

原子炉等規制法に基づく法令報告事象への対応マニュアル

令和3年9月
検査監督総括課
緊急事案対策室

1 総論

1.1 目的

本マニュアルは、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 62 条の3の規定に基づく事故故障等の報告(以下「法令報告」という。)について、法令報告の受領後の原因と対策に係る評価の実施に関する基本的な考え方及び事務手続を明確にすることによって、円滑な行政運営及び原子力安全の確保に資することを目的とする。

1.2 適用範囲

法令報告(特定原子力施設に係るものを除く。)を受領した後の原子力規制庁における対応方針の検討、当該事象の原因と対策に係る評価の実施に至るまでのプロセスを対象とする。法令報告事象の内容から得た知見の規制への反映の検討については、本マニュアルには含めない。また、法令報告事象が原子力災害対策特措法に定める事項等に基づく防災活動の中で対応が行われる事態となった場合の対応は、本マニュアルに含めない。

1.3 基本方針

法令報告制度の趣旨・目的は、事業者等への報告義務付け及び規制機関においてその報告内容を公表することで、事業者等による原因究明、再発防止策の実施及び他事業者等での水平展開の実施を促進させることに加え、規制機関として事象分析を通じて規制への反映を検討すること等である。

法令報告事象への対応に当たっては、上記の法令報告制度の趣旨・目的を踏まえ、次に掲げる考え方により、原因と対策に係る評価を実施するものとする。

- 安全上の影響を考慮したうえで、原子力規制委員会としては、新規知見を含み規制対応が必要と考えられるものといった重要なものに注力して対応し、安全上の影響が軽微な事象については、その影響の程度に応じた対応をする。
- 被規制者との議論においては、組織理念にもあるように透明性を確保した上で実施する(「原子力規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針」参照)。

法令報告事象への対応プロセスの概要フローを図 1 に示す。

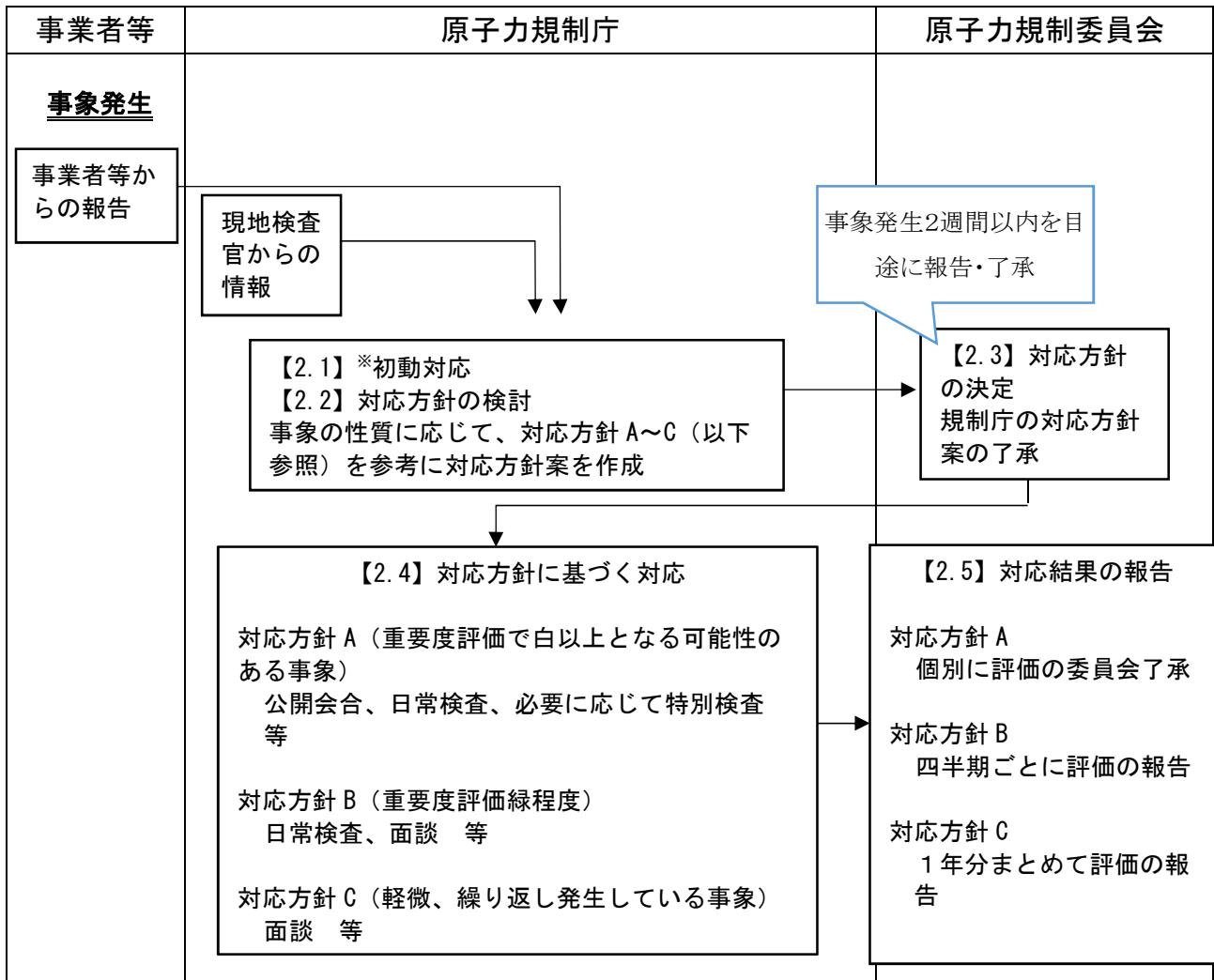


図1 法令報告の対応フロー

※【】は後述の説明内容の記載箇所を示すもの

2 対応プロセス

【2.1】 初動対応

初動対応担当部門である事故対処室は法令報告の第一報を受けた場合、その旨を速やかに担当監視部門に情報展開する。また、当該報告内容をホームページに掲載する。担当監視部門は、原子力規制検査の安全重要度評価の手法を参考とし、対応方針を検討するが、その検討に必要な情報については、以下の検査ガイドや附属書に書かれている視点に基づき、事業者等、事故対処室及び現地検査官から収集する。

- GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド
- GI0005 特別検査運用ガイド
- GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド
- BQ0050 事象発生時の初動対応

事故対処室は、法令報告事象の発生後、当該事象が安定したと判断した場合（事象発生から 10 日程度を目途）、初動対応を終了し、担当監視部門に収集した情報の共有等、引継ぎを実施する。

【2.2】 対応方針の検討

担当監視部門は法令報告について、得られた情報をもとに想定される原子力安全上の影響の程度等について検討を行い、その結果を踏まえ今後の対応方針の案を作成する。

対応方針案の作成に当たっては、以下を参考とする。

	対応方針 A	対応方針 B	対応方針 C
対象事象	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で白以上となる可能性のある法令報告事象¹ 新規性のある法令報告事象 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で緑程度と考えられる法令報告事象² 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で軽微と考えられる法令報告事象 繰り返し発生し、原子力規制委員会において既に評価済みの法令報告事象
検査での対応	<ul style="list-style-type: none"> 日常検査 必要に応じて特別検査 	<ul style="list-style-type: none"> 日常検査 	<ul style="list-style-type: none"> 必要に応じて日常検査
調査方法	<ul style="list-style-type: none"> 公開会合 面談 	<ul style="list-style-type: none"> 面談 必要に応じて公開会合 	<ul style="list-style-type: none"> 面談
委員会への報告	<ul style="list-style-type: none"> 個別に原子力規制庁の評価を報告し、原子力規制委員会の了承を得る。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期の原子力規制検査の実施状況報告時に、原子力規制庁の評価が定まった法令報告事象について、当該評価を報告する。 	<ul style="list-style-type: none"> 年度明けに、年間に発生した法令報告事象について、原子力規制庁の評価をまとめて報告する。

¹ 核燃料施設等の場合は指摘事項あり(追加対応あり)の可能性のある法令報告事象

² 核燃料施設等の場合は指摘事項あり(追加対応なし)程度の法令報告事象

(1) 対応方針の基本的な考え方

① 対応方針 A

原子力安全への影響を考慮し、事業者等の行う原因究明、再発防止対策等に関して規制機関として関与が必要とされる法令報告事象への対応方針である。例えば、原子力規制検査の重要度評価で白以上となる可能性のある事象又は新規性があると考えられる事象である。

② 対応方針 B

対応方針 A と比較し、原子力安全への影響が小さいと想定され、事業者等の改善措置活動により改善が見込まれるが、規制機関としては事業者等の行う原因究明、再発防止対策等が適切に実施されているか、監視する事が必要とされる法令報告事象への対応方針である。例えば、原子力規制検査の重要度評価で緑程度となる可能性のある事象である。

③ 対応方針 C

規制機関において、事業者等の行う原因究明、再発防止対策等に対して特段の関与が必要ないとされる法令報告事象への対応方針である。例えば、原子力規制検査の重要度評価で軽微と考えられる事象又は繰り返し過去の事例と同じ原因で発生した事象である。

(2) 対応方針に応じた基本的な対応

各対応方針の基本的な対応内容としては、以下を参考とする。

① 対応方針 A

対応方針 A に相当する場合には事象の重要性を鑑み、透明性を確保すること及び他事業者等への周知の効果も見込み、原則、公開会合による議論、面談による事実確認を行う。公開会合は基本的に、①事業者等の原因調査及び再発防止対策の検討に時間を要している場合に、途中経過を聴取する目的又は②事業者等から提出を受けた原因究明、再発防止対策等に係る報告書の内容について説明を聴取する目的で実施する。事業者等の最終的な報告書の提出に半年以上といった長期を要する場合は、定期的に公開会合や面談にて進捗状況を確認する。

② 対応方針 B

対応方針 B に相当する場合には主に面談により事業者等が行う原因究

明、再発防止対策等の監視を行う。ただし、以下に当てはまる場合は、対応方針の格上げも検討しつつ、公開会合を開催し、より透明性を確保したうえで監視を行う。

- ・不適合の再発で、対策の有効性に疑義が生じている場合
- ・何らかの不正が関係しているもしくはその恐れがある場合
- ・事故故障等に新規性が含まれることが想定されるなど、社会的関心が高い場合

③ 対応方針 C

対応方針 Cに相当する場合には、事実確認等を目的とした面談を行う。

(3) 対応方針検討に当たっての注意事項

- ① 規制機関の対応について一貫性を確保する観点から、原子力規制検査における事象の評価を考慮するとともに、繰り返し事象等の過去事例を考慮する。
- ② 即応性を考慮し、事象発生後2週間までに得られた情報をもとに対応方針を決定することから、その後得られた情報をもとに対応方針を変更することがある。
- ③ 当該対応方針をもって原子力規制検査の重要度評価が確定するものではない。
- ④ 対応方針案の検討に当たっては法令報告事象に関して事業者等から得られる情報のほか、原子力規制検査等において得られた情報も活用する。
- ⑤ 上記の対応方針については、これまで発生した事象等をもとに標準的な対応の内容を示したものである。このことから、規制活動は当該対応方針に示されているものに限定されるものではなく、敷地外の運搬時における事故等のこれまでの知見があまりない事象が発生した場合など、対応方針を策定する上で新たに考慮すべき事項がある場合には、新たに必要な対応を立案し、原子力規制委員会に了承を求めることとする。

【2.3】 対応方針の決定

担当監視部門は法令報告事象発生の旨の第1報を受けてから2週間以内を目途に、作成した対応方針案について原子力規制委員会に報告し、了承を得る。また、事業者の当面の調査等の作業見込みの聴取結果、事象に係る公開会合の開催見込み等の対応方針に応じた原子力規制庁の対応スケジュールなどを含めて報告する。原子力規制委員会より対応方針等について指摘があった場合は、指摘

内容を踏まえた対応とする。

【2.4】 対応方針に基づく対応

担当監視部門は、事業者等の対応において、合理的な理由がない遅滞が生じていないかなど監視をしつつ、原子力規制委員会です承された対応方針に基づき、対応を実施し、最終的には事業者等からの報告や検査によって得た情報を基に、事象の評価を行う。事故対応室は、事業者等から提出された当該法令報告に係る報告書を受領し、担当監視部門に共有するとともに、ホームページに同報告書を掲載する。

対応方針を変更する場合は必要に応じ原子力規制委員会にその旨を報告し、了承を得る。

担当監視部門は、報告内容である原因特定と再発防止策の内容が妥当なものであるか、内容の確認を行う。報告内容に応じて、公開会合で説明を求める、報告書の補正を求めるなど必要な対応を行う。

必要な報告内容を受領した後は、担当監視部門は原子力規制庁としての評価書の作成を行う。

【2.5】 対応結果の報告

担当監視部門は評価書を作成する。この際、評価書には、担当監視部門が行う事象の原子力規制検査における重要度評価とINESナショナルオフィサーが行う国際原子力・放射線事象評価尺度(INES)を用いた評価を併せて記載する。原子力規制委員会への議題登録は担当監視部門が行う。

法令報告に係る原因究明、再発防止対策等に対して原子力規制庁の評価書を作成した後の原子力規制委員会への報告のタイミング、報告書の記載内容等は、各対応方針に応じ、以下を参考する。

① 対応方針 A

事象ごと個別に原子力規制委員会へ報告し、了承を得るものとする。参考として、過去事例を別紙1として添付する。

② 対応方針 B

原子力規制検査の四半期報告の際に指摘事項の一つとして、原子力規制委員会に報告する。参考となる四半期報告の構成として、別紙2を添付する。

③ 対応方針 C

年度明けにまとめて原子力規制委員会へ報告するものとする。参考として、過去事例を別紙3として添付する。

3 関係者の役割

3.1 担当監視部門(実用炉監視部門/核燃料施設等監視部門)

- ・対応方針案の策定及び対応方針案の原子力規制委員会への諮問を行う。
- ・対応方針に基づく法令報告事象の調査及び評価を実施する。
- ・評価結果について原子力規制委員会への報告を行う。

3.2 事故対処室

- ・法令報告事象について初動対応を行う。
- ・法令報告事象についてINES評価に関わる事務を実施する。

3.3 INESナショナルオフィサー

- ・法令報告事象についてINES評価を実施する。

関西電力株式会社からの高浜発電所4号機 蒸気発生器伝熱管の損傷に係る報告に対する 評価及び今後の対応について

令和3年3月3日
原子力規制庁

1. 経緯

関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）は、第23回定期検査中の高浜発電所4号機（以下「4号機」という。）において、3台の蒸気発生器（以下「SG」という。）の全ての伝熱管¹に対して渦流探傷試験（ECT）²を実施したところ、A-SGの伝熱管1本及びC-SGの伝熱管3本の管支持板部³付近に、外面（2次側）からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。なお、本事象に伴う外部への放射能の影響はなかった。

関西電力は、令和2年11月20日、本事象が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条第3号に定める報告事項⁴に該当すると判断し、原子力規制委員会に報告した⁵。

なお、本事象は令和2年度第37回原子力規制委員会（令和2年11月11日）で決定された「原子炉等規制法に基づく法令報告の改善について」⁶（別添参照）に基づき「対応区分2」のプロセスで対応してきたところであるが⁵、関西電力から報告のあった原因が令和元年度に報告のあった高浜発電所3、4号機で発生したSG伝熱管（以下「伝熱管」という。）損傷の原因とは異なることから、今回個別に原子力規制庁の評価を報告するものである。

2. 事業者からの報告内容

原子力規制委員会は、関西電力から上記1.の事象の原因と対策に関する報告⁷を令和3年1月25日（同年2月19日補正）に受けた。その概要は以下のとおりである。

2.1 事象に係る原因調査

ECTで減肉とみられる信号指示が認められた伝熱管について、2次側から小型カメラによる外観観察を行ったところ、当該信号指示が認められた箇所に摩耗痕が確認された。（図1、2参照）

このため、当該事象を踏まえた要因分析図を作成し調査を行った。

¹ 材料はニッケル基合金（インコネル600合金）を使用している。

² 高周波電流を流したコイルを伝熱管に挿入することで伝熱管に渦電流を発生させ、伝熱管の欠陥により生じる渦電流の変化を電気信号として取り出すことで欠陥を検出する試験。

³ 伝熱管を支持する部品。

⁴ 「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則第18条及び第56条に適合していないと認められたとき」に該当すると判断。

⁵ 令和2年11月25日原子力規制委員会「原子力施設等におけるトピックス」及び議事録参照。

⁶ 令和2年11月11日原子力規制委員会「資料2」参照。

⁷ 報告の詳細は「https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku_new/220000041.html」を参照。

2. 1. 1 使用環境等における調査

過去にSG 2次側において、他プラントで粒界腐食割れ⁸、ピitting⁹、リン酸減肉¹⁰が発生していることから、その可能性について確認した。

○粒界腐食割れ

4号機のようなアンモニアとヒドラジンの注入によるAVT (All Volatile Treatment) ¹¹を実施し良好な還元性雰囲気¹¹が維持されているプラントでは発生していないこと、また表面形状も異なることから、粒界腐食割れではないと判断した。(図3参照)

○ピitting

4号機のような塩素濃度が十分低く管理され、アンモニアとヒドラジンの注入によるAVTを実施し良好な還元性雰囲気¹¹が維持されているプラントでは発生していないこと、また表面形状も異なることから、ピittingではないと判断した。(図3参照)

○リン酸減肉

4号機のようなアンモニアとヒドラジンの注入によるAVTを実施しているプラントでは発生していないこと、また表面形状も異なることから、リン酸減肉ではないと判断した。(図3参照)

2. 1. 2 機械的な接触における調査

管支持板等との接触による摩耗減肉、デンティング¹²、流体振動による疲労、エロージョン¹³の可能性について検討した。

○管支持板等との接触による摩耗減肉

以下の内容に関する機械的な影響による減肉の可能性があるか確認した。

- 管支持板との接触により摩耗減肉が発生したのであれば、4箇所の管支持板ランド部¹⁴に減肉が生じるが、目視点検の結果から当該部の減肉は確認できなかったため、管支持板との接触・摩耗によって発生したものではないと判断した。
- SG器内、SGブローダウン系統(復水器回収ライン、系外ブローライン)の目視点検を実施したところ、SG 2次側のスラッジランシング¹⁵等で回収したスケール¹⁶及びスラッジ¹⁷や2次系配管の内表面から生じたとされ

⁸ 金属の結晶粒の境目(粒界)に沿って進展する腐食。

⁹ 塩素イオン等に起因する金属表面の被膜破壊によって起きる局所的な腐食

¹⁰ 二次系の水処理に使用されたリン酸ソーダがSG伝熱管と支持板の間隙部で局所的に濃縮固着されることによって起きる腐食

¹¹ pH調整剤のアンモニアと酸素除去剤のヒドラジンで水質調整を行う揮発性物質処理。

¹² 管支持板の腐食及びそれに伴う腐食生成物の体積膨張による伝熱管の変形。

¹³ 流体が金属表面に衝突することで生じる機械的な衝突力で材料が損傷する現象。

¹⁴ 管支持板に加工されている四ツ葉型管穴のうち凸面部。

¹⁵ SG管板部に堆積したスラッジを水圧により除去する方法。

¹⁶ 2次系配管等に含まれる鉄イオンや鉄の微粒子が、給水系統によってSG伝熱管に流れ集まって生成されたもの。

¹⁷ スケールを形成せず粒子状となり、水中を漂うものや、スケールが砕けて小さくなったものが管支持板上等に堆積したもの。

る鉄さびは確認したが、それ以外の異物は確認されなかった。また、SG内部品の経年劣化に起因した脱落については、給水内管裏当金の溶接部に損傷がないことを確認した。

○デンティング

表面形状が異なることから、デンティングではないと判断した。(図3参照)

○流体振動による疲労

管支持板部の流れによる伝熱管の管支持板部の応力は、疲労限に比べ非常に小さく、また表面形状も異なることから、疲労損傷ではないと判断した。(図3参照)

○エロージョン

事象が発生した箇所の流速はインコネル600製伝熱管のエロージョンが発生する限界流速に比べて十分小さく、また表面形状も異なることから、エロージョンではないと判断した。(図3参照)

2. 1. 3 付着物に関する調査

伝熱管を小型カメラにて目視点検を実施した結果、A-SG伝熱管の傷に接触する付着物及びC-SG伝熱管1本と第三管支持板の間に挟まっている付着物を確認したため、それらを回収し調査を行った。

○A-SG

付着物の外観観察の結果、伝熱管減肉部と付着物の接触想定部には接触痕があり、光沢が確認された。

材質の成分分析の結果、主成分が酸化鉄(マグネタイト)であり、伝熱管の外径に近い形状であることから伝熱管に付着していたスケールが剥離したものであると推定した。また、接触想定部の表層に伝熱管の母材の成分であるニッケル及びクロムを検出した。

○C-SG

付着物の外観観察の結果、接触痕や光沢が確認されなかった。

材質の成分分析の結果、主成分が酸化鉄(マグネタイト)であり伝熱管の外径に近い形状であることから伝熱管に付着していたスケールが剥離したものであると推定した。また、一部の平滑な面に伝熱管の母材の成分であるニッケルをわずかに検出した。

2. 1. 4 回収物に関する調査

C-SGにおいて、A-SGと同様に接触痕等のあるスケールの有無を確認するため、減肉を確認した伝熱管を中心に減肉箇所下方の第二及び第一管支持板上にあるスケールを約300個回収し確認した。その結果、回収したスケールのうち3つ

に伝熱管と接触したと思われる痕が見られ、成分分析の結果、伝熱管との接触が推定される箇所に伝熱管の母材成分であるニッケル及びクロムを検出した。

2. 1. 5 原因調査のまとめ

2. 1. 1から2. 1. 4の調査結果から、A-SGについては、伝熱管のきず
に接触したスケール、C-SGについては、回収したスケールのうち接触痕を確認
したものにより摩耗減肉が発生した可能性が高いと判断した。

2. 2 事象の推定メカニズム

2. 1の調査結果を踏まえ、伝熱管を減肉したと推定されるスケールの生成メカニ
ズム及び当該スケールの挙動並びに減肉メカニズムを以下のとおり推定した。

2. 2. 1 スケール生成に関するメカニズム

これまでの水化学に関する知見から、2次系構成機器の流れ加速型腐食等で生じ
る鉄イオンや鉄の微粒子が、給水とともにSG2次側へ持ち込まれることにより析
出付着及び蒸発残渣が発生することで伝熱管の上部ほど密度が比較的強く粗な性
状（以下「粗密」という。）の厚いスケールが、伝熱管の下部ほど密度が比較的
高い密な性状（以下「稠密」という。）の薄いスケールが付着することが確認されて
いる。（図4参照）

過去の高浜発電所3号機（以下「3号機」という。）の伝熱管の抜管調査及び今回
の4号機におけるスケール調査において、伝熱管の上部に付着したスケールほど粗
密で厚く、伝熱管の下部に付着したスケールほど稠密で薄いことを確認した。

また、スケール厚さは、主蒸気圧力やSG伝熱抵抗係数により推定することがで
き、4号機の変化量を確認した結果、いずれも運転時間の経過とともに圧力低下や
係数増加が認められるため、経年的に増加していると推定した。

2. 2. 2 スケール剥離に関するメカニズム

伝熱管表面に生成したスケールの剥離については、次のとおり起動停止時の伝熱
管の熱伸びと収縮によるものと推定される。（図5参照）

- プラント起動時の伝熱管の熱伸びに伴い、当該伝熱管表面のスケールに割れ
が生じる。
- プラント運転中に割れの隙間が新たに生成したスケールで埋まる。
- 隙間が埋まったため、プラント停止時の熱収縮に追従できずスケールが剥離
する。

4号機は2011年から約6年間長期停止状態となっており、その間、SG器内
は腐食を防止するためヒドラジン水による満水保管状態としていた。このため、こ
の状態がスケール剥離挙動に影響を与えるか調査したところ、ヒドラジン水による
浸漬の時間の経過とともにスケールを構成する鉄粒子の粒径が大きくなることを

確認し、これによりスケールの伝熱管との接触面積が減少し、剥離が促進される可能性があると推定した。

2. 2. 3 減肉メカニズム

A及びC-SGで回収されたスケールについて、断面ミクロ観察を実施した結果、空隙率¹⁸5%以下の稠密層が形成されていることを確認した。(図6参照)

また、今回回収したスケールと同等の稠密さ、厚さのスケール3個を用いて摩耗試験を実施したところ、摩耗体積比(伝熱管の摩耗体積:スケールの摩耗体積)は最大1:0.5となり、伝熱管の方が速く摩耗することを確認した。

なお、3号機第24回定期検査で発生した伝熱管損傷の事象に対する摩耗試験で使用了スケールは、稠密さではなく厚さに着目して試験体を選定したため、スケールの方が速く摩滅したと推定される。

以上より、伝熱管に減肉を与える可能性があるスケール性状は稠密さが重要であり、稠密なスケールは伝熱管と接触することで減肉を発生させる可能性が高いことを確認した。

2. 2. 4 SG器内挙動の推定及び接触状態の再現性

プラント停止時に伝熱管から剥離し、管板上に落下したスケールは、運転中のSG2次側器内の流況下では流体抗力がスケールの落下力を上回ることから、伝熱管群内の上昇流に乗って流量分配板及び各管支持板フローロット部を通過したと考えられる。また、第一管支持板より上方では、上昇流に加え高温側から低温側への水平方向流があることから、第一管支持板及び第二管支持板フローロット部を通過したものが第三管支持板の低温側下面に保持されたと推定するとともに(図7参照)、SG2次側の流況モックアップ試験装置により、実機二相流相当の条件下において、推定した接触状態を再現できることを確認した。

2. 2. 5 摩耗形態の推定

スケールとの接触により伝熱管が摩耗する場合、スケールの振動により摩耗するケースと伝熱管の振動により摩耗するケースが考えられるため、各ケースで想定されるワークレート¹⁹を比較した。

スケールが振動するケースについては、スケールでは流体力を受ける面積が小さいため、ワークレートは小さく、有意な減肉は発生しないことを確認した。

伝熱管が振動するケースについては、スケールが流体力により管支持板下面に保持された場合、流動振動解析により十分なワークレートが得られることを確認した。

¹⁸ スケールの断面の厚さ方向を0.02mmピッチで区切った上で、各空間の空隙数をカウントし、全区間の平均値を求めたもの。

¹⁹ 摩耗を生じさせる仕事率のこと。押付力と摺動速度の積で表現される。

スケールと伝熱管の接触状態については、推定したスケールと伝熱管の接触状態に応じた減肉形状を実験で確認するとともに、実験で得られた減肉形状と同等の人工欠陥を与えた伝熱管のモックアップ試験にてECT信号を取得し、実機の信号と整合することを確認した。また、流動振動解析により算出した1サイクルの運転時間で発生する摩耗体積と人工欠陥の摩耗体積は整合しており、今回確認された減肉は、1サイクルで発生した可能性があることを確認した。

以上のことから、伝熱管から剥離した稠密なスケールが、第三管支持板低温側下面へ移動するとともに、流体力により当該下面で保持されて伝熱管へ摩耗減肉を与えた可能性があるかと推定した。

2. 3 高浜発電所3、4号機の特異性に関する調査

今回の事象の原因がスケールと推定されるため、スケールの生成や性状に寄与する鉄の持込み量等の調査及び実機スケールの断面ミクロ観察の結果について、他の関西電力のプラントと比較調査を実施した。

その結果、表1及び表2に示すとおり、高浜発電所3、4号機は鉄の持込み量が最も多く、薬品洗浄も実施しておらず、稠密層も厚く成長していることを確認した。

表1 各プラントの鉄持込み量及び薬品洗浄実績

	高浜3	高浜4	大飯3	大飯4	美浜3※	高浜1※	高浜2※
運転時間 (万時間)	22.3	22.2	17.0	17.2	9.0	10.9	12.5
鉄持込み量 (kg/SG)	2,620	2,490	1,850	1,950	780	680	940
薬品洗浄 実績回数	—	—	2回	1回	—	—	—

※SG取替以降の実績

表2 実機スケールの観察結果

回収場所	高浜4号機 鉄持込み量： 2,490kg/SG	大飯4号機 鉄持込み量： 1,950kg/SG	高浜2号機 鉄持込み量： 940kg/SG
第二管支持板 ～ 管板間	空隙率5%以下の稠密層厚さ ：最大0.18mm	空隙率5%以下の稠密層厚さ ：最大0.04mm	空隙率5%以下の稠密層厚さ ：—mm (伝熱管へのスケール付着がごく軽微であり、採取できるほどの厚みなし)

2. 4 推定原因

2. 1から2. 3の結果から、本事象の発生原因は以下の内容と推定した。

- プラント運転中に2次系給水とともに持ち込まれた鉄イオン及び鉄微粒子により、伝熱管表面にスケールが生成した。
- 生成したスケールは、プラントの起動停止による熱伸び及び収縮により剥離した。
- 剥離したスケールのうち、稠密な性状をもつスケールが、SG内の上昇流に乗って第三管支持板下面に到達し、伝熱管と接触した状態で保持され、運転中に生じる伝熱管の振動によって、伝熱管外表面を減肉させた。

2. 5 減肉した伝熱管の健全性

今回減肉が確認された伝熱管の強度について「高浜3、4号機SG伝熱管の旧振止め金具による局部減肉の特殊設計施設認可申請」で用いた評価式により、最大深さの減肉を有するC-SGの伝熱管の内外差圧による破断圧力を算出したところ、通常運転時及び事故時の最大内外差圧に対し十分な裕度があることを確認した。

また、耐震性について、基準地震動 S_s による地震力及び伝熱管全長モデルから、最大深さの減肉を有するC-SGの伝熱管直管部に作用する力を算出したところ、今回発生した減肉を考慮しても発生応力及び疲労累積係数に十分な裕度があることを確認した。

2. 6 再発防止対策

2. 6. 1 対策の検討

本事象の発生原因が、伝熱管から剥離した稠密な性状のスケールが伝熱管外表面を減肉させたと推定されるため、当該スケールを脆弱化させるための対策として、大飯発電所3号機等で実績のある薬品洗浄の有効性を確認した。

○薬品洗浄試験

4号機で採取した稠密な性状のスケールで浸漬試験を行った結果、稠密層厚さが減少していることを確認した。また、その後の摩耗試験において、いずれのスケールも欠損または伝熱管よりも速く摩滅することを確認した。

○実機薬品洗浄

4号機と同様な性状のスケールが蓄積していると考えられる3号機のSGにおいて薬品洗浄を実施し、脆弱化の効果を確認した結果、上記の薬品洗浄試験と同様の結果が得られたことを確認した。（図8、9参照）

以上のことから、SG器内の薬品洗浄は、スケールに起因した伝熱管損傷事象の対策として有効であることを確認した。

2. 6. 2 対策の実施

SG器内の薬品洗浄を行い、同器内の稠密な性状のスケールを脆弱化させる。

今後は、3号機も含めて毎定期検査時にスケールの稠密層厚さの確認及び摩耗試験を実施する。稠密層厚さ0.1mm未満及び摩耗体積比0.1未満であることを確認し、それを超えた場合は薬品洗浄を実施する。(図10参照)

また、これまで実施している異物混入防止対策についても引き続き実施する。

なお、摩耗減肉が認められたSG伝熱管については、高温側及び低温側のSG管板部で施栓し、供用外とする。

3. 原子力規制庁の評価及び考察

3. 1 原因調査結果等

伝熱管の傷に接触していた付着物及びSG器内からの回収物については、化学成分分析等の結果から、SG伝熱管表面に生成されたスケールであり、これらにより摩耗減肉が発生したと推定することは妥当であると評価する。

また、伝熱管の損傷に至った原因については、伝熱管から剥離した稠密なスケールがSG内で移動し摩耗減肉を発生させることをモックアップ及び解析等により確認しており、当該スケールが管支持板下面において伝熱管と接触した状態で保持され、伝熱管の振動により、伝熱管に摩耗減肉が生じたと推定することは妥当であると評価する。

3. 2 安全上の影響

本事象において、スケールにより伝熱管4本が減肉したが、3.1で妥当と評価した伝熱管の振動による減肉においては、伝熱管と管支持板との隙間に強く固定され常に伝熱管に接触し続けた場合であっても、振幅が制限されるため、貫通には至らないと考えられる。

また、最大深さの減肉を有する伝熱管の破断圧力は、通常運転時及び事故時の内外差圧に対して余裕があることから、原子炉施設の安全機能は確保されていたものと評価する。

なお、最大深さの減肉を有する伝熱管の破断圧力は、通常運転中の伝熱管内外差圧に対して3倍以上の余裕があることから「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の「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」により評価した場合、重要度は「緑」²⁰となる。

²⁰ 安全確保の機能または性能への影響はあるが限定的かつ極めて小さいものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準

3. 3 再発防止対策

SG器内の稠密な性状のスケールを脆弱化させるため、同器内の薬品洗浄を実施する対策は、他プラントの実績、SG器内から採取したスケールを用いた検証試験及び先行して実施した3号機での薬品洗浄の結果を踏まえ妥当であると評価する。

また、今後の保全指標として、毎定期検査時にスケールの稠密層厚さ0.1mm未満及び摩耗体積比0.1未満であることを確認し、それを超えた場合は薬品洗浄を実施するとしたことは、SG器内から回収したスケール等の稠密層厚さと摩耗体積比の関係から妥当であると判断する。

4. 今後の対応

当庁としては、今回の事象を踏まえ関西電力が定期検査時に行うスケールの稠密層厚さ等の確認、薬品洗浄の実施状況及び運転中のSG伝熱抵抗係数の推移について、原子力規制検査にて確認を行うとともに、引き続きこれまでのSG伝熱管損傷に係る異物混入防止対策の実施状況及び定期事業者検査（SG伝熱管体積検査）の結果についても、当該検査にて確認していくこととする。

5. INES（国際原子力・放射線事象評価尺度）評価

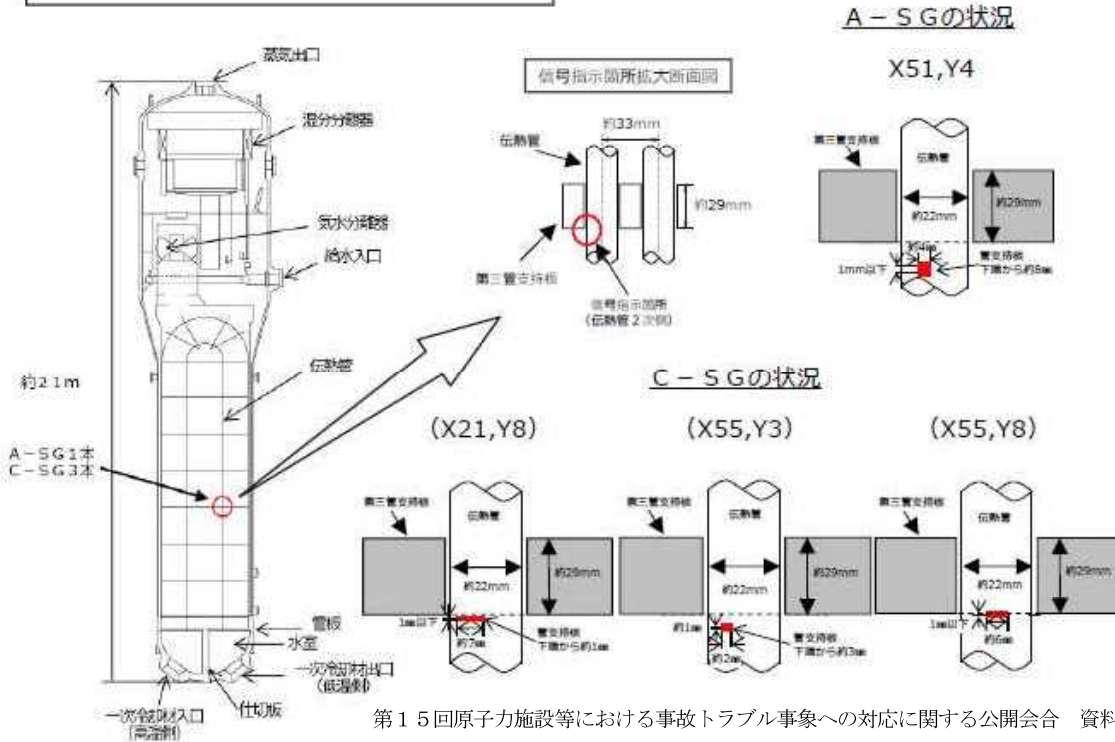
当該事故・故障等に係るINES評価について、以下のとおり確定する。

最終評価：0

判断根拠： 本件は、定期検査のため原子炉を停止した状態で、渦流探傷試験を実施したところ、蒸気発生器の伝熱管に有意な信号指示を確認したものであり、原子炉施設の安全に影響を与えない事象であるので、INESレベル0の「安全上重要でない事象」と評価する。

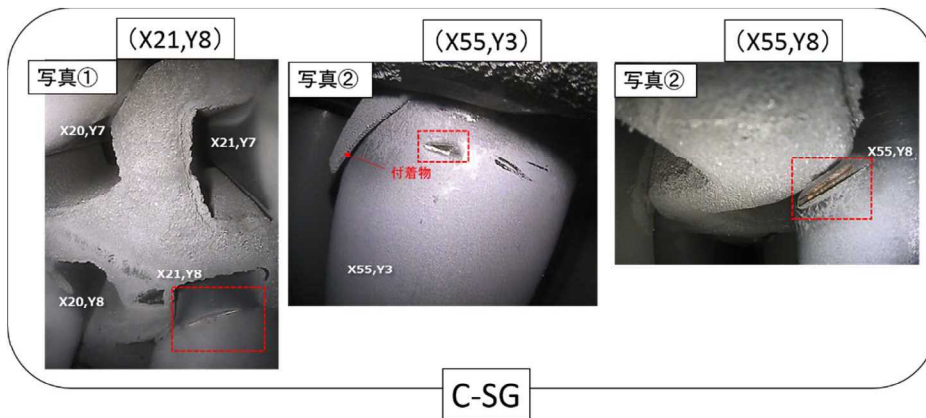
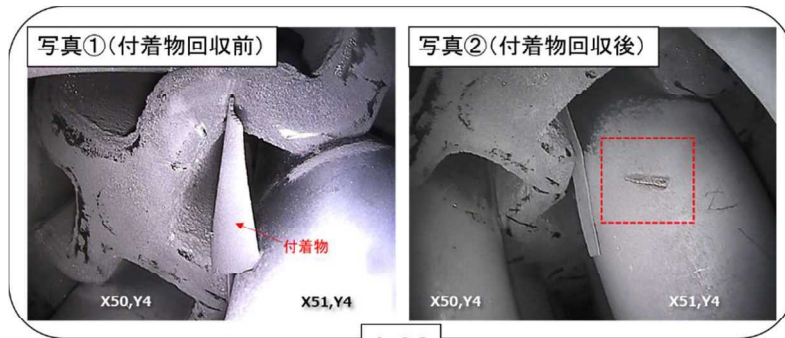
※INESナショナルオフィサーは、長官官房総務課事故対処室長

SG伝熱管信号指示箇所概要図



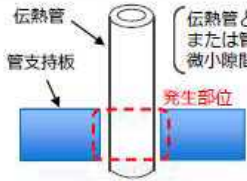
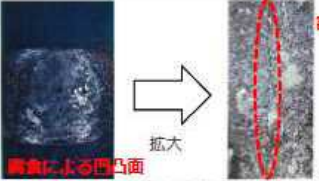

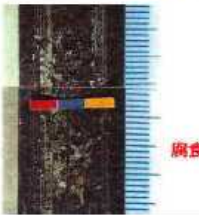


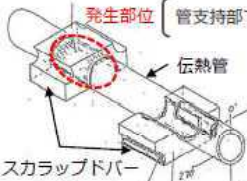

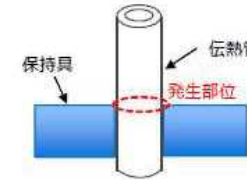



第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1-1 抜粋

図1 SG伝熱管信号指示箇所概要図



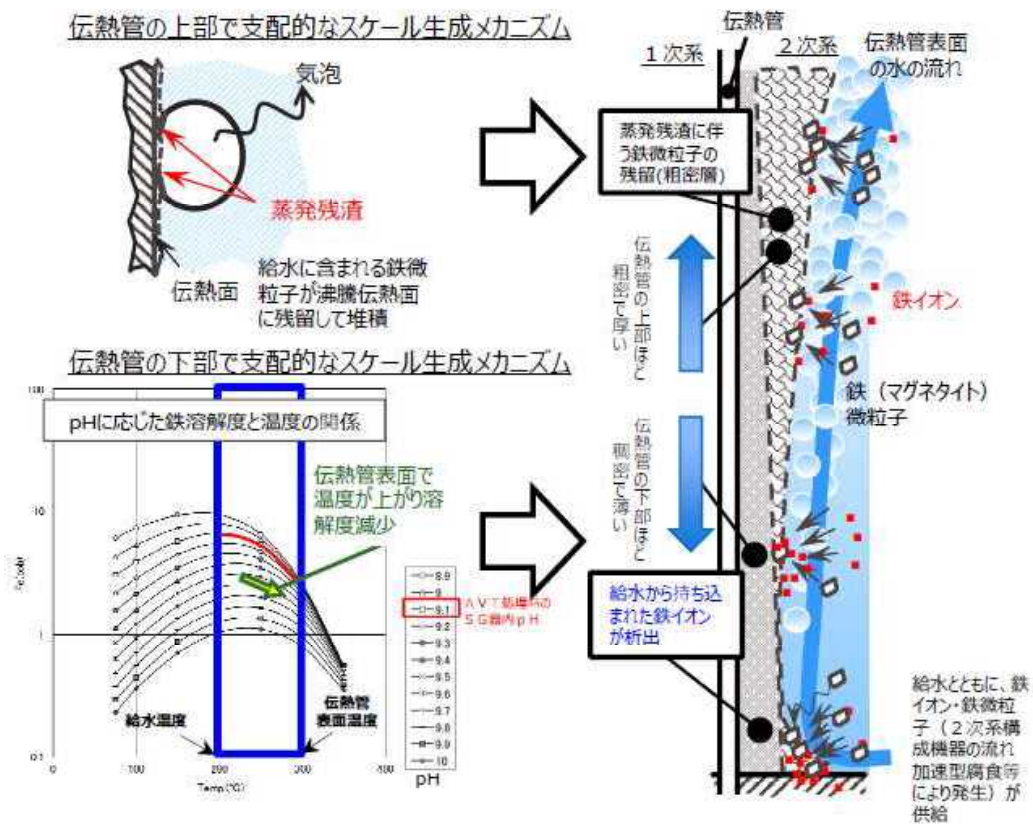
第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1-2 引用

図2 SG伝熱管減肉部写真

	発生部位	表面形状
粒界腐食割れ (IGA)	 <p>伝熱管 管支持板 発生部位 (伝熱管と管支持板または管板との微小隙間で発生) (試験体概略図)</p>	 <p>腐食による凹凸面 拡大 割れ 拡大観察 (×20倍) (昭和63年度 共同研究報告書「蒸気発生器改良型伝熱管長期腐食信頼性に関する研究」より抜粋)</p>
ピitting	 <p>堆積スラッジ 伝熱管 管板 発生部位 (管板上のスラッジ堆積部で発生) (美浜1号機 実機事象)</p>	 <p>腐食による孔食</p>
リン酸減肉	 <p>パーティクルストラップ 発生部位 (伝熱管等の隙間で発生) 伝熱管 スカラップドバー (美浜1号機 実機事象)</p>	 <p>腐食による減肉 拡大観察 (×3倍)</p>
デンディング	 <p>発生部位 (管支持部で発生) 伝熱管 スカラップドバー (美浜1号機 実機事象)</p>	 <p>伝熱管圧迫による変形</p>
流体振動による疲労	 <p>保持具 伝熱管 発生部位 (試験体概略図)</p>	 <p>疲労による割れ 拡大観察 (×10倍) (平成9年度「溶接部熱影響部信頼性実証試験に関する事業報告書 (発電設備技術検査協会)」より抜粋)</p>
エロージョン	 <p>隣接管 噴出管 発生部位 (試験体概略図)</p>	 <p>エロージョンによる減肉 拡大 減肉部 (昭和54年度 蒸気発生器信頼性実証試験 伝熱管破断試験結果より)</p>

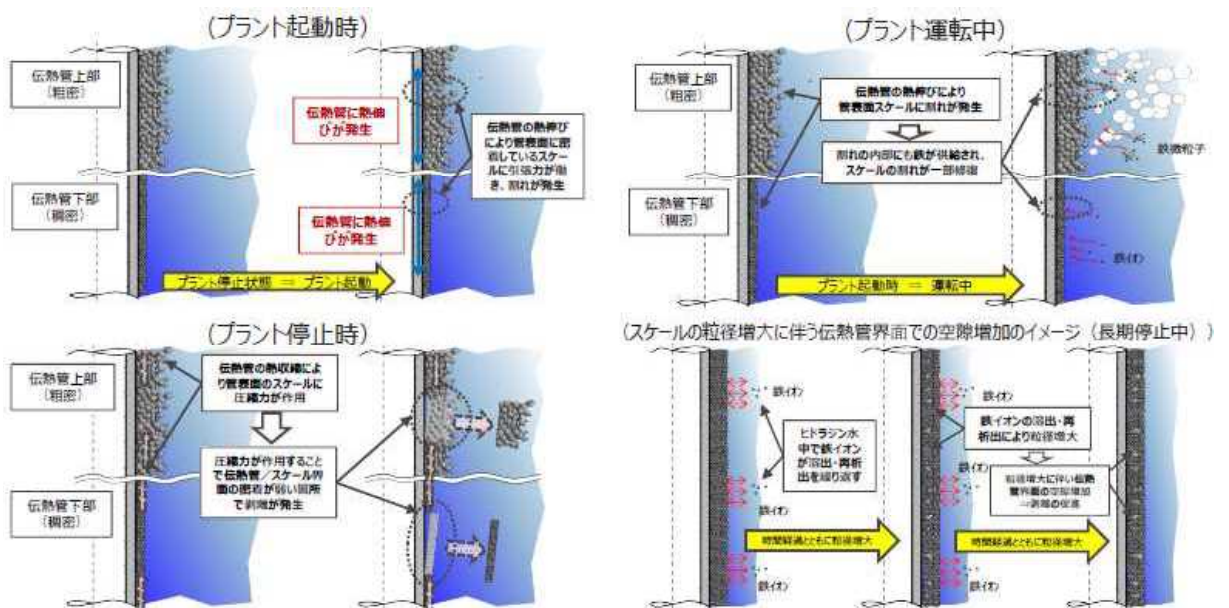
第10回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1引用

図3 SG伝熱管減肉事象の発生部位と表面形状



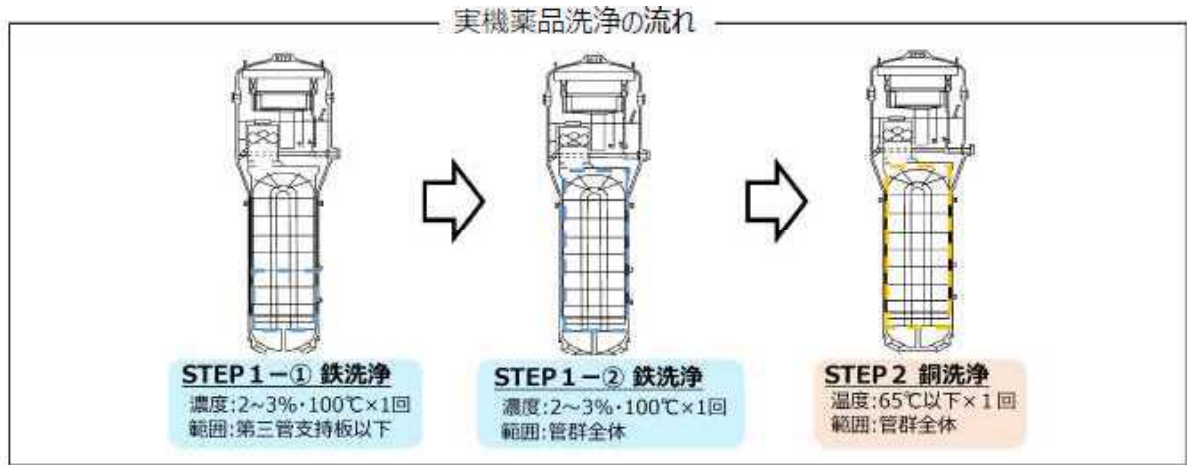
第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1-1抜粋

図4 スケール生成のメカニズム



第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1-1抜粋

図5 スケール剥離のメカニズム



第15回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1-1抜粋

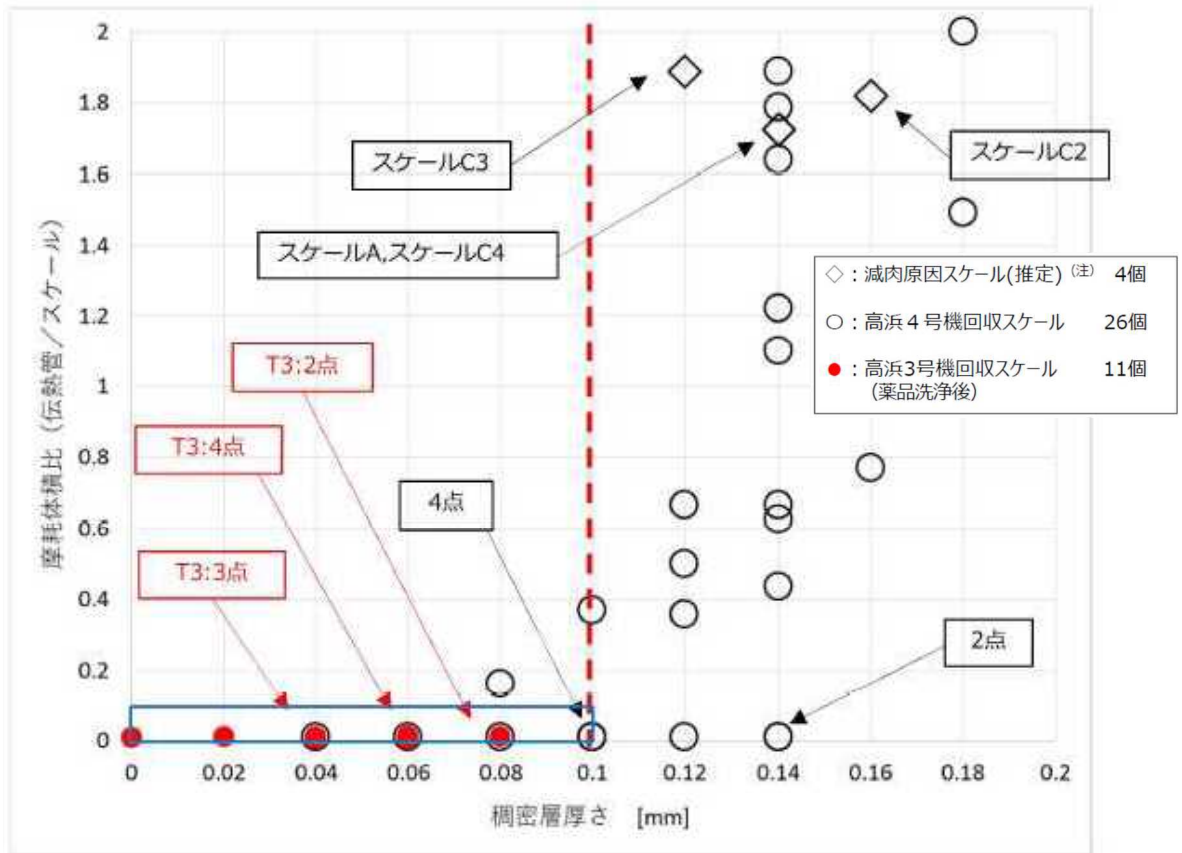
図8 高浜発電所3号機におけるSG実機の薬品洗浄方法

回収場所	<薬品洗浄前> C-SG 回収スケール 第一管支持板上	<薬品洗浄後> A-SG 回収スケール 第一管支持板上 (ケース2)	<薬品洗浄後> C-SG 回収スケール 第一管支持板上 (ケース6)	<薬品洗浄後> C-SG 回収スケール 第七管支持板上 (参考)
断面ミクロ 観察結果				
稠密層厚さ (mm)	0.14	0.08	0.06	0.00
スケール厚さ※ (mm)	0.2	0.2	0.2	0.5

※: ノギスにより計測
[]: 稠密層の範囲

第16回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1抜粋

図9 高浜発電所3号機の薬品洗浄後に回収したスケールの断面ミクロ観察



第16回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会合 資料1 引用

図10 高浜発電所3、4号機回収スケールの稠密層厚さと摩耗体積比の関係

別紙 2

令和 2 年度第 2 四半期の原子力規制検査等の結果報告 及び検査計画の見直しについて

令和 2 年 11 月 11 日
原子力規制庁

令和 2 年度 第 2 四半期に実施した核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく原子力規制検査¹等の結果を報告するとともに、検査計画の見直しを行いたい。

1. 原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の実施結果

(1) 検査の実施状況

原子力規制事務所が中心に実施する日常検査については、順調に実施した。本庁が中心に実施するチーム検査は、33 件実施した（当初予定は 32 件）。その他、事業所外運搬等の法定確認に係る原子力規制検査（チーム検査）を 7 件実施した。

(2) 第 2 四半期の検査指摘事項

検査指摘事項に該当する検査気付き事項が下表のとおり 5 件確認された。詳細は、別紙 1 のとおり。

第 2 四半期の各原子力施設の原子力規制検査報告書及び安全実績指標（P I）²については、原子力規制委員会のホームページに掲載する³。

当該期間における検査指摘事項

	件名	概要	重要度 ⁴ 深刻度 ⁵
実用発電用原子炉			
1	高浜発電所 3 号機 2 次側配管の異物管理対策不備による蒸気発生器伝熱	高浜発電所 3 号機第 2 4 回定期検査において、3 基ある蒸気発生器のうち 2 基が	緑 ⁶ SL IV

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）第 61 条の 2 の 2 第 1 項に規定する検査をいう。

² 第 2 四半期の安全実績指標については、令和 2 年 11 月 16 日までに事業者から提出される予定。

³ <https://www2.nsr.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/joukyou/index.html>

⁴ 重要度：検査指摘事項が原子力安全に及ぼす影響について重要度評価を行い、実用発電用原子炉については、緑、白、黄、赤の 4 つに分類する。

⁵ 深刻度：法令違反が特定された検査指摘事項等について、原子力安全に係る重要度評価とは別に、意図的な不正行為の有無、原子力規制委員会の規制活動への影響等を踏まえて、4 段階の深刻度レベル（SL：Severity Level）により評価する。

⁶ 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り改善が見込める水準（安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む）。

	管の損傷事象（法令報告）	ら、外面からの減肉率が20%を超える伝熱管が計2本発見された。	
2	島根原子力発電所2号機 不適切な操作による残留熱除去系Bポンプ自動停止	長期停止中の島根原子力発電所2号機において、不適切な弁操作により、使用済燃料プールを冷却中だった残留熱除去ポンプが停止した。	緑 SL IV
3	伊方発電所3号機 海水管トレンチ室内における不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備	伊方発電所3号機において、海水ポンプの制御ケーブルを収納しているケーブルトレイにむき出しの換気空調用のケーブルが入線していた。	緑 SL IV
4	伊方発電所3号機 制御盤室内における感知器の不適切な箇所への設置による火災感知機能の信頼性低下	伊方発電所3号機において、制御盤室内天井の自動火災感知器（熱感知）が換気口空気吹き出し部に近接して設置されていた。	緑 SL IV
5	川内原子力発電所2号機 配線処理室内における不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備	川内原子力発電所2号機において、安全停止系のケーブルを収納しているケーブルトレイにむき出しの安全系ケーブルが入線していた。 ⁷	緑 SL IV
核燃料施設等			
指摘事項なし			

（3）検査継続案件

以下の検査気付き事項については、検査指摘事項とするか継続して確認中である。

- ① 日本原燃株式会社再処理事業所（再処理施設）における非常用電源建屋第2非常用ディーゼル発電機燃料弁清水タンクからの漏えい事象
- ② 関西電力株式会社大飯発電所3号機における加圧器スプレイライン配管における非破壊検査での有意な指示

（4）検査結果の報告書案に対する事業者からの意見聴取について

令和2年10月7日の第31回原子力規制委員会で「原子力規制検査における事業者からの意見聴取について」が了承されたことを受け、事業者からの意見聴取を行った。四国電力株式会社から、別紙2のとおり意見の提出があり、5.4品質マネジメントシステムの運用年次検査結果のうち「安全文化の育成と維持に関する活動」に係る取組状況の観察結果を「改善に向けた

⁷ 九州電力株式会社では、本指摘事項を受け、玄海原子力発電所を含め、耐火布団敷設の対策を順次実施している。

積極的な取組として不十分と評価する。」と記載したことについて、「今後実施していく取組についても不十分と読めるため、評価対象年度（平成29年度から令和元年度であること）を明確にして頂きたい。」との意見があった。これについては、事業者の当該活動に係る取組状況は検査実施段階（令和2年7月）において改善途上であり、不十分な状態から脱していることが確認できていないため、そのことが明確になるよう、検査報告書を修正した。（参考資料48ページの網かけ部分参照）

また、その他誤字等について複数コメントがあったため、事務的に反映を行った。

2. 原子力規制検査（核物質防護関係）の実施結果

（1）検査の実施状況

核物質防護関係のチーム検査を26件実施した（当初予定は22件）。

（2）第2四半期の検査指摘事項

検査指摘事項に該当する検査気付き事項が下表のとおり2件確認された。

なお、安全実績指標（PI）については、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載する⁸。

当該期間における検査指摘事項

件名	重要度 深刻度
实用発電用原子炉	
島根原子力発電所における情報の管理	緑 SL IV
核燃料施設等	
リサイクル燃料備蓄センターにおける情報の管理	指摘事項 (追加対応なし) ⁹ SL IV

3. 東京電力福島第一原子力発電所における実施計画検査¹⁰の実施結果

（1）検査の実施状況

① 保安検査

令和2年度東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における実施計画検査の実施に係る計画に基づき、以下について検査を行った。

- 廃炉プロジェクトマネジメント

⁸ <https://www2.nsr.go.jp/activity/regulation/kiseikensa/joukyou/index.html>

⁹ 指摘事項（追加対応なし）：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り改善すべき水準（安全実績指標については、安全確保の機能又は性能に影響のない場合も含む。）

¹⁰ 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64条の3第7項に規定する検査をいう。ここでは特に、そのうち東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第2号）第18条の2第1項第2号に規定する検査（施設定期検査）、同第3号に規定する検査（保安検査）及び同第4号に規定する検査（核物質防護検査）を対象とする。

- 火災対策 **中断**
- 放射線管理
- 燃料管理
- 放射性廃棄物管理
- その他の保安活動（運転管理、保守管理、緊急時の措置、品質保証活動）

② 施設定期検査

事業者による検査の開始に伴い、計画どおり施設定期検査に着手した。第2四半期においては、サブドレン他水処理施設の移送性能検査に係る施設定期検査を開始しており、当該検査は継続中である。

③ 核物質防護検査

実施計画違反なし

(2) 第2四半期の検査指摘事項

実施計画検査のうち、保安検査において、検査指摘事項に該当するものが下表のとおり4件確認された。詳細は、別紙3のとおり。

第2四半期の福島第一原子力発電所の実実施計画検査報告書については、核物質防護のために必要な措置に関する詳細な情報を除き原子力規制委員会のホームページに掲載する¹¹。

当該期間における検査指摘事項

	件名	概要	実施計画の違反区分
1	大型機器メンテナンス建屋内における休憩所サーベいの未実施	休憩所において汚染のないことを確認するための毎日1回実施すべき表面汚染密度と空气中放射性物質濃度の測定を実施していなかった。また、事業者は測定結果を確認していなかった。	軽微な違反（監視）
2	3号機タービン建屋屋上部雨水対策工事における顔面汚染	適切なマスクの着用指示を行わなかったこと及び作業環境の適切な監視を行わなかったことにより、作業員に顔面汚染が発生した。	軽微な違反（監視）
3	2号機使用済燃料プールスキマサージタンク水補給操作における不適切な操作	手順書を用いず操作を行い、インターロックを除外しなかったためインターロックが作動し運転中のSFP一次系ポンプが停止した。	軽微な違反（監視） ¹²

¹¹ <https://www.nsr.go.jp/activity/earthquake/kisei/jisshi/index.html>

¹² 類似事象が発生していること及び新たな要因(体制の未確立)も確認されたことから、適切な人員配置、リスクの抽出、作業手順の確認、過去の不適合の要因分析と改善対策、有効性評価等について、第3四半期において継続して検査を行い確認し、それらを踏まえて最終判定を行うこととする。

4	5・6号機自動火災報知設備の火災信号受信不備	設備取替え工事で適切な設計管理を行っていなかったため煙感知器の動作時に監視 PC 画面に「火災」と表示されるべきものが表示されなかった。	軽微な違反 (監視)
---	------------------------	--	---------------

- 上記4件の指摘事項については、類似の事象を惹起する可能性の高い品質マネジメントシステム（QMS）に係る共通の要因によって不適合が連続していることに鑑み、今後、保安検査において事業者の改善活動を継続的に確認していくこととする。

4. 検査計画の見直しについて

令和2年4月1日の第1回原子力規制委員会において、今年度及び来年度上期の原子力規制検査の検査計画が了承されたが、新型コロナウイルスの影響による、一部のチーム検査の今年度下期以降への延期等の実施を踏まえ、別紙4のとおりチーム検査の検査計画を見直したい。

5. その他

核燃料施設等の重要度評価については、検査制度に関する意見交換会合等において、グレーデッドアプローチの考え方に即して、たとえば核燃料施設等が有するリスクの大きさを踏まえた体系などについて検討を進めている。

(添付資料)

- 別紙1 原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の検査指摘事項
- 別紙2 伊方発電所 令和2年度（第2四半期）原子力規制検査報告書（案）に対する意見陳述について（四国電力株式会社より提出）
- 別紙3 東京電力福島第一原子力発電所における実施計画検査の検査指摘事項
- 別紙4 年間検査計画に対する原子力規制検査（チーム検査）の実施状況及び今後のチーム検査計画
- 参考資料 四国電力株式会社 伊方発電所 令和2年度（第2四半期）原子力規制検査報告書（案） 修正版

原子力規制検査（原子力施設安全及び放射線安全関係）の検査指摘事項

1. 高浜発電所3号機 2次側配管の異物管理対策不備による蒸気発生器伝熱管の損傷事象(法令報告)

(1) 事象概要

高浜発電所3号機第24回定期検査(令和2年1月6日～)において、3基ある蒸気発生器(以下「SG」という。)のうち、B-SGの伝熱管1本及びC-SG伝熱管1本において、管支持板付近の外面からの減肉(減肉率は、B-SGが約32%、C-SGが約28%と約56%の2ヶ所)が発見された。

上記SG伝熱管の損傷は、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第18条及び第56条に適合しておらず、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条に該当することから、事業者は、令和2年2月18日に法令報告事象に該当すると判断した(減肉率20%以上は、発電用原子力設備規格 維持規格に適合違反)。

(2) 安全重要度の評価結果

[パフォーマンスの劣化]

B, C-SG伝熱管の損傷は、過去の定期検査時における機器の開放点検において、渦巻きバスケットを交換(消耗品として毎回新品に交換)した際に、その取り外し若しくはその後の処分の過程で発生した金属片、又は保温材外装板の切れ端等が生じる作業等で発生した異物が、2次側配管から混入して発生した可能性が高いと推定した。

事業者の定期点検工事の計画段階において、SG伝熱管の損傷対策としての異物管理対策の検討が不十分であったことが原因であると推定されるため、当該事象発生当時の保安規定第3条(品質保証計画)の「7. 1業務の計画」のうち「(2)業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる。」の規定を満足していない。さらに、異物混入が原因となってSG伝熱管の外面損傷が起こり得ることは、合理的に予測可能であり、異物混入を防止する対策は徹底すべきであったことからパフォーマンス劣化に該当する。

[スクリーニング]

SG伝熱管は、原子炉冷却材圧力バウンダリであり、その損傷により、バリア健全性への影響が懸念されることから、本パフォーマンス劣化は、「発生防止」の監視領域(小分類)の「設備のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、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とする「発生防止」の監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたことから、検査

指摘事項に該当する。

[重要度評価]

検査指摘事項の重要度を評価するため「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」、「別紙1—発生防止のスクリーニングに関する質問」のD項「蒸気発生器伝熱管破断」の「検査指摘事項は、蒸気発生器の1本の伝熱管が、通常運転時の内外差圧の3倍(3 Δ PNO)を持続できない劣化状態を含むか」に従い評価した。

その結果、最大の減肉率56%での破断圧力は、「高浜3, 4号機蒸気発生器伝熱管の旧振止め金具による局部減肉の特殊設計施設認可申請」において用いた評価式により、通常運転時の伝熱管内外差圧の3倍以上であった。

以上のことから、重要度は「緑」と判定する。

(3) 深刻度の評価結果:

「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「原子力安全への実質的な影響」、「規制活動への影響」、「意図的な不正行為」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、当該検査指摘事項については、事業者が異物混入対策の強化を作業手順書等に追記することとしているなど、同ガイド「3. 3(2)」の要件を満足していることから、違反等の通知は実施しない。

令和 2 年度核燃料物質使用施設等及び特定原子力施設における 事故・故障等に係る評価について

令和 3 年 4 月 2 1 日
原 子 力 規 制 庁

原子力規制庁は、令和 2 年度に発生した次に示す使用施設等及び特定原子力施設における事故・故障等について、当該使用者等から核原料物質、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 62 条の 3 の規定に基づき報告された原因、対策等について確認し、妥当なものであると評価した。

なお、本事象は令和 2 年度第 37 回原子力規制委員会（令和 2 年 11 月 11 日）で決定された「原子炉等規制法に基づく法令報告の改善について」（参考 1 参照）に基づき「対応区分 3」のプロセスで対応するものである。

使用施設等に係るもの

- 国立大学法人東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター
 - ・排気筒の倒壊について

特定原子力施設に係るもの

- 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所
 - ・原子炉格納容器内窒素封入設備における運転上の制限の逸脱について

令和 3 年 3 月 25 日に報告を受けた、東京電力福島第一原子力発電所一時保管エリアにおける核燃料物質等の漏えい事象については、現在、詳細を確認中である。このため、令和 3 年度以降の報告対象とする。

以上

原因及び対策等についての報告概要及び評価

	報告日 (発生日)	件名 (施設名)	事象概要等	安全重要度評価	INES 評価※ ¹
1	令和2年7月15日 (令和2年4月13日)	排気筒の倒壊について (東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター)	暴風警報発令中のところ、研究棟の排気筒が強風により倒壊していることを確認した。本事象による外部環境への放射能の影響はなかった。 本件の原因は、排気筒の接合部が溶接構造であったため、経年による腐食に伴う強度低下や過去の強風や地震による外力等により破断していたこと及びワイヤーによる固定を行っていたものの、補強分を上回る強風による外力が排気筒に加わったことである。 再発防止対策として、建築基準法に準拠した設計施工を行うとともに、排気筒の接合部は溶接ではなくボルト締めとし、保守管理が可能な構造とする。接合部の健全性を確認できる点検口を設け、定期的(1年1回以上)な点検を行う。(別添参照)	軽微 理由： 排気筒の設備劣化による倒壊であり、倒壊時に核燃料物質等の取扱い作業は行っておらず、核燃料物質等も安全に貯蔵保管されており、外部環境への影響もなかったことから、監視領域(小分類)「閉じ込めの維持」への影響はないものと判断した。	レベル0 理由： [人と環境への影響]及び[施設における放射線バリアと管理への影響] 放射性物質の環境への放出はなく、作業員の被ばくはない。 [深層防護への影響] 複数の防護層が利用可能であった。 [INES 評価値] 以上より、INESレベル0の「安全上重要ではない事象」と評価する。
2	令和2年7月22日 (令和2年4月24日)	福島第一原子力発電所1～3号機窒素ガス分離装置(B)窒素濃度指示不良に伴う運転上の制限からの逸脱について (東京電力ホールディングス株式会社)	1～3号機窒素ガス分離装置(B)の計器故障により封入する窒素濃度が数日間確認できていなかったため、運転上の制限である「封入する窒素の濃度が99%以上であることを毎日1回確認する」を逸脱した。ただし、窒素ガス分離装置(B)は窒素濃度が確認できていない期間も運転を継続しており、格納容器内の水素濃度に有意な変動はなかった。 本件の原因は、装置内の吸着層の活性炭が何らかの原因で細粒化してサイレンサから排出され、制御装置内に混入したことで異常が発生し、関連パラメータの計測ができなくなったためとしている。 再発防止対策として、サイレンサの排気先をコンテナ外に変更し、装置異常時の警報を集中監視室に伝送するなどの改造を行った。 また、令和3年1月に窒素濃度の確認に関する運転上の制限を廃止するなどの実施計画の変更申請を行い、認可を受けた。	(評価対象外)	(格付けは行わない※ ²)

※1：INES ナショナルオフィサーは、長官官房総務課事故対応室長

※2：東京電力株式会社福島第一原子力発電所(以下「福島第一原子力発電所」という。)において原子炉等規制法第64条の2第2項の規定に基づく特定原子力施設に係る実施計画の認可日以後に発生した事象については、平成26年12月10日の平成26年度第45回原子力規制委員会において示された方針に従い、福島第一原子力発電所の状況を踏まえ、INES 評価尺度のうち深層防護及び施設における放射線バリアと管理の基準を適用することが適当でないことから、INES レベルが6以上に相当するものでない場合には、INES レベルの格付けは行わない。
(原子力施設等の事故・故障等に係る国際原子力・放射線事象評価尺度の運用について(平成27年3月18日制定(令和元年7月24日改正)))

排気筒倒壊時の状況（令和2年4月）

研究棟屋根表面の損傷部分 研究棟屋根開口部（養生（第二段階）済み）



倒壊した排気筒 （原子力施設故障等報告書（令和2年7月15日）より抜粋）

再建された排気筒（令和3年4月）



（東北大学提供資料に一部加筆）

資料 2

原子炉等規制法に基づく法令報告の改善について

令和 2 年 11 月 11 日
原子力規制庁

1. 背景（略）

2. 検討の方向性

原子力施設における事故やトラブルについては、一義的に原子力施設の安全に責任を有する事業者が原因を究明し、再発防止を図ることが基本である。また、発生した事故トラブルの原子力安全上の影響の程度に応じて関与することが肝要である。こうした視点から、以下のように、主として、事務手続による法令報告対象の見直し、原子力規制委員会側の対応プロセスについて改善を進める。

(1) 法令報告の対象や手続（略）

(2) 対応プロセス

法令報告事象について、想定される原子力安全上の影響の程度等に応じて、別紙 1 に示す 3 つの区分にて対応することとし、個々の事象発生後速やかにその概要及びどの対応区分で対応するかについて、原子力規制委員会に報告し、了承を得る。

また、これまで実施している原子力規制委員会による法令報告事象の評価については法令上の要求ではないことから、原子力規制検査における検査指摘事項の重要度評価の運用との整合を図るため、今後は原子力規制庁が評価を行い、原子力規制委員会に報告・了承を得る運用としたい（別紙 2 のフロー図参照）。

3. 改善の進め方

（中略）

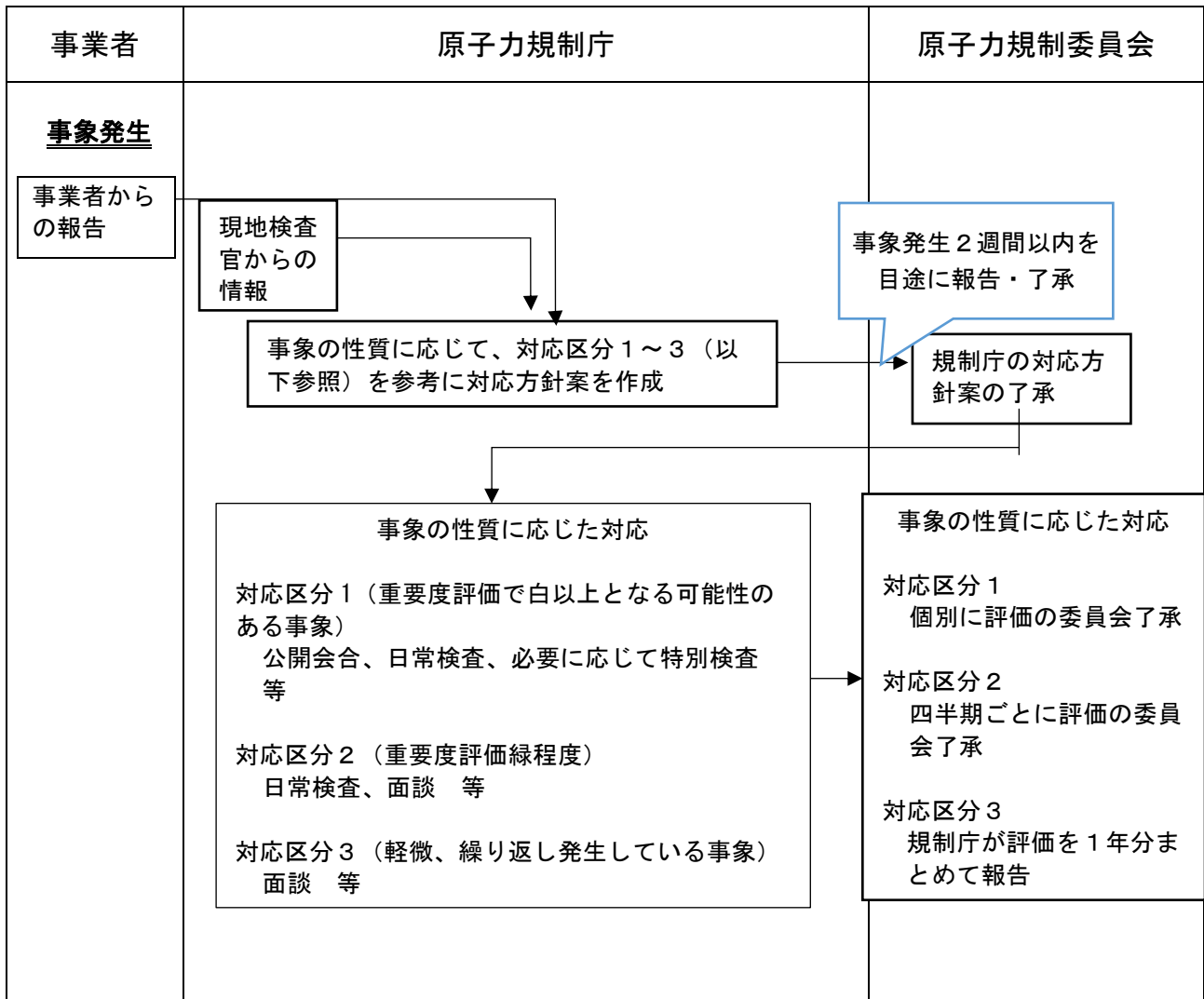
また、2. (2) の対応プロセスについては、別紙 1 及び別紙 2 に基づく対応を開始しつつ、年度内を目途に原子力規制庁のガイドとして文書化を行う。

	対応区分 1	対応区分 2	対応区分 3
対象事象	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で白以上となる可能性のある法令報告事象¹ 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で緑程度と考えられる法令報告事象² 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力規制検査の重要度評価で軽微と考えられる法令報告事象 繰り返し発生し、原子力規制委員会において既に評価済みの法令報告事象
検査での対応	<ul style="list-style-type: none"> 日常検査 必要に応じて特別検査 	<ul style="list-style-type: none"> 日常検査 	<ul style="list-style-type: none"> 必要に応じて日常検査
調査方法	<ul style="list-style-type: none"> 公開会合 面談 	<ul style="list-style-type: none"> 面談 必要に応じて公開会合を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 面談
委員会への報告	<ul style="list-style-type: none"> 個別に原子力規制庁の評価を報告し、原子力規制委員会の了承を得る。 	<ul style="list-style-type: none"> 四半期の原子力規制検査の実施状況報告時に、まとめて原子力規制庁の評価について報告し、原子力規制委員会の了承を得る。 	<ul style="list-style-type: none"> 年度明けに、年間に発生した法令報告事象について、原子力規制庁の評価をまとめて報告する。

¹ 核燃料施設等の場合は指摘事項あり（追加対応あり）の可能性のある法令報告事象

² 核燃料施設等の場合は指摘事項あり（追加対応なし）程度の法令報告事象

法令報告の対応フロー（案）



INESで事象を評価するための一般基準

INES レベル	人と環境	施設における放射線バリアと管理	深層防護
深刻な事故 レベル 7	<ul style="list-style-type: none"> 計画された広範な対策の実施を必要とするような、広範囲の健康および環境への影響を伴う放射性物質の大規模な放出。 		
大事故 レベル 6	<ul style="list-style-type: none"> 計画された対策の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の相当量の放出。 		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	<ul style="list-style-type: none"> 計画された対策の一部の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の限定的な放出。 放射線による数名の死亡。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の重大な損傷。 高い確率で公衆が著しい被ばくを受ける可能性のある施設内の放射性物質の大量放出。これは、大規模臨界事故または火災から生じる可能性がある。 	
局所的な影響を伴う事故 レベル 4	<ul style="list-style-type: none"> 地元で食物管理以外の計画された対策を実施することになりそうもない軽微な放射性物質の放出。 放射線による少なくとも 1 名の死亡。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心インベントリーの 0.1% を超える放出につながる燃料の熔融または燃料の損傷。 高い確率で公衆が著しい大規模被ばくを受ける可能性のある相当量の放射性物質の放出。 	
重大な異常事象 レベル 3	<ul style="list-style-type: none"> 法令による年間限度の 10 倍を超える作業員の被ばく。 放射線による非致命的な確定的健康影響(例えば、やけど)。 	<ul style="list-style-type: none"> 運転区域内での 1 Sv/時 を超える被ばく線量率。 公衆が著しい被ばくを受ける可能性は低い設計で予想していない区域での重大な汚染。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全設備が残されていない原子力発電所における事故寸前の状態。 高放射能密封線源の紛失または盗難。 適切な取扱い手順を伴わない高放射能密封線源の誤配。
異常事象 レベル 2	<ul style="list-style-type: none"> 10 mSv を超える公衆の被ばく。 法令による年間限度を超える作業員の被ばく。 	<ul style="list-style-type: none"> 50 mSv/時 を超える運転区域内の放射線レベル。 設計で予想していない施設内の区域での相当量の汚染。 	<ul style="list-style-type: none"> 実際の影響を伴わない安全設備の重大な欠陥。 安全設備が健全な状態での身元不明の高放射能密封線源、装置、または、輸送パッケージの発見。 高放射能密封線源の不適切な梱包。
逸脱 レベル 1			<ul style="list-style-type: none"> 法令による限度を超えた公衆の過大被ばく。 十分な安全防護層が残ったままの状態での安全機器の軽微な問題。 低放射能の線源、装置または輸送パッケージの紛失または盗難。
安全上重要でない (評価尺度未満/レベル 0)			

(出典:「2008 年版 INES ユーザーズマニュアル」より抜粋)