

資料 9 - 3

(第40回原子力規制委員会 資料 4)

第 4 3 回技術情報検討会の結果概要等について

令和 2 年 1 1 月 2 5 日

原 子 力 規 制 庁

本年 1 0 月 2 9 日に開催された第 4 3 回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙 1 及び参考参照）。

別紙 1 第 4 3 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 4 3 回技術情報検討会資料

第 4 3 回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：

令和 2 年 1 0 月 2 9 日（木）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、櫻田技監、大村審議官、金子審議官、市村部長、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：西山室長・中塚 Gr リーダー

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（期間：R2. 7. 4ーR2. 9. 18）

以下の 2 件について報告及び議論を行った。

①接地型計器用変圧器の支持部にガタ¹が有る場合の衝撃耐力に係る試験結果について（安全研究事業「令和元年度衝撃荷重に対する機器耐力試験」の成果）

（概要）

- 設置許可基準規則²の第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）及び第 42 条（特定重大事故等対処施設）に関連して実施している「外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討」に係る研究によって得られた知見である。
- 対象機器（6. 6kV 回路用接地型計器用変圧器）への衝撃振動を想定した試験の結果、振動台上加速度 2G まで機能維持することを確認したが、振動台上加速度がそれ以上になると、台車とユニット間で通電する端子接点の変形、抜け等により機能喪失した。
- 機能喪失は、対象機器の支持部のガタと推定して、対象機器を台車引出方向である前後方向（Y）について簡易的に固定し支持部のガタを抑制して Y 方向に加振試験を実施した結果、振動台上加速度 30G まで機能維持することを確認した。

（議論）

- 機器に影響が出る支持部のガタの程度に関する定量的な結果及びその対策について質問があった。報告者より、端子接点の通電を維持する長さの抜け等を超えるような移動又は相対的な変形により機器の機能が喪失すること、ずれが生じないようにストッパーを設置することで電気設備と

¹ ものを稼働させるためのあそび

² 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

- しての機能が維持されることを説明した。
- 発電所における台車型の変圧器の設置状況について質問があった。報告者より、類似の構造をもつ変圧器は各プラントに設置されていると考えられるが、ボルトで固定する、又は扉のハンドルで押さえ込むことにより飛び出しが起こらないような構造のものもある旨回答した。
 - 特定重大事故等対処施設以外の施設への考慮の必要性について質問があった。報告者より、衝撃以外では耐震に関する知見であるが、これについては耐震設計として既に考慮されている旨回答した。
 - 本知見は、既に規制要求となっており、事業者が留意すべきものとして認識したが、本資料の情報だけで事業者は対応可能なのか質問があった。報告者より、本知見の詳細は、研究報告書として令和2年度にとりまとめる予定であり、これを事業者に提示する旨回答した。
 - 検査においても、事業者が自主的な改善策としてどのような対応をするのか、必要な対応が取られているのかを確認する必要があるとのコメントがあった。
 - 本資料では、衝撃により機器の損傷が生じる条件、影響の範囲等が分からないので、研究報告書に詳細を記載して欲しいとの意見があった。報告者より、どの程度のガタがあるときにどのような機能を喪失するのか等について考察し記載する旨回答した。
 - 研究報告書は、試験の元々の狙い、目的を整理し、これとの関係で本知見を整理したほうがよいとの意見があった。報告者より、意見を踏まえて整理する旨回答した。

(対応)

- 安全施設への航空機の落下等又は特定重大事故等対処施設への大型航空機の衝突による衝撃により施設内の機器が破損するおそれがある場合、接地型計器用変圧器等の機器の支持部のガタに適切に対処する必要があることが明らかとなったことから、事業者に対し本知見を周知する。

②過去 5,000 年間の南海・駿河トラフ巨大地震による駿河湾の津波と海底地すべりについて (Quaternary Science Reviews, vol.245, 2020, 論文番号 106527)

(概要)

- 静岡県焼津平野・浜当目(はまとうめ)低地で実施した津波堆積物調査の結果、4つの津波堆積物が識別され、その内2つは地震において海底地すべりが引き起こされた可能性を示す知見である。

(議論)

- 特になし。

(対応)

- 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、基準津波の選定結

果の検証の一つとして津波堆積物で確認することとしているため、当該情報は、基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。

- 上記及び規制部に情報を共有していることから当該知見は終了案件とするが、津波堆積物の知見について引続き情報収集を行う。

(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

- 今回の1次スクリーニング対象案件（60件、うち新規情報60件）
- 2次スクリーニング状況（さらなる調査を要するもの：1件（後述）、継続中：2件）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件）
 - i) 回路の故障が2次火災または設備の損傷を誘発させる可能性
 - 令和2年度に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（案）」を作成、HPで公開予定。
 - ii) 高エネルギーアーク損傷（HEAF）に関する分析
 - 更新情報なし。

②1次スクリーニング結果報告

➤ 60件全て1次スクリーニングアウト。その中から、以下の2件を報告した。

i) IRS8854「取水口に大量の藻類漂流により複数号機が原子炉停止」

（事象概要）

- カナダのピッカリング原子力発電所にて、大量の藻類が取水口をふさいだため、定格運転中の4基の原子炉が手動停止された。前日も藻類流入により藻類対処を行ったが不完全だったこと、取水口の異常事態時に外部電源に係る計画試験を中止しなかったことが問題視された。
- 前者は運転経験の反映が不十分だったこと、後者は試験停止権限のあるシフト長の問題認識不足が根本原因とされている。

（議論）

- 流入した藻類の種類について調査するよう助言があった。

（対応）

- 取水口に大量の藻類等が流入した際の運転対応が適切でなかった事例であり、事業者の取り組みに関わることからスクリーニングアウトとする。
- 流入した藻類の種類については調査する

ii) IRS8859「遮断器部品の製造ロット欠陥により複数の安全系統に影響」
(事象概要)

- 原子力発電所の定検後の再起動過程で行う試験時に、複数の安全関連ポンプが正常動作しなかった。
- 直接原因は、それらポンプに給電する非常用電源系統に用いられている複数の遮断器の多重故障。その故障原因は、遮断器内で用いられている可動接点の製品ロット欠陥。規則に反して、同じロットの調達品を同時に複数の安全関連機器に適用したことも要因。

(議論)

- 国内において、安全関連機器の保全に用いる調達品の製造ロット欠陥等の不良リスクに対して、調達管理以外に取られている策について調査するよう助言があった。

(対応)

- 事業者の調達管理、保全計画、変更影響評価を含む統合マネジメントに課題があり、事業者の取り組みに関わることからスクリーニングアウトとする。なお、本情報は既に国内原子力発電事業者、JANSIとも共有している。
- OECD/NEAの運転経験ワーキンググループでも取り上げられており、新たな有意な情報が得られた際には、再スクリーニングする。

➤ 第42回技術情報検討会で報告しなかった1次スクリーニング結果の中から、以下の3件を報告した。

i) IRS8769「長時間運転後のEDG建屋における火災」に関連したEDG長時間試験要求に関する調査結果

(調査結果概要)

- 原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の24時間連続運転試験を行った後に、EDG室天井部の排気管貫通部付近でボヤが発生した。建屋・構造設計における品質保証、リスク管理の問題であり、事業者の取り組みに関わることから第38回技術情報検討会においてスクリーニングアウトとしたが、EDGの24時間試験要求について追加調査するよう助言を受けた。
- この要求は、米国規制ガイド1.9「非常用ディーゼル発電機の試験要求」に基づき、使用前試験(システム据え付け後に1度行うもの)とシステム運転試験(定期検査ごとに行うもの)の2種類がある。IRS8769の24時間試験は、前者に相当する。
- 国内においては、使用前試験において、3-4時間連続運転を行っている。定検時には起動試験に加えて分解点検を行っている。

- 入手可能な公開情報では、日米で EDG の故障率に大きな差はない。また、国内試験実績調査では、EDG 試験における故障発生頻度は、試験開始から 10 分以内が全体の半数で、60 分以内が約 75%を占める。

(議論)

- 国内において、EDG 長期連続運転による火災発生等の影響評価を行っているか、また、EDG 長期連続運転試験(24 時間試験等)を行わなくてよいとする根拠を事業者を確認するよう助言があった。
- アメリカ以外の国はどうなっているのか、24 時間運転試験の合格率など、事業者だけでなく、規制庁の中でも EDG 長期連続試験に対する考え方を整理すべきとのコメントがあった。

(対応)

- EDG 長期連続運転試験に関する調査・検討を技術基盤課で行う。

ii) IRS8832「原子炉水位計の小口径配管の破断」

(事象概要)

- BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。破断原因は水素脆化であるが、継手採用時(1980 年代)は、当該継手材料(ニッケルチタン合金)の水素脆化リスクは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化リスクが告知された後も、事業者は使用環境条件(PWR と BWR の差)が異なるとして対応不要と判断した。

(対応)

- 国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。

iii) 国内 2019-29「化学消防車両の火災」

(事象概要)

- 建設中原子力発電所の消防車車庫において、化学消防車両の火災が発生した。

(対応)

- 事業者による消防車の維持管理に課題があり、事業者の取り組みに関わることからスクリーニングアウトとした。
- ただし、消防車をはじめモバイル型設備(タンクローリー、電源車など)の不良報告が散見されるので実態調査を検討する。

③要対応技術情報(さらなる調査を要するもの): RIS2016-05「安全関連システムに組み込まれたデジタル装置」

(概要)

- RIS2016-05に記載された組み込み型デジタル装置(EDD)を安全系に使用するための規制基盤及び品質保証(QA)プロセス等の改善を目的とした米国原子力規制委員会(NRC)の統合アクションプラン(IAP)の動向を調査した。なお、IAPのビジョンは、「安全性とセキュリティを維持しつつ、実用発電炉におけるデジタルI&C(DIC)の使用を拡大できるように、規制の不確かさを減じた明確な規制基盤をつくること」である。
- IAPの成果として、特にEDDに関連する下記3図書が発行され、許認可プロセス上の規制の不確かさが減り、米国規制10CFR50.59「[変更、検査及び試験]の基準に合えば、NRCの事前承認なしに、比較的低いリスク/安全重要度の原子力安全関連系にEDDを使用したデジタル改造を行えるようになった。結果として、米国では、安全系機器に商用グレードのEDDをNRCの事前承認を取得することなく適用するプラントが増加している。
 - RIS2002-22 補足1「I&Cのデジタル更新設計におけるNEIガイダンスのエンドースの明確化」(2018年5月)
 - NEI96-07 付録D改訂1「デジタル改造に10CFR50.59適用するための補足ガイダンス」(2020年5月)
 - RG1.182改訂2「10CFR50.59”変更、検査及び試験”導入ガイダンス」(2020年6月)

(対応)

- 国内原子力発電所においても、商用グレードのEDDを安全設備に用いる場合は性能認証を要するが、現状、商用グレードEDDを安全設備に適用する機会が少なく、課題は顕在化していない。したがって、米国IAP成果を直ちに国内原子力規制に反映させる必要性はない。
- しかし、近い将来、国内も米国と同様な課題が顕在化する可能性があることから、デジタル機器に関する国内規制技術や規制基盤の将来構想に役立つと考えられるので、米国動向を継続して注視する。

第43回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時: 令和2年10月29日(木) 15:00~17:00
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) 最新知見のスクリーニング状況
 - 2) 接地型計器用変圧器の支持部にガタがある場合の衝撃耐力に係る試験結果について
(説明者) 川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官(地震・津波担当)
 - (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) 更なる調査が必要な案件
・RIS2016-05 関連情報 デジタル I&C 規制基盤近代化に関する NRC 統合アクションプランの状況
(説明者) 片岡 一芳 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) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見

- 資料43-1-1 最新知見のスクリーニング状況(案)
- 資料43-1-2 接地型計器用変圧器の支持部にガタが有る場合の衝撃耐力に係る試験結果について(案)

議題(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

- 資料43-2-1-1 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43-2-1-2 2次スクリーニングの検討状況(案)
- 資料43-2-1-3 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43-2-2-1 1次スクリーニング結果(案)
- 資料43-2-2-2 1次スクリーニング結果(第42回技術情報検討会抜粋)
- 資料43-2-3 RIS2016-05 関連情報 デジタル I&C 規制基盤近代化に関する NRC 統合アクションプランの状況

参考資料

- 参考資料43-1 調査中案件の状況(案)
- 参考資料43-2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況(案)

最新知見のスクリーニング状況の概要

令和 2 年 10 月 29 日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:R2 年 7 月 4 日から R2 年 9 月 18 日)

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
20 地津-(B)-0006	接地型計器用変圧器の支持部にガタがある場合の衝撃耐力に係る試験結果について	iii)	1~2
20 地津-(D)-0007	過去 5,000 年間の南海・駿河トラフ巨大地震による駿河湾の津波と海底地すべりについて	vi)	3~4

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。

最新知見のスクリーニング状況(案)

令和2年10月29日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:R2年7月4日からR2年9月18日)

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
20 地津-(B)-0006	接地型計器用変圧器の支持部にガタがある場合の衝撃耐力に係る試験結果について	<p>研究プロジェクト「6. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討」(平成29年度～令和2年度)(以下「本研究」という。)において、衝撃振動に対して脆弱性を有する機器の機構の想定、同機構を有する機器の抽出を行い、抽出した機器を対象に衝撃振動を想定した振動試験による耐力評価を実施している。</p> <p>安全研究事業「令和元年度衝撃荷重に対する機器耐力試験」の成果</p> <ul style="list-style-type: none"> 本研究においては、令和元年度に大型電気品である6.6kV回路用接地型計器用変圧器を対象として衝撃振動を想定した試験を実施した。対象機器は変圧器、変圧器を搭載した台車、台車が格納されるユニットから構成され、変圧器とユニット間の接点の接触により通電する。 試験を実施するにあたり、海外の知見(NEI07-13 Rev.8 Table3-3)を参照し、そこでは衝撃振動に対する機器カテゴリーの最小の耐力レベルを27G($G=9.8m/s^2$)としていることから、同程度の加速度レベルを想定して試験を実施した。 試験の結果、対象機器は振動台上加速度2Gまで機能維持することを確認したが、振動台上加速度が 	2020/9/4	iii)	事業者が設置する特定重大事故等対処施設に属する設備の支持部にガタを有する機構がある場合は、事業者に対して想定している衝撃振動に対し当該設備が機能維持することの確認、必要に応じて対策を検討し対処するよう注意喚起の必要があるため、技術情報検討会に情報提供・共有する。	iii)	安全施設への航空機の落下等又は特定重大事故等対処施設への大型航空機の衝突による衝撃により施設内の機器に衝撃破損のおそれがある場合、接地型計器用変圧器等の機器の支持部のガタに適切に対処するため、技術情報検討会に情報提供・共有する。	

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。

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>それ以上になると、台車とユニット間で通電する端子接点の変形、抜け等により機能喪失した。</p> <ul style="list-style-type: none"> これら機能喪失の要因は、対象機器の固定されていない台車の挙動にある、つまり対象機器の支持部のガタ※1に起因すると推定して、対象機器を台車引出方向である前後方向(Y)について簡易的に固定し支持部のガタを抑制してY方向に加振試験を実施した結果、振動台上加速度 30G まで機能維持することを確認した。 以上より、機能喪失の主要因は支持部のガタであり、それに対処することで対象機器の衝撃振動に対する耐力が向上することを確認した。 なお、地震に対する耐力については、(独)原子力安全基盤機構にて実施した原子力発電施設耐震信頼性実証に係る機器耐力試験にて確認している。 <p>※1 ものを稼働させるためのあそび。</p>						

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。

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
20 地津-(D)-0007	過去5,000年間の南海・駿河トラフ巨大地震による駿河湾の津波と海底地すべりについて	<p>発表日:2020年9月4日 情報元: Quaternary Science Reviews(2020) 表題: Tsunamis and submarine landslides in Suruga Bay, Central Japan, caused by Nankai-Suruga trough megathrust earthquakes during the last 5000 years. 著者: Kitamura A.(国立大学法人静岡大学) et al.</p> <p>西南日本の沿岸地域において波高5m以上の津波を発生させるM8クラスの巨大地震が、南海-駿河トラフ沿いでは約100-150年間隔で発生している。著者らは、静岡県焼津平野・浜当目(はまとうめ)低地で採取した12本の堆積物コアについて、堆積学的特徴、地球化学的特徴、古生物学的特徴、放射性炭素年代を使って層序学的及び古環境学的検討を行い、その結果、過去約5000年間の堆積物から4つの津波堆積物(砂層1~4)を識別した。</p> <p>同低地は、過去約5000年間において、堆積環境が砂嘴(さし)^{※1}で波浪から守られていた潟^{※2}から浜堤平野^{※3}に変化しているとのことである。</p> <p>砂層1は紀元前805~405年のある時期に堆積し、紀元前3090年~西暦1096年永長東海地震までの4000年間で同低地にあった潟に堆積した唯一の津波堆積物である。砂層1が示す津波は南海-駿河トラフ沿いの約100-150年間隔で発生するM8クラスの巨大地震によって引き起こされたと考えられるが、4000年間で唯一、潟を波浪から守る砂嘴を超えて浸水したという頻度の低さから、研究地</p>	2020/9/11	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、静岡県焼津平野・浜当目低地で実施した津波堆積物調査の結果、4つの津波堆積物の識別及びその内2つの地震において海底地すべりが引き起こされた可能性の指摘を行ったものである。 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、津波の発生要因の選定において、地震と地すべりの発生要因の組合せを考慮していることを確認することとしている。 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、基準津波の選定結果の検証の一つとして津波堆積物で確認することとしている。 よって、当該情報は、津波の発生要因の選定に関する情報並びに津波堆積物の分布に関する情報であり、上記審査ガ 			

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。

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>域で発生する他の巨大地震による津波よりも大きかった可能性があるとのことである。</p> <p>砂層 2-4 についてはそれぞれ 1096 年永長東海地震、1361 年正平康安地震、1498 年明応東海地震に伴う津波に対応しているとのことである。</p> <p>砂層 2 は潟から浜堤平野の堆積環境が変化する境界に分布しており、また、1096 年永長東海地震以降津波による浸水の頻度が増えているとのことである。これは潟を波浪から守っていた砂嘴が消失し、同じ場所に再度形成されなかったためとのことである。砂嘴の消失には台風や火山活動等の要因も考えられるが、それらが発生したとの歴史記録がないこと、1498+948年の地震において海底地すべりが研究地域の南側で発生したとの記録があること等から、砂嘴の消失は地震による海底地すべりが伴うと推察されるとのことである。</p> <p>本論のデータと歴史記録から、1096 年と 1498 年の M8 クラスの巨大地震は調査地域で海底地すべりを引き起こし、結果、海岸沈下と更なる津波による被害をもたらしたと考えられるとのことである。</p> <p>※1 岬や半島から海へ細長く突き出た砂礫の州。 ※2 海に近接又は連続した水域が、砂州等の低くて狭長な土地によって海と部分的又は全体的に隔てられたもの。 ※3 浜堤(波によって打ち上げられた砂礫が堆積して形成された微高地)がみられる平野。浜堤列の間には、堤間湿地等の低地が見られる。</p>			<p>イドにおける基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本知見は、現在審査中の浜岡原子力発電所の基準津波の選定検証のための一つの情報となる。また、津波の履歴の情報は、確率論的津波ハザード評価に関連するので、規制部と情報を共有した。 ・以上により、当該知見は終了案件とするが、津波堆積物の知見について引続き情報収集を行う。 			

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。

接地型計器用変圧器の支持部にガタが有る場合の衝撃耐力に係る試験結果について（案）

令和 2 年 10 月 29 日
長官官房 技術基盤グループ
地震・津波研究部門

1. 背景

設置許可基準規則は、第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）において、安全施設は航空機の落下等を含む衝撃に対して安全機能を損なわないものでなければならないとしている¹。

また、第 42 条（特定重大事故等対処施設）において、工場等には、特定重大事故等対処施設を設けなければならないとしている²。

これに関し、研究プロジェクト「6. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究(3)外部事象等による衝突・衝撃に対する評価手法の検討」（平成 29 年度～令和 2 年度）（以下「本研究」という。）において、衝撃振動に対して脆弱性を有する機器の機構の想定、同機構を有する機器の抽出を行い、抽出した機器を対象に衝撃振動を想定した振動試験による耐力評価を実施している。

2. 本研究の内容と得られた最新知見

本研究においては、令和元年度に大型電気品である 6.6kV 回路用接地型計器用変圧器³を対象として衝撃振動を想定した試験を実施した（図-1）。対象機器は変圧器、変圧器を搭載した台車、台車が格納されるユニットから構成され、変圧器とユニット間の接点の接触により通電する（図-2）。

試験を実施するにあたり、海外の知見（NEI07-13⁴ Rev. 8 Table3-3⁵）を参照し、ここでは衝撃振動に対する機器カテゴリーの最小の耐力レベルを 27G（ $G=9.8\text{m/s}^2$ ）としていることから、同程度の加速度レベルを想定して試験を実施した。

試験の結果、対象機器は振動台上加速度 2G まで機能維持することを確認したが、

¹ 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

² 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

³ 東芝インフラシステムズ株式会社製（VTZ-E6EP2）

⁴ NEI07-13 “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs”

⁵ NRC は NEI07-13 を Regulatory Guide 1.217 Rev. 0「設計基準を超える航空機衝突の評価ガイダンス」にエンドースしている。

振動台上加速度がそれ以上になると、台車とユニット間で通電する端子接点の変形、抜け等により機能喪失した（図-3）。

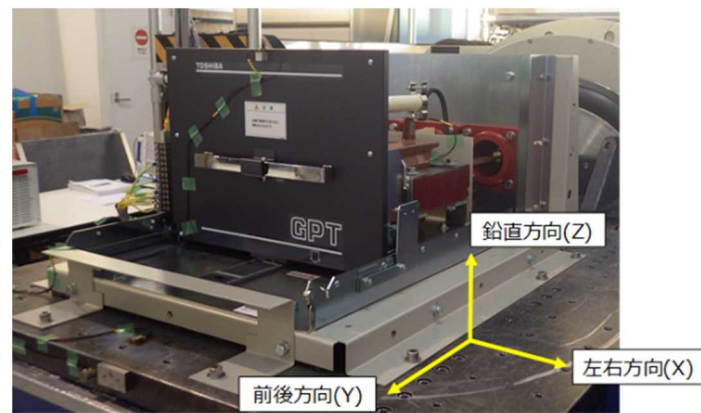


図-1 試験体（6.6kV回路用接地型計器用変圧器）の外観

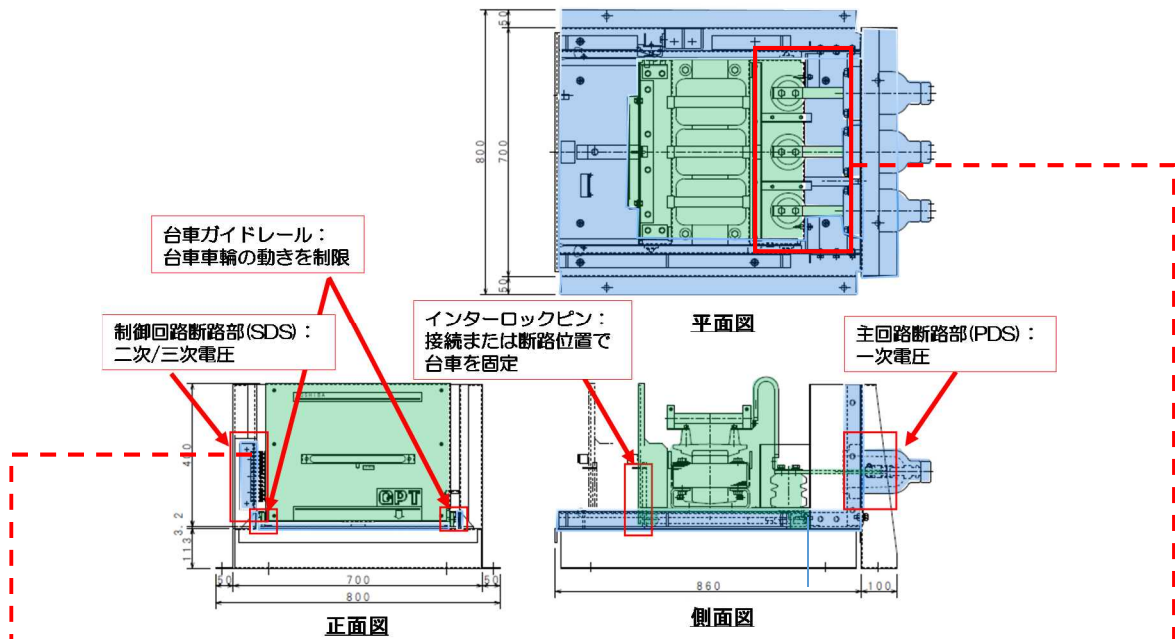
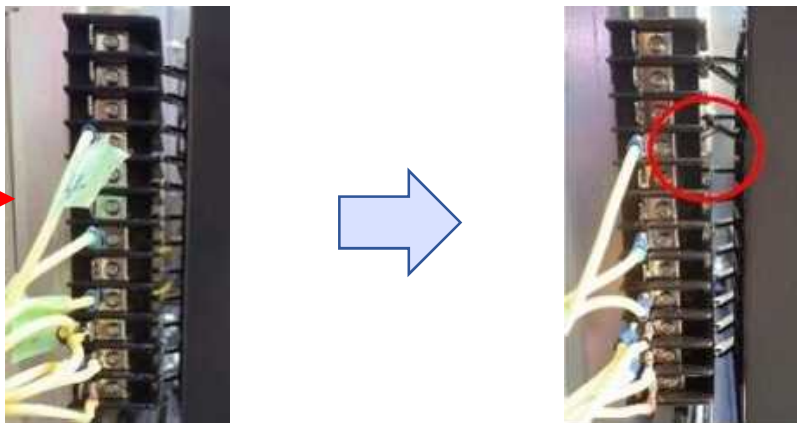
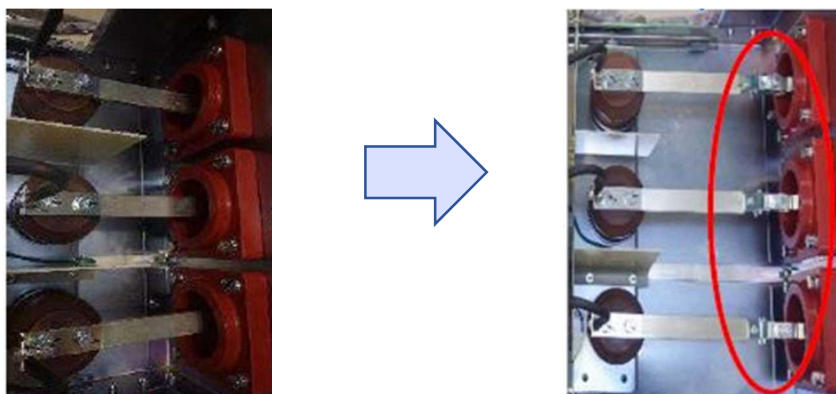


図-2 試験体 (6.6kV 回路用接地型計器用変圧器) の概要



(1) 制御回路断路部 (台車のロッキング応答 ⇒ 端子の変形)



(2) 主回路断路部

(インターロックピンの脱落による台車の飛び出し ⇒ 引き抜け)
(機能喪失前) (機能喪失後)

図-3 試験で観察された機能喪失の例

これら機能喪失の要因は、対象機器の固定されていない台車の挙動にある、つまり対象機器の支持部のガタ⁶に起因すると推定して、対象機器を台車引出方向である前後方向（Y）について簡易的に固定し支持部のガタを抑制して Y 方向に加振試験を実施した結果、振動台上加速度 30G まで機能維持することを確認した（図-4）。

以上より、機能喪失の主要因は支持部のガタであり、それに対処することで対象機器の衝撃振動に対する耐力が向上することを確認した。

なお、地震に対する耐力については、（独）原子力安全基盤機構にて実施した原子力発電施設耐震信頼性実証に係る機器耐力試験⁷にて確認している。



図-4 補強対策を施した試験体

3. 今後の対応

設置許可基準規則は、第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）において、安全施設は航空機の落下等を含む衝撃に対して安全機能を損なわないものであることを求めており、また、第 42 条（特定重大事故等対処施設）において、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等に対して必要な機能が損なわれるおそれがないことを求めていることから、本知見により規則要求を変更する必要はない⁸。

本知見により、安全施設への航空機の落下等又は特定重大事故等対処施設への大型航空機の衝突による衝撃により施設内の機器に衝撃破損のおそれがある場合、接地型計器用変圧器等の機器の支持部のガタに適切に対処する必要があることが明らかとなったことから、事業者に対して本知見を周知することとしたい。

⁶ ものを稼働させるためのあそび

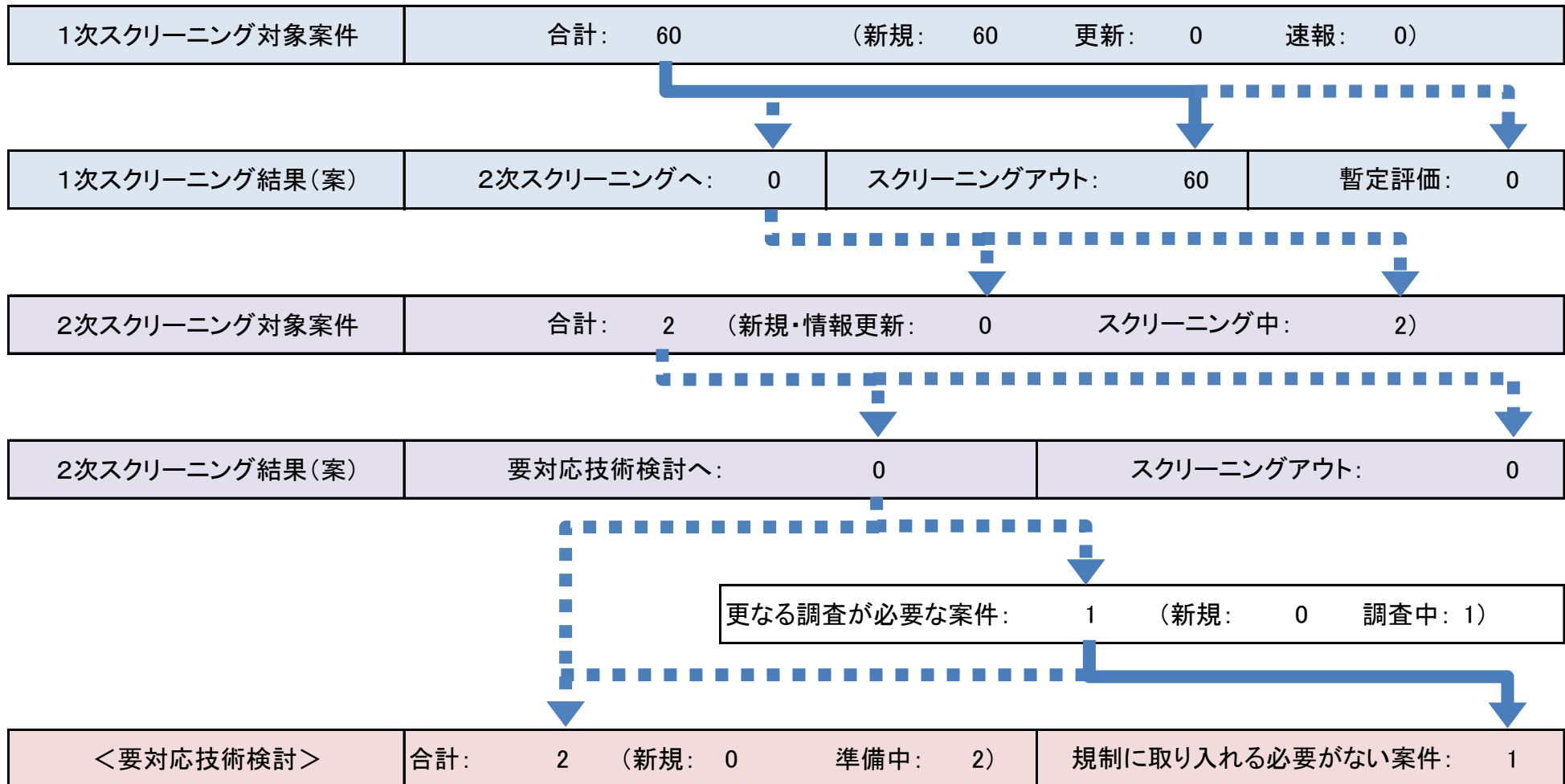
⁷ （独）原子力安全基盤機構、平成 16 年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 機器耐力その 1（横形ポンプ、電気品）、05 基構報-0002、平成 17 年 7 月

⁸ 実用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイドは、衝撃荷重による振動により必要な機能を喪失しないかを評価することとしている。

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

2020-10-29

技術基盤課



2次スクリーニングの検討状況(案)

令和2年10月29日

技術基盤課

(規制に取り入れるか必要性を判断するために調査を必要とした案件(継続調査中))

NO.	番号	件名	事象の概要と対応状況	優先度	目標判断時期	担当課
1	RIS2016-05	安全関連システムに組み込まれたデジタル装置	<p>組込み型デジタル装置(EDD)を適用する際には、原子力安全系に要求されるQAプロセス(10CFR50 付録B)に則り、ソフトウェア品質管理や共通要因故障解析等が必要である。しかしながら、EDDの汎用品グレード格上げ(CGD)プロセスにおいて、前記QAプロセスを行うことは現実的ではない。一方で、QAプロセスを経ず用いられたEDDのトラブル事例も報告されている。そこで、NRCは、前記プロセスに準拠しないデジタル機器を安全系に適用するための規制基盤及びCGDプロセスの改善等(NEI96-07 付録D)を、統合アクションプラン(IAP)に含めることを検討している。</p> <p>一方、米国産業界(IEEE)でも、汎用EDDを原子力発電所の安全系に適用するに際し、既存のプログラマブル・デジタル機器のIEEE標準の要求を全て満足させることは困難なので、対応可能な新IEEE標準を策定予定である。</p> <p>なお、国内では、JEAG4609「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する指針」やJEAC4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」が用いられている。また、JEAC4111-2013「原子力安全のためのマネジメントシステム」、および、JEAG 4121-201X「JEAC 4111-2013の適用指針」において、汎用(市販)品に対するマネジメントシステムの基本的考え方が示されている。</p> <p>米国では、2020年5月にIAPで計画されたEDD等デジタル装置のQAプロセスを改善した許認可変更申請ガイダンスの改訂(NEI96-07 付録D Rev. 1)が発行され、それをエンドースするREGULATORY GUIDE 1.187, Revision 2が発行された(2020年6月)。内容を調査分析し、本情報は直ちに国内規制に反映させる必要はないと考えられる。ただし、米国のIAPには終了していないタスクもあることから、デジタル機器に関する米国規制動向を継続して注視する。</p>	B	2020年 (NEI96-07 付録D Rev. 1 発行時) 上期末	技術基盤課

注) 優先度(事前に検討の順番を決めるための指標である)の決定マトリックス

		可能性	
		高	低
影 響 度	大	S	A
	中	A	B
	小	B	C

(2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件)

NO.	番号	件名	事象の概要と国内状況
1	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837	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完全に分離し、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社製の PWR に対する影響評価を報告するものである。仏国運転経験に基づき CRDM の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 では 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。米国から異なるモードによるサーマルスリーブ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が、原因は未特定である。この情報も合わせて、2 次スクリーニング調査分析を続ける。</p>
2	IRS8832 (LER483/2019-003)	安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動	<p>本件は、BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時 (1980 年代) は、当該継手が水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが (IN91-87)、事業者は使用環境条件 (PWR 条件) が当該プラント (BWR) とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏えい量のトレンドには前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p>

令和 2 年 10 月 29 日

技術基盤課

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)

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火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>・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以下のとおり実施した。令和 2 年度は、その結果に基づき、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(案)」を作成した。同技術ノートは庁内手続後、HP 上で公表予定である。</p> <p>(1) 平成 28 年度 事業者が火災後安全停止に関する回路解析について NRC に提出して審査を受け、承認される火災防護計画書の内容、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、NRC と米国産業界が共催している火災防護フォーラムにおける回路解析関連発表等の調査を行いそれらの内容を把握した。</p> <p>(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に加え誤作動を引き起こす可能性のある回路の特定)、回路解析実務担当者である火災防護エンジニアの資格要件(米国火災防護学会会員資格、PE 認定証等)・研修制度(NRC/EPRI 共同研修)等火災防護検査官として必要とされる要件及び NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。</p> <p>(3)平成 30 年度 回路解析の実務に係る情報整理として、対象となる火災起因の故障モード、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット・ショートに係等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。</p> <p>(4)令和元年度 NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査の電気関係に関する調査、火災防護検査員を対象とした研修(回路解析関係)内容及び研修資料の調査等により、我が国において検査員が回路解析に係る検査を実施するための手引き作成に資する情報を整理した。</p>	未定	技術基盤グループ及び技術基盤課

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
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。</p> <p>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の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。</p> <p>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> <p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・その後、EDG受電遮断器に対するHEAF対策の要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。</p> <p>・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> <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <p>・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月及び令和2年1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。</p> <p>・OECD/NEAのHEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は令和3年12月まで実施されるため、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>	<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)

資料 4 3 - 2 - 2 - 1

2020-10-29

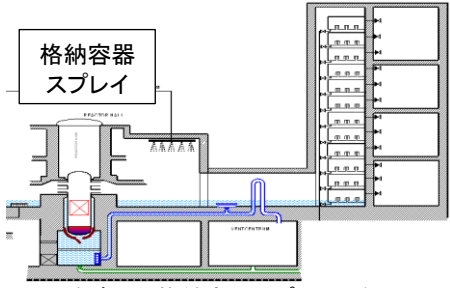
技術基盤課

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	1	23	8	2	7	0	0	0	41
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	6	0	0	0	0	0	0	6
国内 法令報告書、保安検査報告書、ニューシア	1	8	0	0	4	0	0	0	13
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0
計	2	37	8	2	11	0	0	0	60

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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8854			2020-05-07	事務局	②	—	<p>2019-07-22に、カナダのピッカリング原子力発電所にて、大量の藻類が取水口をふさいだため、定格運転中の4基の原子炉が手動停止された。4基とも安全停止状態にあり、数日中に運転再開する予定である。公衆、従事者、環境の安全に影響はなかった。(カナダ原子力安全委員会事象報告から抜粋)</p> <p>本件が問題視しているのは、前日も藻類流入により藻類対処手順を実行したが、不完全だったことと、取水口の異常事態時に外部電源に係る計画試験を中止しなかったこと。前者は運転経験の反映が不十分だったこと、後者は試験停止権限のあるシフト長の問題認識不足が根本原因とされている。</p> <p>取水口に大量の藻類等が流入した際の運転対応が適切でなかった事例であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内でも、取水口に大量の藻類やくらげ等が流入した際には、循環水ポンプを順次停止させ、原子炉出力を下げ、必要ならば原子炉を手動停止し、藻類等の流入を低減させる。その間に、スクリーンなどから藻類などを取り除く。</p>
カナダ原子力安全委員会事象報告	2019-07-22発生事象		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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8859			2020-05-08	事務局	②	2	<p>本件は、原子力発電所の定検後の再起動過程で行う試験時に、複数の安全関連ポンプが正常動作しなかった事例である。直接原因は、それらポンプに給電する非常用電源系統に用いられている複数の遮断器の故障。故障原因は、定検中に予防保全のため交換した当該遮断器の可動接点が欠陥品だったこと。複数の不良が発生した寄与因子は、安全関連機器のコンポーネントの交換は、同じ定検中に複数系統にわたって行わないルールを遵守しなかったこと。遵守しなかった原因は、予備部品数が不足していたので、無思慮に交換スケジュールとスコープを変更したこと。複数不良発生の根本原因は、コンポーネント交換にあたって、リスク管理(故障影響評価など)が不十分だったこと。可動接点の調達管理にも課題があったと推測される。</p> <p>事業者の調達管理、保全計画、変更影響評価を含む統合マネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、本情報は国内原子力発電事業者、JANSIとも共有している。さらに、規制庁、JANSIが参加するOECD/NEAの運転経験ワーキンググループ(WGOE)でも取り上げられており、新たな有意な情報が得られた際には、再スクリーニングする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8910			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の格納容器スプレイ設備で、カメラを用いた配管内目視検査を行った結果、異物や粒状の汚れを発見したこと、その異物の影響で格納容器スプレイの一部が閉塞したと想定しても、安全機能は果たせたと評価されたことを報告するものである。なお、異物混入の原因は特定されていない。</p> <p>国内原子力発電所では、建設時に、配管開口部の養生、目視による確認といった異物管理に加えて、プロセス配管は通水(フラッシング)により、異物を除去している。スプレイノズルのように通水が難しい場合は、空気を流してつまりがないことを確認する。</p> <p>国内では、異物管理が適切に実施されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			 <p style="text-align: center;">参考図 格納容器スプレイの例</p> <p style="text-align: center;"> https://www.asme.org/wwwasmeorg/media/resourcefiles/events/nuclearcodesstandards/2014pragueworkshop/duspiva.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
IRS8924			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、建設中 PWR プラントにおいて、原子炉系に先行して建設・試験を完了したタービン系の冷却水配管系統と補助冷却水配管系統において、腐食箇所が見つかったことを報告するものである。腐食の直接原因は、防食用のエポキシ塗装やゴムライニングが規定より薄かったことと、プラント稼働前なのでカソード防食システムを稼働させていなかったこと。寄与因子は、当該冷却水配管系統の水抜きを行なっていないこと。根本原因は、プラントの稼働開始が当初計画より大幅に遅れたこと。</p> <p>建設中プラントにおける設備維持管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内では、原子力エネルギー協議会が、「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組」を主要テーマに掲げ、原子力産業界における取り組みの充実を図っている。この取組には、以下の3項目が含まれている。①プラント長期停止期間中における保全、②設計の経年化管理、③製造中止品の管理。</p> <p>http://www.atena-j.jp/news/200731.html</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	
IRS8932			2020-06-08	事務局	②	2	<p>本件は、PWR プラントの炉物理試験中に制御棒の過度の引き抜きを行い、熱出力を急上昇させてしまった事象である。さらに、運転員らは技術仕様の運転制限に従わず、原子炉を緊急停止しなかった。安全システムと機器は自動作動し安全機能は適切に維持された。</p> <p>直接原因は、不適切な操作により制御棒クラスタに偏差が生じ、調整のために100ステップまで引き抜いたことである。根本原因は、安全性よりも計画されたプロセスの実行を重視するという事業者の組織文化である。</p> <p>事業者のマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
			補足情報					
			<p>関連情報として IAEA NEWS(2020-06-18)、NSSC のプレスリリース(2019-06-24)、KINS/ER-035 Vol.20 がある。NSSC のプレスリリースが最も詳しく記述されており、66 ステップから100ステップまで制御棒を引き抜いた原因は、当時の勤務者らが原子炉次長の誤った反応度計算に基づいて判断したため。原子炉次長は反応度を-697pcm と計算していたが、調査団による評価値は+390.3pcm であった。原子炉次長は原子炉の起動経験が初めてであり、これを補完する教育訓練も受けていなかった。また、制御棒を操作していたのは無資格者であり、しかも原子炉操縦監督免許者の指示・監督下に無い状態にあった。また、計画された工程期間の遵守が優先視される慣行や、整備期間が延長された場合に発電所の評価が減点される等、経営上の問題があった。</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。								

FINAS 情報	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
FINAS289			2020-06-18	事務局	②	2	本件は、再処理施設のグローブボックス内での作業中に、鋭利物が保護手袋を突き破って、作業員の手を通して年間最大被ばく限度を超える内部被ばくを被った事例である。原因は、鋭利物があるとは思わず作業したため。鋭利物はグローブボックス内環境による劣化・損傷で形成されたと推定されている。通常作業がうまくいかず、非通常作業を行ったことが寄与因子。
ONR 四半期 事象報告 (2017 年第 1 四半期)	けがと個人汚染 の結果、作業員 が線量限度を超 える被ばく				<p>補足情報</p> <p>INES2017-02(既報告) https://www.nsr.go.jp/data/000213541.pdf</p> <p>2017 年 2 月 5 日、英国セラフィールドの再処理施設において、放射能レベルを下げるため、グローブボックスのサンプルを空にする通常作業が行われていた。まず、いつも通り、機器を動かすことなく、サンプルを空にしようとしたがレベルが下がらなかった。そこで、作業員は、プローブを外して洗浄した。その作業には、プローブの鋭利な突出端を外すことも含まれる。その際、プローブのケーブルが絡まり、プローブを正しい位置に置くことができなかった。作業員はケーブルをどけようとしたときに、鋭い痛みを覚え、保健物理医に連絡した。</p> <p>作業員は傷を負い、そこから内部被ばくした。作業員は二重のラテックスグローブをして、グローブボックスの両手グローブを使っていた。他の保護(耐切創グローブなど)はつけていなかった。内部被ばく量は約 80 mSv と評価された。これは、実効年間全身許容線量の 4 倍である。</p> <p>ONR 四半期事象報告(2017 年第 1 四半期) http://www.onr.org.uk/quarterly-stat/2017-1.htm けがと個人汚染の結果、作業員が線量限度を超える被ばく(2017-02-05 発生、INES-2)</p> <p>事象:ロータリーバキュームフィルタのグローブボックスのサンプルを空にする通常作業が行われていた。通常の方法で、まず、サンプルから機器を取り外すことなく作業を行ったが、サンプル満タン警報がやまなかったので、以前行ったようにプローブを取り外して、洗浄した。プローブを元に戻す際、ケーブルが絡んだので、ケーブルをどけた時、作業員は左手に鋭い痛みを感じたのですぐに保健物理医を呼んだ。それは突き抜けて手に傷を負ったとともに内部被ばくのおそれがあった。</p> <p>この作業では、追加の保護具()着用は要求されていない。作業員は除染され、適切にケアされた。施設は安全状態にもどり、類似事象の再発防止のため手順が変更された。</p>		<p>教訓:放射性物質を扱うグローブボックス内で非通常作業を行う際は、事前にリスク評価することが重要である。</p> <p>事業者による作業管理、計画に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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
国内 2019-41	柏崎刈羽原子力発電所 7号機タービン建屋水密扉の故障について NUCIA 通番: 13114M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号 発生日: 2019-07-18 登録区分:最終	2019-07-18、タービン建屋の計装用圧縮空気(IA)系・所内用圧縮空気(SA)系空調機械室水密扉にて、扉下部のロック機構が出てこない状況が確認された。なお、上部ロック機構にリミットスイッチが設置されているため、制御盤への表示、ブザーの鳴動に支障はない。ただし、上部のロック機構のみで閉鎖している状態のため、期待される水密機能を発揮できない可能性がある。 直接原因:下部カンヌキの故障。 故障原因:内部部品を解体した際に上下シャフトを連結させるキー部分を組み込み忘れたため。 根本原因:当該水密扉の内部部品の解体作業を実施した際に、部材組み込み忘れ防止対策(チェックリスト等)を施さなかったため。 再発防止対策:チェックリストを使用する。	2020-05-28	事務局	②	-	本件は、水密扉のロック機構の故障事例である。原因は、分解点検の際の部品戻し忘れ。根本原因は、チェックリスト等のヒューマンエラー防止ツールを使用していなかったため。事業者の保全作業管理の問題である。したがって、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。 なお、本件に関して、事業者面談(令和2年10月5日)を実施し、故障原因を明確化した。 本件の原因は、原子力規制委員会一般連絡文書(NRA-Cc-15-002)「株式会社イトーキ製の水密扉からの漏水の可能性に係る報告」を受け、当該水密扉の解体点検を実施した後、内部部品の組み込み忘れによる「施工不良」である。扉開閉頻度も低く既報とは異なる原因である。再発防止対策は、チェックシートを準備し、各部品の解体及び組み込みが確実に実施されていることを確認すること。 面談録: https://www2.nsr.go.jp/data/000330449.pdf NRA-Cc-15-002: https://www.nsr.go.jp/data/000102903.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 2019-42	柏崎刈羽原子力発電所 6/7号機コントロール建屋水密扉の故障について NUCIA 通番: 13115M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6, 7号 発生日: 2019-09-04 登録区分: 最終	2019-09-04、6/7号機コントロール建屋階段室水密扉について、扉の閉鎖時に扉開状態の時になるブザー鳴動が停止しないことを確認された。 点検により、内部のシャフトが破断していることが確認された。ただし、当該シャフトを取り外しても、扉閉鎖状態は維持され、水密機能及び防火戸機能は喪失していなかった。 シャフト破断原因: 「部材形状に起因する応力集中」により、シャフト部分が「疲労破壊」と推定される。応力集中により、部材に作用する応力が2倍程度増大していたと推定される。	2020-05-28	事務局	②	-	本件は、水密扉の開状態示すブザーが誤作動した事例である。原因は、ブザー鳴動に係るシャフトが破断していたため。シャフト破断原因は、応力集中部の疲労破壊。当該扉の水密機能及び防火戸機能は喪失していない。 本件に関して、事業者面談(令和2年10月5日)を実施し、シャフト破断原因を明確化した。 原因: 既報の水密扉不良と同様に、高い頻度の扉開閉に伴う内部部品の疲労破壊。再発防止対策の検討中に生じた事象である。その後、内部部品の材質及び形状変更等、開閉頻度に依存しない再発防止対策を実施した。 面談録: https://www2.nsr.go.jp/data/000330449.pdf 既報の水密扉不良に関しては、二次スクリーニング調査・分析を行い、5-7号機の特徴的な配置の関係で、限定された水密扉へのアクセスが、新規制基準対応工事に伴い、一時的に急増したことが原因であることがわかったので、第37回技術情報検討会(2019-06-19)にて、2次スクリーニングアウトとした。本件は、その是正措置が完了する前に発生したものであり、事後ではあるが対策済みであることから、上記の基準により、スクリーニングアウトとする。

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
IRS8849		2019-02-23、米国のハッチ-2号機(BWR、883MWe、冷温停止中)の冷却材喪失/外部電源喪失事象のロジック機能試験において、2C 非常用ディーゼル発電機が起動し、2G 非常用母線に接続された。その後、復電操作として、給電されている2G 非常用母線と外部電源を並列化するために2C 遮断器を投入したところ、直ちに2C 遮断器と2C 非常用ディーゼル発電機の出力遮断器の両方が自動開放された。さらに、1号機の1C 及び2C の起動変圧器に外部電源を供給する遮断器(Power Circuit Breakers)も自動開放された。これにより、定格運転状態の1号機の外部電源1系統が動作不能になった。また、母線の停電を検知した為、2C 非常用ディーゼル発電機の出力遮断器は自動で再投入され、電圧レギュレーターが損傷した。	2020-03-23	事務局	②	-	本件は、冷温停止中のBWRにおける外電喪失の試験において、非常用ディーゼル発電機(EDG)の起動後に外部電源を並列化しようとしたところ、外部電源が遮断された事象である。崩壊熱除去システムに問題は無く、他号機のEDGが利用可能であったことから、安全性への影響は小さい。
LER366/2019-001	意図しない電源母線の遮断による非常用ディーゼル発電機の起動信号発信	安全評価: 非常用電源の区分Iは待機状態にあり使用可能であった。崩壊熱除去システムは他の電源により給電されていたため、冷却機能は維持された。また、1号機の1D 起動変圧器は電力を供給し続けており、1号機の全ての非常用ディーゼル発電機は運転可能であったことから、安全性への影響は小さい。	<div style="text-align: center;"> <p>補足情報</p> </div>				
NRC IIR366/2019-002	NRC 検査報告書	直接原因: 新調された2C 起動変圧器の配線を誤って接続していたため、外部電源との並列化の際に位相が120度ずれていた。					
		根本原因: 2C 起動変圧器へ接続する電線管の配線図が間違っていた。また、作業後の確認作業においても、新しい配線の取り付けの確認のみであり、回路全体の検証は行われなかった。					
		是正措置: 2C 起動変圧器の誤配線を修正するとともに、回路全体の機能検証試験が行われた。別途実施中の劣化した電源システムの工事に対する独立の検証作業をした。水平展開として新たに設置された他の変圧器についてもレビューを実施した。					
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。			<p>図 電源系統図(図は1号機のものだが2号機も同様) https://www.nrc.gov/docs/ML1924/ML19247E198.pdf</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	
IRS8855		<p>2019-04-11、米国カトーバ1号機(PWR、1140 MWe、定格運転中)にて、1B 電動補助給水(MDAFW)ポンプのピット用のサンプポンプが手動起動できず、運転不能となった。このとき、1B MDAFW ポンプに対しては運転不能宣言していない。当該サンプポンプは、その羽根車を修理して、05-01 に供用再開した。</p> <p>事後の補助建屋溢水計算によると、外部電源喪失と同時に給水ラインが破断した場合、補助給水(AFW)ポンプ室が溢水し、サンプポンプなど溢水を緩和する手段がなければ、11.7 時間で AFW ポンプが浸水する。したがって、サンプポンプが動作不能時は、AFW ポンプも動作不能とみなされる。MDAFW ポンプの技術仕様書(TS)上の許容供用除外時間(AOT)は72 時間であるため、本事象は、その時間以上運転不能状態にあったことになる。よって、1B MDAFW は動作不能と宣言されるべきであった。</p> <p>遡及調査:2019-04-11~18 に、モード1,2,3 時の AFW の2 系列運転の AOT(6 時間)よりも長い間、サンプポンプ/MDAFW ポンプが運転不能となる事例が2件特定された。また、2019-01-19 に要領書に従った試験中、タービン動 AFW ポンプは、そのサンプポンプ出口弁が閉じていたため、動作不能と宣言され、1A と1B の MDAFW 系列も、それぞれのサンプポンプ出口弁が閉じていた。</p> <p>安全評価:2019-01-19 の事象では、全 AFW サンプポンプが同時に機能しない状態が53 分間続いた。この間、MDAFW ポンプは運転不能と見なされるが、試験を行うため4 人の補助運転員が AFW ポンプ室に配置されていたので、給水ラインが破断した場合でも、運転員は試験を中断し、AFW ポンプが浸水する前に、サンプポンプ機能を回復できたであろう。</p> <p>本事象では、AFW 機器の損傷はなく、崩壊熱除去に影響がないため、安全上の重要性は低く、公衆の健康と安全にも影響はない。</p> <p>根本原因:「AFW 系運転のために MDAFW サンプポンプは必要ない」という不正確な情報が AFW 設計基準仕様書に書かれていたため。2008 年の運転経験(補足情報欄)が、AFW 設計基準仕様に反映されていなかった。</p> <p>是正措置: AFW サンプポンプの安全上の重要性を徹底すべく、設計基準図書と要領書を見直す。</p>	2020-05-07	事務局	③	—	<p>本件は、補助給水ポンプが床面より低いピット内に設置されている PWR プラントにおいて、そのピット内のサンプの水を排出するサンプポンプが故障して修理に20 日ほど掛かったことが、技術仕様書違反となることが後日判明した事例である。サンプポンプが運転不能状態の時は、そのピット内の補助給水ポンプも運転不能とみなされることを見逃していたことが原因である。さらに、給水ポンプを動作可能とみなすには、サンプポンプの可用性が要件であることは、2008 年の類似事象で理解していたが、設計基準図書や要領書への反映を怠っていたことが根本原因である。</p> <p>補助給水ポンプが床面より低いピット内に設置されている PWR は国内には存在しないため、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
LER413/ 2019-002-01	補助給水サンプポンプ状態による技術仕様書違反状態と安全機能喪失		補足情報					
IIR413/ 2019-003	NRC 統合検査報告書		<p>運転経験:カトーバ1号機で2008年に、床ドレン流量制限器カバープレートの不適切な設計と構成により AFW ポンプが運転不能と宣言された(LER413/2008-001)。事象原因は、床ドレン流量制限器のカバープレートの寸法に関する設計基準に、不正確で非保守的な情報が含まれていたためと特定されている。この時の評価でも、主給水破断時の AFW ポンプ溢水を緩和するために、AFW サンプポンプが必須であることが示されている。</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
IRS8856			2020-05-07	事務局	③	—	<p>本件は、原子力発電所(2014年報告)と研究炉(2016年発生)の警報に関わるI&C設備で用いられている特定メーカー製の特定モジュールの複数で故障が見つかったことを報告するものである。モジュールの故障の原因は、使用されている電解コンデンサに電極反転入力に加わったことによる経年劣化。既に、改造モジュールや対策版と交換されている。故障により、誤警報が発信するが、安全上重要度の低い警報か一般に限定されているため、本故障の安全重要度は低い。</p> <p>特定メーカー製の特定モジュールの故障報告であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8857			2020-05-08	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機の空冷ファンの一つが、サーベランス時に逆回転していることが見つかった事例である。原因は、当該ファンの電動機を保守した際に、結線を間違えたこと。寄与因子は、15回のサーベランスで逆回転に誰も気がつかなかったこと。根本原因は、保守タスクリストに、ファンの回転方向を確認することが明記されていなかったこと。結線ミスによる逆回転事象は数多く経験しているのに、全く反映させなかったこと。</p> <p>保守作業後の結線確認を行っていないなど、当該事業者のマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8858			2020-05-08	事務局	③	—	<p>本件は、PWR 蒸気発生器(SG)の伝熱管渦電流探傷試験(ECT)にて、2017年と2018年に比較的指示が多く見つかった報告(IRS8779)について、2019年に実施されたECTの結果をもとに、情報更新するものである。なお、前回も今回も伝熱管の漏えいはない。</p> <p>比較的指示が多く見つかった原因:①従来型ECT方法では、検出されない欠陥が見つかった。②従前は特定されていなかった一次冷却材の不純物源(運用)が見つかったためである。また、一次冷却材の水化学に関する監視にも課題があった。</p> <p>国内PWRでは、本件と異なるECT方式(例:インテリジェントECT^{*1})を採用し、SG伝熱管の材質も異なるとともに、水化学に関する運用、監視も異なることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>*1 従来のECTに使用してきた装置と同等の検査速度で、欠陥の検出性を一層向上させた探傷検査装置。伝熱管全周を24組のコイルで分割して検査しており、伝熱管の傷による渦電流の変化を各コイル毎に捉えることができ、従来の装置と比べ、局所的な傷に対する検出精度が優れている。 https://www.nsr.go.jp/data/000174560.pdf</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8860			2020-05-08	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所においてタービン発電機の100%負荷遮断により、原子炉自動停止した事例である。負荷遮断後、プラントの機能は正常に作動した。負荷遮断の原因は、発電所敷地内の変電所に敷設されたケーブルトレイ火災の影響で、主変圧器と変電所間の遮断器が開放したため。火災の発生原因は未特定。</p> <p>外部事象による負荷遮断に対して、プラントが設計通り応答したことと、変電所火災の原因が未特定であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8861			2020-05-12	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)が試験において過速度停止装置が働いた事例である。原因は、当該EDGの始動空気系統に用いられている始動用電磁弁のパイロット弁が部分開状態で固着したため、始動空気が送られ続けたため。固着原因は、保守点検時に不適切なグリースが用いられ、それが経年劣化で硬化したため。根本原因は、運転/保守マニュアルに示されたグリースの仕様が不正確だったため。</p> <p>事業者による調達管理、運転保守管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				<p style="text-align: center;">参考図 EDG 始動空気系統概略図(本件のものではありません)</p> <p style="text-align: center;">http://www.nucia.jp/nucia/download/file?fileId=3491&attachId=2874&buturiFileName=9876_3_02.pdf&dIFileName=%8F%F3%8B%B5%90%7D+080715_2F1%92%B2%8D%B8%8C%8B%89%CA%83v%83%8C%90%7D.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
IRS8862			2020-05-15	事務局	②	1	<p>本件は、燃料取替え停止中の原子力発電所にて、送電網からの誤信号によって非常用母線に給電する両起動変圧器の保護回路が動作して停電した際、1系統の非常用ディーゼル発電機(EDG)が自動起動したが、保護システムが作動して停止した事例である。他の外部電源につながる非常用母線は停電しておらず、安全上の影響はなかった。EDG保護システムが作動した原因は、使用されていたリレーの故障。故障の根本原因は、推奨寿命を超えて使用されていたことと、寿命延長に伴う保守プログラムが策定されていたが実施されていなかったこと。</p> <p>事業者による運転保守管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8863			2020-05-15	事務局	②	0	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の負荷試験において、送電系統に併入した際に励磁システム保護回路が作動して試験できなかった事例である。発電所の安全性に影響はない。保護回路作動原因は、負荷試験を行うにあたり、EDGの自動電圧制御(AVR)の運転モードを、単独運転モードから連系運転モードに変更しなかったため。根本原因は、EDG試験要領書にAVR運転モードを適切に切り替えることが記載されていなかったため。寄与因子は、当該AVRが更新されたが、運転員も要領書作成者も更新内容を理解していなかったこと。</p> <p>事業者による変更管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>発電機の運転モードと自動電圧制御(AVR)機能について 出典:https://www.meidensha.co.jp/kof/products/prod_02/prod_02_01/_icsFiles/afiedfile/2019/07/10/1-2-1_03_E-1-2_03.pdf</p> <p>発電機の運転には、発電機と負荷が1対1の場合(単独運転)と電力系統と並列している場合(連系運転)がある。</p>							
			<p>参考図 単独運転と連系運転</p>				
			<p>AVRの基本機能は、発電機端子電圧を、計器用変圧器を介して検出し、電圧設定器との偏差を求め、界磁電流を調整して電圧を制御すること。</p> <p>参考図 AVR基本機能の制御ブロック図</p>				
			<p>参考図 AVR概略単線図</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
IRS8864			2020-05-15	事務局	②	—	<p>本件は、PWRプラントの通常停止過程において、蒸気発生器(SG)蒸気—給水 mismatch信号等により自動原子炉停止した事例である。外部への放射性物質の放出はない。Mismatch信号の原因は、タービンバイパス制御弁の急開による蒸気流量の変動。急開原因は、当該制御弁の不良により弁体動作が不連続となったこと。弁の不良原因は未特定であるが、製造欠陥もしくは保守不良と類推される。なお、SG水位低設定値等にも誤りがあった。</p> <p>事業者、当該弁製造者による品質管理、運転保守管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8865			2020-05-14	事務局	②	—	<p>本件は、2系統ある主蒸気ラインの片方が部分閉止したために、原子炉が緊急停止した事象である。安全保護系に問題は無く、原子炉は通常の停止状態に移行し、環境への放射性物質の放出はなかった。</p> <p>直接原因は主蒸気隔離弁の故障(弁脱落)である。根本原因は、当該弁の交換部品の製造不良である。</p> <p>交換部品の調達管理の不備であり、事業者のマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8866			2020-05-14	事務局	②	—	<p>本件は、1次冷却材ポンプの封水系統の出口配管から放射性能を含む水が漏えいた事象である。建屋内の線量率に大きな変化は無く、放射性物質の環境への放出は無かった。</p> <p>直接原因は、当該配管のフランジ溶接部に亀裂が発生したためである。根本原因は、当該配管が他の配管と干渉しており、原子炉の運転に伴い強い振動が生じたことによる疲労である。</p> <p>配管施工における取り回しの不備及び検査プログラムの不備であり、事業者のマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8868			2020-05-20	事務局	③	—	<p>本件は、運転中及び建設中のプラントにおいて機器の固定に使用されているコンクリートアンカー(CEA)の一部に欠陥が報告された事象である。地震等の外力により機器が倒壊する等、安全機能に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>直接原因は、一部のロットのCEAにおいて製造不良によりコンクリートとの固定力が不足することである。</p> <p>根本原因は当該CEAのメーカーの品質管理の不備である。</p> <p>国内プラントにおいては、当該ロットのCEAは使用されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8869			2020-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中の PWR プラントにおいて、格納容器内燃料取替用水タンクのドレン配管に対し、建設仕様に定められた放射線探傷試験ではなく耐圧試験を実施してタンク底板ライナーを変形させてしまった事象である。</p> <p>直接原因は、ライナープレート裏側に、想定されていない圧力が加わったことである。根本原因は、ドレン配管溶接部の試験方法の確認を怠り、先行機で実施した試験方法を踏襲したためである。</p> <p>有意な教訓等が得られないことから、上記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
IRS8870			2020-05-20	事務局	③	—	<p>本件は、韓国の試運転中の PWR プラントにおいて、複数の非常用ディーゼル発電機の燃料噴射ポンプの欠陥が判明したことを報告するものである。</p> <p>直接原因は、燃料噴射ポンプ部品スプリングの材料不良である。根本原因は、当該機器メーカーの調達管理の不備である。</p> <p>国内プラントにおいては、韓国からの部品の供給は受けていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8871			2020-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、定格運転中の PWR において、常用系給電ライン遮断器が誤作動により開放された事象である。プラントの安全系は設計どおりに動作し、原子炉は自動停止した。</p> <p>直接原因は、当該遮断機の制御 I/O カードの回路の短絡である。根本原因の報告は無いが、異物の混入によるものと推定される。</p> <p>原因や教訓等有意な情報が得られないことから、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
IRS8872			2020-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、試運転中の PWR プラントにおいて、意図しない蒸気発生器の水位高により原子炉が自動停止した事象である。</p> <p>直接原因は、主給水制御弁の位置コントローラーのスプールの固着により、蒸気発生器の主給水制御弁が閉じなくなったためである。根本原因の記載は無いが、当該コントローラー制御用圧縮空気へ異物が混入したためと推定される。</p> <p>有意な教訓等が得られないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			<p>図 原子炉トリップ事象の模式図</p> <p>出典: https://www.kins.re.kr/en/img/resource/pdf/KINS-2012_Safety_and_Operational_Status_of_Nuclear_Power_Plants_in_Korea.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
IRS8884			2020-05-20	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の PWR において、代替交流ディーゼル発電機の改修工事の際に、室外壁の掘削作業で燃料関係の配管を破損させた事例である。</p> <p>直接原因は、埋設された配管に気づかずにコアボーリングを行ったことである。根本原因は、埋設配管図面の確認不足と、低性能な鉄筋検知装置の使用である。</p> <p>当該事業者の工事管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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>							

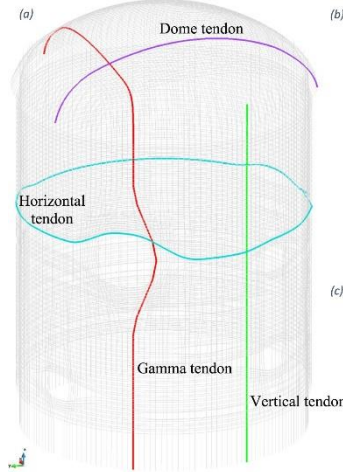


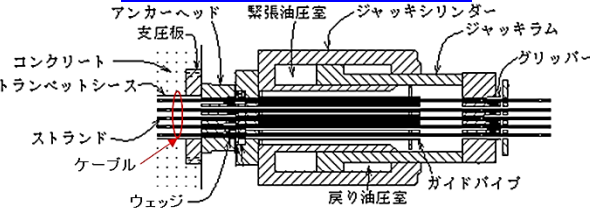
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8885			2020-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中のプラントに納入されたタービンロータについて、製造業者の検査官によりショットピーニングが実施されていないことが発見されたことを報告するものである。</p> <p>直接原因は、設計図への記載漏れである。根本原因は、設計変更のクロスチェック体制や記録システムの不備である。</p> <p>有意な教訓が得られないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

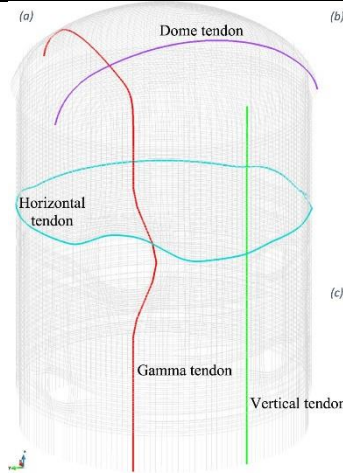


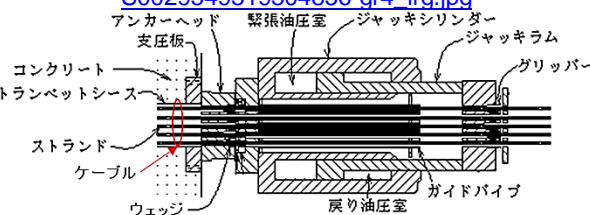
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8886			2020-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中の PWR プラントの安全注入系配管と隔離弁との溶接部において、当該事業者の品質管理員により、配管の座ぐり加工部が設計コードで要求される最小肉厚を満たしていないことが発見されたことを報告するものである。是正措置として配管に肉盛溶接を施すことにより、最小肉厚を確保した。</p> <p>直接原因は、配管製作図の誤表記である。根本原因は、購入仕様の不適合や規格への準拠性の確認など、設計グループ内の品質保証の欠如である。</p> <p>有意な教訓が得られないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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
IRS8889			2020-06-03	事務局	②	—	<p>本件は、PWRの起動中に行った原子炉保護作動信号の機能試験後に、安全注入ポンプからのシール水漏れを確認した事例である。残りの2系列の安全注入系が健全だったため、安全機能の喪失はない。シール水漏えいの原因は、異物混入によるメカニカルシールの損傷。異物はシステム内で使われている材料の可能性が高いが、発生源は未特定。</p> <p>また、当該ポンプを別の号機で使われているポンプで取り換えた後の試験において、油圧が出ない不良も発生。原因は、部品(オリフィスプレート)のつけ忘れ。根本原因は、予備機器でもないポンプと取り換えることを許す安全管理や品質管理の不備。</p> <p>事業者の異物管理もしくは機器の安全管理、品質管理に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<p>参考図 メカニカルシール構造(本事例のポンプのシール構造とは異なる)</p> <p>http://www.shasej.org/iinkai/0907sekouhozen/03-23.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
IRS8890			2020-06-03	事務局	③	2	<p>本件は、INES2019-03の続報であり、仏国の複数のPWRプラントにおいて、地震時にEDGにつながるホースや配管、ケーブルが隣接する構造物と衝突して損傷し、中の流体が漏れ出たり、電気・信号が切れたりすることで、EDG故障や火災となる可能性があることを報告するもの。原因は、それらのPWRプラントにおいては、EDG本体(エンジンと発電機)が衝撃吸収ブロック上に据付けられているが、それにつながるホースや配管、ケーブルが隣接する固定された構造物と干渉しないよう適切な距離をとる設計要求が欠如していたこと。</p> <p>国内原子力発電所では、EDG本体を衝撃吸収ブロック上に据付ける設計は採用されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>INES2019-03: https://www.nsr.go.jp/data/000291226.pdf</p>
INES2019-03	非常用ディーゼル発電機耐震リスク						
<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
IRS8891			2020-06-03	事務局	④	—	<p>本件は、PWRのタービン駆動補助給水ポンプ(TAFP)の定期点検において、軸受け温度高により運転不能と宣言され、調査の結果、異物により当該ポンプのタービン潤滑油システムのダイアフラムポンプが閉塞していることがわかったので、その異物を取り除いて運転再開した後、次の燃料交換定検時に、その潤滑油システム内の複数の場所で異物が再確認された事例である。結果的に、約2年半、当該TAFPのタービン潤滑油システムに異物が混入していたことになり、その期間は、当該TAFPが動作不能だった可能性がある。異物は保守作業布の切れ端とみられ、約2年半前の潤滑油交換作業時に混入したと推定される。また、当該プラントのタービン潤滑油システムにはオイルフィルターが具備されていない。さらに、オイル交換時に用いるファンネルからフィルタを取り外していた。</p> <p>国内PWRのタービン動補助給水ポンプ潤滑油システムには、フィルタまたはストレーナが設置されている。また、保守作業時の異物管理プログラムが策定されている。さらに、異物発見時には、システム内に異物が残留していないことを確かめる。以上のことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8894			2020-06-03	事務局	②	—	<p>本件は、建設中 PWR のプレストレスト・コンクリート格納容器 (PCCV) にて、ガンマテンドン (ケーブル) の構成材であるストランド 2 本のグリッパーが欠落もしくは不完全であることが見つかった事例である。原因は、作業ミスと作業後の確認を怠ったことを偽って報告していたこと。根本原因は、作業員の経験不足と安全文化 (疑問に持つ態度) の欠如とされる。事後、適切な是正措置を実施した。</p> <p>事業者及び作業業者の作業管理問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
							
							
			<p>参考図 (a)格納容器に使われるテンドン、赤色がガンマテンドンの例、(b)水平テンドンのアンカー部分、(c)ドーム/ガンマテンドンのアンカー部分 (本事例のものではない)</p> <p>https://ars.els-cdn.com/content/image/1-s2.0-S0029549319304856-gr4_lrg.jpg</p>				
							
			<p>参考図 ジャッキの例 (本事例のものではない)</p> <p>http://vsl-japan.co.jp/profile/pdf/prest_7.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
IRS8895			2020-06-03	事務局	②	—	<p>本件は、建設中 PWR のプレストレスト・コンクリート格納容器 (PCCV) にて、垂直 tendon (ケーブル) にジャッキを使って張力を掛けた際に、ケーブル構成材であるストランドの3本に十分な張力が掛かっていないことがわかった事例である。原因は、誤使用によりジャッキがストランドを適切に掴まなかったため。誤使用の原因は、作業員がジャッキの特性を知らなかったため。根本原因は、作業員の経験不足と安全文化 (疑問に持つ態度) の欠如とされる。事後、適切な是正措置を実施した。</p> <p>事業者及び作業業者の作業管理問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					<p>補足情報</p>    <p>参考図 (a)格納容器に使われる tendon、赤色がガンマ tendon の例、(b)水平 tendon のアンカー部分、(c)ドーム/ガンマ tendon のアンカー部分 (本事例のものではない) https://ars.els-cdn.com/content/image/1-s2.0-S0029549319304856-gr4_lrg.jpg</p>  <p>参考図 ジャッキの例 (本事例のものではない) http://vsl-japan.co.jp/profile/pdf/prest_7.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
IRS8896			2020-06-03	事務局	②	—	<p>本件は、建設中 PWR のプレストレスト・コンクリート格納容器 (PCCV) にて、水平 tendon (ケーブル) のダクトにセメントグラウトを注入したが、空隙が残った事例である。さらに、セメントグラウトが不十分であることに気がついた作業員が、独自の判断で対処したが空隙は解消しなかった。空隙があると、tendon ケーブルの構成材であるストランドが腐食から保護されないリスクがある。なお、事後措置で、空隙は埋められた。原因は、そもそも準備したグラウト量が不十分であることと、注入前にグラウト量を定量的に確認することを怠ったこと。根本原因は、グラウト注入作業用要領書にグラウト量の確認を要求していないこと。作業者と業者の原子力安全文化にも課題があった。</p> <p>事業者及び作業業者の作業管理問題であることから、上記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
IRS8897			2020-06-03	事務局	①	—	<p>本件は、建設中 PWR 向け SBO ディーゼルエンジンの製造における品質管理の不適合を報告するものである。製造者の用いる要求事項と、事業者(認可取得者)のそれとの間に相違があった。原因は、それらの相違について、事業者と製造者間の協議が終わっていないのに製造が進められたため。事業者による検査、監督も実施できなかった。事業者は、当該エンジンの受け取りに同意していない。</p> <p>事業者と製造者間の契約問題であることから、上記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
IRS8898			2020-06-03	事務局	③	—	<p>本件は、建設中 PWR のオーステナイト・ステンレス鋼配管の内表面に粒子(異物)が付着していることが見つかった事例である。このまま使用されると、粒子が原子炉内に流入、放射化され、従事者被ばくが高まるリスクがある。原因は、配管製造時に内表面の研磨作業により発生した粒子が残っていたため。根本原因は、配管製造に対して、放射線防護要件が適切に設けられていないこと。配管内面の表面仕上げ要求が厳しすぎたことも指摘されている。なお、当該配管内部は新たな表面仕上げ要求を適用して補完作業を実施して措置した。</p> <p>当該製造者ならびに事業者には、製造後に配管表面を洗浄する要求や、使用前に配管内部を通水(フラッシング)する要求・プラクティスがないと推測される。これらの製造者と事業者特有の問題と考えられることから、上記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
IRS8911			2020-06-18	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所において非常用ディーゼル発電機の試運転機能試験を行った際に、エンジンから異音が生じて火花が散った事例である。分解調査して、クランク軸等の破損が確認された。クランク軸損傷の直接原因は、潤滑油膜の喪失。その根本原因は未特定。規制者による評価は、当該 EDG 単体の故障。</p> <p>根本原因が未特定で、当該 EDG 単体の故障と評価されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。根本原因、教訓等の情報が得られた際には再スクリーニングする。</p>
					補足情報		
					<p>参考図 ディーゼルエンジンのクランク軸の例 (本事例のものではありません)</p> <p>https://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/trouble1.html</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
IRS8912			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所において、設計仕様に合致しない内部構成品を有する弁が、一次冷却系で多数発見されたことを報告するものである。主原因は、規定仕様の弁を適用させたが、個別要件を考慮しなかったことと、配管溶接の際に、弁の内部構成品を一旦取り出す必要があり、戻すときに取り違えが発生したため。</p> <p>建設時の調達管理、工事管理ならびに品質保証の問題であることから、上記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
IRS8913			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所において、換気空調系(HVAC)の気密試験要領書に記載されている基準が、プロジェクト仕様書の要求を満たしていないことが発見されたことを報告するものである。適切に措置したので安全性への影響はない。原因は、気密試験要領書を作成する際の記載ミス。寄与要因は、当該プラントで用いている原子力発電所の換気システムに関する安全基準の適用範囲が明確でなかったこと。</p> <p>建設時の調達管理、試験要領ならびに品質保証の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			<p>KTA 3601 (11/2017) "Ventilation Systems in Nuclear Power Plants"の英語版は、以下の URL で入手可能。 http://www.kta-gs.de/e/standards/3600/3601_engl_2017_11.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
IRS8925			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、建設中 PWR プラントにおいて、下請け業者が調達した小口径配管のステンレス鋼継手(エルボ、レデューサ、ティー)の多数で、内外表面指示が検出されたことを報告するものである。当該継手は、化学分析と機械的特性は、材料要件を満足していたが、状態に応じて、変更、修理、使用許可した。指示(欠陥)は、冷間成形後の溶体加熱処理による表面破壊により発生したと考えられる。根本原因は、材料もしくは継手製造プロセスの品質管理が不十分だったこととされる。不適合報告の対応が不十分だったことも挙げられている。</p> <p>材料および継手の調達管理、品質管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8931			2020-06-05	事務局	②	0	<p>本件は、定期検査中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機の機能試験中に、エンジンから異音が発生して自動停止した事象である。プラントは定期検査中であり、他の非常用ディーゼル発電機2機が待機中であったことから安全性への影響はない。</p> <p>直接原因は、コンロッドのピストン側軸受けの異常摩耗による潤滑不良と焼き付きである。根本原因は、以前に行った保守作業におけるエンジン組み立ての不備と、それ以降に実施された起動試験や保守作業において異常に気づけなかったことである。</p> <p>保守作業及び検査の不備によるものであり、事業者のマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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
IRS8933			2020-06-17	事務局	②	—	<p>本件は、高温停止中の LWGR において、原子炉過出力信号が誤発信されて保護システムが作動し、緊急停止用制御棒が落下した事象である。本事象は誤信号による原子炉の緊急停止であり、安全性への影響はない。直接原因は、γ線バックグラウンドに起因する原子炉過出力保護システムからの誤信号の発信である。根本原因は、原子炉の長期(9ヶ月以上)停止により炉外核計装系(核分裂電離箱)のγ線バックグラウンドの補正係数が不適切になっていたこと、及び補正係数の見直し(起動前の校正)を怠っていたことである。</p> <p>事業者のマネジメントの問題であることから上記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
IRS8934			2020-06-18	事務局	②	0	<p>本件は、試運転中 PWR プラントにおいて、通電中の交流電源母線が停電した影響で、一次冷却材ポンプ(RCP)の1台が停止、蒸気発生器(SG)水位高信号により、別の2台のRCPが順次停止したため、自動原子炉トリップした事例である。本件による放射性物質の漏えいなどは報告されていない。交流電源母線が停電した原因は、計装制御用ラック内での短絡による保護システムが作動したため。短絡原因は、多芯ケーブルの1芯の端子接続不良により、隣接端子に接触したため。根本原因は、ケーブル接続要領を不遵守だったため。SG水位高原因は、高速蒸気ダンプによる一時的な水位変動を水位計が拾ったため。根本原因は、こうした一時的な水位計の読み値の変動を回避するインターロックの組み込みが遅れたため。</p> <p>ケーブル接続工事管理や工事完了確認の問題、SG水位計信号のインターロック設計レビュー不足と改善計画の不備であることから、上記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
IRS8935			2020-06-18	事務局	②	—	<p>本件は、運転中 PWR プラントにおいて、常用交流電源系統で過電流保護が作動し、原子炉冷却材ポンプ(RCP)が停止し、自動原子炉停止した事例である。過電流保護作動後のプラント応答に問題はなく、放射性物質の放出もない。過電流保護作動原因は、RCP の電気ペネトレーションでの相間短絡(浴面放電)。短絡原因は、電気ペネトレーションの絶縁ディスクの絶縁性能が経年劣化したこと。寄与因子は、電気ペネトレーションの使用環境(吸湿)とされている。根本原因は、当該電気ペネトレーションの予防保全が不十分で、絶縁抵抗測定も行われていなかったこと。</p> <p>電気ペネトレーションの維持管理に問題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>参考図 原子炉格納容器の電気ペネトレーションのイメージ図 https://www.osti.gov/servlets/purl/5912003</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>							

FINAS 情報	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
FINAS287			2020-02-13	事務局	②	0	<p>本件は、低レベル放射性廃棄物処分施設で受け入れた2貨物の放射能レベルが申告値を上回っていることが確認された事例である。放射能封じ込め機能や被ばくに影響はない。原因は、出荷元での放射能評価ミスによる過少申告と輸送により貨物内の高放射能物が貨物側面に寄ったため、廃棄物自身による遮蔽効果が減じたため。根本原因は、出荷元の評価手順のレビュー不足。</p> <p>事業者によるマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
							
			<p>参考図 英国低レベル放射性廃棄物処分施設で扱う 鉄道輸送用の低レベル廃棄物貨物</p> <p>https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/757075/LLWR_Plan_2018-2023_double_page.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。							

FINAS 情報	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
FINAS288			2020-02-13	事務局	②	1	<p>本件は、燃料サイクル施設で余剰グローブボックスの撤去・移送作業中に、放射性物質による汚染が発生した事例である。撤去に伴う作業で、グローブボックスの閉じ込めが不十分となり、内部の放射性物質が漏れ出たと推測される。</p> <p>作業管理、計画に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
ONR 四半期 事象報告 (2016 年第 4 四半期)	ドーンレイサイト における使用済 グローブボックス 搬送中の床汚染		<p>補足情報</p> <p>ドーンレイ報告書(2016 年 10 月末) http://www.dounreaystakeholdergroup.org/files/downloads/download2830.pdf</p> <p>背景:ドーンレイサイトの燃料サイクルエリアでは、試料タンク別館にてグローブボックスの撤去が続けられている。</p> <p>事象:余剰グローブボックス(放射性物質を扱うために用いられる密閉筐体)の撤去・移送中に、タンクで作業していた者を検査した際に、汚染が検出された。直ちに措置が取られ、作業を停止し領域から退出させた。作業場の除染をするために、管理再入域することが許された。この事象は、暫定的に INES-1(異常)と分類された。</p>				
			<p>ONR 四半期事象報告(2016 年第 4 四半期) http://www.onr.org.uk/quarterly-stat/2016-4.htm</p> <p>ドーンレイサイトにおける使用済グローブボックス搬送中の床汚染(2016-09-19 発生、INES-1)</p> <p>事象:余剰となった(使用済の)グローブボックスをマニピュレータ貯蔵庫へ搬送中に、放射性物質が、プラントの床に放出された。1 人の放射線測定者(保険物理サーベイ員)の靴、及び 1 人の運転員の靴とカバーオール脚部に汚染が発見された。空気汚染モニターの警報は作動せず、この事象に関係した人の放射性物質の摂取も検出されなかった。本事象の発見後、直ちに汚染エリアを決定するためのサーベイが行われ、プラントへの再立入の安全評価がなされた。</p> <p>続いて、汚染の特定と清浄化のための復旧作業が行われ、完了した。モニタリング活動の結果、汚染は完全に施設内に留まっていることが判明した。</p> <p>放出された放射性物質は、電離放射線規則 1999 による報告対象と評価された。認可取得者は、本事象の原因調査を完了し、その教訓をサイト全体に周知した。ONR は、認可取得者の初動対応、その後の調査及びそれに基づく改善計画の審査を行い、認可取得者の対応及び認可取得者の上級管理者が関与した活動の進展を妥当と評価した。改善活動の履行状況は、今後の ONR の検査で監視がなされる。</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。							

FINAS 情報	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
FINAS290			2020-06-18	事務局	②	0	<p>本件は、再処理施設の脱塩水タンクから脱塩水が溢れ出たり、過充填される事例が3件あったが、いずれも、異常状態の調査が不十分で運転経験も反映されていなかったことを報告するものである。安全上の影響はなかった。直接原因は、タンクのフロート弁の故障。故障が繰り返されたが調べることもなかったことの根本原因は、運転員に疑問を持つ態度が不足していたこととされる。</p> <p>事業者による運転管理や運転経験反映に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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>							



FINAS 情報	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
FINAS291			2020-06-18	事務局	②	0	<p>本件は、廃棄物処理施設で高放射能液体を冷却するために用いる循環水ポンプが何度も故障し、取替えられてきたことを報告するものである。繰り返し故障が発生した原因は、適切な承認や技術的根拠なしに交換を繰り返したこと。運転経験から得られる教訓を定着させる仕組みがなかったこと。</p> <p>事業者による運転・保守管理や運転経験反映に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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>							

FINAS 情報	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
FINAS292			2020-06-18	事務局	②	1	<p>本件は、燃料サイクル施設サイト内のグローブボックス内に、余剰非放射性の不安定化学物質が廃棄されずに保管されていることが見つかり、制御爆破技術*1 により処分したことを報告するものである。グローブボックスの閉じ込め機能や人への影響はない。保管されていた根本原因は、余剰非放射性物質と分類することで、管理の優先度が落ち、かつ、適切に人員をアサインしていなかったこと。不安定化学物質の理解が十分でなかったこと。</p> <p>事業者による危険非放射性化学物質の管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>*1 耐爆性の容器内に対象物を入れ、火薬と一緒に対象物を爆破させて処分する技術。(参考文献:遺棄および老朽化学兵器の安全な廃棄技術、https://www.jstage.jst.go.jp/article/tits/14/9/14_9_9_35/pdf-ch/ar/ja)</p>
			補足情報				
			<p>Sellafield Ltd「化学事象の指摘事項サマリ」 https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/678296/Chemicals_disposal_investigation_report.pdf</p> <p>背景:セラフィールドサイトの分析施設内の在庫検査で、安全処分を要する危険化学物質を含むボトルが見つかった。この物質は化学分析に用いられていたもので、現在は使われておらず「余剰物」とみなされていた。また、潜在的に過酸化に劣化して不安定になるものである。</p> <p>根本原因:①人の目に触れず、分析施設の大多数が認識していなかったため、処分すべき余剰化学物質としての優先度が低くなっていた。②非原子力安全に関わる責任者をサポートするリソースも育成も十分でなく、個々の施設のリスクとハザードを認識できていなかった。</p> <p>結論:①歴史的に、余剰化学物質の処分方法は一貫していない。②出所が書いてある 1,000 本以上の化学物質入りのボトルが処分された。しかし、それらとは別に、余剰化学物質が確かに存在する。③「余剰化学物質」と分類されると、人の目につきにくなる。さらに、組織内外で、特定の化学物質は分解して潜在的に不安定な過酸化物を形成する可能性があるとして認識されていない。④サイトでは、化学物質管理では健康に対するハザードに重点が置かれているが、こうした化学物質は、人の目に触れず、作業員への暴露のリスクも低い。そのため、こうした化学物質を「ゆりかごから墓場」まで保管することに関するリスクを特定する機会を逃した。⑤分別保管によって、こうした化学物質を「ゆりかごから墓場」まで保管することに関する弱点を示したかもしれない大なり小なりの合図をもとに自己評価することがなかった。</p> <p>改善・推奨:①この事象を受けて、緊急対応を要しない化学物質に対して、リスクベースアプローチを用いて、検証、分類、安全処分を行うためのレビューを開始する。②化学安全のための最適事例を理解するため、貯蔵、使用、処分のライフサイクルにわたる化学物質の複雑な在庫管理の外部ベンチマークを行う。③アドバイスやサポートを確実にするために、外部専門家との現契約をレビューする。このサポートを公表し、関係者で共有する。④サイト内の化学物質在庫に対する検査や構成管理のためのプロセスやデータベースを提供する「化学物質安全モジュール」を構築する。</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
国内 2016-57	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクの点検期限超過について 更新日: 2020-07-03 NUCIA 通番: 12471 M ユニット: 柏崎刈羽原子力発電所 5~7 号機 発生日: 2016-08-05 登録区分:最終	2016-08-05、5~7 号機の消火系統に水を供給するディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンクについて、労働安全衛生規則第 276 条に定められた点検期限(2 年以内ごと)を 13 日超過していることが判明した。関連して、労働安全衛生法第 88 条に係る建設物、機械等の設備の設置や変更等の計画の届出(工事開始 30 日前までに)が行われていない設備が計9件あることが判明した。 安全性評価:当該燃料タンクの機能維持には問題は無い。また、当該設備の設置または変更の際し、消防法に基づく許認可の手続きや検査は適切に実施されており、安全上の問題は無い。 直接原因:定期自主検査の点検周期が適切に設定されていなかった。 根本原因:定期自主検査に関わる運用及び労働安全衛生法令に基づく届出マニュアルが、設備所管箇所に十分に共有・浸透していなかった。法令で定まる事項が一般化された内容となっているため、設備所管箇所は届出等の対象設備を具体的にイメージできなかった。横串部門は設備所管箇所から提出される書類の適正について確認するのみで関与が十分でなかった。 再発防止対策:設備所管箇所は定期自主検査の計画を作成し、計画内容及び計画漏れが無いことを確認すると共に、その結果を横串部門がチェックする仕組みを導入する。労働安全衛生法に係る対象設備を明確にし、労働安全衛生法関連の社内マニュアルに具体的設備名称を明記する。	2016-08-12	事務局	②	—	本件は、消火ポンプ用燃料タンクについて、2 年以内とされている点検期限を超過していたことが判明した事象である。当該燃料タンクの機能維持に問題は無い。 直接原因は、定期自主検査の点検周期が適切に設定されていなかったためである。根本原因は、設備所管箇所の法令の理解が不十分であったことが原因で生じた事象である。 当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。
補足情報							
					<p style="text-align: center;">図 消火用水供給系</p>		
					<p>出典: 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等退所設備について(補足説明資料)</p> <p>https://www4.tepco.co.jp/about/power_station/disaster_prevention/2017/pdf/nuclear_power_170126_10.pdf</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 2017-65	防火壁貫通部の 防火処理未実施 について 更新日: 2020-06-26 NUCIA 通番: 12687 M ユニット: 柏崎刈 羽発電所 2号機 発生日: 2017-07-11 登録区分: 最終	<p>2017-07-11、2号機原子炉建屋地下1階および地下5階(管理区域)の階段室において、防火区画として設定している壁の貫通部の2箇所にて防火処置が施されておらず、建築基準法に抵触することが判明した。その後の調査により、全号機の原子炉建屋、タービン建屋において、合計88箇所の貫通部に対する防火処置未実施を確認した。最終的に、建屋外の事務所等を含めると未実施箇所は全212箇所となった。</p> <p>安全性評価: 当該区画に対する火災影響評価においては壁の耐火能力を考慮していないことから、安全機能に影響を与えることは無く、新旧の技術基準適合性(火災に対する影響軽減対策)に対しても問題はない。また、可燃物を持ち込まないこと、危険物の持ち込み量を管理していること、建屋は鉄筋コンクリート製であること等から、火災の発生・延焼のリスクは低い。</p> <p>直接原因: 壁貫通口設置工事の施工不良。</p> <p>根本原因: 穿孔後の防火処置について専門知識を有する部門に確認する所内ルールがなかった。</p> <p>再発防止対策: 当該貫通部の是正処置を施すとともに、工事管理の業務ガイドに、貫通口を設置する際に防火区画の有無について社内専門家への確認する項目を追加した。また、設計管理の業務ガイドに、建屋の安全設計における留意点として、防火区画の貫通部処理を確認する項目を追加し、設計時にもセルフチェック出来る仕組みを構築した。</p>	2017-07-13	事務局	①	—	<p>本件は、原子炉建屋防火区画の壁の貫通部に防火処置が施されておらず、建築基準法に抵触することが判明した事象である。事務所等を含めると未実施箇所は全212箇所となった。火災影響評価において安全機能への影響は無い。</p> <p>直接原因は、壁貫通口設置工事の施工不良である。根本原因は社内ルールの不備であり、穿孔後の防火処置について専門知識を有する部門に確認していなかったことである。</p> <p>新旧の技術基準適合性に対しては問題が無いことから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			補足情報			 <p>図 2号機原子炉建屋地下1階北東廊下側の貫通部</p>  <p>図 1/2号機サービス建屋地下1階(その後の調査で判明)</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 2019-26	非常用ディーゼル発電機(C)燃料移送ポンプ(屋外)のケーブル損傷の可能性 更新日: 2020-06-26 NUCIA 通番: 13073 M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号機 発生日: 2020-01-17 登録区分:最終	<p>2020-01-17、定期点検のために待機状態を外れていた 7号機非常用ディーゼル発電機(C)の燃料移送ポンプ*(屋外)の電源ケーブルの絶縁不良が確認された。</p> <p>安全性評価:非常用ディーゼル発電機 2台(A,B)が待機中であることから保安規定に基づく機能要求を満足しており、原子力安全に影響を及ぼすものではない。</p> <p>直接原因: 2020年1月以降の竜巻対策工事による電線管の振動等により、被覆が損傷していたケーブルと電線管が近接し、絶縁不良に至った。</p> <p>根本原因:2019年6月の燃料移送ポンプエリア屋根設置工事の際、コンクリート内支障物確認のための削孔作業により電線管とケーブルを損傷させていたことを把握していなかった。また、電線管内の結露により絶縁抵抗が下がることがあったものの、定例試験では燃料移送機能は維持されていたため、ケーブルの損傷に気づけなかった。</p> <p>再発防止対策:損傷したケーブルを全て引き直す。削孔作業中及び削孔作業後は、ファイバースコープ等により孔内状況確認を実施する。なお、2019年6月以降の屋外での埋設物近傍削孔作業においては、埋設物を損傷させないウォータージェットによる削孔工法を用いている。</p> <p>※非常用ディーゼル発電機の燃料を、屋外の軽油タンクから原子炉建屋内の軽油タンクへ移送するポンプ。</p>	2020-01-22	事務局	②	—	<p>本件は、非常用ディーゼル発電機の燃料移送ポンプの電源ケーブルに絶縁不良が確認された事象である。他 2 台の非常用ディーゼル発電機に問題は無く、保安規定に基づく機能要求は満足している。</p> <p>直接原因は、被覆が損傷していたケーブルと電線管が振動等により近接し、絶縁不良に至ったためである。根本原因は、過去の工事作業時に削孔作業により電線管とケーブルを損傷させていたことである。</p> <p>工事管理の不備が原因で生じた事象である。当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			補足情報			<p>図 ケーブル及び電線管損傷の様子</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 2019-32	当社敷地内(管理区域外)における火災の発生について 更新日: 2020-08-20 NUCIA 通番: 174M ユニット: 日本原燃 再処理 発生日: 2020-03-21 登録区分:最終	<p>2020-03-21、再処理事業所敷地内の緊急時対策建屋(建設中)の工事現場(管理区域外)において、協力会社作業員が電線管サポートの溶接作業を行っていたところ、スパッタ(溶けた金属の微小塊)が難燃シートを貫通し、その下にある盤養生シートに引火し、火災が発生した。</p> <p>スパッタ発生原因:溶接部材の塗装剥離(グラインダーによる研磨)が不十分だったため。</p> <p>引火原因:養生シートが難燃性ではなかったため。</p> <p>根本原因:①事業者は、元請会社/協力会社が安全管理仕様書に従って火気使用作業を行っていると思い込み、ルール通りに作業をしていることを確認していなかった。②元請会社と協力会社は、火気作業チェックシートを作業現場ではなく記録で確認し、作業者は当該チェックシートを運用していなかった。③元請会社は溶接前に部材の塗装を剥離することを要領書に明記していなかった。④元請会社は盤養生シートに難燃性ではなく可燃性のものを使用していた。倉庫からシートを取り出す際に間違えた。</p> <p>再発防止策:①事業者と元請会社は、初めて火気使用作業を行う際やエリア変更の都度、火気作業開始前に火気作業養生チェックシート(不燃シートまたは不燃材の使用と可燃物の除去または不燃シートで覆う)を用いて現場確認を行う。②元請会社と協力会社は火気作業の実施状況を毎日、火気作業チェックシートを用いて確認し、溶接作業を許可する。事業者は抜き取りで現場の実施状況確認を行う。③元請会社は、溶接前に部材の塗装を剥離することを施工要領書に明記した。④元請会社は、盤養生シートについて、現場持込みの際はロール単位で行い、ロールの表示が難燃であることを確認する。また、現場に養生シートのサンプルを掲示し、難燃性であることを識別できる様にし、事業者は現場でその状況を確認する。</p>	2020-08-26	事務局	②	—	<p>本件は、再処理施設の建設中の建屋(管理区域外)にて、溶接作業時にスパッタにより塗装残りが発火・落下し、養生シートが発火した事例である。原因は、溶接部材の塗装剥離が不十分だったことと、養生シートが難燃性でなかったこと。どちらも作業規則違反であり、実施業者の作業管理と事業者の監督が不適切であったことが根本原因である。事業者と作業者の作業管理に課題があったことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報			 <p style="text-align: center;">図 現場作業写真</p>  <p style="text-align: center;">図 現場写真</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 2019-37	空冷式非常用発電装置の不具合について 更新日: 2019-12-25 NUCIA 通番: 13002 M ユニット: 伊方発電所1号機 発生日: 2019-07-17 登録区分:最終	<p>2019-07-17、1号機の空冷式非常用発電装置1号の定期運転において、潤滑油プライミングポンプ※1が起動しなかった。調査により補機用電源ケーブルの接触不良と変色が確認された。</p> <p>安全性評価:当該発電装置は、非常用ディーゼル発電機のバックアップ設備であり、外部電源喪失時は非常用ディーゼル発電機にて電源を供給できるため、原子力安全に影響を及ぼすものではない。また、消防署員の現地確認により火災ではないと判断された。</p> <p>直接原因:補機制御盤内の端子台に締め付けられている電源ケーブル接続部において、亜酸化銅が生成されたことによる電気抵抗の増加により接続部に異常な発熱が生じ、発熱を受けた補機用電源ケーブルが変色および断線し、潤滑油プライミングポンプに給電できなかった。</p> <p>根本原因:工場製作時に当該電源ケーブル接続部の端子の締め付けが不十分であったことから、機能試験および無負荷試験時の機械的な振動が加わり、接触不良が生じてアークが発生しやすい状況となり、ケーブル接続部に亜酸化銅が徐々に生成された。なお、2011年の納入時機能試験以降、定期運転で異常は無く、当該電源ケーブル接続部の締め付け確認は実施していなかった。</p> <p>再発防止対策:当該電源ケーブル、端子台および周囲の変色した配線を取り替えるとともに、同型の発電装置2、3及び4号のケーブル接続部の点検を実施した。また、今後の点検項目に補機制御盤および充電器盤のケーブル接続部の締め付け確認を追加した。</p> <p>※1:ディーゼル機関停止中に軸受部や摺動部に潤滑油を供給するためのポンプ。</p>	2019-08-16	事務局	②	—	<p>本件は、空冷式非常用ディーゼル発電機の定期運転試験において、潤滑油プライミングポンプが起動しなかった事象である。当該発電機は、非常用ディーゼル発電機のバックアップ設備であることから原子力安全に影響を及ぼすものではない。</p> <p>直接原因は、当該ディーゼル発電機の制御盤内における電源ケーブルの接触不良による発熱と断線である。根本原因は、工場製作時の電源ケーブル接続端子の締め付け不足であり、製造不良である。</p> <p>当該事業者の調達管理の問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			補足情報				

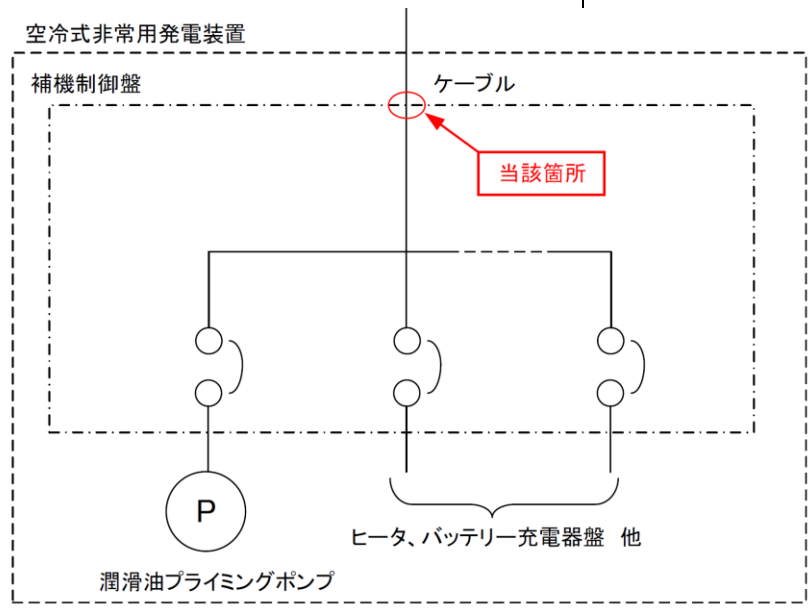


図 空冷式非常用発電装置概略系統図

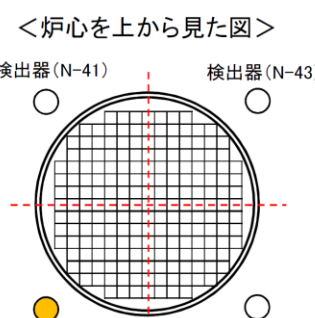
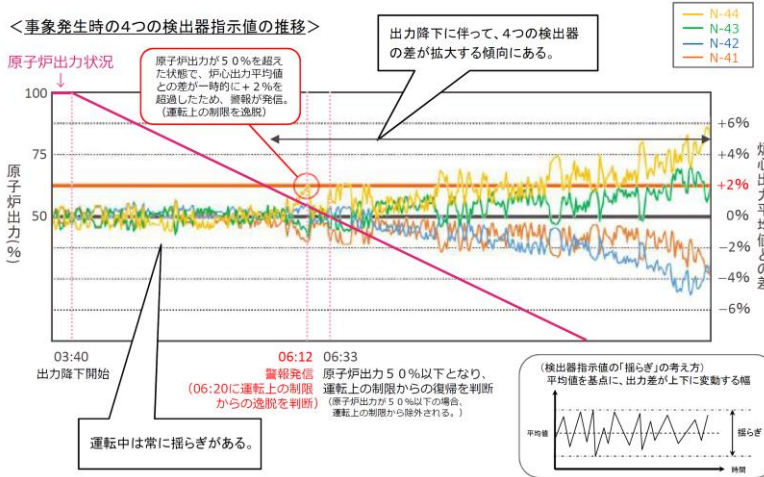
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																																																				
					基準/2次	INES	処理結果																																																																		
国内 2019-38	非常用ディーゼル発電機機関付バルブレバー注油ポンプ出口圧力計の接点動作不良 更新日: 2020-07-03 NUCIA 通番: 13049 M ユニット: 浜岡発電所 4号機 発生日: 2019-04-17 登録区分:最終	<p>2019-04-17、第5回計測設備維持点検工事中において、非常用ディーゼル発電設備の機関付バルブレバー注油ポンプ※1 出口圧力計の圧力指示スイッチに動作不良が認められた。</p> <p>安全性評価:動作不良が発生した際には速やかに取替されることから、安全性への影響はない※2。</p> <p>直接原因:当該スイッチの接点部に黒色の付着物(酸化シリコン)が堆積し、接触抵抗が増加した。</p> <p>根本原因:現場で使用されているシリコングリス等から発生するシリコンガスが、スイッチケースの樹脂の呼吸作用により接点部に侵入し、接点動作に伴い発生するアークによって酸化シリコンが生成・蓄積したと考えられる。稀な事象であり※3 偶発故障と考えられる。</p> <p>再発防止対策:念のため非常用ディーゼル発電設備の動作回数が多い機器を対象に、接点部を金メッキ接点に変更する。金メッキ接点は化学的に安定し酸化しにくく、柔らかいため付着物があっても接触面積が拡大し導通を確保できる。</p> <p>※1:非常用ディーゼル発電機がいつでも起動できるように、ディーゼルエンジンの給・排気弁に潤滑油を注油する設備で、一定時間毎に自動運転する。 ※2:マイクロスイッチの動作不良は想定内事象であり、点検計画において消耗品として定められている。 ※3:3及び5号機の非常用ディーゼル発電設備には本件と同じ事象は見られない。酸化シリコンによる動作不良は、プラント運転実績に照らしても極めて稀な事象である。</p>	2020-01-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、待機中の非常用ディーゼル発電機に、定期的に潤滑油を供給するポンプの圧力指示スイッチに動作不良が認められた事象である。動作不良は想定内事象であり、速やかに取替られえることから安全性への影響はない。</p> <p>直接原因は、当該スイッチの接点部に酸化シリコンが堆積したためである。根本原因は、プラント運転実績に照らして極めて稀な偶発故障と考えられる。</p> <p>当該スイッチは消耗品であり、設備点検において見つかった不具合であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>																																																																		
補足情報																																																																									
<p>シリコンガス雰囲気中での試験事例 ○:SiO₂付着有 ×:SiO₂付着無</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>負荷</th> <th>試験ポイントへのSiO₂付着有無</th> <th>接触抵抗</th> <th>見解</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>DC 1V 1mA</td> <td>×</td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> <td rowspan="2">アーク発生がないため、SiガスがSiO₂に化学変化せず、接点にも焼き付けられない。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>DC 1V 36mA</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>DC 3.5V 1mA</td> <td>×</td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> <td rowspan="2">最も増加しやすい領域でSiO₂が生成されて、浄化作用が弱い。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>DC 5.6V 1mA</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>DC 12V 1mA</td> <td>○</td> <td>数回も増大</td> <td rowspan="2">アークにより、SiO₂は生成されるが、アークによる浄化作用(アークによりSiO₂を吹き飛ばす)の方が大きくなる。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>DC 24V 1mA</td> <td>○</td> <td>3000回で全て10Ω以上</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>DC 24V 35mA</td> <td>○</td> <td>45000回で全て10Ω以上</td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>DC 24V 100mA</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>DC 24V 200mA</td> <td>○</td> <td></td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>DC 24V 1A</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>DC 24V 4A</td> <td>○</td> <td></td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>AC 100V 30mA</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>AC 100V 100mA</td> <td>○</td> <td></td> <td rowspan="2">増大はみられない</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>AC 100V 1A</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>								No.	負荷	試験ポイントへのSiO ₂ 付着有無	接触抵抗	見解	1	DC 1V 1mA	×	増大はみられない	アーク発生がないため、SiガスがSiO ₂ に化学変化せず、接点にも焼き付けられない。	2	DC 1V 36mA	×	3	DC 3.5V 1mA	×	増大はみられない	最も増加しやすい領域でSiO ₂ が生成されて、浄化作用が弱い。	4	DC 5.6V 1mA	×	5	DC 12V 1mA	○	数回も増大	アークにより、SiO ₂ は生成されるが、アークによる浄化作用(アークによりSiO ₂ を吹き飛ばす)の方が大きくなる。	6	DC 24V 1mA	○	3000回で全て10Ω以上	7	DC 24V 35mA	○	45000回で全て10Ω以上	増大はみられない	8	DC 24V 100mA	○		9	DC 24V 200mA	○		増大はみられない	10	DC 24V 1A	○		11	DC 24V 4A	○		増大はみられない	12	AC 100V 30mA	○		13	AC 100V 100mA	○		増大はみられない	14	AC 100V 1A	○	
No.	負荷	試験ポイントへのSiO ₂ 付着有無	接触抵抗	見解																																																																					
1	DC 1V 1mA	×	増大はみられない	アーク発生がないため、SiガスがSiO ₂ に化学変化せず、接点にも焼き付けられない。																																																																					
2	DC 1V 36mA	×																																																																							
3	DC 3.5V 1mA	×	増大はみられない	最も増加しやすい領域でSiO ₂ が生成されて、浄化作用が弱い。																																																																					
4	DC 5.6V 1mA	×																																																																							
5	DC 12V 1mA	○	数回も増大	アークにより、SiO ₂ は生成されるが、アークによる浄化作用(アークによりSiO ₂ を吹き飛ばす)の方が大きくなる。																																																																					
6	DC 24V 1mA	○	3000回で全て10Ω以上																																																																						
7	DC 24V 35mA	○	45000回で全て10Ω以上	増大はみられない																																																																					
8	DC 24V 100mA	○																																																																							
9	DC 24V 200mA	○		増大はみられない																																																																					
10	DC 24V 1A	○																																																																							
11	DC 24V 4A	○		増大はみられない																																																																					
12	AC 100V 30mA	○																																																																							
13	AC 100V 100mA	○		増大はみられない																																																																					
14	AC 100V 1A	○																																																																							
<p>シリコンガス雰囲気中での使用。1~3ヶ月程度でシリコンガスがリレーケースの呼吸作用により、内部へ侵入。負荷開閉時のアークエネルギー(約6000℃)によりSiガスがSiO₂となり、接触ポイントに焼き付けられる。</p> <p>Siガスの供給に伴い、開閉回数と共にSiO₂が付着堆積する。接触不良に至る。</p>																																																																									
<p>※ SiO₂による抵抗増加には条件があり、アークがなければSiO₂が発生せず、アークが強ければ浄化作用により付着したSiO₂が吹き飛ばされる。</p> <p>参考図 シリコンの侵入による接触不良の模式図 出典: https://www.fa.omron.co.jp/guide/faq/detail/faq04892.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 2019-39	非常用ディーゼル発電機始動用空気圧縮機(B-1)ピストンリング溝-ピストンリング間隙の判定値逸脱 更新日: 2020-07-03 NUCIA 通番: 13050 M ユニット: 浜岡発電所 4号機 発生日: 2019-05-10 登録区分:最終	2019-05-10、第5回原子炉本体・補機設備維持点検において、非常用ディーゼル発電機始動用空気圧縮機(B-1)の1段ピストン No.1 リングとリング溝のクリアランスが判定値を逸脱していることが判明した。 安全性評価:安全性への影響はない。 直接原因:ピストン溝の摩耗。 根本原因:同型式・同環境・同運転時間である始動用空気圧縮機(B-2)や他号機の始動用空気圧縮機では同様の事象が確認されなかったことから、本事象は偶発事象と考えられる。なお、一度ピストン溝に摩耗が発生すると、クリアランスは経年的に増加する傾向にある。 再発防止対策:ピストン溝の摩耗の兆候が確認された場合は、工事報告書の所見に記載する。また、ピストン及びリングの取替計画を管理する。	2020-01-10	事務局	⑤	-	本件は、プラントの設備維持点検において、非常用ディーゼル発電機の始動用空気圧縮機のピストンリング溝のクリアランスが基準値より広がっていることが確認された事象である。安全性への影響はない。原因はピストンリング溝の摩耗である。 点検において発見された軽微な不具合であり偶発事象と考えられることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。

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 2019-40	女川原子力発電所 2号機管理区域域内における作業員の微量な放射性物質の体内への取り込みについて 更新日: 2020-06-05 NUCIA 通番: 13103M ユニット: 女川発電所 2号 発生日: 2020-03-26 登録区分: 最終	<p>2020-03-26、原子炉再循環系の水試料採取用配管の弁の点検を実施した作業員1名の顔面部の汚染が確認された。その後の検査により、微量の放射性物質(Co-60)を体内に取り込んだことが判明した。</p> <p>安全性評価: 内部被ばく量(預託実効線量、摂取後50年間で受ける線量)は、0.05mSvであり、自然界から受ける年間線量※に比べても十分に低く、健康への影響はない。</p> <p>直接原因: 当該弁部品の清掃作業において、弁棒をビニール袋の中に入れて状態で洗浄スプレーを噴射し、弁棒に残存していた放射性物質が拡散した。</p> <p>根本原因: 汚染レベルが高く、多くの溝部を有している部品の点検において、除染後の測定方法(スミヤ法)が適切でなかった。また、放射性物質の拡散を防止するために遵守すべき措置(ビニール袋の中で洗浄スプレーを使用しない等)を、手順書に明記していなかった。</p> <p>再発防止対策: 汚染レベルが高く、多くの溝部を有している複雑な構造の弁の分解点検を行う際は、構造等を踏まえた汚染状況の測定を実施するとともに、放射線防護上の措置をより厳しく設定する。また、放射性物質の拡散を防止するために遵守すべき措置を明記する。</p> <p>※: 平均約 2.1mSv</p>	2020-04-02	事務局	②	—	<p>本件は、再循環系の配管の弁の点検を実施した作業員が内部被ばくした事象である。預託実効線量は 0.05mSv であり、健康への影響はない。</p> <p>直接原因は、当該弁部品の清掃作業において、洗浄スプレーを噴射したことにより残存していた放射性物質が拡散したためである。根本原因は、部品の洗浄に関する作業手順書の不備である。</p> <p>当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			<p style="text-align: center;">補足情報</p> <p>▶ ビニール袋の中で、①濡れた布を使用し除染を行ったが、当該弁棒の凹部(溝)の隙間が狭く、溝の奥にある放射性物質を十分に除去することができなかった。</p> <p>▶ 当該弁の除染作業後、元請企業の放射線管理員が、②スミヤ法による測定を行ったが、弁棒の表面付近の汚染状況のみ測定され、溝の奥の汚染状況まで測定できていなかった。</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>▶ 手入れ作業(開口部からの手の出し入れ、最終仕上げの際の洗浄スプレー噴射、ビニール袋交換後の廃棄作業)に伴い、剥離した放射性物質がビニール袋の開口部から拡散し、当該作業員が放射性物質を体内へ取り込んだ。</p> <p>【手入れ作業】</p> <p>【ビニール袋交換後の廃棄作業】</p> <p>図 放射性物質の体内への取り込みに至った経緯</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 2020-01	ウラン濃縮建屋(管理区域内)における排風機1台の故障について 更新日: 2020-08-20 NUCIA 通番: 175M ユニット: 日本原燃濃縮施設 発生日: 2020-06-25 登録区分:最終	2020-06-25、ウラン濃縮工場ウラン濃縮建屋(管理区域内)の1号中間室の負圧を維持している排風機3台(A,B,C)のうち2台(A,B)で運転していたが、排風機AからCへ切り替え作業(通常作業)を行ったところ、排風機故障警報が発報した。現場を確認した結果、排風機Cが停止しており、速やかに手で排風機Aへ切り替えを行った。 現在、排風機A,Bは正常に運転しており、当該中間室内の負圧は維持されている。なお、本事象によるモニタリングポストの値に変化はなく、環境への影響はない。 警報原因:排風機Cのモータで過電流が検知され、保護回路が作動したため。 推定過電流原因:モータ部分にあるコイルを保護する絶縁塗料の経年劣化等によりコイルがショートしたため。なお、当該排風機のコイルは既に修理し、復旧している。 再発防止対策:全ての排風機に対してモータの点検項目および点検頻度を見直して保全計画に反映し、実施する。	2020-08-26	事務局	⑤	—	<p>本件は、ウラン濃縮工場の室内の負圧を維持するための排風機(2台運転、1台待機)の運転切り替え時に、待機排風機から過電流警報が発出した事例である。当該室の負圧は維持され、安全性に影響はない。過電流原因は、排風機モータのコイル部の絶縁不良による短絡。絶縁不良原因は、絶縁塗料の経年劣化と推定されている。念のため、モータ点検項目、点検頻度を見直す。</p> <p>有意な教訓が得られない事例であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。根本原因や教訓などを示す詳細情報が得られた場合は、再スクリーニングする。</p>
<p>補足情報</p> <p>図 ウラン濃縮工場構内配置図</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 2020-02	線量区分の変更に伴う巡視点検の一部未実施 更新日: 2020-07-10 NUCIA 通番: 13138 M ユニット: 浜岡発電所 3号機 発生日: 2020-06-17 登録区分: 最終	2020-06-15、廃止措置中の浜岡原子力発電所 1号機のシャワードレンタンク(A)(B)エリアについて、2020-06-12～14の間、社内手引に定める1回/日の巡視点検を行っていなかったことが判明した。 安全性評価: 2020-06-15の当該エリアの巡視点検において異常は確認されず、当該期間にドレンタンク水位の低下や漏えい警報の発生がなかったことから、原子力安全に影響はない。 直接原因: 2020-06-12に当該エリアが高線量区域から高線量区域未満へ変更 ^{※1} されたことを、巡視点検担当部署 ^{※2} が認識していなかった。 根本原因: 放射線管理部署担当者は、当該エリアが3号機との共用施設であること及び運転炉の巡視点検担当部署が巡視を行っていることを認識していなかった。そのため、巡視点検担当部署と線量区分の変更について事前調整を実施していなかった(社内イントラでの変更通知のみ)。 再発防止対策: 放射線管理部署は、巡視点検頻度変更が伴う線量区分変更の際には、運転炉と廃止措置炉の両巡視点検担当部署と事前調整を実施するルールを追加する。また、機器配置図上で共用施設を識別できるようにする。 ※1: 社内手引では巡視点検頻度を、高線量区域の場合は特別区域巡視点検として1回/週、高線量区域以外の場合は通常巡視点検として1回/日と定めている。 ※2: 共用施設の点検は、運転炉の巡視点検部署が担当している。	2020-07-10	事務局	②	—	本件は、廃止措置中の浜岡原子力発電所のシャワードレンタンクエリアについて、社内手引に定める1回/日の巡視点検を行っていなかったことが判明した事象である。その後の点検時に異常は無く、安全性への影響はない。 直接原因は、当該エリアが高線量区域から区域外へ変更されたことを、巡視点検担当部署が認識していなかったことである。根本原因は、線量区分変更に関する通達や事前調整等の社内ルールの不備である。 当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。
			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 2020-05	出力領域中性子束偏差大に伴う一時的な運転上の制限の逸脱について 更新日: 2020-08-24 NUCIA 通番: 13143 M ユニット: 大飯発電所 3号機 発生日: 2020-07-20 登録区分: 最終	<p>2020-07-20、大飯発電所 3号機(PWR、1180MWe、出力降下中)において、原子炉炉心の出力が不均一になったことを示す警報*が発信し、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断された。逸脱への対処法の一つである原子炉出力の降下を継続し、原子炉出力が50%以下となった時点で運転上の制限内に復帰した。</p> <p>安全性評価: 外部への放射性物質の放出はなく原子力安全に影響はない。</p> <p>直接原因: 炉心出力を管理する4つの検出器の一つ(N-44)において、炉心出力の平均値との差が制限値である2%を一時的に超えたため。</p> <p>根本原因: 出力降下に伴い、4つの検出器の値の差は大きくなる傾向にあるため、指示値の揺らぎが重畳した結果、一時的に制限値を超えたものと推定される。当該検出器の点検を実施するとともに、プラントのパラメータおよび当時実施した運転操作の手順等の確認を行い、異常はなかった。</p> <p>再発防止対策: 計画的に負荷降下を実施する際、事前に出力偏差および揺らぎの状態を確認し、原子炉起動時および定格熱出力運転中に実施した炉内外校正試験後の偏差より大きい場合には、炉内外校正試験を実施する。</p> <p>※: 原子炉では、炉心を上から円状に見て4分割し、4つの検出器により炉心出力を管理している。保安規定では、原子炉出力が50%を超える場合、この4分割した炉心出力の差を一定の範囲(2%)内にすることを運転上の制限としている。</p>	<p>2020-07-22</p> <p>事務局</p> <p>⑤</p> <p>—</p>	<p>補足情報</p> <p>＜炉心を上から見た図＞</p>  <p>警報が発信した検出器(N-44)</p> <p>4分割した炉心出力の平均値と、4つの検出器指示値との差が、一定の範囲(2%)を超えた場合に警報が発信する。</p> <p>炉心出力を管理する4つの検出器の模式図</p>			<p>本件は、出力降下中の大飯発電所 3号機において、炉心出力の不均一から保安規定の運転上の制限の逸脱と判断された事象である。原子炉出力の降下を継続し、原子炉出力が50%以下となった時点で運転上の制限内に復帰し、原子力安全に影響はない。</p> <p>直接原因は、炉心出力を管理する4つの検出器の一つにおいて、炉心出力の平均値との差が制限値である2%を一時的に超えたためである。根本原因は、指示値の揺らぎによる偶発事象と考えられる。</p> <p>軽微な事象であり、有意な教訓等も得られないことから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
<p>＜事象発生時の4つの検出器指示値の推移＞</p>  <p>原子炉出力状況</p> <p>出力降下に伴って、4つの検出器の差が拡大する傾向にある。</p> <p>原子炉出力が50%を超えた状態で、炉心出力平均値との差が一時的に+2%を超えたため、警報が発信。(運転上の制限を逸脱)</p> <p>06:12 06:33</p> <p>03:40 出力降下開始</p> <p>06:12 警報発信</p> <p>06:20に運転上の制限(運転上の制限からの逸脱を判断)</p> <p>原子炉出力50%以下となり、運転上の制限からの復帰を判断(原子炉出力が50%以下の場合、運転上の制限から除外される。)</p> <p>運転中は常に揺らぎがある。</p> <p>(検出器指示値の「揺らぎ」の考え方)</p> <p>平均値を基点に、出力差が上下に変動する幅</p> <p>揺らぎ</p> <p>時間</p>							
<p>図 原子炉出力と4つの検出器の平均値との差</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
IRS8769			2019/03/27	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の24時間連続運転試験を行った後に、EDG室天井部の排気管貫通部付近で小火が発生した事例である。原因は、高温の排気管で貫通部が熱され、天井コンクリートの温度も上がり屋根部のタール紙が溶け木製の帯板(補強目的)に落下したため。根本原因は、排気管貫通部のクリアランスがなく、空冷が十分なされない設計と、その周辺に可燃物が用いる設計である。いずれも、設計段階のリスク評価に課題があった。</p> <p>建屋・構造設計における品質保証、リスク管理の問題であることから、以上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>「EDGの24時間連続運転試験について」</p> <p>国内原子力発電事業者は、標準保安規定を検討する際に、米国の標準技術仕様書を参考にしたが、サーベランス要求「力率[0.9]以下で24時間以上運転」は、以下の理由で採用していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> • PWRにおいては、運転中の負荷試験、定期検査ごとの「非常用予備発電装置機能試験」、「非常用ディーゼル発電機分解検査」によりディーゼル発電機の健全性は確認できる。 • BWRにおいては、現状の負荷運転(100%負荷で30分保持)で機関各部の温度は安定するので長時間運転しなくても健全性は確認できていると考えられる。 <p>ただし、国内でも工場出荷前試験およびサイト使用前試験では、長時間運転を行なっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 工場出荷前試験:24時間運転 • サイト使用前試験:3-4時間連続負荷運転
			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。

参考情報: EDG の 24 時間連続運転試験について

米国規制ガイド(RG)1.9「非常用ディーゼル発電機の試験要求」

RG1.9 では、IEEE Std 387-1995 (R2007)を参照して、「耐久負荷」試験を、「使用前試験」時と「システム運転試験」時に行うことを求めている。

耐久負荷試験

RG1.9: IEEE387を補足。少なくとも24時間、EDGが最悪の出力で連続運転できる能力を示すこと。このうち2時間は連続運転定格の105-110%で、22時間は90-100%とする。試験プロセスは、要求周波数と電圧が保持されることを検証するものであること。

IEEE 387: 少なくとも8時間の負荷容量能力があることを示すこと。このうち2時間は、EDGの短時間定格と等価で、6時間は連続運転定格の90-100%であること。使用前試験時は、それぞれ、2時間と22時間とする。電圧と周波数要求が保持されることを検証する。

使用前試験

RG1.9 (IEEE 387): サイト受入れ試験完了後に、EDGとそのシステムが、適切に起動、運転できることを示す目的の試験。

システム運転試験

RG1.9 (IEEE 387): 一連の試験により、模擬した事故条件下でEDGが意図した機能を果たすことができることを示す。この試験は、2年ごとの燃料交換停止時に行うこと。

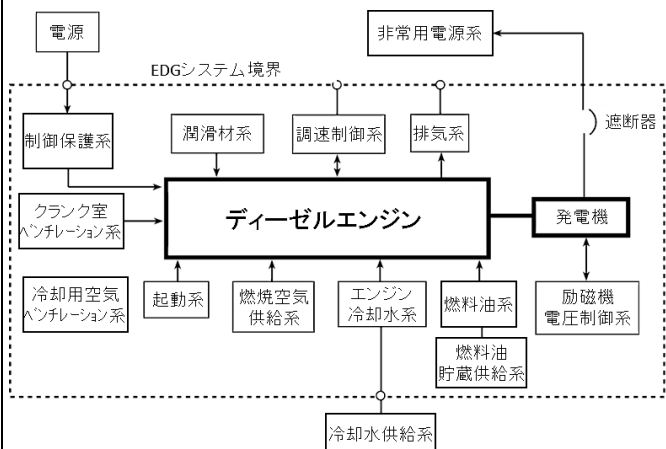


図 EDG システムの境界 (RG1.9のFigure 1から技術基盤課が作成)

米国標準技術仕様書と国内標準保安規定

出典: (独)原子力安全基盤機構、原子炉施設保安規定とStandard Technical Specificationsの比較表(その1)(BWR)、(その2)(PWR)、平成17年4月

BWR SR3.8.1.14: DG毎に力率[0.9]以下で24時間以上の運転が行われることを確認する。/頻度[18ヵ月]

- a. [3,100]kW以上、[3,400]kW以下の負荷で[2]時間以上。
- b. [2,850]kW以上、[3,150]kW以下で、残余の試験時間。

国内 BWR: 当該サーベランス要求は保安規定にない。現状の負荷運転(100%負荷で30分保持)で機関各部の温度は安定するので長時間運転しなくても健全性は確認できていると考えられる。

PWR SR3.8.1.14: DG毎に力率[0.9]以下で24時間以上の運転が行われることを確認する。/頻度[18ヵ月]

- a. [5250]kW以上、[5500]kW以下の負荷で[2]時間以上。
- b. [4500]kW以上、[5000]kW以下で、残余の試験時間。

国内 PWR: 運転中の負荷試験、定期検査ごとの「非常用予備発電装置機能検査」、「非常用ディーゼル発電機分解検査」によりディーゼル発電機の健全性は確認できる。また、ディーゼル発電機1台が起動失敗したとしても安全解析上単一故障を考慮している。

(参考情報)国内でも工場出荷前試験およびサイト使用前試験では、長時間運転を行なっている。

- 工場出荷前試験: 24時間運転
- サイト使用前試験: 3-4時間連続負荷運転

出典: 電力中央研究所、研究報告 P00001、原子力発電所に関する確率的な安全評価の機器故障率の算出(1982年度~1997年度16ヵ年49基データ改訂版)

故障率の差の考察(抜粋): 日本と米国のプラント機器に対するメンテナンスを比較した場合、米国の予防保全は、主に技術仕様書(TS)に基づくサーベランステストとASME Code(O&M OF NPPs)に基づく検査であり、TSに基づくサーベランステストが安全系の機器を対象とするのに対し、日本の定検における予防保全は、安全系に限らず広範囲に実施され、また米国が機能試験を中心としているのに対し、日本では分解点検を重視している。このようなメンテナンスの差が、機器の信頼性の差の一因をなすものと思われる。

EDG 故障発生頻度、故障率

出典: J. of the Institute of Nuclear Safety System, 2011, Vol. 18、日米の原子力発電所における非常用ディーゼル発電機不具合の傾向分析

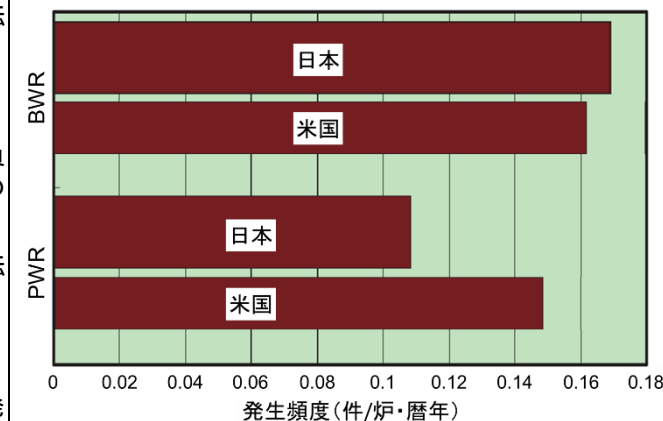


図 日米の EDG 炉型毎の故障発生頻度 (出典の図 5、10 から技術基盤課が作成)

出典: JANSI-CFR-02、故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定、2016年6月

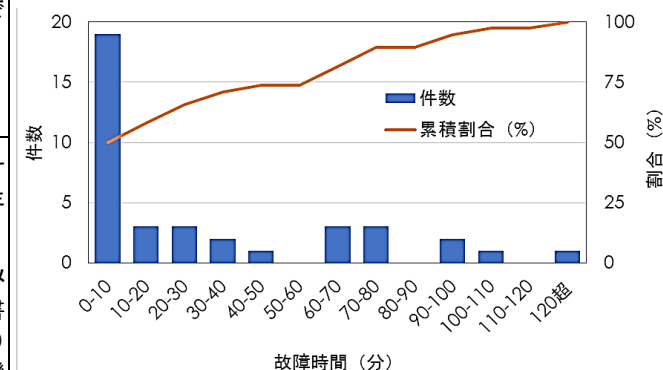
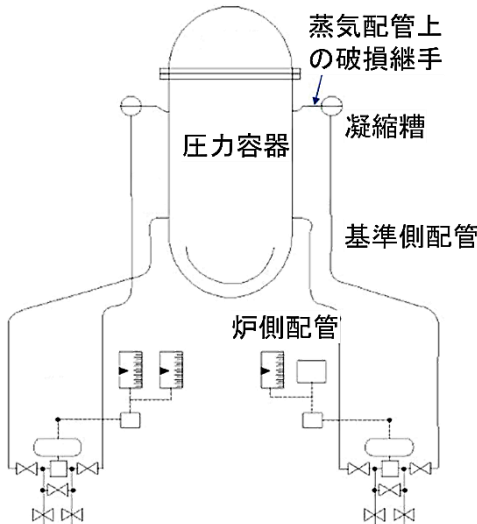




図 国内 EDG 起動失敗事象における故障までの時間 (出典の表 4-2 から技術基盤課が作成)

考察: 日本の EDG 故障率は、米国と同等か低い。EDG 故障は、約 75%が 60 分以内で、50%以上が 10 分以内に発生している。

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	
IRS8832		2019-03-28、米国のブランズウィック-1号機(BWR、938 MWe、定格出力中)において、狭帯域原子炉水位計異常高、ドライウェル(DW)圧力及びDW床ドレン漏れが増加し始めたので、手順に沿ってDWベントを行い原子炉停止させた。停止後操作で、炉圧を制御するために手動で主蒸気隔離弁(MSIV)を閉じた後、外側MSIV開ける途上、内側MSIV閉状態時に格納容器隔離系(PCIS)が作動し、外側MSIVが閉止。その後、原子炉水位低により原子炉保護系(RPS)が作動。制御棒は全挿入されている。原子炉停止中の漏れ箇所不特定の原子炉冷却系(RCS)漏れ量は15分以上10 gpmを超え、当該発電所規定の異常事象が宣言された。	2020-01-09	事務局	2次へ	—	<p>本件は、BWRプラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている1インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980年代)は、当該継手の水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏れ量のトレンドからは前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p>	
LER 325 /2019-002	安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動	安全評価:原子炉は安全停止され、RCS保有水レベルは問題にならず、格納容器圧力は警告しきい値未満に維持された。DWベントにする放射線放出量は、技術仕様書制限内であった。	補足情報					
NRC IR 325 /2019-040	NRC 検査報告書	<p>事象原因:狭帯域水位計基準側配管の蒸気配管の継手(商品名:Cryofit)が中央部で完全分離(破損)したため。破損原因は水素脆化である。なお、この継手は1インチ以下の配管に使用され、極低温で相変化を起こすニッケル・チタン・鉄(Tinel合金)を主成分とする形状記憶合金製であり、溶接を要しない「冷やしばめ」を可能にする。</p> <p>根本原因:高濃度の水素を含む高温水蒸気条件でTinel合金を選択することが不適切。しかし、Tinel合金の水素脆化脆弱性は、水位計ラインに本継手を選択した当時(1980年代)は認識されていなかった。</p> <p>なお、1991-12にシーブルック発電所において加圧器気相部サンプリングラインのCryofit継手の破断が起こり、IN 91-87「Raychem製Cryofit継手の水素脆化」が報告されている。</p>	 <p>図 原子炉水位計基準側配管と破損継手の位置 https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A149.pdf</p>					
NEI 99-02 FAQ 19-02	ブランズウィック原子炉冷却系漏れ	<p>修正措置:①破損したCryofit継手を溶接継手に交換。当該発電所の1、2号機で用いられている継手を評価し、原子炉蒸気に長年晒され水素脆化の感受性が高まっているものは溶接継手に交換された。②Cryofit継手の使用を、高温及び高濃度水素に晒されない場所に制限するように配管仕様書を改訂する。③Cryofit継手の水素脆化を経年劣化管理プログラムに追加する。</p>	 <p>図 破損した1インチ継手 https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A149.pdf</p>					
		また、自動PCIS及びRPS作動に対処するため、MSIVの再開放に関連する要領の改善検討を開始する。						

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 2019-29	大間原子力建設所における火災発生について 更新日: 2020-04-03 NUCIA 通番: 13084M ユニット: 大間発電所 発生日: 2020-02-03 登録区分:最終	2020-02-03、大間原子力建設所構内、化学消防車が格納されている車庫において火災が発生した。人的被害なし。国及び関係自治体へ連絡済み。 火災発生原因(推定):化学消防車の水タンクの水抜き状態で、凍結防止ヒーターの電源を投入したため。 管理面の原因:①化学消防車受入時に機器装置部分や車両部分の取扱説明書及び図面は受領していたが、凍結防止ヒーターの取扱説明書、使用上の注意事項及び図面は含まれていなかった。②凍結防止ヒーターを含めた維持管理の手順(点検計画、操作手順)の作成が完了していなかった。③凍結防止ヒーターの構造、仕組み(水タンクヒーターとテープヒーターの両方を加温すること等)及び使用上の注意事項(水タンクの水抜き状態での凍結防止ヒーター使用禁止等)を認識できていない状況で凍結防止ヒーターの電源を入れた。 再発防止対策:①製品の納入に当たっては、取扱いに必要な取扱説明書や図書類が提出されていることの確認、使用上の注意事項等の確認を徹底する。②納入後は、維持管理の手順(点検計画、操作手順)を定め遵守する。③火災の危険性のある類似の設備を洗い出し、再点検を実施する。 また、今回の火災を踏まえ、火災リスクを含む原子力安全に対する意識向上に努める。	2020-04-03	事務局	②	—	本件は、建設中の原子力発電所の消防車車庫において、化学消防車両の火災が発生した事例である。火災発生の推定原因は、水タンクの凍結防止ヒーターの誤使用。根本原因は、ヒーターの取扱説明書がないことと、運転管理手順も作成していなかったこと。事業者による消防車の維持管理に課題があることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。 ただし、消防車をはじめモバイル型設備の不良報告が散見されるので実態調査を検討する。
			補足情報				
							
			<p>図 鎮火後の写真</p> <p>https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/news200203-2.pdf</p>				
			<p>①ヒーターに通電(水タンクの壁面に設置) (2019年12月26日 ヒーター投入)</p> <p>-水タンク内は水抜きされた状態-</p> <p>サーモスタット (水温15°CでOFF)</p> <p>水タンクヒーター (寒冷地仕様装備)</p> <p>水タンク(ポリプロピレン (PP) 製)</p>			<p>②水タンクヒーター温度が上昇して固定部が溶け、当該ヒーターがタンクに接触し発火</p> <p>水が入っていなかったため、サーモスタットによる制御が正常に働かなかった</p> <p>水タンクヒーターの温度上昇により固定部が溶融し、変形や脱落が生じた</p> <p>変形</p> <p>水タンクヒーターが水タンク底面または壁面と接触し、PP製タンクが発火</p>	
			<p>図 火災発生の推定メカニズム</p> <p>https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/ohmanews200217-2.pdf</p>				

RIS2016-05 関連情報

デジタル I&C 規制基盤近代化に関する NRC 統合アクションプランの状況

令和 2 年 10 月 29 日

技術基盤課

要旨

RIS2016-05「安全関連システムに組み込まれたデジタル装置」は、第 30 回技術情報検討会（平成 30 年 2 月 21 日）にて、「規制に取り入れるか必要性を判断するために調査を必要とする案件」に分類され、RIS に記載された組み込み型デジタル装置(EDD)を安全系に使用するための規制基盤及び品質保証(QA)プロセス等の改善を目的とした米国原子力規制委員会(NRC)の統合アクションプラン(IAP)の動向を調査することとした。

IAP のビジョンは、「安全性とセキュリティを維持しつつ、実用発電炉におけるデジタル I&C (DIC)の使用を拡大できるように、規制の不確かさを減じた明確な規制基盤をつくること」である。その IAP の成果として、特に EDD に関連する図書(表 1)が発行され、許認可プロセス上の規制の不確かさが減り、米国規制 10CFR50.59「変更、検査及び試験」の基準に合えば、NRC の事前承認なしに、比較的低いリスク/安全重要度の原子力安全関連系に EDD を使用したデジタル改造を行えるようになった。結果として、米国では、安全系機器に商用グレードの EDD を NRC の事前承認を取得することなく適用するプラントが増加している。表 2 にその他の IAP タスク(未完了含む)を示すが、NRC では今後、未完了タスクは通常業務の中で取り扱うこととしている。

表1 EDD に関連する IAP 成果図書

図書名(発行月)	骨子
RIS2002-22 補足 1 「I&C のデジタル更新設計 における NEI ガイダンスの エンドースの明確化」 (2018 年 5 月)	本図書は、RIS2002-22(2002 年 11 月)を明確化するものであり、アナログ機器をデジタル I&C(DIC)に更新する等のデジタル改造によってもたらされる共通要因故障(CCF)を含む故障可能性を評価する際に使用可能な「定性評価」のガイダンスを提供する。なお、本図書は安全関連システム又はコンポーネントのデジタル改造に適用されることを意図しているものの、事業者の裁量により、非安全関連システム等の改造にも適用できる。ただし、原子炉保護システム(RPS)、工学的安全施設作動システム(ESFAS)のデジタル改造等は非対象である。
NEI96-07 付録 D 改訂 1 「デジタル改造に 10CFR50.59 適用するた めの補足ガイダンス」 (2020 年 5 月)	本図書は、NEI96-07 改訂 1 本体(2000 年 11 月)に含まれるガイダンスをデジタル改造に関わる活動に特化して補足する。主目的は、デジタル改造に関わる活動に 10CFR50.59 プロセスをどのように適用させるかについて、共通のフレームワークと共通の理解を全てのステークホルダーに提供すること。本図書は、RIS2002-22 補足 1 に含まれる 10CFR50.59 関連の定性評価のガイダンスを取り込んでいる。

図書名(発行月)	骨子
RG1.182 改訂 2 「10CFR50.59”変更、検査及び試験”導入ガイダンス」(2020年6月)	本図書は、デジタル改造の際の 10CFR50.59 要求適合に関するガイダンスを提供する。特に、いくつかの確認項目があるが、NEI96-07 付録 D 改訂 1 のガイダンスがデジタル改造の際に 10CFR50.59 に適合するアプローチを提供していることを認めるものである。

表 2 その他の主要な IAP タスク(ドラフト段階含む)

図書名(発行月)	骨子
SECY-18-0090 「DIC の潜在的 CCF 対処計画」(2018年9月)	CCF 発生可能性のさらなる検討を不要とするための基準に対する NRC の現状ポジションを評価するもの。
BTP7-19 改訂 8 「DIC システムの潜在的 CCF 評価のためのガイダンス」(ドラフト段階)	潜在的 CCF に関連する D3 解析の評価方法に関するガイダンス (BTP7-19) を改訂する。RIS2002-22 補足 1 に書いてあるように、許認可審査において、設計属性、設計プロセスの品質と運転経験の使用を審査するのを助ける。
NEI17-06 改訂 B 「デジタル装置の CGD に関する IEC61508 を用いた SIL 認定ガイダンス」(ドラフト段階)	NEI は、IEC61508 に基づく第三者認証の仕組みを取り入れた追加ガイダンス (NEI17-06) を策定し、NRC によるエンドースを期待している。
DI&C ISG-06 改訂 2 「許認可プロセス、スタッフガイダンス」(2018年9月)	工場出荷試験や申請補助書類を含む許認可申請書の審査からの教訓を含め、許認可審査の効率と効果を高めるための方策として、DI&C ISG-06 を更新した。この活動のゴールは、提出許認可図書のスコープを減らすことと、デジタル設計の工場出荷試験前の早期許認可を可能にすることである。

国内原子力発電所においても、技術基準にて、「安全設備は、全ての環境条件において、その機能を発揮することができる」ことを求めており、商用グレードの EDD を安全設備に用いる場合は性能認証を要するが、現状、商用グレード EDD を安全設備に適用する機会が少なく、RIS2016-05 に記載された規制基盤に関わる課題は顕在化していない。したがって、米国 IAP 成果を直ちに国内原子力規制に反映させる必要性はないと考えられる。

しかし、近い将来、国内も米国と同様な課題が顕在化する可能性があることから、国内原子力発電所の安全設備に商用グレードの EDD を適用する将来計画の有無ならびに EDD の性能認証における潜在的な課題について、事業者の見解を聴取することが必要である。さらに、米国 IAP タスクの中には実質終了していないものもあるので、米国動向を継続して注視することは、デジタル機器に関する国内規制技術や規制基盤の将来構想に役立つと考えられる。

1. はじめに

RIS2016-05^aによると、米国では、組込み型デジタル装置(EDD)^bを実用発電炉に用いる際には、汎用品グレード格上げ(CGD)プロセスを含む品質保証(QA)プロセス^cにのっとり、ソフトウェア品質管理や共通要因故障(CCF)分析等が必要とされている。しかしながら、EDDを用いたデジタル改造すべてに、前記 QA プロセスを適用することは現実的ではないことから、デジタル機器を安全系に使用するための規制基盤及び QA プロセス等の改善を統合アクションプラン(IAP)^dに含めて検討することとした(2016年)。

規制庁では、第30回技術情報検討会(平成30年2月21日)にて、RIS2016-05を「規制に取り入れるか必要性を判断するために調査を必要とした案件」に分類し、米国のIAP動向をウォッチすることとした^e。

2. IAP の状況

NRC のビジョンは、「安全性とセキュリティを維持しつつ、実用発電炉におけるデジタル I&C (DIC) の使用を拡大できるように、規制の不確かさを減じた明確な規制基盤をつくること」である^f。そのビジョン達成のため、IAP には以下の4つの近代化プラン(MP)があり、NRC と産業界のステークホルダーとのやり取りを通じて更新されている。

MP#1 CCF に対する防護<protection>

MP#2 10CFR50.59^gに準じた DIC の考慮<considering>

MP#3 デジタル機器の CGD

MP#4 I&C 規制基盤の近代化<modernization>

^a RIS2016-05, 安全関連システムに組み込まれたデジタル装置<Embedded Digital Devices in Safety-Related Systems>, April 29, 2016, <https://www.nrc.gov/docs/ML1511/ML15118A015.pdf>.

^b ソフトウェア、ファームウェアの使用を必要とする電子機器が装置に組み込まれているもの。例: デジタル保護リレー、スマート検出器、デジタル電圧計、デジタルタイマリレー。

^c 10CFR50 付録 B, 原子力発電所と燃料再処理施設の品質保証基準<Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants>, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appb.html>.

^d デジタル I&C の規制基盤を近代化するための統合アクションプラン<Integrated Action Plan to Modernize Digital Instrumentation and Controls Regulatory Infrastructure>, Revision 3, January 2019, <https://www.nrc.gov/docs/ML1902/ML19025A312.pdf>.

^e 資料 30-1-2(3) RIS2016-05「安全関連システムに組み込まれたデジタル装置」(案), <https://www.nsr.go.jp/data/000220533.pdf>.

^f SECY-19-0112, NRC の DIC 規制基盤近代化統合戦略年報<Annual Update on The Integrated Strategy to Modernize The U.S. Nuclear Regulatory Commission's Digital Instrumentation and Control Regulatory Infrastructure>, November 4, 2019, <https://www.nrc.gov/docs/ML1926/ML19261B629.html>.

^g 10CFR50.59, 変更、検査及び試験<Changes, tests and experiments> <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0059.html>.

(1) MP#1: CCF に対する防護

この MP には、以下の 4 つのタスクがある。

- #1A CCF の影響分析^hとともに故障発生可能(the likelihood of failures)の定性評価<qualitative assessments>を効果的に使用する NRC ガイドランスの作成、
- #1B さらなる検討<further consideration>を不要とする防御設計手段<defensive design measures>の使用、
- #1C CCF 防御に対する NRC 現状ポジションの評価、
- #1D NRC ポジションのフォローアップ。

MP#1A:完了/RIS2002-22 補足 1ⁱ(2018 年 3 月発行)

米国原子力エネルギー協会 (NEI) が策定した NEI01-01^jは、DIC を使用したプラント改造(デジタル改造と呼ぶ。)の設計/導入/許認可申請のガイドランスであり、NRC スタッフによりエンドースされている^k。これには、10CFR50.59 下で NRC 事前承認なしでのデジタル改造の可否を判断するガイドランスが含まれている。しかし、NRC 検査において、事業者のデジタル改造の評価図書において、不整合や技術根拠の不備が散見されたことから、NRC スタッフは NEI01-01 を明確化する目的で追加のガイドランス(RIS2002-22 補足 1)を作成した。

これは、比較的低いリスク重要度<lower risk-significant>の安全系補助/サポートシステム(例:主制御室冷凍機制御系)をデジタル改造する際に、「設計属性<design attributes>」、「設計プロセスの品質<quality of the design processes>」と「運転実績<operating history>」を評価/図書化することで、CCF 発生可能性を定性評価するためのガイドランスである。なお、このガイドランスは、比較的高いリスク重要度の原子炉保護系(RPS)や工学的安全施設起動系(ESFAS)に関係する潜在的 CCF に対処することは意図していない。それらは、BTP7-19^lと NUREG/CR-

^h CCF を想定した影響分析結果が許容範囲であることを示す対策分析(coping analysis)と既往解析範囲内であることを示す境界分析(bounding analysis)の総称。

ⁱ RIS2002-22, Supplement 1, I&C システムのデジタル更新に関する NEI ガイドランスのエンドースの明確化<Clarification on Endorsement of NEI Guidance in Designing Digital Upgrades in I&C Systems, Revision 1>, May 2018, <https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML18143B633.pdf> .

^j NEI01-01, 10CFR50.59 規則への変更を反映した EPRI TR-102348 の改訂: デジタル更新許認可ガイドランス(A Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10CFR50.59 Rule: Guideline on Licensing Digital Upgrades), EPRI TR-102348 Revision 1, March 2002, <https://www.nrc.gov/docs/ML0208/ML020860169.pdf>.

^k RIS2002-22, EPRI/NEI 合同タスクフォース報告書の使用<Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, "Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI01-01: a Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10CFR50.59 Rule,"> November 2002, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/reg-issues/2002/ri200222.pdf>.

^l BTP7-19, DIC システムの潜在的 CCF 評価のためのガイドランス<Guidance for Evaluation of Potential

6303^mで扱われている。

MP#1B:完了(中止)／NEI16-16ⁿ作成中止

NEI16-16 は、CCF を防止〈preventing〉／制限〈limiting〉／緩和〈mitigating〉する設計対応〈design measures〉を開発プロセス中に組み込むことをベースとして、CCF に対処するためのガイダンスである。NRC スタッフは、具体的な防護設計手段がとられていれば、D3 解析要求を除外〈preclude〉できることを、NEI16-16 が技術的に十分正当化しているかどうか評価する計画であった。しかし、NEI16-16 の作成は中止され、NEI は新たなガイダンス (NEI20-07ドラフト段階^o) を作成し、提出予定である。

MP#1C:完了／SECY-18-0090^p(2018 年 9 月発行)

NRC 現状ポジション^qは、「D3 解析〈Diversity and Defense-in-Depth Analyses〉において、ソフトウェア CCF の発生可能性のさらなる検討を不要とする手段は、十分な多様性を持たせ、完全試験〈complete testability〉が可能なシンプル設計〈simple designs〉を使用すること。」である。しかし、現状のガイダンスは、CCF 発生可能性のさらなる検討を不要とするための影響分析や防御設計手段を使用するための基準が不明確である。そこで、NRC スタッフは現状ポジションを次の 2 項目について評価した。(1)取り扱われるシステムのスコープについて、(2)リスク／安全重要度に基づくグレーデッドアプローチの技術的適用性。

評価結論 (SECY-18-0090) : CCF 防御に関する NRC ポジションの矛盾のない適用のために、NRC スタッフはガイド方針 (下枠参照) を用いて許認可ガイダンスを更新し、明確化する。さらに、MP#4 に示された規制基盤活動において、いかに CCF を取り扱うかについても評価する計画である。

Common Cause Failure in Digital Instrumentation and Control Systems), Revision 8, draft, June 2020, <https://www.nrc.gov/docs/ML1923/ML19231A332.pdf>.

^m NUREG/CR-6303, 原子炉保護系の D3 解析手法〈Method for Performing Diversity and Defense-in-Depth Analyses of Reactor Protection Systems〉, December 1994, <https://www.nrc.gov/docs/ML0717/ML071790509.pdf>.

ⁿ NEI16-16 (Draft 2), デジタル CCF 対処ガイダンス〈Guidance for Addressing Digital Common Cause Failure〉, May 2017, <https://www.nrc.gov/docs/ML1713/ML17135A253.pdf>.

^o NEI20-07, 安全重要度の高い DIC 設備のソフトウェア CCF 対処ガイダンス〈Guidance for Addressing Software CCF in High Safety-Significant Safety-Related Digital System〉

^p SECY-18-0090, DIC の潜在的 CCF 対処計画〈Plan for Addressing Potential Common Cause Failure in Digital Instrumentation and Controls〉, September, 2018, <https://www.nrc.gov/docs/ML1817/ML18179A067.pdf>.

^q SRM-SECY-93-087,改良発展軽水炉(ALWR)設計に関する戦略、技術、許認可課題〈Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs〉, July 1993, <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003708056.pdf>.

ガイド方針(抜粋)

- [1] 事業者は、継続して、DIC のソフトウェアに起因する CCF を評価し対処すべきである。
- [2] RPS と ESFAS の D3 解析を実施して、CCF に対する脆弱性が特定され、適切に対処されていることを示さなくてはならない。
- [3] 解析はシステムの安全重要度に見合っていないと見合っていない。その故障が安全機能に悪影響しないような比較的低い安全重要度の I&C には、そうした解析が不要な場合がある。
- [4] 想定 CCF により安全機能が不能となった場合、多様化手段が機能発揮しなければならない。関連する事象条件下で確実に機能発揮するに十分な品質を持つならば、その多様化機能は、安全系でも非安全系でもよい。許容可能時間内で起動可能ならば、自動または手動起動も多様化起動手段とみなせる。D3 解析によって、CCF がその他の手段で合理的に緩和されることが示されるならば、多様化手段は必要ではない場合がある。
- [5] 潜在的 CCF 対処手段の技術的正当性レベルは、DIC の安全重要度に見合っていないと見合っていない。比較的高い安全重要度のシステムに、多様性やテストビリティに代わる手段を使用するならば、その正当性を示す技術的説明が必要である。

MP#1D: 進行中／BTP7-19 改訂 8 ドラフト(2020 年 8 月発行)

潜在的 CCF に関連する D3 解析の評価方法に関するガイダンス(BTP7-19)を改訂する。このガイダンスは、RIS2002-22 補足 1 に書いてあるように、許認可審査において、設計属性、設計プロセスの品質と運転経験の使用を審査するのを助ける。

(2) MP#2: 10CFR50.59 に準じた DIC の考慮

この活動は、デジタル改造に対して 10CFR50.59 評価を実施するにあたって、NRC ガイダンスが適切に解釈されて産業界の活動に組み込まれていることを、NRC と産業界が相互に確認する目的で行われている。従来の NEI ガイダンス(NEI01-01)では、ソフトウェア CCF に対して定性評価を認めているが、どのように定性評価を展開するかが示されていない。別の NEI ガイダンス(NEI96-07 改訂 1^r、RG1.187 改訂 0^sでエンドース)は、10CFR50.59 の一般的ガイダンスであり、DIC にとっては十分に詳しくない。産業界ステークホルダーから、規制の不確かさゆえに、10CFR50.59 下で DIC 改造を実施するのはためらわれると表明されている。

MP#2A: 完了／RG1.187 改訂 2^t(2020 年 6 月発行)

NRC と産業界とのやり取りの末、NEI96-07 に RIS2002-22 補足 1 を取り込んだ NEI96-07

^r NEI 96-07, Revision 1, 10CFR50.59 導入ガイドライン(Guidelines for 10CFR50.59 Implementation), November 2000, <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003771157.pdf>.

^s RG1.187, Revision 0, 10CFR50.59 導入ガイダンス(Guidance for Implementation of 10CFR50.59, "Changes, Tests, and Experiments,") November 2000, <https://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003759710.pdf>.

^t RG1.187, Revision 2, 10CFR50.59 導入ガイダンス(Guidance for Implementation of 10CFR50.59, "Changes, Tests, and Experiments,") June 2020, <https://www.nrc.gov/docs/ML2012/ML20125A730.pdf>.

付録 D⁴が発行され、RG1.187 改訂 2 によってエンドースされた。

MP#2B:完了／ワークショップ(2018年、2019年)、検査官トレーニング(2019年7月)

ガイダンス(RIS2002-22 補足 1 と NEI96-07 付録 D)を使用／解釈／適用するにあたって、共通の理解をすすめるため、NRC スタッフは、検査官トレーニングを計画、実施した。目的の一つは、検査における 10CFR50.59 ガイドンスの矛盾のない導入である。NRC スタッフは、NEI 主催の RIS2002-22 補足 1 ワークショップに参加し、検査官トレーニングに生かした。

(3) MP#3:デジタル機器の CGD

市場で入手可能な EDD 等のデジタル機器は、原子力施設での使用を目的としておらず、NRC の品質保証基準に適合して、設計、開発、製造されていない。商用グレード品(CGI)を安全系に使用することを評価、許容するために必要となるステップを明確にした産業界のガイダンス(例:EPRI 3002002982 改訂 1^v)が策定され、RG1.164^wでエンドースされている。

この MP では、第三者認証を許容するかどうか判断するために、NEI の追加ガイダンスと産業界合意標準(industry consensus standards)(例:IEC61508^x)の適切性を評価する。もとは原子力仕様ではないが、第三者認証された EDD を利用することにより、許容プロセス(acceptance process)における NRC 負担も事業者許認可リスクも下がると考えられている。

MP#3:進行中／NEI17-06 改訂 Bドラフト(2019年9月発行)

NEI は、第三者認証の仕組みを取り入れた追加ガイダンス(NEI17-06^y)を策定し、NRC によるエンドースを期待している。

(4) MP#4:I&C 規制基盤の近代化

この MP は、2 つのタスクに分かれている。以下に各々の概要と状況を合わせて示す。

⁴ NEI 96-07, Appendix D, デジタル改造への 10CFR50.59 適用ガイダンス補足(Supplemental Guidance for Application of 10CFR50.59 to Digital Modifications), Revision 1, May 2020, <https://www.nrc.gov/docs/ML2013/ML20135H168.pdf>.

^v EPRI3002002982, プラントエンジニアリング:商用グレード品の原子力安全系での使用許容ガイドライン(Plant Engineering: Guideline for the Acceptance of Commercial-Grade Items in Nuclear Safety-Related Applications), Revision 1 to EPRI NP-5652 and TR-102260, September 2014, <https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML18199A161.pdf>.

^w RG-1.164, 商用グレード品の原子力発電所での使用格上げ(Dedication of Commercial-Grade Items for Use in Nuclear Power Plants), June 2017, <https://www.nrc.gov/docs/ML1704/ML17041A206.pdf>

^x IEC61508, 電気・電子・プログラマブル電子安全関連系の機能安全(Functional Safety of Electrical/Electronic/Programmable Electronic Safety-related Systems)。この中で、安全性の目標として、安全度水準(SIL)が定義されている。JIS C0508 が等価。

^y NEI17-06, (Guidance on Using IEC 61508 SIL Certification to Support the Acceptance of Commercial Grade Digital Equipment for Nuclear Safety Related Applications), Revision B, September 2019, <https://www.nrc.gov/docs/ML1927/ML19273A007.pdf>.

MP#4A:完了／DI&C ISG-06 改訂 2²(2018 年 9 月発行)

NRC スタッフは、工場出荷試験や申請補助書類を含む許認可申請書の審査からの教訓を含め、許認可審査の効率と効果を高めるための方策として、DI&C ISG-06 を更新した。この活動のゴールは、提出許認可図書のスコープを減らすことと、デジタル設計の工場出荷試験前の早期許認可を可能にすることである。

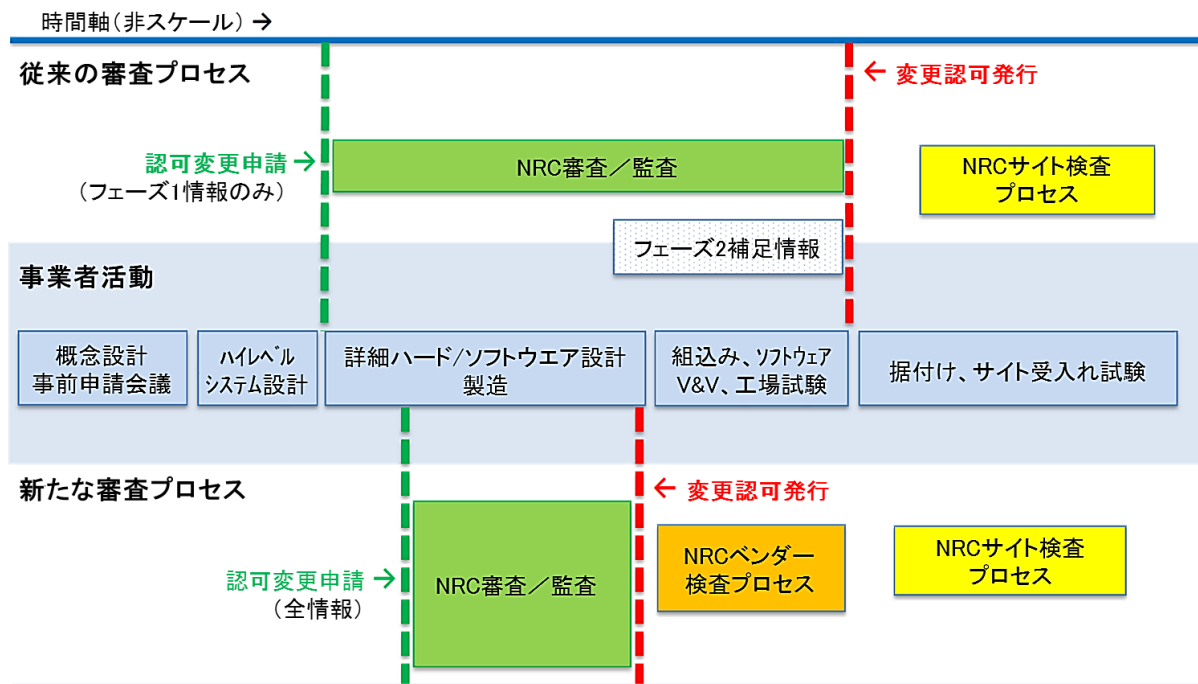


図 ISG-06 改訂 2 に示された新しい NRC 審査プロセスの概念

MP#4B:最終報告書作成中

NRC スタッフは、広範囲に DIC 規制基盤の評価を実施する。その目的は、現在の I&C 規制基盤概要とそれを裏付ける技術根拠をレビュー・評価することと、見落としがないことを確認すること。例えば、過去の審査経験、進行中の許認可審査や調査研究、運転経験からの教訓、他の安全を重視する産業、国際的な観点(IEC 基準)を評価する。そして、長期的に規制基盤を近代化(改善)するため、それらから改善点を特定し優先度をつけ、推奨案を提示する。

3. IAP 年報(SECY-19-0112)の結論

NRC スタッフは、産業界ステークホルダーとともに、DIC の規制基盤を近代化する IAP の策定と遂行に従事してきた。IAP の遂行により、不必要な障害が取り除かれ、規制の不確かさが減じたので、DIC 規制基盤が大きく改善された。結果として、事業者は 10CFR50.59 下でデジタル改造を導入することができ、DI&C ISG-06 に示された新たな NRC 審査プロセスによる認可を求

² DI&C-ISG-06, 許認可プロセス、スタッフガイダンス(Licensing Process, Interim Staff Guidance Revision 2), December 2018, <https://www.nrc.gov/docs/ML1826/ML18269A259.pdf>.

めて、より広範囲なデジタル変更申請を行うことを計画している。こうした許認可活動の状況を踏まえ、NRC スタッフは IAP 年報を今後発行しないこととした。

4. まとめと今後の対応

RIS2016-05 に関連した IAP の遂行により、米国では、許認可プロセス上の規制の不確かさが減り、10CFR50.59 基準に合えば NRC の事前承認なしに、比較的低いリスク／安全重要度の原子力安全関連系に EDD を使用したデジタル改造を行えるようになった。実際に、安全系機器に商用グレードの EDD を適用するプラントが増加している。

一方で、原子力安全系ではない系統にデジタル改造を施す際にも、条件によっては、事業者は RIS2002-22 補足 1 や NEI96-07 付録 D のガイダンスに従った CCF に関わる定性評価を行うこととなった。また、商用グレードの EDD を原子力安全関連系に用いる CGD において、第三者認証を用いたプロセスの検討が行われているが、追加ガイダンス (NEI17-06) は未だドラフト段階で、NRC によるエンドースは行われていない。

国内原子力発電所においても、技術基準にて、「安全設備は、全ての環境条件において、その機能を発揮することができる」ことを求めており、商用グレードの EDD を安全設備に用いる場合は性能認証を要するが、現状、商用グレード EDD を安全設備に適用する機会が少なく、RIS2016-05 に記載された規制基盤に関わる課題は顕在化していない。したがって、米国 IAP 成果を直ちに国内原子力規制に反映させる必要性はないと考えられる。

しかし、近い将来、国内も米国と同様な課題が顕在化する可能性があることから、国内原子力発電所の安全設備に商用グレードの EDD を適用する将来計画の有無ならびに EDD の性能認証における潜在的な課題について、事業者の見解を聴取することが必要と考えられる。さらに、米国 IAP タスクの中には実質終了していないものもあるので、米国動向を継続して注視することは、デジタル機器に関する国内規制技術や規制基盤の将来構想に役立つと考えられる。

添付資料

- ① RIS2002-22 補足 1 抜粋「I&C のデジタル更新設計における NEI ガイダンスのエンドースの明確化」
- ② RG1.182 改訂 2 抜粋「10CFR50.59”変更、検査及び試験”導入ガイダンス」
- ③ NEI96-07 付録 D 改訂 1「デジタル改造に 10CFR50.59 適用するための補足ガイダンス」

RIS2002-22 補足 1 抜粋

「I&C のデジタル更新設計における NEI ガイドンスのエンドースの明確化」

令和 2 年 10 月 29 日

技術基盤課

意図

RIS2002-22 補足 1^aは、RIS2002-22^bを明確化するものであり、NEI01-01^cを引き続きエンドースする。具体的には、NEI01-01 の § 4 と 5、付録 A と B にあるガイドンスを NRC スタッフがエンドースしていることを明確にし、共通要因故障 (CCF) の可能性 (likelihood) を含む、デジタル改造 (digital modification) の故障可能性 (the likelihood of failure) を評価する際に使用可能な「定性評価 (qualitative assessments)」の方法と図書化のガイドンスを提供するものである。事業者 (licensees) は、これらの定性評価を使用して、デジタル I&C (DIC) 改造による故障発生可能性は十分に低い (sufficiently low) とする結論を裏付けることが可能である。なお、この結論と根拠 (reasons) は、図書化されなければならない。

RIS2002-22 と整合して、本補足 1 は、安全関連 (safety-related) システム又はコンポーネントのデジタル更新に適用されることを意図しているものの、事業者の裁量により、非安全関連 (non-safety related) システム又はコンポーネントの改造にも適用できる。ただし、本補足 1 は、原子炉保護システム (RPS)、工学的安全施設作動システム (ESFAS) の DIC 更新、又はこれらのシステムの内部ロジック部分 (例: 多数決ロジック、バイステーブル入力、信号調整・処理等) の改造／更新については、追加の考慮事項があるため、対象としない。

背景情報

2002 年 11 月、NRC スタッフは RIS2002-22 を発行して、原子力発電所の I&C システムのデジタル更新の設計及び使用のガイドンスとして NEI01-01 を使用することをエンドースした。その後、運転認可されている事業者は、そのガイドンスと RG1.187 改訂 0 (2000 年 11 月発行) とを併せて、デジタル設計改造の裏付けのために使用してきた。しかし、NEI01-01 のガイドンスを使用して事業者が作成した DIC プラント改造に関する図書に対する NRC 検査で、事業者の工

^a RIS2002-22, Supplement 1, Clarification on Endorsement of NEI Guidance in Designing Digital Upgrades in I&C Systems, Revision 1, May 31, 2018

^b RIS2002-22, Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, 'Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI01-01: A Revision of EPRI TR-102348 To Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule.

^c NEI 01-01, A Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule: Guideline on Licensing Digital Upgrades, EPRI TR-102348 Revision 1, March 2002,

学的評価(engineering evaluations)のやり方において不整合が指摘され、10CFR50.59 基準の評価についても課題が特定された。「工学的評価」とは、DIC 改造を設計する際の10CFR50.59 以外の評価(例:NRC が承認した事業者の品質保証プログラム(QAP)に基づいて実施する評価)である。本補足1は、事業者が「工学的評価」と「定性評価」を実施し、図書化するためのガイダンスを明確化している。

2016年10月のNRCスタッフ要件メモ SECY-16-0070^aを受け、NRCスタッフは、I&C規制インフラを近代化するための取り組みの一環として、10CFR50.59 を適用するためのガイダンスを改善するため、公衆、NEI、産業界の代表と協議を開始した。その統合行動計画(IAP)で、DIC改造がもたらす故障発生可能性が十分に低いという結論を裏付ける定性評価図書作成のための具体的なガイダンス(本補足1)を近く発行することが述べられている。

実用発電炉以外の事業者への適用可能性

本補足1で示された事例と具体的な説明、及び参照されたガイダンス(NEN01-01、RIS2002-22)は、主として実用発電炉に焦点を当てているが、他の事業者もまた、RIS2002-22と本補足1のガイダンスを適用して、10CFR50.59 基準に対する評価を行うことは可能である。しかし、ガイダンスの一部では、これらの事業者に適用されない規制要件を論じていることに留意すること。

概要

一般に、DIC技術の導入(implementation)により、総合信頼性(dependability)と安全性が提供される。特に、デジタル技術は、プラントの内部システム(internal systems operation)の運転健全性(integrity)とその可用性(availability)に関する連続診断情報(continuous diagnostic information)を提供する。しかし、DIC技術の導入により、ソフトウェア CCF や相互接続性(interconnectivity)がもたらす故障など、潜在的なハザードをもたらす可能性はある。しかし、ソフトウェア CCF などのいくつかのハザードは、定性評価によって対処できる可能性がある。

定性評価は、DIC改造(DIC modification)によって、事故発生頻度(the frequency of occurrence of accidents)^b又は機能不良発生可能性(the likelihood of occurrence of malfunctions)^cが有意に増加しない(more than a minimal increase)という結論(conclusion)を裏付けるのに使用可能である。定性評価はまた、DIC改造は、更新最終安全解析書(UFSAR)

^a SECY-16-0070, INTEGRATED STRATEGY TO MODERNIZE THE NUCLEAR REGULATORY COMMISSION'S DIGITAL INSTRUMENTATION AND CONTROL REGULATORY INFRASTRUCTURE, October 25, 2016

^b 10CFR50.59(c)(2)(i)

^c 10CFR50.59(c)(2)(ii)

において従前に評価されたものとは異なるタイプの事故<an accident of a different type>^a又は異なる結果をもたらす機能不良<malfunction with a different result>^bの発生可能性<the possibility>をもたらさないという結論を裏付けるのにも使用可能である。これらの結論は、DIC改造が、十分に低い故障可能性<a sufficiently low likelihood of failure>を持つ場合に満足されるものである。

デジタル変更による故障発生可能性が十分に低いとする判断の根拠は、次に示す定性評価のファクタから得られる。すなわち、設計属性<design attributes>、用いられた設計プロセスの品質<the quality of the design processes used>及び、ソフトウェアとハードウェアが統合されたもの<the integrated software and hardware>の運転経験<operating experience>の評価。事業者は、こうしたファクタや判断論理根拠<rationale>を図書化するために定性評価を使用することができる。その際、これらのファクタの情報を集約すること。本補足 1 の添付は、相互接続性のハザードに対処するためのアプローチを含む定性評価と工学的評価の方法と図書化の枠組みを示している。

^a 10CFR50.59(c)(2)(v)

^b 10CFR50.59(c)(2)(vi)

RIS2002-22 補足 1 添付「定性評価と故障解析」

1. 目的

- RIS2002-22^a(2002年11月)は、NEI01-01^b(2002年3月)をエンドース(endorse)する。NEI01-01^cは、デジタル更新(upgrade)の導入と認可に関するガイダンスであり、デジタル計装制御系(DIC)の総合信頼性(dependability)を定性評価(qualitative assessment)するためのガイダンスでもある。
- NEI96-07 改訂 1^d(2000年11月)は、10CFR50.59 基準^eに対して、定性評価が可能であることを認めている。本添付は、DIC 改造(modification)に対する適正な定性評価を行う方法を明確に示す補足ガイダンスである。RIS2002-22 と NEI01-01 に従えば、事業者(licensees)は、「第三者による検証が十分可能なほど詳細に」定性評価を図書化(document)できる。
- NEI01-01 は、「定性評価」と「総合信頼性評価」を同義で使っている。本補足 1 では、10CFR50.59 評価と関連付けて、「定性評価」と「十分に低い(sufficiently low)」という言葉を使っている。「総合信頼性評価」は、工学的評価(engineering evaluation)の観点からのみ使用する。なお、工学的評価は、DIC 改造を展開する際に、NRC が承認(approve)した事業者の品質保証プログラム(QAP)に従って実施されるものである。
- もし、定性評価により潜在的故障(potential failure)(ソフトウェア CCF など)の頻度が十分に低いことが示されたら、故障の影響(effect)を 10CFR50.59 評価する必要はない。

2. 規制明確化－10CFR50.59 に対する定性評価の適用

- 設備^fの変更(change)を行うと決めた際は、事業者はプラント手順に従って工学的、技術的評価を実施する。それらの評価で許容されれば、事業者は 10CFR50.59 プロセスに入る。10CFR50.59 は、規制審査要否のしきい値(threshold)を与える。すなわち、NRC の事前承認なし(without prior NRC approval)で事業者が施設もしくは手順に変更を加えられる、もしくは、検査や試験を実施できる条件を与えている。

^a RIS2002-22, Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, 'Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI01-01: A Revision of EPRI TR-102348 To Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule.

^b Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, 'Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI 01-01: A Revision of EPRI TR-102348 To Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule

^c NEI 01-01, A Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule: Guideline on Licensing Digital Upgrades, EPRI TR-102348 Revision 1, March 2002.

^d NEI96-07, Revision 1, Guidelines for 10 CFR 50.59 Implementation.

^e 10CFR50.59, Changes, tests, and experiments, (c)(2) (i)-(viii)

^f 更新最終安全解析書(UFSAR)に記載された設備。

- こうした工学的、技術的評価は、変更のすべての要素<element>について実施しなければならない。ある要素は、構造、システム、コンポーネント(SSC)故障頻度について正あるいは負の効果を与えるかもしれない。それらの要素が相互依存するならば、正負の効果を一緒に考慮し、相互依存しないなら、独立評価しなければならない。

2.1. 定性評価

- 適切に図書化された定性評価は、UFSAR で用いられた解析仮定のもとで DIC 改造は十分に低い故障頻度を持つと結論付ける助けとなる。
- 「DIC 改造が十分に低い故障頻度を持つ」ことは、次の 3 つのファクタ<factor>の定性評価から得られる: ①設計属性<design attribute>、②適用した設計プロセスの品質<quality of the design process>、③ソフトウェアとハードウェアを統合した運転経験<operating experience>(製品成熟度、供用経験)。定性評価図書には、DIC 改造が十分に低い故障頻度をもつことを判断するためのファクタ、論理根拠<rationale>、理由<reasoning>(工学的判断含む)を含める。
- 故障頻度の判断には、上記のファクタ全てを検討するほうがよい。あるファクタは、他の領域の弱点を補う可能性もある。例えば、シンプルで高度に検査可能<testable>なデジタル機器は、運転経験の不足を補える。

「十分に低い」という結果

- 定性評価の一つのアプローチは、概念<concept>の採用、すなわち、(1)故障頻度が十分に低い、(2)故障頻度が十分に低くない、の二者択一とすること。NEI01-01 の § 4.3.6 は、「十分に低いとは、UFSAR で検討されている故障頻度(単一故障など)よりずっと低く、UFSAR では言及されていない他の CCF(設計欠陥、保守ミス、校正ミスなど)の頻度に匹敵する」と言っている。この「十分に低い」のしきい値は、想定可能／不能<credible/not credible>事象を区別するしきい値とは別物である。想定可能／不能しきい値は、UFSAR で仮定している機能不良<malfunction>と同頻度<as likely as>かどうかである。
- もし、定性評価が潜在的故障(ソフトウェア CCF など)の頻度は十分に低いと判定したら、故障の影響を検討するための 10CFR50.59 評価は必要ではない。

2.2. 10CFR50.59 基準 i, ii, v, vi の頻度のしきい値

- デジタル改造、特にソフトウェア改造の場合は、故障頻度は潜在的に上昇する可能性が

ある。多重化 SSC では、故障頻度の潜在的な上昇は、CCF 発生頻度の上昇をもたらす可能性がある。

- NRC は、「十分に低い」しきい値の議論の中で、NEI96-07 改訂 1 や NEI01-01 から得た基準を使ってきた。NRC は、10CFR50.59 を明確化する意図で、こうした議論をおこなっており、事業者は、これらの議論を NRC の新たな見解や見解の変更とはみなしてはならない。

基準

- 以下に示すように、「十分に低い」ことを示す定性評価結果があるならば、10CFR50.59(c)(2)の基準(i), (ii), (v), (vi)によって NRC 事前承認は要求されない。

基準 i「事故頻度」

- 事故発生頻度<frequency>に関して、最小限以上の増加をもたらすか。

「十分に低い」しきい値: 事故の発生頻度は、事故の起因となる機器の故障発生可能性<likelihood>に直接関連する(例: SG の伝熱管不良発生可能性の増加は、SG 伝熱管破断事故の発生可能性の増加と関連する)。もし、定性評価の結果が「十分に低い」ならば、UFSAR で従前に評価された事故発生頻度の増加は最低限未満であることになる。

基準 ii「機能不良頻度」

- 安全上重要^aな SSC の機能不良発生可能性に関して、最小限以上の増加をもたらすか。

「十分に低い」しきい値: 安全上重要な SSC の機能不良発生可能性は、意図した設計機能^b<design function>を発揮する SSC の故障を引き起こす機器の故障発生可能性に直接関連する(例: 補助給水(AFW)ポンプの故障可能性の増加は、AFW ポンプと AFW 系統の SSC の機能不良発生可能性の増加を伴う)。もし、定性評価の結果が「十分に低い」ならば、UFSAR で従前に評価された安全上重要な SSC の機能不良発生可能性の増加は最低限未満であることになる。

^a NEI96-07 改訂 1 § 3.9 によると、安全上重要な SSC の機能不良とは、「UFSAR に記載されている意図した設計機能<design function>を発揮する SSC の故障」とされている。Appendix B による「安全関連」の分類とは異なる。

^b NEI96-07 改訂 1 によると、UFSAR に記載された設計基準機能<design bases function>及び設計基準機能を助けるもしくは設計基準機能に影響を与える UFSAR に記載されたその他の SSC の機能。

基準 v「異なるタイプの事故」

- UFSAR で従前に評価されたものと異なるタイプの事故が発生する可能性があるか。

「十分に低い」しきい値: NEI96-07 改訂 1 § 4.3.5 によると、「異なるタイプの事故とは、UFSAR において従前に評価された事故と同程度の起こりやすさを持つ事故に限定される」。異なるタイプの事故は、その事故の起因となる機器の故障によって発生する。もし、変更による故障頻度が「十分に低い」と定性評価されるならば、変更によって、異なるタイプの事故を引き起こす可能性のある故障の発生可能性も同等(十分に低い)となる。もし、潜在的故障(ソフトウェア CCF など)の発生可能性が十分低くないと定性評価されるならば、故障の影響について 10CFR50.59 評価が必要となる。

基準 vi「異なる結果をもたらす機能不良」

- UFSAR で従前に評価されたものと異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性があるか。

「十分に低い」しきい値: NEI96-07 改訂 1 § 4.3.6 によると、「異なる結果をもたらす機能不良とは、UFSAR にある機能不良と同程度の起こりやすさを持つものに限定される」。安全上重要な SSC の機能不良とは、意図した設計機能を発揮する SSC の故障を引き起こす機器故障のことである。もし、変更による故障発生可能性が「十分に低い」と定性評価されるならば、変更は、UFSAR に書いてある故障と同等の頻度で起こる故障をもたらさないことになる。もし、潜在的故障(ソフトウェア CCF など)の発生可能性が十分低くないと定性評価されるならば、UFSAR と整合した手法を使って、故障の影響について 10CFR50.59 評価が必要となる。

- なお、潜在的なソフトウェア CCF の影響が、UFSAR で従前に評価されたものと異なる結果をもたらさない場合もある。

3. 定性評価

- 以下に、適切な定性評価図書を使うことで、NRC 事前承認なしで導入可能な DIC 変更の例を示す。
 - アナログリレー(タイマー含む)をデジタルリレーに置き換え
 - 安全関連補助系統(冷凍機、HVAC、潤滑油冷却器など)のアナログ制御器の置き換え

- 非常用ディーゼル発電機(EDG)補助系統や補機系統(電圧制御)のアナログ制御器の置き換え
 - 組込み型デジタル機器(EDD)を使用する回路遮断器の据え付け
 - アナログレコーダーや指示器をデジタル機器に置き換え
 - 非安全系制御系統のデジタル更新
- チャンネル・系統・区分間での相互接続性がなく、UFSAR に記載された設計機能における多重性・多様性・分離・独立性が低下しないならば、変更の評価はむずかしくない。しかし、デジタル変更が、①異なる系統間のネットワークや設計機能の合体、②チャンネル・系統・区分間での相互接続性または、③リソースの共有をもたらす場合は、UFSAR に記載された設計機能における多重性・多様性・分離・独立性を減じることがないよう設計属性が適切に取り入れられていることを、注意深くレビューする必要がある。
 - デジタル改造内で異なる設計機能を合体するとは、同じデジタル機器内で直接、異なる系統の設計機能を合体するか、間接的に共有リソースを通じて合体するかである。共有リソースには、双方向デジタル通信／ネットワーク、共通制御器、電源もしくは多機能表示・制御ステーションが含まれる。デジタル改造で導入された共有リソースは、UFSAR に記載された設計機能における多重性・多様性・分離・独立性を減じることになる。

3.1. 定性評価要素

- ここでは、NEI01-01 と整合させて、3 ファクタ:(1)設計属性、(2)設計プロセスの品質、(3)運転経験について説明する。これらのファクタを個別に、また、全体として定性評価し、図書化することによって、事業者は、「第三者による検証が十分可能なほど詳細に」定性評価を図書化できる。なお、設計属性と設計プロセスの品質は相互関連する(つまり、設計プロセスの品質は、設計属性の適切な導入を保証する)。だから、これら2つの要素は定性評価に必須である。このガイダンスは、安全関連系統やコンポーネントの改造に適用されるが、事業者の裁量で、非安全関連系統やコンポーネントの改造にも適用可能である。
- 表1には、設計属性、設計プロセスの品質と運転経験の例が示されている。このリストが全てではないし、各項目に定性評価が必要というわけではない。

3.1.1. 設計属性

- NEI01-01 § 5.3.1 は、「デジタルシステムが十分に総合信頼でき<dependable>、故障発

生可能性が十分に低いと判定するためには、評価しなければならない重要な特性がある。(中略)こうした特性とは、高い総合信頼性に寄与するハードウェアとソフトウェアの機能仕様<design feature>を含む。機能仕様の例は、組込み式の不良検知・故障管理スキーム、内部多重性・内部診断、故障影響を最小化し問題診断を容易にするよう設計されたソフトウェアとハードウェア・アーキテクチャの使用である。」と言っている。

- 変更の設計属性によって、故障の発生を防いだり限定したりできる。設計属性は、主には、不良検知・故障管理スキーム、内部多重性、統合ソフトウェア・ハードウェア・アーキテクチャの診断といった組込み式機能仕様に重点を置いている。しかし、改造の外側にある機能仕様(弁の機械式閉止機能、ポンプ速度制限器など)も考慮すべき場合がある。
- 多くの系統設計属性、系統設計手順、系統設計実務(practices)が、CCF等の故障発生可能性の低減に寄与する。事業者は、変更内の想定故障モード(CCFなど)を通して、脆弱性評価し、脆弱性に対処する設計属性を適用することによって、故障発生可能性が低いことを説明できる。故障発生可能性の適切な定性評価により、変更がもたらすかもしれない潜在的故障が示され、その潜在的故障を解消するための設計属性が特定される。
- 多様性は、デジタル技術を使って改造されたSSCにおいて、潜在的CCFによって設計機能が喪失することを防ぐ設計属性の一例である。なお、プラントの設計ベースがすでに設計の一部として多様性を記述している場合もある。とにかく、多様性は、設計機能に影響する故障発生を減少させる強力な手段である。

3.1.2. 設計プロセスの品質

- NEI01-01 § 5.3.3 は、「デジタル機器では、品質と総合信頼性の前提条件は、「プロジェクト管理、ソフトウェア設計、開発、実装、検証(validation)、妥当性確認(verification)、ソフトウェア安全解析、変更管理と構成管理」のための明確なプロセスと経験豊富なソフトウェア工学専門家の組み合わせである。」と言っている。
- こうしたプロセスには、ソフトウェア開発、ハードウェアとソフトウェアの統合プロセス、系統設計、開発に組み込まれた妥当性検証と試験プロセスが含まれる。安全関連のデジタル機器向けの開発プロセスは図書化され、定性評価の参考情報として使用可能である。しかし、商用品格上げ(CGD)製品や非安全関連デジタル機器においては、開発プロセ

スの図書化は一般的ではない。こうした場合、定性評価は設計属性とそうした機器の運転経験(成功例)に重きを置く場合もある。

- 設計プロセスの品質は、改造の総合信頼性を判断するための重要項目である。適用可能な産業合意標準(applicable industry consensus standards)を使用すれば、設計プロセスの品質に寄与するし、従前に許容されたアプローチの使用となる。標準の例：IEEE 1074-2006^a。
- 品質標準は、QAP や品質保証手順と混同してはならない。品質標準は、設計において達成される基準(benchmarks)を記したものである。品質標準は、合意に基づき作成され、公認の標準策定機関によって認証されなければならない。例えば、IEEE。品質標準は、必ずしも NRC スタッフによってエンドースされたものである必要はない。定性評価図書には、適用される標準が使用される環境下で有効であることを示さなければならない。
- 非安全関連の SSC に対しては、一般に許容されている商用標準に合致していることで十分な場合がある。定性評価には、機器開発に使用されたこうした一般に許容されている商用標準のリストを載せること。もし、NRC がエンドースした産業標準が、設計プロセスもしくは製造プロセス、または、その両方に適用されている場合は、これらの標準を定性評価図書に含め、品質の証拠として使うこともできる。

3.1.3. 運転経験

- NEI01-01 § 5.3.1 は、「豊富で適用可能な運転経緯は、十分な総合信頼性を証明する上での不確かさを減少させる。」と言っている。
- 関連する運転経験は、改造に用いられたデジタル機器が十分な総合信頼性を持つことを評価したり、示したりする助けとなる。改造されたシステムやコンポーネントが、原子力発電所で、もしくは、非原子力適用ではあるが匹敵する性能基準と運転環境下で使用された豊富な経験があることを示す情報を図書化してもよい。そうした機器の供給者が、不断のプロセス改善や教訓の組み込みといった品質プロセスを取り入れ、十分な機器総合信頼性を示す方法を図書化していることを追加してもよい。
- 改造 DIC と運転経験で担保された DIC の間に差異が存在する場合がある。そういう場合でも、リファレンス機器のアーキテクチャとソフトウェアは、変更機器のそれとほとんど

^a IEEE std. 1074-2006, IEEE Standard for Developing a Software Project Life Cycle Process
これは、RG1.173“Developing Software Life Cycle Processes for Digital Computer Software Used in Safety Systems of Nuclear Power Plant” でエンドースされている。

同等でなくてはならない。

- さらに、リファレンス機器の設計条件と機器の運転モードも、改造 DIC のそれとほとんど同等でなくてはならない。解析者は、運転条件(環境雰囲気、連続負荷など)を理解していないといけない。他の施設での運転経験を担保とする場合は、運転経験が担保されているのは、どの設計機能仕様であるかを理解しておく必要がある。関連する運転経験として参考にされる設計において、潜在的な CCF を防止し、制限するのに寄与する設計機能仕様は、図書化され、改造にも取り入れるべきである。そうすることで、改造設計の総合信頼性が、リファレンスと同等であると判断する助けとなる。

表 1 定性評価ファクタの例

ファクタ	例
設計属性	<ul style="list-style-type: none"> • 深層防護、多様性、独立性、多重性(該当する場合) • 統合ソフトウェア・ハードウェアもしくはアーキテクチャ/ネットワークの固有の設計特性(例:独立したソフトウェアを動かすウォッチドッグ、隔離機器、分散ネットワークのセグメンテーション、自己検査、自己診断機構) • ノンコンカレント・トリガー(非同時並行トリガー) • 十分にシンプル(NEI01-01 § 5.3.1) • 試験性(例:試験可能) • 故障解析で特定された故障の解消法
設計プロセスの品質	<p><u>安全関連機器</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 適用可能産業界コンセンサス標準 • その他の標準 • Appendix B 供給者の利用(Appendix B 供給者を用いていない場合は、どの品質プログラムが適用されているか分析要) • EPRI TR-106439 にしたがった CGD プロセスの利用 • IEEE Std. 7-4.3.2^aの Annex D と EPRI TR-107330^bの例にしたがった CGD プロセスの利用 • SSC が設計機能を発揮することを担保できる環境条件に対する性能認証図書(例:EMI、RFI、地震) • 広範囲な評価や試験を通じて示されたカスタム・ソフトウェア・コード(アプリケーション・ソフトウェア用)の総合信頼性 <p><u>非安全関連機器</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • 一般に許容された商用標準の遵守 • 交換される機器(オリジナル)と匹敵するもしくは凌駕する設計仕様を示す調達または製造者図書、もしくは両方。 • 設計要求と仕様の検証

^a IEEE Standard Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Generating Stations

^b TR-107330, Generic Requirements Specification for Qualifying a Commercially Available PLC for Safety-Related Applications in Nuclear Power Plants

ファクタ	例
<p style="text-align: center;">運転経験</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 変更と類似の製品、運転環境、負荷サイクル、負荷、かつ同等構成(ラインアップ)における運転経験 ● 現場経験から得られた設計に言及した教訓の経緯 ● DIC 改造に用いられる機器と同等として参照される関連する運転経験: <ul style="list-style-type: none"> ➢ 参照機器とソフトウェア(OS とアプリケーション)のアーキテクチャ ➢ 設計条件と運転モード ➢ 他の適用先で使われた運転経験を持つ高品質商用品 ソフトウェアの場合、限定使用のソフトウェアやカスタム・ソフトウェア、ユーザー変更可能なソフトウェア・アプリケーションは課題が多い ➢ 構成ファイルを作成するために用いるソフトウェア開発ツールの経験

3.2. 定性評価の図書化

- NEI96-07 改訂 1 の § 5.0 と NEI01-01 の付録 B は、NRC がエンドースした 10CFR50.59 評価を図書化するためのガイダンスである。両者とも、図書には、「見識ある専門家が同じ結論を導きだせる」ように、「結論の根拠を十分に示す説明」を含めることを強調している。
- そのためには、検討された項目ならびに、それらの定性評価への影響(個々および全体)を詳細に明確に図書化しないといけない。他の図書を参照する場合は、図書名と情報の場所(セクション、ページなど)を含めなければならない。
- 定性評価ファクタが使われている場合は、表 1 に示された例にならって、肯定否定の両面を考慮しつつ、各ファクタについて考察する(図書の中で)。どのカテゴリがどの程度定性評価の結論に寄与したかも考察する(図書の中で)。

4. 工学的評価:故障解析

- NEI01-01 の § 4.4.2 と 5.1 のとおり、故障解析は、変更<change>が多重性、多様性、分離、独立性を減じたかどうか^aを判断するのに必要な洞察を与える。ソフトウェアによる故障に加えて、デジタル改造の他の影響は新たな機能不良(機能結合、他のシステムとの新たな相互作用、応答時間の変化など)をもたらす場合があることに注意すべきである。設計は、こうした他の影響も対処すべきである。例えば、従前は別々だった機能が単一のデジタル機器に統合された場合、以前は個々の設計機能にのみ影響していた単一故障が、複数の設計機能に影響し得る。潜在的な相互接続ハザードが特定されるような場所では、適切な設計属性の組み込みによって、こうしたハザードに対処すべきである。将

^a いずれも、機能不良発生可能性の最低限以上の増加をもたらすとみなされる。

来のプラント設計変更でも、こうしたハザードに適切に対処できるように、潜在的ハザードの解析と解消法について丁寧に図書化しておくことが重要である。

4.1. 故障解析

- 故障解析を使用して、CCF の潜在的な脆弱性を特定し、設計のさらなる改造の必要性を評価できる。設計機能と設計属性を使用することで、さらなる潜在的故障の検討を除外できる場合もある。内部多様性<internal diversity>やセグメンテーションなどの設計属性や機能を使用する改造は、CCF の可能性を最小にするのに役立つ。同様に、他のシステムによるバックアップ能力は、CCF に対処できる。CCF 脆弱性の源は、多重チャンネルに導入した同一ソフトウェア、共有リソースの使用、または異なる設計機能を果たす相互接続されたシステムにわたる共通のハードウェア/ソフトウェアの使用が含まれる。他の検討項目は、望ましくない挙動は、必ずしも SSC 故障が原因ではなく、誤操作(偽起動、誤った制御など)が原因である可能性があること。したがって、CCF 源を可能な範囲で特定し、設計プロセス中にそれらに対処することが不可欠であり、そうすることが、改造に対する技術根拠をサポートすることにもなる。
- 複数の SSC に影響を与える可能性のある CCF 源を持つデジタル設計は、従前に UFSAR で評価されたものとは異なるタイプの事故または異なる結果をもたらす機能不良を発生させないことが確かであることをレビューする必要がある。これはまさに、CCF の共通の源が、共通のトリガーにさらされるケースである。例えば、改造された SSC と、同一のハードウェアとソフトウェア、電源、またはヒューマンマシンインターフェイスを使用する他の SSC とのインターフェイスは、丁寧にレビューして、潜在的な共通トリガーは既に対処済みであることを確かめる必要がある。
- 事業者の UFSAR が「最適評価」手法を組み込んでいない限り、UFSAR で評価されたものと異なる結果を評価するために、「最適評価」を使用することはできない。
- 故障解析により、ソフトウェア開発および構成ツールを通じて導入された CCF の潜在的な源も明らかになり得る。CCF の潜在的な源として、個々のプログラマブルロジックデバイスまたはユーザー設定が可能なデバイスについて、注意深い検討を要する。

デジタル通信

- SSC の独立性への影響を除外するために、デジタル通信の故障解析に注意を払うべきである。デジタル通信は、新しいタイプの故障モードにつながる相互作用をもたらす可能

性がある。デジタルネットワークもしくはチャンネル間、区分間、異なる系統間の相互接続性をもたらすようなデジタル改造には、設計属性を適切に取り入れて、多重性、多様性、分離、独立性を減じることがないようにしなければならない。IEEE7-4.3.2^aのような産業基準に適合していれば、設計属性が非安全系 SSC の変更も含めて、デジタル通信の改造に伴う潜在的な故障モードに対処していることの説明となる。

設計機能の統合と共有リソース

- 潜在的な故障モードを特定するのがより困難になる新たな相互依存性や相互作用をもたらす可能性があるため、異なる安全系もしくは非安全系の SSC における設計機能の統合は、故障解析で取り扱う必要がある。統合した設計機能もしくは共有リソースの故障は、1) UFSAR で評価された事故もしくは SSC の機能不良に影響する、または、2) 異なる深層防護レベルに関わることが懸念される。
- 分離されたコンポーネント機能の統合は、より総合信頼性が高いシステムパフォーマンスをもたらす。なぜなら、コンポーネント間の結合性が高まり、複雑さが低減するためである。安全関連もしくは非安全関連 DIC 改造において、設計機能の統合もしくは共有リソースの取り入れを事業者が提案しているのならば、事業者は新たな故障可能性に重きを置く必要がある。故障解析や制御システムのセグメンテーション解析は、潜在的課題を特定するのに役立つ。セグメンテーション解析は、とりわけ非安全系の分散型ネットワークの評価に役立つ。

深層防護解析

- 深層防護原理を適用することは、CCF 脆弱性の対処方法となり得る。NEI01-01 では、原子炉保護系や工学的安全施設起動系 (ESFAS) のデジタル交換に限定して、深層防護解析の必要性を述べている。しかし、深層防護解析は、共有リソース、共通のハードウェア・ソフトウェアもしくは設計機能の統合によってもたらされる新たな潜在的な CCF の影響を明らかにするため、いかなるデジタル変更の評価に用いることが可能である。さらに、深層防護解析は、既存の SSC とのインターフェイスへの直接的／間接的影響を明らかにすることも可能である。この種の解析は、変更によりもたらされる CCF 脆弱性の効果が、既存の SSC や手順によって緩和され得ることを示すことも可能である。

^a IEEE 7-4.3.2-2016 - IEEE Standard Criteria for Programmable Digital Devices in Safety Systems of Nuclear Power Generating Stations

4.2. 故障解析による解消法とその図書化

- 事業者は、NRC が承認した QAP にしたがって、DIC 変更に関する図書を作成し維持しなければならない。故障解析図書は、設計に持ち込まれた脆弱性と脆弱性による故障の影響を特定するものである。さらに、NEI01-01 § 5.1.4 に書かれているように、故障解析図書は、特定された故障を解消する設計仕様や手順を特定する。図書の詳細は、安全重要度や改造の複雑さに関連しているべきである。
- 事業者は、故障解析を展開し、図書化する際には、表 2 を使うこともできる。図書には、レビューワが同じ結論にたどり着けるように、故障が除外される、もしくは故障が限定される根拠が適切に示されるべきである。

表 2 例:故障解析による解消法とその図書化

ステップ	記述
<p>ステップ 1 特定</p>	<ul style="list-style-type: none"> 他の SSC との相互接続や共有特性も含めた変更のスコップ、境界を記述する。 変更によって影響を受ける設計機能 (UFSAR に記載されたもの) をリストアップする。 変更された設計がもたらす新しい設計機能 (オリジナルにない) を記述する。 変更された設計によって取り除かれた設計機能を記述する。 変更によって統合される前の設計機能を記述する。 手動制御に移行される自動操作を記述する。 自動制御に移行される手動操作を記述する。 運転モード及びある運転モードから別のモードへの推移を記述する。
<p>ステップ 2 故障モード比較</p>	<ul style="list-style-type: none"> 新たなデジタル機器の故障モードと交換前の機器の故障モードを比較する。 故障モードが異なる場合、UFSAR に記載された設計機能に対する機器故障の影響を記述する。潜在的な故障をもたらしたかもしれない。 <ul style="list-style-type: none"> 特定された潜在的故障モードもしくは望ましくない挙動を記述する。 例:ハードウェア、ソフトウェア、統合機能、共有リソースの使用、ソフトウェアツール、プログラマブル・ロジック機器もしくは共通ハードウェア/ソフトウェアに関係する故障モード 変更されていない他の SSC の CCF と共通のトリガー機構にもさらされ、変更によりもたらされる CCF の潜在的な原因を記述する。 特定された潜在的故障が、どのように解消されるか説明する。(NEI01-01 § 5.1.4 参照)
<p>ステップ 3 機器の総合信頼性と CCF 頻度の決定</p>	<ul style="list-style-type: none"> 表 1 の定性評価ファクタに基づいて、新しいデジタル機器は、少なくとも交換前の機器と同等の信頼性 (reliable) を有するか？

ステップ	記述
ステップ 4 機器の総合信頼性と CCF 頻度の結果評価	<ul style="list-style-type: none"> ● もし、ステップ 3 が YES もしくは、新しいデジタル機器の総合信頼性 (dependability) のレベルが許容可能と判断されるならば、 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 結論の根拠を記述する。 ➢ ステップ 5 に進む。 ● もし、ステップ 3 が NO なら、設計変更を検討するか、既存の設計機能のバックアップ能力に頼る。
ステップ 5 図書化	<ul style="list-style-type: none"> ● 結果と到達した結論をまとめる。UFSAR に記載された設計機能に影響があるならば、変更がもたらす影響を考察する。機器故障モードに関する相違ならびに、UFSAR に記載された設計機能への異なる故障モードの影響について考察する。潜在的 CCF 脆弱性を解消する取り入れた設計属性を記述する。 ● 関係図書の例： <ul style="list-style-type: none"> ➢ 設計に適用する規格・基準 ➢ 機器環境条件 (例：雰囲気温度、電磁波妨害 (EMI)、無線周波妨害 (RFI)、地震) ➢ 使用されている品質設計プロセス (例：NQA-1 のパート II、サブパート 2.7^a) ➢ 汎用品格上げ (CGD) 図書 (例：EPRI TR-106439^bに記載のもの、該当する場合) ➢ 故障モードと影響解析 (該当する場合) ➢ ソフトウェア・ハザード解析 (該当する場合) ➢ クリティカル設計レビュー (例：EPRI TR-1011710^cに記載のもの、該当する場合) ➢ 機器の運転経験の図書
ステップ 6 故障解析結果の 10CFR50.59 評価基準への適用	<ul style="list-style-type: none"> ● 10CFR50.59 評価の質問に対して、工学的結論を適用する。

^a Quality Assurance Requirements for Computer Software for Nuclear Facility Applications

^b TR-106439, Guideline on Evaluation and Acceptance of Commercial Grade Digital Equipment for Nuclear Safety Applications

^c TR-1011710, Handbook for Evaluating Critical Digital Equipment and Systems

RG1.182 改訂 2 抜粋

「10CFR50.59”変更、検査及び試験” 導入ガイダンス」

令和 2 年 10 月 29 日

技術基盤課

1. 解説

改訂理由<Reason for Revision>

RG1.187 改訂 2^aは、デジタル計装制御(DIC)改造<modification>の際の 10CFR50.59^b要求適合に関するガイダンスを提供している。特に、この改訂 2 は、いくつかの確認項目があるが、NEI96-07 付録 D 改訂 1^cのガイダンスが DIC 改造の際に 10CFR50.59 に適合するアプローチを提供していることを認めるものである。

背景

10CFR50.59 に基づき、事業者<licensees>は NRC の変更認可なしで、更新最終安全解析書(UFSAR)に記載された施設<facility>や手順<procedures>を変更<changes>または、UFSAR に記載されていない検査<tests>や試験<experiments>を実施することが許されている。1999 年に 10CFR50.59 が改訂された後、米国原子力エネルギー協会(NEI)は 10CFR50.59 の導入ガイダンス NEI96-07 改訂 1^dを発行した。2000 年 11 月に、NRC は RG1.187 改訂 0 を発行し、NEI96-07 改訂 1(以降 NEI96-07 と呼ぶ。)をエンドースした。

NRC は 2001 年と 2007 年に、10CFR50.59 に影響する 2 つの規則を発布し、2019 年 5 月に RG1.187 改訂 1 を発行し、NEI96-07 改訂 1 の § 4.3.5 にある「異なるタイプの事故」の意味と § 4.3.8 にある「評価手法からの逸脱」の定義を明確化した。同時に、NEI96-07 付録 D 改訂 0 (2019 年 1 月発行)に対して、いくつかの除外と追加を行うことでエンドースする RG1.187 改訂 2 ドラフト(DG-1356)を発行した。2020 年 5 月に、NEI は NEI96-07 付録 D 改訂 1(以降付録 D と呼ぶ。)を発行し、DG-1356 で指摘された除外事項を解消した。

^a RG1.187, Rev. 2, GUIDANCE FOR IMPLEMENTATION OF 10CFR50.59, “CHANGES, TESTS, AND EXPERIMENTS,” June 2020

^b 10CFR50.59: 「PART 50—DOMESTIC LICENSING OF PRODUCTION AND UTILIZATION FACILITIES」のセクション 59「Changes, tests and experiments.」

^c NEI96-07, Appendix D, Supplemental Guidance for Application of 10CFR50.59 to Digital Modifications, Revision 1, May 2020

^d NEI96-07, Rev. 1, GUIDELINES FOR 10CFR50.59 IMPLEMENTATION, November 2000

デジタル改造に関する背景

I&C 設備の改造には、デジタル技術を使用する新しい設備、又は機器の導入、アナログ機器のデジタル技術への更新、あるいは既存デジタル機器の更新が含まれる。NEI は、そうした変更により発生する可能性のある課題に対処するために、2002 年 3 月に NEI96-07 改訂 1 を補足する DIC に特化したガイドラインとして、NEI01-01^eを発行し、NRC は、2002 年 11 月に RIS2002-22^fを発行し、NEI01-01 をエンドースした。

RIS2002-22 の発行を受けて、事業者は NEI01-01 を使用して DIC 更新を実施したところ、NRC 検査において、10CFR50.59 に記載された NRC 認可を要する「変更、検査及び試験」の基準(表 1)の解釈に事業者と NRC の間で相違があることがわかった。

表 1 10CFR50.59 に記載された NRC 認可を要する「変更、検査及び試験」の基準

「変更、検査及び試験」が以下に該当する場合は、それを実施する前に 10CFR50.90 にしたが い、事業者は NRC から変更認可を得なくてはならない。	
i)	UFSAR で従前に評価した事故発生頻度<the frequency of occurrence of an accident> に関して、最小限以上の増加<more than a minimal increase>をもたらす場合
ii)	UFSAR で従前に評価した安全上重要な SSC の機能不良<the likelihood of occurrence of a malfunction>に関して、最小限以上の増加をもたらす場合
iii)	UFSAR で従前に評価した事故の影響<the consequences of an accident>に関して、最 小限以上の増加をもたらす場合
iv)	UFSAR で従前に評価した安全上重要な SSC の機能不良影響<the consequences of a malfunction>に関して、最小限以上の増加をもたらす場合
v)	UFSAR で従前に評価したどれとも異なるタイプの事故<an accident of a different type> をもたらす可能性<possibility>がある場合
vi)	UFSAR で従前に評価したどれとも異なる結果<with a different result>をもたらす安全上 重要な SSC の機能不良が発生する可能性がある場合
vii)	UFSAR に記載された核分裂生成物 (FP) 境界の設計基準限界<a design basis limit>を 超過または、改めるような結果をもたらす場合
viii)	設計基準を構築する際または、安全解析を行う際に用いられた UFSAR に記載された評 価方法からの逸脱<a departure from a method of evaluation>をもたらす場合

^e NEI 01-01, A Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule: Guideline on Licensing Digital Upgrades, EPRI TR-102348 Revision 1, March 2002

^f RIS2002-22, Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, "Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI01-01: a Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule," November 2002

これを受け、NRC は、2018 年 5 月に RIS2002-22 補足 1⁹を発行して、NEI01-01 を継続してエンドースするとともに追加のガイダンスを提供した。特に、RIS2002-22 補足 1 は、共通要因故障 (CCF) 発生可能性を含むデジタル変更の故障可能性を評価する際に使用可能な「定性評価 (qualitative assessments)」の方法と図書化に関するガイダンスを提供している¹⁰。

2. NRC スタッフ規制ガイダンス

(1) NEI96-07

NRC スタッフは、NEI96-07 のガイダンスを、10CFR50.59 要求に適合する 1 手段として使用することを概ねエンドースする。しかし、NEI96-07 に記載の以下の事項を明確化 (clarification) する。

A) § 4.3.8 に記載の評価方法からの逸脱とみなさい変更の例

事業者が認められている評価方法の改訂は、10CFR50.59(a)(2)に書かれている以下のどちらかの場合である：(1)UFSAR に記載の方法の要素に対する変更、(2)UFSAR に記載の方法から他の方法への変更。もし、評価方法の改訂が(2)の場合は、10CFR50.59(a)(2)(i)に示された「解析結果は保守的もしくは本質的に同じである」は、適用されない。

B) § 4.3.5 に記載の異なるタイプの事故について

UFSAR は、広範囲の過渡と事故または起因事象を評価しており、事故はプラントへの影響に基づくタイプで分類されている。タイプによって事故を分類することで、事象同士の比較が可能となり、限界ケース (the limiting cases) かどうかの特定と評価の根拠が得られる。異なるタイプの事故を特定する助けとして、UFSAR 解析は既往機器の想定可能な故障モード (credible failure modes) に基づいていることを考慮すること。さらに、提案されている変更が限界シナリオ (the most limiting scenario) の根拠を変えることになるかどうか特定すること。また、限界ケースでない事故は、UFSAR では議論されていないことにも留意すること。

異なるタイプの事故は新しい事故であり、UFSAR で従前に評価されたものと異なるが、頻度と重要度 (significance) は類似している。こうした異なるタイプの事故では、既存の解析の改訂ではなく、異なる事故解析が必要となる。

⁹ RIS2002-22, Supplement 1, Clarification on Endorsement of NEI Guidance in Designing Digital Upgrades in I&C Systems, Revision 1, May 2018

¹⁰ 本補足 1 は、原子炉保護システム、工学的安全施設作動システム (ESFAS) の DIC への更新、又はこれらのシステムの内部ロジック部分 (例：多数決ロジック、双安定入力、信号調整・処理等) の変更・交換については対象としていない。本補足を適用すると、他にも考慮すべき事項が出てくるためである。

C) 参照図書と事例

NEI96-07 で参照されている図書は、NRC によりエンドースされているとは限らない。NEI96-07 のガイダンスを補足する目的の事例は、すべての事業者に適用できるとは限らない。事業者は、事例に示されたガイダンスを導入する前に、事例が適用されている環境条件を確かめる必要がある。

D) 許認可更新向けの FSAR 補足のガイダンス

NEI96-07 と本 RG のガイダンスは、FSAR に加えられた情報の変更にも適用可能である。

E) 実用発電炉以外の事業者への適用性

実用発電炉以外の事業者も、NEI96-07 のガイダンスを使用することができる。ただし、いくつかの項目は、こうした事業者には完全に適用されない規制要求を扱っていることに留意。

(2) 付録 D

付録 D は、デジタル改造にのみ適用可能であり、NRC は、一般適用可能とはみなしていない。NRC は、付録 D につき、以下の項目を明確化する。

a) NEI01-01 との関係

- 付録 D には、それは NEI01-01 に置き換わるものと述べられているが、NRC は、RIS2002-22 補足 1 に明記されているように、NEI01-01 改訂 1 も引き続き使用可能とみなしている。
- 事業者が、NEI01-01 改訂 1 か付録 D のどちらを使用するか選択可能。ただし、両者から、一部を選択して使用することは付録 D にも書かれていないし、NRC もエンドースしない。

b) NEI96-07 改訂 1 からの変更

i. ヒューマンシステムインターフェイス(HSI)

付録 D には、HSI に対するスクリーニング・ガイダンスも提供している。NEI96-07 では、HSI の変更は、設計機能を働かすもしくは制御する既往の手段を基本的に変えることになることから、自動的にスクリーンインとされている。一方で、NEI01-01 では、HSI の変更は必ずしも設計機能を働かすもしくは制御する既往の手段を基本的に変えることにはならないと述べている。付録 D も NEI01-01 と同様である。NRC スタッフは、付録 D で示されるように HSI への変更をスクリーニングすることに賛成する。

ii. 評価結果としての許容基準<acceptance criteria>の使用

付録 D では、改訂した安全解析が許容基準を満たさない場合は、デジタル変更には、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生可能性があると述べられている。一方、NEI96-07 では、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生可能性を判定する目的での許容基準の使用について言及していない。NEI96-07 では、SSC の故障モードのタイプと結果を特定し、機能不良が事故解析の中で評価されたかどうかに留意することと述べられている。NRC の見解は、「NEI96-07 のガイダンスに加えて、付録 D のガイダンスを用いることができる」である。

c) 十分に低いソフトウェア CCF 頻度

RIS2002-22 補足 1 が、現状唯一の NRC が発行した「ソフトウェア CCF 発生可能性が十分に低い」ことを示すためのガイダンスであり、付録 D と併せて用いることができる。

d) 付録 D の § 4.3.6 ステップ 6「基本過程と許容基準」

ステップ 6 には、「変更により、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生可能性」を判断する上で、下記の 2 段階判定法が示されている。

- ① 基本的仮定が無効となったこと(例: 単一故障仮定が維持されない)により、安全上重要な SSC の機能不良に関わる従前の評価が無効になったかどうか。
- ② 既安全解析が無効になったかどうか(安全解析上の許容基準を満足しなくなったかどうか)。

①に関して、事業者は、既往安全解析結果とデジタル変更にもなう安全解析への影響分析結果を適切に比較しなければならない。そのために、NRC スタッフは以下を明確にする。まず、付録 D には、「基本的仮定」が定義されていない。NRC の理解は、「基本的仮定」とは、設計の適切性<adequacy>を証明する際に機能すると仮定する SSC の設計機能である。それには、安全解析では特に特定されていないが、担保された設計機能が含まれる。§ 4.3.6 では、基本的仮定の例として単一故障仮定が示されているが、他にも、(1)担保されたプラント／原子炉保護系機能が働くこと、(2)担保された工学的安全系機能が働くこと、(3)担保されたプラントシステム機能と関連する I&C 機能が働くことが含まれる。

②に関して、もし FSAR に、SSC の一機能に対して複数の許容基準が示されていたら、既存の安全解析が変更に対しても紐づけされることを示すためには、全ての許容基準に満足していることを示す必要がある。

一方で、許容基準が FSAR に直接述べられていない場合があるので、事業者は FSAR で参照されている図書にあたる必要がある。さらに、安全解析の結論において、想定事象に対する安全解析結果のみが示され、許容基準に言及していない場合もある。そのため、ステップ 6 を実施するには、事業者は全ての適用される許容基準を特定する必要がある。

NEI96-07 付録 D 改訂 1

「デジタル改造に 10CFR50.59 適用するための補足ガイダンス」

令和 2 年 10 月 29 日

技術基盤課

エグゼクティブサマリー

2020 年に発行された NEI96-07 付録 D 改訂 1^a(以降、付録 D と呼ぶ。)は、NEI96-07 改訂 1 本体^b(2000 年発行、以降、NEI96-07 と呼ぶ。)に含まれるガイダンスをデジタル改造<digital modification>に関わる活動<activities^c>に特化して補足するものである^d。付録 D の主目的は、デジタル改造に関わる活動に 10CFR50.59^eプロセスをどのように適用させるかについて、共通のフレームワークと共通の理解を全てのステークホルダーに提供すること。付録 D は、NEI01-01^fに含まれる 10CFR50.59 関連のガイダンスを置き換える^gものであり、RIS2002-22 補足 1^hに含まれる 10CFR50.59 関連の「定性評価<qualitative assessment>」ガイダンスも取り込んでいる。

1. 序論

デジタル改造に関わる活動には、10CFR50.59 プロセスに沿った特別な考慮が必要となる。こうした考慮の対象は、改造前の機器とは異なる潜在的故障モード<potential failure mode>、前は独立していた複数機器の機能が、コンポーネント／システムレベル、もしくは、複数システムレベルで統合された影響<effect>、ソフトウェア共通要因故障(CCF)の可能性である。

1.1. 背景

事業者は、既存設備の陳腐化によるトラブル増加、交換部品の入手困難、及び保守費増加等から、性能や信頼性向上が見込めるデジタル計装制御(DIC)の利用を必要としている。このため、NEI01-01 が 2002 年に発行され、NRC が RIS2002-22ⁱでエンドースしたが、2002 年以降デ

^a NEI 96-07, Appendix D, Supplemental Guidance for Application of 10CFR50.59 to Digital Modifications, Revision 1, May 2020。NRC が RG1.187 改訂 2 で、改訂 D に含まれるガイダンスをエンドースした。

^b NEI 96-07, Revision 1, GUIDELINES FOR 10CFR50.59 IMPLEMENTATION, November 2000

^c 10CFR50.59 の「change, test, or experiment」を総称したもの。

^d 付録 D では使い易さを考慮し、NEI96-07 の構成(セクション構成)を踏襲する。

^e 10CFR50.59:「PART 50—DOMESTIC LICENSING OF PRODUCTION AND UTILIZATION FACILITIES」のセクション 59「Changes, tests and experiments.」

^f NEI 01-01, A Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule: Guideline on Licensing Digital Upgrades, EPRI TR-102348 Revision 1, March 2002

^g NRC の見解は異なり、NEI01-01 改訂 1 は引き続き適用可能としている。

^h RIS2002-22, Supplement 1, Clarification on Endorsement of NEI Guidance in Designing Digital Upgrades in I&C Systems, Revision 1, May 2018

ⁱ RIS2002-22, Use of EPRI/NEI Joint Task Force Report, "Guideline on Licensing Digital Upgrades: EPRI TR-102348, Revision 1, NEI01-01: a Revision of EPRI TR-102348 to Reflect Changes to the 10 CFR 50.59 Rule," November 2002

デジタル改造が広がり、バラエティに富んだことから、10CFR50.59 ガイダンスとして NEI01-01 の記載内容が不十分になってきた。

2018 年に RIS2002-22 補足 1 が発行され、NRC が NEI01-01 に含まれるガイダンスをエドースしていることを再確認するとともに、デジタル改造がもたらすソフトウェア CCF を含む故障発生可能性<likelihood of failure>を「定性評価<qualitative assessment>」するためのガイダンスが示された。

RIS2002-22 補足 1 は、定性評価は、「DIC 改造の結果、事故発生頻度<the frequency of occurrence of accidents>、もしくは、機能不良発生可能性<the likelihood of occurrence of malfunctions>が有意に増加しない<more than a minimal increase>」という結論をサポートする目的で使用可能であることを示した。定性評価はまた、「改造によって、更新最終安全解析書 (UFSAR) の中で従前に評価されたものと異なるタイプの事故<an accident of a different type>、もしくは、異なる結果をもたらす機能不良<a malfunction with a different result>が発生する可能性<possibility>もたらされない」という結論をサポートする目的でも使用可能である。

1.2. 目的

付録 D は、デジタル改造に特化して、事業者が 10CFR50.59 のスクリーニングと評価を行うためのガイダンスであり、NEI96-07 に含まれるガイダンスを変えるものでも、異なる解釈を与えるものでもない。

デジタル改造に関わるものの例は、コンピューター、コンピュータープログラム、データ、組み込み型デジタル装置 (EDD)、ソフトウェア、ファームウェア、ヒューマン-システム・インターフェイス (HSI)、マイクロプロセッサ使用機器、プログラマブルデジタル機器である。付録 D の適用対象は、スタンドアローンの I&C システムに限定されない。もし、機械もしくは電気機器がデジタル技術を使っているなら、それらにも適用される (例: 組み込み型マイクロプロセッサ制御系を含む換気空調 (HVAC) 設計)。本ガイダンスは、安全関連にも非安全関連システム/コンポーネントにも適用される。デジタルからデジタルへの変更もカバーする。

1.3. 10CFR50.59 プロセスの概要

追加のガイダンスなし。

1.4. 10CFR72.48^aの適用性

追加のガイダンスなし。

1.5. 本ガイダンス図書の内容

添付 D と NEI96-07 の関係

- 添付 D の § 3 と 4 で NEI96-07 を参照している。

ガイダンスの焦点

- § 4.2 と 4.3 では、特定の観点到焦点をあて、その他の観点到意図的に除外している。特に関心の高い観点到絞るためであり、その他の観点到関係しないわけではない。

事例

- 事例は、そのセクションに書かれている観点到のみに対応するものである。意図的に除外された観点到から、結論が変わる場合もある。

2. 深層防護設計思想、及び 10 CFR 50.59

追加のガイダンスなし。

3. 用語の定義

§ 3.1~3.14 は、NEI96-07 と同じ。

3.15. 定性評価〈Qualitative Assessment〉

定義

- 10CFR50.59(c)(2)に書かれた基準の(i) (ii) (v) (vi)^bに対する 10CFR50.59 評価に有効な技術に基づく工学的評価〈technical-based engineering evaluation〉である。

解説

- 定性評価の目的は、ソフトウェア CCF の発生可能性〈the likelihood of a software CCF〉の大きさ〈magnitude〉を判定〈determine〉することだが、それは、「十分に低い〈sufficiently low〉」か、「十分に低くない〈not sufficiently low〉」かのどちらかである。
- 定性評価は、通常、10CFR50.59 評価全体より前、もしくは、並行して実施される。
- 一般に、ソフトウェア CCF による故障の発生可能性が低いことは、(1)改造された構造／システム／コンポーネント(SSC)の設計属性〈design attribute〉、(2)設計プロセスの品質

^a PART 72—LICENSING REQUIREMENTS FOR THE INDEPENDENT STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL, HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTE, AND REACTOR-RELATED GREATER THAN CLASS C WASTE

72.48 Changes, tests, and experiments.

^b 本付録 D の § 4.3.1~4.3.8 のセクションタイトルが基準である。なお、基準(iii) (iv) (vii) (viii) には、NEI96-07 のガイダンスが適用される。

〈quality of design process〉、及び(3)ソフトウェア／ハードウェアの運転経験〈operating experience〉に関わるファクターの定性評価から得られる。

- 定性評価は、DIC 改造に付随するソフトウェア CCF による故障発生の可能性を判定するためのファクターや論理根拠〈rationale〉を記録するために使われる。
- 故障の発生可能性を判定するには、上記のファクターを全て考慮する必要がある。例えば、あるファクターが他のファクターの弱点を相殺する場合があるから。
- なお、定性評価は、原子炉保護系統(RPS)や工学的安全施設作動系統(ESFAS)の DIC 更新、あるいは、それらの系統の内部ロジック回路(競売回路〈voting logic〉、バイステーブル入力、及び信号処理等)の改造／更新には適用すべきではない。

3.16. 十分に低い〈Sufficiently Low〉

定義

- 「十分に低い」とは、更新最終安全解析書(UFSAR)で考慮している故障(単一故障など)の発生可能性より非常に低く〈much lower〉、UFSAR では考慮していない他の CCF(設計欠陥、保守エラー、及び較正エラー等)と同等〈comparable〉であること。

解説

- 「十分に低い」のしきい値は、想定可能事象〈credible event〉と非想定可能事象〈not credible〉を区別するしきい値と異なる。想定可能のしきい値は、UFSAR で想定している機能不良発生と同程度〈as likely as〉であり、非常に低い〈much lower than〉とは異なる。

4. 実施ガイダンス

4.1. 適用性

追加のガイダンスなし。

4.2. スクリーニング^a

注意: 本ガイダンスは、NEI96-07 の § 4.2 に記載されている一般的なスクリーニングガイダンスを補うものである。つまり、デジタル改造に対しては、付録 D も NEI96-07 も適用される。

序論

- 変更〈proposed activity^b〉の影響〈impact〉を判定する上でベースとなるのは、UFSAR に

^a 変更の結果、改悪となる可能性の有無でふるい分けること。改悪可能性あり(スクリーニングイン)の場合は、次のステップの定性評価が必要となる。

^b 「Activity」は、10CFR50.59 の「change, test, or experiment」を総称したものである。ここでは、以降「変更」と呼ぶ。

記載されている設計機能^a〈design functions〉に対する影響である。付録 D は、以下の 2 項目のデジタルに特化したガイダンスを追加している。

デジタルからデジタルへの更新と同等性

- デジタルからデジタルへの変更は、必ずしも同等ではない。応答時間や故障モード等が異なる場合があるため。こうした非同等デジタルーデジタル更新に対しては、本付録 D を適用すべきである。

ヒューマン・システム・インターフェイス(HSI)

- 他と同様、人間工学(HFE)によって変更の影響と結果は評価される。10CFR50.59 評価においても、変更前と後の影響と結果を比較する。

4.2.1. UFSAR に記載された施設〈facility〉又は手順〈procedures〉に対する変更か？

序論

- 以下のようなデジタル改造は、デフォルトで改悪〈adverse〉となるわけではない。
 - ソフトウェアあるいはデジタル機器の導入
 - ソフトウェア／デジタル機器の異なるソフトウェア／デジタル機器への更新
 - アナログ機器に代わるソフトウェアを使用した演算処理あるいは制御信号を発生させるデジタルプロセッサの使用
 - ハードワイヤード機器(押しボタン、スイッチなど)からタッチスクリーンへの更新
- デジタル改造による影響を記録するため、工学／技術情報を図書化すべきである。この情報が、「改悪か非改悪か〈adverse or not adverse〉」の結論付けに使われる。

デジタル改造のスコープ

- 一般に、デジタル改造は次の 3 領域からなる。(1)ソフトウェア関連、(2)ハードウェア関連、(3)HSI 関連。
- NEI96-07 § 4.2.1.1 は、「SSC 設計機能」もしくは「設計機能の動作／制御方法」に関する変更に対するガイダンスである。§ 4.2.1.2 は、「SSC 設計機能の動作／制御」(手順、運転員操作、応答時間など)に関する。
- 上記(1)と(2)は、SSC、SSC の設計機能、設計機能の動作／制御方法に関わるることか

^a 設計機能とは、1)UFSAR に記載された設計基準機能〈design bases functions〉と、2)設計基準機能をサポートしたり影響したりする UFSAR に記載されたその他の SSC の機能のこと。設計基準機能とは、(1) 規制や許認可条件や技術仕様で要求されたり、適合要求されたりする SSC の機能、または、(2) NRC 要求を満足するために安全解析で担保された機能。

ら、「施設」スクリーニングの中で評価される。(3)は、動作／制御に関わることから、「手順」スクリーニングである。

4.2.1.1. 施設スクリーニング

スコープ

- 潜在的な悪影響の有無を判定するため、下記の観点でスクリーニングする。
 - ソフトウェアあるいはデジタル機器を使用
 - コンポーネント／システムと機能の組合せ、または複数の機能の組合せ

ソフトウェアあるいはデジタル機器を使用

- ソフトウェアの導入によって、それを使った SSC 故障発生の可能性が潜在的に増加し、改悪影響がある可能性があるが、だからと言って、このデジタル改造が自動的にスクリーニングされる(定性評価が必要)とは限らない。
- 多重の安全システムの場合、こうした故障発生の可能性の増加は、多重化したシステムの共通故障発生の可能性の増加とみなされるので、ほとんどのデジタル改造が改悪である。
- しかし、こうしたデジタル改造(比較的簡単なもの)の工学／技術情報に、ソフトウェア CCF を防ぐ設計属性が含まれている場合がある。このようなデジタル改造は、改悪ではない。
- 「非改悪」という結論を導くためには、以下のような検討項目がある。
 - デジタル改造の物理的仕様
 - 変更の範囲が限定的(例:アナログ伝送器をデジタルに更新)
 - 比較的簡単なデジタル・アーキテクチャの使用(例:1 入力信号を得るためのシンプルプロセス、1 出力の設定、簡単な診断を行うもの)
 - 限定された機能(例:監視パラメータ用の信号駆動に使われる伝送器)
 - 総合試験可能(100%組合せ試験である必要はない)
 - 工学評価アセスメント
 - 用いられている設計プロセスの品質
 - デジタル機器の単一故障が、既存のアナログ機器の故障に包絡される(例:新たな故障モードをもたらす機器間のデジタル通信がない。)
 - 広範囲に及ぶ適用実績
- SSC の 2 つ以上のチャンネル、トレイン、回路で、異なるソフトウェアを用いていれば、非改悪である。ソフトウェア導入によって、新たな機能不良をもたらすメカニズムがないため。

➤ 潜在的に改悪をもたらすと考えられる例は、以下のものである。どちらも、スクリーニングの結論を出すためには、その条件下での設計機能への影響(改悪／非改悪)を評価する必要がある。

- 不感帯<dead band>の追加もしくは削除
- 即時計測を時間平均計測で更新(または、その逆)

事例

事例 4-1	比較的簡単なデジタル改造において設計機能への改悪影響がない
変更	多重の ESFAS チャンネルによって監視されているパラメータを駆動するために、伝送器が使用されている。このアナログ伝送器をマイクロプロセッサ内蔵のデジタル伝送器で置き換える。変更は限定的で、既存の 4-20 mA 計装回路は維持され、伝送器以外の変更はない。デジタル伝送器は、監視パラメータを駆動するために使用され、ESFAS の設計機能に関する機能は限定的である。
スクリーニング結果	このデジタル伝送器は比較的簡単なデジタル・アーキテクチャを用いていて、その故障はアナログ機器の故障に含まれる。工学／技術情報(設計プロセスの品質、ハードウェアとソフトウェアの運転経験)に基づくと、このデジタル機器は従前のもので同等の信頼性<reliable>がある。さらに、機器の単純さから、総合試験済みである。多数の動作実績からも高い信頼性を示している。よって、本デジタル改造は、改悪はない。

事例 4-2	ソフトウェアとデジタル機器の使用に関連する設計機能への改悪影響がある
変更	非安全系の 2 台の主給水ポンプ(MFWP)は、各々流量制御弁を具備している。各々にアナログ制御系があるが、物理的にも機能的にも同じものである。アナログ制御系は、それぞれデジタル制御系で置き換えられる。各デジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給元であり、ソフトウェアは全く同じである。新たなコンポーネント／システムと機能の組合せ、または複数の機能の組合せはない。
スクリーニング結果	このデジタル改造は比較的簡単ではない。両方のデジタル制御系に全く同じソフトウェアが使われているので、以前は考慮しなくてよかったソフトウェア CCF を考慮しなくてはいけないので、主給水制御系の設計機能に改悪影響がある。

事例 4-3	コンポーネントと機能の組み合わせにより設計機能に (1)改悪影響がないと(2)改悪影響がある
変更	非安全系の2台のMFWPは、各々流量制御弁を具備している。各々のアナログ制御系は、物理的にも機能的にも同じものであるが、多くのサブコンポーネントから成る。(1)各制御系において、全てのアナログ・サブコンポーネントが単一のデジタル機器(コンポーネントも機能も統合)で置き換わる。各デジタル制御系は、個別(discrete)で相互接続はない。(2)デジタル制御系は一つで、コンポーネントと機能を合体している。
スクリーニング結果	(1)2つの給水制御系が維持されているので、主給水制御系の設計機能への改悪影響はない。(2)一つのデジタル機器の喪失が複数の設計機能の不作動をもたらし得るので、主給水制御系の設計機能への改悪影響がある。

事例 4-4	コンポーネントと機能の組み合わせにより設計機能に改悪影響がない
変更	緊急対策室用クーラーがある部屋の温度監視制御器は、空調ダンパーの入力信号を出している。両アナログ制御器が単一のデジタル制御器で置き換わることになっている。機能(温度監視制御とダンパー制御)に変更はない。
スクリーニング結果	スクリーニング:デジタル機器の故障は複数の故障をもたらすが、室温調整機能の喪失しかもたらさない。それは現行設計と同様であり、設計機能への改悪影響はない。

事例 4-5	コンポーネントと機能の組み合わせにより設計機能に改悪影響がある
変更	非安全系のアナログ蒸気バイパス制御系(SBCS)と非安全系の主タービン蒸気入口弁アナログ制御系が、単一のデジタル制御系で置き換わる。
スクリーニング結果	新しい単一デジタル機器の故障は複数の設計機能の喪失をもたらすので、このデジタル改造は改悪影響がある。

4.2.1.2. 手順スクリーニング

スコープ

- ▶ デジタル改造が HSI 要素を含まない場合(単体アナログリレーの単純デジタルリレーへの更新等)は、本セクションは適用されない。
- ▶ このスクリーニングの焦点は、使用者と機器のインターフェイスの改造による潜在的な改悪／非改悪を評価すること。なお、使用者とは、制御室運転員、他のプラント運転員、保守要員、技術者、技師などである。

人間工学評価

- ▶ HSI の基本要素は、次の3つ。①表示器、②制御器、③ユーザーインターフェイス(UI)相互作用と管理(入力を与え、出力を受け取り、情報のアクセスと制御に関係するタスクを管理する手段)

➤ 原子力発電所では、特に、以下の4つのタスクがある。

- 監視と検知(環境から情報を引き出し、何か変わった場合に認識する)
- 事態評価(状態を評価する)
- 対応計画(事態を打開するための措置を決める)
- 対応実施(措置を実施する)

表1 HSI 基本要素ごとの HSI 改造例

要素	典型的改造	説明、例
表示器	パラメータ数	例:複数パラメータを合体して単一にする。システムのパフォーマンスに関する情報を追加する。
	パラメータタイプ	例:従前は表示されていた情報を取り除く。その逆。
	表示情報	情報の視覚表示を変更する。
	情報構成	例:フローパスごとの表示をチャンネル/トレインごとの表示に変更する。
制御器	入力方法	入力機器のタイプや機能を変更する。 例:押しボタンをタッチスクリーンに変更する。
	フィードバック	操作に応じたフィードバック形式を変更する。 例:触覚フィードバックから聴覚へ変更する。
UI 相互作用と管理	シーケンス	決定や措置のステップ数やタイプを変更する。 例:1ステップで操作できるアナログ制御器をUI上で呼び出して、操作するタイプのデジタル制御器に変更する。
	情報/データ収集	情報/データの読み取り方法を変更する。 例:連続表示のアナログメータから多目的表示デジタルパネルに変更する。
	機能配分	機能の手動起動から自動起動に変更する。 例:手動ポンプ起動から自動起動に変更する。

➤ HSI 改造が設計機能にもたらす潜在的改悪影響を判定するためには、2ステップ HFE 評価が必要である。

- ステップ1:変更により潜在的に影響される主要タスクを特定する。
- ステップ2:それら主要タスクごとに、変更が個人のタスク遂行パフォーマンスに悪影響を与えるかどうかを評価する。設計機能に悪影響もたらす個人のタスク遂行パフォーマンスへの影響例は以下の通り。

➤ 操作ミスの可能性の増加

- 状態評価の困難性の増加
- 措置実施における困難性の増加
- 反応時間の増加
- 新たな潜在的故障モードの発生

ガイダンス

- 上記の 2 ステップ HFE 評価後に、通常のスリーニングを行う。

HSI 事例

事例 4-6	UFSAR に記載の設計機能に改悪影響のない改造の評価
変更	現在、流量制御弁を 1% ずつ開くためにスイッチノブを時計回りに回し、閉じるときは反時計回りに回す。このノブを 2 つの矢印が表示されるタッチスクリーンで置き換える。UP をタップすれば、1% ずつ流量制御弁が開き、DOWN をタップすれば、1% ずつ閉まる。
スクリーニング結果	UFSAR に記載された設計機能の作動、制御方法を維持しつつ、主制御室にある手動制御器を使って、流量制御弁の開け閉めが可能であることに対して影響がないので、この改造は改悪影響がない。

事例 4-7	設計機能に改悪影響のない HSI に関わるデジタル改造
変更	現在は、多重化システムのチャンネル／トレインの情報、状態が制御室に表示されている。チャンネル／トレインごとに、いくつものアナログ計装が、システム状態を示しており、アナログ表示は運転員が見やすいように流路ごとに並べられている。現在の HSI は、多重のハードワイヤードスイッチ、表示灯とアナログメータで構成されている。新しい HSI では、情報や状態を 2 つのフラットパネル（タッチスクリーン）に集約する。表示される情報は変わらない。各フラットパネルは、1 スクリーンのみで一つのトレインの情報しか表示されない。表示配列は、アナログのものを再現している。新しい HSI では、運転員はフラットパネルで適切な画面選択、制御されるコンポーネントの画面、制御操作画面を順次選んでから、操作実施しないといけない。
スクリーニング結果	新しい HSI で表示される情報と構成は既存のものと同じであることから、設計機能への悪影響はない。また、タッチスクリーンを用いた操作により設計機能も動作させられる。HFE 評価により、運転員は適宜、現状とそん色なく操作できることが示されているので、設計機能を動作させる点でも悪影響はない。

事例 4-8	設計機能に改悪影響のある HSI に関わるデジタル改造
変更	事例 4-7 に加えて、各フラットパネル表示のパラメータや構成は、運転員の好みに応じてカスタマイズ可能。さらに、フラットパネルには、多数の表示オプションも用意されている。
スクリーニング結果	表示がカスタマイズ可能であるため、逆に、緊急状態表示が失われる可能性があり、この変更は、設計機能への改悪影響がある。ただし、HFE 評価により、運転員は適宜、現状とそん色なく操作できることが示されているので、設計機能を動作させる点では悪影響はない。

4.2.1.3. UFSAR に記載されている評価方法に対する変更のスクリーニング

- UFSAR に記載されている評価方法とは、解析や数値計算モデルのことである。NEI96-07 § 4.2.1.3 が適用される。

4.2.2. UFSAR に記載されてない検査<Test>や試験<Experiment>を実施するのか？

- デジタル改造に伴い必要となる検査や試験には、NEI96-07 § 4.2. が適用される。

4.3. 評価

注意：本ガイダンスは、NEI96-07 の § 4.3 に記載されている一般的な評価ガイダンスを補うものである。つまり、デジタル改造に対しては、付録 D も NEI96-07 も適用される。

4.3.1. 変更により事故の発生頻度が有意に増加するか？

序論

- 事故とは、NEI96-07 § 3.2 に、想定される運転過渡<operational transients または Anticipated Operational Occurrences>と設計基準事故<design basis accidents または Postulated Accidents>と定義されている。
- デジタル更新<digital upgrades>に対する評価基準の重要項目は、事故につながる起因事象の頻度が増加するかどうかである。
- 全ての起因事象は、次のどちらかに分類される：①機器関連<equipment-related>、②人的<personnel-related>。デジタル改造の影響評価では、①も②も考慮しなくてはならない。
- ①には、デジタル特有のものと特有でないものがある。前者の例は、ソフトウェア CCF がもたらす事故発生頻度への影響。後者の例は、デジタルシステムの据え付け先環境との相性がもたらす事故発生頻度への影響。ただし、デジタル特有でないものに対しては、NEI96-07 § 4.3.1 が適用される。
- 事故発生頻度は事故の起因となる機器の故障可能性と直接関連することから、改造機器の故障可能性が増加すれば、事故発生頻度も増加することになる。(例：蒸気発生器 (SG))

の伝熱管の故障可能性が増加すれば、SG 伝熱管破断事故の頻度も増加する。)

ガイドンス

定性評価結果

- 定性評価結果が「十分に低い」場合は、UFSAR で従前に評価された事故発生頻度は、有意に増加しない。

無視できる<negligible>

- 事故発生頻度の変化が小さすぎて、合理的に頻度が増えるという結論を導き出せないとき(明らかな頻度の増加傾向がない場合)。

認識可能<discernable>

- 明らかな頻度の増加傾向がある場合、ソフトウェア CCF の可能性は、十分に小さいとは言えない。この場合は、工学／技術情報を用いて事故発生頻度の大きさを定性評価しなければならない。
- 定性評価の一部として、相互依存性<interdependence>を考慮すること。例えば、ソフトウェア CCF 発生可能性への負の影響は、対象のデジタルシステムそのものやその設計仕様をもたらす正の影響で相殺されるかもしれない。
- 工学／技術情報に基づく定性評価の結論を得るためには、変更は、全ての適用可能な NRC 要求ならびに、事業者がコミットした設計、材料、建設標準も満足していなくてはならない。適用可能な要求や標準には、当該デジタル改造の開発や図書化に使用されるものも含まれる。

事例^a

事例 4-9	事故発生頻度に有意な増加がない
変更	非安全系の 2 台の MFWP は、各々流量制御弁を具備している。各々にアナログ制御系があるが、物理的にも機能的にも同じものである。アナログ制御系は、それぞれデジタル制御系で置き換えられる。各デジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給元であり、ソフトウェアは全く同じである。
結論	改造した SSC によりもたらされる故障発生の可能性が十分に低いので、UFSAR で従前に評価した事故の発生頻度に有意な増加はない。

^a 同じ変更事例でも、工学／技術情報(具体的記載はない)によっては結論が異なることを示す目的で、2事例を挙げていると考えられる。

事例 4-10	事故発生頻度に有意な増加がある
変更	事例 4-9 と同じ。
結論	この変更に適用された設計プロセスや運転経験情報は、設計属性の弱点を補うに不十分。改造された SSC によってもたらされる故障可能性が十分に低くなく、設計属性の弱点を補うことも不可能であるので、UFSAR で従前に評価した事故の発生頻度に有意な増加がある。

4.3.2. 変更により安全上重要な SSC の機能不良発生可能性が有意に増加するか？

序論

- デジタル改造に対する評価基準の重要項目は、デジタル機器により、その機器の機能不良につながる起回事象の発生可能性が増加するかどうかである。
- 全ての起回事象は、次のどちらかに分類される：①機器関連<equipment-related>、②人的<personnel-related>。デジタル改造の影響評価では、①も②も考慮しなくてはならない。
- ①には、デジタル特有のものとは特有でないものがある。前者の例は、ソフトウェア CCF がもたらす機能不良発生可能性への影響。後者の例は、デジタルシステムの据え付け先環境との相性がもたらす機能不良発生可能性への影響。ただし、デジタル特有でないものに対しては、NEI96-07 § 4.3.2 が適用される。
- 安全上重要な SSC の機能不良発生可能性は、意図した設計機能を果たす SSC の故障の起因となる機器の故障可能性と直接関連することから、改造機器の故障可能性が増加すれば、機能不良発生可能性も増加することになる(例：補助給水 (AFW) ポンプの故障可能性の増加は、AFW ポンプや AFW 系の機能不良発生可能性を増加させる。)
- ネットワーク、他のシステムの設計機能との合体、チャンネル／システム／区分間の相互接続性及び共有リソースに関わるデジタル改造では、UFSAR に記載された設計機能における多重性、多様性、分離、独立性を減少させることがないか、注意深くレビューすることが重要である。
- デジタル改造により異なる機能を合体させると、異なるシステムの設計機能を合体することになるが、同じデジタル機器の中で直接合体する場合と、共有リソースを通じて間接的に合体する場合がある。デジタル改造で共有リソース(例：双方向通信、電源、制御器、多機能表示制御ステーション)が用いられたら、UFSAR に記載された設計機能における多重性、多様性、分離、独立性を減少させる場合がある。

ガイダンス

- 設計機能における多重性、多様性、分離、独立性を減少させる変更は、機能不良の発生可能性を有意に増加させるので、事前の NRC 承認が必要となる。しかし、事業者は、UFSAR で担保されているレベルまでなら、過剰な多重性、多様性、分離、独立性を減じてもよい。
- デジタル改造によって、従前は起こらないとされていた CCF が、起こり得る事象となる場合もある。

事例

事例 4-11	機能不良発生可能性に影響がある事例 ^a
変更	2 台の安全系格納容器冷却器は、各々アナログ制御系を持っているが、それらは物理的にも機能的にも同一である。各アナログ制御器は、それぞれデジタル制御器で置き換えられる。両デジタル制御器のハードウェア・プラットフォームは同じ供給者からのものであり、使われているソフトウェアは全く同じである。
結論	安全関連冷却器制御系は、UFSAR で特定されている起因事象ではないが、デジタル制御器によって新たな共通機能不良原因がもたらされた。よって、デジタル改造は、機能不良発生可能性に影響する。

定性評価結果

- 定性評価結果が「十分に低い」場合は、UFSAR で従前に評価された安全上重要な SSC の機能不良発生可能性は、有意に増加しない。

無視できる<negligible>

- 機能不良発生可能性の変化が小さすぎて、合理的に可能性が変化するという結論を導き出せないとき(明らかな発生可能性の増加傾向がない場合)。

認識可能<discernable>

- 明らかな発生可能性の増加傾向がある場合、ソフトウェア CCF の可能性は、十分に小さいとは言えない。この場合は、工学／技術情報を用いて機能不良発生可能性の大きさを定性評価しなければならない。
- 定性評価の一部として、相互依存性<interdependence>を考慮すること。例えば、ソフトウェア CCF 発生可能性への負の影響は、対象のデジタルシステムそのものやその設計仕様がもたらす正の影響で相殺されるかもしれない。

^a アナログ制御器が 2 台とも故障(CCF)する起因事象はないと評価されていたが、デジタル制御器では CCF が起こり得ると評価が変わった事例である。

- 工学／技術情報に基づく定性評価の結論を得るためには、変更は、全ての適用可能な NRC 要求ならびに、事業者がコミットした設計、材料、建設標準も満足していなくてはならない。適用可能な要求や標準には、当該デジタル改造の開発や図書化に使用されるものも含まれる。

事例

事例	機能不良発生可能性に有意な増加がない
変更 4-12	非安全系の 2 台の MFWP は、各々流量制御弁を具備している。各々にアナログ制御系があるが、物理的にも機能的にも同じものである。アナログ制御系は、それぞれデジタル制御系で置き換えられる。各デジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給元であり、ソフトウェアは全く同じである。
結論	改造した SSC によりもたらされる故障発生の可能性が十分に低いので、UFSAR で従前に評価した事故の発生頻度に有意な増加はない。

事例 4-13	機能不良発生可能性に有意な増加がある
変更	安全系の 2 台の主制御室冷却器は、各々のアナログ制御系は物理的にも機能的にも同じものである。アナログ制御系は、それぞれデジタル制御系で置き換えられる。各デジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給元であり、ソフトウェアは全く同じである。安全注入系ポンプの起動／運転のためのロジック系と制御系は、その主制御室境界内にあり、それらの要求環境は、主制御室冷却システム(前記冷却器含む)の許容限度内で維持されている。
結論	単一故障基準を満足する故障なので、デジタル改造による安全注入ポンプの機能不良発生可能性に有意な増加はない。しかし、改造された SSC による故障発生可能性が十分に低いとは判定されないし、設計属性における弱点を補うこともできないので、UFSAR 従前に評価された機能不良発生可能性に有意な増加がある。

4.3.3. 変更により事故影響に有意な増加があるか？

- NEI96-07 § 4.3.3 が適用される。

4.3.4. 変更により機能不良の影響に有意な増加があるか？

- NEI96-07 § 4.3.4 が適用される。

4.3.5. 変更により異なるタイプの事故を発生させる可能性はあるか？

ガイダンス

- NEI96-07 § 4.3.5 によれば、この評価には 2 つの検討項目がある: 起こりやすさ(as likely to happen as)と異なるタイプの事故(incident of a different type)。

「起こりやすさ」の判断

- 定性評価結果が十分に低い場合は、変更は、UFSAR で評価した異なるタイプの事故を引

き起こす可能性のある故障と同等の起こりやすさの故障をもたらさない。

「異なるタイプの事故」の判断

- 定性評価結果が十分に低くない場合は、異なるタイプの事故を以下のように判定しなくてはならない。
 - 既存の事故解析の改訂<revision>が行われることになるなら、変更は異なるタイプの事故を発生させる可能性はない。
 - 新たな<new>事故解析が必要になるなら、変更は異なるタイプの事故を発生させる可能性がある。

事例

事例 4-14	異なるタイプの事故を発生させる可能性はない
変更	非安全系の 2 台の MFWP は、各々流量制御弁を具備している。各々にアナログ制御系があるが、物理的にも機能的にも同じものである。アナログ制御系は、それぞれデジタル制御系で置き換えられる。各デジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給元であり、ソフトウェアは全く同じである。
結論	改造した SSC によりもたらされる故障発生の可能性が十分に低いので、UFSAR で評価した異なるタイプの事故を引き起こす可能性のある故障と同等の起こりやすさの故障をもたらさない。

事例 4-15	異なるタイプの事故を発生させる可能性がある
変更	非安全系の 2 台のアナログ給水制御系と非安全系の主タービン蒸気入口弁アナログ制御系が、単一のデジタル制御系に合体される。
結論	既往の安全解析では、単一のデジタル制御系の機能不良によりもたらされ得る次の 4 事象を考慮していない：①給水喪失とタービントリップの組み合わせ、②給水喪失と過剰蒸気デマンドの組み合わせ、③過剰給水とタービントリップの組み合わせ、④過剰給水と過剰蒸気デマンドの組み合わせ。これらの新たな安全解析が必要となるので、異なるタイプの事故の発生する可能性がある。

4.3.6. 変更により異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はあるか？

ガイダンス

- NEI96-07 § 4.3.6 によれば、この評価には 2 つの検討項目がある：起こりやすさ<as likely to happen as>と機能不良への影響<impact on the malfunction>。

「起こりやすさ」の判断

- 定性評価結果が十分に低い場合は、変更は、UFSAR で評価したものと異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

事例

事例 4-16	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	多様なシステムで用いられている多くのアナログ伝送器がデジタルに置き換わる。これらの伝送器の機能は多様であり、安全解析上担保されている自動起動装置の制御も含まれる。
結論	改造した SSC によりもたらされる故障発生の可能性が十分に低いので、安全上重要な SSC の機能不良が UFSAR で評価したものと異なる結果をもたらす可能性はない。

「機能不良への影響」の判断

- ▶ 定性評価結果が十分に低くない場合は、安全上重要な SSC の機能不良結果への影響（結果が異なるかどうか）を判断しなくてはならない。一般的な評価ステップ(6 ステップ)は以下の通り。

ステップ 1 変更直接的または間接的に関連する機能を特定する。適切な SSC のスコープや機能を特定する際に、以下の 3 つのガイダンスがある。

1. UFSAR に直接記載されたレベルに限定することなく、SSC が関わる機能を考慮すること。
2. 変更が UFSAR に直接記載されていないサブコンポーネント等に関わる場合は、変更によるそのサブコンポーネントを含んでいるシステムへの影響を考慮すること。
3. 変更が UFSAR に記載されていないサブコンポーネント等に関わる場合は、変更によるそのサブコンポーネントがサポートするシステムへの影響を考慮すること。

影響評価では以下に示す設計機能の要素を考慮すること。

- ・ 設計機能の意味に暗に含まれるのは、意図した機能の発揮のために要求される条件で、例えば、機器応答時間、プロセス^a条件、機器性能認証、単一故障。
- ・ 安全関連または非安全関連 SSC によって発揮される設計機能で、もし、その機能が発揮されなければ、プラント過渡や事故の起因となる可能性があるもの。

^a 水、蒸気等の作動流体

ステップ 2 ステップ 1 で特定された機能のうち、設計機能もしくは設計基準機能を特定する。
まず、ステップ 1 で特定された機能が、非設計機能か設計機能か分類する。
非設計機能の場合、異なる結果をもたたらす安全上重要な SSC の機能不良の発生可能性はない。非設計機能は、安全上重要な SSC の機能と無関係だから。
設計機能の場合、各々以下により分類する。

1) 設計基準機能:

1a. 規制や許認可条件や技術仕様で要求されたり、適合要求されたりする SSC の機能、

1b. NRC 要求を満足するために安全解析で担保された機能。

2) 設計機能:

2a. 1a.をサポートまたは 1a.に影響する機能、

2b. 1b.をサポートまたは 1b.に影響する機能。

3) 設計基準機能に関係しないが、それが機能しないと、プラントが耐えることが要求されている過渡／事故の起因となるもの。

上記 1a.と 1b.を区別する一つの方法は、要求(規制、許認可条件、技術仕様書)、または、関連する GDC、特に施設ごとの最重要設計基準(Principle Design Criteria: PDC)を特定すること。例えば、設計機能が GDC の要求に直接関わっていれば、1a.、サポートや影響のレベルだったら、1b。

ただし、機能は安全解析で取り上げられている SSC のものに限定しないこと。例えば、高圧安全注入系の弁制御系の変更の場合、安全解析で高圧安全注入系を担保しているが、弁自身は取り上げていない。

SSC の分類において、安全関連か非安全関連かは、設計機能を特定する上で決め手とならない。非安全関連でも、安全解析上で担保しているものがあるため。もし、設計機能に関わるものがない場合は、ステップ 5 に進む。(注:より厳しい事故の起因可能性はステップ 5 で議論されるが、このような設計は、上記 3)に分類されるべきである。)

ステップ 3 新たな故障モード影響解析(FMEA)の必要性の有無を判断する。

関連する設計基準機能への影響が明確で、新たな FMEA が不要な場合は、ステップ 4 に進む。

新たな FMEA を行うにあたって、設計機能への潜在的な有害な影響を緩和する SSC の設計や運転(手順)オプションがあるかどうか特定するために、既存／相互依存に関連する変更手順の遵守と既存の機器の使用を仮定する。

既存／相互依存に関連する変更とは、例えば、新しいデジタル機器とその制御操作を反映させるために、既存の手順に変更を加えること。制御系の再起動操作オプションといった新しい機能仕様が含まれる。

ステップ 4 各設計基準機能が継続して働くか／満足するか判断する。

もし、全ての設計基準機能が継続して働き、満足され、他に関連する設計機能がなければ、変更による、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生可能性はない。機能不良が発生しないならば、異なる結果ももたらし得ない。設計基準機能が継続して働かず、満足しないならば、または、他の設計機能が関連するならば、ステップ 5 に進む。

ステップ 5 UFSAR で従前に評価した安全上重要な SSC の全ての機能不良を特定する。

ステップ 2 で、1a. や 2a. と分類された設計機能と設計基準機能に関連する UFSAR の既往評価を全て特定する。さらに、従前に 10CFR50.59 適合評価が行われていれば、その結論を再検討する。設計機能に関連した他の要求があるかもしれないため(例:規制の変更、技術仕様書の変更、規制指示、運転許可の変更)。

ステップ 2 で、1b. や 2b. と分類された設計機能と設計基準機能に関連して、設計基準機能に直接／間接的に依存している全ての安全解析を特定することによって、UFSAR で従前に評価された安全上重要な SSC の機能不良を全て特定する。

事故または過渡の起因に影響を与える可能性のあるその他の設計機能に関係するすべての安全解析を特定する。このような設計機能があれば、ステップ 2 の 2b. か 3 に分類されるべきである。

ステップ 6 特定された各機能不良に対して、予見される結果と既往の評価結果と比較する。

ステップ 2 で 1a. または 2a. と分類された設計機能について、既往の UFSAR 評価結果(the results of all pre-existing UFSAR evaluations)と変更がもたらす改訂必要性(potential for any revision)について評価する(assess)。変更がもたらす

改訂評価結果が、「規制、許認可条件、規制指示、技術仕様書」と整合していない場合は、変更により、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生の可能性があることになる。

その他の分類や設計機能の組合せに対して、もし、基本的な仮定が無効になる場合（例：単一故障基準が守られない）、既往安全解析がもはや紐づけされない場合（例：許容基準を満足しない）、変更により、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良発生の可能性がある。許容基準を満足し、基本仮定が有効な場合は、例え機能不良により UFSAR に記載された入力パラメータが変わることになっても、異なる結果は生じない。

機能不良発生評価の結果が引き続き紐づけされるかどうかを特定するためには、起因条件の重大度への影響と関連する安全解析で仮定された起因条件への影響を含めること。特に、機能しないと、事故や過渡をもたらすような設計機能を考慮すること（ステップ 2 の分類 3）。

事例

事例 4-17	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	給水制御系の一つをアナログからデジタルに更新する。現在、給水流量制御弁 4 台の 1 台のみが、アナログ制御系の故障が起こればフェイルクローズする。更新後、デジタル制御系のソフトウェア CCF により、4 台とも同時にフェイルクローズする可能性がある。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないが、給水喪失事故解析で仮定された起因重大度（4 台故障）、故障モード（弁閉止）と給水流量喪失メカニズム（制御信号喪失）は変わらない。さらに、既往安全解析の事象タイプ（圧力上昇）も全ての許容基準（acceptance criteria）（最大許容 RCS ピーク圧力と最大許容 2 次系圧力）も満足したままである。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

事例 4-18	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	給水制御系の一つをアナログからデジタルに更新する。現在、給水流量制御弁 4 台の 1 台のみが、過剰給水事象の発生によりフェイルオープンする。更新後、デジタル制御系のソフトウェア CCF により、4 台とも同時にフェイルオープンする可能性がある。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないし、起因故障の重大度も増加したが、最小 DNBR の比較により、関連する許容基準を満足しているため、安全解析は有効である。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

事例 4-19	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	多様な場所のエリア放射線モニター(高線量用)の完全更新が提案されている。老朽化したアナログ放射線モニターはデジタルに置き換わる。新しいモニターのハードウェア・プラットフォームは同じ供給者のもので、用いられているソフトウェアはすべてのモニターで同じである。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないが、放射線モニターの更新評価結果は GDC64 ^a を満足したままであり、UFSAR で従前に評価されたものと異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。さらに、放射線モニターの設計基準機能を直接／間接的に担保としている安全解析はないし、放射線モニターから／への応答を含んだ安全解析もない。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

事例 4-20	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	主制御室換気系統(MCRVS)を冷やす 2 台の冷却器が更新される。MCRVS は MCR と隣接するリレー室も冷却する。リレー室には、複数の計装ラックがあり、RPS と ESFAS の両方を制御している。更新によって、各々の冷却器のアナログ制御系がデジタルに置き換わる。運転機能(自動／手動、起動／停止、設定、警報など)に変わりはない。2 台のデジタル制御系のハードウェア・プラットフォームは同じ供給業元であり、ソフトウェアはまったく同じものである。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないが、設計基準機能は維持され、安全解析にも影響がない。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

事例 4-21	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性はない
変更	現在、非安全系の蒸気バイパス制御系(SBCS)と非安全系の加圧器制御系は、別々のアナログ制御系である。SBCS と加圧器制御系をアナログからデジタルに更新する。更新によって、これらは分散制御系(DCS)内の同じデジタル制御器に合体される。同じソフトウェアが、蒸気バイパス機能と加圧器圧力制御機能を制御する。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないが、主蒸気流量増大事故解析で仮定する起因重大度(4 弁影響)、故障モード(弁閉止)と蒸気流量増大メカニズム(制御信号エラー)は変わらない。事象タイプ(減圧)は変わらず、全ての許容基準(最大ピーク RCS 圧力、最大二次側圧力、最小 DNBR、最大ピーク線出力と線量影響)は満足することから、既往の安全解析は有効である。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性はない。

^a 10CFR50 付録 A—General Design Criteria for Nuclear Power Plants
Criterion 64—Monitoring radioactivity releases. Means shall be provided for monitoring the reactor containment atmosphere, spaces containing components for recirculation of loss-of-coolant accident fluids, effluent discharge paths, and the plant environs for radioactivity that may be released from normal operations, including anticipated operational occurrences, and from postulated accidents.

事例 4-22	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性がある
変更	アナログベースの RPS をデジタルベースに更新する。この更新により、AOO を検知し、原子炉トリップ信号を発信するすべてのソリッドステート基板が交換される。これらの基板を用いる多重チャンネルでは、単一故障基準は満足。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないし、単一故障基準に関する基本仮定が無効であり、既往の安全解析が有効でなくなった。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性がある。

事例 4-23	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性がある
変更	両トレインの非常用ディーゼル発電機 (EDG) のアナログ電圧調整器がデジタルに変更される。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないし、単一故障基準に関する仮定が無効、関連する許容基準を不満足、既往の安全解析も有効ではない。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性がある。

事例 4-24	異なる結果をもたらす機能不良が発生する可能性がある
変更	加圧器逃し弁 (PORV) 用の低温過加圧防護系を制御するためのアナログ圧力伝送器と関連回路をデジタル機器で更新する。
結論	ソフトウェア CCF 発生可能性は十分に低いとは判定されないし、関連する許容基準を満足しないので、PORV は作動しないし、既往の安全解析は有効ではない。よって、この変更によって、異なる結果をもたらす安全上重要な SSC の機能不良が発生する可能性がある。

4.3.7. 変更により FP 境界の設計基準限界を超過したり、改めたりするような結果をもたらすか？

➤ NEI96-07 § 4.3.7 が適用される。

4.3.8. 変更により設計基準を構築する際または安全解析を行う際に用いられた UFSAR に記載の評価手法からの逸脱をもたらすか？

➤ NEI96-07 § 4.3.8 が適用される。

参考図書

[1] NEI 96-07, Appendix D, Supplemental Guidance for Application of 10CFR50.59 to Digital Modifications, Revision 1, May 2020

[2] NEI 96-07, Revision 1, GUIDELINES FOR 10CFR50.59 IMPLEMENTATION, November 2000

調査中案件の状況（案）

令和2年10月29日
 原子力規制企画課
 技術基盤課

案件	内容	調査中の関係課	備考
デジタル I&C に 係る国内外の規 制動向等の調査 を踏まえた対応	デジタル I & Cに係る規制要求の考え方 等に関する国外の動向、国内における適用状 況等について調査を実施。 その調査の結果、規制に反映すべき事項が あるかどうかを含め、今後の取組方針を検 討。	技術基盤 G、 原子力規制企画課、 実用炉審査部門	・実用炉審査部門は、国内事業者、メーカーに対してデジタ ル I & Cの安全設計に係る考え方の調査を実施。技術基盤 G は、外国のデジタル I & Cに係る規制状況の調査を継続 中。

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和2年10月29日
 原子力規制企画課
 技術基盤課

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	電源系統の一相開放に対する規制取入れ	<p>背景： 2012年1月30日、米国のByron2号機において、一相開放事象後に原子炉が停止した。この原子炉の停止は、外部から施設内に供給している電圧が不安定であったことによるものだった。しかし、このプラントは、外部電源を自動で切り離し、非常用電源に切り替える設計がなされていなかった。米国の97の原子炉において、今回と同様に一相開放（OPC）を検出できないことがわかった。</p> <p>規制委員会の対応： この状況は日本で発生する可能性があるため、送電線から直接接続された変圧器において OPC を検出し、故障回路を隔離または自動か手動で緊急母線の電源供給を切り換える対策を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理) 技術基準規則解釈(実用・研開炉) 	H26.7.9(実炉、研炉) (決定、施行) H26.10.29(再処理) (決定、施行) ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> 施行時は新規制基準適合性審査に係る申請プラントが全て審査中であったことから、経過措置を設定せず。 全ての発電用原子炉施設に基準適合が要求され、適合していなければ稼働を認めない 施行時には OPC を検出できる設備がないことから運転管理で措置。設備の開発動向を引き続きフォロー。 R1.5.29とR1.11.14、事業者から国内 OPC 自動検知システムの開発状況等について説明があった。 事業者からの説明を受け、国内原子力発電所等での OPC 対応状況と今後の導入計画につき、技術情報検討会

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2.2.26)、炉安審燃安審(R2.6.5)、規制委員会(R2.5.27)に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合(R2.8.5)において確認し、その結果を第42回技術情報検討会(R2.8.19)において報告した。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	<p>背景： 米国では、原子力発電所内で有毒ガスが発生し警戒態勢等がとられる事態となった事例があることを受け、平成24年に、米国原子力規制委員会から有毒ガス発生事象に係る Information Notice が発出された。</p> <p>我が国においても、旧原子力安全・保安院が有毒化学物質の漏えいにより発生する有毒ガスについて検討を行っていたが、東日本大震災により検討が中断し、現行の基準においても有毒ガスの防護に関する具体的な要求内容は明確ではなかった。</p> <p>規制委員会の対応： これらを踏まえ、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時対策所の指示要員並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員が、有毒ガスが発生した場合でも必要な操作を行えるよう、吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護判断基準値以下とするために必要な設備の設置等を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（実用・研開炉・再処理） ・技術基準規則（実用・研開炉） ・再処理性能技術基準規則 ・再処理設工認技術基準規則 ・設置許可基準規則解釈（実用・研開炉・再処理） ・技術基準規則解釈（実用・研開炉） ・SA 技術的能力審査基準（実用・研開炉・再処理） ・保安規定の審査基準（実用・研開炉・再処理） ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイドの制定（実用炉） 	<p>H29.4.5（決定） H29.5.1（公布・施行）</p> <p>※施行から2年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。 ・稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。 ・工認後でなければ工事を行うことを認めない。 ・行政指導により施行日から3月後までに予期せぬ有毒ガスに対処するために設備の配備を要求（手順、体制含む）。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	HEAF の規制 取り入れ	<p>背景: 2000年代初頭から米国 NRC で HEAF 事象の事例分析が取り込まれ、2009年には OECD/NEA においても HEAF 事象に係るワーキングが設置された。HEAF 事象は、原子力安全規制の観点でその影響評価手法の整備が必要であることが国際的に注目された。</p> <p>また、国内においても、これまでに火災を伴う HEAF が発生しており、これによって当該機器の損壊等がより拡大する可能性があることから、原子力規制庁は HEAF の現象解明に係る安全研究を実施し、アーク火災の発生防止に係る知見が得られた。</p> <p>規制委員会の対応: これを受け、対象電気盤において、アーク放電による爆発の影響を減少させるとともに、アーク火災が発生しないように、アークエネルギーを素早く遮断する遮断器を適用することを求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 技術基準規則(実用炉) 再処理設工認技術基準規則 技術基準規則解釈(実用炉) 高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイドの制定(実用炉) 	H29.7.19 (決定) H29.8.8 (公布・施行) ※施行から2年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既設の施設にあっては、非常用 DG に接続される電気盤以外の電気盤) 経過措置期間を設定 ※施行から4年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既存施設の非常用 DG に接続される電気盤) 経過措置期間を設定 ※施行日以降に運転を開始するときまで(建設中施設) 経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> 対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。 稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。 工認後でなければ工事を行うことを認めない。 本件は電源の信頼性向上に係るものであり緊急を要するものではないことから暫定措置を要求しない。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	燃料被覆管耐震要求等	<p>背景： これまで燃料被覆管に対して地震時の要求事項は、「崩壊熱の除去可能な形状を保つこと」としていたが、新規規制基準の施行により、基準地震動が大きくなったことを踏まえ、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持評価をより精緻化する必要があった。</p> <p>規制委員会の対応： これを踏まえ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、基準地震動S_sの地震が発生した場合でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（実用・試験炉） 技術基準規則（実用炉） 設置許可基準規則解釈（実用・試験炉） 技術基準規則解釈（実用炉） 	H29. 8. 30（決定） H29. 9. 11（公布／施行） ※実用炉の耐震要求について H31. 9. 30（施行後2年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> 実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 工事を要しないものの事業者の解析に要する期間及び手続き期間を考慮して全ての実用炉に経過措置を設定。 事業者（実用炉）から大凡、耐震性能が確保されていることを確認済。
基準	耐震設計における動的機能維持設計手法	<p>背景： 地震時又は地震後の動的機器の機能要求の適合性審査においては、地震応答解析結果が、原子力発電所耐震設計技術指針（以下「JEAG4601」という。）に適合している必要がある。しかし、大飯3・4号機の工事計画の審査において、JEAG4601に規定されていない特別な評価方法が確認された。</p> <p>規制委員会の対応： これを踏まえ、上記場合における詳細な検討方法として、既往の研究等を参考に要因分析を実施し、評価基準値を超えていないことを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> 技術基準規則解釈（実用・研開炉） 耐震設計に係る工認審査ガイド（実用炉） 	H29. 11. 15（決定、施行） ※H30. 11. 30（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 工事を要しないものの工認図書の変更に要する期間及び手続き期間を考慮して全ての発電炉に経過措置を設定。 事業者から改正前の設計手法でも大凡求められる機能が維持されていることを確認済。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	降下火砕物 評価手法の 規制取り入 れ	<p>背景： 美浜発電所3号機の審査書案に対する意見募集において、セントヘレンズ山の噴火における火山灰濃度を用いたディーゼル発電機の吸気フィルタへの影響に関する意見があり、事業者はこの評価結果を報告させた。</p> <p>さらに、電力中央研究所の研究報告を踏まえ、各発電所敷地において想定される気中降下火砕物濃度の程度について報告を求めた。</p> <p>規制委員会は、降下火砕物に関する最新知見を収集・分析しその影響を検討するための検討チームを設置した。</p> <p>規制委員会の対応： これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> ・実用炉規則 ・保安規定の審査基準（実用炉） ・廃止措置段階における保安規定の審査基準（実用炉） ・原子力発電所の火山影響評価ガイド 	H29. 11. 29（決定） H29. 12. 14（公布／施行） ※H30. 12. 31（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> ・実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 ・必要な保安措置の体制整備に要する期間及び保安規定の変更認可に要する期間を考慮して稼働中の実用炉に経過措置を設定。
		<p>規制委員会の対応： これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	核燃料施設 審査部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料施設等に関しては、施設ごとの特徴を踏まえて審査を行っているところであり、今後必要があれば基準等を整備していく。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準 ／ 制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	<p>背景： 平成 28 年 10 月 5 日の原子力規制委員会にて、原子力発電所内における使用済燃料の貯蔵に関して、輸送上の厳しい要件も満たしている輸送・貯蔵兼用乾式キャスク（以下「兼用キャスク」という。）を用いる場合には、耐震性等の基準について見直すよう指示があった。</p> <p>規制委員会の対応： 兼用キャスク貯蔵施設用のサイトによらない地震力の設定等の検討のため、兼用キャスク貯蔵に関する検討チームを設置し、この規制要求化に関する議論を進めた。</p> <p>当該検討チーム及びその後の原子力規制委員会における議論を踏まえ、兼用キャスクによる原子力発電所内貯蔵に係る技術的な規制基準等の策定に加え、サイトに依存しない基準に適合する兼用キャスクを特定機器に追加するよう型式制度を見直すこととしたもの。</p>	基盤 Gr 技術基盤課 原子力規制 企画課	(基準側) ・設置許可基準規則（実用炉） ・技術基準規則（実用炉） ・（新設）兼用キャスク告示 ・設置許可基準規則解釈（実用炉） ・技術基準規則解釈（実用炉） ・（新設）兼用キャスクガイド (型式側) ・実用炉規則 ・許可手続ガイド ・工認手続ガイド ・型式運用ガイド	H31. 3. 13（決定） H31. 4. 2（公布／施行） ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> ・ H31. 3. 13 原子力規制委員会にて、意見募集等を踏まえて兼用キャスクに係る規則改正案等が決定。 ・ 既存の発電用原子炉施設は、いずれも、改正後の規定に適合していると認められることから、経過措置は設定せず。 ・ 現にキャスクを設置している東海第二については、キャスクからの中性子の寄与が敷地境界線量に与える影響について説明を求めることとなった。
			原子力規制 企画課 実用炉監視 部門 実用炉審査 部門		<ul style="list-style-type: none"> ・ 公布後の H31. 4. 4 に日本原電と面談を実施し、実測値等を用いた評価を実施し、結果を説明するよう求めた。 ・ H31. 4. 23、上記の求めに応じて、日本原電から、敷地境界で評価したキャスクからの中性子が寄与する線量は、$3.8\mu\text{Sv/年}$であ 	

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	<p>溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止基準</p>	<p>背景：平成28年11月に福島第二原子力発電所1号機から4号機の使用済燃料貯蔵槽において、地震に伴う水面の揺動（以下「スロッシング」という。）による溢水事象が発生し、排気ダクトに流入した放射性物質を含む水が、ダクトに設けた止水設備を越えて非管理区域に向かって流れ出す事象が発生した。</p> <p>規制委員会の対応：これを受け、配管、容器や使用済燃料貯蔵槽から管理区域外へ放射性物質を含む液体の漏えい防止対策を求めることとしたもの。</p>	規制企画課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（実用・研開・試験炉） ・技術基準規則（実用・研開炉） ・設工認技術基準規則（試験炉） ・性能技術基準規則（試験炉） ・設置許可基準規則解釈（実用・研開・試験炉） ・技術基準規則解釈（実用・研開炉） 	<p>H30.1.24（決定） H30.2.20（公布／施行） ※H31.2（施行後1年）まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 ・基準に適合するための工事や申請手続きに係る経過措置期間を設定。 ・施行時に着手している工事は継続を妨げない。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	重大事故等クラス1設備の構造及び強度に係る要求の見直し	<p>背景： 新規制基準のうち特定重大事故等対処施設に係る要求事項については、新規制基準施行後に新たに施設される設備のみを想定した規定ぶりとなっていたが、審査においては、新規制基準施行前に既に施設された設計基準事故対処設備も含めて特定重大事故等に対処することには技術的に合理性があると認めてきた。</p> <p>規制委員会の対応： これを受け、特定重大事故等時において既設の設備に重大事故等クラス1機器等に期待される機能が維持されるに足る構造及び強度がある場合は、既設の設備を重大事故等クラス1機器等として扱えることを明確にするもの。</p>	実用炉審査部門	・技術基準規則（実用炉）	H30.1.24（決定） H30.2.2（公布／施行）	<ul style="list-style-type: none"> ・公布後ただちに施行。 ・経過措置を設定せず。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価ガイドの見直し	<p>背景： 気象庁が2016年4月より既存のFスケールを見直した日本版改良藤田(JFE)スケールを策定したことを受け、ガイドで例示している竜巻最大風速の評価手法の見直しを検討することとなった。</p> <p>規制委員会の対応： 気象庁からの聞き取りの結果、両スケールの階級を互いに読み替えることは想定されていない旨の回答があったことなどから、当面の間、基準竜巻風速の設定において、JFEスケールを用いない旨をガイドに示すこととしたもの。</p>	技術基盤課 地震・津波 研究部門	・竜巻影響評価ガイド	H30.11.28 (決定／公布／施行)	<ul style="list-style-type: none"> ・H30.4.18 原子力規制委員会にて、「気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価の対応について」を報告。 ・H30.10.10 原子力規制委員会にて、これまでの検討結果等を踏まえた竜巻影響評価ガイドの改正案等を審議。 ・H30.11.28 原子力規制委員会にて、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。
基準	火災防護審査基準の一部改正(原子力発電所における火災感知器の設置要件の明確化について)	<p>背景： 保安検査において、火災区域・区画に異なる感知方式の感知器等として設置したもののうち、熱感知器については、消防法令に定められた設置基準と異なる方法で設置されていた。</p> <p>規制委員会の対応： これを受け、異なる感知方式の感知器等のそれぞれに対して、消防法令に定める設置要件を満たすための対策を求めることとしたもの。</p>	原子力規制 企画課(火 災対策室)	・火災防護審査基準(実炉)	H31.2.13 (決定／公布／施行) ※施行から5年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> ・H31.2.13 原子力規制委員会にて、意見募集の結果、これを踏まえた改正案及び現場における火災感知器の設置状況の確認結果を報告。 ・新たな感知器等の設置数、工事期間等を勘案して施行から5年の経過措置期間を設定。 ・施行時に着手している工事は継続を妨げない。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	震源を特定せず策定する地震動	<p>背景： 平成 29 年 11 月 29 日の原子力規制委員会において、全国共通に適用できる「震源を特定せず策定する地震動」の策定方法を明示することを目的とした検討チームの設置を決定した。検討チーム会合では「震源を特定せず策定する地震動」に係る標準応答スペクトルについて検討を行い、令和元年 8 月 7 日の第 11 回検討チームにおいて、その結果を報告書に取りまとめた。</p> <p>規制委員会の対応： これを受け、令和元年 8 月 28 日の原子力規制委員会において上記報告書の内容を審議、規制に反映させることについて了承された。</p>	地震・津波 審査部門 地震・津波 研究部門 原子力規制 企画課	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> ・ R2. 3. 4、R2. 3. 23、R2. 7. 15 原子力規制委員会において、改正後に必要な申請手続、経過措置、改正対象等について審議。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	デジタル安全保護系の共通要因故障対策	<p>背景： 令和元年の原子力規制委員会の重要課題として、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策の規制への取り込みが挙げられている。</p> <p>規制委員会の対応： 最近の国際的な動向も踏まえ、信頼性向上の観点から現行規制の見直しを検討することとし、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チームを設置することとした。</p>	技術基盤課、システム安全研究部門、実用炉審査部門、核セキュリティ部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> ・R1.9.13 原子力規制委員会において、取組方針が了承された。 ・R1.10.2 原子力規制委員会において、検討チームの設置が了承された。 ・これまでに4回の検討チーム会合を開催。 ・R2.3.11、R2.3.23 原子力規制委員会において検討結果を報告し、本件対策として満足すべき水準について了承された。 ・R2.7.8 原子力規制委員会において、事業者の自主的取組について公開の会合で提案を受けることが了承された。 ・R2.10.6 <u>第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取組みについて聴取。</u> ・R2.10.21 <u>原子力規制委員会において聴取結果を報告した。</u>