ガイドに示した PRA モデルの確認項目、視点及び判断基準は、必要最低限の項目、視点及び判断基準の例を記載している。このため、これらの知見よりも新しいものやこれらの知見以外を PRA モデルに組み込むことを妨げるものではなく、新しい知見等については、別途確認する。
- (3)原子力規制検査においては、適用可能なリスク情報を活用して意思決定を実施するため、使用可能な範囲において PRA モデルを用いてリスク情報を取得する。このため、PRA モデルは、判断基準の全てを満足していなくても構わない。
- (4)PRA から得られるリスク情報は、様々な内部事象及び外部事象におけるリスクを考慮すべきである。しかし、様々な内部事象及び外部事象に係る PRA 実施手法が実用に資するレベルには必ずしも到達していないと考えられることから、これらの実施手法の成熟度の進捗に応じ、段階的に本ガイドの範囲を拡張していくものとする。

4. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フローを図 1 に示す。確認フローは、以下のとおり。

- (1) 事業者が PRA モデルを原子力規制庁に提示する。
- (2) 原子力規制庁が PRA モデルの適切性を確認する。確認に際しては、PRA モデルを確認するだけでなく、事業者が実施したピアレビューの報告書を確認したり、必要であれば米国 NRC 等の専門家に確認を依頼したりして、十分な確認を実施する。
- (3) 原子力規制検査で使用するに当たり、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。
- (4) 原子力規制庁が提示した PRA モデルの修正が必要な箇所等について、事業者が修正の可否の検討を行う。
- (5) ④の検討の結果、原子力規制庁の修正案に事業者が合意した場合、事業者は PRA モデルを修正する。
- (6) ④の検討の結果、原子力規制庁の修正案を事業者が合意しなかった場合、原子力規制庁が事業者の PRA モデルを変更する。

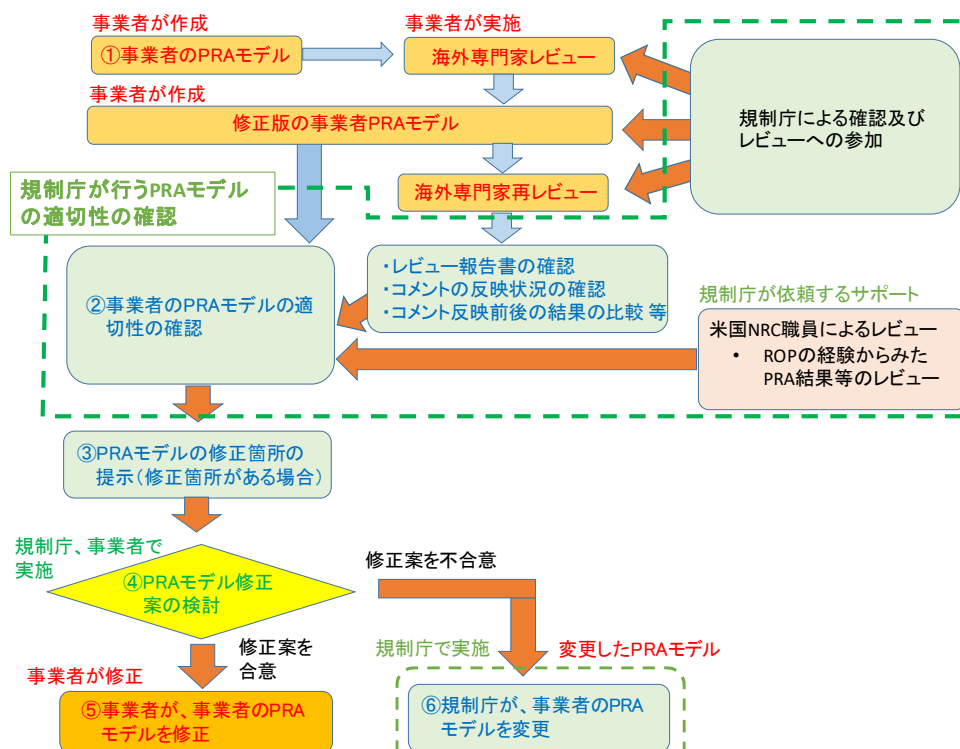


図 1. 原子力規制検査で使用する PRA モデルの確認フロー

5. 適切性の確認

PRA モデルの範囲に応じ、別添に定める適切性の確認項目を対象に、別添に定める適切性の確認に係る視点を基に設定した適切性の判断基準を用いて、PRA モデルを確認する。

6. PRA モデルの更新時における適切性の確認

事業者が作成する PRA モデルについては、事業者が 5 年ごとに改訂することに加え、プラントにおける大規模な工事を行うなど、PRA の結果が変わることが見込まれる場合においても改訂することになっている⁶。原子力規制検査で使用する PRA モデルは、事業者から更新した PRA モデルの提示を受けた際に適切性を確認した後更新する。この際の適切性の確認については、PRA モデルの更新箇所を明確にし、更新箇所についてのみ適切性を確認する。

⁶ 原子力規制委員会、「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」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日改定、<https://www.nsr.go.jp/data/000183879.pdf>

別添：

適切性の確認項目、適切性の確認に係る視点
及び適切性の判断基準

1. 適切性の確認項目

PRA モデルに係る適切性の確認項目を別紙 1 に示す。

2. 適切性の確認に係る視点

PRA モデルの適切性の確認は、1. の確認項目ごとに以下の 3 つの視点から行う。

- (1) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。
- (2) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。
- (3) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。

3. 適切性の判断基準

PRA モデルの適切性の確認は、1. の適切性の確認項目に対して、2. の適切性の確認に係る視点を基に設定した判断基準を用いて行う。適切性の確認に用いる判断基準を別紙 2 に示す。

1. 評価対象
 - (1) ピアレビューについて
2. 評価に必要な情報の収集及び分析
 - (1) 設計情報及び運転管理情報
3. 炉心損傷頻度評価
 - (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価
 - ① 起回事象の選定
 - ② 起回事象のグループ化
 - ③ 起回事象の発生頻度の評価
 - (2) 成功基準の設定
 - ① 炉心損傷の定義
 - ② 成功状態の定義
 - ③ 起回事象ごとの緩和機能
 - ④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠
 - ⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）
 - ⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）
 - (3) 事故シーケンスの分析
 - ① イベントツリーごとの作成上の仮定とその根拠
 - ② イベントツリーの構造
 - ③ 事故シーケンスの展開
 - (4) システム信頼性の評価
 - ① 緩和設備の分析
 - ② 緩和設備に要求される機能の喪失原因
 - ③ 緩和設備の故障
 - (5) 信頼性パラメータの設定
 - ① 機器故障率及び機器故障確率
 - ② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率
 - ③ 共通原因故障のモデル化の考え方
 - (6) 人的過誤の評価
 - ① 人的過誤の発生確率
 - ② 人的過誤の評価仮定
 - ③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ

事業者 PRA モデルの適切性の確認項目（レベル 1 PRA ）（続き）

(7) 事故シーケンスの定量化

- ① 炉心損傷頻度の評価
- ② 重要度解析

(8) 不確かさ解析及び感度解析

- ① 不確かさ解析
- ② 感度解析

適切性の確認項目、確認の視点及び判断基準（内部事象出力運転時レベル 1PRA）

確認項目	確認の視点	判断基準
1. 評価対象 (1) ピアレビューについて	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。 b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。 c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	・米国におけるピアレビュー ^{7,8} に相当するピアレビューを実施していること。
2. 評価に必要な情報の収集及び分析 (1) 設計情報及び運転管理情報	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・使用した設計情報、運転情報等は、最新のものであること。
3. 炉心損傷頻度評価 (1) 起回事象の選定及び発生頻度の評価 ① 起回事象の選定	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・過去に発生した事例を分析し、起回事象を選定していること。 ・体系的な選定ができる手法（FMEA 等）が使用されていること。 ・起回事象を選定するため、プラントの設備を列挙し、各設備故障の影響を分析していること。
② 起回事象のグループ化	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント	・類似の事故シーケンスとなる起回事象がグ

⁷ Nuclear Energy Institute, "Probabilistic Risk Assessment (PRA) Peer Review Process Guidance," NEI 00-02 Revision 1, May 2006

⁸ Nuclear Energy Institute, "Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard," NEI 05-04, Rev. 2, November 2008

確認項目	確認の視点	判断基準
	情報を適切に反映していること。	<p>ループ化されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> グループ化される際、起因事象発生頻度に影響するようなグループ化をしていないこと。(例えば、炉心損傷に対する影響の大きい起因事象をグループの代表と設定し、グループの中で影響の小さい起因事象の発生事例の件数を除くことをしていないこと。)
③ 起因事象の発生頻度の評価	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> プラント固有の起因事象の発生頻度が算出されていること。 最新の知見を使用していること。 運転経験に比べ、評価対象期間が著しく少なくなっていないこと。(例えば、起因事象の発生件数を、運転経験の 1/10 以内の期間に限定していないこと。) 評価対象期間中に発生した事例を全て抽出していること。
(2) 成功基準の設定 ① 炉心損傷の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	<ul style="list-style-type: none"> 解析に合った炉心損傷を定義していること。(例えば、被覆管温度が 1200℃で炉心損傷になると仮定する。)
② 成功状態の定義	b) 起因事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮	<ul style="list-style-type: none"> プラントが十分安定している状態(例えば冷温停止)を成功の状態であると定義して

確認項目	確認の視点	判断基準
	定が適切であること。	いること。
③ 起回事象ごとの緩和機能	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・必要な緩和機能が全て特定され、機能に要求される機器の組合せが全て特定されていること。
④ 熱水力解析を利用した成功基準の設定根拠	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使用した熱水力解析コードは、安全解析の使用実績等の信頼性のある解析コードであること。 ・使用した解析条件は、評価対象プラントの状態に対応したものを用いていること。
⑤ 緩和操作開始までの余裕時間（許容時間）	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・余裕時間は、炉心損傷までの時間、設備の準備に要する時間等を考慮して設定していること。
⑥ 緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・使命時間は、②の成功状態に至る時間を考慮して設定していること。 ・使命時間が異なる事故シーケンスにおいて必要となる同一の設備について、使命時間を統一する場合は、一番長い使命時間で統一していること。
(3) 事故シーケンスの分析 ① イベントツリー毎の作成上の仮定とその根拠	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・イベントツリーのロジックに間違いがないこと。 ・他のイベントツリーと重複する事故シーケンスがないこと。

確認項目	確認の視点	判断基準
② イベントツリーの構造	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・炉心損傷を防止するために必要な対処設備が、ロジックに間違いがなくイベントツリーに組み込まれていること。
③ 事故シーケンスの展開	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・イベントツリーのロジックに間違いがなく事故シーケンスが展開されていること。
(4) システム信頼性の評価 ① 緩和設備の分析	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷を防止するための設備が全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・炉心損傷を防止するための設備に影響するサポート系が全てモデル化されていること（電源系、冷却系、空調系等）。全てモデル化していない場合は、モデル化していなくても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。 ・フォールトツリーを用いたモデル化において、ロジックが成功基準と整合し、ロジックに間違いがないこと。 ・交互運転している系統等の運用がモデル化されていること。
② 緩和設備に要求される機能の喪失原因	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント	・要求される機能の喪失原因として、必要な

確認項目	確認の視点	判断基準
	情報を適切に反映していること。	緩和設備が全てモデル化されていること。 全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
③ 緩和設備の故障	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・緩和設備の故障として、機器の故障モードが全てモデル化されていること。全てモデル化していない場合は、モデル化していても炉心損傷頻度、重要度指標等に影響しないこと。
(5) 信頼性パラメータの設定 ① 機器故障率及び機器故障確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・機器故障データは、国内のプラントの運転経験が含まれていること。 ・機器故障確率は、運転管理の情報を反映して算出していること。 ・プラント固有の機器故障率を用いていること。
	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	・米国等の公開している機器故障率と比べて大きな差異がないこと。大きな差異がある場合は、その差異の分析をしていること。
② 復旧対象機器、機器復旧の評価方法及び機器復旧失敗確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・復旧できる機器及び機器故障モードを選定して、モデル化していること。 ・復旧失敗確率の算出に使用する情報は、プラントの運転経験を含んだものであること。

確認項目	確認の視点	判断基準
		と。
③ 共通原因故障のモデル化の考え方	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・共通原因故障 (CCF) については、冗長性のある機器の動的な機能喪失が全てモデル化されていること。
(6) 人的過誤の評価 ① 人的過誤の発生確率	a) 設計、運転管理、運転経験等のプラント情報を適切に反映していること。	・使用した人的過誤の発生確率は、原子炉施設の運転経験を含むデータから算出したもの、又は広く原子炉施設の PRA で使用しているものであること。
② 人的過誤の評価仮定	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・人的過誤の従属性が考慮されていること。
③ 評価した人的過誤の発生確率及び不確かさ	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・評価した結果、人的過誤の発生確率が 10^{-6} 未満 ⁹ になっていないこと。 ・人的過誤の発生確率の不確かさが設定されていること。
(7) 事故シーケンスの定量化 ① 炉心損傷頻度の評価	c) 他の類似の PRA モデルと比べて、PRA モデルの差異の根拠が明確なこと。	・レアイベント近似、上限近似、その他の近似方法、厳密解等で炉心損傷頻度を算出していること。 ・国内の類似プラントの PRA 結果又は、米国の類似プラントの PRA 結果と比較して

⁹ M. Presley, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Values for Joint Human Error Probabilities," EPRI3002003150, EPRI, 2016

確認項目	確認の視点	判断基準
		大きな差がある場合は、差異の理由を分析していること。
② 重要度解析	—	・ FV 及び RAW を算出していること。
(8) 不確実さ解析及び感度解析 ① 不確実さ解析	—	・ パラメータの不確実さ解析では、機器故障率データに合わせて知識の相関 (SOKC) を設定していること。
② 感度解析	b) 起回事象の発生箇所や規模を特定する等、評価結果に影響するようなモデル化の仮定が適切であること。	・ 炉心損傷頻度等に影響する計算モデル (例えば、RCP シール LOCA モデル)、機器故障率、人間信頼性解析等の感度解析を実施して、PRA モデルの感度を把握していること。

核物質防護に係る重要度評価に関するガイド
(案)

原子力規制庁
放射線防護グループ
核セキュリティ部門

目 次

添 付

- 添付 1 検査指摘事項の初期評価
- 添付 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領
- 添付 3 重要度評価の申立て制度

附属書

- 附属書 1：特定核燃料物質の管理に関する重要度評価ガイド
- 附属書 2：核物質防護情報の管理に関する重要度評価ガイド
- 附属書 3：物理的防護に関する重要度スクリーニングガイド
- 附属書 4：管理されていない開口部に関する重要度評価ガイド
- 附属書 5：防護措置に関する重要度評価ガイド

1. 目的

本ガイドは、原子力規制検査等実施要領に基づき、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。以下「法」という。）第57条の8で定義されている原子力事業者等（以下単に「事業者」という。）の特定核燃料物質の防護（以下「核物質防護」という。）のための業務に係る活動に対する原子力規制検査（以下「核物質防護検査」という。）において、当該活動の目的の達成状況が十分でない懸念される事項（以下「検査気付き事項」という。）を確認した場合に、その確認した内容を核物質防護検査における検査指摘事項とするか否かの判断及び検査指摘事項とする場合にその重要度を評価するための実施手順等の詳細を定めたものである。

2. 重要度評価の対象

核物質防護検査を行う原子力検査官（以下単に「検査官」という。）は、核物質防護検査において、検査気付き事項として懸念される状況を確認した場合は、確認した検査気付き事項ごとに、別に定める検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（以下「スクリーニングガイド」という。）を踏まえて、検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があるかどうかのスクリーニング（ステップ1）及びパフォーマンス劣化があると判断された事項が検査指摘事項に該当するかどうかのスクリーニング（ステップ2）を行う。

ステップ1とステップ2のスクリーニングを経て、検査指摘事項と判断されたものは、3.以降の重要度評価の対象とする。なお、ステップ1のスクリーニングにおいてパフォーマンス劣化がない又はステップ2のスクリーニングにおいて検査指摘事項ではなく軽微と判断されたものは、3.以降の重要度評価の対象にはならない。

3. 検査指摘事項の重要度評価手順

3.1 検査指摘事項の初期評価

（1）検査指摘事項の簡易評価シートの作成

検査官は、検査前会議、チーム会議等を通じて確認を進め、検査気付き事項を確定するとともに、スクリーニングガイドを踏まえて、添付1「検査指摘事項の初期評価」における「検査指摘事項の簡易評価シート」（表1）を作成する。

（2）初期評価

実用発電用原子炉施設の場合は、上記「検査指摘事項の簡易評価シート」において、検査指摘事項に該当すると判断された事項ごとに、添付1「検査指摘事項の初期評価」における「重要度評価の附属書の選定ルート」（表2）に基づき適用可能な附属書を選定し、選定した附属書に沿って当該検査指摘事項の重要度を評価する。

この結果、当該検査指摘事項が「緑（安全確保の機能又は性能への影響があるが限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動によって改善が見込める水準）」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となる。

核燃料施設等の場合は、上記「検査指摘事項の簡易シート」において、検査指摘事項に該当すると判断された事項ごとに、適用可能な附属書を参考にして当該検査指摘事項の重要度を評価する。

この結果、当該検査指摘事項が「追加対応なし（核物質防護の目的は達成しており、事業者の自立的な改善が見込める状態）」と評価及び決定された場合には、これが最終

決定となる。

3. 2 重要度評価・規制対応措置会合（SERP）

3. 1に基づく初期評価の結果、実用発電用原子炉施設の検査指摘事項が「緑」であると評価されない場合（白、黄若しくは赤となる又は緑を超える可能性がある場合）又は核燃料施設等の検査指摘事項が「追加対応なし」とであると評価されない場合（「追加対応あり」となる可能性がある場合）は、添付2の手順に沿って原子力規制庁の本庁職員を中心に構成される重要度評価・規制対応措置会合（SERP）において重要度の評価を行う。また、同会合においては、規制対応措置ガイドに定める深刻度や対応措置についても検討を行う。

なお、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を含むため、非公開で開催する。

3. 3 最終決定に対する申立て

SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

○変更履歴

No.	変更日 y/m/d	施行日 y/m/d	変更概要	備考
0			制定	
1				
2				
3				

添付1 検査指摘事項の初期評価

1. 個別事項の重要度評価の対象となる入口条件

検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（以下「スクリーニングガイド」という。）を踏まえて、検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があるかどうかのスクリーニング（ステップ1）及びパフォーマンス劣化があると判断された事項が検査指摘事項に該当するかどうかのスクリーニング（ステップ2）を行い、検査指摘事項と判断された個別事項が重要度評価の対象となる。なお、ステップ1のスクリーニングにおいてパフォーマンス劣化がない又はステップ2のスクリーニングにおいて検査指摘事項ではなく軽微と判断されたものは重要度評価の対象にはならない。

2. 検査指摘事項の簡易評価シートの作成及び初期評価

(1) 検査指摘事項の簡易評価シート（表1）の作成

スクリーニングガイドを踏まえて、以下の事項を記入した検査指摘事項の簡易評価シートを作成する。なお、ステップ1のスクリーニングの結果、パフォーマンス劣化がないと判断した検査気付き事項については作成の必要はない。

- ① 記載年月日及び核物質防護検査を実施した施設名を記載する。
- ② スクリーニングガイドの添付1-1-1監視領域（小分類）の目的と属性（核物質防護）を踏まえて、適切な件名を記載する。
- ③ 検査気付き事項を認知した日時及び状況を記載する。
- ④ 検査気付き事項の概要を記載する。
- ⑤ 検査気付き事項に係る該当基準（防護措置、核物質防護規定又は当該規定の下部規定等の該当基準）を記載する。
- ⑥ 検査気付き事項として懸念される状況にパフォーマンス劣化があると判断した理由を記載する。
- ⑦ 検査気付き事項に関する事業者の見解を記載する。
- ⑧ 確認したパフォーマンス劣化について、4つのボックスに記載された観点から整理を行い、該当するものがあれば該当するボックスをチェックするとともに、チェックした理由又はチェックしなかった理由を所見として記載する。チェックが1つでもあれば、検査指摘事項該当の有無の欄に「有り」と記載する。チェックするものがなければ「なし」と記載する。
- ⑨ 「検査指摘事項」又は「軽微」を結果に記載する。

(2) 初期評価

検査指摘事項と判断したものについては初期評価を行う。

実用発電用原子炉施設の場合は、表2「重要度評価の附属書の選定ルート」を基に適用可能な附属書に沿って初期評価を行い、当該検査指摘事項が「緑」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

また、核燃料施設等の場合も同様に適用可能な附属書を参考にして初期評価を行い、当該検査指摘事項が「追加対応なし」と評価及び決定された場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

表 1 - 検査指摘事項の簡易評価シート

	記載年月日	
	施設名	
	結果	
件名		
<u>検査気付き事項を認知した日時及び状況</u>		
<u>検査気付き事項の概要</u>		
<u>検査気付き事項に係る該当基準</u>		
<u>パフォーマンス劣化があると判断した理由</u>		
<u>事業者の見解</u>		
<u>検査指摘事項該当の有・無 ()</u>		
<p>1. 検査指摘事項に該当すると判断した理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護の目的に悪影響を及ぼしたか <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は、核物質防護のために必要な設備及び装置の機能の一部が喪失する等の核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか <input type="checkbox"/> 確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか <input type="checkbox"/> パフォーマンス劣化は安全実績指標 (P I) に関係し、その安全実績指標 (P I) のしきい値を超える原因となるものか 		
<p>2. 所見</p>		

表2－重要度評価の附属書の選定ルート

表1の内容を踏まえて、AからDの質問に「はい」か「いいえ」で答えること。AからDの全ての質問に対する答えが「いいえ」の場合は、**附属書5**に進むこと。

A. 特定核燃料物質の管理

検査指摘事項は、特定核燃料物質の管理に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書1**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

B. 核物質防護情報の管理

検査指摘事項は、核物質防護情報の管理に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書2**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

C. 物理的防護に関する重要度スクリーニング

検査指摘事項は、物理的防護に関する検査指摘事項であって、以下の重要度スクリーニング開始基準のいずれかに該当しているか。

1. 以下のような事例が確認された場合において、タイムライン評価基準を達成できていなかった。

- ・ 立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の扉に鍵がかかっておらず、人が自由に出入りできる状態になっていた。
- ・ 事業者が故意に核物質防護システムを停止又は使用不能な状態としていた。
- ・ 核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態によって、無許可・未検知での立ち入りができる状態になっていた場合において、事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態（適切に設計、設置されておらず、期待される機能を果たすことができるよう維持されていない状態）であることを特定できていなかった、又は事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態を事前に特定できていたにもかかわらず、是正処置を適切・迅速に実施していなかった。

2. 妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品の持込み点検が適切に実施されず、大規模な妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品を防護区域内に持ち込まれた。

3. 立入り許可を受けていない不審な車両が周辺防護区域内又は防護区域内で発見された。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書3**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、以下に進むこと。

D. 管理されていない開口部

検査指摘事項は、管理されていない開口部に関するものか。

- 「はい」の場合は以下に進むのを止め、**附属書4**に進むこと。
- 「いいえ」の場合は、**附属書5**に進むこと。

添付 2：重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の実施要領

1. 重要度評価・規制対応措置会合の開催

「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性がある（核燃料施設等においては、「追加対応あり又は追加対応ありの可能性のある」と読み替える。以下同じ。）と判断される検査指摘事項の重要度について評価等を行うため別紙のとおり重要度評価・規制対応措置会合（以下、「SERP」という。）を開催する。SERPは、重要度を暫定的に評価する予備会合と、事業者からの意見を踏まえ重要度を最終的に評価する本会合を行う。

2. SERPによる重要度評価の検討手順

2.1 予備会合の実施

- (1) 予備会合は、検査指摘事項について「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超える可能性があると判断した場合に開催され、重要度を評価するとともに、法令や規制要件等の違反の有無、深刻度及び規制対応措置についても検討を行う。
- (2) 予備会合の結果、検査指摘事項の重要度を「緑」（核燃料施設等においては追加対応なし）かつ深刻度Ⅳで規制対応措置不要と判断した場合には、この評価が最終の結果となる。
- (3) 初期評価の結果、「緑」を超えると考えられる検査指摘事項については、本ガイドに沿って重要度評価を行う。評価結果に関しては、重要度評価等に係る事務手順ガイドの様式に沿って重要度評価書を取りまとめる。
- (4) 合理的な判断を行うための十分な情報がなく、かつその情報が重要度結果に著しい影響を及ぼす場合には、重要度を「緑」を超えるものとすることができる。

2.2 予備会合における評価結果の通知

- (1) 予備会合における重要度評価の結果、「白」、「黄」、「赤」又は「緑」を超えると判断した場合には、暫定的な重要度評価結果を原子力規制委員会に報告し、了承を得た上で事業者に対し書面で通知するとともに、必要に応じて最終的に重要度を評価するための追加情報を要求する。
- (2) その際、以下についても併せて事業者に対し通知する。
 - ✓ 当該重要度評価結果に対して意見聴取会又は書面にて意見を述べるができること
 - ✓ 通知日から7日以内に事業者から意見陳述の要望がなかった場合には、通知の日付をもって当該重要度評価結果が最終的な重要度評価結果となること

2.3 重要度評価に対する事業者からの意見聴取

事業者から意見陳述の要望があった場合には、意見聴取等を行う。事業者から直接意見を述べることを要望された場合には、意見聴取会を開催する。

2.4 本会合の実施

意見聴取会又は事業者からの意見を踏まえ、重要度評価、深刻度又は重要度評価書を変更する必要があるかどうか及び規制対応措置を検討するため本会合を開催する。

2.5 本会合における評価結果の通知

- (1) 最終的な重要度の評価結果等については、改めて原子力規制委員会に報告し、その了承を得た上で、事業者に対して書面により通知する。
- (2) なお、通知の日から7日以内に申立てがない場合には評価が確定することについても併せて通知する。

3. 規制対応措置の検討について

検査指摘事項の評価結果等に基づき、法令に基づく措置命令（許可取消し又は運転の停止命令、是正措置等命令、核物質防護規定の変更命令、報告徴収命令等）等を含む規制対応措置を行う場合には、原子力規制検査における規制対応措置ガイドに沿って SERP において案を取りまとめ、その内容について原子力規制委員会で審議し決定する。

4. SERP における検討期間について

本実施要領における検討期間については、検査官が「緑」を超える可能性があると判断し検査報告書が取りまとめられた段階から概ね 90 日程度を目途に最終的な重要度の評価結果の通知を行うべく、検討の計画を行う。

重要度評価・規制対応措置会合（SERP）の開催について

1. 趣旨

令和2年4月から施行される改正法では、新たな原子力規制検査が導入され、原子力規制委員会は、施設安全性に係る検査指摘事項の重要度に応じて、原子力事業者に対する追加検査の要否等を判断することとなる。

このため、「緑」を超える可能性がある検査指摘事項の重要度及び深刻度を評価するとともに、規制対応措置に関する検討を行うため、核物質防護に係る重要度評価に関するガイドに基づき重要度評価・規制対応措置会合（SERP）を開催する。

2. 検討事項

核物質防護に係る重要度評価に関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 「緑」を超える又は追加対応のある検査指摘事項の重要度評価及び深刻度
- (2) 重要度評価結果に基づく規制対応措置の案
- (3) 対応区分の変更（判断が困難な事例に限る。）
- (4) その他

3. 構成員

以下のとおりとする。なお、SERPの主査は、必要に応じて構成員を追加することができる。

- 安全規制管理官（核セキュリティ担当）
- 検査監督総括課長
- 検査評価室長

添付 3：重要度評価の申立て制度

1. 目的

本文書は、「白」、「黄」又は「赤」とされた検査指摘事項（核燃料施設等においては、「追加対応あり」と読み替える。以下同じ。）の重要度評価結果に対する事業者からの申立て制度について定めるものである。なお、本申立て制度は、法に基づく原子力規制検査における重要度評価に関するものであり、行政不服審査法に基づく異議申立てとは異なるものである。

2. 申立ての前提

原子力規制庁は、検査指摘事項の最終的な重要度評価の結果に関して、以下の項目を完了しているものとする。なお、原子力規制庁が事業者に対し検査指摘事項の暫定的な重要度評価を通知した後、事業者が意見聴取会の開催等、意見を述べることを求めなかった場合には、申立てを行うことができない。

- (1) 検査官は、検査気付き事項について、その時点で利用できる限りの情報を用いて事業者のパフォーマンス劣化を明確にし、検査指摘事項が「緑」を超える可能性があるかと判断。
- (2) 検査官及び評価担当者は、重要度評価ガイドの附属書を用いて検査指摘事項に対する暫定的な重要度（「白」、「黄」、「赤」又は「緑を超える」）を評価。
- (3) 暫定的に評価された検査指摘事項について、重要度評価・規制対応措置会合（SERP）において評価が行われている。その後、原子力規制庁は、事業者に暫定的な結果を通知し、意見陳述の機会があることを提示。
- (4) 事業者が、意見陳述を要望した場合は、原子力規制庁は意見を聴取し、追加的な情報を踏まえ評価を変更する必要があるか否かを検討し、最終的な評価結果を通知。

3. 申立ての要件

2の前提を満足しており、かつ申立てが以下の項目のいずれかに当てはまる場合には申立てを受理するものとする。

- (1) 原子力規制庁による重要度評価のプロセスが、重要度評価プロセスに関するガイドと一致しない、又はプロセスの正当性に欠けている場合。
- (2) 施設の設備・機器の構成や事業者の作業手順等に関する原子力規制庁の認識に対し、事業者から意見陳述が行われたが、最終的な重要度評価結果の決定の際に考慮されていなかった場合。
- (3) 事業者が意見陳述の時点で整理が間に合わなかった新しい情報がある場合。ただし、新しい情報については、以下のいずれにも該当する場合に考慮される。
 - a. 意見陳述の際に事業者から追加的な新たな情報を整理していることが表明されている
 - b. 新しい情報が重要度評価結果に重大な影響を及ぼすことが明らかである

- c. 整理が間に合わなかった理由について合理性がある

なお、整理に認められる期間については、最終的な重要度評価結果を通知するまでの検討期間の目安である 90 日程度を超えないことを原則とする。

4. 申立てに対する判定会合

事業者からの申立てが 3. の要件に合致するか判定するとともに、申立て内容の妥当性について検討を行うため別紙のとおり「申立てに対する判定会合」を開催する。判定会合においては、以下のいずれかの判断を行い、申立てに対する決定書について検討を行う。

- (1) 事業者の申立てが要件を満たさないために棄却することが適当
- (2) 重要度評価結果の記載に不十分な点があるため、当該重要度評価結果についてより詳細な説明が必要
- (3) 重要度評価の過程に問題があり、当該重要度評価のやり直しが必要

5. 申立て手順

5.1 申立てプロセス

- (1) 事業者から申立てがあった場合には、判定会合の構成員は事業者から異議の内容を聴取し、これを踏まえて判定会合で申立て内容の妥当性等について検討を行い、決定書案について検討を行う。
- (2) 申立てに対する判定会合の結果、4. (2) と判断された場合には、重要度評価結果の記載の修正について検討を行う。
- (3) 申立てに対する判定会合の結果、4. (3) と判断された場合には、SERP 会合を開催して、重要度評価をやり直す。その結果の妥当性等については、改めて判定会合を開催し検討を行う。

5.2 原子力規制委員会での審議及び事業者への通知

申立てに対する決定書案及び重要度評価結果(変更がある場合に限る。)については、原子力規制委員会での審議及び決定を得た上で、事業者に対し通知する。

申立てに対する判定会合の開催について

1. 設置の趣旨

原子力規制庁が最終評価した検査指摘事項の重要度について、事業者は原子力規制委員会に対し申立てを行うことができる。

重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容に関する妥当性等について検討を行うため、重要度評価のプロセスに関するガイドに基づき申立てに対する判定会合を開催する。

2. 検討事項

核物質防護に係る重要度評価に関するガイドに基づき、以下の事項について検討を行う。

- (1) 重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容が要件に合致するか
- (2) 重要度評価結果に対する事業者等からの申立て内容の妥当性等
- (3) その他

3. 会合の構成員

以下のとおりとする。なお、判定会合の主査は、申立ての内容等に応じて構成員を追加することができる。

○構成員

- ・ 主管部等の長（主査）
- ・ 検査監督総括課長
- ・ 安全規制管理官（核セキュリティ担当）
- ・ 検査評価室長

附属書：

附属書 1：特定核燃料物質の管理に関する重要度評価ガイド

附属書 2：核物質防護情報の管理に関する重要度評価ガイド

附属書 3：物理的防護に関する重要度スクリーニングガイド

附属書 4：管理されていない開口部に関する重要度評価ガイド

附属書 5：防護措置に関する重要度評価ガイド

附属書 1

特定核燃料物質の管理に関する重要度評価ガイド

○特定核燃料物質の管理に関する重要度決定プロセス

1. 検査指摘事項には所在不明の特定核燃料物質が関係しているか。

特定核燃料物質の常時監視に関する検査指摘事項など、所在不明の特定核燃料物質が関係していない場合、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。所在不明の特定核燃料物質が関係している場合は、次のステップに進む。

2. 所在不明の特定核燃料物質は、7日以内に防護区域内で発見されたか。

特定核燃料物質の所在不明が判明してから7日以内に、当該特定核燃料物質を防護区域内で発見した場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。7日以内に防護区域内で発見できなかった場合は、次のステップに進む。

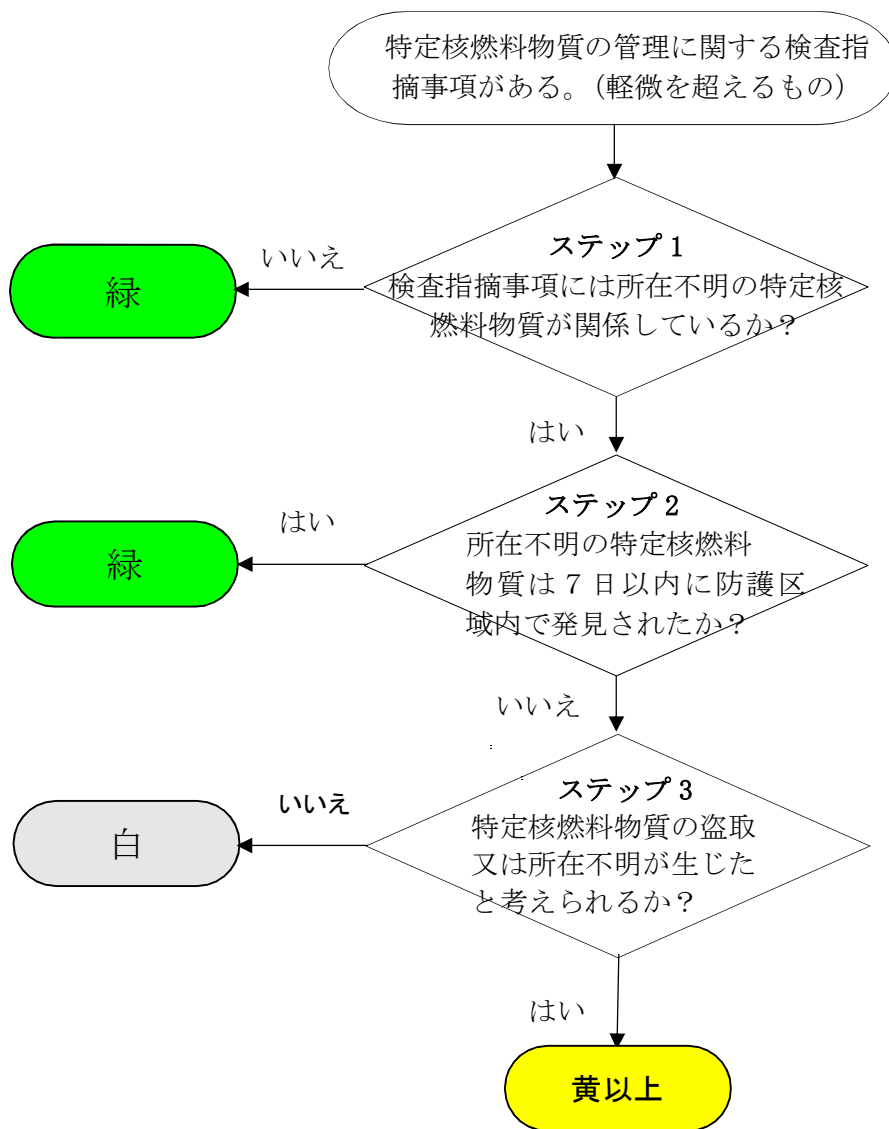
3. 特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたと考えられるか。

検査官は事業者の搜索活動と回収計画を評価し、更なる搜索によって特定核燃料物質を回収できると合理的に考えられるか否かを判断する。特定核燃料物質を7日以内に回収できないと検査官が判断した場合は、検査官は検査指摘事項の重要度を評価する際に特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたものとみなす。

特定核燃料物質を防護区域以外で回収した場合、あるいは所在不明が判明してから7日を超えて回収された場合は、この検査指摘事項の重要度は「白」と評価する。

7日を超えても特定核燃料物質を発見できず、これ以上の搜索活動を続けても特定核燃料物質を回収することが合理的に考えられないと検査官が判断した場合、特定核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたものとみなし、この検査指摘事項の重要度は「黄以上」と評価する。

別添一特定核燃料物質の管理に関する重要度評価フロー図



附属書 2

核物質防護情報の管理に関する重要度評価ガイド

○核物質防護情報の管理に関する重要度決定プロセス

1. 検査指摘事項には放置された核物質防護秘密（核物質防護秘密の所在不明を含む。）が関係しているか。

検査指摘事項に放置された核物質防護秘密が関係していない場合、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。放置された核物質防護秘密が関係している場合は、次のステップに進む。

2. 検査指摘事項は核物質防護秘密の電子的管理不備（ネットワーク共有ドライブに不適切に保管されたファイル、暗号化されていないEメール送信等）又は核物質防護秘密の物理的管理不備（書面、USBフラッシュドライブ又は、CD等の電子記録媒体等）のどちらに関連するものか。

- 検査指摘事項が事業者の核物質防護秘密の電子的管理不備に関係している場合は、以下（1）に進む。
- 検査指摘事項が事業者の核物質防護秘密の物理的管理不備に関係している場合は、以下（2）以降に進む。

- (1) 核物質防護秘密の電子的管理不備を特定し、適切な時間枠で是正処置を開始したか。

- 影響を受ける電子システム（Eメールの受信トレイと送信トレイ、ネットワーク共有、ネットワークアクセス可能ドライブ、ネットワークバックアップなど）において核物質防護秘密を保管又は処理してから7日以内であり、事業者が核物質防護秘密データの管理不備を特定してから24時間以内にこれらのシステムから全ての復旧可能な核物質防護秘密を特定・記録・削除するプロセスを実施した場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

- 影響を受けるシステムにおいて核物質防護秘密を保管又は処理してから7日以上経過していた場合又は事業者が核物質防護秘密データの管理不備を特定してから24時間以内に復旧可能な核物質防護秘密を特定・記録・削除するプロセスを開始していなかった場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

- (2) 物理的管理不備の核物質防護秘密は暗号化されていたか。

- 核物質防護秘密が暗号化されていた場合（電子政府推奨暗号リストに記載された暗号技術を使用したものであって、かつ検査官が暗号化されていると判断した場合に限る。）は、核物質防護秘密が認知される可能性が低下するこ

とから、暗号化されていない場合よりも重要度は低いと考えられる。

したがって、暗号化されていた場合は、放置されていた場所及び放置されていた期間によって次のとおり重要度を評価する。

- ① 防護区域内において放置されていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 放置されていた期間が30日以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ③ 放置されていた期間が30日を超えていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

核物質防護秘密が暗号化されていなかった場合は、3. のステップに進む。

3. 暗号化されていない核物質防護秘密は、立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域のどの区域内に放置されていたか。

このステップでは、核物質防護秘密が放置されていた環境により評価する。

核物質防護秘密が最も厳重な出入管理がなされている防護区域内で放置されていた場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

核物質防護秘密が立入制限区域内又は周辺防護区域内で放置されていた場合は、4. のステップに進む。

核物質防護秘密が立入制限区域の外に放置されていた場合は、5. のステップに進む。

4. 放置されていた場所は、立入りが制限されている区域内か

当該区域の管理状況により評価する。以下の条件の全てを満たす場合は、当該場所は立ち入りが制限されている区域内とする。

- 当該区域は施錠又は出入管理が実施されていた。
- 当該区域に立ち入っていた個人は身元の判明している者であった。
- IDカード、入退域管理簿等によって、当該区域への人員の立ち入り状況を記録していた。

放置されていた場所への立ち入りが制限されていた場合は、以下(1)に進む。

放置されていた場所への立ち入りが制限されていなかった場合は、以下

(2) 以降に進む。

(1) 核物質防護秘密が放置されていた期間により評価する。

- ① 見つけられる可能性が高く、放置されていた期間が14日以内である場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 見つけられる可能性が高く、放置されていた期間が14日を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。
- ③ 見つけられる可能性が低く、放置されていた期間が30日以内である場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ④ 見つけられる可能性が低く、放置されていた期間が30日を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

(2) 核物質防護秘密が放置されていた際に、当該核物質防護秘密が発見されやすい状況であったか否かにより評価する。

発見されやすい状態で長期間にわたって放置されることが、核物質防護秘密情報の亡失の可能性増加につながることから、放置されていた状態（発見されやすい状態であったか否か）及び放置されていた期間により評価する。

発見されやすい状態は、以下のようなものが該当する。

- 机の上に放置されている。
- コピー機に放置されている。
- 通路や休憩室など共用の場所に放置されている。

発見されにくい状態は、机の引き出しの中やロッカーの中に放置されていた場合が該当する。

(3) 次に、核物質防護秘密が放置されていた時間を算出する。

- ① 発見されやすい状態で放置時間が1時間以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ② 発見されやすい状態で放置時間が1時間を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。
- ③ 発見されにくい状態で放置時間が96時間以内の場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。
- ④ 発見されにくい状態で放置時間が96時間を超過する場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

5. 核物質防護秘密の移送中に放置されたのか。

核物質防護秘密の移送中であつた場合はその状況により評価する。

核物質防護秘密の移送中ではなかつた場合は、6. のステップに進む。

移送中に放置された核物質防護秘密が、鍵をかけたケースに入れられ、そのケースが追跡可能であり、相当程度保護されていたと考えられる場合は、この検査指摘事項の重要度は「緑」と評価する。

放置された核物質防護秘密が相当程度保護されていたと考えられない場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

6. 立入制限区域の外に核物質防護秘密が放置されていた際、その場所は立ち入りが制限されている区域内か。

核物質防護秘密が誰でも立ち入ることのできる立入制限区域外に放置されていた場合は、立ち入りが制限されていないと判断する。

以下の条件の全てを満たす場合は、当該場所は立ち入りが制限されている区域内とする。

○当該区域を施錠していた。又は出入管理が実施されていた。

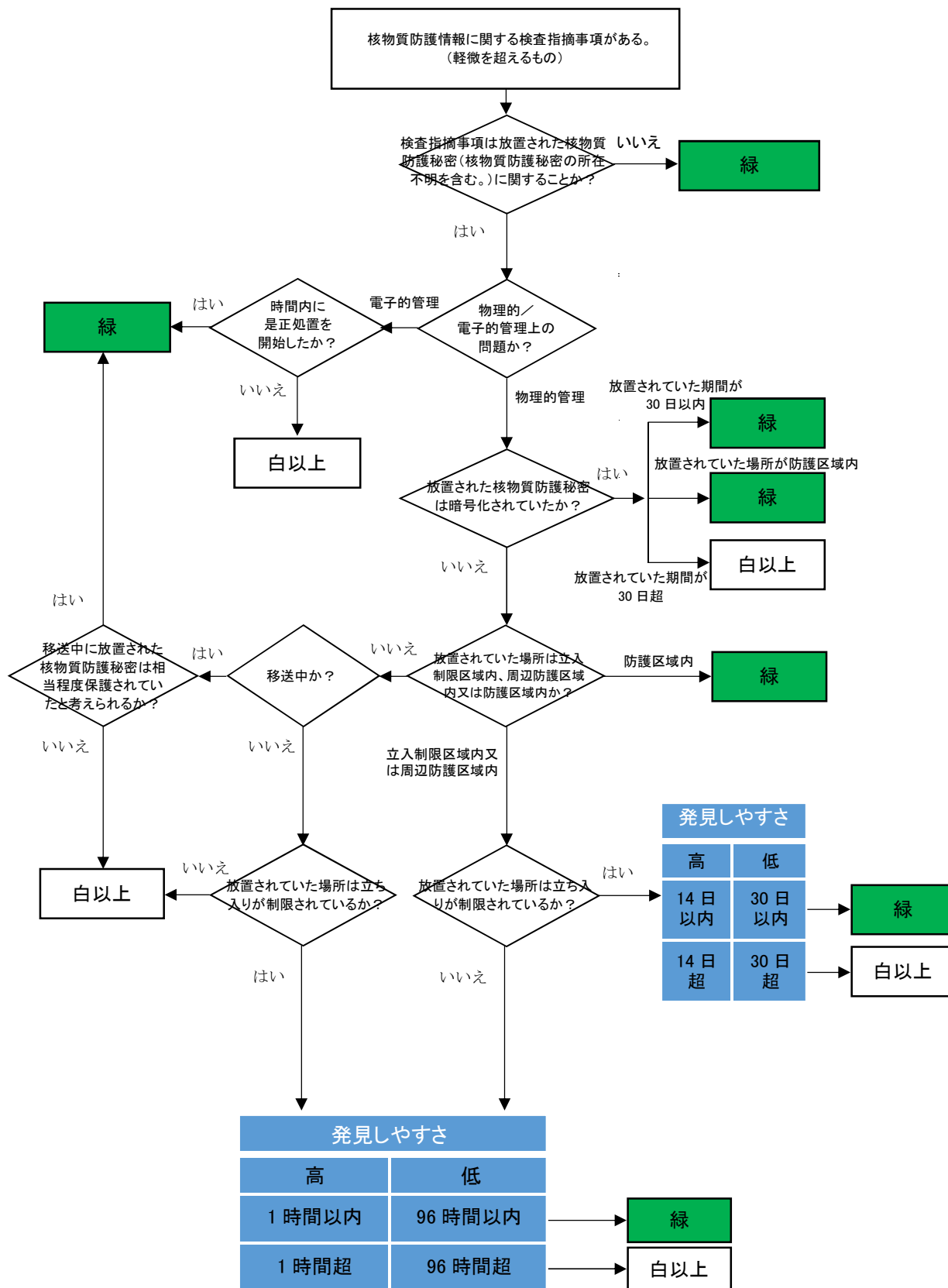
○当該区域に立ち入っていた個人は身元の判明している人員であつた。

○IDカード、会議議事録等によつて、当該区域への人員の立ち入りを記録していた。

立ち入りが制限されていた場合は、4 (3) に進む。

立ち入りが制限されていなかった場合は、この検査指摘事項の重要度は「白以上」と評価する。

別添一核物質防護情報の管理に関する重要度評価のフロー図



附属書 3

物理的防護に関する重要度スクリーニングガイド

○物理的防護に関する重要度スクリーニング

物理的防護に関連する検査指摘事項については、表 2－重要度評価の附属書の選定ルート「C. 物理的防護に関する重要度スクリーニング」に示す重要度スクリーニング開始基準のいずれかに該当するか判断する。

重要度スクリーニング開始基準の 1 つに該当した場合は、以下の手順に従って、検査指摘事項の重要度を評価する。

1. 検査指摘事項の状態が継続された期間の特定

検査指摘事項の状態が事業者により確認された時点から 1 年間遡り、本検査指摘事項の状態（※）継続された期間を評価する。

※重要度スクリーニング開始基準（参考）

1. 以下のような事例が確認された場合において、タイムライン評価基準を達成できていなかった。
 - ・立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の扉に鍵がかかっておらず、人が自由に出入りできる状態になっていた。
 - ・事業者が故意に核物質防護システムを停止又は使用不能な状態としていた。
 - ・核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態によって、無許可・未検知での立ち入りができる状態になっていた場合において、事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態（適切に設計、設置されておらず、期待される機能を果たすことができるよう維持されていない状態）であることを特定できていなかった又は事業者が核物質防護システムの劣化状態や作動不能状態を事前に特定することができていたにもかかわらず、是正処置を適切・迅速に実施していなかった。
2. 妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品の持ち込み点検が適切に実施されず、大規模な妨害破壊行為に利用されるおそれのある物品が防護区域内に持ち込まれた。
3. 立入り許可を受けていない不審な車両が周辺防護区域内又は防護区域内で発見された。

（留意事項）

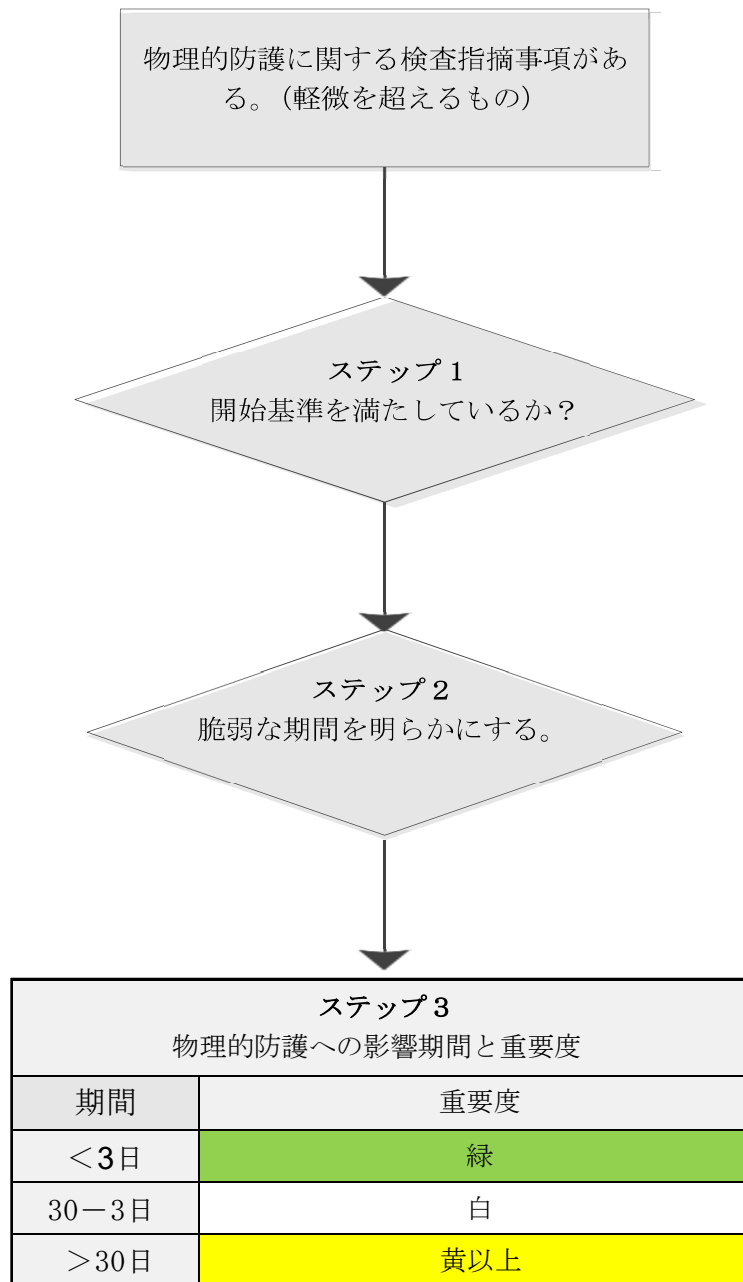
これは、事業者が検査指摘事項に関連する脆弱性が確認されてからの期間を算出するものであるため、実際に不適合が存在した期間よりも短い場合がある。例えば、事業者が立入許可を受けていない車両の侵入を発見できていなかった場合、立入許可を受けていない車両が侵入して発見されるまでの間が、不適合が存在した期間であり、その間も脆弱な状態が継続していることとなる。

そのため、パフォーマンスの劣化に対する活動が事業者の手順書やプロセスに組み込まれており、事業者のCAP等のサーベイランス活動を通じて不適合が存在していた期間を予測可能かつ特定可能である場合は、当該期間も考慮すべきである。

2. 物理的防護プログラムへの影響と検査指摘事項の状態が存在した期間による評価

上記 1. により検査指摘事項の状態が存在した期間を確認した上で、図 3 のステップ 3 「物理的防護プログラムへの影響と期間」により、検査指摘事項の重要度を評価する。

別添－物理的防護に関する重要度スクリーニング



附属書 4

管理されていない開口部に関する重要度評価ガイド

○管理されていない開口部に関する重要度評価プロセス

1. 影響が及ぶ区域の特定

検査官は、立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域の各区域の境界において、人が侵入可能な排水溝、配管ピット、ケーブルピット、地下通路などの区域境界を貫通する無人の開口部（以下「無人開口部」という。）の有無を確認し、無人開口部に対する事業者の防護措置が、人の侵入を阻止及び人の侵入を検知する上で十分でないと判断した場合、当該無人開口部により未検知での立入りが可能となる区域（立入制限区域、周辺防護区域、防護区域）を特定する。

2. 物理的障壁と侵入検知システムの特定

上記1.により影響が及ぶ区域を特定した後、検査官は侵入者が当該無人開口部を侵入地点として目標物（防護区域外防護対象枢要設備及び防護区域内防護対象枢要設備のうち検査官が目標物になると判断したものをいう。）に到達する前に突破しなければならない物理的障壁や人の侵入を確認できる設備又は装置の数を特定する。（例えば、事業者の手順書上、定期的にチェックされることとなっている立入制限区域境界にある溶接マンホールを侵入地点（起点）とする場合、このマンホールは最初の障壁となる。）

注：配置されている物理障壁や侵入検知システムは1つのシステムとみなす。配置されているシステムの例として、侵入検知警報付き鋼製扉、障壁・検知器付き侵入監視システム、動作検出カメラ付き鋼製格子があるが、これらに限定するものではない。

3. 無人開口部に関連する検査指摘事項の重要度評価

（影響が及ぶ区域が立入制限区域又は周辺防護区域である場合）

- 無人開口部から立入制限区域又は周辺防護区域へと未検知での立入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が計画外点検、計画外機器変更といった1日（24時間）以内の緊急作業のために設けられたものである場合は「緑」と評価する。

無人開口部から立入制限区域又は周辺防護区域へと未検知での立入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が1日（24時間）以内の緊急作業によって設けられたものではないときは、検査官は侵入者が目標物へと到達する前に突破しなければならない物理的障壁や侵入監視システムの数を特定した上で、以下に従い評価する。

- 目標物に到達するまでに2つ以上の物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「緑」と評価する。
- 目標物に到達するまでに1つの物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「白」と評価する。
- 目標物に到達するまでに物理的障壁又は侵入監視システムが存在しない無人開口部については、検査指摘事項は「黄以上」と評価する。

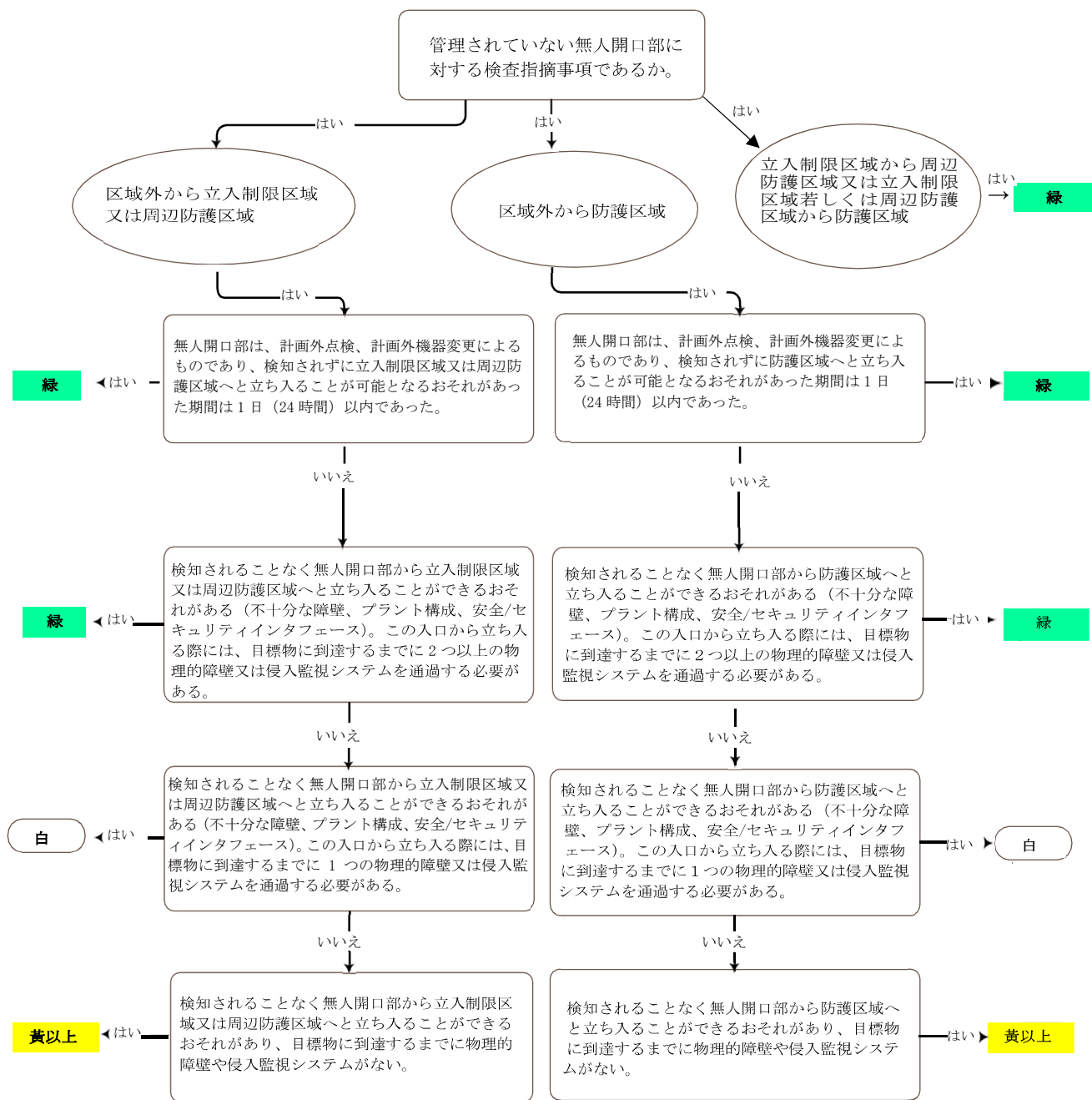
(影響が及ぶ区域が防護区域である場合)

- 無人開口部から防護区域へと未検知での立ち入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が計画外点検、計画外機器変更といった1日（24時間）以内の緊急作業のために設けられたものである場合は「緑」と評価する。

無人開口部から防護区域への未検知での立ち入りが可能となる場合であって、当該無人開口部が1日（24時間）以内の緊急作業によって設けられたものではないときは、検査官は侵入者が目標物へと到達する前に突破しなければならない物理的障壁や侵入監視システムの数を特定した上で、以下に従い評価する。

- 目標物に到達するまでに2つ以上の物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「緑」と評価する。
- 目標物に到達するまでに1つの物理的障壁又は侵入監視システムを通過する必要がある無人開口部については、検査指摘事項は「白」と評価する。
- 目標物に到達するまでに物理的障壁又は侵入監視システムが存在しない無人開口部については、検査指摘事項は「黄以上」と評価する。
- 検知されることなく立入制限区域から周辺防護区域又は立入制限区域若しくは周辺防護区域から防護区域に立ち入り可能な無人開口部の場合については、検査指摘事項は「緑」と評価する。

添付－管理されていない開口部に関する重要度評価のフロー図



附属書 5

防護措置に関する重要度評価ガイド

○防護措置に関する重要度評価プロセス

1. 表1の内容を踏まえて、図1から図5のいずれのフロー図によって重要度を評価するか決定する。
2. 決定したフロー図を基に、検査指摘事項が立入制限区域、周辺防護区域又は防護区域いずれの区域に影響を及ぼすものであるかを判断する。なお、複数の区域に影響を及ぼす場合は、最も影響が大きい区域を選定する。
3. 決定したフロー図を基に、検査指摘事項の内容が悪影響を及ぼしている防護措置の要件を特定する。
4. 検査指摘事項が悪影響を及ぼしている防護措置の要件をTier I、Tier II、Tier IIIごとに集計し、集計した数をTier I、Tier II、Tier IIIの影響を受けるプログラム要素の合計数とする。
5. 影響を受ける区域と影響を受けるプログラム要素の合計数が決定したら、採点表を用いて採点する。
6. 採点結果の数値から評価表を用いて検査指摘事項の重大性（緑、白、黄、赤）を特定する。

図 1 - 立入承認

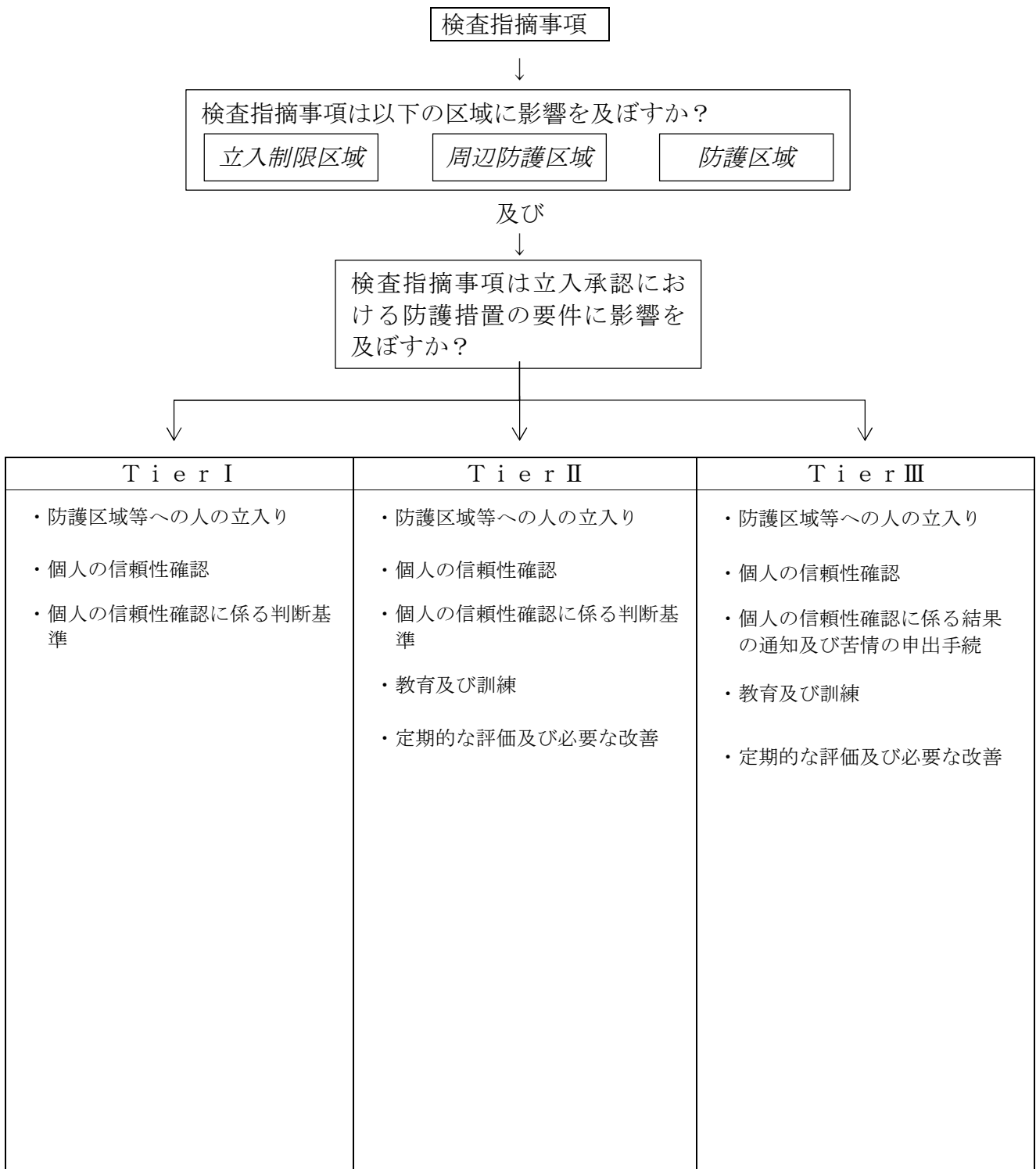


図 2 - 出入管理

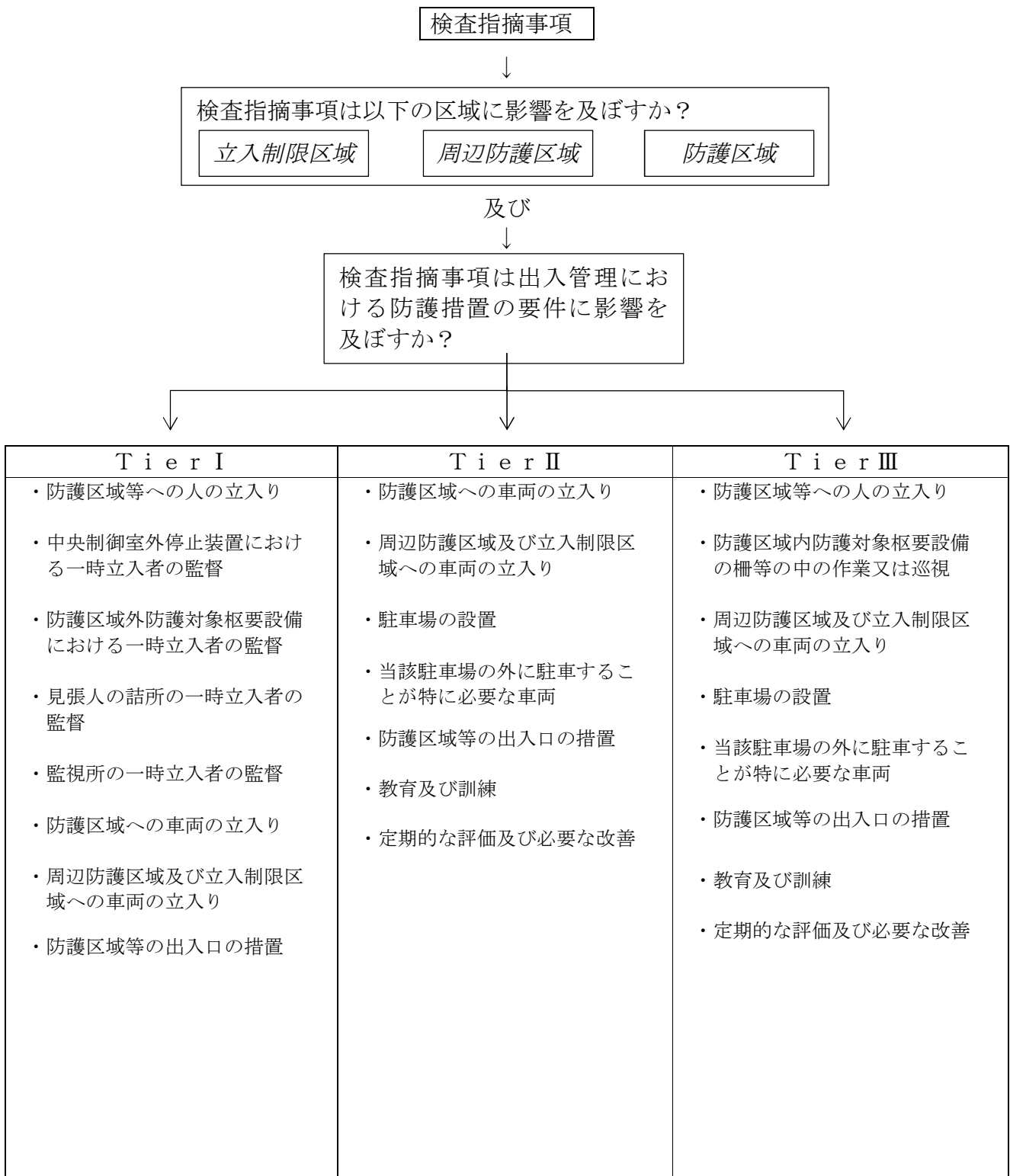
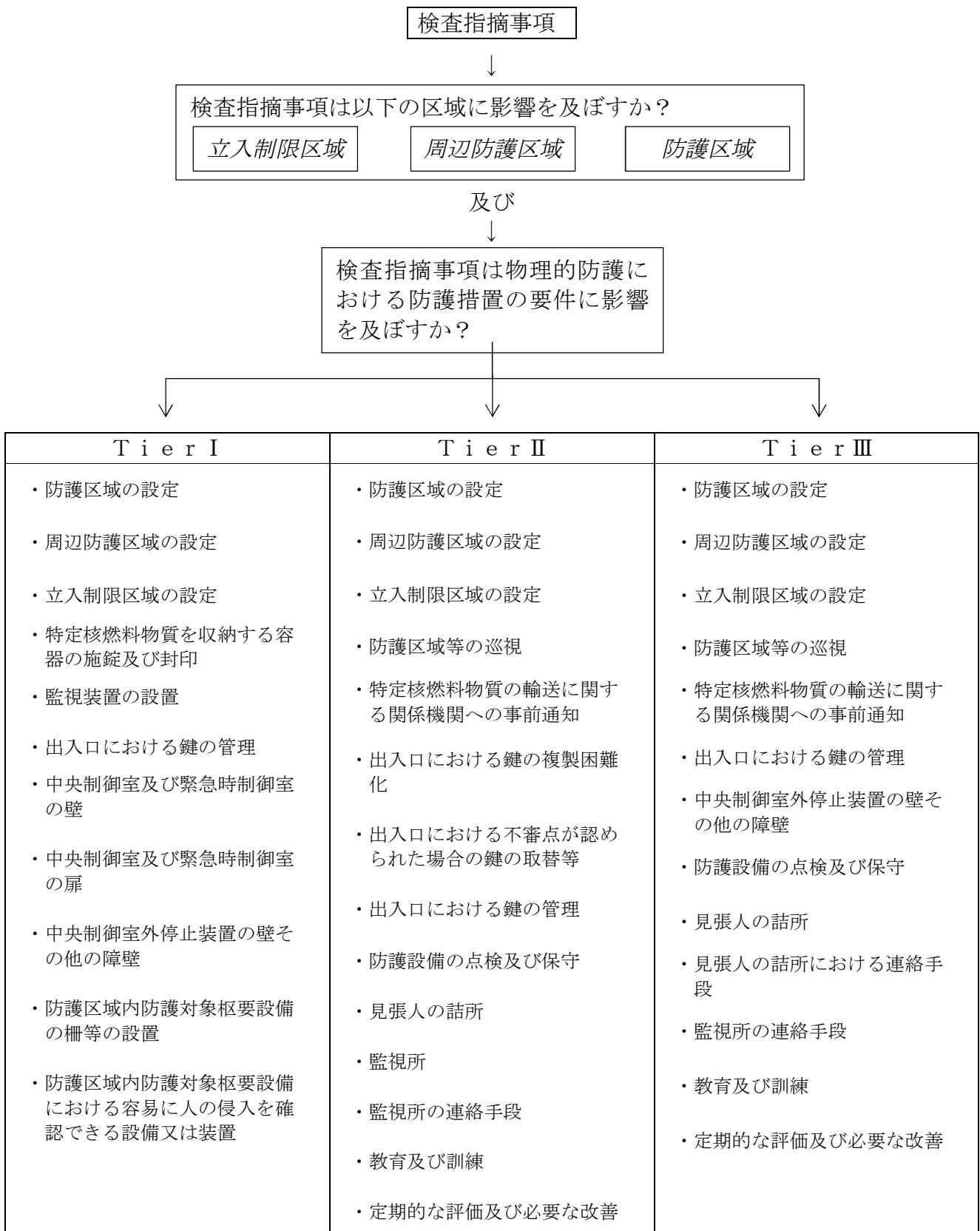


図 3 - 物理的防護



<ul style="list-style-type: none"> ・ 防護区域等の巡視 ・ 防護区域内防護対象枢要設備の柵等の中の作業又は巡視 ・ 防護区域外防護対象枢要設備の障壁の中の作業又は巡視 ・ 特定重大事故等対処施設内の作業又は巡視 ・ 防護区域外防護対象枢要設備の壁その他の障壁 ・ 特定重大事故等対処施設の防護区域内への設置 ・ 非常用電源設備及び無停電電源装置の設置 ・ 見張人の詰所 ・ 見張人の詰所における連絡手段 ・ 特定核燃料物質を収納する容器に係る措置 (外運搬規則*第 15 条) ・ 妨害破壊行為等の脅威への対応 ・ 性能試験の実施及び核物質防護システム全体の有効性評価 		
--	--	--

※ 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則

図4－情報システム防護

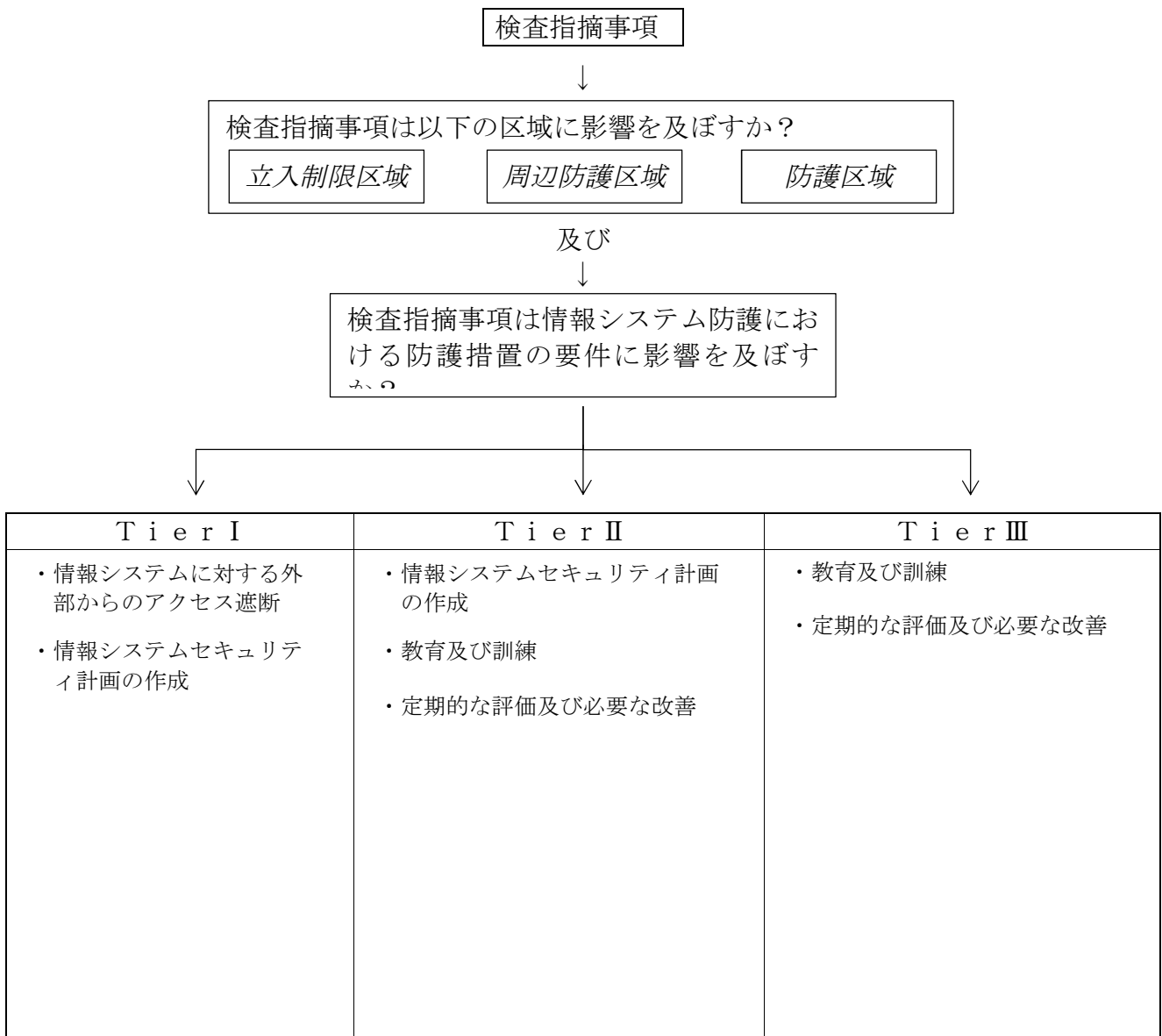
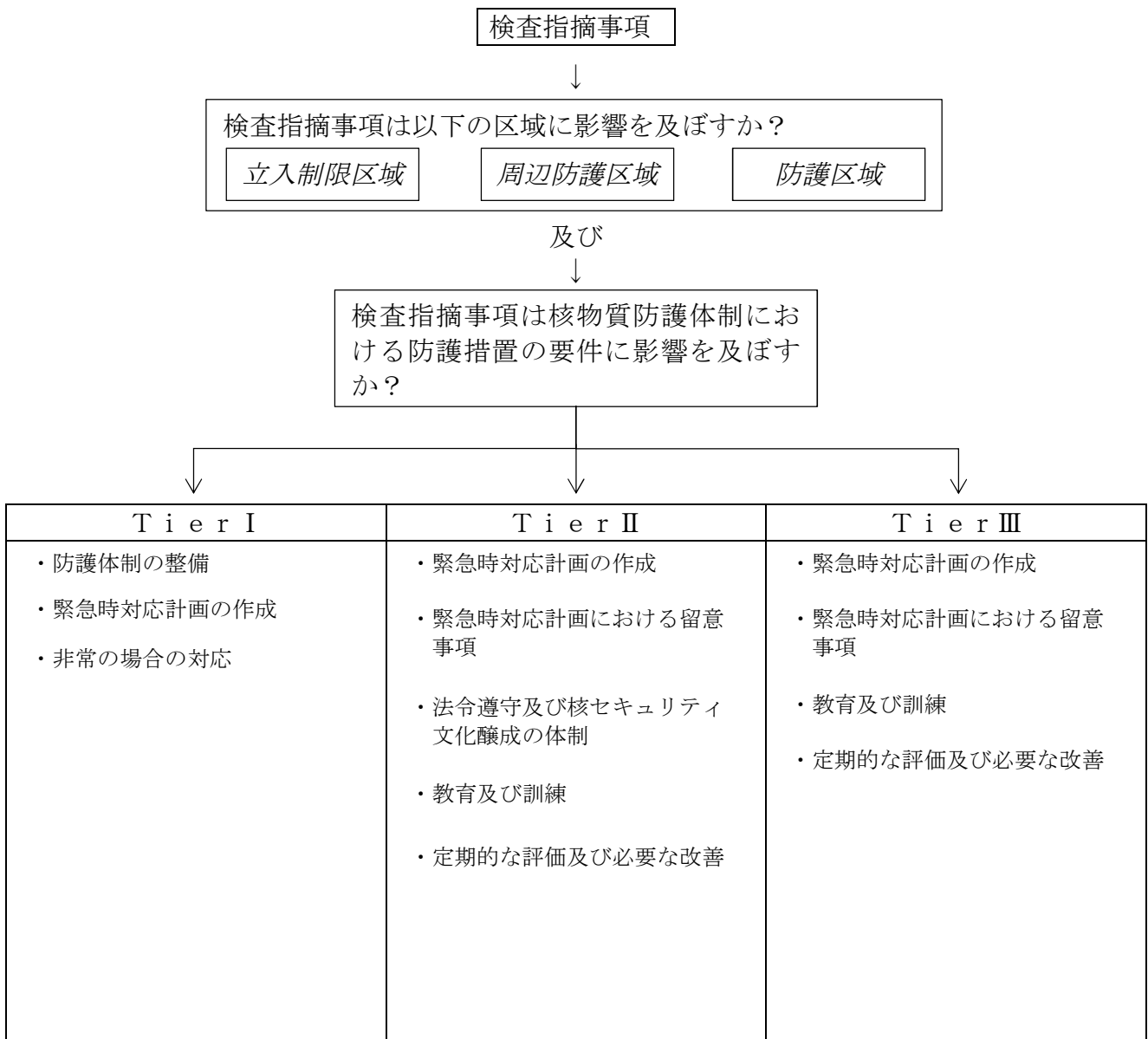


図5－核物質防護体制



採 点 表

立入承認	影響を受けるプログラム要素の合計							
	Tier I							
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8
立入制限区域	0	1	2	3	4	5	6	7
周辺防護区域	1	2	3	4	5	6	7	8
防護区域	2	3	4	5	6	7	8	8

立入承認	影響を受けるプログラム要素の合計										
	Tier II										
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
立入制限区域	0	0	1	2	3	4	4	5	6	6	7
周辺防護区域	0	1	2	3	4	4	5	6	6	7	7
防護区域	1	2	3	4	5	6	6	7	7	8	8

立入承認	影響を受けるプログラム要素の合計										
	Tier III										
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
立入制限区域	0	0	0	1	2	3	4	5	5	5	6
周辺防護区域	0	0	1	2	3	4	5	5	5	6	7
防護区域	0	1	2	3	4	5	6	6	7	7	8

出入管理	影響を受けるプログラム要素の合計							
	Tier I							
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8
立入制限区域	0	1	2	3	4	5	6	7
周辺防護区域	1	2	3	4	5	6	7	8
防護区域	2	3	4	5	6	7	8	8

出入管理	影響を受けるプログラム要素の合計										
	Tier II										
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
立入制限区域	0	0	1	2	3	4	4	5	6	6	7
周辺防護区域	0	1	2	3	4	4	5	6	6	7	7
防護区域	1	2	3	4	5	6	6	7	7	8	8

出入管理	影響を受けるプログラム要素の合計										
	Tier III										
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
立入制限区域	0	0	0	1	2	3	4	5	5	5	6
周辺防護区域	0	0	1	2	3	4	5	5	5	6	7
防護区域	0	1	2	3	4	5	6	6	7	7	8

物理的防護	影響を受けるプログラム要素の合計																					
	Tier I																					
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
立入制限区域	0	1	2	3	4	5	6	7	8	8	9	9	9	10	10	10	11	11	11	12	12	12
周辺防護区域	1	2	3	4	5	6	7	8	8	9	9	9	10	10	10	11	11	11	12	12	12	13
防護区域	2	3	4	5	6	7	8	8	9	9	9	10	10	10	11	11	11	12	12	13	13	13

物理的防護	影響を受けるプログラム要素の合計																	
	Tier II																	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
立入制限区域	0	0	1	2	3	4	4	4	5	5	5	6	6	6	7	7	7	8
周辺防護区域	0	1	2	3	4	4	5	5	5	5	6	6	7	7	7	8	8	8
防護区域	1	2	3	4	5	5	6	6	7	7	8	8	9	9	9	10	10	10

物理的防護	影響を受けるプログラム要素の合計																	
	Tier III																	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
立入制限区域	0	0	0	1	2	2	2	2										
周辺防護区域	0	0	1	2	3	3	3	3										
防護区域	0	1	2	3	3	3	4	4										

情報システム防護	影響を受けるプログラム要素の合計							
	Tier I							
	1	2	3	4	5	6	7	
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	
立入制限区域	0	1	2	3	4	5	6	
周辺防護区域	1	2	3	4	5	6	7	
防護区域	2	3	4	5	6	7	8	

情報システム防護	影響を受けるプログラム要素の合計						
	Tier II						
	1	2	3	4	5	6	7
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7
立入制限区域	0	0	1	2	3	4	4
周辺防護区域	0	1	2	3	4	4	5
防護区域	1	2	3	4	5	5	6

情報システム防護	影響を受けるプログラム要素の合計						
	Tier III						
	1	2	3	4	5	6	7
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7
立入制限区域	0	0	0	1	2	2	2
周辺防護区域	0	0	1	2	3	3	3
防護区域	0	1	2	3	3	3	4

核物質防護体制	影響を受けるプログラム要素の合計							
	Tier I							
	1	2	3	4	5	6	7	
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7	
立入制限区域	1	2	3	4	5	6	7	
周辺防護区域	2	3	4	5	6	7	8	
防護区域	3	4	5	6	7	8	9	

核物質防護体制	影響を受けるプログラム要素の合計						
	Tier II						
	1	2	3	4	5	6	7
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7
立入制限区域	0	1	2	3	4	5	6
周辺防護区域	1	2	3	4	5	6	7
防護区域	2	3	4	5	5	6	7

核物質防護体制	影響を受けるプログラム要素の合計						
	Tier III						
	1	2	3	4	5	6	7
影響を受ける区域	1	2	3	4	5	6	7
立入制限区域	0	0	1	1	2	2	3
周辺防護区域	0	1	1	2	2	3	3
防護区域	1	1	2	2	3	3	4

評価表

数 値	色
0 - 6	緑
7 - 15	白
16 - 25	黄
26+	赤