

第 5 6 回技術情報検討会の結果概要

令和 4 年 1 2 月 2 1 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、本年 1 1 月 2 4 日に開催された第 5 6 回技術情報検討会の結果概要について報告するものである。

2. 報告内容

別紙のとおり。

別紙 第 5 6 回技術情報検討会 結果概要

第56回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和4年11月24日（木）
2. 出席者：
杉山委員、石渡委員、市村原子力規制技監、古金谷緊急事態対策監、佐藤技術基盤グループ長、大島原子力規制部長、森下審議官、小野審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山センター長・天谷室長
3. 主な内容
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 安全研究から得られた知見の事業者への周知について
以下について報告及び議論を行った。
 - ①最新知見の周知方法について（見直し案）
（概要）
 - 第55回技術情報検討会において、事業者らへ技術情報検討会の結果を周知する際、意見交換を行う場合は議事録を作成し、公開すべきとの指摘があった。
 - 上記を踏まえ、原子力エネルギー協議会（ATENA）との定例面談では、事業者への周知を依頼し、意見交換を行う際は、公開会合を開催する。
（議論）
 - その方法で結構である。【石渡委員】
 - 2) 自然ハザードに関するもの
以下について報告及び議論を行った。
 - ①化学的風化指標を用いた断層の活動性評価に関する最新知見について
（概要）
 - 敦賀半島付近に分布する活断層及び非活断層を対象に、断層岩試料及び母岩の化学的性質を化学的風化指標W値¹を用いて分析・比較した。
 - その結果、母岩である花崗岩及び変玄武岩のW値は極めて低い値を示すのに対し、活断層の断層岩のW値は最大48.7%と比較的高い値を、非活断層の断層岩のW値は最大83.9%とより高い値を示した。
 - 非活断層では長期間にわたって地表付近での風化が進行することによりW値が高い値を取りやすいのに対し、活断層では断層活動に伴い

¹ 岩石の化学組成を用いた風化指標であり、高いほど風化が進んでいることを示す。

周期的に母岩由来の新鮮な鉱物が断層岩中に混入することにより、W値が比較的低い範囲に抑えられるためとの解釈が示された。

(議論)

- 審査にこの断層の活動性評価を活用するにあたって、技術的な課題はどのようなものがあるか。【森下審議官】
- 今回示されたデータは限定的な地域からのみのものであることや、W値が変化するメカニズムは環境によって大きく変わることから、考慮すべき事項はまだ非常に多くあると考えている。【林調査官²】
- 今後の対応は、既往研究の内容を調査・整理した上で再度判断するとあるが、これは既往研究を整理すれば見通しがつくものなのか、それとも研究が進むことで結論が出せるようになるのか。また、現時点の情報では審査部門で動きがでるものではないと思うが、技術基盤グループ、審査グループの認識はどうか。【市村原子力規制技監】
- 今後の対応については、技術的な課題を解決できる見込みが立っていないため、判断はまだ難しいと考えている。また、敦賀地域の原子力施設敷地内の断層の活動性評価手法に関わる情報として情報提供したが、現在の審査に影響は出ないと認識している。【林調査官】
- 審査で断層の活動性を判断する際に必要な年代情報が含まれていないため、現状では活用は難しいと認識している。【内藤管理官³】
- 本研究はフィールドではなく、実験室で行ったものか。【金城原子力規制企画課長】
- 主に実験室での分析によるものである。【林調査官】

(対応)

- 審査結果に影響を及ぼす内容ではないが、既許可の原子力施設に係る敷地内の断層の活動性評価に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。
- 本件については、引き続き情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから対応を再度判断する。

(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について

以下について報告及び議論を行った。

①スクリーニングと要対応技術情報の状況について (案)

(概要)

- 1次スクリーニング対象案件 45 件 (うち新規情報 40 件、更新情報 4 件、速報 1 件)。2次スクリーニングに移行 2 件。

² 地震・津波研究部門 林技術研究調査官

³ 原子力規制部審査グループ 内藤安全規制管理官 (地震・津波審査担当)

- 2次スクリーニング状況（新規：0件、継続中：3件、スクリーニングアウト0件）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件）

②2次スクリーニングの検討状況（案）

a) 原子力発電所の非常用電源システムの蓄電池の劣化加速

（概要）

- ATENAとの面談において、国内原子力発電所においては電池工業会規格「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」に基づき安全関連の蓄電池、鉛蓄電池の保守管理及び容量試験を実施していることが示された。
- 一方で、容量試験の実施要否を判断するための1次/2次劣化診断については、技術指針と違う方法により実施されていることが示された。

（議論）

- 事業者が、保守管理や容量試験を技術指針に基づき実施しているとしながら、容量試験の実施要否の診断を同指針とは異なる方法で実施しているとある。事業者が技術革新や、技術の変化に対応できていないということであれば、自主的な取組みを促してもよいのではないかと引き続き調査してほしい。【佐藤技術基盤グループ長】

（対応）

- 引き続き、事業者へ調査を行う。

③規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）

a) 回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性

（概要）

- NRCへ検査部門より職員を3名派遣し、情報収集を行う。

（議論）

- 検査官が戻ってきたら、火災対策室、検査グループ、技術基盤グループの関係者に集ってもらい、検査官からの報告及び事業者動向情報を共有し、対応の方向性を見つけていきたい。【森下審議官】

（対応）

- 米国情報収集の結果を聞いたうえで、国内事業者に意見聴取を行い、今後の対応の方向性を検討する。

2) 1次スクリーニング結果（案）

結果報告の後、以下について議論を行った。

- ①緊急時対応検査報告書における白指摘事項の最終重要度評価、違反通知とフォローアップ評価レター（IR2022501/382, IR2022090/382）

（概要）

- 米国ウォータフォード3号機において、緊急時活動レベル（EAL）の判断に用いる復水器排気広域ガスモニタの検出器の較性が据付け時より誤っており、過大評価による不要なリスクの可能性があった。
- 本件は検査監視領域の1つである「緊急時対応」における規制要求違反であり、重要度分類における白に該当するとされた。

（議論）

- 防災専門官が実施する防災資器材の調査においても参考になり得ると思う。進捗があれば、技術情報検討会への報告または緊急事案対策室へ情報提供をお願いしたい。【古金谷緊急事態対策監】
- 日本の原子力施設と直接的につながる事案ではないが、EALの判断に使用する機器の精度は非常に重要である。こういった情報も NRA Information Notice⁴(NIN)の対象になるのではないかと。【森下審議官】

（対応）

- 本事象は設備に原因がある事象であり、当該設備は日本の原子力施設におけるEALの判断に用いるモニタリング設備とは異なることと、適用された監視領域も国内のそれとは異なることから、スクリーニングアウトとする。
- 情報更新等があれば、適した形での報告を行う。

②（参考速報）非常用ディーゼル発電機（EDG）24時間連続運転中における排気管伸縮継手の破損（国内2021-08R1）

（概要）

- 事業者から再発防止策が示されたので、スクリーニング調査・分析は行っていないが速報する。再発防止策は、排気管伸縮継手の定期取替え及び新しい継手を非破壊検査により溶接欠陥がないことを確認すること。

（議論）

- 国外に比べ、国内ではEDGの故障が多く発生しているように感じる。国外と比較して国内のEDGの故障率が高いのであれば、対策を考えるべき。【石渡委員】
- 日米の故障率を比較したものであれば、国内の故障率は米国に比べ高いとは言えない。本事象は、必ずしもEDGが機能喪失したわけではなく、注意が必要。【片岡専門職】
- DG関連の事案は事業者にはよく知ってほしい。事業者の自主的な改善の取組みの参考として、NINを発出してはどうか【森下審議官】
- 連続運転試験中のトラブルについては、機能喪失なのか、点検のために停止したものなのか見極めが必要。また、故障率は日米では日本の

⁴ 後日確認したところ、運転プラントの型式は網羅されていた。

方が低いとのことだが、基準が同等程度なのかも含め、慎重に分析すべき。NIN を出す方向で検討してほしい。【市村原子力規制技監】

(対応)

- EDG の信頼性は大きな課題であり、引き続き分析調査する。
- EDG のトラブル情報について慎重に分析し、結果がまとめ次第、NIN を発行する。

③ (情報更新) 非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止による運転上の制限の逸脱 (国内 2021-28R2)

(概要)

- 保安規定の運転上の制限の逸脱と判断された本件は、原子力規制検査において、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV (通知なし)」と判断され、基準⑤でスクリーニングアウトとしていた。
- なお、規制検査で判明した「DG の詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかったこと」については、原子力規制庁内で既に調査していることから、基準⑥でスクリーニングアウトとする。

④ 非常用ガス処理系入口隔離弁の動作不良 (国内 2021-58)

(概要)

- 柏崎刈羽発電所 5 号機において、非常用ガス処理系 (A) の入口隔離弁の電磁弁交換作業に先立ち、中央制御室から当該弁を開操作したところ開動作しなかった。
- 前回の開動作確認 (2012 年 4 月) 以降に実施していた原子炉棟内で照射された燃料に係る作業について、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断された。
- 原子力規制検査において、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV (通知なし)」と判断されており、スクリーニングアウトとする。
- なお、原子力規制検査により、当該隔離弁の機能試験につき懸念が示されていたが、本技術情報検討会までに是正処置がとられていることが確認されている。

⑤ 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策 (国内 2022-12)

(概要)

- 原子力規制検査において、電動補助給水ポンプエリアの補助給水機能に係る一部の設備に対する火災防護が不十分であると判明した。
- その後、並んだ制御盤の間に 1 時間耐火シートが設置され、各制御盤

内に自動消火設備（感知機能付き）が設置されていること、火炎影響範囲にある電線管に1時間耐火シートが設置され、同様な6火災区画14箇所、耐火シートが設置されていることを確認した。

- 原子力規制庁内で既に検討が開始されており、スクリーニングアウトとする。

3) トピックス

以下について報告及び議論を行った。

① 2次スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象－2（案）

（概要）

- フランス電力会社（EDF）による検査で見つかったカットノン1号機の安全注入系配管の溶接部近傍の応力腐食割れ（SCC）について、亀裂による影響を受ける配管強度は保証できないとして、当該溶接部は原子炉再起動前に修理が必要との通知を発出した。
- EDF の情報通知によれば、仏国の5基の原子炉において配管上にSCCが確認され、重大事象としてASNに報告された。それら5基は、いずれもP'4もしくはN4シリーズと呼ばれる比較的大型のPWRである。

（議論）

- 「表1 修理中のプラントの状況」によれば、SCCが確認された炉の型式は限定されているようだが、表はフランス国内のプラントを網羅したものか。また、原子炉再起動前の修理の要否は、亀裂の深さにより炉毎に個別に判断するのか。【杉山委員】
- 型式についてはほぼ網羅しているが、全てではないと思う⁵。また、修理の要否については、判断が明確に出ていない。【片岡専門職】
- 比較的新しい炉で亀裂が発生しているように見えるが、材料や設計に原因があるのか。【森下審議官】
- 実証されていないが、配管の敷設や、当時の溶接技術・力量に問題があったのではないかとされている。【片岡専門職】
- 3ループの90万KW級の炉は問題ないと言われていたと思うが、「表1 修理中のプラントの状況」にはシノン-B3も記載されている。今論点としているSCCとは別のものが確認されたということか。日本のPWRのSCCとの関連も併せて日仏間で議論は行われていると思うので、適宜、情報共有してほしい。【市村原子力規制技監】

（対応）

- 引き続き、情報収集や日仏間での情報交換を行い、結果を報告する。

⁵ 後日確認したところ、運転プラントの型式は網羅されていた。

②「ボーイング 737 墜落：NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」のサマリー（案）

（概要）

- NRC では原子力施設におけるデジタル計装制御に対する規制基盤近代化活動として、ボーイング 737MAX8 の墜落事故に係る当局の調査報告書を体系的に評価しており、「ボーイング 737 墜落：NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」が発表された。
- 評価の結果、原子力発電所のデジタル計装制御システムと航空電子工学システムの間では、安全機能や深層防護等において違いが大きく、技術比較は困難であることがわかった。
- また、原子力発電所のデジタル計装制御の許認可と検査に関する NRC の規制基盤にギャップ（課題）は見つからなかったものの、以下のようない種な推奨事項が得られたとしている。
 - 新規もしくは構想から設置まで大きく異なるアプリケーションに対する、デジタル I&C 技術レビュー、人間工学レビュー及び検査監督の三者間での情報統合と情報共有を改善し続ける必要がある。
 - 米国規制上で、事前承認（審査）を必要としないデジタル計装制御システムの改造に対しては、NRC の監督プログラムを改善し続ける必要がある。
 - 許認可及び監督プロセスにおけるデジタル計装制御システムの定量的評価に向けて、デジタル計装制御の運転経験の収集と共有を増やす手段を模索する必要がある。

（3）その他

1) 原子力規制検査において確認された情報について

- 原子力規制検査の中で発見されたものについて、検査の中で処理することは重要である一方で、別の枠組みで規制のアクションをする可能性があるものは、技術情報検討会に報告してもらうことも重要。スクリーニングにはその視点を持ってもらいたい。【市村原子力規制技監】
- マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイトの旧建屋からの放射能水漏れについては、特殊な事例のため直接教訓等を引き出すのは難しいと思うが、コンクリートの劣化ということでプラント寿命管理の観点から何か知見は得られるのか、という視点も持って調査してほしい。【市村原子力規制技監】

2) 他産業での事故・トラブル情報の活用について

- 技術情報検討会では、ボーイング 737 事故のような他産業における事故・トラブル情報についても、扱うことになっているのか。NRC の取

組みを参考に、日本においても他産業の事故・トラブル情報も対象とするか、検討してはどうか。【古金谷緊急事態対策監】

- 必ずというわけではないが、原子力施設においても知見が得られるものであれば、扱うことは否定していない。【遠山技術基盤課長】

第56回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和4年11月24日（木） 10:00～12:00
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A （TV会議システムを利用）
3. 議題
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 安全研究から得られた知見の事業者への周知について
 - ①最新知見の周知方法について（案）
（説明者）永瀬 文久 長官官房技術基盤グループ技術基盤課規制基盤技術総括官
 - 2) 自然ハザードに関するもの
 - ①最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）
（説明者）川内 英史 長官官房技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）
林 宏樹 長官官房技術基盤グループ地震・津波研究部門技術研究調査官
 - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
 - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について
 - 2) 1次スクリーニング結果
 - 3) トピックス
 - ①安全注入系で見つかった応力腐食現象の中間報告（案）
 - ②NRC 報告「ボーイング 737 事故から得たデジタル I&C 規制課題に関する予備的洞察」（案）
（説明者）片岡 一芳 長官官房技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職
4. 配布資料
 - 議題（1）

資料56-1-1	最新知見の周知方法について（見直し案）
資料56-1-2	最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）
資料56-2-1-1	スクリーニングと要対応技術情報の状況について（案）
資料56-2-1-2	2次スクリーニングの検討状況（案）
資料56-2-1-3	規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）
資料56-2-2	1次スクリーニング結果（案）
資料56-2-3-1	安全注入系で見つかった応力腐食現象-2（案）
資料56-2-3-2	「ボーイング 737 墜落:NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」のサマリー（案）

最新知見の周知方法について(見直し案)

令和4年11月24日

技術基盤課

最新知見のスクリーニング情報のうちガイド等に関連し庁内外の関係者(審査官、事業者)に周知する方法について検討した。

技術基盤 G は、自ら安全研究を実施するとともに、ジャーナルや会議で発表された論文や概要、諸外国の規制動向、学会等による公表等、原子炉施設等の安全性に係わる最新の科学的・技術的知見^(注1)を収集している。これらの最新知見に対しては、スクリーニングを実施し、安全上の重要度、緊急性、信頼性が高いものと判断されるものについては、技術情報検討会に「要対応技術情報(案)」(注2)として提示し、庁内での共有を図るとともに、規制に反映させる必要性の有無、事業者らへの周知の要否等について議論する。

要対応技術情報のうち、事業者らに周知する必要があると判断されるものについて、周知方法について以下のように整理した。なお、庁内関係者には、技術情報検討会により周知可能と考えるが、関連部門との連携を密にして情報を共有する。

- ① 基本的に、技術情報検討会での結果について原子力エネルギー協議会(ATENA)との定例面談等において事業者らに周知するよう伝達する。事業者等との意見交換を行う必要が生じた場合には別途公開会合を開催する。
- ② 背景、経緯、規制との関連や重要性に関する解説、他の関連知見も考慮した考察等を加えて周知する場合には、NRA ノート^(注3)などの研究報告書を作成して周知する。
- ③ 研究の到達度や信頼性(複数の手法をとりまとめ総合的に評価されたか、基礎知見に基づく実用的知見・手法か、一般性や妥当性が確認された実験データか、当該分野で広くコンセンサスが得られた知見か等の観点)を考慮した上で、事業者において考慮の対象となり得る知見と判断される場合は、被規制者向け情報通知文書 NRA Information Notice(注4)での発出も検討する。

以上

(注1)

検討対象とする情報は、A. 諸外国の規制基準等、B. 安全研究等(外部会合等の情報、安全研究で明らかになった情報、国内外の研究開発情報)、C. 国際基準等(国際原子力機関安全基準等の策定又は改定情報、経済協力開発機構／原子力機関／原子力施設安全委員会等の規制活動に係る情報)、D. 学会等の情報(原子力関連学会での情報、外部事象(地震、津波、火山等)を含めた幅広い学会情報)、E. その他である。

(注2)

技術基盤 G が行う 2 次スクリーニングにおいて、対応の方向性が i) 直ちに原子力規制部等関係部署に連絡・調整し、原子力規制庁幹部に報告する。 ii) 対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii) 技術情報検討会に情報提供・共有する。 と整理された情報

(注3)

NRA 技術報告は、職員が行った研究又は委託及び請負契約により行った研究において得られた技術的基礎・実験データ等を基に、解析、考察、評価等を行い、規制への活用の観点から取りまとめた文書である。NRA 技術ノートは、職員が行った又は委託及び請負契約により行った研究若しくは調査により得られたデータや情報を取りまとめたものであり、NRA 技術報告書とともに、規制基準・解釈及び各種ガイド類並びに審査及び検査における判断の参考又は安全研究の参考となり得る報告書である。

(注4)

被規制者に対して作為又は不作為を求めるものではなく、規制上関係する被規制者等に周知する必要があると判断する情報について、速報的に発出する被規制者向け情報通知文書

〈技術情報検討会資料〉

技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

資料 56-1-2

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年11月24日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年9月3日から令和4年11月4日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
22 地津-(D)-0018	化学的風化指標を用いた断層の活動性評価に関する最新知見について	iv)	2~4

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

※フラジリティ分野の知見については「自然ハザード以外に関するもの」に分類する。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年11月24日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年9月3日から令和4年11月4日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(D)-0018	化学的風化指標を用いた断層の活動性評価に関する最新知見について	<p>発表日：令和4年9月11日 発表先：日本地質学会第129年学術大会 演題：風化度指標 W 値を用いた江若花崗岩中の断層岩の諸特性 発表者：岩森暁如*1、小北康弘*2、島田耕史*2、立石良*3、高木秀雄*4、太田亨*4、菅野瑞穂*2、和田伸也*1、大野顕大*1、大塚良治*1 *1 関西電力株式会社（以下「関電」という。）、*2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）、*3 国立大学法人富山大学、*4 学校法人早稲田大学</p> <p>上記の岩森氏らによる発表（以下「本発表」という。）では、敦賀半島付近に分布する活断層及び非活断層を対象に、断層岩試料及び母岩の化学的性質等を比較した。発表の概要は以下のとおりである（注1）。 分析対象とした断層岩試料は以下の6種である。それぞれについて活断層・非活断層の区分及び母岩の岩種を【 】に示す。</p> <p>① 白木-丹生断層（露頭試料） 【活断層、花崗岩】 ② 白木-丹生断層（ボーリング試料） 【活断層、花崗岩】 ③ 敦賀断層 【活断層、花崗岩】 ④ 敦賀断層 【活断層、変玄武岩】 ⑤ 関電美浜発電所敷地内の断層破碎帯 【非活断層、花崗岩】 ⑥ JAEA もんじゅ敷地内の断層破碎帯 【非活断層、花崗岩】</p>	2022/10/28	iv)	<ul style="list-style-type: none"> ・本情報は、化学的風化指標 W 値と断層の活動性の関係について分析した評価例を示すものである。 ・新規基準では「将来活動する可能性のある断層等」を後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できない断層等としている。新規基準適合性審査においては、原子力施設の敷地内及び敷地周辺の断層に対する活動性評価手法として、上載地層法又は鉱物脈法による最新活動時期の評価が特に信頼性の高い手法として用いられている。 ・本情報に含まれる活断層及び非活断層のW値の違いは、上記の断層活動性評価手法（従来手法）とは異なる新手法を示唆するものである。一方、本情報にはW値と断層の最新活動時期との直接的な関係が示されてい 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング																																					
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針																																			
		<p>上記試料について、蛍光 X 線分析 (XRF) による全岩化学組成分析の結果を基に、風化の程度を示す化学的指標 W 値^(注2)を評価したところ、下表に示す結果が得られた。</p> <p style="text-align: center;">表 各試料の W 値^(注3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>断層</th> <th colspan="2">試料種別</th> <th>W 値 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 白木 - 丹生断層</td> <td>露頭試料</td> <td>断層岩</td> <td>23.3 - 48.7</td> </tr> <tr> <td>② 白木 - 丹生断層</td> <td>ボーリング試料</td> <td>断層岩</td> <td>15.0 - 18.4</td> </tr> <tr> <td>③ 敦賀断層 (花崗岩)</td> <td>露頭試料</td> <td>断層岩 (花崗岩質)</td> <td>3.3 - 14.5</td> </tr> <tr> <td>③ 敦賀断層 (花崗岩)</td> <td>露頭試料</td> <td>母岩 (花崗岩)</td> <td>4.9</td> </tr> <tr> <td>④ 敦賀断層 (変玄武岩)</td> <td>露頭試料又はボーリング試料</td> <td>断層岩 (変玄武岩質)</td> <td>10.5 - 36.7</td> </tr> <tr> <td>④ 敦賀断層 (変玄武岩)</td> <td>露頭試料又はボーリング試料</td> <td>母岩 (変玄武岩)</td> <td>6.6</td> </tr> <tr> <td>⑤ 美浜発電所</td> <td>露頭試料又はボーリング試料</td> <td>断層岩</td> <td>29.4 - 83.9</td> </tr> <tr> <td>⑥ もんじゅ</td> <td>露頭試料又はボーリング試料</td> <td>断層岩</td> <td>7.2 - 66.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>表のとおり、母岩である花崗岩及び変玄武岩の W 値は極めて低い値を示すのに対し、活断層 (①~④) の断層岩の W 値は最大 48.7% と比較的高い値を、非活断層 (⑤及び⑥) の W 値は最大 83.9% とより高い値を示した。この違いには試料の Na₂O 濃度及び CaO 濃度の違いが大きく寄与しており、X 線回折法 (XRD) による分析では W 値が大きい試料ほど Na・Ca を含む主要造岩鉱物である長石のピークが減少する傾向が見られた。こ</p>	断層	試料種別		W 値 (%)	① 白木 - 丹生断層	露頭試料	断層岩	23.3 - 48.7	② 白木 - 丹生断層	ボーリング試料	断層岩	15.0 - 18.4	③ 敦賀断層 (花崗岩)	露頭試料	断層岩 (花崗岩質)	3.3 - 14.5	③ 敦賀断層 (花崗岩)	露頭試料	母岩 (花崗岩)	4.9	④ 敦賀断層 (変玄武岩)	露頭試料又はボーリング試料	断層岩 (変玄武岩質)	10.5 - 36.7	④ 敦賀断層 (変玄武岩)	露頭試料又はボーリング試料	母岩 (変玄武岩)	6.6	⑤ 美浜発電所	露頭試料又はボーリング試料	断層岩	29.4 - 83.9	⑥ もんじゅ	露頭試料又はボーリング試料	断層岩	7.2 - 66.8		<p>ないため、断層の活動性評価に必要な最新活動年代を特定できるものではない。また、データの統計学的有意性、W 値の変動メカニズム (例えば風化以外の変質作用の影響や風化変質を生じる深度範囲) 等の観点から、新手法としての妥当性を検討する上で十分な情報量を備えているとは言い難い。このため、規制及び安全研究への影響を踏まえた本情報の取扱いについては、慎重な検討を要すると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本情報は原子力施設敷地内の断層の活動性評価手法に関わる内容であるため、審査部門への情報提供を行った。 ・本情報に関連した研究として、近年、活断層・非活断層の断層岩の化学的性質の対比がなされている。本情報 (W 値) を含め、断層岩の化学的性質から断層の活動性を評価する試みは新たな評価手法としての可能性を示 			
断層	試料種別		W 値 (%)																																								
① 白木 - 丹生断層	露頭試料	断層岩	23.3 - 48.7																																								
② 白木 - 丹生断層	ボーリング試料	断層岩	15.0 - 18.4																																								
③ 敦賀断層 (花崗岩)	露頭試料	断層岩 (花崗岩質)	3.3 - 14.5																																								
③ 敦賀断層 (花崗岩)	露頭試料	母岩 (花崗岩)	4.9																																								
④ 敦賀断層 (変玄武岩)	露頭試料又はボーリング試料	断層岩 (変玄武岩質)	10.5 - 36.7																																								
④ 敦賀断層 (変玄武岩)	露頭試料又はボーリング試料	母岩 (変玄武岩)	6.6																																								
⑤ 美浜発電所	露頭試料又はボーリング試料	断層岩	29.4 - 83.9																																								
⑥ もんじゅ	露頭試料又はボーリング試料	断層岩	7.2 - 66.8																																								

最新知見 等情報シ ート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方向 性	理由	対応 の方向 性	理由	対応 方針
		<p>のことから、発表者はW値の違いが長石の溶解挙動等に起因するものと解釈した。</p> <p>なお、口頭発表における説明では、非活断層では長期間にわたって地表付近での風化が進行することによりW値が高い値を取りやすいのに対し、活断層では断層活動に伴い周期的に母岩由来の新鮮な鉱物が断層岩中に混入することにより、W値が比較的低い範囲に抑えられる旨の解釈が示された。</p> <p>注1) 以下、本シート中において「活断層」及び「非活断層」の区別は発表者らによるものであり、当庁の審査により活動性を判断したものではない点に留意。</p> <p>注2) W値とは Ohta and Arai(2007)で提案された化学風化指標であり、岩石の主要化学組成のうち8成分(SiO₂, TiO₂, CaO, Na₂O等)の濃度データを統計処理(有心対数比変換、主成分分析等)することで得られる。W値は火成岩であれば母岩の岩種を問わず適用可能であり、高いほど風化が進んでいることを示す。</p> <p>注3) 表は講演要旨の内容に基づき当庁が作成したものである。活断層の断層岩試料を網掛けで示した。</p> <p>【参考文献】 Ohta T., Arai H., Statistical empirical index of chemical weathering in igneous rocks: A new tool for evaluating the degree of weathering. <i>Chemical Geology</i>, 240, 280-297.</p>		<p>唆するものであることから、担当課において既往研究の内容(技術的課題、適用範囲等を含む。)を調査・整理した上で、今後の対応について再度判断する。</p>	/			

スクリーニングと要対応技術情報の状況について(案) (国内外原子力施設の事故・トラブル情報)

2022-11-24
 技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 45	(新規: 40 更新: 4 速報: 1)	
1次スクリーニング結果(案)	2次スクリーニングへ: 2	スクリーニングアウト: 41	暫定評価: 2 ^{*a}
2次スクリーニング対象案件	合計: 3	(新規: 0 スクリーニング中: 3) ^{*b}	
2次スクリーニング結果(案)	要対応技術検討へ: 0	スクリーニングアウト: 0	
更なる調査が必要な案件: 0 (新規: 0 調査中: 0)			
<要対応技術検討>	合計: 2	(新規: 0 準備中: 2)	規制に取り入れる必要がない案件: 0

*a 既速報の更新(1件)を含む。

*b 2次スクリーニング中案件の更新(2件)含む。

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和4年11月24日
技術基盤課

(2次スクリーニング継続、情報更新案件、終了提案案件)

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
49	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837 IRS9051P	海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着	<p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例 (IRS8732) を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス (WH) 社製 PWR に対する影響評価を報告するもの。仏国運転経験に基づく CRDM サーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年 (EFPY) 以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR の CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。</p> <p>米国から異なるモードによるサーマルスリーブのカラー部破損の報告があった (IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられる。その後の WH 社の調査 (LTR-NRC-20-12) により、米国の異なるモードによるカラー部のサーマルスリーブ破断は、掛かる応力や形状から、制御棒動作を妨げる懸念がないことが示され、米国ではプラントごとの品質マネジメントで扱われることとなった。このタイプの CRDM は国内では用いられておらず、リストにも国内プラントが含まれていないことから、IRS8837 は調査対象から除外する。</p> <p>IRS9051P は、英国 PWR でも複数の CRDM サーマルスリーブの摩耗 (仏国事象と類似) が確認されたことの予備的報告である。本件の調査対象に含めることとする。</p>

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
65	ASN20211216 国内 2020-25 IRS9063P IRS9060P	安全注入系で見つかった応力腐食現象	<p>ASN 及び IRS9063P は、仏国 PWR の 10 年毎供用中検査における超音波検査で、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった事例の予備的報告である。水平展開検査により、3 基で同様な指示が見つかり、1 基は検査中である。原因は、配管内面の応力腐食割れとみられるが、根本原因は未特定である。従前の 10 年毎供用中検査では、見逃された可能性がある。国内 2025-25(加圧器スプレイ配管の SCC)との類似性を調査する。仏国からの更新情報によると、少なくとも 4 基の PWR の安全注入系配管及び／または余熱除去系配管の溶接部近傍で、粒界内応力腐食割れ(IGSCC)が確認された。溶接と配管形状と配管内に滞留する 1 次冷却水の熱成層化等の影響とみて、原因究明が続けられている。</p> <p>IRS9060P は、米国 PWR における ISI ベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部からの漏えいを確認した事例の予備的報告である。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、溶接金属として用いた 82 合金の PWSCC 感受性が高いため。溶接も不完全だった。なお、据付け当時(1990 年)は、82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていた。Ni 合金の PWSCC であるが、上記ステンレス鋼の SCC とは現象が異なり、米国では軽微な案件としてクローズしている。ただし、溶接品質情報や欠陥検査方法につき、仏及び国内のステンレス鋼 SCC 事例との類似性等を引き続き調査する。</p>
66	IRS8468 WGELEC 技術報告書 国内 2021-09	原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速	<p>IRS8468 は、原子力発電所の複数の蓄電池の容量試験により、期待より速い劣化が見つかった技術仕様書違反の報告である。</p> <p>技術報告書には、WGELEC による国際調査から、蓄電池の設計や使用、保守に関する 4 つの推奨が示されている。中でも、蓄電池の不良の早期発見を可能にし、先行管理型の蓄電池交換を行えるよう、事業者は月例の目視検査と 2 から 5 年間隔の定期容量試験を検討すべきと推奨している。国内では、蓄電池の劣化に係る事象報告は確認されていないが、技術報告書の 4 つの推奨に関連した以下の項目につき、国内原子力発電所における実態を調査する必要がある。1) 新しい蓄電池の腐食劣化問題の有無。2) 急速充電の実態。3) 蓄電池の劣化監視と蓄電池交換の実態ならびに蓄電池及び充電器の能力確認の実態。4) 蓄電池や充電器のさらなる信頼性向上に関する検討状況。</p> <p>国内 2021-09 は、投光器用のリチウムイオンバッテリーが発火した事例である。種類は異なるが、蓄電池の劣化が原因であり、不良の早期発見と先行管理型の蓄電池交換が望まれることから、非常用直流電源系統の蓄電池の劣化問題と合わせて、2 次スクリーニング調査・分析を行う。</p> <p><u>原子力エネルギー協議会等との面談(R4.8.26)において、国内プラントにおいては、(一社)電池工業会の SBA G 0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」に基づいて安全関連蓄電池の保守管理及び容量試験を実施していることが示された。しかしながら、容量試験の実施要否を判断するための、1 次／2 次劣化診断方法が当該技術指針と異なり、事業者ごとに独自の診断方法が用いられている。それら診断方法及びその診断に基づく容量試験の技術的根拠、妥当性等を引き続き聴取する。</u></p>

規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト(案)

令和 4 年 11 月 24 日
技術基盤課

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2015-12-01	回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性	NRCは、回路の故障が2次火災事象又は設備の損傷を誘発させる可能性に関連した最近の運転経験を周知した。NRCは、回路の隔離不足に起因する2次火災または設備への熱的損傷を誘発させる問題を取上げている。更に、産業界の運転経験に関する追加レビューに基づき、認可取得者は各自の既存の決定論的防災防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行う。</p> <p>①平成 28 年度～令和元年度は米国の回路解析に関する調査を実施した。(1)平成 28 年度：火災時安全停止機能の検査の項目、ポイント、実施内容、民間指針(NEI 00-01)の改訂、電動弁等の多重誤作動問題(MSO)の実情等の調査を行いそれらの内容を把握した。(2)平成 29 年度：MSO の具体的シナリオ特定の手法(機器の運転に必要な回路、誤作動を引き起こす可能性のある回路等の特定)、NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。(3)平成 30 年度：回路解析の実務に係る情報整理として、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット・ショートに系統の故障モードの分類、回路解析の実施事例の調査を行った。(4)令和元年度：NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査(電気関係)の調査、火災防護検査員を対象とした研修(回路解析関係)内容、研修資料等の情報を整理した。</p> <p>②令和 2～3 年度：(1)上記の調査結果に基づき、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」を作成した。同ノートは令和 3 年 6 月に公表された。(2)米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものと考えられる。しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法(回路解析が手法の一部である)により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとした。(3)火災時安全停止に関わる過去約 10 年の米国事業者報告(LEP)を収集・分析した結果、火災起因のホット・ショートによる加圧機安全逃し弁の誤開放で冷却材喪失となる可能性を含む様々な懸念(安全影響度は低い)が、最近の NPP 火災防護規制検査等で見つかったことがわかった。今後、規制庁において、米国の火災防護規制状況をさらに調査し理解を深めるとともに、国内 NPP 事業者と情報共有を続けていくこととした。</p> <p>③令和 4 年度計画：(1)米国火災防護規制の最近の動向の調査を行う、(2)国内事業者と情報共有として、事業者の対応状況について意見聴取を行う、(3)関連する NRC の審査及び検査制度についての文献調査を行う、(4)火災防護関連の検査について、NRC へ検査官等を派遣し情報収集を行う。</p>	<p>①令和元年度(終了)</p> <p>②令和 3 年度(終了)</p> <p>③(1)令和 4 年度(予定) (2)令和 4 年度上期(予定) (3)令和 4 年度(予定) (4)R4/11/28-12/16に3人派遣予定。</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>③(1)技術基盤 G (2)火災対策室、検査 G、技術基盤 G (3)技術基盤 G (4)火災対策室、検査 G</p>

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生を目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめるとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<p>・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。</p> <p>①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成28年7月より、実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設について、主に面談で各施設のHEAF想定箇所に対する保護リレーの整定時間等の調査を開始。 ・実用発電用原子炉施設等について、保護リレーの整定時間短縮(保護リレーのデジタル化含む)により、HEAF発生後のアーク火災発生防止のための規制要件(基準類の改正案)を検討した。 ・平成29年2月23日～3月22日で、HEAFに係る規則等の改正とガイドの制定のためのパブリックコメント実施。 ・その後、EDG受電遮断器に対するHEAF対策の可否についての問題が新たに発生したため、6月13日に事業者から公開ヒアを実施。6月27日に第2回公開ヒア実施。 ・第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に関する規則等の改正と審査ガイドの制定を決定。8月8日付けで公布(施行)。なお、再処理施設及び研究開発段階発電用原子炉に係る規則等についても併せて改正。 <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成29年4月より、NRCと共同でHEAFの第一段階における爆発現象の解明のための研究を開始。平成29年12月、平成31年1月、令和2年1月、令和3年8月及び令和4年2月に米国KEMA試験場にて爆発現象の解明のためのHEAF試験を実施。現在、試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析中。 ・OECD/NEAのHEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は、COVID-19の影響で終了期間が延長(現時点では令和4年12月まで延長することが決定されているが、更にもう1年延長する令和5年12月までの延長案も検討されている。)されたため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。 	<p>①終了</p> <p>②未定</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p>

1次スクリーニング結果（案）

2022-11-24
 技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IRS IAEA International Reporting System	0	10	4	0	0	0	0	2	16
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	1	2	0	0	0	0	0	3
国内 法令報告、規制検査報告、ニュージーシア	0	2	0	0	19	2	0	0	23
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	2	0	2
その他	0	0	1	0	0	0	0	0	1
計	0	13	7	0	19	2	2	2	45

スクリーニング基準	
①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。
③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。
④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。
⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。
⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)																
					基準/2次	INES	処理結果														
INES2020-02	原子炉施設事象	<p>2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。</p> <p>スクリーニング基準の番号を記載しています。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">スクリーニング基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 原子炉冷却材浄化系 https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</p>	スクリーニング基準		①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。	②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。	③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。	④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。	⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。	⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。	2020-12-11	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの状況により、サイト緊急事態と分類された。放射能高の環境への漏えい、被曝の可能性は低い。</p> <p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>
スクリーニング基準																					
①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。																				
②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。																				
③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。																				
④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。																				
⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。																				
⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。																				
		<p>事業者(TVO)によるプレスリリース(2020-12-13) https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/releases/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html</p> <p>0、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、原子炉停止冷却系の一つが壊れた。そのため、長時間ほど掛かった。その間、高圧で、原子炉冷却材浄化系のフィルターは約 70°C に耐えられる。この時、約 100°C の冷却材が流出し、物質が冷却材に溶け出した。修理後、冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質が主蒸気管内の放射能レベルも高くなった。</p> <p>放射能高により、自動的に格納容器が隔離(弁閉)。これに伴い、自動的に格納容器が移動し、原子炉停止した。この格納容器緊急事態と分類され、オルキルオト発電所の対応が開始された。緊急体制が敷かれた。イベントに参集した。</p> <p>環境への影響はなく、安全重要度も高く、放射能レベル 0 と評価された。従業員への被曝はなかった。</p> <p>TUK は、2 号機の運転再開を許可し、点検項目を実施し、14 日に運転再開申請し、センサー、コネクター、伝送器、スイッチと貫通部の点検。3) サプレッションポンプの格納容器内の弁の試験。5) 制御棒操縦停止機能の試験。</p> <p>https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/releases/2020/stukgrantedstart-upperpermissionforol2plantunit.html</p>																			

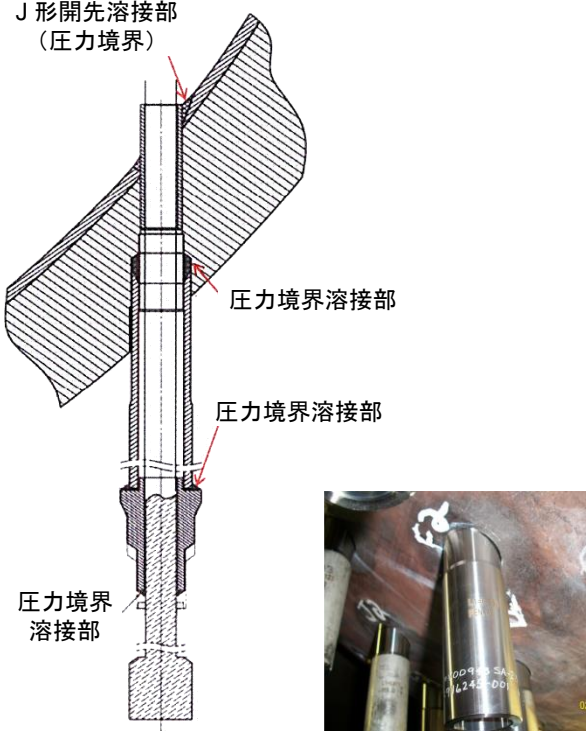
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2022-01R1	使用済み燃料中間貯蔵施設における運転上の制限の逸脱	<p>2022-03-31、ハンガリーのバクシュ原子力発電所の使用済み燃料中間貯蔵施設において、貯蔵管グループ(番号22/7)の最初の貯蔵管(番号 22-A-24)が供用となった。つまり、当該貯蔵管に使用済み燃料が装荷され、閉じられ、窒素/ヘリウムガスで満たされた。この貯蔵管グループの窒素監視システムは、60日間、窒素/ヘリウムガスで満たされなかったため、運転上の制限を逸脱した(2022-05-29)。</p> <p>参考図 使用済み燃料中間貯蔵施設断面概略図</p> <p>参考図 中間貯蔵施設鳥観図</p> <p>https://rhk.hu/gallery/spent-fuel-interim-storage-facility-1/files</p>	2022-06-27	事務局	⑤	1	<p>本件は、使用済み燃料の中間貯蔵施設(乾式)において、窒素監視システムで運転上の制限の逸脱があったことの速報である。INES-1 情報であることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。新たな安全情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
補足情報							
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

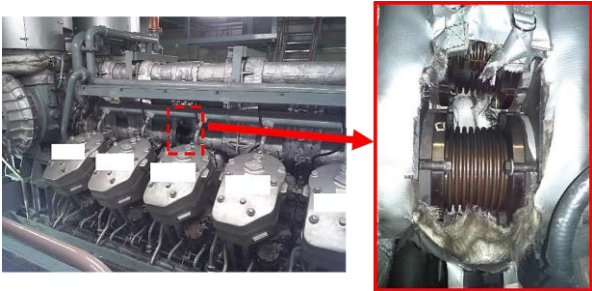
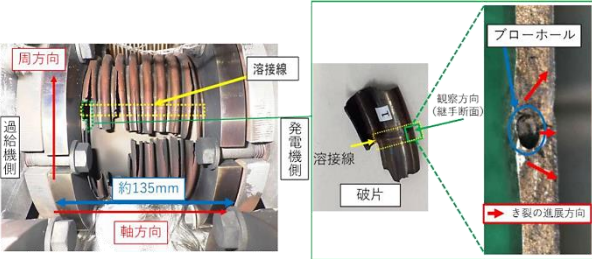
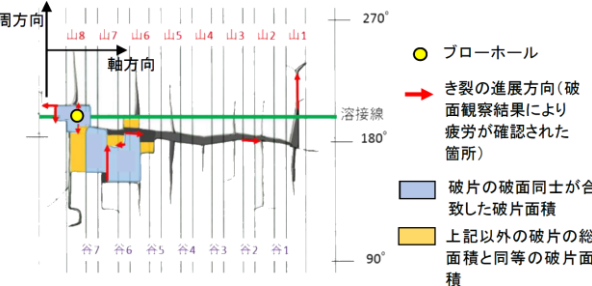
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2022-02	法令線量限度を超える従事者被ばく	<p>2022-05-25、英国セラフィールド社の再処理施設における定期内部被ばく検査プログラムによって、作業員 1 人の原因不明の被ばくが特定された。生物検定(バイオアッセイ)や作業環境と施設状態の詳細レビューを含む広範な調査により、2020 年に分離した物質により汚染された表面から再浮遊した物質を吸入したことにより、当該作業員は実効線量 23.00 mSv の内部被ばくしたと結論付けられた。</p> <p>英国の法定年間実効線量は 20.00 mSv である。</p> <p>追加検査により、他に影響したものがいないことと放射性物質の漏えいがないことが判明した。</p>	2022-10-19	事務局	⑤	2	<p>本件は、英国再処理施設での法定限度を超える内部被ばくが特定されたことの速報である。詳細情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IR2022501 /382	緊急時対応検査報告書	事業者: Entergy Operations, Inc. プラント: 米国ウォータフォード3号機(PWR、1152 MWe) 検査期間: 2022-04-24~05-17	2022-09-12	事務局	③	-	本件は、米国 NRC による白検査指摘事項に関わる検査報告書である。検査指摘事項は、「緊急時対応」なる検査監視領域(米国ではコーナーストーンと呼ばれる)における規制要求違反である。プラント安全性に直接影響しないが、過大な EAL、緊急事態区分とみなされ、不要リスクをもたらす可能性があった。原因は、EAL 判断に用いる復水器排気広域ガスモニタの検出器の較正等が据付け時から誤っていたため。さらに、当該事業者は検出器の較正等を修正する機会があったにも関わらず放置していたことから、パフォーマンス劣化と評価されている。
		<p>件名: 正確な緊急時活動レベル(EAL)しきい値と線量評価手法の維持失敗</p> <p>監視領域: 緊急時対応、重要度: 予備的白、横断的要素: なし</p> <p>サマリ: NRC 検査官は、低から中の安全重要度(予備的白)の指摘事項と明白な 10CFR50.54(q)(2)違反を特定した。具体的には、復水器排気広域ガスモニタ(WRGM)である PRM-IRE-0002 が信頼でき正確であることを維持できていなかった。このため、緊急事態区分を全面緊急事態(GE)にまで過大評価し得た。さらに、2011-01-01~2022-02-04 まで不正確な線量評価をもたらした。</p> <p>経緯: 2022-01-18、事業者は WRGM のうち 3 台について、較正と工学的変換係数が長期間誤っていたことを特定。うち 2 台(下記)は、緊急時対応で使用される放射線量推定ソフトウェアへの入力と EAL 設定に使用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> PRM-IRE-3032(燃料取扱棟モニタ) : 2008 年以降現在に至るまで使用。 PRM-IRE-0002(復水器排気モニタ) : 2011 年~2021-07-21 まで使用。 <p>事業者評価: 較正と工学的変換係数の誤りは、新しい線量検出器が据え付けられた 2008 年と 2011 年から存在した。2009 年の産業界フォーラムにおいて、WRGM で線量検出器が更新される場合には、工学的変換係数の調整が必要であることがエンドユーザに通知された。また、WRGM の較正基準に合わせなおすためには、検出器の感度調整も必要。プラント要員は、2009 年のフォーラム情報をもとに修正する機会があったが、WRGM は最近まで問題が残ったままであった。</p> <p>検査官評価: ①PRM-IRE-3032 では、較正係数と変換係数の誤りが相殺されるため、EAL は結果的に適時かつ正確で、線量予測精度に有意な影響はない。②PRM-IRE-0002 では、誤りは相殺されず実際よりも 69~76%高い値を示す。これにより、事業者は実放射線状態に基づかない避難勧告を行う可能性があり、公衆に不要なリスクをもたらした。復水器放出線量予測も 69~76%高くなり得た。</p>					
IR2022090 /382	白指摘事項の最終重要度評価、違反通知とフォローアップ評価レター	<p>違反通知(IR2022090、2022-09-12)</p> <p>違反が特定された NRC 要求は以下である。</p> <ol style="list-style-type: none"> 10CFR50.54(q)(2): 事業者は、緊急時対応要求(10CFR50 付則 E)に適合する緊急時計画の有効性及び 10CFR50.47(b)の計画標準を維持すること。 10CFR50.47(b)(4): 事業者は標準緊急時分類・行動レベル計画を使用すること。国や地方の緊急時対応のオフサイトの初動対応を決めるには、事業者提供の情報に信頼を置くこと。 10CFR50.47(b)(9): 放射線緊急時状態の実もしくは潜在的影響を評価・監視するために、適切な手段、システムと機器を使用すること。 <p>違反内容: 2011-01-01~2022-02-04 に、事業者は上記 1)の順守・維持に失敗した。特に、PRM-IRE-0002(復水器排気モニタ)の出力に誤りがあり、GE に至るような過大な緊急事態区分とみなし、不要な公衆防護措置につながり得た。また、それらの誤りは、主復水器排気パスを介する放射性物質放出に対する不正確な線量評価をもたらした。</p> <p>本違反は、重要度白の指摘事項に関連付けされる。</p> <p>事業者の見解(規制会議、2022-06-29)</p> <p>パフォーマンス劣化は認めるが、重要度は緑。根拠: ①適時で正確な緊急時分類は、別の EAL でも可能である。②手順的に線量評価能力に悪影響はないはず。なぜなら、蒸気発生器細管破断時は、1 時間以内に主復水器 WRGM は隔離されることと、例え隔離されない場合でも、WRGM の出力に基づく推定線量は、公衆防護措置が推奨されるしきい値に達しないため。事業者による最悪ケースの敷地境界線量は 15 mrem/h で、較正誤差を入れても 26 mrem/h。なお、最悪ケースシナリオでは、約 0.2%の燃料被覆管損傷を仮定している。</p>	2022-09-12	事務局	③	-	国内では EAL 判定に、復水器排気モニタの指示値を用いていないことと、検査監視領域に「緊急時対応」に代わり「重大事故等対処及び大規模損壊対処」を用いていることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。
							ただし、監視領域「緊急時対応」に関わる米国 NRC 検査動向については注視していく。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9051P			2022-08-16	事務局	2次へ	—	本件は、英国のPWRにおける燃料交換停止中の点検で、制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブフランジ部の摩耗による不良が複数見つかった事例である。プラントの安全性、運転性への直接の影響は報告されていない。このフランジ部の摩耗は、仏国で発見されたものと同じメカニズムで発生したと考えられている。当該PWR製造者であるWestinghouse社の分析評価によると、摩耗の感受性が高いのは、原子炉容器上蓋低温プラント(原子炉容器頂部バイパス流量が多いもの)で、摩耗量が基準(1インチ)に達するには、最低25実行全出力運転年(EFPY)掛かる。しかし、当該英国PWRは上蓋低温プラントであるが、上蓋交換を行っているため、25EFPYには達していない。摩耗速度が評価より早かったのは、フランジ部の材料硬度が低かったため、上蓋交換の際の設計変更の影響と推定されている。
			補足情報				本件は、2次スクリーニング「海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着」に追加して、調査・分析を継続する。
			ONR-OFD-PAR-21-006 R0 「サイズウェル B 燃料交換停止 17 の再起動承認」抜粋 https://www.onr.org.uk/pars/2021/sizewell-b-21-006.pdf				
			第17回燃料交換中に原子炉容器上蓋を取り外して炉内構造物を点検している時に、サーマルスリーブ1本が上部炉心構造物に乗っかっているのが見つかった。さらなる調査で、3箇所完全脱離はしていないが、おおきく下降しているサーマルスリーブが見つかった。合計で、13本のサーマルスリーブが、摩耗規定を超えていた。さらに、2本が次の運転サイクル中に不良になると評価された。(制御棒クラスター数:53)				
			サーマルスリーブ自身に安全機能はなく、CRDMを熱過渡から保護するものである。しかし、破損すると残片が制御棒挿入を阻害する恐れがあることから、事業者は修復チームをつくり、計画を立てた:①摩耗したサーマルスリーブと残片を撤去する。②サーマルスリーブを交換する。③次の燃料交換停止まで安全に運転できるように復旧する。その間に、長期的解決策を検討する。				
			ONRは、本件について事業者から報告を受けており、事業者が次回燃料交換停止まで運転する際のリスク低減策について、以下の根拠で満足している:①サーマルスリーブの撤去・交換プロセスは適切に管理されている。それに続く点検により、圧力境界の健全性を損なうことがないことが確認できる。②サーマルスリーブの摩耗メカニズムが理解され、交換したサーマルスリーブの今後の摩耗率に関する判断が十分に保守的であり、サーマルスリーブの状態を見極める方法も保守的である。その結果、次の燃料交換停止までに不良となる恐れのあるサーマルスリーブは全部交換されているとみなせる。③原子炉トリップ時に少数の制御棒が挿入されないとしても、プラントには耐性がある。制御棒落下時間も試験され、安全解析上の限度以内であった。				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9060P		2021-03-02、米国のカルバートクリフス 2 号機 (PWR、855 MWe、燃料交換停止中) の加圧器ヒータスリーブの貫通孔溶接部 (G1 位置) におけるベアメタル検査 (ISI の一環) によって、ホウ酸堆積物 (1 次冷却材の漏洩痕) が見つかった。評価により、それは圧力境界の貫通漏えいと分かった。漏えいは運転中の起こっていたはず。2 号機の全部の加圧器ヒータスリーブはもともと 600 合金製であったが複数の漏えいがあったため、1990 年に、690 合金製の 2 重スリーブに交換された。それは、600 合金より SCC 耐性が高い。溶接金属には 82 合金が使われたが、それは当時の ASME 規格の承認材の中で、もっとも SCC 耐性が高い。その後、82 合金は PWSCC への感受性が高いことが示されてきた。PWSCC 耐性のある 52/152 合金が溶接金属として現在使われているが、原子力産業界では未使用である。	2022-03-30	事務局	2 次へ	—	<p>本件は、燃料交換停止中の米国 PWR において、ISI によるベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部 (原子炉冷却材圧力境界) からの 1 次冷却材漏えいを確認した事例の予備的報告である。安全性への実影響はない。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、当該スリーブを据え付けた当時 (1990 年) は、溶接金属として用いた 82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていたが、PWSCC 感受性は知られていなかったため、溶接も不完全だった (詳細情報なし)。しかし、米国では、軽微な事象として逸脱 (通知なし) と評価され、ASME 等に従って修理が行われ既にクローズしている。</p> <p>なお、本件は Ni 合金における PWSCC であり、最近の大飯 3 号機加圧器スプレイ配管の SCC や仏国シボー 1 号機等で見つかったステンレス鋼安全注入配管での SCC とは現象が異なるが、溶接品質情報や欠陥検査方法につき、類似性等を調査するため、引き続き調査する。</p>
LER318 /2021-001-00	PWSCC による加圧器ヒータスリーブ溶接部の圧力境界漏えい	2021 年の燃料交換停止中のベアメタル検査 (1990 年以降、2008 年からは NRC 要求) での PT により、漏えい原因は J 形開先溶接での PWSCC と判明。ヒータ、スリーブと J 形開先溶接を撤去し、ASME 承認の「溶接スリーブと栓」修理が行われた。そのひびは、径一軸方向で周方向ではないことから、ヒータスリーブに対する追加検査は不要。	補足情報				
IIR317/318 /2021-002	NRC 統合検査報告書	この「圧力境界漏えい」は事業者が発見したもので、安全重要度が非常に低い逸脱 (通知なし) と評価された。	 <p>左図: 加圧器ヒータスリーブ断面図 https://www.nrc.gov/docs/ML1112/ML11126A186.pdf 右図: スリーブ交換直後の状態 https://isoe-network.net/publications/pub-proceedings/symposia/north-american-tc-symposia/fort-lauderdale-usa-january-2013/slides-10/2201-jones2013-ppt/file.html</p>				
		安全評価: 当該発電所の技術仕様書 (TS) では、モード 1~4 での原子炉冷却系の圧力境界漏えいを禁じている。本漏えいはモード 6 で見つかったが、モード 1 の時に発生していたと考えられる。ただし、本事象による安全への実影響はない。有意な漏えいの発生確率が低いため、この条件の CDF への影響は 1E-6 未満で、LERF への影響は 1E-7 未満となる。					
		漏えい原因: 径一軸方向 PWSCC。82 合金の J 形開先溶接部で PWSCC が進展した。					
		寄与因子: 加圧器下鏡内側でのガス溶接の欠陥。これにより、外側スリーブと加圧器ベアメタルとの環状間に一次冷却水が侵入した。また、J 形開先溶接部の不完全な溶接も寄与因子である。					
		教訓: PWSCC 感受性のある溶接部ならびに溶接初期品質の継続監視が重要である。					
		是正処置: ASME 承認のスリーブとプラグを据え付けた (修理)。PT や耐圧試験を合格した。					
	赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		処理結果
					基準/2次	INES	
国内 2021-08 R1	非常用ディーゼル発電機 24 時間連続運転中における排気管伸縮継手の破損 更新日: 2022-11-07 NUCIA 通番: 13260M ユニット: 浜岡発電所 5 号 発生日: 2021-05-11 登録区分: 最終	2021-05-11、海外知見を参考に、健全性確認のため、5号機 D/G(A)の 24 時間連続運転を試験的に実施した。10:04 に D/G(A)を起動、14:30 頃、排気管伸縮継手からの排気漏れが確認された。D/G(A)を停止し、当該排気管伸縮継手の破損を確認した。  図 排気管伸縮継手の破損状況	2021-11-07	事務局		—	本件は、長期停止中の BWR プラントにおいて、EDG の 24 時間連続運転試験を実施中、試験開始から約 4 時間半後に、EDG 排気管から排気漏れが確認された事象の中間報告である。直接原因は、排気管伸縮継手の破損。破損原因は、EDG の起動停止の繰り返しによる継手溶接部の疲労破壊。当該溶接部に溶接欠陥(ブローホール)が確認されており、それがき裂の起点となったと推定されている。再発防止対策は、排気管伸縮継手を定期取替えることと、新しい継手を非破壊検査すること。 以下に示すように当該発電所のみ、EDG 排気管伸縮継手の破損事象が 3 度発生していることや、伸縮継手の状態検査方法等について、引き続き情報収集する。 NUCIA を用いて検索された国内実用発電炉における EDG 排気管伸縮継手の破損・漏えい事例の発生日/ユニット名を以下に示す。 ● 2022-03-01/柏崎刈羽 4 号(ボルト緩み・脱落) ● 2021-05-11/浜岡 5 号(本件) ● 2020-10-20/浜岡 3 号 ● 2018-06-05/浜岡 5 号 ● 2018-03-29/島根 3 号(建設段階) ● 2018-03-06/島根 3 号(建設段階) ● 1994-05-18/大飯 4 号
<p>再発防止対策:排気管伸縮継手の定期取替時に、非破壊検査を実施し、初期き裂の原因となるブローホールがないことを確認した上で、取付けをおこなう。</p>			<p>補足情報</p>		 図 左:伸縮継手破損状況、右:確認されたブローホール		
<p>なお、本件による外部への放射能の影響はない。人身災害も、プラント設備に与える影響もない。また、保安規定で定める運転上の制限も満足している。</p> <p>調査の結果、破損した排気管伸縮継手の破断面にブローホール(*1)及び疲労破壊の痕跡が見つかった。</p> <p>*1 ブローホールとは溶接欠陥の一種であり、溶接時に接合する物体の間にあった水分、油、鋼材表面の錆などの汚れ、気体等が溶接部に入り込むことにより生じた溶接部内部の小さな空洞のこと。</p> <p>破損原因:D/G の運転・停止により、ブローホール近傍に過度な力が繰り返し加わったことで、き裂が発生し、破損に至った(疲労破壊)。ブローホールを起点に発生したき裂が直線的に軸方向へ進展拡大した原因は、3 軸同時振動かつ加速度も大きく、高温で継手内部から圧力も掛かった過酷な環境により、強い応力が生じたためと推定される。なお、脆化は認められなかった。</p> <p>その他調査結果:伸縮継手材料は JIS 規格品。継手に打痕等の不良は見られない。当該継手は定期取替品ではなく、外観点検実施の上、13 年使用したものの。</p> <p>短期的是正処置:、D/G(A)の全排気管伸縮継手をブローホールがない新品の排気管伸縮継手に交換した。</p>			 図 伸縮継手の破損状況				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング				
					基準/2次	INES	処理結果		
国内 2021-28 R2	非常用ディーゼル発電機定期試験における自動停止による運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13374M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2021-10-06 登録区分: 最終 更新日: 2022-04-13 R03Q04 原子力規制検査報告書	<p>2021-10-06、定格出力運転中の3号機において、定期試験のためA-非常用ディーゼル発電機(A-DG)を起動したところ、中央制御室(MCR)で「A-DGトリップ」警報が発信し、自動停止した。現場で「過速度」トリップ警報が発信していることを確認したことから、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断した。点検の結果、調速装置を除き異常は認められなかったことから、10-09に予備の調速装置に取り替え、A-DGの正常動作を確認、運転上の制限を満足する状態に復帰した。なお、プラントの運転状況に問題はなく、外部への放射性物質の影響はない。</p> <p>原因: 当該調速装置本体に異常はなかったものの、速度設定値が目標値よりも高く設定されていたため。その後の調査で、DG停止中に、所内母線の電源切り替えのため、所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統のいずれかの遮断器を投入すると、自動同期併入装置が作動し、調速装置の速度設定値が高くなる信号が発信し、速度設定値が変わることがわかった。</p> <p>信号発信原因: 所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統の遮断器を投入する場合の信号回路の様子が誤っており、DG停止中にも自動同期併入装置を作動させる回路となっていたため。</p>	2022-04-13	事務局	⑤⑥	—	<p>本件の運転上の制限の逸脱については、令和3年度第4四半期の原子力規制検査等の結果によれば、パフォーマンス劣化、検査指摘事項に該当し、「緑/SLIV(通知なし)」と判定されていることから、上記の基準⑤でスクリーニングアウトとされた。</p> <p>なお、詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかったことから、A-DGのみならず、潜在的にはB-DGも運転不能状態になり得たことを否定できない。設計検証の在り方に課題があった可能性があり、上記検査とは別の観点で調査が行われており、本件のスクリーニングアウト基準を⑥とする。</p>		
			補足情報						
			<p>根本原因: 遮断機動作回路の基本設計図面が回路名称のみで不明確だったため、詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかった。</p> <p>是正処置: ①予備の調速装置に取り替えた。②信号処理を行う電子基板を交換した。③DG停止中に所内変圧器系統等の遮断機を投入しても、自動同期併入装置が作動しない回路に変更する。④基本設計図面に回路名称のみ記載された部分については、詳細回路図面作成後、改めて基本設計者が確認することとする。なお、基本設計図面が回路名称のみとなっている他の回路について、基本設計通りに詳細回路図面が作成されていることは確認した。</p>						

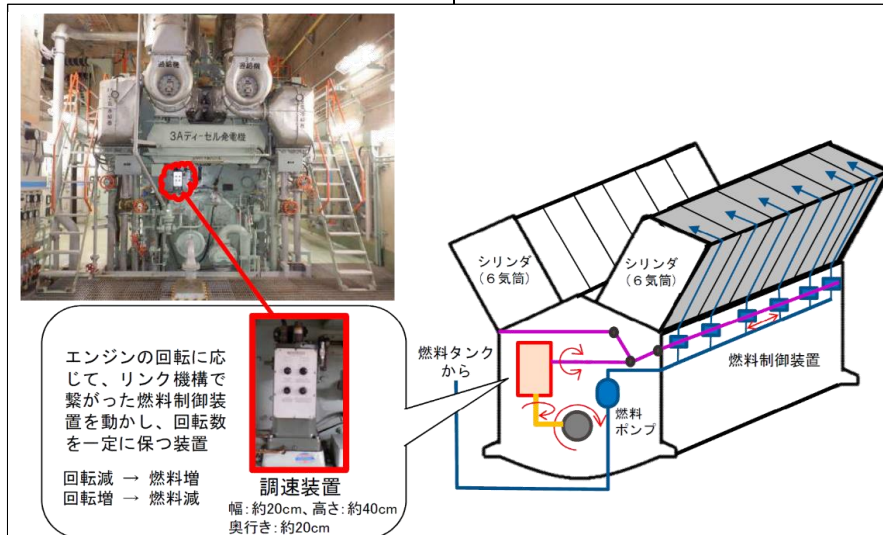
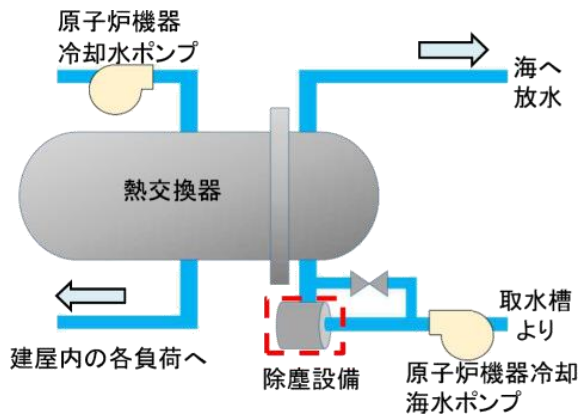
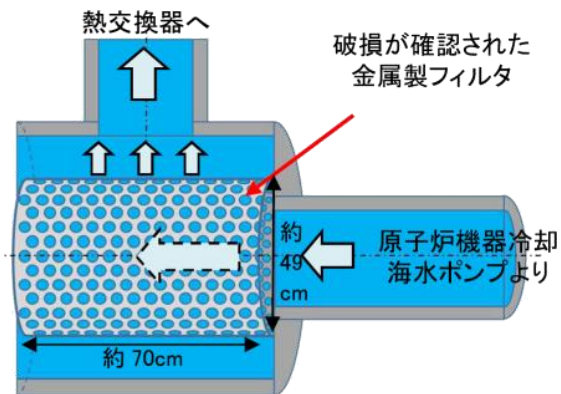


図 調速装置外観 (https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2021/pdf/20211101_1j.pdf)

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-31	原子炉機器冷却海水系除塵設備内のフィルタの軽微な割れ NUCIA 通番: 13383M ユニット: 浜岡発電所 5号 発生日: 2021-10-15 登録区分: 最終 更新日: 2022-08-03	<p>定期検査中の5号機において、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の入口配管に取り付けられている除塵設備の金属製フィルタに軽微な割れが確認された。なお、これまでの原子炉機器冷却海水系の運転状態に異常はなかった。</p> <p>安全評価: 本事象は、放射性物質の漏えいに関わる事象ではない。</p> <p>推定原因: 使用開始から17年目である当該金属製フィルタに、次の3項目による疲労が蓄積し、疲労破壊に至った。①原子炉機器冷却海水ポンプの運転による圧力脈動と金属製フィルタの共振による繰り返し応力。②金属製フィルタ製作時の残留応力。③金属製フィルタ手入れ時に発生した微細なキズ。</p> <p>再発防止対策: 金属製フィルタが疲労破壊に至る前、保守的に使用開始後10年で取替える。微細なキズを発生させないよう、金属製フィルタの手入れの方法(使用工具や手順)を見直す。</p>	2022-08-03	事務局	⑤	—	<p>当該発電所5号機の原子炉機器冷却海水系除塵設備内の金属製フィルタにおいて、2019年に一部破損が確認され、是正処置としての点検にて、本件の軽微な割れが確認された。プラントの安全性には影響ない。左記の基準により、スクリーニングアウトとする。</p> <p>ただし、当該フィルタについて、3件の類似事象が確認されていることから、当該発電所の是正処置実施状況について、日常規制検査活動の中で注視する。</p>
<p>補足情報</p> <p>浜岡発電所5号機で発生した類似事象</p> <p>国内 2019-14(13055M): 2019-11-26、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の入口配管に取り付けられている除塵設備の金属製フィルタの一部が破損していることが確認された。</p> <p>国内 2021-31(13383M)(本事象): 2021-10-15、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の入口配管に取り付けられている除塵設備の金属製フィルタに軽微な割れが確認された。</p> <p>国内 2021-41(13408M): 2021-12-10、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の入口配管に設置している除塵設備の金属製フィルタの一部が破損していた(約17cm×約10cm)。</p>							



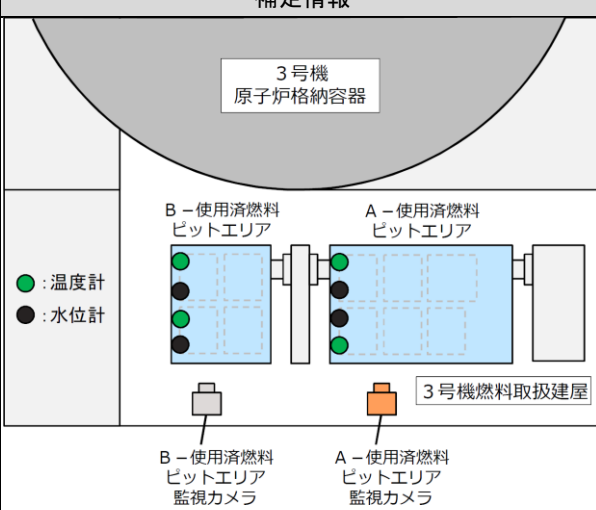
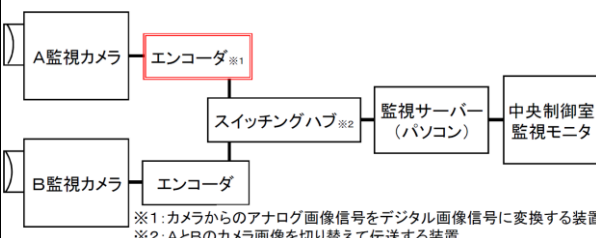
参考図 原子炉機器冷却海水系の概要図
<https://www.chuden.co.jp/resource/ham/220713%205uRCWS%20joinsesubinaifilterhasongentai.pdf>



参考図 除塵設備概要図

<https://www.chuden.co.jp/resource/ham/220713%205uRCWS%20joinsesubinaifilterhasongentai.pdf>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-58	非常用ガス処理系入口隔離弁の動作不良 NUCIA 通番: 13452M ユニット: 柏崎刈羽発電所 5号 発生日: 2022-02-15 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-15 R03Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-02-15、非常用ガス処理系(A)の入口隔離弁の電磁弁交換作業に先立ち、中央制御室から当該弁を開操作したところ、開動作しなかった。同日、当該弁の制御部品(リレー)を交換し、動作不良が解消した。</p> <p>安全評価: 本事象による外部への放射能の影響はない。ただし、前回開動作を確認した2012-04-26から2022-02-15までの間に、原子炉棟内で照射された燃料に係る作業を実施しており、保安規定に定められている運転上の制限条件を保証できない状態であった。</p> <p>原因: リレー単体の不良。</p> <p>寄与因子: 当該リレーは起動前検査対象のため、長期停止中の現状では長期間機能確認を行っていないかった。</p> <p>再発防止対策: プラント長期停止中でも、定期事業者検査後のプラント起動前に行うリレーの機能検査と同等の確認を実施する等、リスク低減に向けた対応を検討する。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。定期事業者検査又は照射された燃料に係る作業前に当該リレーの動作確認を行うことで予防可能であったため。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「閉じ込めの維持」の評価領域「非常用ガス処理系の放射性物質バリアの機能維持」の属性「SSC及びバリアのパフォーマンス」に関連付けられる。</p> <p>重要度評価: 緑。深刻度評価: SLIV(通知なし)。本事象発生後速やかに是正処置活動に着手しているため。</p>	2022-09-15	事務局	⑤	—	<p>本件の運転上の制限の逸脱については、令和3年度第4四半期の原子力規制検査により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断された。本件は左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、その後の調査により、プラント長期停止中でも、定期事業者検査後のプラント起動前に行うリレーの機能検査と同等の確認を実施する是正措置が取られたことを確認している。</p>
			補足情報				
			<p style="text-align: center;">参考図 BWR 非常用ガス処理系 https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-03-04-01-09.html</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-03	使用済燃料ピットエリア監視カメラの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13508M ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2022-06-07 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-01	2022-06-07 10:30 頃、定期検査中、2台ある使用済燃料ピットエリア監視カメラの月例動作確認を実施した際、A-使用済燃料ピットエリア監視カメラの画像が映らないことが確認され、11:10に保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。点検した結果、当該監視カメラのエンコーダの不調であることを確認したため、エンコーダを交換。中央制御室で動作確認を行った後、17:55に運転上の制限を満足する状態に復帰した。 安全評価: 使用済燃料ピットには水位計や温度計を設置しており、中央制御室で異常がないことを確認している。本事象による環境への放射能の影響はない。 原因: エンコーダの静的素子の偶発故障。 是正処置: エンコーダの交換	2022-07-01	事務局	⑤	—	使用済燃料ピット監視カメラの1台が映らないことが、月例点検で確認され、保安規定の運転上の制限条件に入った事例である。原因は、エンコーダの素子の偶発故障とされていることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。 ただし、以下に示すように使用済燃料ピット監視カメラシステムの不良事象が頻発していることから、各発電所における運転経験反映活動について、日常規制検査活動の中で注視する。 <ul style="list-style-type: none"> 国内 2022-03(13508M) 高浜発電所3号機 使用済燃料ピットエリア監視カメラの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱 国内 2021-70(13465M) 伊方発電所3号機 使用済燃料ピット監視カメラの不具合 国内 2020-28(13218M) 美浜発電所3号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱 国内 2020-16(13184M) 高浜発電所4号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱
<div style="text-align: center;"> <p>補足情報</p>  <p>図 現場概要図</p>  <p>図 監視カメラシステム構成図</p> <p>※1: カメラからのアナログ画像信号をデジタル画像信号に変換する装置 ※2: AとBのカメラ画像を切り替えて伝送する装置</p> </div>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-12	<p>工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策</p> <p>NUCIA 通番: 13531M</p> <p>ユニット: 美浜発電所 3号</p> <p>発生日: 2022-07-22</p> <p>登録区分: 最終</p> <p>更新日: 2022-08-18</p> <p>R04Q1 原子力規制検査報告書</p>	<p>2021年度第4四半期火災防護(3年)チーム検査(規制検査)に際し、電動補助給水ポンプ(電動AFWP)エリアにおいて、補助給水機能に係る一部の設備に対する火災防護が不十分であることが判明した。</p> <p>AFWP制御盤:A及びB系電動AFWP並びにタービン動AFWPの制御盤3台が、同じ火災区画で約0.6m間隔で横並び一列に設置。制御盤内に火災感知設備及び自動消火設備が非設置。各AFWPに電源投入するためのメタクラ遮断器のスイッチは、中央制御室(MCR)と各制御盤の両方にあるが、AFWPの運転制御回路は制御盤側にしかないことを検査官が指摘。これを受け、事業者は隣り合う制御盤の間に1時間耐火シートを設置し、各制御盤内に自動消火設備(感知機能付き)を設置した。</p> <p>電線管(火災影響評価):B系電動AFWPの動力ケーブルを内包する電線管が、A系電動AFWPの電動機の約1.4m上を通過。当該電線管(ケーブル)に対する火災による影響評価がなされていないことも判明。改めて評価がなされた結果、A系電動機からの火災高さは約2.1mであり、B系動力ケーブルが十分に火災防護されているとは言えないと検査官が指摘。これを受け、事業者は火災影響範囲にある電線管に1時間耐火シートを設置。同様な6火災区画14箇所、耐火シートを設置。</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。現場の電線管の配置確認や図面等による制御盤等の機能確認を適切に行えば、認可された工事計画どおりに評価・施工を行うことができたはずであった。</p> <p>検査指摘事項:該当。「拡大防止・影響緩和」の監視領域の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、監視領域の目的に悪影響を及ぼす。</p> <p>安全重要度:緑。3系統のAFWPの全機能喪失に至る可能性は低い。詳細火災伝播解析によると、火災の発生した制御盤による隣接する制御盤の表面温度上昇では、それらの制御盤の機能喪失をもたらす可能性は低い。</p> <p>深刻度:SL IV(通知なし)。不正や規制活動への影響等はなく、また事業者は上記の是正処置等を実施済みである。</p>	2022-08-18	事務局	⑥	—	<p>2022-07-22、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断された。なお、是正措置としてとられた電線管の火災防護対策等につき、規制庁検査部門が評価検討を継続している。既に別部門が取り扱っていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報					 <p>図 耐火処理されていない制御盤</p>		
					 <p>図 B系電動AFWPの動力ケーブル(電線管)とA系AFWPの電動機間の距離(約1.4m)</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9085			2022-05-02	事務局	③	0	<p>本件は、試運転中の原子力発電所において、復水器の真空度悪化に伴い、タービンを手動停止させた結果、原子炉自動トリップした事例である。プラントの安全性に影響はない。真空度悪化原因は、復水器への空気の流入。流入原因は、タービン系に追加した設備の復水排出システムの設計不良及び運用不備。追加した設備は、当該プラント固有のものであることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9086			2022-05-02	事務局	③	—	<p>本件は、海外の非軽水炉プラントにおいて、冷却材ポンプのモーターに損傷が確認され、そのループを隔離し、原子炉出力が自動降下した事例である。安全性への影響は報告されていない。損傷原因は、モーター部品の製造欠陥とされ、品質に課題があったと推定されている。当該冷却材ポンプは特殊であり、原因も製造欠陥であることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9087			2022-05-02	事務局	②	0	<p>本件は、海外の出力運転中の原子力発電所において、補助変圧器と発電機の間での地絡故障にともない、保護回路が作動し、発電機負荷遮断した事例である。遮断後のプラント挙動は設計通りである。安全性への影響は報告されていない。地絡原因は、高圧碍子の経年劣化。根本原因は、点検・保守不良。当該発電所の点検・保守管理に課題があったことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9088			2022-05-02	事務局	③	0	<p>本件は、海外の定格運転中の軽水冷却黒鉛減速炉において、誤信号発出により原子炉冷却材ポンプが停止し、原子炉スクラムした事例である。原子炉は自然循環により冷却された。誤信号発出原因は、制御装置の故障。設計不良と推定される。当該原子炉は国内にはなく、制御装置の設計も設計レビューも特殊と考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9089			2022-05-20	事務局	②	—	<p>本件は、海外の運転中の原子力発電所において、放射線監視システムから警報が発出し、中央制御室の安全関連空調系が動作した事例である。プラントの安全性や環境への影響はない。警報発信原因は、放射線監視システムの部品の故障による誤信号の発出。根本原因は、当該部品の品質問題。計装装置の単一故障で、安全関連系が作動する設計にも課題がある。当該事業者による設計管理、調達管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9090			2022-07-08	事務局	②	—	<p>本件は、海外の試運転中の原子力発電所において、タービン系の制御弁の誤作動により、蒸気発生器水位高高となって自動原子炉トリップした事例である。原子力安全に影響はない。誤作動原因は、当該弁に使用されているプラグの品質不良に伴い誤信号が発出されたため。当該事業者による設計管理、調達管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9091			2022-05-20	事務局	②	—	<p>本件は、海外の運転中の原子力発電所において、炉停止遮断器の開に伴い、制御棒駆動機構の電源が断たれ、全制御棒が緊急挿入、原子炉停止した事例である。原子炉は安全停止状態に維持され、放射性物質の放出はない。炉停止遮断器が開いた原因は、バックアップ手動原子炉停止ボタンの誤作動。誤作動原因は、接点の保守点検不良で異物が干渉したため。寄与因子は、バックアップ手動原子炉停止ボタンを使用する機会が極端に少なく、異物が蓄積しやすいこと。当該事業者によるバックアップ手動原子炉停止ボタンの点検保守管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9093			2022-06-23	事務局	②	—	<p>本件は、海外の出力上昇中の原子力発電所において、タービン軸受け振動が高くなり、手動タービントリップ、手動原子炉トリップさせた事例である。安全設備に影響はない。原因は、事象発生時の復水器真空度が設計値より高かったため、タービンにおける蒸気体積流量が高かったため。タービン設計又は運用に気象条件を考慮していなかったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9095			2022-07-06	事務局	③	—	<p>本件は、海外のPWRにおいて、原子炉保護系の機能試験に失敗した事例の原因究明から、複数のプラントの刷新された計装制御キャビネット内に使われている端子台のケーブル締結に不適合がある可能性を報告するものである。このような不適合締結は、地震時に外れて、安全機能に影響する可能性を否定できない。原因は、当該国内の標準化プラントに適用されたキャビネット刷新の際に、工場でのケーブル締結ミス及び検査不良と推定されている。影響は当該国の一部のプラントに限定されていることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9096			2022-07-22	事務局	②	0	<p>本件は、海外の原子力発電所において、出力降下中に給水加熱器の水位高により、タービンが自動停止した事例である。原子炉は安全状態に維持された。原因は、当該給水加熱器へのドレン流入量が急増したため。急増原因は、関連する逆止弁が開固着したため。開固着原因は流動振動の影響であり、従前の技術解決策の導入が影響した。当該事業者による設計変更管理に課題があったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9097			2022-07-22	事務局	②	0	<p>本件は、海外の出力運転中の原子力発電所において、地絡警報が発し、1系統の非安全系母線が停電、1台の原子炉冷却ポンプが停止したため、原子炉出力が自動降下した事例である。停電に伴い、1台の非常用ディーゼル発電機(EDG)が設計通り起動した。原子炉は安全状態に維持された。警報の原因は、当該母線につながるキャビネット内での短絡・電気故障。短絡原因は、従前の保守作業のミスによるケーブルコネクタの絶縁劣化。当該事業者による保守作業管理に課題があったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9098			2022-07-22	事務局	②	—	<p>本件は、海外の出力運転中の原子力発電所において、所内変圧器の異常検出器が作動し、変圧器がトリップ、原子炉冷却材ポンプが停止し、自動原子炉トリップした事例である。非常用ディーゼル発電機は設計通り起動し、原子炉は安全状態に維持された。異常検出器作動原因は、変圧器の保護リレーの部品故障による誤作動。根本原因は、1つの故障が原子炉停止に直接つながるようなものに対する管理(単一点脆弱性(SPV)管理)が不十分だったこと。事業者による設計管理、保守点検管理に課題があったと考えられることならびに故障した部品が特殊なものであることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

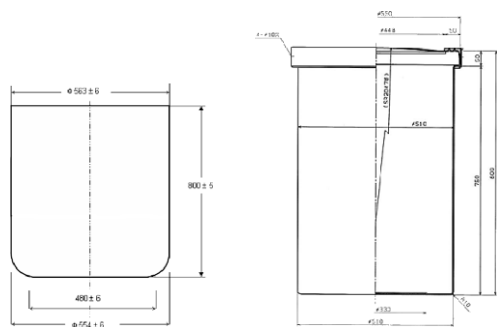
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9099			2022-07-27	事務局	②	0	<p>本件は、海外の出力運転中の原子力発電所において、蒸気発生器の給水配管のエアベント管近傍からの漏えいが確認され、原子炉停止した事例である。軽微な漏えいと判定され、安全機能の劣化はない。原因は、当該配管部が保守点検用足場と干渉していることによる疲労亀裂の発生と進展。配管の熱膨張対策に不備があった。事業者による設計管理、保守点検管理に課題があったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9100			2022-07-27	事務局	②	0	<p>本件は、海外の廃止措置中原子力発電所において、管理区域出口にある全身表面汚染モニタの一部の検出器がオフの状態で使用されていたことが見つかった事例である。実影響はなかったが、汚染が正しく検出されず潜在的に管理区域外に汚染が拡大した可能性があった。原因は、当該モニタ保守要員による操作ミス及び確認不足と推定される。寄与因子は検出器状態を示す色表示の意味が周知されていなかったこと。当該事業者による保守点検管理に課題があったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
							
							
			<p>図 Argos シリーズモニタ及びディスプレイとキーボード https://www.canberra.com/literature/configuration-guides/pdf/Contam-Mon_Config_Guide_C48505.pdf</p>				
			<p>図 薄膜プラスチックシンチレータ(TIP)検出器 https://www.canberra.com/literature/configuration-guides/pdf/Contam-Mon_Config_Guide_C48505.pdf</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

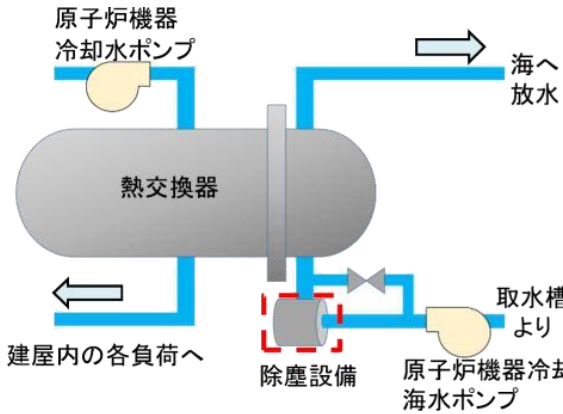
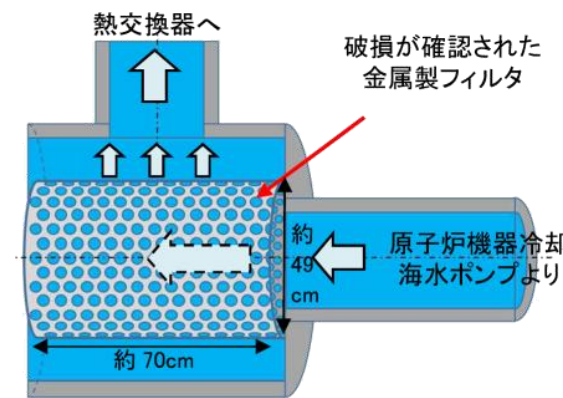
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS299			2022-07-19	事務局	②	-	本件は、ウラン燃料転換施設において小火が発生した事例である。けが人はいない。公衆の健康、安全及び環境への影響もなかった。原因は、意図しないフッ素の化学反応。系統・運用設計に課題があったと推測されることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
			<p>Cameco 社事象報告(2019-03-28) https://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/event-reports-for-major-nuclear-facilities/event-reporting/uranium-processing-fuel-fabrication.cfm</p> <p>2019-03-28、カナダのポート・ホープ転換施設において、小火のため要員が避難したことを、カナダ原子力安全委員会(CNSC)に報告した。小火は直ちに消火され、念のため、緊急時対応チームが招集された。けが人はいない。本事象は、公衆の健康、安全及び環境へのリスクをもたらさなかった。</p>				
			<p>参考図 ポート・ホープ転換施設のUF₆製造プロセス https://www.camecofuel.com/uploads/downloads/relicensing/PHCF_relicensing_-_Licence_Renewal_Application.pdf</p>				
			<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>				

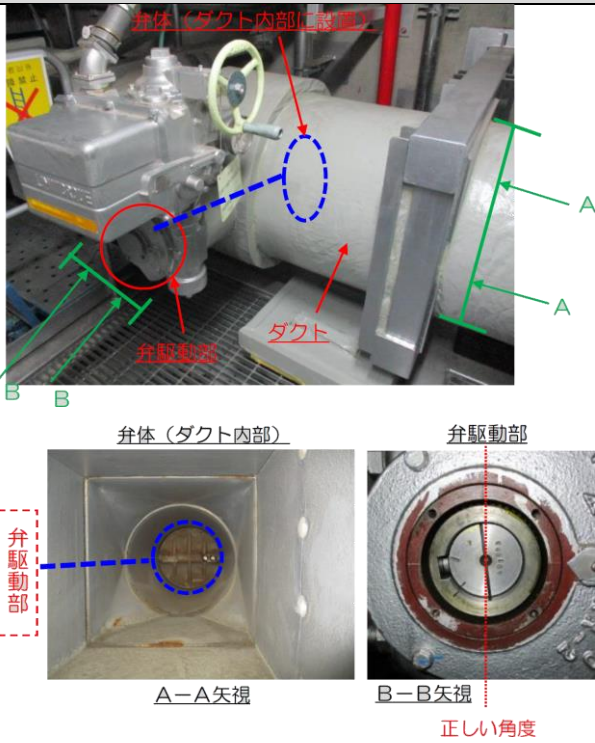
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS300P			2022-07-19	事務局	③	-	<p>本件は、ウラン燃料転換施設において受け入れた製品の一部に不正があったことの予備的報告である。受入検査で不良を発見し、返却しているため、安全上の問題は発生していない。原因は、供給者による品質管理が不十分で、承認に関わる書類作業にも課題があったため。特定の一製品のみに関わることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-38	固体廃棄物貯蔵庫内(管理区域)における放射性固体廃棄物ドラム缶からの液体漏えい NUCIA 通番: 13384M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2021-10-20 登録区分: 最終 更新日: 2022-10-12	2021-10-20、固体廃棄物貯蔵庫内(管理区域)において、放射性廃棄物ドラム缶 1 本の外側底部及び当該ドラム缶を載せているパレットに、液体(スラリー状の流体: 約 0.9 L)が溜まっていた。詳細確認のため、当該ドラム缶を吊り上げたところ、「ドラム缶が配置されていた位置に液体が溜まっていること」及び「ドラム缶底部に穴のようなものが計 7ヶ所(最大約 2 mm)あること」が確認された。なお、当該ドラム缶には、ガスケット、シート類、廃プラスチック、シリカゲル、金属ワイヤー等が含まれていた。 安全評価: 漏えいした液体に汚染がないことを確認。当該ドラム缶及びパレット周囲のダストにも汚染がないことを確認。 応急措置: 当該ドラム缶の養生、保管エリアの変更。パレットや周辺に付着した液体を清掃。 推定漏えい原因(機構): ドラム缶内で、塩化カルシウムがガスケット等に含まれていた水分を取り込んで潮解し、塩化カルシウム溶液が生成され、塩化カルシウム溶液がドラム缶鋼板部分を腐食させた。 再発防止対策: 潮解し、ドラム缶を腐食させる溶液を生成し得るクエン酸、水酸化ナトリウム、炭酸カリウム、塩化マグネシウム、塩化カルシウム等をドラム缶に保管する場合は、空気に触れないように密封容器に保管し、袋詰めした上でドラム缶に収納する。また、水分が含まれている廃棄物は、水分除去した上で、袋に小分けして、ドラム缶を保護するポリエチレン容器を使用する。	2022-10-22	事務局	⑤	—	本件は、管理区域内の放射性廃棄物ドラム缶 1 本からの液体漏えいを発見した事例である。漏えい物に汚染は確認されなかった。原因が特定され、再発防止対策も取られていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報 当該事業者により確認されたこと			<ul style="list-style-type: none"> 漏えいドラム缶と同時期の同様の内容物が入ったドラム缶 3 本の内容物とドラム缶の状態を確認した結果、液体がないことと、ドラム缶に腐食がないことを確認。 ガスケットの水分含有量について、ガスケット(約 38 g)が最大で 9.6 g の液体を含むことができることを確認。 ドラム缶内の水溶液から塩化カルシウムを検出。 				



インナーケース ラジパック
 参考図 ポリエチレン容器の例

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-41	原子炉機器冷却海水系 除塵設備内のフィルタの一部破損 NUCIA 通番: 13408M ユニット: 浜岡発電所 5号 発生日: 2021-12-10 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-26	<p>2021-12-10、定期検査中の5号機において、原子炉機器冷却海水系の熱交換器(C系)の入口配管に設置している除塵設備(C-2)を点検したところ、除塵設備の内部構造物である金属製フィルタの一部が破損していた(約17cm×約10cm)。</p> <p>安全評価: 本事象による外部への放射能の影響はない。また、これまでの原子炉機器冷却海水系の運転状態に異常は確認されていない。</p> <p>破損原因: 疲労破壊。除塵設備(C-2)は使用開始から17年経過しており、当該金属製フィルタに次の3項目が複合したことで、疲労破壊に至ったと推定される: ①金属製フィルタへの繰り返し応力(原子炉機器冷却海水ポンプの運転による圧力脈動と金属製フィルタの共振)。②金属製フィルタ製作時の残留応力。③金属製フィルタ手入れ時に発生した微細なキズ。</p> <p>類似事象(国内 2019-14、NUCIA13055M): 2019年11月に、当該系統の除塵設備(A-1、使用期間14年)においても金属製フィルタの破損が確認されている。その経験を踏まえ、今回の点検では目視点検に加え渦流探傷試験を用いた点検を実施する予定だった。</p> <p>再発防止策: 金属製フィルタは保守的に、使用開始後10年で取替える。また、微細なキズを発生させないよう、金属製フィルタの手入れの方法(使用工具や手順)を見直す。2019年事象との関連性を調査する。</p>	2022-07-26	事務局	⑤	—	2019年事象の是正処置としての今回の点検で、渦流探傷検査を行いフィルタ破損の兆候を確認する予定だった。プラントの安全性には影響ない。左記の基準により、スクリーニングアウトとする。
			補足情報			 <p>図 原子炉機器冷却海水系の概要図</p>  <p>図 除塵設備概要図</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2022-50	中央制御室換気空調系の不適切な未然防止処置 NUCIA 通番: 13457M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2021-10-04 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-27 R03Q03 原子力規制検査報告書	<p>2021-10-04、6号機中央制御室外気取入ダンパ(A)の動作確認時、弁体が開動作の途中(開度指示 13%)で停止し、全開にならなかった。当該ダンパはバタフライ弁であり、弁体が開度計の指示と 13%ずれた状態で組み込まれており、開度指示 0%は真の全閉位置ではなく、弁体のシート面と弁箱内のラバーに隙間のある状態となっていた。</p> <p>安全評価: 入口隔離弁(A)の閉状態で、中央制御室の気密性は確保されているため、原子炉安全上の問題はなかった。</p> <p>直接原因: 弁体が弁駆動部に対して誤った角度で組み込まれていたため、開度指示が 13%を示す位置で弁体とラバーの接触抵抗が大きくなり、トルク・スイッチが動作した。</p> <p>根本原因: 至近の点検時における手順の不備。作業エリアの関係で、弁本体をダクトに取り付けた後に駆動部を取り付けた際に、漏えい確認を行った状態(全閉状態)と異なる弁体角度で復旧した。分解前から弁体角度が誤っていたが、その状態で弁棒と駆動部に合いマークをつけ、その合いマークの通りに復旧した。弁体の角度を表す弁棒端部の刻印と駆動部の刻印がずれた状態で組込んだ。</p> <p>寄与因子: 運転経験情報を適切に処置しなかった。他原子力発電所での類似事象(NUCIA 通番 12325、換気空調系中央制御室外気取入ダンパ(A)本体と駆動部の開度の相違)を受け、柏崎刈羽発電所の 1号機と 2号機の調査を実施し、問題がなかったことを確認して、3~7号機は点検せずに、検討済として処理した。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。上述の運転経験情報から、未然防止処置が適切に実施され、その後の点検工事の管理において適切な情報提供が行われていれば、本事象は未然に防ぐことができたと考えられる。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「閉じ込めの維持」の評価領域「制御室の放射性物質バリアの機能維持」の属性「ヒューマン・パフォーマンス」に関連付けられる。</p> <p>重要度評価: 緑。深刻度評価: SLIV(通知なし)</p>	2022-07-27	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。	
			<p>補足情報</p>  <p>図 中央制御室外気取入ダンパ(A)</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-64	非常用ディーゼル発電機過給機タービン入口ケースの傷 更新日: 2022-06-22 NUCIA 通番: 13461M ユニット: 泊発電所 3号 発生日: 2022-03-02 登録区分:最終	2022-03-02、定期検査中の3号機において、3A-非常用ディーゼル発電機(EDG)の分解点検で過給機のタービン入口ケースに傷を確認した。当該タービン入口ケースを 03-15 に交換、各種点検を進め、同日の試運転で正常動作を確認。当該 EDG は復旧した。 安全評価:3号機では、3B-EDG と代替非常用発電機または他号機の EDG が動作可能であるため、保安規定の要求事項を満たしている。本事象による環境への放射能の影響はない。 亀裂発生原因(メーカー調査結果):当該タービン入口ケースのコーナー部に熱応力が集中したこと。つまり、起動・停止時のガス仕切り部の熱収縮によってコーナー部は強制変位を受けた。強制変位は高い熱応力となり、コーナー部に亀裂を発生させた。 是正処置:当該タービン入口ケースを新品と交換する。	2022-06-22	事務局	⑤	—	本件は、分解点検によって EDG の過給機タービンの入口ケースコーナー部に傷が見つかった事例である。原因は、熱応力が集中したこととあり、設計不良とされる。既にメーカーによる対策品が供給されていることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<div style="display: flex; justify-content: space-between; align-items: flex-start;"> <div style="width: 45%;"> <p>傷が確認された箇所</p> <p style="text-align: center;">過給機 断面図</p> </div> <div style="width: 50%;"> <p>過給機</p> <p style="text-align: center;">図 EDG エンジン部鳥観図</p> </div> </div>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-70	使用済燃料ピット監視カメラの不具合 NUCIA 通番: 13465M ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2022-03-18 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-20	<p>2022-03-18、3号機原子炉補助建屋内(管理区域外)で、使用済燃料ピット監視カメラの定期点検において、当該カメラシステム制御盤のサーバのシャットダウン・再立ち上げ確認時に、サーバがフリーズし、正常シャットダウン不能となった。強制シャットダウン後の再立ち上げも不能だったことから、使用済燃料ピット監視カメラの保安規定に定める運転上の制限の逸脱と判断。当該サーバを予備品に交換し、監視カメラの画像表示状態、設備に異常がないことを確認し、運転上の制限の逸脱から復帰した。</p> <p>安全影響: 使用済みピットの状態は、監視カメラ以外の水位計及び温度計で監視できており、本事象によるプラントへの影響及び環境への影響はない。</p> <p>原因(メーカ調査結果): 偶発的に発生したフリーズ時に、サーバの負荷が一時的に上昇したことが起因となり、バックアップデータが生成されなかったか、破損した。再起動時にバックアップデータを正常に読み込めず、サーバが自動修復を試みため、立ち上げに時間を要した。なお、当該サーバをシステムから切り離して起動したところ、約4時間経過後に起動完了し、その後、複数回シャットダウン・再立ち上げの操作を実施したが、問題は発生しなかった。</p> <p>寄与因子: サーバでは、「ハードディスクの省電力設定」、「CPUの省電力設定」及び「高速起動設定」の設定が有効になっていたため、サーバの負荷が一時的に上昇した可能性がある。</p> <p>再発防止対策: ①「ハードディスクの省電力設定」、「CPUの省電力設定」及び「高速起動設定」を無効化したサーバと交換した。②2台の類似サーバに、同じ負荷低減対策を施した。③予備品にも当該対策を適用。④メーカに対し、今後購入するサーバに当該負荷低減設定を標準とすること、および設定内容が購入時の成績書にて確認できることを要求した。</p>	2022-07-27	事務局	⑤	—	<p>本件は、使用済燃料ピット監視カメラシステムが動作不能とみなされ、保安規定の運転上の制限条件に入った事例である。サーバを取り換えることで、短時間で復旧した。他の監視機能が可用だったので、安全上の影響はない。事後、再現しないことから、フリーズ原因は偶発的なものと見られ、フリーズ後の動作は故障ではなく、仕様・設定と考えられることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>ただし、以下に示すように使用済燃料ピット監視カメラシステムの不良事象が頻発していることから、各発電所における運転経験反映活動について、日常規制検査活動の中で注視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内 2022-03(13508M) 高浜発電所3号機 使用済燃料ピットエリア監視カメラの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱 国内 2021-70(13465M) 伊方発電所3号機 使用済燃料ピット監視カメラの不具合 国内 2020-28(13218M) 美浜発電所3号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱 国内 2020-16(13184M) 高浜発電所4号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱
<p style="text-align: center;">補足情報</p>  <p style="text-align: center;">図 使用済み燃料ピット監視カメラシステム</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-71	高圧炉心スプレ イ系非常用ディ ーゼル発電機の 排気管伸縮継手 フランジボルトの 緩み NUCIA 通番: 13463M ユニット: 柏崎刈 羽発電所 4号 発生日: 2022-03-01 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-27	4号機高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機(EDG)における排気管外表面点検にて、最も下流でサイレンサ入口手前の建屋内天井付近に設置されている伸縮継手において、「フランジ部のボルト緩み・脱落」と「排気漏えい跡」が確認された。 <ul style="list-style-type: none"> 上流側フランジ: 全 24 本のボルトのうち、7 本に緩み、2 本脱落(保温材内から回収) 下流側フランジ: 全 24 本のボルトのうち、3 本緩み、脱落なし 他の 3 箇所の伸縮継手では、ボルトの緩みなし 安全評価: フランジボルトが脱落しガスケットが劣化していたが、保温材より外側に排気ガスは漏れておらず、EDGの機能に影響はなかった。 原因: 排気管は EDG 運転時には高温(400℃以上)になるため、排気管自体が伸び縮みし、ボルトの軸方向に繰り返し荷重が掛かる。EDG 機関からの振動も作用し、ボルトの回転緩みの原因となる。ダブルナット、ワッシャ、折り座金等の緩み止めも非適用だった。 寄与因子: 定期点検の対象ではないため、ボルト緩みの兆候や過程を検知できなかった。 再発防止対策: 1-7号機の EDG において、過給機下流の排気管伸縮継手を定期点検する。点検周期(136M)は、過給機上流の排気管伸縮継手点検に準ずる。点検項目は、排気管伸縮継手の外観点検とフランジボルトのトルク確認。劣化が確認されたフランジガスケットの交換。	2022-07-27	事務局	⑤	—	保温材を外して行った EDG の排気管外表面点検において、複数の排気管伸縮継手フランジボルトの緩みが見つかった事例である。EDG 機能への影響はない。建設時以降、当該部位は点検されていなかった。事業者による点検で確認された不良であり、原子力施設の安全性に有意な影響を及ぼしていないことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。 保温材(断熱材)下の機器の劣化事象が少なくないことから、類似事象を継続して注視していく。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-74 法令報告	核燃料物質の管理区域外への漏えい ユニット: 東芝マテリアル株式会社(核燃料物質使用施設) 発生日:2021-10-12(法令報告日)	<p>2014年3月、東芝横浜事業所81号建屋内のトリウム含有タングステン製品(製品名:トリタン)の東芝マテリアルの製造ラインにある水素回収・循環装置の設備更新に伴う廃材の一部から放射線が検出され、廃材を同事業所80号建屋内にシートで覆い平置きし、人が近づけないように区画を設定した。2021-08-11、当該廃材が処分できないことが再認識され、建屋を立入禁止とした。測定を行い、廃材の保管建屋/保管部屋の線量当量率及び表面汚染密度は被ばく管理上問題なかったが、廃材に付着した物質の分析により、トリウムの放射性壊変系列核種が検出された。2021-10-12、総合的検討の結果、東芝マテリアルからの核燃料物質の漏えいの可能性が否定できないため、原子力規制委員会に法令報告がなされた。</p> <p>安全性評価:区域境界線量は一般公衆被ばく限度未満。 廃材の表面線量等量率:最大 1.8 $\mu\text{Sv/h}$ 保管場所の空間線量等量率:最大 0.14 区域境界の空間線量等量率:最大 0.09 その他建屋内外:バックグラウンド(0.05)と同等。</p> <p>表面汚染密度:持ち出し基準(α 0.4, β/γ 4 Bq/cm²)未満 廃材外表面:α 最大 0.39, β/γ 最大 0.67 シート表面:α 最大 0.24, β/γ 最大 0.48 立入禁止区画床面:α 最大 0.11, β/γ 最大 0.26 立入禁止区域外床面:基準の 1/10 以下</p> <p>核種分析:Pb-212, Tl-208, Bi-212, Ac-228(いずれもトリウム壊変系列核種)がバックグラウンドに対して有意。</p> <p>2014年設備更新作業時(20時間)の作業員内部被ばく:最大預託実効線量当量 0.5 mSv、外部被ばく:0.036 mSv < 一般公衆被ばく限度(1 mSv/年)</p> <p>保管期間の立入者被ばくポテンシャル:0.08 mSv/年</p> <p>トリウム漏えい推定原因:トリタン製造の還元工程に使用する水素に含まれる微量のトリウム含有タングステン酸化物がバブラーで除去しきれなかった。</p> <p>7年にわたる報告遅延原因:事業所工務課と東芝マテリアル現場責任者間の引継ぎや連携、情報伝達が不十分だったこと。当該工務課の核燃料物質に対する知識及び法規制理解不足。東芝マテリアルは放射線管理区域内だけが核燃料物質取扱者の責任範囲とみなしていたこと。</p>	2022-05-25	事務局	⑤	0	<p>本件は、原子力規制検査によって、バブラー設計において社内規定の目的である評価・検証による品質の維持・向上に満足しないことから、パフォーマンス劣化に該当し、公衆に対する放射線安全の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当と評価された。なお、実際には作業員は放射線防護具を着用しており、被ばく線量は0.011 mSvと評価されることから、重要度評価は「追加対応なし」とされた。以上のことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p>  <p>図 横浜事業所 80/81 号建屋</p>  <p>図 水素回収経路及びバブラー概念図</p>  <p>図 廃材表面及び保管場所周辺の線量測定値</p>							

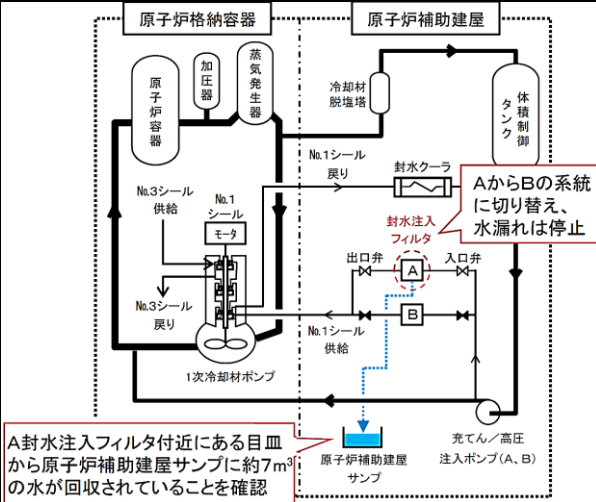
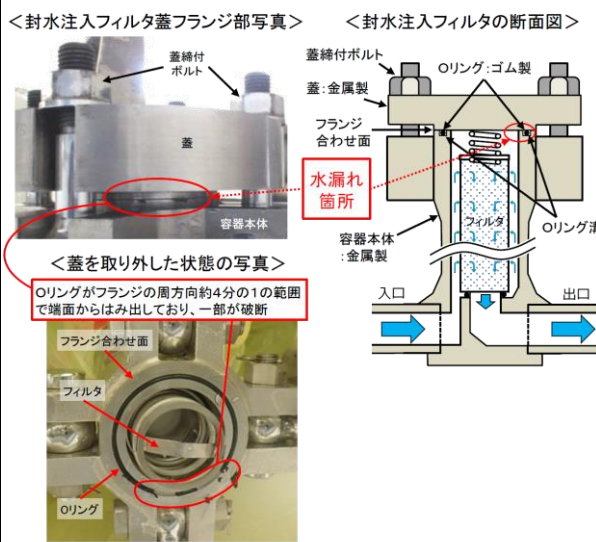
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-02	計装用圧縮空気系除湿装置ブロワプーリーの位置ずれ NUCIA 通番: 13510M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号 発生日: 2022-05-30 登録区分: 最終 更新日: 2022-10-05	2022-05-30、7号機計装用圧縮空気系(IA)除湿装置ブロワ(B系、待機号機)において、プーリー位置がずれていることが発見された。 本件は、他プラント事例(NUCIA13443S)の水平展開調査にもとづく。 推定原因: プーリー/シャフトのキー押さえボルト先端部(キー押さえ面)の摩耗。これにより、キーを抑える力が低下、運転時に徐々にプーリーがずれた。 再発防止対策: IA 除湿装置ブロワ点検時に以下を行う旨、工事施工要領書反映要求一覧に追加する。①本格点検毎に当該ボルトの交換を行う。②当該ボルト締め付け作業を、工事監理員確認項目(記録確認又は立会)とする。	2022-10-05	事務局	⑤	—	本件は、他プラント事例の水平展開により発見されたブロワのプーリーの位置ずれ事例である。安全性への直接の影響はない。原因、対策とも明確になっていることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
<p>NUCIA13443S「エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファンの不具合」: 2022-01-07、伊方発電所 3号機において、エタノールアミン排水処理装置ガス希釈ファン(B)の駆動用ベルトを取り付けているプーリーが主軸から外れていることが確認された。同ファンは2台あり、エタノールアミン排水処理装置の運転には問題はない。本事象によるプラントへの影響及び周辺環境への放射線の影響はない。</p> <p>是正処置: 当該ファンの主軸、プーリー及びその他構成部品を新品に取替え、異常のないことを確認し、2022-01-24に通常状態に復旧した。</p> <p>推定原因: 2005年に取替えて以降、運転中の微小な振動により止めねじのねじ部先端が徐々にへたり、止めねじの主軸及びキーへの食い込み力が低下、プーリーが脱落。</p> <p>類似事象との比較: 当該ファンは、2005年に同様事象が発生し、対策をとったが再発した。2005年の対策では、点検時に止めねじ先端部にへたりが認められた場合のみ止めねじを取替えることとしており、2005年から本事象発生までに止めねじを取替えた実績はない。よって、点検時に目視で異常またはその兆候を確認できない可能性がある。</p> <p>再発防止対策: ①当該ファンの主軸、プーリー、キー及び止めねじ等を新品に取替え。②ガス希釈ファン A 及びガス希釈ファン以外の類似機器 4台について、止めねじを新品に取替え。③ガス希釈ファン及び類似機器のうち2台については、点検周期を6年の時間保全に変更。④点検のたびに止めねじを新品に取替えることを作業要領書に追加。⑤ガス希釈ファンについては、巡視点検時にプーリーの目視点検を容易にできるようなメッシュ状のカバーに取替え。</p>							
<p>図 プーリーの不具合箇所</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-07	海水ポンプ潤滑水の配管清掃に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13532M ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2022-07-21 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-07	2022-07-18、通常運転中の3号機において、4台ある海水ポンプのうち、3C(運転中)の潤滑水及びモータ冷却水を供給する系統の流量が低下したことから、念のためバックアップ系統からも給水し、海水ポンプ3Cの運転を継続したが、海生生物の付着等の可能性があることから、3C及び系統を共有する3D(待機中)の一部の配管清掃を実施するため、07-21 8:59、3C及び3Dの給水を停止し、保安規定に定める運転上の制限状態に入った。当該配管の清掃を実施し、海水ポンプ3C、3Dの流量回復を確認後、同日 18:05に運転上の制限状態を脱した。 安全評価: 通常系統からの給水停止後も、バックアップ系統からの給水を継続していた。本事象によるプラントへの影響及び環境への放射能の影響は無かった。 流量低下原因: 配管内に海生生物が付着していたため。 再発防止策: 自然現象のため、新たな再発防止策は講じない。	2022-09-07	事務局	⑤	—	本件は、1台の海水ポンプの潤滑水系の流量が低下したため、点検保守のため、当該ポンプを停止したことに伴い、運転上の制限状態に入った事象である。約9時間後に運転上の制限状態から脱した。原因は、潤滑水系配管に海生生物が付着したため。自然現象であり、配管清掃で復旧していることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		
<p style="text-align: center;">海水ポンプ 3C、3D 潤滑水系統</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-08	<p>電動主給水ポンプミニマムフロー配管からの僅かな水漏れ</p> <p>NUCIA 通番: 13513M</p> <p>ユニット: 大飯発電所 4号</p> <p>発生日: 2022-06-27</p> <p>登録区分: 最終</p> <p>更新日: 2022-07-27</p>	<p>2022-06-24、定期検査で2次冷却系統の水質調整を実施していたところ、電動主給水ポンプミニマムフロー配管からの僅かな水漏れが確認された。06-27、当該配管を取り替えるため、定期検査工程を変更することを決定した。</p> <p>安全評価: この事象による環境への影響はない。</p> <p>漏えい原因: 配管内面がエロージョンにより侵食され、微小な穴があいたため。</p> <p>再発防止対策: 配管を取り替える。類似箇所を確認し、必要箇所は継続的に管理する。</p>	2022-07-27	事務局	⑤	—	<p>定期検査中に、PWRの2次系の電動主給水ポンプの最小必要流量を確保する目的で設置しているミニマムフローラインに微小漏えいを確認した事例である。環境への影響はない。プラント安全性に影響しない微小漏えいを検査で見つけた事例であることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		
<p>図 電動主給水ポンプミニマムフローライン</p>							

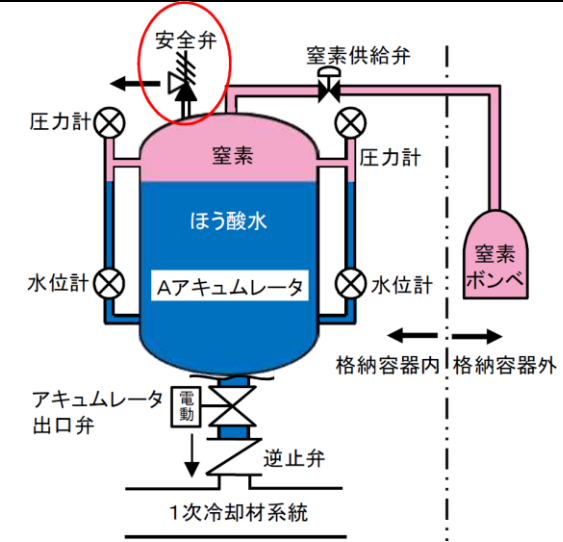
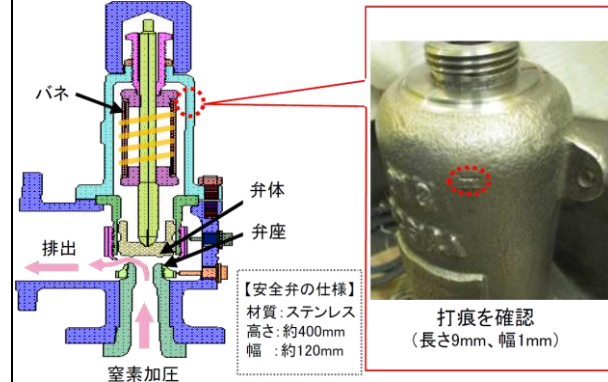
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-10	特定重大等対処施設に係る運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13516M ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2022-07-06 登録区分: 最終 更新日: 2022-07-20	2022-07-06 14:00、3号機の特定重大事故等対処施設の計装設備に一部の部品が装着されていないことが確認され、保安規定の運転上の制限を満足していないと判断された。その後、当該部品を装着し、計装設備の機能に問題がないことが確認されたため、同日 18:15 に復帰した。 安全評価: 本件による環境への放射能の影響はない。	2022-07-20	事務局	⑤	—	計装設備において、保安規定の運転上の制限を満足していないことが判明後、約 4 時間で復旧できた事例であることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-11	原子炉水位計伝送器からの水のにじみ跡に伴う運転上の制限の逸脱	<p>2022-07-12、定期検査中で原子炉格納容器内を点検していたところ、原子炉水位計に信号を送る伝送器のフランジ部に水のにじみ跡が確認され、点検のため当該水位計を隔離し、水位計の機能が停止したことから、翌日、保安規定の運転上の制限を満足していないと判断された。</p> <p>なお、確認時点ではフランジ部からの漏えいはなかった。水位計は健全であった。</p> <p>その後、当該伝送器フランジ部のシート面の部品を取り替え、漏えい試験等を行った結果、当該伝送器に異常がないことを確認、当該水位計の隔離を解除。同日 15:35 に運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p>	2022-07-26	事務局	⑤	—	<p>定期検査中に、微小漏えいの補修のため原子炉水位計を隔離したため、保安規定の運転上の制限を満足していない状態となった事例である。数時間で復旧していることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
					<p>補足情報</p> <p>安全評価：原子炉水位は、他の水位計で確認できており、異常がないことを確認している。また、本事象による環境への放射能の影響はない。</p>		
	<p>NUCIA 通番： 13525M</p> <p>ユニット：高浜発電所 3号</p> <p>発生日： 2022-07-13</p> <p>登録区分：最終</p> <p>更新日： 2022-07-26</p>	<p>原子炉格納容器</p> <p><原子炉格納容器内></p> <p>原子炉上部から (a)</p> <p>原子炉下部から (b)</p> <p>原子炉格納容器内状態監視盤</p> <p>表示装置</p> <p>○: 検出部</p> <p>⊗: 原子炉水位伝送器</p> <p>---: 伝送ライン</p> <p><原子炉水位伝送器の検出部フランジ部イメージ (横断面図)></p> <p>原子炉の上部と下部の圧力を2カ所の検出部で検出、伝送器に伝え、その圧力差により水位を測定</p> <p>原子炉容器から (1次冷却水)</p> <p>166mm</p> <p>138mm</p> <p>伝送器へ (純水)</p> <p>【Oリングの仕様】</p> <p>材質：ニトリルゴム</p> <p>線の太さ：Φ3mm</p> <p>円の直径：102mm (外径)</p> <p>水のにじみ跡を確認</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-13	A 封水注入フィルタ蓋フランジ部からの漏えい NUCIA 通番: 13538M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2022-08-01 登録区分: 最終 更新日: 2022-08-18	<p>2022-08-01、第 26 回定期検査中の美浜 3 号機において、「封水注入流量低」警報が発信、原子炉補助建屋内の封水注入フィルタ室付近の床面に、約 10 m × 1 m × 1 mm の水溜まりが確認された。使用していた A 系統封水注入フィルタを B 系統に切り替えたところ、漏えいは停止。外観点検により、フィルタ上部の蓋フランジ面から Oリングがはみ出していることを確認。漏えい箇所は、フィルタ蓋フランジ部と推定された。</p> <p>安全評価: 漏えいした水は同フィルタ室の目皿に流入し、原子炉補助建屋サンプに回収しており、建屋外部への漏えいはない。推定漏えい水量は、約 7 m³(約 2.2 × 10⁶Bq)。本事象による環境への放射能の影響はない。</p> <p>漏えい原因: 前回定期検査でのフィルタ取替工事中において、本来のトルク値より低い値でボルトが締め付けられていたため。その後のプラントの運転等に伴う系統圧力により、当該フランジ部の漏れ止め用の Oリングが徐々に外側に押し出され、破断した。</p> <p>根本原因(トルク値が低かった原因): 協力会社が作業要領を作成するにあたり、工事計画書に記載されているトルク値の判定基準(260~294 Nm)を引用すべきところ、パソコンに保存されていた誤ったトルク値の判定基準(39~64 Nm)を引用したため。</p> <p>寄与因子: 予め年間工事契約を締結し、事業者が工事計画書を承認した後、作業ごとに発注したこと。この場合、作業ごとに協力会社が作業要領書を作成する。</p> <p>是正処置: A/B 系列とも封水注入フィルタの Oリングを新品に交換する。美浜 3 号機に加え、高浜 3/4 号機、大飯 3/4 号機において、契約と発注を別に行う工事を対象として、計 5900 機器を調査し、トルク判定基準に誤りがあったのは、当該 A/B 系フィルタのみであることを確認した。</p> <p>再発防止対策: ①契約と発注を別に行う工事について、協力会社が作成する作業要領を工事実施前に事業者が確認する運用とする。②協力会社に対して、速やかに本事象の周知を行い、新たな運用の徹底を図る。さらに、定期検査ごとの説明会等を通じてルールの遵守等について周知を図る。③3 号機について、漏えい防止および機器の動作不良防止の観点から、起動時の現場点検を強化する。</p>	2022-09-02	事務局	②	—	<p>本件は、定期検査中の PWR において、封水注入フィルタからの冷却水の漏えいが確認された事例である。事業者による調達管理(請負業者作業に対する監督等)に課題があったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p style="text-align: center;">補足情報</p>  <p style="text-align: center;">図 系統概略図</p> <p><封水注入フィルタ蓋フランジ部写真> <封水注入フィルタの断面図></p>  <p><蓋を取り外した状態の写真> Oリングがフランジの周方向約4分の1の範囲で端面からはみ出しており、一部が破断</p> <p>ボルトを締付工具により確認したところ、締付力が規定値より不足していた</p> <p style="text-align: center;">図 封水注入フィルタフランジ部の漏えい箇所</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-14	タービン動補助給水ポンプフィルタ蓋部からの油漏れに伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13530M ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2022-07-21 登録区分: 最終 更新日: 2022-08-02	<p>2022-07-21 14:19、定期点検中の3号機において、「タービン動補助給水ポンプ制御油圧低」警報が発信。現場床面に約2m×約4m×約1mmの油漏れ(約8L)を確認。制御油ポンプを停止したところ、油漏れは停止した。タービン動補助給水ポンプが動作できない状態となったことから、14:30に保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。</p> <p>安全評価: 本事象による環境への放射能の影響はない。制御油ポンプ系統にあるフィルタ蓋部のシート面の部品を取り替え、制御油ポンプの確認運転を行い、油漏れがないことを確認して、翌日16:25に運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p>	2022-08-02	事務局	⑤	—	定期検査中に、制御油漏えいのためタービン動補助給水ポンプが動作不能となり、保安規定の運転上の制限を満足していない状態となった事例である。約1日で復旧しており、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		
			<p>推定原因: パッキンと容器側シート面の密着が不十分だったため。根拠は、蓋部のシート面のパッキンが中心からずれて装着されていたことと、フィルタ容器側のシート面の点検手入れによってわずかな凹みが生じていたこと。</p> <p>是正処置: パッキンの取り替え及びシート面の手入れを実施。</p>				
			<p>【オイルフィルタイメージ図】</p> <p>オイルフィルタ蓋部から油が漏えい</p> <p>油漏えい量: 約8リットル (約2m×約4m×約1mm)</p> <p>制御油ポンプ</p> <p>オイルフィルタ</p> <p>制御油配管</p> <p>ポンプの回転を制御する装置</p> <p>油タンク</p> <p>タービン動補助給水ポンプ</p> <p>図 タービン動補助給水ポンプ制御油系統概略図</p>				
			<p>パッキンの仕様 厚み: 1.5mm 幅: 9.5mm 外形: Φ119mm 内径: Φ100mm</p> <p>フィルタ蓋部シート面のパッキンがずれていた</p> <p>締め付けボルト</p> <p>蓋</p> <p>容器</p> <p>オイルフィルタ容器</p> <p>図 調査結果</p> <p>シート面の点検手入れによるわずかな凹み</p> <p>蓋の仕様 直径: 125mm 材質: 鉄製容器</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-16	供用期間中検査の一部不実施による定期事業者検査報告書の内容変更 NUCIA 通番: 13542M ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2022-08-17 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-07 R04Q1 原子力規制検査報告書	事業者は、2022-03-01 から開始する定期事業者検査(定検)において、クラス 1 機器に係る供用期間中検査 (ISI) を不実施としていたが、04-14 にその根拠となる点検計画が未策定であることを規制検査官が確認した。 未策定原因: 事業者は、点検計画は最初の ISI を実施する時期までに策定するものと考えていたため。 パフォーマンス劣化: 該当。保安規定において、あらかじめ点検計画を策定すること及びあらかじめ定めた保全計画にしたがって保全を実施することが定められているため。 検査指摘事項: 非該当。原子力安全の維持に影響を与えていないため。 深刻度: SLIV (通知なし)。法令に基づき提出された定検報告書が正確ではなく、定検開始後に点検計画が策定され、ISI を実施することに変更されたため。ただし、点検計画が未策定の状態は今回の定検期間中に解消され、CR も発行され、原因究明及び是正処置を行う予定であることから、違反等の通知は行わない。	2022-08-18	事務局	⑤	—	2022-08-17、原子力規制委員会において、本事象は、安全重要度「一」、深刻度 SLIV (通知なし)と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-17	アキュムレータ圧力低下に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13544M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2022-08-21 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-07	<p>2022-08-21 16:54、定期検査中の3号機の中央制御室において、「Aアキュムレータ圧力低」警報が発し、Aアキュムレータ圧力(4.01 MPa)が制限値(4.04 MPa)より低かったため、保安規定の運転上の制限状態に入ったと判断された。その後、圧力が4.052 MPaに回復したため、16:57に運転上の制限状態を脱した。</p> <p>安全評価: 本事象による環境への影響はない。</p> <p>推定原因: 外観点検で、当該アキュムレータの安全弁の外表面に打痕(長さ9mm、幅1mm)が確認されたことから、衝撃が加わったことにより、弁体にずれが生じ、設定値よりも低い圧力でアキュムレータが作動したため。</p> <p>推定衝撃原因: 当該弁近傍で足場設置等の作業が行われており、作業で使用した資機材が接触したため。</p> <p>再発防止対策: 当該弁の手入れや漏えい検査等を行い復旧した。また、安全弁への接触に関する注意事項を社内マニュアルに反映するとともに、協力会社へ本事象を説明し注意喚起を図った。足場設置等の作業を実施したエリアを対象に、資機材が接触する可能性のある全ての機器の外観点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼすような打痕等がないことを確認した。</p>	2022-09-07	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期検査中のPWRにおいて、アキュムレータが3分間、運転上の制限状態に入った事例である。作業に伴い、偶発的に資機材がアキュムレータの安全弁にぶつかり、一時的に開いたためと推定される。プラント安全性に影響はない。資機材が接触する可能性のある機器の点検で、その他の異常は確認されていないことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
 <p>図アキュムレータ概要図</p>  <p>図 安全弁拡大図と打痕写真</p> <p>【安全弁の仕様】 材質: ステンレス 高さ: 約400mm 幅: 約120mm</p> <p>打痕を確認 (長さ9mm、幅1mm)</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-18	保安規定対象記録の未保存 NUCIA 通番: 13450M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2022-02-14 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-07	2022-02-14、一部のグループにおいて2017年度分の力量評価記録が保存されていないことが判明し、保安規定の保存期間(5年)を満たしていないことが確認された。調査により、転入または転出時における力量評価記録の作成不備や、力量評価記録作成後における保存の不備など、75件が確認された。 安全評価: 記録の不備があった者は、マニュアルで必要な力量を規定している検査業務や設計管理業務に従事していない。 原因(寄与因子): ①人事異動等、記録の作成が必要になった際に作成を失念。②マニュアルの確認や記載が不十分。③保安規定対象記録を職場にて管理・保管していた際、管理者の関与・確認不足により、誤って紛失。 再発防止対策: マニュアルの記載を充実化する。職場保管に代わり保存庫で一括管理する。所員に対して、マニュアルの内容やルールなどの注意事項を周知する。	2022-09-07	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所において力量評価記録が保安規定に従って適切に保存されていなかったことが判明した事例である。プラント安全性に影響はない。再発防止策も取られていることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-20	原子炉建屋付属棟(非管理区域)への雨水の流入 NUCIA 通番: 13551M ユニット: 女川発電所 2号 発生日: 2022-07-16 登録区分: 最終 更新日: 2022-09-14	2022-07-16 08:25 頃、2号機原子炉建屋付属棟(非管理区域)の地下2階原子炉再循環ポンプ電源室及び地下3階エレベーターホールに雨水が流入していることが確認された。雨水は、安全対策工事で設置中の屋外ケーブル敷設用ピットからケーブル電路を通り、当該電源室を経由し、エレベーターホールに流入した(約90m ³)。 安全評価: 本事象による発電所周辺への放射能の影響及び安全上重要な機器への影響はない。 原因: ①屋外ケーブル敷設用ピットへの雨水流入量が、ピットの仮設排水ポンプの排水容量を超えた。②作業中のピット内貫通部(ケーブル電路)に対して、建屋側への雨水の流入を軽減するシール処置を行っていない。③ピット内に置いた仮設排水ポンプに電源を供給するための電工ドラムが、ピット水位の上昇により水没しポンプが停止した。④事象発生前日夜から大雨が継続していたが、ポンプの稼働状況を確認していない。⑤ピットの管理所掌をケーブル敷設工事担当から、ピット建設工事担当グループに変更した際、トレンチ側貫通部の処置状況が正確に伝わっていない。 再発防止対策: ①降水量に加え、周囲からの雨水流入も考慮して、適切な容量の仮設排水ポンプを設置する。加えて、ピット周辺へ土のうを設置する。②ケーブル敷設作業が完了するまで、貫通部(ケーブル電路)に雨水流入を軽減するためのシール処置を行う。③水没しないよう適切な場所に電工ドラムを設置する。④大雨等が予想される場合は、休日・夜間も含め、ピットの水位上昇や仮設排水ポンプの稼働状況などの監視体制を整え、定期的に巡視を行う。その基準を社内文書に規定する。⑤建屋貫通部の処置状況を含めた留意事項を明記した引継書を用いて、グループ間で共有できる仕組みを構築する。	2022-09-14	事務局	②	—	本件は、長期停止中の原子力発電所において、工事中の屋外ケーブル敷設用ピットから雨水がケーブル電路を通して原子炉建屋付属棟に流入した事例である。工事中の雨水対策等リスク管理が不十分であったことなど根本原因が明確になっており、安全上の実影響はなかったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p style="text-align: center;">図 原子炉建屋付属棟への雨水流入イメージ図</p>							
<p style="text-align: center;">図 再発防止対策イメージ図</p>							

2 次スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象-2(案)

令和4年11月24日
技術基盤課

本報告の目的は、2次スクリーニング調査・分析対象である「仏国PWRの安全注入系ステンレス鋼配管で見つかった応力腐食現象」の情報を更新することである^{1,2,3}。

1. ASN 通知(2022年11月3日付)「応力腐食:カットノン1号機の再起動前に2か所の溶接部を修理する必要がある」⁴

フランス電力会社(EDF)の複数の原子炉で見つかった応力腐食割れ(SCC)現象に対処するため、EDFはカットノン1号機(PWR、1300 MWe)の安全注入系配管の検査を行った。検査は、影響を最も受けるであろう溶接部近傍で行われ、SCCによる亀裂の指示が複数見つかった。そのうち2か所では、最大深さが4.7と6.1 mmに達していた。

フランス原子力安全規制当局(ASN)は、放射線防護原子力安全研究所(IRSN)の支援を受け、EDFが提供する情報を分析した。目的は、これらの指示を修理することなく、8カ月間の運転期間のために再起動できるかどうか評価することである。欠陥測定の不確かさや機械強度計算における仮定や手法を考慮したところ、ASN評価では、2つの亀裂による影響を受ける配管強度は保証できない。したがって、当該溶接部は原子炉再起動前に修理が必要である。

その他の小さな指示については、そのままの状態で期間は限定されるが機械的強度は保たれると評価された。EDFは、2023年に予定される次回の燃料交換停止中に、安全注入系配管上で、SCCによる亀裂感受性のある部分全てを取り換えることを請け負った。

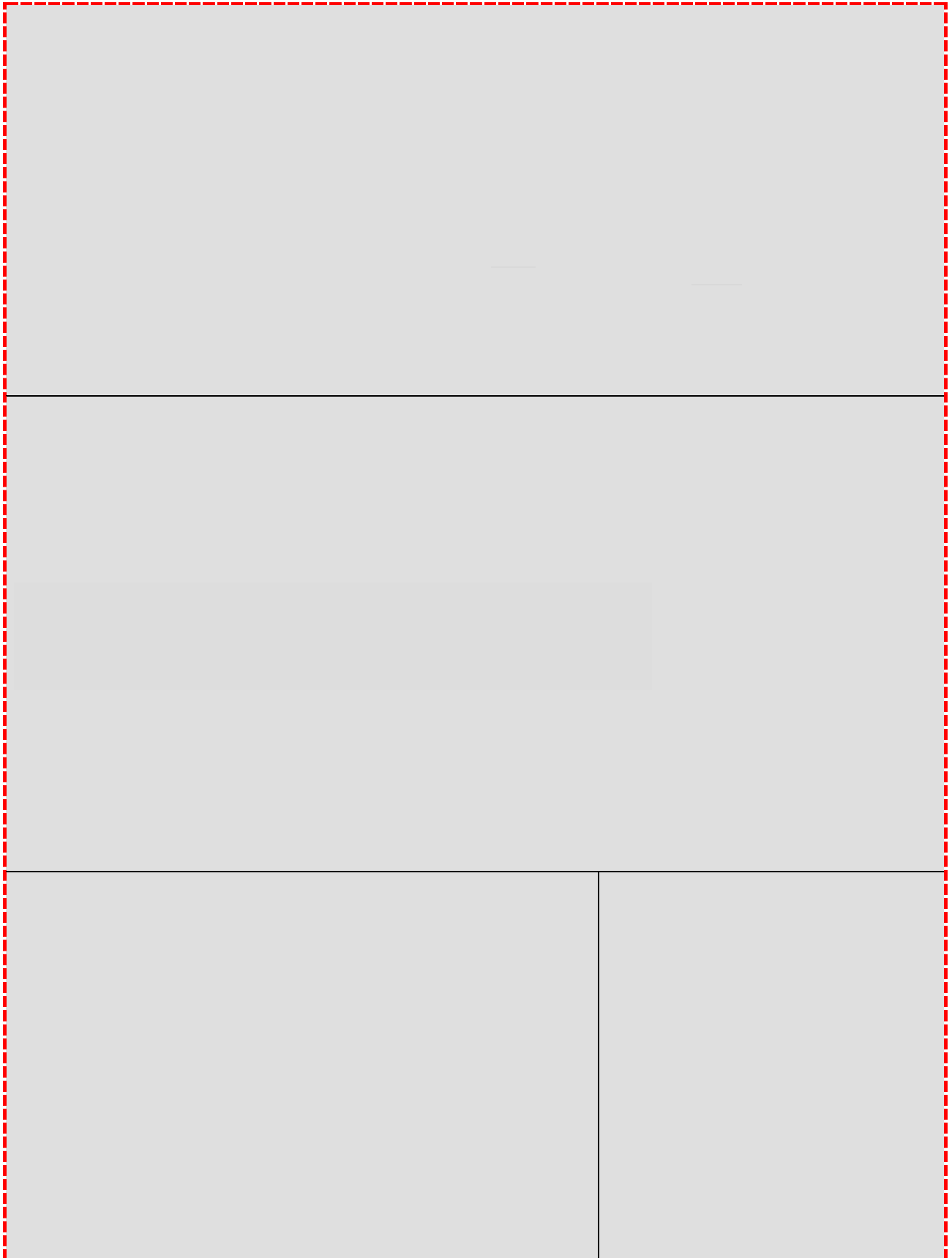
¹ 第51回技術情報検討会(令和4年1月20日)、資料51-2-1-4 1次スクリーニング結果(案)、ASN 通知(20211216 仏語版)「シボー1号機の安全注入系で見つかった応力腐食現象」

² 第53回技術情報検討会(令和4年5月26日)、【資料53-2-4】1次スクリーニング結果(案)、IRS9063P/ASN 通知(20220131)「シボー1/2、ショーB、パンリー1号機で見つかった応力腐食現象」

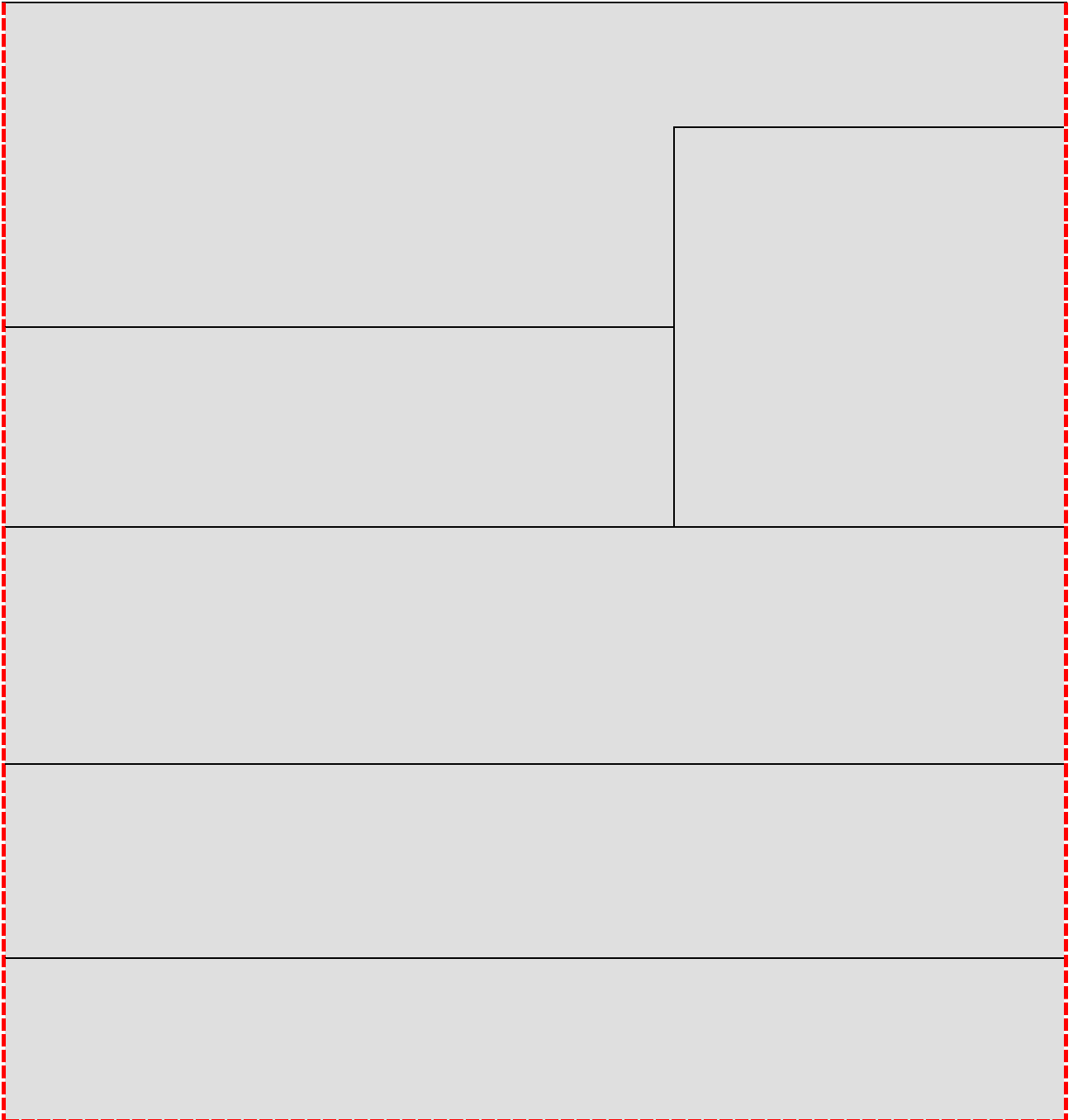
³ 第54回技術情報検討会(令和4年7月28日)、【資料54-2-3-1】安全注入系で見つかった応力腐食現象(案)

⁴ <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/cattenom-deux-soudures-doivent-etre-reparees-avant-son-redemarrage>

2. IRSN 発表資料(2022 年 10 月 17-21 日)⁵抜粋



⁵ IAEA と OECD/NEA 共催「原子力発電所事象報告システム(IRS)に関する定例会合」、2022 年 10 月 17-21 日



赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

3. EDF 情報通知(2022年9月21日更新情報)「複数の原子炉で検出された1次冷却系補助配管上での複数の応力腐食(SCC)現象」⁶

EDFは、複数の原子炉を停止させ、SCC現象の究明に取り組んでいる。現在のところ、10基の原子炉を停止させ、問題のある配管を切り出し修理を行い、5基を調査対象としている。

表1 修理中プラントの状況

ユニット名	シリーズ ⁷	出力(MWe)	運開年	状況
シノン-B3	CP2	905	1987	SCCの指示は溶接部に1カ所のみで、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
ビュージェイ-4	CP0	880	1979	SCCは見つかっていない。
トリカスタン-3	CP1	915	1981	SCCは見つかっていない。
フラマンビル-2	P4	1330	1987	SCCの指示の一つは溶接部で、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
カットン-4	P'4	1300	1992	SCCは見つかっていない。
パンリー-1	P'4	1330	1990	配管上にSCCを確認。重大安全事象としてASNIに報告。
シボー-1	N4	1495	2002	配管上にSCCを確認。重大安全事象としてASNIに報告。
シボー-2	N4	1495	2002	配管上にSCCを確認。
ショー-B1	N4	1500	2000	配管上にSCCを確認。重大安全事象としてASNIに報告。
ショー-B2	N4	1500	2000	破壊調査継続中。

表2 調査対象プラントの状況

ユニット名	シリーズ	出力(MWe)	運開年	状況
フラマンビル-1	P4	1330	1986	蒸気発生器取替えのため停止中。
カットン-1	P'4	1300	1987	一時停止中。
ゴルフエッシュュ-1	P'4	1310	1991	10年毎点検中。
パンリー-2	P'4	1330	1992	一時停止中。
カットン-3	P'4	1300	1991	SCCを確認。重大安全事象としてASNIに報告。

⁶ [https://www.edf.fr/sites/groupe/files/2022-09/EDF Mise%20a%20jour%20Note%20Info%20CSC_21%20septembre2022.pdf](https://www.edf.fr/sites/groupe/files/2022-09/EDF_Mise%20a%20jour%20Note%20Info%20CSC_21%20septembre2022.pdf)

⁷ シリーズ、出力、運開年は、(一社)日本原子力産業協会「2018 世界の原子力発電開発の動向」を参照した。

「ボーイング 737 墜落:NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」 のサマリー(案)

令和 4 年 11 月 24 日

技術基盤課

第 43 回技術情報検討会(令和 2 年 10 月 29 日)において、RIS2016-05¹に記載された原子力施設におけるデジタル計装制御(デジタル I&C)に対する米国 NRC の規制基盤近代化活動を継続注視することとなった。当該近代化活動では、2018 年と 2019 年のボーイング 737 MAX 8 の墜落事故に係る当局の調査報告書を体系的に評価している²。以下は、2022 年 9 月 22 日に NRC から発行された「ボーイング 737 墜落:NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」³のサマリーである。

着目点

2017 年、米国連邦航空局(FAA)は、ボーイング 737 の設計変更(MAX 8 と呼ぶ)を認証した。これには、飛行機の空気力学設計に関連する潜在的な失速状態を阻止するための新しい自動操縦特性向上システム(MCAS)が含まれていた。2018 年 10 月と 2019 年 3 月、MCAS の繰り返し作動のため、2 機の MAX 8 航空機が墜落した。複数の当局による調査報告により、墜落につながった MCAS の開発、審査、実装、訓練及び監視に関連する一連の不良が特定された。

NRC は、原子力発電所(NPP)にデジタル I&C 技術を安全に導入することに責任がある。MCAS の設計プロセスと FAA 認証プロセスに関する調査報告書には、NRC のデジタル I&C 規制プロセスに適用可能な教訓が含まれている可能性がある。デジタル I&C 規制プロセスに適用する目的で、NRC の人間工学(HFE)及びリスク分析スタッフと連携した I&C スタッフ(以降、チームと呼ぶ)は、前記調査報告書の結果と推奨事項を体系的に評価した。なお、この評価では、航空と原子力業界の間の違い、例えば、業界の規模、設計と安全目標、規制の枠組みを考慮した。

チームが焦点を当てたのは、①デジタル I&C の許認可と検査における潜在的な規制上のギャップ(プロセスや文化を含む)の特定と、②NPP におけるデジタル I&C の安全使用をサポートするために維持または改善すべき NRC の規制監督及び組織能力の要素の特定である。レビュー目的は、①NPP のアーキテクチャに新しいデジタル I&C 技術を導入するために使用されるプロセスと、②新型炉用に高度に統合された I&C システムの開発を評価することである。

¹ 安全関連システムに組込まれたデジタル装置<Embedded Digital Devices in Safety-Related Systems>, 2016, ML15118A015

² 例:第 54 回技術情報検討会(令和 4 年 7 月 28 日)、【資料 54-2-3-2】NRC 報告「ボーイング 737 MAX 8 事故から得た DIC 規制課題に関する予備的考察」(案)、添付

³ BOEING 737 CRASHES: LESSONS LEARNED FOR NRC DIGITAL INSTRUMENTATION AND CONTROLS EVALUATION PROCESS, 2022-09-22, ML22241A039。付録参照。

わかったこと

墜落は、MCAS 導入において重大な欠陥をもたらしたいくつかのエンジニアリング、プログラム及び安全文化の不良の結果であった。しかし、NPP のデジタル制御・保護システムと航空電子工学システムの間で、安全機能、故障影響、深層防護及びリスクを掘り下げて技術比較することは困難であった。

さらに、デジタル I&C の許認可と検査に関する NRC の規制基盤に有意なギャップが存在しないことも判明した。しかし、調査結果に基づいて、NPP において発展し続けるデジタル I&C 技術の安全使用を維持または改善すべきデジタル I&C 規制プログラムと組織能力を特定した。

推奨事項

以下は、チームが推奨するデジタル I&C の許認可と規制監督を継続改善するために焦点を当てるべき分野である。

- NRC は、新規もしくは構想から設置まで大きく異なるアプリケーションに対する、デジタル I&C 技術レビュー、HFE レビュー及びそれに続く検査監督の三者間での統合〈integration〉と情報共有〈communication〉を改善し続ける必要がある。
- NRC は、事前承認を必要としない 10CFR50.59「変更、検査及び試験」⁴を利用したデジタル I&C 改造に対する監督プログラムを改善し続ける必要がある。
- NRC は、デジタル I&C 設計と人的要素ライフサイクル評価のためのシステム工学的アプローチの評価ガイダンスを開発する必要がある。システム工学的アプローチは、承認されたデジタル I&C 設計が安全機能を維持するよう適切に統合されていることを確認するために重要である。
- NRC は、許認可及び監督プロセスにおけるデジタル I&C システムの定量的評価に向けて、デジタル I&C の運転経験の収集と共有を増やす手段を模索する必要がある。

以下は、チームが推奨する維持、強調すべき規制プログラムと組織能力である。

- 堅牢で効果的な安全文化：NPP におけるデジタル I&C の安全使用をサポートするため、中核規制及び監督に関する NRC の使命を効果的に果たすことが可能になる。
- 深層防護的規制アプローチ(リスク洞察と多様性の適切使用)：安全機能に悪影響を与える可能性のある予期せぬデジタル I&C 不良を軽減する。
- 知識管理とデジタル I&C プログラムの有効性継続評価
- リスク上重要な非安全関連システム及び高度に統合された非安全関連制御システム。安全に焦点を当てたレビューアプローチの使用を継続する必要がある。
- パフォーマンスベースのアプローチを可能にするガイダンスの適用。規制ガイドに規定の

⁴ Changes, tests and experiments, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0059.html>

アプローチではなく、技術的に中立なもの。

- 安全上重要なデジタル I&C 近代化の許認可変更要求<license amendment requests>に対する統合レビューの重要視化
- 安全を最重要視する産業の国内外規制当局が参加するデジタル技術規制アプローチ定期共同セミナーの継続実施

ボーイング 737 墜落：NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓¹ 抜粋

序論

ボーイング 737 の MCAS 開発及び認証における考慮事項

ボーイング社は、その飛行経済性を高めるため、737 シリーズの新型(737 MAX)に大型で燃費の良いエンジンを搭載した。自動操縦特性向上システム(MCAS)は、737 MAX 8(以降 MAX 8 と呼ぶ)に施されたいくつものアップグレードの一つであり、エアロダイナミクス設計変更に対処するものである。米国連邦航空局(FAA)は、2012 年に設計変更型認証(ATC)申請を審査し、2017 年 3 月に認証した。

地上とのクリアランス制約のため、物理的に大型のエンジンの位置を翼の最先端より前に置く必要があった。その結果、特に迎角(翼と空気流との角度)が大きい時のエアロダイナミクスが変わった。もし、迎角が大きいときに推力を上げたら、飛行機のピッチ角がより大きくなり、失速(ストール)し得る。これに対処するには、パイロットが機首を下げる必要がある。

こうした状態を自動的に補償するため、ボーイング社はフライト制御計算機上で動く MCAS ソフトウェアを開発し、MAX 8 が高仰角に関する飛行構成限度に達したときの手動飛行時の速度トリム(飛行を安定させるために行われる操縦装置)を調節できるようにした。つまり、仰角センサーが対空速度と高度をもとにしたしきい値を超えた時、飛行機のピッチ角をもとに下げようスタビライザーを制御することで、大型エンジン搭載の結果としてのピッチ角増大に自動的に(無操作)で対処できるように MCAS は設計された。この開発のゴールは、世界中のパイロットが慣れ親しんだ 737 先行機と全く同じように操縦できるようにすることにより、パイロットのシミュレータ訓練の必要性をなくすことであった。

確率的な影響評価にもとづき、ボーイング社は、その ATC 要求において MCAS のリスクを「高」とはランク付けしなかった。ボーイング社による機能ハザード評価には、パイロットが操作するまで継続する MCAS の誤作動が含まれてはいた。意図的ではないが、パイロットによる対処がなければ、故障条件下では MCAS は機首を下げ続ける効果がある。しかし、ボーイング社と設計者は、職業パイロットならば意図しない MCAS 作動を「暴走スタビライザー」状態(パイロット訓練で取り扱われるシナリオ)と認識するだろうと想定していた。ボーイング社は、単一の意図しない MCAS 作動をテストしたが、MCAS の複数作動は単一作動より価値がないと想定していた。

FAA は、その安全認証業務代行権限制度(ODA)プログラムを介する自己認証プロセスを用いて、ボーイング社に MCAS の設計認証を委託できると決定していた。ボーイング社は、MCAS のライフサイクル開発プロセスにおける設計、実装、統合、試験を実施した。飛行テストの結果を

¹ BOEING 737 CRASHES: LESSONS LEARNED FOR NRC DIGITAL INSTRUMENTATION AND CONTROLS EVALUATION PROCESS, 2022-09-22, ML22241A039

受け、MCAS はその後、仰角センサー情報にもとづきピッチ角の低下率をより高めることが認められ、偶発的な低速度ストールに対処できるようプログラムされた。

MAX 8 には、仰角センサーは 2 つあるが、MCAS は 1 つの仰角センサーからの入力しか用いてなかった。ボーイング社は 2 つの仰角センサーが 10 秒間以上 10 度以上異なっていた場合は、パイロットに警報を出す機構をすべての MAX 8 の航空電子機器につける意図はあった。しかし、FAA 認証の後、全ての MAX 8 にその警報機能が具備されているわけではないことを発見したものの、安全運航のためにはコックピットにその警報は不要と決定した。理由は、その警報に伴い要求される操作がないためである。ボーイング社はこの問題を修正しようと思ったが、運航への影響はないとみなしたことから FAA の監督署に公式通知を出すことを要求されなかった。FAA は、2018 年の MAX 8 の墜落事故まで、この問題を知ることはなかった。

パイロットは、このような MCAS の特性に関するフライトシミュレータ訓練を受けることはなかった。その理由は、MCAS 関連のエラーは全て、馴染みのある水平尾翼の自動トリム制御における故障(暴走スタビライザー)と同じように扱えると仮定したためである。しかし、MCAS 故障にパイロットが適時応答するのは難しい。なぜなら、そのような状態を認識するのが困難だから。その上、強いエアロダイナミクスに対応して、パイロットは水平スタビライザーを手動調整するのも難しかった。

MCAS の故障

2018 年 10 月 29 日に、ライオン・エア 610 便がジャカルタのスカルノ・ハッタ国際空港を出発した直後にジャワ海に墜落し、189 人の死者を出す悲劇的な事故が起きた。2 つの仰角センサーの 1 つから欠陥データを受信してから、飛行中に MCAS は約 24 回作動したことから、MCAS の反応が、事故の重大要因であると判断された。数か月後の 2019 年 3 月 10 日、エチオピア航空 302 便がアディスアベバ・ボレ国際空港を出発した直後に墜落し、157 人が死亡した。本報告書に記載されている報告書には、事故事象の詳細、技術設計や人的要因の問題、規制上の問題などに関する情報が含まれている。

評価概要

主要な規制、及び技術テーマの評価

- 安全評価(ハザード分析とリスク評価を含む):ある報告書が特定しているのは、「何がうまくいく必要があるか(性能と設計仕様)」、「何がうまくいかない可能性があるか(人間と装置の故障モード)」、「何がうまくいかないことを防げるか(制御と障壁)」、「人-システム-インターフェイス(HSI)が機能しなければならない事象とシナリオの組み合わせ」を理解することの必要性である。この推奨事項は、安全評価を扱う際の NRC のアプローチに適用可能である。
- 装置の設計と実装:ある報告書が特定しているのは、安全マネジメントシステムの必要性である。これにより、設計、手順書及び訓練の組み合わせが、効果的な安全性能に役立って

いるかどうかを包括的、先見的に評価できる。

- 設計変更型認証プロセス(既存のアーキテクチャ上の新設計):ある報告書が考察したのは、ボーイング社の設計が ATC として評価されることを決めるために規則やガイダンスに従った一方で、次の 3 分野において規則改善の機会があることである:①「設計変更のパフォーマンスに対するパイロットの期待」及び「パイロット訓練の必要性の有無」に関して使用した想定理解と図書化、②既存の設計認証に対する複数の変更の累積的影響の評価、③包括的なシステム運転リスク評価の提供と内部コミュニケーション。
- 認証の代行:ある報告書が推奨したのは、ODA 部門に対する潜在的な圧力に対処できるように、FAA と航空産業界が協力すること。これにより、ODA 部門が組織内の他部門からの圧力や影響なしに運営され、FAA 管理者の代表として機能することを保証する意思決定構造を維持できる。NRC の I&C 規制基盤は認証のための ODA プログラムと直接の関係はない。NRC は各認可取得者に対して、デジタル I&C の設計、許認可と運転に対する独立した検証・妥当性確認(V&V)のための品質保証プログラムを持つことを要求している。これは、NRC 検査とも独立している。
- 安全文化:ある報告書が推奨したのは、安全な製品の作成に主眼を置く安全文化を促進することである。これら製品は、認証要件に準拠することになる。

洞察と推奨事項

A 設計と実装の問題

- NRC は、デジタル I&C と原子力発電所(NPP)の全体設計に、深層防護アプローチを適用する必要性を引き続き強調すべきである。アプローチの例:①共通モード故障(CMF)に対する脆弱性に十分対応していることを示すために、提案されたデジタル I&C のシステム設計を分析する。②損害を起こし得るハザードを特定するために、デジタル I&C システムを試験する。③ハザードを除去、防止、制御するための I&C 機能要求及び手段を実装する。
- 体系的なハザード分析技術は、本質的に高度に統合された新しいデジタル技術に対処するために重要である可能性がある。NRC のハザード分析ガイダンスには、例えば、分析対象のケースが、いつ最悪または境界<bounding>ケースになるかを適切に特定するための指針を含むべきである
- 運転経験と関連する故障率データは、デジタル設計の信頼性要求を正当化するためにも、また、そのような要求が運転中も有効であることを保証するためにも重要である。
- 承認、検証及び装備された I&C 設計が、意図したシステム機能を備えていることを確認するためには、概念設計から運転、保守に至るまで、最新のシステムエンジニアリングアプローチと人的要因評価を導入することが重要である。NRC は、新デジタル設計の最重要コンポーネントとして、人間工学(HFE)に継続して焦点を当てるべきである。安全上重要なデジタル I&C レビューにおいて、設計や HFE の技術問題をたどり、解決するために、NRC

スタッフは統合技術チームに継続して重きを置くべきである。

B 規制監督の問題

- デジタル設計規制プロセスにとって重要なのは、設計レビュー、HFE レビュー及び規制監督プロセスの間での調整とコミュニケーションである。この洞察が強調するのは、進化するデジタル設計ならびに概念設計から実装に至るまでに I&C と HFE 分野で用いる仮定を包括的に評価する必要性である。
- 許認可審査段階において、各々の審査分野において他者が用いた仮定を疑いながら、NRC の I&C 及び HFE の技術部隊は、より緊密にコミュニケーションすべきである。
- 大規模なデジタル更新に対する NRC 許認可スタッフと規制検査スタッフの間で、安全上重要な技術問題に関するコミュニケーション、交流及び引き継ぎをプログラムの改善する予定である。デジタル許認可審査の最終段階において、I&C 技術スタッフは、推奨検査事項を明確に図書化し、デジタル装置の試験・据付け期間中に現地検査官とコミュニケーションする予定である。
- 10CFR50.59 に基づく NRC 事前承認不要なデジタル I&C 改造に対する規制検査優先事項は、戦略的かつリスク情報を活用したものであるべきである。NRC では、デジタル更新に対して、リスクや実経験にもとづく最も重要な更新に、規制検査リソースを集中するよう、スマートサンプルを使い始めている。事前承認不要なデジタル I&C 改造に対する規制検査においては、追加の検査訓練が役に立つかどうか、NRC スタッフが評価すべきである。
- NRC は、高度に統合されたデジタルシステムを備える進化する技術などリスクの大きいデジタルシステムに、引き続き焦点を当てるべきである。許認可審査においては、リソースが安全上重要なものに向けられるように、安全に焦点を当てたアプローチに従うべきである。NRC は、適合性、深層防護、安全余裕、PRA と運転パフォーマンスに基づく「リスク情報原則<risk-informing principles>」を適用し続けるべきである。
- 効果的でまっすぐな安全文化が最重要であり、NPP におけるデジタル I&C の安全使用をサポートする NRC の規制・監督使命の全うに不可欠である。
- デジタル I&C 分野における専門機関スタッフの長期的な減少に対処するため、NRC の組織能力と知識管理活動は、強化されるべきである。
- デジタル技術情報や洞察を国内外の規制当局と共有・検討することで、より堅牢な安全プログラムが実現する。NRC のデジタル I&C スタッフは、他のデジタル I&C 規制者とのセミナーや情報交換を継続すべきである。NRC は、国内外の基準機関に参加継続すべきである。

結論

2018 年と 2019 年の MAX 8 の墜落事故は、設計、計画、安全文化の不良の結果であり、MCAS の設計、実装と訓練に関係する欠陥であった。NRC チームによると、MAX 8 の航空電子

機器改造に関わる安全機能、故障影響、深層防護とリスクを、原子力施設のデジタル制御安全システムにおける改造に関わるそれらと、掘り下げた技術比較することは困難であったものの、航空機事故に関する調査報告書からの主要な勧告の評価において、デジタル I&C の許認可及び規制検査に対する NRC の規制基盤に重大なギャップ(課題)は見つからなかった。しかし、NRC チームは、NRC のデジタル I&C 規制評価プログラム、規制監督プログラム及び NRC スタッフ組織能力の将来の改善に向けて考慮するのが適当ないくつかの推奨事項を特定した。このような改善は、原子力施設における進化するデジタル I&C 技術の継続的な安全使用を確かなものとするのに役立つと考える。

NRC 報告「ボーイング 737 MAX 8 事故から得た デジタル I&C 規制課題に関する予備的洞察」(案)

令和 4 年 7 月 28 日

技術基盤課

RIS2016-05「安全関連システムに組み込まれたデジタル装置」¹⁾は、第 43 回技術情報検討会(令和 2 年 10 月 29 日)にて直ちに国内規制に反映させる必要はないと評価された²⁾。ただし、当該 RIS に記載された原子力施設におけるデジタル計装制御(デジタル I&C)に対する米国 NRC の規制基盤近代化活動は、技術基盤課調査・評価班において継続注視することとした。

2021 年 10 月に発行された当該活動の年次報告³⁾によると、NRC スタッフは、ボーイング 737 MAX 8(以降 MAX 8 と呼ぶ。)の 2018 年と 2019 年の墜落事故に係る当局の調査報告書の結果と勧告を含め、当該機のデジタル改造に対するボーイング社の設計プロセスと連邦航空局(FAA)の認定プロセスから得られた教訓を体系的に評価している。以下は、2021 年 6 月に、米国原子力学会主催の技術会議で NRC が発表した「ボーイング 737 MAX 8 事故から得たデジタル I&C 規制課題に関する予備的洞察」⁴⁾から抜粋し、補足説明を加えたものである。

要旨

2017 年、MAX 8 はボーイング 737 先行機の変更として運行認可された。MAX 8 は、新型大型エンジン、エアロダイナミクスの改善やフライト制御計算機の操縦特性向上システム(MCAS)ソフトウェアと言ったいくつもの設計変更を取り入れた。MCAS は、新エンジン搭載に伴うピッチ角(飛行機の機首の傾き角度)の増加に係る潜在的な失速(ストール)ハザードを補償するよう設計されていた。離陸後まもなく起こった MAX 8 の両事故は、MCAS の繰り返し作動とその結果としての飛行機の姿勢に拠るとされ、パイロットによる対応が間に合わなかった。

複数の米国や国際当局が、MCAS 設計や事故に寄与したであろう工学的・制度的因子を調査した。NRC はそれらの複数の調査報告書をレビューし、原子力発電所(NPP)におけるデジタル技術の実装に関わる一般的な規制課題を特定しようとしている。本予備的洞察は、設計・実装仕様、ハザード・リスク評価における仮定、及び設計変更に対する承認や検査監督に対する規制プロセス、と言った領域に関する報告書から得られたものである。さらに、許認可プロセス、規制検査・監督や安全文化を通じたデジタル I&C の安全性確保・維持に向けた規制改善や組織的な考慮も模索する。

1) RIS2016-05, Embedded Digital Devices in Safety-Related Systems, 2016, ML15118A015

2) 第 43 回技術情報検討会(令和 2 年 10 月 29 日)

3) SECY-21-0091, ANNUAL UPDATE ON ACTIVITIES TO MODERNIZE THE U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION'S DIGITAL INSTRUMENTATION AND CONTROLS REGULATORY INFRASTRUCTURE, 2021, ML21253A212

4) NRC, Paper ID 34348, PRELIMINARY INSIGHTS ON DIGITAL INSTRUMENTATION AND CONTROL REGULATORY LESSONS FROM THE BOEING 737 MAX 8 CRASH EVENTS, 2021, ML21063A231

1. 序論

MCAS の開発と実装における一連の失敗が、MAX 8 の 2018 年と 2019 年の墜落事故につながったと見られている。MCAS の設計プロセスと FAA の承認プロセスに関する報告書には、NRC が考慮すべき潜在的な規制教訓が含まれると考えられることから、NRC スタッフは、次の 2 点を特定することに集中した。(1)NRC のデジタル I&C 許認可及び検査プログラム及び関連するプロセスや文化におけるギャップ、(2)NPP でデジタル I&C を安全に使用し続けるために維持・改善すべきデジタル I&C 規制プログラムと NRC の組織能力における要素。

2. MCAS の開発と承認

2011 年、エアバス社 A320 との競合に直面したボーイング社は、時間的制約からゼロからではなく既存の 737 を改造して燃費を向上させることを選び、大型で燃費に優れるエンジンを 737 に搭載することとした。それが MAX 8 である。MCAS は、MAX 8 のエアロダイナミクスの変更に対処するためのいくつかの改造の内の一つである。FAA は 2012 年に 737 型式認証変更の審査を開始し、2017 年 3 月に承認した。

大型エンジンは地上とのクリアランスが十分に取れないおそれがあったので、機体の前方に移動し、上面も高く据え付けることとした。その結果、特に迎角(翼と空気流との角度)が大きい時の飛行機の操縦性に係るエアロダイナミクスが変わった。もし、迎角が大きいときにパイロットが推力を上げたら、飛行機のピッチ角がより大きくなりストールする。パイロットの是正処置は、機首を下げ翼にあたる空気流を増やすことで、揚力を回復することである。

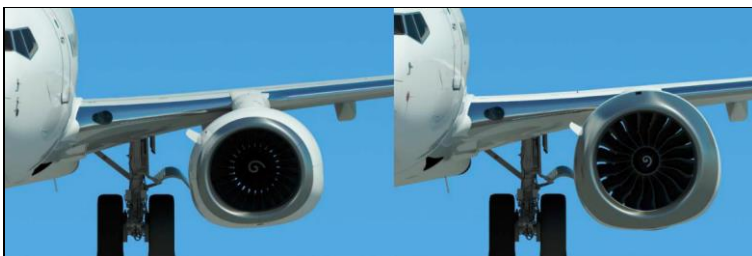


図 1 エンジンの比較(左:737 先行機、右:MAX 8)⁵⁾

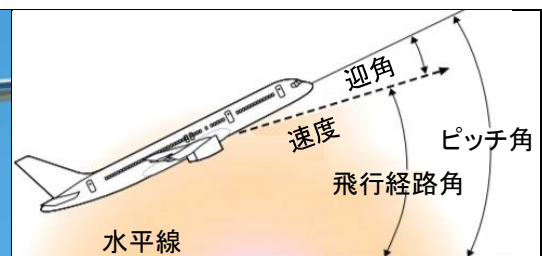


図 2 ピッチ角と迎角⁶⁾

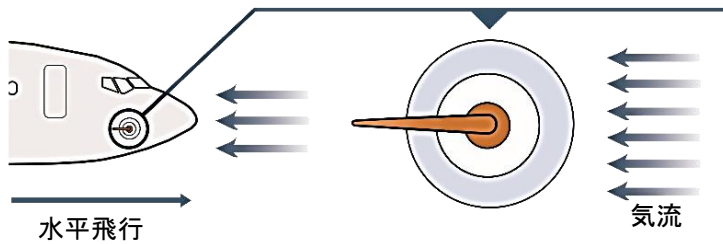
こうした状態を補償するため、ボーイング社はフライト制御計算機上で動く MCAS ソフトウェアを開発し、手動飛行時の速度トリム(飛行を安定させるために行われる操縦装置の調節)に機能を追加した。MCAS は、MAX 8 が仰角に関する飛行構成限度に達したときに作動するよう設計された自動システムである。つまり、仰角センサーが対空速度と高度をもとにしたしきい値を超えた時、飛行機のピッチ角をもとに下げるようスタビライザーを制御する。具体的には、仰角を低減させるために機首を下向きにするよう水平スタビライザーを動かす。開発のゴールは、新たなパイロット訓練が最小になるよう、737 先行機と同じように操縦できるようにすることであった。

⁵⁾ AV2021020, U.S. Department of Transportation Office of Inspector General Report -Weaknesses in FAA's Certification and Delegation Processes Hindered Its Oversight of the 737 MAX 8, 2021

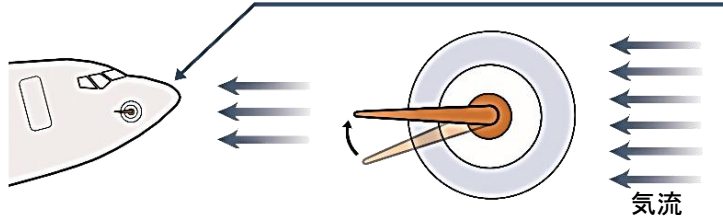
⁶⁾ The House Committee on Transportation & Infrastructure Final Report on the Design, Development & Certification of the Boeing 737 Max, 2020

ボーイング社による MCAS ソフトウェアのハザード評価には、パイロット操作があるまで意図せず自動起動した MCAS 機能が継続することが含まれていた。つまり、手動飛行時にパイロット対応がなければ、故障状態下で MCAS は機首を下げる効果がある。しかし、ボーイング社は、パイロットは MCAS の意図しない作動を、パイロット訓練のシナリオの一つとして馴染みのあるスタビライザの暴走と認識するはずと仮定した。また、ボーイング社は単一の意図しない MCAS 作動を試験したが、MCAS の多重作動は単一作動より悪くないと仮定していた。

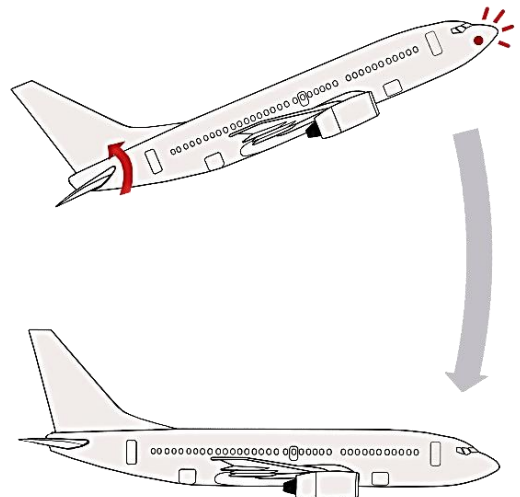
1. 機首の両サイドにある仰角センサーは、気流と飛行機翼の間の角度を測定し、データをフライト制御計算機(FCC)に送る。FCC も各サイドにあり(計 2 台)、フライトごとにどちらか 1 台の FCC を使用。よって、フライト中 MCAS は、1 台の仰角センサーからしかデータを受信しない。



2. 機首が上昇または下降したら、仰角が変わり、そのデータは FCC に送られる。



3.



仰角センサーが飛行速度に対し仰角が高すぎると測定したら、MCAS が作動し、水平尾翼スタビライザを使って、機首を下げる。

図 3 MAX 8 の MCAS の機能⁵

FAA は、MAX 8 設計における MCAS パートの承認は、自己承認プロセスを用いるボーイング社に委託できるとみなした。ボーイング社は、MCAS のライフサイクル開発プロセスにおいて、詳細設計、実装、統合、試験を行った。飛行試験の結果、MCAS には予想外の低速ストールへの対応機能がプログラムされたが、これにより仰角センサー情報にもとづくピッチ角低減率を増加させることの正当性を高めることとなった。

MAX 8 には、仰角センサーは 2 つあるが、MCAS は 1 つの仰角センサーからの入力しか用いてなかった。この単一センサーに依存する決定は、故障状態で自動作動した MCAS は重大な影響をもたらさないという仮定にもとづいていた。さらに、ボーイング社は 2 つの仰角センサーが 10 秒間以上 10 度以上異なっていた場合は、パイロットに警報を出す機構をすべての MAX 8 につける予定であった。しかし、FAA 承認の後、全ての MAX 8 にその警報機能が具備されているわけではないことを発見し、安全運航のためにはコックピットにその警報は不要と決定した。理由は、その警報に伴い要求される操作がないためである。ボーイング社はこの問題を修正しようと思ったが、運航への影響はないとみなしたことから FAA に公式通知を出さなかった。FAA は、

2018年のMAX 8の墜落事故まで、この問題を知らなかった。

パイロットは、このようなMCASの特性に関するフライトシミュレータ訓練を受けることはなかったし、フライトマニュアルにもMCASのことは特出されなかった。その理由は、MCAS関連のエラーは全て、馴染みのある水平尾翼の自動トリム制御におけるエラー(暴走トリム)と同じように扱えると仮定したため。しかし、737プログラムの初期に、暴走スタビライザトリムにパイロットが応答するには、10秒以上掛かることをボーイング社は認識していた。さらに、自社のテストパイロットが、フライトシミュレータで意図しないMCAS作動に対応するのに10秒以上掛かり、破局状態を見つけたことをボーイング社は認知していた。

2018年の離陸直後のライオン航空のMAX 8墜落事故では、MCASが重大な寄与因子として特定された。2つの仰角センサーの1つから誤ったデータを受信後、MCASはフライト中に24回作動した。数か月後に、エチオピア航空のMAX 8が離陸直後に墜落した。

3. 安全重要ソフトウェアに対するNRCのI&C許認可とFAA承認アプローチの特性

デジタル機器の安全性や信頼性を確保する上で、一般設計原則、開発方法、規制原則総論においてNRCとFAAで概ね違いはない。FAAの最も重要な承認分野に焦点を当てるアプローチは、デジタル設計の安全重要度の高い項目にリソースを集中するNRCのリスク情報を活用したアプローチと概ね同等である。しかし、両機関の許認可・承認プロセスは異なっており、これ以上の直接比較は困難である。相違の例は次の通り。(1)デジタル航空電子工学に対するFAAの承認アプローチや具体的な基準は、デジタルI&Cに対するNRCのリスク情報を活用したアプローチや決定論的アプローチもしくは基準と異なる。(2)航空電子工学と原子力デジタルI&Cの間では、具体的な制御・安全機能ならびに関連する故障リスクが基本的に異なる。(3)米国の運転NPPのデジタルI&Cと比べて、航空機の運行規模や運転経験は、はるかに大きい。

4. 主要な規制テーマ及び技術テーマの評価

NRCのI&Cスタッフは、MAX 8の主要な報告書からMCAS設計、開発、規制監督に係る課題に関する指摘事項や推奨事項を体系的に評価し、2分野(①設計ならびに実装課題、②規制監督課題)を特定した。それぞれの分野に対して、考慮すべきテーマが以下のように抽出されている。

①設計ならびに実装課題	②規制監督課題
設計仕様と深層防護 運転仕様 ハザード分析やリスク評価を含む安全評価 機器設計と実装 性能監視 製造と承認	承認と許認可基準 変更承認プロセス 規制基準と承認機関との間の調整 承認委託と承認後設計変更プロセス 技術革新の管理 規制者の人的能力 安全文化

5. 予備的洞察

分野ごとに、維持・改善すべき規制項目や活動に関する主要な予備的洞察をリストアップす

る。

5.1. 規制監督課題

- ライフサイクルにわたるデジタル設計を理解・評価するためには、デジタル設計審査、人間工学審査及びそれに続く規制検査・監督プロセス間の統合と意思疎通が重要である。
- NRC の I&C と人間工学の技術分野においては、許認可審査の間、各々の審査領域におけるお互いの仮定に疑問を呈するという安全文化を保ちつつ、より一層の意思疎通を図るべき。
- 特に、新しい許認可プロセス (ISG-06⁷⁾) の下での大規模デジタル改造に対しては、許認可と規制検査スタッフ間で意思疎通、相互作用及び技術的課題の引継ぎを NRC が制度的に定義する意思がある。
- 10CFR50.59⁸⁾ の下での NRC 事前承認不要のデジタル I&C 改造に対する規制検査優先度は、戦略的にリスク情報を活用して決めるべきである。
- NRC は、高度に統合されたデジタルシステムを含めリスク重要度の高いデジタルシステムに焦点を当てるべきである。
- NPP におけるデジタル I&C の安全使用のために、NRC の規制及び監督使命を効果的に果たすためには、効果的で率直な安全文化が最重要である。
- デジタル I&C 分野における専門機関スタッフ長期的な減少に対応するためには、NRC の組織能力と知識管理活動を維持すべきである。
- デジタル技術の関する情報や洞察を、国内外の規制者と共有し検討することは、より健全な安全プログラムの構築に資する。

5.2. 設計ならびに実装課題

- 深層防護アプローチは、デジタル機器や人的パフォーマンスにおける不確実性、特に、未知で予測不能な故障メカニズムや現象の可能性を説明するための効果的な工学的手段である。
- 高度に統合された新しいデジタル技術に対応するためには、体系的ハザード分析技術が重要となろう。NRC は、IEEE 7 4.3.2-2016⁹⁾ の付録 D「ハザードの特定と管理」を新しいハザード分析技術としてエンドースするため、調査中である。
- 運転経験とデータは、デジタル設計に要求される信頼性を正当化し、運転中も有効であることを保証するために重要である。
- 設計から運転、保守、及び人的要因に至るまでの安全に対して、システム全体に及ぶ工

7) U.S. NRC, "Digital Instrumentation and Control - Interim Staff Guidance - 06 – Licensing Process, Revision 2, ML18269A259, 2018

8) 10CFR50.59, Changes, tests and experiments

9) IEEE 7 4.3.2-2016, "IEEE Standard Criteria for Programmable Digital Devices in Safety Systems of Nuclear Power Generating Stations, 2016.

学的アプローチを適用することは、承認され実装された I&C 設計が意図されたシステム機能を有することを証明するために重要である。

6. 結論

悲劇的な墜落事故は、一連の設計、制度、安全文化の失敗及び MCAS の設計、実装、訓練に関連する欠点の結果だった。安全機能、故障影響、深層防護とリスクに関して、航空電子工学及び航空機と NPP のデジタル制御の間で、NRC スタッフは技術的比較を行ったが、デジタル I&C の許認可と規制検査に対する NRC 規制基盤に有意なギャップは見つからなかった。しかし、NPP で進化を続けるデジタル I&C 技術を安全に使用し続けるために維持・改善すべきデジタル I&C 規制プログラムと NRC の組織能力の側面がいくつか特定された。NRC は、2021 年に最終評価を完了して発行する予定である。なお、このペーパーは、NRC の公式方針又は規制事項に関する見解を示したものではない。