資料４

第４９回技術情報検討会の結果概要

令和３年１０月６日
原 子 力 規 制 庁

本年９月９日に開催された第４９回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙及び参考参照）。

別紙　第４９回技術情報検討会 結果概要
参考　第４９回技術情報検討会資料

別紙

第４９回技術情報検討会 結果概要

１．開催日：令和３年９月９日（木）

２．出席者：
山中委員、石渡委員、田中委員、伴委員、櫻田技監、佐藤審議官、市村部長、小野審議官、森下審議官、技術基盤Ｇ：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚室長代理

３．主な内容
（１）放射線防護に関する知見
１）屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果（概要報告）
（概要）

- 原子力規制委員会は、地方公共団体が地域防災計画を作成する際の基礎的なデータを提示することを目的として、平成26年に緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果を試算し公表している。
- 同試算において、屋内退避の効果は、IAEAや米国環境保護庁(EPA)における研究成果である欧米の建物の放射線遮へい効果や密閉効果を参考としているが、これらの効果は、建物の特性に大きく依存するものと思われる。
- 防護措置を考慮する上で、日本の家屋の特性を踏まえた屋内退避の効果を一定程度の確度をもって把握しておくことが重要であることから、平成27 年度より屋内退避の効果に係る委託研究を実施した。
- 本研究において、日本の家屋の特性を踏まえて屋内退避による被ばく低減効果を評価した結果、その効果は、放出される放射性物質の組成、気象条件、家屋の密集率等のパラメータに応じて変動し、また、これらが相互に関連することから、試算された低減係数が家屋の特性のみに基づく固有の被ばく低減能力を示すものでないことに留意する必要があるが、本研究において実施した代表的な条件下での試算の範囲では、これまで参考としてきた海外の知見と大きな差異は認められなかった。
- また、確率論的環境影響評価の結果、放出源から5km 以遠のUPZ 内評価点における甲状腺等価線量の7 日間積算線量(95%値)は、いずれの建築年区分においても、確率的影響リスクを低減するためのIAEA の包括的判断基準(最初の7 日間の甲状腺等価線量50mSv)を下回っており、これは、UPZ における緊急時の初動対応として屋内

退避を基本としている現行の原子力災害対策指針の考え方が妥当であることを示している。

- このことから、本研究の成果をもって原子力災害対策指針を見直す必要性はないものと考える。

（議論）

- 今回の報告は、代表的な条件下ではあるが、日本家屋のような木造家屋においてもこれまで参考としてきた海外の知見と差異は認められず、線量、放射線量を見ても、包括的判断基準を下回っていなかったというものである。原子力災害対策指針における屋内退避は、基本的に段階的避難であり、今回の報告で、避難をするまでの間の被ばくのリスクを低減する措置について考え方が変わることはないという発言があった。
- PAZ 内は早い予防的措置が取られるが、UPZ 内の住民にとっての屋内退避の効果は、これまでの知見を大きく変えるものではなかったと考える。このような研究は、海外でもほとんど行われておらず、放射性ヨウ素の化学形別に、浸透率等のパラメータを導出し、その変動、不確実さも定量したことに意義があるのではないか。確率論的な評価として代表的なケースを解析しているが、この研究は、環境条件や気象条件といった自然の変動パラメータに実験研究で得られた不確実さの要素を加味して、それぞれの化学形態による変動幅まで示しており、大きな知見を得られたのではないかと考えるとの補足があった。
- これまで海外の知見しかなかったものに対して、日本の家屋の特性を踏まえた屋内退避の効果を定量的、化学的に分析したことは、大きな成果だと思う。特に、原子力発電所を抱える地域の皆さんからは、屋内退避で十分なのか、地方公共団体の方々からは、屋内退避の効果はどうなっているのか、といった質問や要望がこれまで多く寄せられている。今後、この知見を活用して、屋内退避の効果を分かりやすく説明できるようにすることが大事である。内閣府の原子力防災とも連携して欲しいとの発言があった。
- 屋内退避の被ばく低減効果として数値を求めがちであるが、どれぐらいの範囲で、どういう条件が重要かといったことを明らかにしたことが、一番大きな成果だと思う。それを前提に試算をしても、これまで海外で報告されているパラメータの値と大きく変わるものではなかったので、この成果をもって原子力災害対策指針を見直す必要はないと思う。表 2 の低減係数は、平均化した値ということだが、具体的にどのように計算しているのか、距離による違いがそれほどないということは、その重みづけの平均を取っても取らなくても値

はそんなに変わらないということかとの質問があった。

- 説明者より、図 3 に評価の例示として、屋外（防護措置なし）の場合、1980 年以前の家屋に屋内退避した場合、1993 年以降の家屋に屋内退避した場合を記載しているが、被ばく低減係数は、それぞれの距離ごとの屋外の甲状腺等価線量に対する屋内の甲状腺等価線量として計算し、これを甲状腺等価線量で重みづけをし、加重平均を取っている。距離による低減係数の違いは、それほど大きくない。甲状腺等価線量で重みづけをする意味合いは、線量が高いところほど低減係数の重要度が高いという考え方による。加重平均と算術平均の違いは、ほぼないと考えると回答した。
- 甲状腺等価線量とは、甲状腺にヨウ素が濃集するということを考えに入れた線量又はその比なのか、また、マスクは吸入被ばくに効いてくるのかとの質問があった。
- 説明者より、甲状腺等価線量は、放射性ヨウ素を吸入で取り込んだ場合に、選択的に甲状腺に取り込まれたヨウ素から被ばくするものの預託線量として評価している。委託研究事業の中で、マスクの効果や空気清浄機の効果というものも評価をしており、着用するマスクの種類によってはかなり低減効果があり、空気清浄機もかなり高い効果を示すという結果が得られていると回答した。

（２）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の概要（自然ハザードに関するもの）

なし。

２）最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）

以下について報告及び議論を行った。

① ペレット－被覆管機械的相互作用（PCMI）破損しきい値未満で破損した OS-1 燃料の破損原因について

（概要）

- 燃料安全研究として、現在まだ国内では使用されていないアルミナとクロミアが微量添加された二酸化ウランペレットの RIA 模擬実験を実施した。
- 同燃料は、燃焼度 40GWd/t～65GWd/tU の PCMI 破損しきい値である 50cal/g より低い 38cal/g で破損した
- その後、OS-1 実験との比較のために、国内でも使用されている従来型の二酸化ウランペレットが装荷され、OS-1 燃料と同じ 10×10 型燃料集合体内で照射された燃料の RIA 模擬実験を実施した。
- また、OS-1 燃料の実験後観察等を進め、OS-1 燃料の破損に関する知見

が得られ、破損原因を推定した。

- 現在までに得られた知見からは、従来型ペレットに比べて、添加型ペレットの焼きしまりが小さく、スウェリングが大きいため、OS-1 燃料では、ベース照射中に添加型ペレットと被覆管が強く接触し、それによって生じる被覆管円周方向引張応力より半径方向水素化物が生成したと推察できる。

（議論）

- 低エンタルピで破損した添加物が入った燃料の破損原因は、推定のとおり水素化物が径方向に析出したことだと思う。根本原因としては、クロミア添加のペレットのスウェリングが大きかったせいという推定だが、例えば他のシリカ、アルミナ添加ペレットでもスウェリングが大きくなる可能性があるのかと質問があった。また、径方向に水素化物が析出した原因としては、応力がかかって応力再配向が起こったものと考えるとのコメントがあった。
- 説明者より、この添加型ペレットは、大粒径にすることで核分裂性ガスの放出を抑える効果が期待されているものである。定性的には、添加物が何であっても大粒径化されていれば同じような現象は起こると思う。今後、OS-1 ペレットの密度測定を行うので、スウェリング挙動について検討したい。水素化物の析出方向については、御指摘どおり、スウェリングが大きいことによりベース照射中の PCMI による応力が大きくなり、その応力によって半径方向に再配向したと考えている。今後、OS-1、OS-2 の金相を比較して、確認したいと回答した。
- もともとスウェーデンの照射燃料を用いた研究成果なので、スウェーデンには情報共有をしていると思うが、国際的な燃料安全の技術コミュニティ（例えば、OECD/NEA、IAEA）や学会発表を通じて、情報共有がなされているのかとの質問があった。
- 説明者より、本研究は JAEA の委託研究で実施したもので、JAEA は毎年国際会議を主催し、フランス、アメリカの研究者を招いて議論している。OS-1 の実験結果については、一昨年の国際会議で報告されており、製造元のスウェーデン・ウエスチングハウスやスウェーデンの電力会社とも情報は共有している。論文も公表されており、情報を得ることができる。OECD/NEA 等での情報共有については、OECD/NEA の Working Group on Fuel Safety の中で、一般的な RIA に関する知見の一つとして共有されていると回答した。
- この研究は、日本でも将来導入されるかもしれない添加物の入った燃料の PCMI 破損しきい値に関する実験を行ったところ、低いエンタルピで割れたものが発見されたため、従来型の燃料との比較を進めているものであり、これまでのところ、添加物の影響によって焼きしまりが小さく

スウェリングが大きくなり、それが引き金になって破損したと推測されているものと理解した。資料の中に、従来型ペレット燃料においてPCMI破損しきい値未満での破損が生じる可能性についても検討するとあるが、従来型の燃料について、どのような知見が得られると考えているのか質問があった。

- 説明者より、今後、ペレットの径を大きくし、フィッサイル量を増やすような設計変更があった場合や、現状の設計の燃料でも、さらに高燃焼度化した場合には同様の破損が生じる可能性があるため、その評価にこの知見をは活用できると回答した。

（対応）

- 現在までに得られた知見からは、OS-1 燃料は、国内で現在まだ使用されていない添加型ペレットの特性によりPCMI 破損しきい値未満で破損したと推定されるため、現状では、PCMI 破損しきい値の改定は必要ないと考えられる。
- 今後の研究において蓄積される知見をもって、改めて、PCMI 破損しきい値の改定の要否について検討する。

② 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応

（概要）

- 「回路故障が 2 次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」に対しては、将来的な「火災影響評価ガイド」1 への反映要否を含めて検討を行うこととしていることから、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件について調査し、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」としてまとめ、令和3 年6 月に公表した。
- 技術ノートでは、安全停止回路解析に関連する米国の規制要求と民間規格の関係及びその変遷を整理して米国における回路解析の規制上の位置づけを明確にするとともに、回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会（NRC）の規制活動、事業者の対応事例、解析結果の反映先等を調査し、我が国の火災時安全停止に関する規制要件との関係を整理した。
- 火災の影響軽減に関する規制要件(10CFR50.48)に対して、決定論に基づく審査では系統分離対策が要求され、防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認する。一方、確率論に基づく審査では回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けが要求され、CDF及びLERF に係るリスクを評価する。
- 回路解析は、安全停止解析の一部であり、安全停止機能として必要な構築物、系統及び機器が火災による回路故障から防護され、安全停止が達

成・維持されることを裏付けるために行うものであり、電気ケーブルを含む SSCs について実際の設置位置及び敷設経路を解析情報として、原子炉の安全停止成功パス（注 8）に及ぼす火災の影響を（定性的又は定量的に）評価する解析である。

- 決定論に基づく申請においては、系統分離対策が要求されるため回路解析の実務は審査の対象外になっている。

（議論）

- 米国では 10CFR50.48 に基づき、火災対策について、申請者の選択により、決定論を用いずに確率論で申請できるということと理解した。日本は規制基準について性能規定化を志向する方向にあるものの、火災防護基準は異なるので、米国では確率論を選択できるというのは非常に興味深い。さらにウオッチしておくとよいのではないかという発言があった。
- 火災対策に関しては、新規制基準で何を要求するか議論があったと記憶している。米国では、決定論と確率論の２つの手法があり、3 時間耐火や系統分離といった仕様要求を満足しなくても、火災影響評価を行い影響が少ないということが示せればよいという道もあるということは分かった上で、米国の規制要求のうち決定論だけを導入することに対して、それでよいのかという議論があった。回路解析や確率論的評価は難しい、日本の事業者には実績もない、そういう時点において、確率論でもよいとするのは、時期尚早ではないかという結論になったと記憶している。今回、米国の規制や運用の現状を NRA ノートという形で報告しているが、日本の事業者における回路解析や火災 PRA の実施があまり進んでいないので、米国と同じようなものを導入する必要があるかというと、まだそこには至っていないという印象であるとの発言があった。
- 図 2 について、決定論で審査をして、その後、確率論もやらせて、その上で許可するというようにも読める。許認可の制度と安全性向上評価の制度は別なので、読む人に誤解されないように、注意してほしいとの発言があった。

（対応）

- 決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」1 への反映の必要性は低いものと考えられる。
- 米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法（回路解析が手法の一部である）により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期

をみて公開で意見を聴取する。

③ 電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について

（概要）

- 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があり、計測制御設備などで使用される機器間の電磁波による相互干渉が考えられることから、電磁両立性を考慮した設計として達成すべき具体的な水準等に関する調査として、海外における、試験方法等に係わる詳細な文書、機器の認証に関する事項、対象とすべき設備、原子力発電所での適用事例、国内外のトラブル等の発生状況等について調査した。
- 試験方法等に関する基本文書の示す詳細な試験仕様に関する IEC 規格及び MIL 規格は、IEC 規格については半数強が国内規格化（JIS C 61000 シリーズとしての発行）されていたが、MIL 規格については確認できなかった。
- 対象設備としては、米国においては、R.G1.180 が直接的に対象とする設備は安全系設備である。対象設備の感受性の確認に加え、対象設備の設置場所の周辺設備からのエミッション（電磁波の放出及びその強度）が、対象設備の感受性の限界を超えない範囲にあることの確認を求めている。
- 米国の原子力発電所における適用事例として 10 事例を対象に、適用規格、試験施設、認可状況等について調査した。
- 国内外における不具合等として、米国 45 件程度、日本国内で 30 件程度の事例を抽出し分類した。

（議論）

- Electromagnetic Compatibility を電磁両立性と訳しているが、Compatible というのは、何かあるものに対応することができるという趣旨の単語だと思う。何と何が両立するという意味かとの質問があった。
- 説明者より、この分野で使われている一般的な用語をそのまま使っている。両立性というのは、複数の設備があったときにお互いに相互影響をもたらさないように、例えば安全系設備が影響を受けないというだけではなく、その安全系設備が不要な電磁波を放出し他に影響を与えないといった相互の影響を配慮するのが電磁両立性と考えている。従来、国内では全ての設備を同じメーカーから導入する傾向があって、あまり問題にはならなかったが、近年のシビアアクシデント対策等で、色々なメーカーの設備が導入される等、相互影響も従来に比べると心配といった問題認識で今回の調査を行ったと回答した。
- 今回の研究には、自然現象、例えば、雷、磁気あらしというようなもの

は視野に入っているのかとの質問があった。

- 説明者より、雷の影響は、一般的なEMCの対策の中に含まれて規格化されているが、磁気あらしは、まだ国際的にも議論があるところで、今後調査したいと考えていると回答した。
- 設置許可基準規則第6条及びその解釈は、外部からの影響に対して安全機能が損なわれないようにするという趣旨の要求だが、非安全系の電子機器が安全系の電子機器に影響をもたらすという点は、第6条で読めるのか。計装機器も含め、安全上に必要なEMCで阻害されないことを、どこで要求しているのか。また、具体的にこの民間規格に適合してればよいといった規定はあるのかとの質問があった。
- 説明者より、安全保護系については、資料の脚註に記載しているように第 35 条に要求がある。技術基準規則解釈において、日本電気協会の規格を引用しているが、具体的とはいえない記載内容であると記憶していると回答した。

（対応）

- 今後、海外調査の結果を踏まえ、国内の産業界におけるEMC 対策として達成すべき水準についての考え方及び基本文書が指定する規格基準の適用性並びに国内における試験実施の可能性等に関する事業者の状況について、公開で意見を聴取し、制度改正の要否等についての検討を行う。
- 一般的なEMC の条件を超える可能性のある電磁パルス等への対応について引き続き調査を実施する。

（３）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

- １次スクリーニング状況（対象２８件（新規２８件）、スクリーニングアウトするもの２８件）。
- ２次スクリーニング状況（継続調査するもの２件、スクリーニングアウトするもの１件）。
- 要対応技術情報の状況（継続検討中のもの２件）。

２）１次スクリーニング結果報告

以下について報告した。

i)IRS8999

（概要）

- 米国BWR プラントにおいて、主蒸気自動減圧系（ADS）の共用空気供給ヘッダの圧力が技術仕様書に定める基準より低下し、運転上の制限（LCO）に入った事例である。
- 両系列のADS が機能不能になる潜在性があった。ただし、許容時間内に圧力は復旧しており、実際にはADS 機能も喪失していない。

- 原因は、ADS 空気作動弁の O リングの取り付けミスによる空気漏えいと、それに伴う空気圧縮機の負荷増加による保護動作。根本原因は、ADS の空気供給ヘッダが両系列で共用されていることの不認識と当該空気作動弁が非安全系に分類されていること。

（対応）

- ADS の空気供給ヘッダが両系列で共用されている設計は、当該プラント固有と考えられるため、スクリーニングアウトとする。

ii）IRS9002

（概要）

- 定格運転中の米国 PWR プラントにおいて、補助給水系能力試験時に、隔離されているはずのタービン駆動補助給水ポンプが逆回転していたので、給水補助ポンプ全台が運転不能とされた事象である。
- 復旧が早く安全上の実影響はない。
- 原因は、ポンプ吐出側の逆止弁の閉止故障。根本原因は、当該プラントでは逆止弁の分解点検に替えて、漏えい流量監視のみに保守・点検方法を変更したこと。保守・点検方法変更による影響リスク評価が不十分だった。

（対応）

- 逆止弁のような安全上重要な機器に対する保守・点検方法を十分なリスク評価なく変更するのは、当該プラント固有と推定されることからスクリーニングアウトとする。
- なお、本件は国内事業者による安全上重要な機器等に対する保守・点検方法変更の際の、規制検査のポイントとして参考になると考えられるので、規制検査官会議等で事象概要や根本原因等を紹介した。

３）格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響

（概要）

- IRS8949/Part 21 2014-76「AP1000 プロジェクトにおける配管サポート塗装の逸脱」についての２次スクリーニング調査・分析を報告である。
- 対象を PWR と BWR に拡大して、格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響に関する米国と国内の規制動向も整理した。
- 調査・分析を行った結果、IRS8949 は、米国で建設中の AP1000 特有の塗装の調達不適合問題であることがわかった。原因は発注元の調達仕様書の誤りであり、根本原因は許認可図書に記載された AP1000 特有の塗装材仕様を誤解したためと推測される。
- 米国と国内の規制動向を整理した結果、両国とも、LOCA 時の噴出流で

剥がれた塗装材を含めた異物が、ECCS ストレーナやサンプスクリーンに付着して、ECCS ポンプ性能が喪失しないよう事業者が措置を取ることを求め、同様の評価方法等を規定していることがわかった。

- 米国では、異物による長期 ECCS 性能への影響に関する NRC のジェネリックイッシューはクローズしている。国内でも、前述の規定に従った審査が行われている。

（議論）

- 本件は、スクリーニングアウトでいいと思うが、塗装材を含む異物の炉内下流への影響の問題は、過去の技術情報検討会でも議論があり、事業者から意見を聴取するということになっているが、これと今回の報告との差分は何かとの質問があった。
- 説明者より、原子力規制庁で実施されている活動を補強する情報であると回答した。

（対応）

- IRS8949 は、米国で建設中の AP1000 特有の塗装の調達不適合問題であることから、スクリーニングアウトとする。
- 格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響に関しても、米国も国内も既に規定があり、運用されており、国内最新動向についても、原子力規制庁で既にフォローしていることから、スクリーニングアウトとする。

４）非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

（概要）

- 第 43 回技術情報検討会において、非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）は、システムとして据え付けた後、長時間（例えば 1 週間）動作するか確認するための試験を日本では実施していないがそれでよいのか、という問題提起あった。
- これに対し、事業者は、現状のメンテナンスにより EDG の健全性は確保できているが、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に 24 時間運転を実施する、実施時期については、2021 年度～2022 年度で完了できるように検討するとした。

（議論）

- 中部電力で不具合が 1 台発生したということだが、PWR の EDG は、同じメーカーが作っているところが大半だと思う。情報共有した等の報告を受けているかとの質問があった。
- 説明者より、直接の報告はないが、当然、事業者の間で情報は共有されていると考えていると回答した。

（対応）

- 今後は、事業者の試験を注視し、適切な時期に結果の説明を受けることとする。

参考

第４９回　技術情報検討会　議事次第

1.　日時：令和３年９月９日（木）　１４：００～１６：３０

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) 放射線防護に関する知見

1)　屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果（概要報告）

（説明者）重山　優　放射線防護グループ放射線防護企画課企画調査官

(2) 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)　自然ハザードに関するもの

なし

2)　自然ハザードに関するもの以外

①ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損した OS-1 燃料の破損原因について

（説明者）北野　剛司　技術基盤グループシステム安全研究部門上席技術研究調査官

②米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応

（説明者）椛島　一　技術基盤グループシステム安全研究部門主任技術研究調査官

③電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について

（説明者）今瀬　正博　技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

(3)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)　格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響

（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)　非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

（説明者）遠山　眞　技術基盤グループ技術基盤課長

4. 配布資料

議題(1)

資料４９－１	屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果（概要報告）

議題(2)

資料４９－２－１	最新知見のスクリーニング状況の概要（案）
資料４９－２－２	ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損した OS-1 燃料の破損原因について（案）
資料４９－２－３	米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応（案）
資料４９－２－４	電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について（案）

議題(3)

資料４９－３－１－１	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４９－３－１－２	２次スクリーニングの検討状況（案）
資料４９－３－１－３	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４９－３－２	１次スクリーニング結果集計表（案）
資料４９－３－３	格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響（案）
資料４９－３－４	非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

参考資料

参考資料４９－１	調査中案件の状況（案）
参考資料４９－２	技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

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

屋内退避による被ばく低減効果に係る委託研究の成果(概要報告)

令和 3 年 9 月 9 日
放射線防護グループ
放射線防護企画課

1．背景及び目的

原子力規制委員会は、地方公共団体が地域防災計画を作成する際の基礎的なデータを提示することを目的として、平成 26 年に緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果を試算し公表している[1]。同試算において、屋内退避の効果は、IAEA や米国環境保護庁(EPA)における研究成果である欧米の建物の放射線遮へい効果や密閉効果を参考としているが(参考 1 参照)、これらの効果は、建物の特性に大きく依存するものと思われる。防護措置を考慮する上で、日本の家屋の特性を踏まえた屋内退避の効果を一定程度の確度をもって把握しておくことが重要であることから、平成 27 年度より屋内退避の効果に係る委託研究を実施した[2]。

2．研究内容と得られた知見

本研究では、屋内退避による被ばく低減効果として、外部被ばくに対する遮へい効果、放射性物質の吸入(内部被ばく)に対する密閉効果を検討したが、外部被ばくの遮へい効果については、同一様式の家屋間では、海外の先行研究の知見と有為有意な差は認められなかったため(参考 2 参照)、本報告では、より家屋の特性に応じた低減効果への影響が大きい密閉効果に着目し、吸入被ばくに対する低減効果を取り扱った。被ばく低減効果を表す指標としては「被ばく低減係数」を用いた。被ばく低減係数は、屋外に留まった場合に受ける線量に対して、屋内に留まった場合に受ける線量の比で表す[3]。

文献調査などから、吸入被ばくの低減効果に寄与する主なパラメータを家屋の自然換気率[4]、浸透率[5]、沈着率[6]と特定し、自然換気率は、風洞実験に基づく先行研究の成果から、風速、建蔽率[7]、屋内外温度差、隙間相当面積[8]との関係式を導出し、適用した[9]。原子力事故時に甲状腺等価線量に最も寄与するとされるヨウ素は、放出後、粒子状、元素状、有機状などの化学形態をとり、その性状に応じて挙動が異なるとされる。一部の挙動は、自然換気率に相関性があると考えられるが、特に元素状ヨウ素に係る既存の知見が少ないことから、実家屋における実験、ラボ実験等を実施し、自然換気率との関係等を整理した。有機状ヨウ素は文献調査等から、反応性が低く、壁面等に付着しにくいことが報告されていることから、浸透率 1(すべて侵入)、沈着率 0(沈着しない)と仮定した。

---

[1] 「緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について」(平成 26 年 5 月 28 日 原子力規制委員会)
[2] 平成 27-令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費(防護措置の実効性向上に関する調査研究)事業 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
[3] 0 から 1 の値をとり、0 に近いほど低減効果が大きい
[4] 単位時間に家屋内の空気が入れ替わる率
[5] 放射性物質が侵入経路で除去されず侵入する率
[6] 侵入した放射性物質が家屋内で沈着する率
[7] グロス建蔽率：空き地、道路、公園なども含めたある地域全体の面積に対する建物建築面積の総合計
[8] 家屋にどの程度隙間があるかを示す尺度
[9] 吉野他, 1984, 1987; 赤林他, 1994

これらを踏まえ、風速やプルーム通過中の屋外の放射能濃度を一定とした仮想的な条件下で、家屋の気密性能に寄与するパラメータを変動させた際の、ヨウ素の化学的性状ごとの被ばく低減効果の傾向を、屋内放射能濃度計算コードを用いて評価した。その上で、実際の気象条件のもとでの屋内退避による被ばく低減効果を試算するため、確率論的環境影響評価コードを用いて甲状腺等価線量を評価した。

①屋内放射能濃度計算コードを用いた評価

屋内外の空気交換を模擬したコンパートメントモデルを含む屋内放射能濃度計算コード(図1参照)を構築し、風速、屋外放射能濃度一定などの条件のもとで、実験等において得られた関係式を含む各種パラメータを入力することにより屋内の放射能濃度の時間変化を求め、プルーム通過から24時間後の屋内外の積算甲状腺等価線量の比較により、ヨウ素の化学的性状、建蔽率、家屋の建築年区分、風速ごとの被ばく低減係数を算出した。なお、文献調査等から、家屋の気密性能は、国内の省エネルギー基準の制定・更新[10]に伴い向上する傾向が見られることから、建築年区分を、1980 年以前、1981～92 年、1993 年以降とし、これに高気密住宅を加えた 4 区分に設定した。

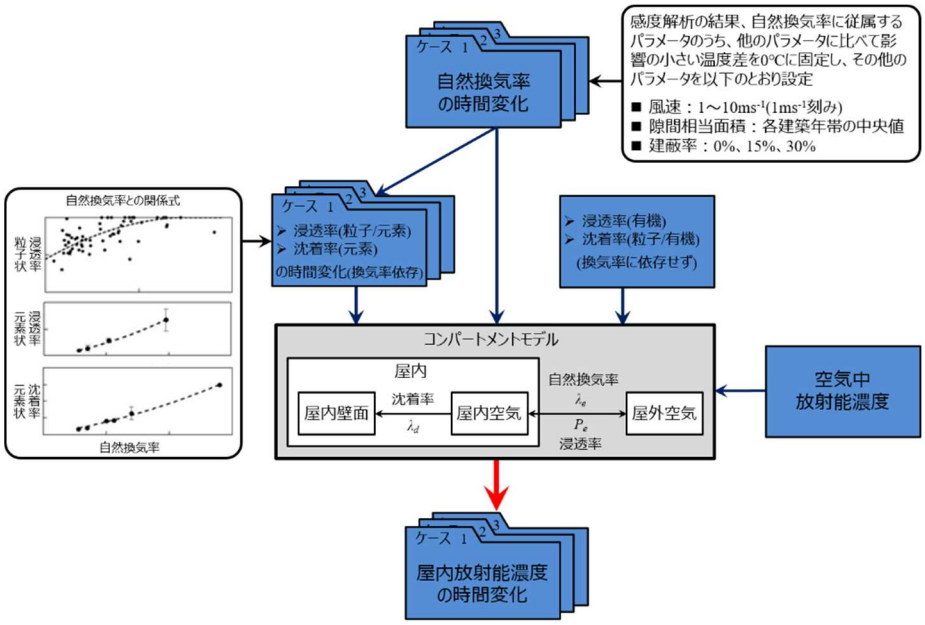


図1 屋内放射能濃度計算コード

評価の結果、気密性の高い新しい家屋、周辺に建物が多くある家屋であって、風速が遅い場所ほど家屋内への放射性物質の侵入が抑制されて家屋内の放射能濃度が低くなることから、被ばく低減効果が高い傾向が示された。化学的性状の差異では、元素状ヨウ素は、粒子状と比して反応性が高いため、家屋内への侵入経路でより多く除去されること、また、家屋内に侵入した後に沈着し、家屋内の空気中の放射能濃度が低くなることから、被ばく低減効果が高い傾向が示された(表 1 参照)。この結果は、隙間相当面積や建蔽率などの家屋の特性、風速等の環境条件、評価点におけるヨウ素の化学組成比等に応じて、被ばく低減効果が変動することを示している。

[10] 1980 年、旧省エネルギー基準告示、1992 年、新省エネルギー基準告示。

表1　吸入被ばく低減係数の範囲
(甲状腺等価線量の比、プルーム通過から24時間後、建蔽率15%場合の例)

中央値【( )内は5パーセンタイル値-95パーセンタイル値】

建蔽率15%			風速(m/s) 1	2	3.5
粒子状ヨウ素のみ	建築年	1980年以前	0.45 (0.36-0.51)	0.66 (0.58-0.70)	0.96 (0.93-0.98)
		1981～1992年	0.25 (0.16-0.31)	0.40 (0.30-0.46)	0.69 (0.62-0.73)
		1993年以降	0.19 (0.13-0.25)	0.23 (0.15-0.30)	0.46 (0.36-0.52)
		高気密住宅	0.19 (0.13-0.25)	0.19 (0.13-0.25)	0.23 (0.15-0.30)
元素状ヨウ素のみ	建築年	1980年以前	0.04 (0.04-0.05)	0.11 (0.10-0.11)	0.36 (0.35-0.38)
		1981～1992年	0.01 (0.01-0.01)	0.03 (0.03-0.04)	0.12 (0.11-0.12)
		1993年以降	0.01 (0-0.01)	0.01 (0.01-0.01)	0.05 (0.04-0.05)
		高気密住宅	0.01 (0-0.01)	0.01 (0-0.01)	0.01 (0.01-0.01)
有機状ヨウ素のみ	建築年	1980年以前	1.00	1.00	1.00
		1981～1992年	0.81	0.98	1.00
		1993年以降	0.70	0.78	1.00
		高気密住宅	0.70	0.70	0.79

②確率論的環境影響評価コードを用いた評価

上記①の評価は、風速やプルーム通過中の屋外の放射能濃度を一定とした条件下で、屋内外の甲状腺等価線量の相対値から、家屋の気密性能やヨウ素の化学的性状の差異に基づく被ばく低減効果の概略の傾向を捉えるものであったが、同評価において得られた知見を踏まえ、実際の気象条件のもとでの甲状腺等価線量や被ばく低減係数を試算するため、確率論的環境影響評価コード(OSCAAR)を用いて、大気拡散解析に基づく評価を行った(解析条件については参考 3 参照)。同解析では、放射性物質放出源から 30km までの距離を 12 分割、32 方位に分割したメッシュごとに屋外の風速及び放射能濃度を出力し、これらを①で構築した屋内放射能濃度計算コードに入力することにより、屋内外の甲状腺等価線量の 7 日間積算線量を算出し、被ばく低減係数を求めた。甲状腺等価線量は、同一評価点であっても、気象条件によって異なるため、気象シーケンスごとに距離別の最大値を抽出し、これを昇順に整理し、中央値(50%値)、95%値を示した(図 2 参照)。

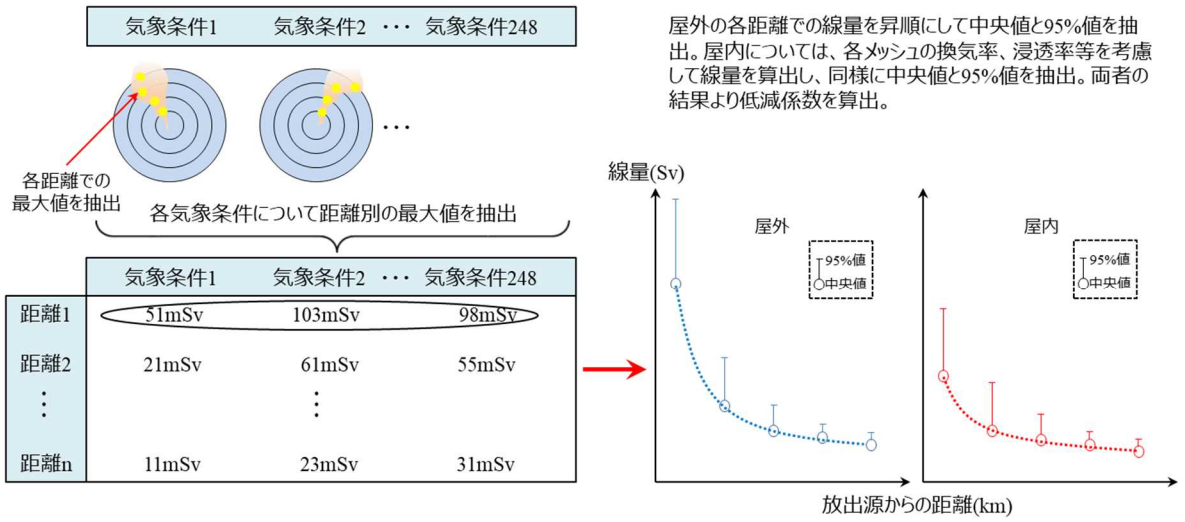


図2　確率論的環境影響評価手法のイメージ

家屋の建築年区分ごとに吸入被ばくの低減効果を評価した結果、1980 年以前の古い家屋においては、他の建築年区分と比べやや低い被ばく低減効果が認められるものの、気象条件を設定した地域において最も存在比率が高い 1993 年以降の家屋では、吸入による内部被ばくが、屋外に対し約 4 分の 1 程度に低減する結果となった(表 2 参照)。これは海外の先行研究の結果と同等程度であることを示している。また、放出源から 5km 以遠の UPZ に相当する評価点における甲状腺等価線量の 7 日間積算線量(95%値)は、いずれの建築年区分においても、確率的影響リスクを低減するための IAEA の包括的判断基準(最初の 7 日間の甲状腺等価線量 50mSv)[11]を下回る結果となった(図 3 参照)。

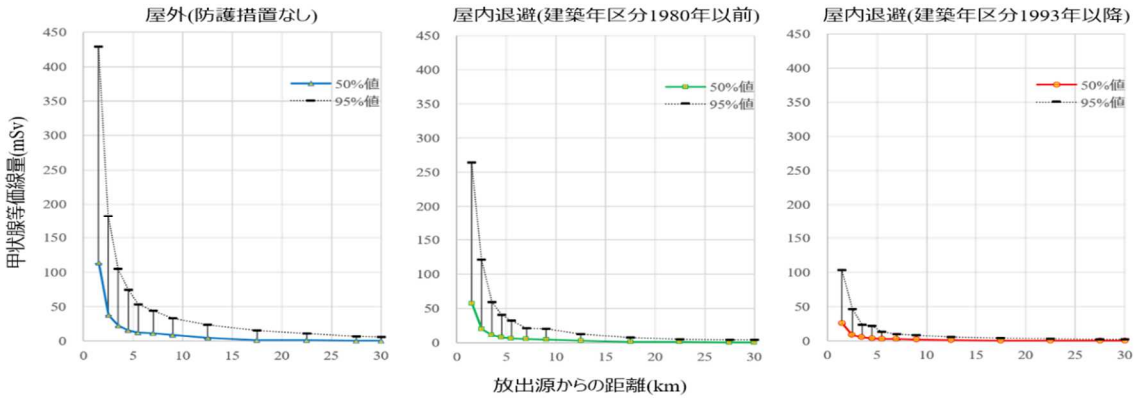


図3 OSCAARコード出力値を用いた甲状腺等価線量試算結果の比較例

表2 甲状腺等価線量の試算に基づく被ばく低減係数(7日間積算線量の比)

	建築年区分			
	1980年以前	1981～1992年	1993年以降	高気密住宅
被ばく低減係数(吸入)	0.56	0.33	0.24	0.22

各距離における低減係数を算出し平均化したもの

3. まとめ

本研究において、日本の家屋の特性を踏まえて屋内退避による被ばく低減効果を評価した結果、その効果は、放出される放射性物質の組成、気象条件、家屋の密集率等のパラメータに応じて変動し、また、これらが相互に関連することから、試算された低減係数が家屋の特性のみに基づく固有の被ばく低減能力を示すものでないことに留意する必要があるが、本研究において実施した代表的な条件下での試算の範囲では、これまで参考としてきた海外の知見と大きな差異は認められなかった。また、確率論的環境影響評価の結果、放出源から 5km 以遠の UPZ 内評価点における甲状腺等価線量の 7 日間積算線量(95%値)は、いずれの建築年区分においても、確率的影響リスクを低減するための IAEA の包括的判断基準(最初の 7 日間の甲状腺等価線量 50mSv)を下回っており、これは、UPZ における緊急時の初動対応として屋内退避を基本としている現行の原子力災害対策指針(参考 4 参照)の考え方が妥当であることを示している。このことから、本研究の成果をもって原子力災害対策指針を見直す必要性はないものと考える。

[11] IAEA 安全基準 原子力または放射線源による緊急事態に対する準備と対応(GSR part7) ：確率的影響のリスクを低減させるための緊急事態における防護措置や他の対応措置に対する包括的判断基準

なお、本研究では、主に一般的な家屋を対象とした評価を実施したが、同研究において得られた知見の一部は、家屋以外の建物にも適用可能であると考えられることから、放射線防護対策施設等への屋内退避による被ばく低減効果を取りまとめている内閣府原子力防災担当に情報を共有し、同知見を活用することとしている。

【以下参考資料】

参考1　屋内退避の効果(海外研究成果)

	外部被ばく(遮へい効果)		内部被ばく(密閉効果)	
木造家屋への屋内退避	放射性プルームからのガンマ線等(クラウドシャイン)の影響	10%低減 (低減係数=0.9)	放射性プルーム中の放射性物質を呼吸により摂取する影響	75%低減 (低減係数=0.25)
	周辺環境中の沈着核種からのガンマ線等(グラウンドシャイン)の影響	60%低減 (低減係数=0.4)		

出典：緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について(案)（平成26年5月28日 原子力規制委員会)

参考2　外部被ばく低減係数の範囲(本委託研究の成果)

		クラウドシャイン			グラウンドシャイン
		0.4MeV	0.66MeV	1.5MeV	0.66MeV
木造家屋	1階	0.68～0.77	0.71～0.80	0.79～0.87	0.48～0.63
	2階	0.79～0.89	0.82～0.90	0.87～0.95	0.48～0.54

参考3　OSCAARコードで出力されるパラメータを用いた吸入被ばく低減係数の計算条件

事故シナリオ、ソースターム関連の条件	計算した線量	7日間での積算線量
	想定する事故	具体的な事故のシーケンスは設定せず
	炉心内蔵量	80万 kWe級加圧水型軽水炉(PWR)モデル (事故直前まで定格熱出力(2,652 MWt)比102%の熱出力で40,000時間運転を継続したもの)
	格納容器への放出割合	米国NRCのNUREG-1465から引用
	環境への放出割合	Cs-137の環境への放出量が100 TBqとなるように求めた係数を、NUREG-1465から得られた各核種グループの格納容器への放出割合に乗算して算出。
OSCAAR関連計算条件	ヨウ素比 粒子状：CH_3I：I_2	95:5:0
	呼吸率、線量係数	呼吸率：0.9576 m3/h、線量係数: ICRP Publ.71
	放出開始時間	原子炉停止から24時間後
	環境中への放出継続時間	5時間(一定の割合で放出されると仮定)
	放出高さ	50 m
	被ばく経路	吸入被ばく
	核種	ヨウ素同位体(元素状I除く)、テルル同位体
	気象シーケンス数	248(茨城県東海地区、年間における1時間ごとの気象データ(8760通り)から248通りをサンプリング)
屋内退避関連計算条件	建物	1980年以前 1981年～1992年 1993年以降 高気密住宅
	建蔽率	15%(東海村中央値)
	屋内退避継続時間	放出開始から2日間

参考 4 原子力災害対策指針(抜粋)

第 3 緊急事態応急対策

(5) 防護措置

② 屋内退避

屋内退避は、住民等が比較的容易に採ることができる対策であり、放射性物質の吸入抑制や中性子線及びガンマ線を遮蔽することにより被ばくの低減を図る防護措置である。屋内退避は、避難の指示等が国等から行われるまで放射線被ばくのリスクを低減しながら待機する場合や、避難又は一時移転を実施すべきであるが、その実施が困難な場合、国及び地方公共団体の指示により行うものである。特に、病院や介護施設においては避難よりも屋内退避を優先することが必要な場合があり、この場合は、一般的に遮蔽効果や建屋の気密性が比較的高いコンクリート建屋への屋内退避が有効である。

具体的な屋内退避の措置は、原子力災害対策重点区域の内容に合わせて、以下のとおり講ずるべきである。

- ＰＡＺにおいては、原則として、施設敷地緊急事態に至った時点で施設敷地緊急事態要避難者に対して、また、全面緊急事態に至った時点で全ての住民等に対して、避難を実施するが、避難よりも屋内退避が優先される場合に実施する必要がある。
- ＵＰＺにおいては、段階的な避難やＯＩＬに基づく防護措置を実施するまでは屋内退避を原則実施しなければならない。
- ＵＰＺ外においては、ＵＰＺ内と同様に、事態の進展等に応じて屋内退避を行う必要がある。このため、全面緊急事態に至った時点で、必要に応じて住民等に対して屋内退避を実施する可能性がある旨の注意喚起を行わなければならない。

前記の屋内退避の実施に当たっては、プルームが長時間又は断続的に到来することが想定される場合には、その期間が長期にわたる可能性があり、屋内退避場所への屋外大気の流入により被ばく低減効果が失われ、また、日常生活の維持にも困難を伴うこと等から、避難への切替えを行うことになる。(以下略)

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

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和３年９月９日　長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和３年３月13日から令和３年８月20日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	スクリーニング結果（対応の方向性(案)）	資料ページ
21 シ安-(B)-0001	ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損した OS-1 燃料の破損原因について	iii）	2～3

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

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和３年９月９日　長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和３年３月13日から令和３年８月20日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	１次スクリーニング		２次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 シ安-(B)-0001	ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損したOS-1燃料の破損原因について	第34回技術情報検討会(平成30年11月21日)において、委託研究で実施している原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いた反応度事故（RIA)模擬試験で､スウェーデンのBWRで照射された10×10燃料(OS-1)が、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(平成10年4月原子力安全委員会了承)に示されている燃焼度40GWd/t～65GWd/tUの燃料のペレット被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値の目安値である50cal/gより低い､38cal/gで破損したことを報告し、調査を継続することとされた。 OS-1ではUO2に微量のAlとCrを添加した添加型ペレットが使用されていたが､OS-1と同様の照射履歴をもち、従来型UO2ペレットを使用している10×10燃料(OS-2)のRIA模擬試験を、その後、破損原因調査の一環として実施した。結果は非破損であった。 照射後試験として実施したOS-1の断面金相観察から、破損部付近に被覆管半径方向に析出した水素化物が観察されており、しきい値未満で破損した直接の原因は、この半径方向水素化物と考えられる。被覆管円周方向引張応力が大きい場合、半径方向水素化物が生成することが知られているが､OS-1は、ベース照射完了時点での被覆管外	2021/7/30	iii）	・OS-1の破損は第34回技術情報検討会(平成30年11月21日)に報告し､調査を継続することとされた。今回､最終的な調査結果ではないものの、ある程度、調査、検討が進み、破損原因が特定されたことから､現在までに得られた知見を技術情報検討会に情報提供･共有する。	iii）	・OS-1の破損は第34回技術情報検討会(平成30年11月21日)に報告し、調査を継続することとされた。今回、最終的な調査結果ではないものの、ある程度、調査、検討が進み、破損原因が特定されたことから、現在までに得られた知見を技術情報検討会に情報提供･共有する。	

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
		径が大きく、ベース照射中に比較的大きな円周方向引張応力が被覆管に作用していた可能性があると考察された。 　燃料棒挙動解析コードの FEMAXI-8 による解析を実施したところ、UO2 ペレットに比べて、添加型ペレットの焼きしまりを小さく、また、スウェリングを大きくすることで、被覆管外径を再現でき、ベース照射末期の被覆管円周方向引張応力が他の RIA 模擬試験を実施した BWR 燃料に比べて大きいとの解析結果が得られた。なお、添加型ペレットの焼きしまりが小さいことは、OS-1 の製造メーカより論文で報告されている。 　　現在までに得られた知見からは、添加型ペレットの焼きしまりが小さいこと、及びスウェリングが大きいことに起因して、被覆管に半径方向水素化物が生成し、その結果、破損しきい値未満で破損したと考えられる。当該破損は、添加型ペレット燃料に特有のものと言えるが、メカニズムそのものは、UO2 ペレット燃料にも生じ得るため、今後、OS-2 の照射後試験等を進め、さらに詳細に OS-1 の破損原因を調査するとともに、同様の破損が UO2 ペレット燃料にて生じる可能性についても検討する。						

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

ペレット－被覆管機械的相互作用(PCMI)破損しきい値未満で破損した OS-1 燃料の破損原因について（案）

令 和 3 年 9 月 9 日
長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門

１． 背景

設置許可基準規則の解釈第１５条（炉心等）３では、反応度投入事象の具体的な評価は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定）等によるとしている。同評価指針の後に発行された「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成 10 年 4 月 13 日原子力安全委員会了承）においては、反応度投入事象時に燃料がペレット-被覆管機械的相互作用（以下「PCMI」という。）により破損する目安値として、燃料エンタルピを用いて PCMI 破損しきい値を定め、運転時の異常な過渡変化にあっては、燃料破損が生じないよう、燃料エンタルピがこの PCMI 破損しきい値を超えないこと、事故にあってはこのしきい値を超えて PCMI 破損を生じ、これに起因する機械的エネルギやペレットの微細化が発生しても、原子炉の停止能力及び冷却性並びに原子炉圧力容器の健全性を損なわないことを確認するよう求めている。

燃料安全研究として、海外ではすでに実用化されており、国内でも将来の導入が見込まれる改良型燃料に対して、PCMI 破損しきい値が適用可能であることを確認するために、原子炉安全性研究炉（以下「NSRR」という。）を用いた反応度事故（以下「RIA」という。）模擬実験を委託研究[(1)]で実施してきた。この委託研究の中で、現在まだ国内では使用されていないアルミナとクロミアが微量添加された二酸化ウランペレット(以下「添加型ペレット」[(2)]という。)が装荷され、スウェーデン BWR[(3)]で高燃焼度（64GWd/tU）まで照射された 10×10 型燃料の RIA 模擬実験（以下「OS-1 実験」という。）を実施した。その結果、同燃料（以下「OS-1 燃料」という。」は、燃焼度 40GWd/t～65GWd/tU の PCMI 破損しきい値である 50cal/g より低い 38cal/g で破損した。なお、燃料エンタルピの増分最大値は 69cal/g であった。OS-1 燃料の破損については、第 34

(1) 原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業及び原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業

(2) 本添加型ペレットは、ウエスチングハウス社により開発され、ADOPT™ と呼ばれている。核分裂ガス放出低減効果等が期待され、欧州では実用化されている。
https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/fuel/ADOPT-Flysheet.pdf

(3) オスカーシャム 3 号機

回技術情報検討会(平成 30 年 11 月 21 日)で報告し、破損原因について調査を進めることとされた。

その後、OS-1 実験との比較のために、国内でも使用されている従来型の二酸化ウランペレット（以下「従来型ペレット」という。）が装荷され、OS-1 燃料と同じ 10×10 型燃料集合体内で照射された燃料の RIA 模擬実験（以下「OS-2 実験」という。）を実施した。また、OS-1 燃料の実験後観察等を進め、OS-1 燃料の破損に関する知見が得られ、破損原因を推定したので、その結果を報告する。

２．　得られた知見

２．１　OS-2 実験結果

国内でも使用されている従来型ペレットが用いられ、OS-1 燃料と同じ 10×10 型燃料集合体内で燃焼度 63GWd/tU まで照射された燃料（以下「OS-2 燃料」という。）の RIA 模擬実験を実施した。その結果、燃料エンタルピ増分最大値は 62cal/g に達したが、燃料は非破損であった。このことから、OS-1 燃料の破損は、添加型ペレットの特性が関係していると推察できる。

２．２　OS-1 燃料の実験後観察結果等

OS-1 燃料の被覆管断面金相を図 1[(4)]に示す。水素化物を観察するためのエッチングが施されており、黒い筋が水素化物である。被覆管半径方向に析出した水素化物（写真内の矢印）も観察できる。また、水素化物は脆いため、半径方向水素化物に沿って進展したと考えられる貫通亀裂が観察できる。

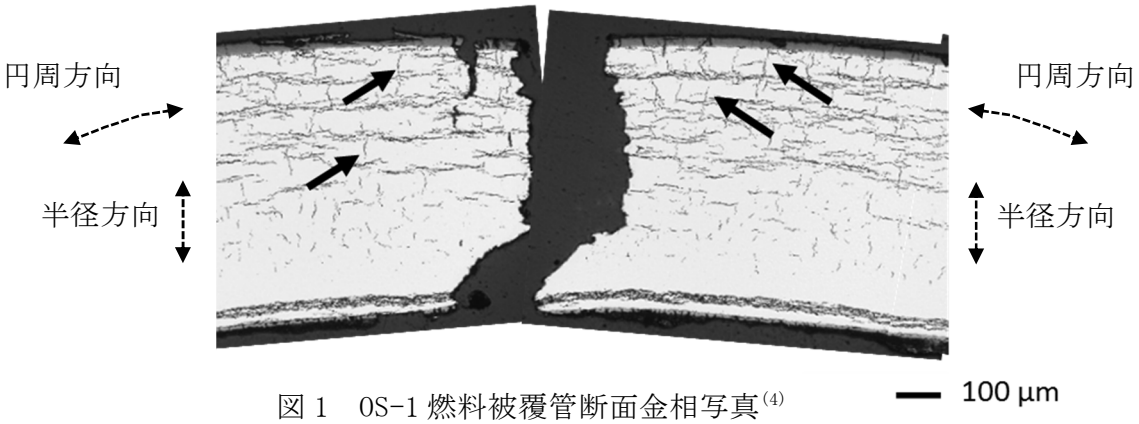


図 1　OS-1 燃料被覆管断面金相写真[(4)]

水素化物は作用する引張応力に対して垂直に析出することが知られている。通常では、図 1 のような多数の半径方向水素化物が生成することはなく、また、BWR での照射（以下「ベース照射」という。）後の OS-1 燃料の直径増加が

(4) 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書　原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業

RIA 模擬実験に供した他の BWR 燃料[5]に比べて大きかったことから、ベース照射中に被覆管に作用した円周方向引張応力が通常よりも高いことが推察された。そこで、燃料棒挙動解析コードにより、ベース照射中の被覆管応力を解析した。従来型ペレットに比べて添加型ペレットの焼きしまりが小さいこと[6]を考慮するとともに、スウェリングが大きいと仮定することによって、OS-1 燃料の直径増加が再現され、ベース照射中に被覆管に作用する円周方向引張応力は、RIA 模擬実験に供した他の BWR 燃料よりも高くなった。この解析結果から、OS-1 燃料ではベース照射中の被覆管円周方向引張応力が通常よりも高かったため、半径方向水素化物が生成したと考えられる。

実験用に切り出した OS-1 燃料及び OS-2 燃料のそれぞれに隣接する位置（以下「リファレンス試料」という。）のペレット-被覆管界面金相写真を図 2[4][7]に示す。図 2 は、ベース照射後の状態を表すものである。OS-1 リファレンス試料からは、ペレットと被覆管が癒着し、ボンディング層が生成していることがわかる。これは、ベース照射中に添加型ペレットと被覆管が強く接触していたことを示唆するものであり、被覆管円周方向引張応力が高かったとする解析結果とも整合する。一方、OS-2 リファレンス試料ではペレット-被覆管界面においてボンディング層は観察できず、ペレット-被覆管ギャップ（空隙）が残存しており、OS-1 燃料ほどの強い接触はなかったものと推測できる。

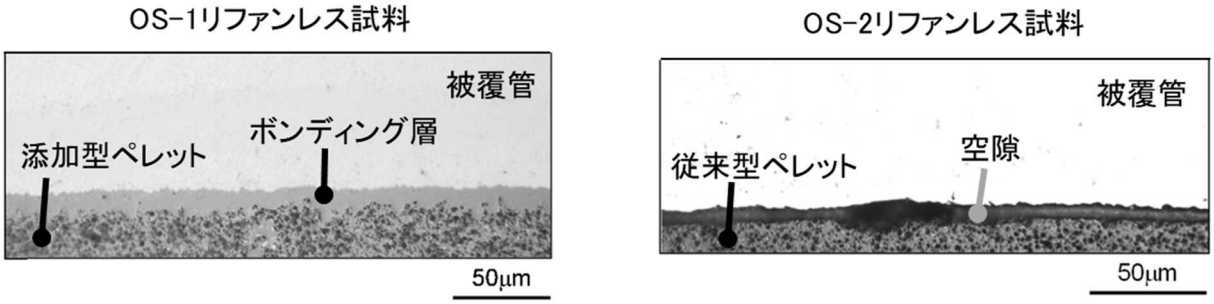


図 2　ペレット-被覆管界面金相写真[4][7]

２．３　OS-1 燃料破損原因の推定

現在までに得られた知見からは、従来型ペレットに比べて、添加型ペレットの焼きしまりが小さく、スウェリングが大きいため、OS-1 燃料では、ベース照射中に添加型ペレットと被覆管が強く接触し、それによって生じる被覆管円周方向引張応力より半径方向水素化物が生成したと推察できる。

RIA 模擬試験では、急激に熱膨張したペレットが被覆管に接触し、被覆管に円周方向応力を負荷する。ペレット熱膨張量は燃料エンタルピ増分に比例す

---

(5) FK 実験で使用した東京電力福島第二原子力発電所で照射された燃料及び LS 実験で使用したスイス・ライプシュタット原子力発電所で照射された燃料。

(6) J. ARBORELIUS, et al., “Advanced Doped UO2 Pellets in LWR Applications”, J. Nucl. Sci. Tech., Vol. 43, Iss. 9 (2006) 967-976

(7) 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書　原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業

るが、OS-1 燃料では、被覆管に半径方向水素化物が生成していたため、少ないペレット熱膨張量、つまり、低い燃料エンタルピ増分でも半径方向水素化物に割れが生じ、破損に至ったと考えられる。

２．４　今後の研究計画

OS-1 燃料の破損は、添加型ペレットの特性に依存するところが大きいと考えられるが、メカニズムそのものは、従来型ペレット燃料にも生じうる。また、上記の検討では、添加型ペレットのスウェリングが大きく、被覆管半径方向水素化物は OS-1 燃料のみに生成して、OS-2 燃料では生成していないとの仮定が含まれているが、今後実施するペレット密度測定及び OS-2 燃料の金相観察でそれらを確認できる。そのため、令和５年度まで計画している研究の中でさらにデータを取得して、それに基づき、OS-1 燃料の破損原因に関して結論を示すとともに、OS-1 燃料と同程度の燃焼度をもつ従来型ペレット燃料において PCMI 破損しきい値未満での破損が生じる可能性についても検討する予定である。

３．　今後の対応

「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」では、策定当時までに得られた NSRR での RIA 模擬実験結果に加えて、米国及びフランスでの実験結果も考慮して、PCMI 破損しきい値が決められたが、特異な例については検討対象から除外している。

現在までに得られた知見からは、OS-1 燃料は、国内で現在まだ使用されていない添加型ペレットの特性により PCMI 破損しきい値未満で破損したと推定されるため、現状では、PCMI 破損しきい値の改定は必要ないと考えられる。今後の研究において蓄積される知見をもって、改めて、PCMI 破損しきい値の改定の要否について検討する。

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

米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応（案）

令和３年９月９日
技術基盤課
システム安全研究部門

1. 調査の概要

技術情報検討会における「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）」の一つである、「回路故障が 2 次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」(注 1)に対しては、将来的な「火災影響評価ガイド」[1] への反映要否を含めて検討を行うこととしていることから、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件について調査し、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（以下「技術ノート」という。）」としてまとめ、令和 3 年 6 月に公表した。技術ノートでは、安全停止回路解析に関連する米国の規制要求と民間規格の関係及びその変遷を整理して米国における回路解析の規制上の位置づけを明確にするとともに、回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会（NRC）の規制活動、事業者の対応事例、解析結果の反映先等を調査し、我が国の火災時安全停止に関する規制要件との関係を整理した。調査の概要は以下のとおりである。

（1）米国の火災防護規制

米国の火災防護規制を図 1 に示す。火災防護に係る規制制度には、決定論及び確率論に基づくものがある。共通する基本概念としては、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減であり、それらは 10CFR50.48、10CFR50 附則 A GDC3、10CFR50 附則 R に明記されている。

①火災の影響軽減に係る規制要求

火災の影響軽減に紐付く「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件(10CFR50.48)に対して、決定論に基づく審査では系統分離対策が要求され、防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認する。一方、確率論に基づく審査では回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けが要求され、CDF(注 2)及び LERF(注 3)に係るリスクを評価する。関連する規制要求及び審査の概要を別紙 1 に示す。

②決定論に基づく火災の影響軽減

決定論に基づく火災の影響軽減としては、系統分離対策を要求している。具体的には、同一火災区域内に故障・誤動作の原因になる電気ケーブル（関連する非安全回路を含む）や機器が存在する場合には、a)3 時間の火災障壁による分離、b)20ft(6.1m)以上の水平間隔による分離（その空間に可燃物が無いこと。）及び火災検知器・自動消火設備設置、あるいは c) 1 時間の火災障壁及び火災検知器・自動消火設備設置のいずれかの系統分離対策を実施する必要がある。

(注 1) 実際に設備故障が生じた事例はなく、米国における火災時安全停止回路解析で摘出された報告である。
(注 2) Core Damage Frequency: 炉心損傷頻度
(注 3) Large Early Release Frequency: 早期大規模放出頻度

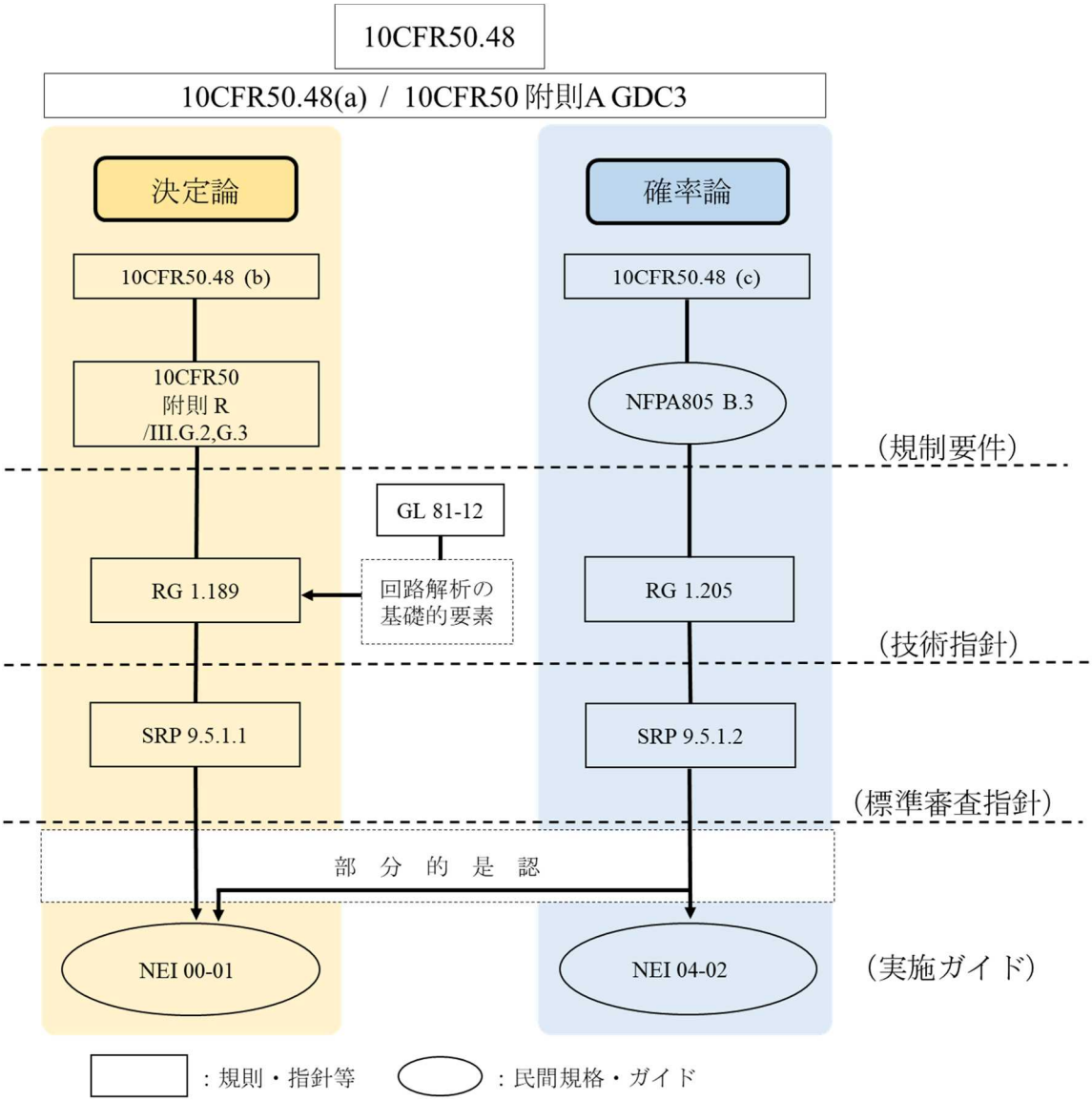


図1　米国の火災防護に係る現行規制

③確率論に基づく火災の影響軽減

(a)導入の背景

2004 年以前は決定論に基づく火災の影響軽減については、10CFR50.48(a)(注 4)及び 10CFR50.48(b)(注 5)のみが存在し、(1)②の系統分離対策が要求されていたが、当時から技術的要件に適合しないプラントが多数存在していた。

米国の認可制度には、本来の技術的要件に適合しない場合でも、代替となる特定の要件を満たすことによって、暫定的に適合除外が認められる場合があり(適合除外規定：10CFR50.12)、過去に米国の事業者全体で正式に認可された火災防護に係る適合除外の申請数は数百件に上るとされている。即ち本来の規制要件である 10CFR50.48 が遵守できずに、

(注 4) 10CFR50.48(a)は 1979 年 1 月以降に運転認可を受けたプラント及び新規建設炉に対する要件である。
(注 5) 10CFR50.48(b)は 1979 年 1 月以前に運転を開始したプラントに対する要件である。

10CFR50.12 に基づく条件付き適合除外の承認を得ることによって、辛うじて運転認可を維持していた。このような状況は 20 年以上放置され続けていたが、適合除外の申請を恒久的に認めるのは 10CFR50.12 の趣旨ではなく、本来の 10CFR50.48 への適合への復帰が目指さなければならないとして、NRC は長年山積した諸々の不適合を総合的に解決する手段として、民間規格 NFPA805 の一部を引用するとともに確率論的規制の要件である 10CFR50.48(c)(注 6)を 2004 年に策定した。

(b)規制要求の概要

確率論に基づく火災の影響軽減としては、回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けを要求している。そのため安全停止解析の一部として回路解析が実施される場合がある。最終的には火災区域毎に火災シナリオの同定及び事故シーケンスの定量化を行い、プラント全体のリスクとして ΔCDF(注 2)と ΔLERF(注 3)の受容基準(注 7)を満足する必要がある。

（2）回路解析について

①回路解析の概要

回路解析とは、「火災に起因する回路故障を想定する場合も原子炉の安全停止の達成・維持が可能であることを示す」という米国の規制要求を受けて実施される安全停止解析の一部であり、安全停止機能として必要な構築物、系統及び機器（SSCs）が火災による回路故障（短絡・地絡・断線・二次火災等による機能喪失）から防護され、安全停止が達成・維持されることを裏付けるために行うものであり、電気ケーブルを含む SSCs について実際の設置位置及び敷設経路を解析情報として、原子炉の安全停止成功パス(注 8)に及ぼす火災の影響を（定性的又は定量的に）評価する解析である（安全停止解析及び回路解析の概要を別紙 2 に示す。）。

②回路解析の実施ガイド

回路解析を実施するための具体的手順を記載している民間ガイド NEI 00-01[2] は、NRC が RG1.189[3] で部分的に是認している。また、2004 年には 決定論的規制の代替オプションとしての確率論的評価に基づく民間規格 NFPA805[4] が一部引用され、関連する民間ガイド NEI 00-01[2] 及び NEI 04-02[5] が部分的に是認されている。

③回路解析の活用先

回路解析の結果は、高温停止に必要な機器(注 9)又は安全停止に重要な機器(注 10)に対する回路故障が安全停止に及ぼす影響を特定し、火災防護対策が安全停止の達成・維持を保障することを示すために用いられる。

(注 6) 10CFR50.48(c)は 2004 年以降に導入されたリスク情報に基づくパフォーマンスベースの要件である。

(注 7) リスク増加の受容基準は RG1.174 を参照。

(注 8) 原子炉を高温停止及び低温停止にするために必要な安全停止機能を達成及び維持できる SSCs の組合せ。

(注 9) 安全停止機能を果たす上で必要かつ十分な機器で、反応度制御、圧力制御、水量制御、崩壊熱除去、プロセス監視、補助機能で構築される安全停止パス上に存在する一次機器とそれらの補助的機能を持つスイッチや計測器等の二次機器。

(注 10) 高温停止に必要な機器ではないが、その操作不良（誤作動）が安全停止に影響を及ぼす機器で、安全停止機能を果たす系統に必要な流路からの分流を生じさせる弁が主なものであり、NEI 00-01[2] の Appendix H に具体的な例が示されている機器。

（3）決定論に基づくNRC の規制と事業者の対応

①回路解析に関するNRC の審査・検査

審査：「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、系統分離対策が要求されるため、NEI 00-01[2] に基づく回路解析の実務は審査の対象外になっている。

検査：3 年毎の火災防護検査では、回路解析に関する確認作業が検査手順書(FPTI) IP71111.21N.05[6] に基づき、特定の検査項目(注11)が存在する場合に実施される。

②回路解析に関する米国事業者の対応

事業者は、3 年毎の火災防護検査において火災時安全停止解析又は代替停止解析、火災 PRA の概要版等を提出し、検査官のレビューを受ける。また、回路解析を実施し摘出した火災による多重誤動作(MSO：Multiple Spurious Operation)問題の事例等を LER（Licensee Event Report）で報告する。

2. 我が国における回路解析の規制上の扱い

我が国では決定論に基づく審査が行われており、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を要求しているため、回路解析は審査の対象外になっている。

一方、図2に示すように現行規制においても決定論に基づく審査の後に確率論に基づく安全性向上評価が実施されることになっており、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」[7] では、「本評価で対象とする事象については、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。」と記載され、内部事象の例として内部火災が挙げられている。したがって、回路解析がその手法の一部である火災 PRA の結果を届け出る制度は整備されている。

(注11) ①安全停止に重要な機器(注4)であるが安全停止の成功パスを構成しておらず、10CFR50 附則 R/III.G.2 項にも適合しないケーブルが存在する場合及び②安全停止能力に対して潜在的な影響が存在しないことを証明するために回路解析を行っている場合。

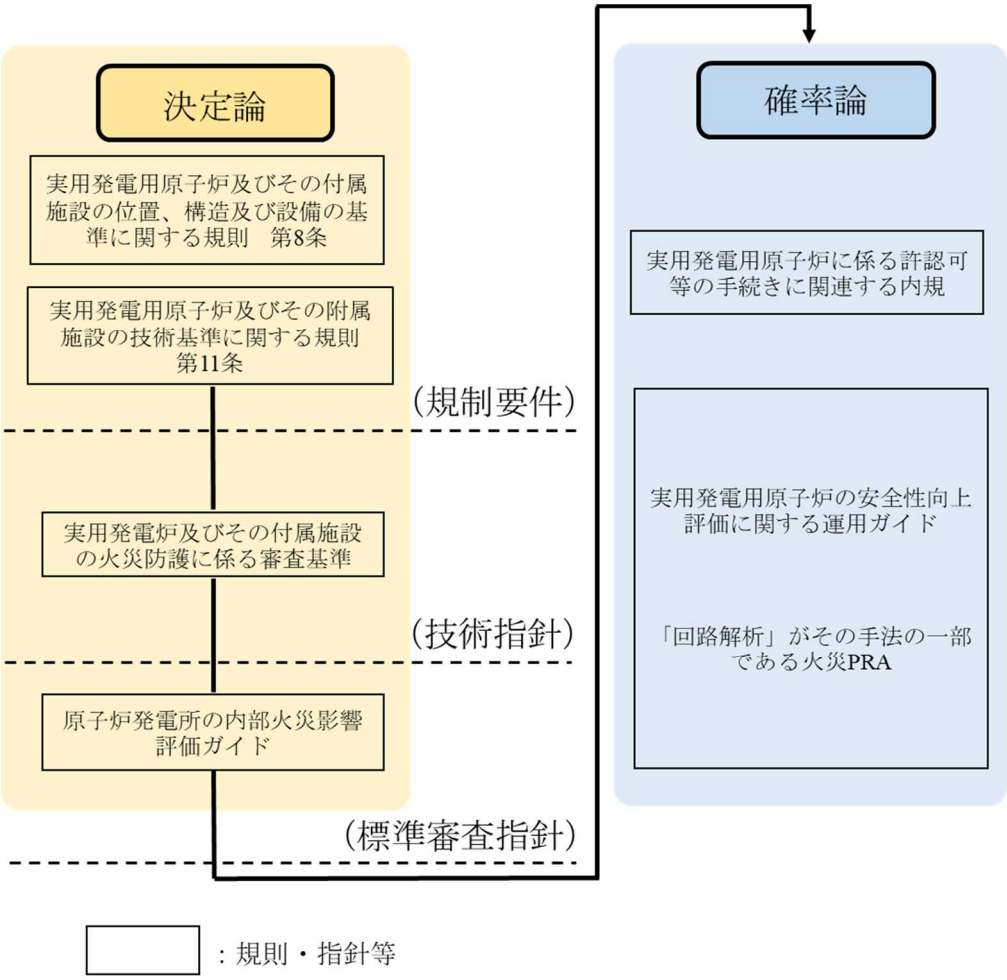


図2　我が国の火災防護に係る現行規制

3.　今後の対応

米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」[1] への反映の必要性は低いものと考えられる。

しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法（回路解析が手法の一部である）により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとしたい。

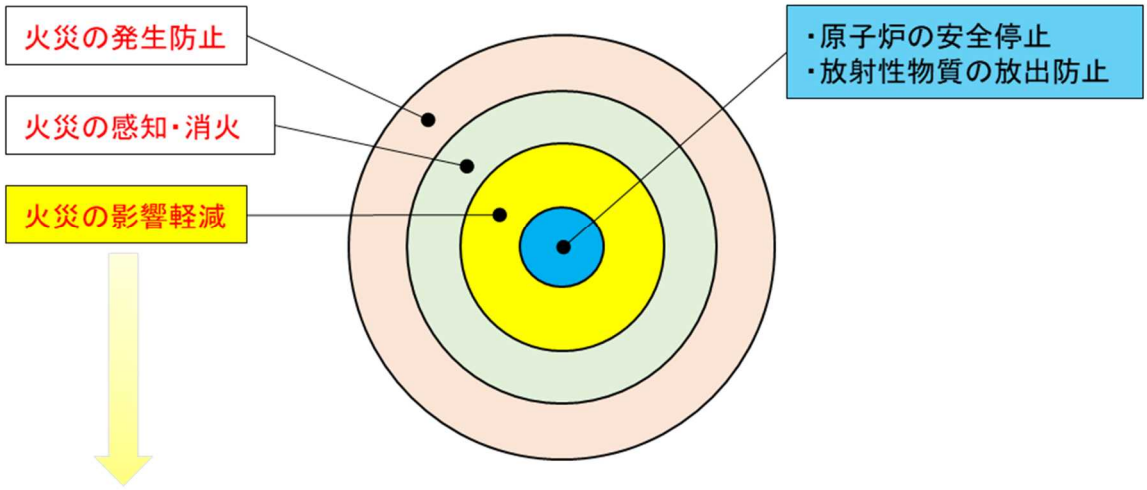
参考文献

1. 原子力規制委員会、“原子力発電所の内部火災影響評価ガイド”
   （制定　平成 25 年 6 月 19 日、原規技発第 13061914 号）
   改定　令和元年 9 月 6 日、原規技発第 1909069 号
2. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, H-8p, June 5 2009.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “REGULATORY GUIDE 1.189, October 2009 Revision 2”, C-8p, October 2009.
4. National Fire Protection Association, NFPA805, “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”
5. Nuclear Energy Institute, NEI 04-02 Rev.2, “GUIDANCE FOR IMPLEMENTING A RISK-INFORMED, PERFORMANCEBASED FIRE PROTECTION PROGRAM UNDER 10CFR 50.48(c)”, February 2006.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ATTACHMENT 71111.05T Fire Protection (Triennial),” January 1, 2012, p.1-E3-4.
7. 原子力規制委員会、“実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド”
   制定　平成 25 年 11 月 27 日、原規技発第 1311273 号

別紙1

火災の影響軽減に係る規制要件及び審査の概要

■火災防護の基本概念



■「火災の影響軽減」に紐付く規制要件、規制要求及び審査

規制要件：火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持

	決定論に基づく審査	確率論に基づく審査
規制要求	系統分離対策	回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付け
審査内容	防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認。	炉心損傷頻度(CDF)及び早期大規模放出頻度(LERF)に係るリスクを評価 **安全停止解析の一部として回路解析を実施**

■火災防護に係る規制制度に関する日米比較

日本	米国		米国
決定論	決定論		確率論
系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	免除規定(10CFR50.12)により代替となる特定の要件を満たすことによって暫定的に適合除外が認められる場合があり、系統分離対策が不十分なプラントでも運転できる。	2004年以降に確率論に基づく規制制度へ移行

別紙2

安全停止解析及び回路解析の概要

安全停止解析

A：安全停止機能・系統・パスの決定
【安全停止パスの構成要素】
①反応度制御、②圧力制御、③水量制御
④崩壊熱除去、⑤プロセス監視、⑥補助機能

安全停止（SSD*1)機能を阻害する系統と要因も含める。
- （補給機能を上回る）RPV*2／RCS*3水量喪失。
- （補給機能を上回る）分流、閉塞。
- SSDに用いられる補給水系が火災エリア（FA*4）内にある。
- SSDに用いられる崩壊熱除去系がFA内にある。

↓

B：安全停止機器の選定

SSD機能を担う機器及び阻害する機器を選出する。

↓

C：安全停止ケーブルの選出

① 選出された機器の運転に必要なケーブル及び動作不良を引き起こすかもしれないケーブルを特定する。
② 当該機器の関連ケーブルも含む。
③ 火災エリアごとに、電線管・ケーブルトレイ、ケーブルの終端を特定する。
④ データを集合し、火災エリアごとにSSDケーブルとSSD機器を整理する。

↓

D：火災エリア別評価及び緩和策（防止策）の立案

火災エリア別評価

火災エリアごとにSSD機器への影響を特定し、SSDパスを決定する。

↓

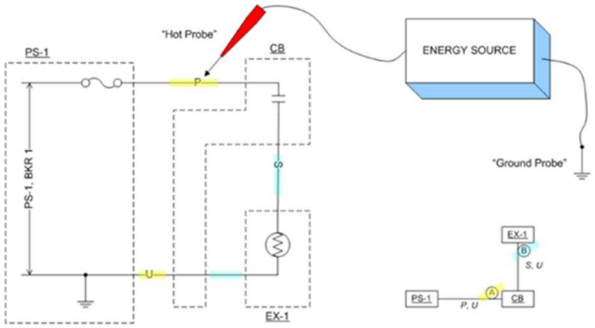
回路解析により、各ケーブルのそれぞれの導体について、断線、短絡、地絡の影響を評価する。

緩和策（防止策）の立案

高温停止に必要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。
- 問題を解決するための回路、又は機器の再解析並びに再設計
- 問題のケーブルの再布設
- 問題のケーブルに対するAPP. R III.G.2項に沿った保護
- 基本要件に対する免除・特例措置の申請
- 火災ハザード解析による正当化
- 同機能を果たす他の機器を特定し、バックアップを確保

安全停止に重要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。
- 運転員によるマニュアル・アクションを用意
- 火災モデル評価による正当化

回路解析



Hot Probe 手法

仮想電源を用いて回路を構成する導体に“Hot Probe が接触した場合”と“Ground Probe が接触した場合”の回路の応答を下表の様に整理する。

表：下記の表記による導体の評価の例

導体	Hot Probe	Ground Probe
P	NC	LOP-BF
S	SO-HS	LOC
U	NC	NC

NC　：No consequence（回路への影響なし）
SO-HS　：Spurious open due to a hot-short（ホットショートにより誤作動（誤開））
LOP-BF　：Loss of power due to blown fuse（ヒューズが飛んで回路電圧が喪失）
LOC　：Loss of Control（制御不能）

*1 安全停止（SSD：Safe Shut Down（以下「SSD」という。））

*2 原子炉圧力容器（RPV：Reactor Pressure Vessel（以下「RPV」という。））

*3 原子炉冷却系（RCS：Reactor Cooling System「以下「RCS」という。））

*4 火災エリア（FA：Fire Area（以下「FA」という。））

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

電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について（案）

令和３年９月９日
技術基盤課
システム安全研究部門

１．経緯

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（CCF: Common Cause Failure）対策があり、ソフトウェア起因の CCF 対策として満足すべき水準が示され、対策が進められてきている。一方、CCF の要因としては、この他にも計測制御設備などで使用される機器間の電磁波による相互干渉が考えられることから、電磁両立性（EMC：Electromagnetic Compatibility）を考慮した設計として達成すべき具体的な水準等に関する調査を行い、第 44 回技術情報検討会において、中間報告[1]を行った。

その際、海外における、試験方法等に係わる詳細な文書、機器の認証に関する事項、対象とすべき設備、原子力発電所での適用事例等について調査することとした。また、これに加え国内外のトラブル等の発生状況等について調査を実施したことから、その結果を報告する。

２．海外調査

２．１　試験方法等に係る文書

○ 試験方法等に関する基本文書[2]については、第 44 回技術情報検討会において報告した IEC62003 及び R.G1.180 に加え、EPRI-TR-102323 の最新版（Rev.5、2019 年発行）を対象とした。基本文書の比較を添付資料-１に示す。3 つの基本文書には、ほぼ同等の要求が定められているが、低周波数のエミッション試験については、IEC62003 に記載がなく、R.G1.180、及び EPRI-TR-02323 の方が関連する MIL 規格を指定することで明確な記載となっている。

○ 各基本文書の示す詳細な試験仕様に関する IEC 規格及び MIL 規格は、IEC 規格については半数強が国内規格化（JIS C 61000 シリーズとしての発行）されていたが、MIL 規格については確認できなかった。

---

1 資料４４－１－４　電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について
2 原子力施設で適用すべき詳細な試験条件等に関する標準的な規格基準を記載する文書である、R.G1.180 (Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems)、EPRI-TR-102323 (Guidelines for Electromagnetic Compatibility Testing of Power Plant Equipment)、及び IEC62003 Nuclear power plant - Instrumentation and control important to safety - Requirements for electromagnetic compatibility testing)の 3 文書をここでは基本文書と称している。

２．２　対象設備

○　米国においては、R.G1.180 が直接的に対象とする設備は安全系設備である。対象設備の感受性の確認に加え、対象設備の設置場所の周辺設備からのエミッション（電磁波の放出及びその強度）が、対象設備の感受性の限界を超えない範囲にあることの確認を求めている。したがって、安全系及び非安全系の計測制御設備及び電気設備からのエミッションも対象となる場合があると考えられる。調査結果の概要を添付資料-２に示す。

２．３　原子力発電所での適用事例

米国の原子力発電所における適用事例として 10 事例を対象に、適用規格、試験施設、認可状況等について調査した。調査は主としてプラント型式、又はデジタルプラットフォーム[3]の標準設計について実施した。（添付資料-３参照）。

①　適用規格

感受性に関しては IEC 規格による例と MIL 規格による例があるが、エミッションについては調査対象とした各事例において MIL 規格が適用されている。

②　試験施設

EMC 試験は、ISO/IEC 17025 の認定を受けた施設において実施されている。米国内の試験施設によるものが多いが、他の国の試験施設による例もある。なお、国内にも ISO/IEC 17025 認定を得た試験施設は存在することから、これらの規格による試験を実施することは可能と考えられる。但し国内では一般的な用途として MIL 規格が適用される例が少ないことから、これに対応できる試験所は限られる。

③　認可状況

基本文書に記載された全ての規格に適合して認可されている事例と、一部に適合しておらず条件付きで認可されている事例があった。標準設計として規格に適合した範囲を認可し、それ以外の部分は個別プラントにおいて対応しているものと考えられる。この際に付されている条件の例としては、周辺ノイズ環境を測定して問題ないことを示すこと等の事例があった。

３．国内外における不具合等

米国において LER（Licensee's Event Report）として報告された事例及び米国及び国内の不具合・品質情報から、米国 45 件程度、日本国内で 30 件程度の事

---

3 安全保護系ロジックの処理を実行するための標準化されたデジタル設備（一般的にハードウエア、基本ソフトウエア、及び開発環境等を含む）

例を抽出し分類した（添付資料-４参照）。

○ 国内では、PWR については、安全保護系の誤動作による原子炉トリップ等の事例は報告されていないが、BWR については 8 件（アナログ設備 5 件、デジタル設備 3 件）報告されている。発生原因は、保守作業管理、品質管理によるものもあるが、プラント機器等からのノイズによるものが多い。

○ 米国では、安全保護系等の誤動作に至った事例は PWR で 18 件、BWR で 7 件報告されており、さまざまな安全系機器の誤動作、動作不良が生じている。発生原因は、国内と類似しているが、最近の事例として計測制御設備の扉を開放した状態での事象発生等が報告されている。

４．今後の対応

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第 6 条及びその解釈等において、外部からの衝撃による損傷の防止等について規制している[4]が、具体的適用規格は規定していない。今後、海外調査の結果を踏まえ、国内の産業界における EMC 対策として達成すべき水準についての考え方及び基本文書が指定する規格基準の適用性並びに国内における試験実施の可能性等に関する事業者の状況について、公開で意見を聴取し、制度改正の要否等についての検討を行う。

また、一般的な EMC の条件を超える可能性のある電磁パルス等への対応について引き続き調査を実施する。

[4] 同規則第１２条（安全施設）及びその解釈、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第３５条（安全保護装置）及びその解釈

【添付資料】

添付資料-1　EMC に関連する試験規格の比較表

添付資料-2　EMC 対策で対象とすべき設備について

添付資料-3　海外プラントの対応状況に関する事例調査

添付資料-4　EMC に関連するトラブル等の発生状況（国内及び海外）

添付資料−1 EMC に関連する試験規格の比較表

要求事項		RG 1.180 Rev.2 (2019)	EPRI-TR-02323 Rev.5 (2019)	IEC 62003 Ed.2 (2020)
1.全般	1.1 ﾌﾟﾗﾝﾄ運転環境	安全系 I&C の感受性は想定環境に対して 8dB のマージンを確保	安全系 I&C の感受性は想定環境に対して 8dB のマージン[5]を確保	IEC 61000-6-5 の原子力発電所のインターフェースタイプ 2 または 3 に設置されている I&C 及び電気機器が対象
	1.2 ﾌﾟﾗﾝﾄ制限区域	EMI/RFI 放射源の使用を禁じる制限区域を設けること	EMI/RFI 放射源の使用を禁じる制限区域を設けること	
2.EMI/RFI 制限方法（接地法等）		IEEE Std. 1050-2004	IEEE Std. 1050-1996 (最新化されていない)	−
3. 放射性 (ｴﾐｯｼｮﾝ)	3.1 伝導(低周波数)	MIL-STD-461G CE101	MIL-STD-461 CE101	−
	3.2 伝導(高周波数)	MIL-STD-461G CE102 又は、 IEC 61000-6-4 CISPR 16	MIL-STD-461 CE102、又は、 IEC 61000-6-4	IEC 61000-6-4
	3.3 放射(低周波数)	MIL-STD-461G RE101	MIL-STD-461 RE101	−
	3.4 放射(高周波数)	MIL-STD-461G RE102 又は、 IEC 61000-6-4 CISPR 16	MIL-STD-461 RE102、又は、 IEC 61000-6-4	IEC 61000-6-4
4. 感受性	4.1 伝導	(電力線) MIL-STD-461G CS101, 114、又は、IEC 61000-4-6, 13, 16 (信号線) MIL-STD-461G CS114, 115, 116、又は、IEC 61000-4-6, 16, 4, 5, 12	低周波数 MIL-STD-461 CS101、又は、 IEC 61000-4-13/16 高周波数 MIL-STD-461 CS114、又は、 IEC 61000-4-6 電気的高速過渡 MIL-STD-461 CS115、IEEE Std. C62.41-1991、又は IEC 61000-4-4	IEC61000-4-4 IEC61000-4-6 IEC61000-4-11 IEC61000-4-13 IEC61000-4-16 IEC61000-4-17 IEC61000-4-28 IEC61000-4-29 IEC61000-4-34
	4.2 放射(磁界)	MIL-STD-461G RS101 又は、 IEC61000-4-8, 9, 10	MIL-STD-461 RS101、又は、 IEC 61000-4-8/9/10	IEC 61000-4-8, 9, 10
	4.3 放射(電界)	MIL-STD-461G RS103 又は、IEC 61000-4-3	MIL-STD-461 RS103、又は、 IEC 61000-4-3	IEC61000-4-3 IEC61000-4-20

5 EPRI-TR-02323 において、初版では代表的なプラントの実測値に対して一定のマージンを設けることとしていたが、その後の改定版では NRC の評価書等の見解を反映して規定したエミッションの許容値に対してマージンを確保することとされている。

要求事項	RG 1.180 Rev.2 (2019)	EPRI-TR-02323 Rev.5 (2019)	IEC 62003 Ed.2 (2020)
5.耐サージ性 （減衰振動、単一電流パルス/電圧パルス、連続バースト波）	IEEE Std. C62.41.1-2002, C62.41.2-2002, C62.45-2002、又は、IEC 61000-4-12, 5, 4	IEEE Std. C62.41-1991、又は、IEC 61000-4-5/12/18	IEC 61000-4-5,12
6.静電気放電	IEC 61000-4-2	IEC 61000-4-2	IEC 61000-4-2
7.文書化	電磁両立性を証明するデータについて独立監査可能なようトレーサブルで理解可能なように文書化	ー	試験中の構成と動作モードを正確に記載すること、及び採用された試験手順と各試験に適用された基準を明確に示すことが必要
8.備考		詳細な試験条件を規定する IEC/MIL 規格の最新版を適用することが推奨されている。	

補足：
- 下線は JIS C 61000 シリーズとして国内規格化されているものを示す。
- 3.2 伝導(高周波数)、3.4 放射(高周波数)に関して、RG 1.180 Rev2 では非安全系について FCC Class A, B 認証も可としている。
- 耐サージ性は国内では JEAG-4607-1999「原子力発電所の耐雷指針」で規定されている。

添付資料-2　EMC 対策で対象とすべき設備について

EMC 対策の対象とする設備は安全系設備であるが、米国規制ではこの設置場所の EMC 環境を確認することを求めている。（各設備が規格を満足していれば相互に影響を与えないとするのが EMC の考え方であるため、周辺に設置される設備は検討が必要な対象となると考えられる。） 安全系計測制御設備の周辺に配置される設備が対象となり、非安全系の計測制御設備・通信設備、安全系及び非安全系の電気設備等がある。

（1）計測制御設備（非安全系）

R.G1.180 の適用対象は基本的には安全系の計測制御設備であるが、この要件を「非安全系計測制御設備についても適用することができる」としている。（R.G1.180 に示す条件の試験で安全系設備へ悪影響を与えないことを示すことにより、これと近接して設置することができるものと考えられる。）

非安全系の通信関連の設備等に関しても同様であるが、所定の条件を満足しない場合には、該当する設備に近接して利用しない等の管理が必要となる。

（2）電気設備（安全系及び非安全系）

電気設備は、それに付属する制御回路（組込みデジタルデバイス（EDD：Embedded Digital Device）を含む）が影響を受けないこととともに、電源設備自身がノイズの発生源として他へ悪影響を与えないことの両面に注意を払う必要がある。

添付資料−3 海外プラントの対応状況に関する事例調査

（1）マイクロプロセッサ方式のデジタルプラットフォーム*3（主として新設及び設備更新向け）

プラント	実施者/製品名	適用規格	試験施設	認可状況
U.S.EPR(審査中)	フラマトム社、TXS	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC61000 シリーズ （開発時点は欧州基準）	（不明）	EPRI TR-102323 Rev.3 記載の EMC 要求に準拠している。 補足）米国での申請時に再評価した結果、一部を満足していなかったため、システム構成を一部改造したとしている。
Diablo Canyon	Triconex 社、TRICON v10	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC61000 シリーズ	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	エミッション試験では CE101、及び CE102 について適合しない結果が得られたため、試験結果が問題ないことを実機適用段階で評価するとされている。感受性試験では一部のモジュールについて適合しない結果が得られたため、問題ないことをプラントへの実機適用段階で評価するとされている。
AP1000 (建設中)	WH 社、Common-Q	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：MIL-STD-462D （RG1.180 発行前であり EPRI TR-102323 に準拠）	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	感受性試験で EPRI TR-102323 の要求に完全には適合しない結果が得られたため、実機適用段階で設置環境が EMC 試験で確認した感受性限界を下回っていることを確認することを前提条件として承認されている。
US-APWR(審査中)、及び プラットフォーム共通認証	三菱電機社、MELTAC	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：MIL-STD-461E （RG-1.180 Rev.1）	国内試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	MIL-STD-461E に記載の EMC 要求に準拠している。 申請段階では CE101 対応の試験は不要として基本承認を得ているが、その後当該の試験も実施したとの記載に改訂されている。補足）エミッション試験の一部は申請段階で再実施し要求に全て適合することを確認したとしている。
Hope Creek 核計装更新等	GE 社、NUMAC	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC61000 シリーズ （RG-1.180 Rev.1、EPRI TR-102323）	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	RG-1.180 Rev.1 及び EPRI TR-102323 の要求を満足しているとしている。但し、実機適用段階では、設置場所におけるエミッション源（他設備）の制限、良好な接地の実施、及び設備/ケーブルの分離等が必要であるとされている。

(2) FPGA（Field-Programmable Gate Array）方式**のデジタルプラットフォーム*3（主として新設及び設備更新向け）**

プラント	デジタル I&C	適用規格	試験施設	認可状況
Diablo Canyon	WH 社、 ALS	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC-61000 (一部を MIL-STD-461E RS103*1)	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	一部で要求に適合しない試験結果が得られたため設備を改造して再度試験を実施し、なおも一部要求を満足しない部分が残されているが、実機適用段階で妥当性を確認するとして NRC の承認を取得している。
プラットフォーム共通認証	東芝社、 核計装設備	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC-61000 (一部を MIL-STD-461E RS103*1)	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	一部で要求に適合しない試験結果が得られたが、設備を改造して再度試験を実施し、全ての要求を満足することを確認したとしている。
プラットフォーム共通認証	Radiy 社、 RadICS	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：MIL-STD-461E	カナダ試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	試験関連要求基準を全て満足する試験結果が得られたとしている。

(3) **既設プラントへ適用されているデジタルプラットフォーム*3**

プラント	デジタル I&C	適用規格	試験施設	認可状況
米国既設	WH 社、 Eagle-21	エミッション：該当無し 感受性：独自（RG 1.180 発行前。一部 MIL 規格のノイズ試験を実施）	―	以下の試験を実施したとしている(一部を記載) ・ ランダムノイズ試験、 MIL 仕様ノイズ試験 ・ クロストーク(誘導)ノイズ試験 ・ 高圧過渡試験、サージ耐力試験、RFI 試験
仏国既設 （米国における共通認証）	Rolls-Royce 社、 Spinline 3*2	エミッション：MIL-STD-461E 感受性：IEC-61000 (一部を MIL-STD-461E RS103*1)	米国試験施設 (ISO/IEC 17025 認定施設)	一部で要求に適合しない試験結果が得られたため設備を改造して再度試験を実施したが、なおも一部要求を満足しない部分が残されているが、実機適用段階で妥当性を確認するとして NRC の承認を取得。

*1：IEC シリーズによる試験ではカバーされない低周波数領域での試験を MIL-STD-461E RS103 で実施している。設置環境に依存して必要となる試験であるが、既設向けあるいはプラットフォーム共通認証では適用環境の自由度を大きくするため実施される場合が多いと推定される。

*2：フランスの既設プラント、及び設備更新で多くの実績を有するデジタルプラットフォーム。米国でプラットフォームとしての共通認証が申請されていることから、本表では情報が公開されている米国における許認可に関する情報を記載した。

*3：本文脚注 3 参照

添付資料-4　EMC に関連するトラブル等の発生状況（国内及び海外）

EMC に関連するトラブル等の事例を抽出しその傾向を整理した。[6] 本調査の対象はデジタル設備であるが、参考としてアナログ設備についても調査に含めた。

（1）国内

事業者が公開しているデータベース（NUCIA）から、一定の検索条件（ノイズ、サージ、EMC、EFI、RFI 等）で約 30 件を抽出した。このうち安全系設備に係わる事例を分類した結果を以下に示す。

① 発生件数

発生原因別の誤動作事象の件数を以下に示す。（）内は誤動作には至らなかったが、警報の発生やパラメータの変動を生じた事象の件数を示す。

プラント・機器種別 ＼ 発生原因		機器ノイズ	雷サージ	静電気	溶接機等注1	誤動作事象
国内 PWR	アナログ	1*1+(1)	－	－	－	1
	デジタル	－	－	(1)	(1)	－
国内 BWR	アナログ	3*2+(2)	2*3	－	(1)	5
	デジタル	(3)	1*4	1*5	1*6	3

注 1：溶接機/無線機等の、保守・試験等のために近傍で一時的に使用される機器

*1：定検中に、制御用空気圧縮機が出力端子台端子間でアークが発生して停止した事例（ノイズの直接的影響ではないがノイズ対策品の設計不良を原因とした不具合事例）

*2：選択スイッチのノイズで検出器が誤動作してタービン/原子炉スクラム発生した事例、検出器内アンプ回路誤動作により主蒸気管圧力低信号が発生した事例、及び起動領域中性子束検出器が誤動作し片系のスクラムが発生した事例。

*3：平均出力領域モニタが落雷によるノイズの影響で誤動作し原子炉スクラムが発生した事例

*4：定検中に雷によるノイズで主蒸気管モニタが誤動作しスクラム/主蒸気隔離が発生した事例

*5：主蒸気管放射線モニタの同一系列内の 2 つが同時に誤動作し原子炉自動停止した事例

*6：近傍の溶接作業のノイズが原因で中間領域核計装が誤動作し片系のみスクラムした事例

② 発生傾向

a　PWR については、ノイズを直接的な原因とした原子炉トリップのような事例は報告されていない。設備の種別ではアナログ設備 2 件、デジタル設備 2 件となっている。また、発生原因は保守作業に伴う溶接機等のノイズによるものと、設計不良によるものに分類される。

b　BWR については全体で 24 件、原子炉スクラム/ハーフスクラム等を生じた事例 8 件が報告されており件数が比較的多い。アナログ設備 5 件、デジタル設備 3 件となっている。発生原因は保守作業管理、品質管理によるものと比べ、プラント機器等からのノイズによるものが多い。

---

[6] 注意：本調査結果は、参考としたデータベースにより登録する基準、ベースとするプラント数・炉型比率等の条件、及び調査期間（米国 1970 年代、国内 1980 年代以降）が異なること、更にデータの検索条件等で差異が生じる可能性等も考慮し、詳細な事例数の多寡ではなく全般的な不具合発生傾向の分析を目的としてまとめている。

（2）海外（米国）

米国を対象に、事業者が提出した報告書[7]、及びトラブル事例のデータベースから、ノイズに関連する国内調査と同様の一定の検索条件で約 45 件を抽出した。このうち安全系設備に係わる事例について分析した結果を以下に示す。ここでは、誤動作を生じた事例について示している。

① 発生件数

発生原因別の誤動作事象の件数を以下に示す。

発生原因 / プラント・機器種別		機器ノイズ	雷サージ	静電気	溶接機等注 1	誤動作事象
米国 PWR	アナログ	5*1	―	―	9*2	14
	デジタル	1*3	―	―	3*4	4
米国 BWR	アナログ	―	―	―	2*5	2
	デジタル	5*6	―	―	―	5

注 1：溶接機/無線機等の、保守・試験等のために近傍で一時的に使用される機器

*1：低圧遮断器内蔵リレーが電圧瞬時スパイクで誤動作して遮断器がトリップした事例、電源フィルタの能力を超えるノイズにより非常用ディーゼル発電機（EDG）が誤動作、動作不良を生じた事例、及びケーブル分離が不十分で起動試験時ノイズの影響により EDG が動作不良を生じた事例

*2：無線機使用時に近傍に設置された主蒸気圧力伝送器が誤動作した事例（2 件）、複数の圧力伝送器が誤動作して原子炉トリップした事例、デジタル電圧計をシールド未施工ケーブルで接続しパーシャルトリップを生じた事例（2 件）、出力領域炉外核計装設備校正時にデジタルマルチメータを接続し誤信号が発生した事例、炉外核計装設備近傍で無線機器を使用した時に制御棒が引き抜かれた事例、溶接作業によるノイズで 1 台の主蒸気圧力伝送器が誤動作した事例、及び扉を開けた状態で無線機器を使用したため安全系チラーが誤動作した事例。

*3：リレーのノイズの影響で DG 起動シーケンスの動作異常が両トレンで発生した事例、及びスイッチ操作時のノイズの影響で中間領域核計装系が誤動作し原子炉トリップした事例

*4：溶接機ノイズによりデジタル給水隔離設備が 2 トレンに同時に短時間誤動作した事例、タービン動補助給水ポンプ出口弁補修時の溶接作業によるポンプ制御用出力カードの故障、及び扉を開けて試験中に近傍で無線機器を使用したため母線遮断器が誤開し外部電源喪失を生じた事例

*5：無線機使用時に近傍に設置されていた電磁リレーが誤動作して遮断器がトリップした事例、無線機使用時に、近傍に設置されていた余熱除去系統の温度高トリップ回路が誤動作。

*6：電源供給ライン切替え時のノイズで核計装系設備のフューズ断により片系がスクラムした事例、再循環ポンプの試験中に当該電源ケーブルからのノイズで核計装設系が異常指示値となった事例、高圧ケーブルシールドの接地不良を原因としてノイズが発生して片系スクラムした事例、起動回路内の他リレーからのノイズを原因として EDG が起動に失敗した事例、及び電力供給系を複数回入切する通常と異なる試験時のノイズで片系スクラムした事例。

7 LER：Licensee’s Event Report （米国で認可取得者が作成する不具合等に関する報告書）

② 発生傾向

a　米国では PWR の報告件数が比較的多くなっている。（プラント数の影響もあると推定される。）

b　誤動作事例は国内では大半が核計装・放射線計装設備であるのに対して、米国では広い範囲の安全系機器の誤動作、動作不良が生じている。

c　発生要因は国内と類似しているが、差異としては、最近の事例として計測制御設備の扉を開放した状態での事象発生が報告されている

（3）まとめ

国内外の事例調査から、以下の結果を得た。

① 国内外の不具合等発生状況

- ✓ 国内外とも、誤表示（誤警報、誤ったパラメータ表示等）のみならず、安全系設備の誤動作に至る事象が発生している。
- ✓ 国内では原子炉が停止する等の安全側へ誤動作する事例が発生しているが、海外事例ではこれに限定されていない。（但し、各事例について教訓反映が必要か否かについては引き続き精査が必要。）

② デジタル化との関連

アナログ設備とは数が異なり比較が難しいため、デジタル設備について適用が進められたと考えられる 2000 年前後のデジタル設備に関する不具合事例数を以下に示す。

年代	米国	日本
1999 年まで	1	0
2000 年以降	10	3

③ 最近の事例

海外事例では国内とは異なる事例がいくつか報告されている。

a. キャビネットの扉を開けた状態で発生した事例

- ✓ 工安系シーケンス設備の試験中に近傍で携帯電話等を使用したために、母線遮断器が誤開して外部電源喪失が発生し非常用 DG が起動した事例（2015 年、米国 PWR）
- ✓ 安全系チラー制御設備の近傍で無線機器を使用したため、設備がトリップした事例（2018 年、米国 BWR）

b. 機器組込の制御回路が誤動作した事例

- ✓ デジタル回路内蔵の遮断器が、EMC 試験時に想定していなかった状態（遮断器を投入する時のノイズは未考慮）で誤動作（2005 年、米国 PWR）
- ✓ タイマーリレー交換時、同じ型番にもかかわらず内部がデジタル回路に変更されており、起動回路内の他リレーからのノイズにより非常用 DG の起動に失敗（2016 年、BWR）

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

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）

2021-09-09

技術基盤課

１次スクリーニング対象案件	合計： 28	（新規： 28	更新： 0	速報： 0）		
１次スクリーニング結果（案）	２次スクリーニングへ： 0	スクリーニングアウト： 28	暫定評価： 0			
２次スクリーニング対象案件	合計： 3	（新規・情報更新： 0	スクリーニング中： 3）			
２次スクリーニング結果（案）	要対応技術検討へ： 0	スクリーニングアウト： 1				
更なる調査が必要な案件： 0	（新規： 0	調査中： 0）				
＜要対応技術検討＞	合計： 2	（新規： 0	準備中： 2）	規制に取り入れる必要がない案件： 0		

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

２次スクリーニングの検討状況（案）

令和３年９月９日
技術基盤課

（2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件、終了提案案件）

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	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。 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。 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ものの、サーマルスリーブの形状から、破損する可能性のある PWR をリストアップしている（日本の PWR は含まれていない）。また、PWR オーナーズグループのレター（OG-20-113、2020-04-13）によると、摩耗によるサーマルスリーブの下降量が 0.8 インチ（2 cm）以上の時にサーマルスリーブが破断すると、残片により CRD 動作を妨げる可能性が高くなるので、低温プラントで該当する形状のサーマルスリーブを有するプラントの検査を呼び掛けている。これらの情報も合わせて、2 次スクリーニング調査分析を続けている。

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	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。 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。
3	IRS8949 Part 21 2014-76-00 Part 21 2014-76-01 Part 21 2014-76-02	配管サポート塗装の逸脱	本件は、建設中の AP1000 の格納容器内に設置される非安全系配管サポートに適用された塗装が不適合塗装であり、長期冷却時に安全ハザードをもたらす可能性があることを報告するもの（Part 21 報告）である。是正しないと、長期冷却時に剥がれ落ちた塗装材が粒子として流れ、サンプストレーナの機能を阻害する可能性がある。国内原子力発電所の格納容器内機器の塗装材の扱い等を調査するため、二次スクリーニングへ移行した。 本報告自体は、格納容器内で使用されている AP1000 特有の塗装の調達不適合問題であり、原因は発注元の調達仕様書の誤りであり、根本原因は許認可図書に記載された AP1000 特有の塗装材仕様を誤解したためと推測される。本報告自体は、事業者による不適切な調達マネジメントに関するものであり、かつ、国内では建設されていないプラントに関わることから、スクリーニングアウトとする。 格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響に関する米国と国内の規制動向を整理した結果、両国とも、塗装材を含めた異物が、ECCS ストレーナやサンプスクリーンに付着して、ECCS ポンプ性能が喪失しないよう事業者が措置を取ることを求め、ほぼ同様の評価方法等を規定していることがわかった。さらに、米国では異物による炉内影響を懸念していたが、事業者による技術評価報告書等で、炉内影響による安全影響度は低いと結論付けられ、NRC も認めたことから、異物による長期 ECCS 性能影響問題は一般課題としては終結している。国内でも、異物による炉内影響は、事業者の自主的対応により評価されており、BWR においては有意な炉内影響がないことが示され、PWR でおいても原子炉圧力容器内熱流動解析が実施され、検証試験が計画されているとともに、規制庁がその対応状況をフォローしている。 以上のことから、格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響の観点でも、既に ECCS ストレーナの性能評価に関する内規が発行され、異物の炉内影響に対しても、国内事業者による対応がとられ、規制庁基盤 G がその対応状況をフォローしていることから、本件はスクリーニングアウトとすることを提案する。

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

令和３年９月９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。	・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要否を含めて検討を行う。 ・平成 28 年度～令和元年度は米国の回路解析に関する調査を実施した。 (1)平成 28 年度: 火災時安全停止機能の検査の項目、ポイント、実施内容、民間指針（NEI 00-01）の改訂、電動弁等の多重誤作動問題（MSO)の実情等の調査を行いそれらの内容を把握した。 (2)平成 29 年度: MSO の具体的シナリオ特定の手法（機器の運転に必要な回路、誤作動を引き起こす可能性のある回路等の特定）、NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。 (3)平成 30 年度: 回路解析の実務に係る情報整理として、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット-ショートに系統の故障モードの分類、回路解析の実施事例の調査を行った。 (4)令和元年度: NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査（電気関係）の調査、火災防護検査員を対象とした研修（回路解析関係）内容、研修資料等の情報を整理した。 ・令和 2 年度は、上記の調査結果に基づき、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」を作成した。同技術ノートは令和 3 年 6 月に公表された。 ・米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものと考えられる。しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法（回路解析が手法の一部である）により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとしたい。	令和 3 年度（予定）	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	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。 NRAでは、HEAF 事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験（以下「HEAF試験」という。）を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧（480V）の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。 これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生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。 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。	・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、まだ、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。 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 ・平成 28 年 7 月より、実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設について、主に面談で各施設の HEAF 想定箇所に対する保護リレーの整定時間等の調査を開始。 ・実用発電用原子炉施設等について、保護リレーの整定時間短縮（保護リレーのデジタル化含む）により、HEAF 発生後のアーク火災発生防止のための規制要件（基準類の改正案）を検討した。 ・平成 29 年 2 月 23 日～3 月 22 日で、HEAF に係る規則等の改正とガイドの制定のためのパブリックコメント実施。 ・その後、EDG受電遮断器に対する HEAF 対策の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。 ・第 25 回原子力規制委員会（平成 29 年 7 月 19 日）、HEAF の第二段階で発生するアーク火災の防止に関する規則等の改正と審査ガイドの制定を決定。8 月 8 日付けで公布（施行）。なお、再処理施設及び研究開発段階発電用原子炉に係る規則等についても併せて改正。 ②HEAF の第一段階の爆発現象に対する対応 ・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。 ・OECD/NEA の HEAF 2 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。	①終了 ②未定	技術基盤グループ及び技術基盤課

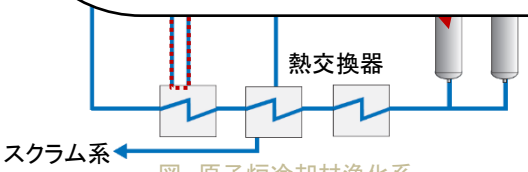
資料４９－３－２

1次スクリーニング結果集計表（案）

2021-09-09
技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	**0**
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	**0**
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	**0**
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	**0**
IRS IAEA International Reporting System	0	12	4	3	2	0	0	0	**21**
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	2	2	0	0	0	0	0	**4**
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	0	0	0	0	0	**0**
国内 法令報告、規制検査報告、ニューシア	0	2	0	0	1	0	0	0	**3**
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	**0**	**16**	**6**	**3**	**3**	**0**	**0**	**0**	**28**

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング（暫定）		
					基準／2 次	INES	処理結果
INES2020-02	原子炉施設事象	2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機（BWR、880 MWe、出力運転中）において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通って、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性があ プラ 能 学 翌 の 本 の プ を 一  図　原子炉冷却材浄化系 https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf	2020-12-11	事務局	②	0	本件は、運転 の BWR プラントで主蒸気管内放射能 より、格納容器が隔離され原子炉自動 した事象の速報である。当プラントの より、サイト緊急事態と分類された 能の環境への漏えい、被 の 曹 に 作 オ 冷 却材が逆流し、フィルターの物質（吸着物質含む）が冷却材中に移行したため。点検修理の作業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。なお、国内では当該系統を原子炉運転中に点検修理する運用は行われていない。新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。
			補足情報				
			事業者（TVO）によるプレスリリース（2020-12-13） https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatolkiluoto2.html 10、原子炉 上時冷却系の計画点検修理 が停止 の一つが壊れた。そのため、 長 時間ほど掛かった。その間、高 て、原子炉冷却材浄化系のフィ ルターは約 70°C に耐えられる この時、約 100°C の冷却材が流 物質が冷却材に溶け出した。修理 冷却系の運転を再開し、原子炉冷 も原子炉へ流れた。溶解した物質 され、主蒸気管内の放射能レベルも 告となった。 管放射能高により、自動的に格納容器 気隔離弁閉）。これに伴い、自動的に格 動し、原子炉停止した。この格納容器 事態と分類され、オルキルオト発電所の 時対応が開始された。緊急体制が敷か イントに参集した。 環境への影響はなく、安全重要度も高く ル 0 と評価された。従業員への被ばく STUK は、2 号機の運転再開を許可し 項目を実施し、14 日に運転再開申請し センサー、コネクター、伝送器、スイッ と貫通部の点検。3）サプレッションプー 格納容器内の弁の試験。5）制御棒操 止機能の試験。 vo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2020/stukgrantedstart-uppermissionforol2plantunit.html				

スクリーニング基準の番号を記載しています。

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。

1 次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、（暫定）と記載しています。

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
IRS8999		2019-10-24、米国リバーベンド 1 号機（BWR、967 MWe、定格運転中）にて、計画保守作業の後、B 系列の自動減圧系（ADS）空気作動ベント弁（SVV）のタグアウトをはずしたところ（供用除外を解除）、ADS の空気供給ヘッダ圧力が低下しはじめ、次いで、A 系列 ADS の安全ベント弁圧縮機（SVV-C4A）がトリップした。この時、B 系列圧縮機（SVV-C4B）はまだ供用除外中だったので、タグアウトをはずして、起動させたがヘッダ圧力は回復しなかった。技術仕様書のヘッダ圧力低基準（131 psig 未満）のため、全 ADS 機能（計 7 台の安全逃し弁（SRV））が運転不能とみなされ、12 時間以内に復旧しなければ原子炉停止となる運転上の制限（LCO）に入った。しかし、その 40 分後、SVV-C4A をリセットし、SVV-C4B を停止したところ、ADS 空気供給ヘッダ圧力が通常値にもどった。 安全評価：ADS 安全機能の実障害は起こっていない。ADS 動作不能とみなされた間、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は運転可能。ADS 機能は ADS 蓄圧器逆止弁（当該ヘッダと両蓄圧器の間にある逆止弁）により維持。さらに、貫通弁漏えい制御系*1 には、ADS 弁の長期間運転を保証するべく最低圧力（101 psig）を維持する運用能力がある。なお、本事象中の A 系列ヘッダ最低圧力は 108 psig だった。本事象による放射線学的放出や環境への影響はない。なお、過去 3 年に当該発電所で類似事象は発生していない。 *1 貫通弁漏えい制御系（PVLCS）：格納容器ならびに 2 次格納容器を貫通するライン上の隔離弁の機能を補強するもの。2 系列の独立した手動起動サブシステム（空気圧縮機、蓄圧器ほか）からなる。（標準技術仕様書 BWR/6） ADS ヘッダ圧力低下原因：B 系列 ADS のドライヤ上の 2 台の SVV の空気漏えい。 圧縮機（SVV-C4A）のトリップ原因：B 系列の漏えいに伴い、圧力制御するための過度なオンオフによる熱過負荷。 漏えい根本原因：保守作業中に当該 SVV を再組立てする際の O リング取り付けミス。作業指示書やマニュアルを不順守。SVV が非安全関連弁であり、その不良が安全関連機器に悪影響することを作業員が非認識。 是正措置：2 台の不良 SVV は、1 台は O リングを交換、再組立て、もう 1 台は新品の弁と交換。事業者は、O リング据付けにあたってギャップ（手順と実作業の差）を評価するための訓練とパフォーマンス評価を実施した。	2021-04-02	事務局	③	–	本件は、米国 BWR プラントにおいて、主蒸気自動減圧系（ADS）の共用空気供給ヘッダの圧力が技術仕様書に定める基準より低下し、運転上の制限（LCO）に入った事例である。両系列の ADS が機能不能になる潜在性があった。ただし、許容時間内に圧力は復旧しており、ADS 機能も喪失していない。原因は、ADS 空気作動弁の O リングの取り付けミスによる空気漏えいと、それに伴う空気圧縮機の負荷増加による保護動作。根本原因は、ADS の空気供給ヘッダが両系列で共用されていることの不認識と当該空気作動弁が非安全系に分類されていること。 ADS の空気供給ヘッダが両系列で共用されている設計は、当該プラント固有と考えられるため、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER458 /2019-004	自動減圧系の安全機能の潜在的全喪失						
IIR458 /2020002	NRC 統合検査報告書						
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。							

補足情報

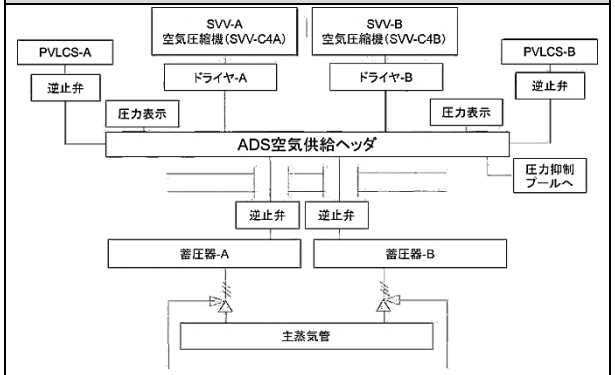
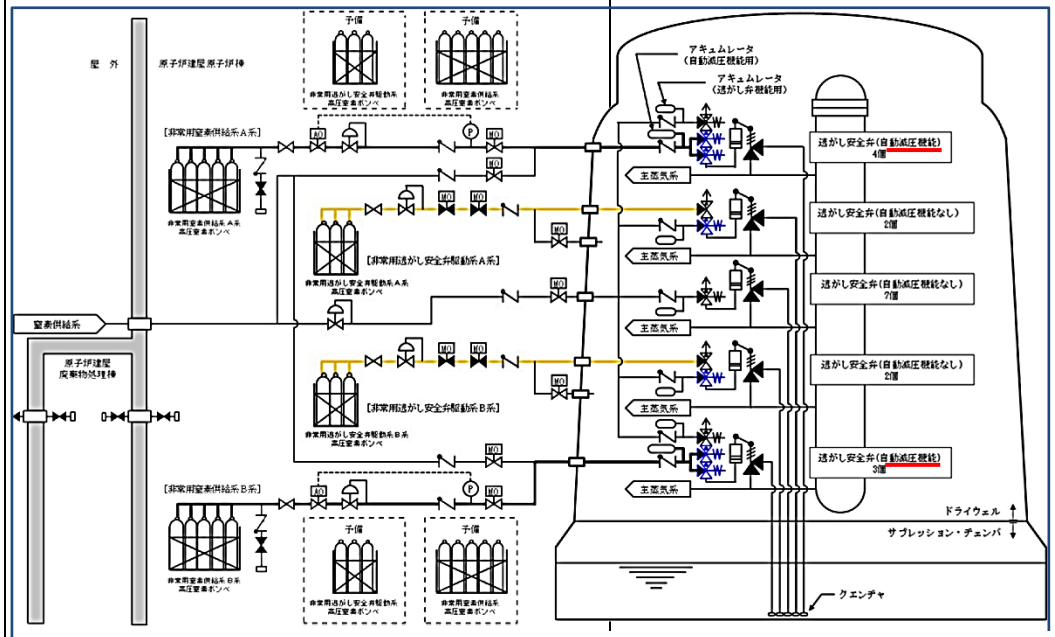


図　ADS の模式図（LER458/2019-004）



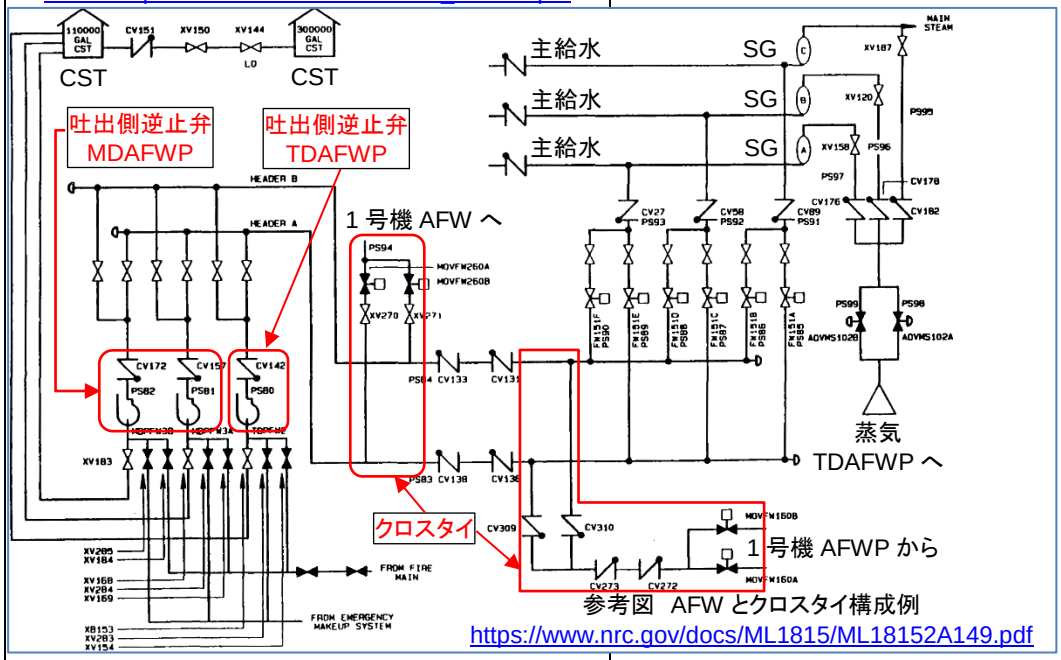
参考図　SRV（自動減圧機能ありなし）の配置例（本事例のものではありません）
https://www.nsr.go.jp/data/000222923.pdf

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
IRS9002		2019-11-20、米国サリー2 号機（PWR、838 MWe、定格運転中）にて、2 号機から 1 号機への補助給水系（AFW）のクロスタイ能力試験のため、電動駆動 AFW ポンプ（2B-MDAFWP）が起動され、ポンプ吐出側が昇圧され、2 号機の他の AFWP（電動／タービン駆動）は、ポンプ吐出側逆止弁により隔離されているはずの状態で、タービン駆動 AFWP（TDAFWP）が逆回転していることが確認された。逆回転により、TDAFWP とタービン軸受けが回復不能な損傷を負った。また、非常用復水貯蔵タンク（CST）への逆流も発生し、このバイパス流によって、AFW から蒸気発生器（SG）への最低流量も維持できなくなった。結果として、全 3 台の AFWP が運転不能と宣言された。TDAFWP の吐出側逆止弁を隔離し、2 台の MDAFWP が運転可能となったが、72 時間以内に TDAFWP を復旧する運転上の制限の条件を満たす必要がある。 安全評価：この事象中、外部電源が使用可能なため、2 号機主給水系を、SG 給水代替手段として利用可能だった。外電喪失を仮定しても、発電所のクロスタイ配管により、1 号機の MDAFWP の少なくとも 1 台が 2 号機へ給水可能だった（試験のためクロスタイが使用できなかった 2019-11-15 の 5 時間を除く）。その 5 時間の間に再給水が必要だったとしても 1 時間未満であったと評価された。また、本事象では、逆回転が見つかってから TDAFWP を隔離するまで 20 分しか掛かっていないことから、実事象の際でも、AFW は即時に回復されたはず。よって、本事象による安全影響は、UFSAR の安全解析範囲内である。 参考情報：本事象にとって、もっとも厳しい課題は非常用開閉器室の冠水による非常用電源全喪失であり、このとき TDAFWP が唯一の 2 次冷却手段となるため。運転員は、クロスタイ、主給水系、復水、フィードアンドブリードを使用できるようにラインアップする必要がある。 逆回転原因：吐出側逆止弁の不完全閉止。直接原因は、弁ディスク組立て部品（1983 年に交換）の過度な摩耗。 根本原因：当該逆止弁の計画予防保全を実施していなかったこと。1996/2005 年の決定により、逆止弁の開放点検より逆流漏えい確認をすることとなり、弁内部の摩耗の程度は監視されていなかった。なお、この逆止弁点検計画決定時に、点検不備による共通要因故障リスクを未検討だったことに対して検査官は「白」と評価した。 短期是正処置：①TDAFWP の内部組立て部品の交換。②1 号機の TDAFWP 逆止弁の点検完了。	2021-04-02	事務局	③	–	本件は、定格運転中の米国 PWR プラントにおいて、補助給水系能力試験時に、隔離されているはずのタービン駆動補助給水ポンプが逆回転していたので、給水補助ポンプ全台が運転不能とされた事象である。復旧が早く安全上の実影響はない。原因は、ポンプ吐出側の逆止弁の閉止故障。根本原因は、当該プラントでは逆止弁の分解点検を止めて、漏えい流量監視のみに保守・点検方法を変更したこと。保守・点検方法変更による影響リスク評価が不十分だった。逆止弁のような安全上重要な機器に対するこのような保守・点検方法の変更は、当該プラント固有と推定されることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。 なお、本件は国内事業者による安全上重要な機器等に対する保守・点検方法変更の際に、規制検査のポイントとして参考になると考えられるので、規制検査官会議等で事象概要や根本原因等を紹介する。
LER281 /2019-002-00	逆止弁閉止故障による補助給水系の安全機能喪失						
IR281 /2020090	NRC 検査報告書						

補足情報

長期是正処置：①1/2 号機の MDAFWP 逆止弁内部部品の点検・交換までの間、サーベイランス試験後に逆止弁の閉止を確認する代替手段を講じる。②AFWP 逆止弁の保守プログラムを見直し、逆止弁内部部品を定期点検・交換する。③他の脆弱な安全関連逆止弁の有無を見極め、必要に応じて保守プログラムを見直す。

参考図　WALWORTH 鋳造スウィング逆止弁クラス 600
https://flowandcontrol.com/wp-content/uploads/2011/09/NEW-CAST_STEEL.pdf



参考図　AFW とクロスタイ構成例
https://www.nrc.gov/docs/ML1815/ML18152A149.pdf

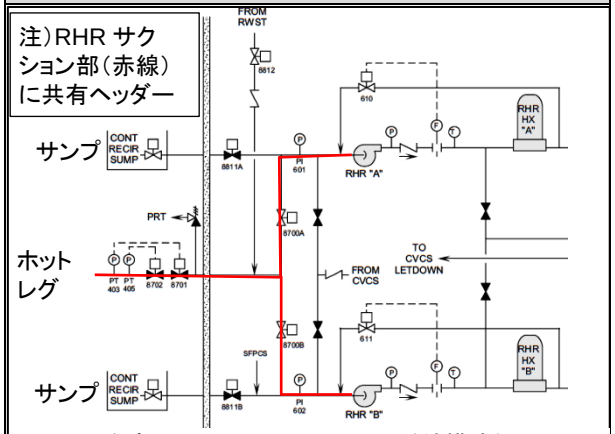
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS8993		2020-07-22、米国クアドシティーズ 2 号機（BWR、911 MWe、定格運転中）にて、振動出力領域モニタ（OPRM）の応答時間試験を実施中に、その最大確認計数設定値（16 カウントでトリップ）が炉心運転制限報告書（COLR）の値（15 カウント）と一致していないことが見つかった。そのため、2 号機の OPRM 全台が運転不能と宣言され、技術仕様書（TS）の OPRM 1-8 に対する条件 A とトリップ能力の喪失に対する条件 B に入った。翌日、OPRM 全台が運転可能となり、TS の条件から抜け出た。この間、その他安全系及びコンポーネントで動作不能となったものはない。OPRM 全台が運転不能となったことから、独立チャンネルの共通要因故障として、NRC に報告された。 安全評価：直近の運転サイクルの評価では、最小運転制限最小限界出力比（OLMCPR）は、1.60 より大きかった。このサイクルでの OLMCPR 限度は 1.47 なので、十分な安全余裕があった。OPRM の最大確認計数設定値が 16 で、トリップ設定値が 1.13 でも、安全解析上は問題なかった可能性がある。本件は、保守規則機能障害（MRFF）であるが、工学的評価では安全重要度が低いことから、安全システム機能障害（SSFF）とは見なされなかった。 計数設定値の誤設定原因：作業ガイダンスが不十分だったことと、作業指示書に適切な設定値が記載されていることの検証不足。 是正措置：①2 号機の全 OPRM 設定値を COLR に合わせた。②保守 OPRM 校正手順書を修正し、より詳細な手順と、COLR に対応する設定値の検証を明記する。 NRC 検査結果：OPRM 運転不能の特定から 8 時間以内に通知することに対する軽微な違反と初期作業（OPRM 最大確認計数設定）における軽微なパフォーマンス劣化。	2021-03-08	事務局	③	–	本件は、米国 BWR プラントにおいて、振動出力領域モニタ（OPRM）全台が運転不能とみなされた共通要因故障事例である。遡った工学的評価では、安全上の問題は発生していなかった。原因は、燃料交換停止中に行った OPRM の設定値が誤っていたこと。根本原因は、作業手順書の不備と作業手順書の検証が不十分だったこと。 国内 BWR では OPRM を用いず、熱水力不安定過渡を起こさないように炉心の出力・流量を設計で制限する手法を採用していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
			2020 年 4 月の燃料交換停止中に、2 号機の COLR 改訂 13 に基づき、全 OPRM のトリップ設定値が更新された。しかし、確認計数設定値も更新することは作業指示書にも、COLR 改訂 13 にも要求されていなかった。 OPRM は、炉心の熱水力不安定過渡に対する自動保護機能の一部である。OPRM が機能喪失している場合は、不安定状態の運転員による認知もしくは出力流量マップ上のスクラム領域に入ったことにより、手動スクラムする。 OPRM システムは、4 系列の OPRM トリップチャンネルから構成され、各チャンネルには 2 台の OPRM モジュールが具備される。各モジュールは、局所出力領域モニタ（LPRM）ならびに原子炉保護系（RPS）の平均出力領域モニタ（APRM）から信号を受ける。炉心安定性を保つためには、4 系列の OPRM が運転可能であることが要件となる。 COLR は、号機ごとの図書で、現在の運転サイクルにおける炉心運転制限を提供するもの。ペリオドベース検知アルゴリズムにもとづく OPRM トリップ機能の設定値（本件では 1.13）は、COLR に示される。この設定値は、トリップ信号発出に必要な確認計数値（本件では 16）からなる。				
LER265 /2020-003	不適切な指示による振動出力領域モニタの計数設定値の不一致						
IIR254 /2020003	NRC 統合検査報告書						

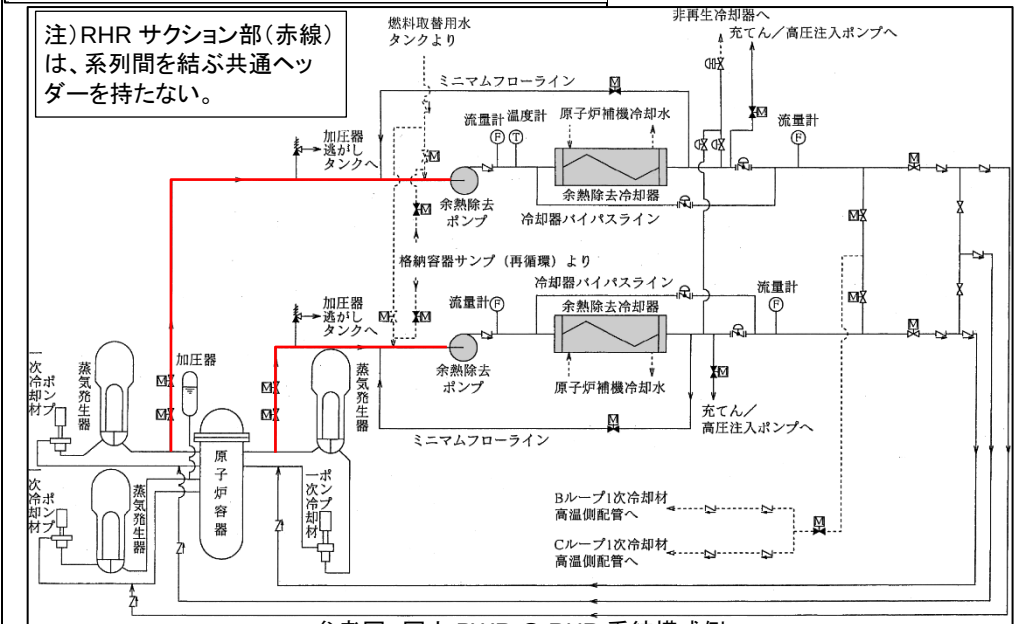
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS8994		2020-05-05、米国セーラム原子力発電所（PWR×2）にて、評価により、モード 4 時に余熱除去系（RHR）ポンプのサクション部ヘッダーの温度が、冷却材喪失時（LOCA）条件下で RHR 系統のキャビテーションが起こす温度を超えていることが判明した。この状態は、注入段階（燃料取替用水タンク（RWST）から取水する）でも、再循環段階（ECCS サンプから取水する）でも発生し得、モード 4 時の RHR 系が運転不能となる。 安全評価：このキャビテーションは、冷却材温度が技術仕様書（TS）許容範囲内にある時に RHR が ECCS として起動された場合に起り得る。各 RHR 系列のサクションヘッダーは、RCS または RWST からの流路を共有しているため、RHR 両系列に影響を及ぼし、安全系機能喪失とみなされる。両号機とも、この状態で短時間運転された経験がある。モード 4 では、RHR の 1 系列が動作可能であることを TS は求めているので、RHR 両系列の機能喪失は TS 逸脱であり、共通要因による独立系列の故障である。なお、この事象による機器の実故障は発生していない。 原因（発見経緯）：Westinghouse 社レター（NSAL 09-08、2009 年）は、RHR ポンプサクション部に蒸気泡が存在すると、モード 3 または 4 での LOCA 時に RHR が運転不能となる可能性を示していたので、当該発電所では、最近の手順更新に伴う温度限度の評価を行ったところ、モード 4 時の RHR 運転不能可能性を見出した。 是正措置：手順見直し計画が構築された。 NRC 検査結果：セーラム 1/2 号機の TS 逸脱は、軽微なパフォーマンス劣化と判定した。ECCS 運転のため RHR 圧力を下げてキャビテーションを起こす温度で RHR を運転する時間が短いためである。また、独立した両 RHR 系列が共通要因で運転不能となる点も軽微と判定した。炉心損傷のような事故進展を避けるためのシステムの可用性、信頼性、能力を確かなものとするための緩和システムや手順に悪影響を与えないためである。よって、TS 逸脱は軽微であり、NRC の施策には入らない。	2021-03-08	事務局	④	–	本件は、米国 PWR プラントにおいて、手順の見直しによる、RHR の低圧炉心注水系機能への影響を評価したところ、モード 4 時に RHR ポンプサクションの共通ヘッダー部で蒸気ボイドが発生し、両 RHR 系列が運転不能となり得ることを見つけた報告である。手順の再見直しを行うが、そのような条件になる時間が短いことと、その後の炉心損傷を避ける緩和機能への悪影響がないことから、NRC は軽微な技術仕様書逸脱と判定した。なお、本件は、「蒸気ボイドによる RHR の機能不全の可能性」として知られる既知問題であり、国内 PWR では RHR の 1 系列運転の採用等により対応済み。また、国内 PWR の RHR サクション部は共通ヘッダーをもたないため、両 RHR 系列が運転不能となることはない。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER272 /2020-002	モード 4 時の非常用炉心冷却としての RHR 可用性						
IIR272 /2020003 IIR311 /2020003	NRC 統合検査報告書						

補足情報



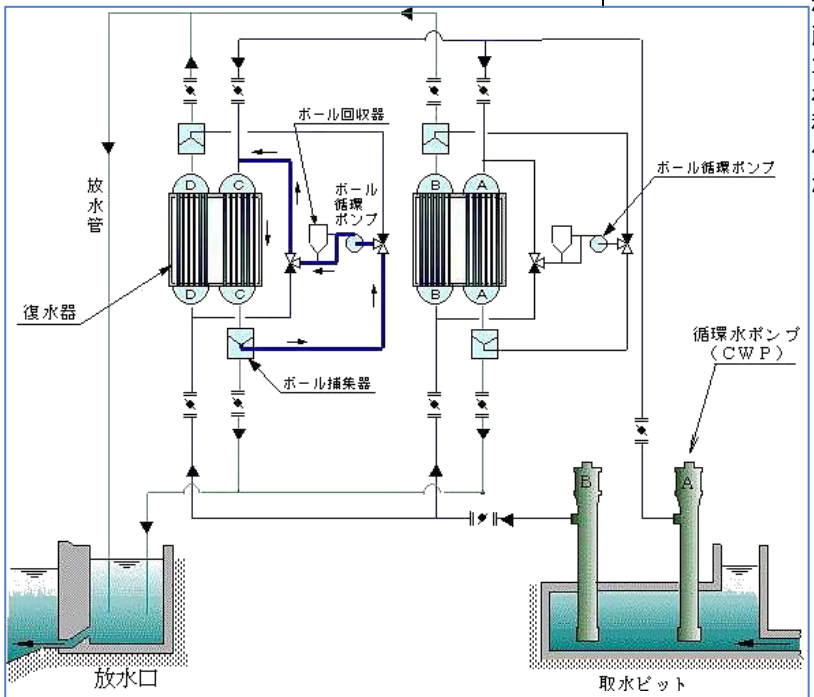
参考図　米国 PWR の RHR 系統構成例
https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A219.pdf



参考図　国内 PWR の RHR 系統構成例
http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/press/2011/111214b-22.pdf

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
IRS8995			2021-04-02	事務局	③	–	本件は、運転中の原子力発電所の復水器において、伝熱管内部を洗浄するためのボール洗浄回路でボール循環量の低下が確認され、出力を下げて伝熱管内部洗浄を行った事例である。安全性への影響はない。ボール循環量低下の原因は、伝熱管内部の堆積物による閉塞。直前の定期保守における伝熱管フラッシング洗浄が不十分だった。一般産業技術や運転経験の反映が不足していた。 復水器伝熱管の洗浄技術は、火力発電でも確立した技術であり、本件は当該プラント限定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。 なお、国内原子力発電所では、ボール洗浄を1日2回程度行い、汚れ具合に応じてボール種を変えている。環境保護の観点から化学洗浄は避けている。
			補足情報				



参考図　復水器伝熱管ボール洗浄回路（本事例のものではありません）
https://www.yonden.co.jp/press/re0204/j0ypr004.htm

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
IRS8996			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、恒久停止した原子力発電所の格納容器ポーラクレーンの運転中に異常な走行音が発生し、クレーン運転を停止した事例である。安全性への直接影響は報告されていない。原因は、クレーンの駆動輪の 1 台の損傷。事後点検で、他に 6 台の駆動輪に亀裂が発見された。亀裂原因は、鋳造車輪の製造欠陥（空隙）を起点とし、疲労による亀裂進展（40 年以上）。水平展開により、他の恒久停止プラント 1 基でも、クレーン駆動輪に亀裂指示が見つかったが、クレーンの機能には影響しないと評価されている。 原因が製造欠陥であることから調達管理ならびに始業前点検等の運転・保守管理に課題があった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。 なお、国内原子力発電所のクレーン設備は、使用前点検に加えて、月に一度、年に一度の自主定期点検が行われている。
			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
IRS8997			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、PWR プラントの原子炉冷却水低温配管上の導圧管の遮断弁の上流側で 1 次冷却水の滴下漏えいが見つかった事例である。問題となるレベルの放射能漏れはなく、運転制限の逸脱もないが、漏えい箇所特定のため原子炉停止した。漏えい原因は、当該遮断弁と導圧管の溶接接合部近傍の貫通亀裂。貫通原因は、加工不良と考えられる内面の傷を起点として、溶接接合部の変形による残留応力と約 5 年前に実施した溶接接合部の補修に伴う残量応力の重ね合わせによる、亀裂の進展。 導圧管製造・加工に係る品質管理ならびに溶接作業及び補修作業の品質管理に課題があった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。
			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
IRS8998			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、冷温停止中の原子力発電所の安全系自動負荷シーケンス定期試験において、EDG が潤滑油油圧低により自動トリップした事例である。復旧が早く、安全性への影響はない。原因は、EDG 潤滑油系の逆止弁の弁体と弁軸を固定するナットの割ピンが破断し、弁が閉まらなくなったため。前回の逆止弁分解点検時に、当該割ピンを再使用していた。根本原因は、分解点検時に一般保守作業要領書を使っていたことと、その図書に割ピン再使用禁止が記載されていなかったこと。当該発電所の保守管理に課題があった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。
			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
IRS9000		2020-03-20、米国クアド・シティーズ 2 号機（BWR、1911 MWe、定格運転中）の自動母線切換えロジック動作サーベランスにおいて、モーターコントロールセンター（MCC28/29-5）が、母線 29 から 28 への自動切換えに失敗し、余熱除去低圧注水系（LPCI）の回路選択ロジックが LPCI のモーター駆動弁（MOV）を開放できなくなったので、両系列の LPCI が動作不能とみなされた。ただし、事象当時、技術仕様書に基づき、両系列の LPCI は待機除外されており、もともと動作不能状態であった。その後、手動操作により MCC28/29-5 の電源は復旧された。 MCC28/29-5 は、事故時にプラント停止するの必須な機器に、母線 28 と 29 から給電するものであり、2 つの MCC と両母線と接続される共通母線から構成される。この共通母線は、余熱除去系（RHR）と LPCI モード運転用の再循環弁の電源を二重化するもの。この MCC は、外電喪失時に非常用ディーゼル発電機（DG-2）から母線 29 を通じて受電し、DG-2 が故障した時は遮断器が自動開放し、母線 28 の遮断器が閉じて DG-1/2 から受電する。 安全評価：更新最終安全評価書では、LPCI 機能が全くなくても ECCS 合格基準を満足することから、本件の影響は最小と評価された。また、本事象中に、2 号機では LPCI 機能を要する事故もしくは過渡は発生していない。 自動切換え失敗原因：母線 29 の遮断器が開放しなかったため。開放失敗原因は、LPCI スイング母線の時限リレーの接点 2-6 が閉じず、母線 29 遮断器へトリップ信号が出なかったため。接点が閉じなかった理由は、時限リレーの製造不良であり、内部部品の取り付け位置が異常だった。なお、当該リレー据付け時（2018 年）の性能試験で及びその後の保守でも問題はなかったが、事後試験では接点 2-6 の不安定動作が確認された。 是正措置：1）MCC28/29-5 の電源復旧、2）当該時限リレーの交換。 フォローアップ：Part 21 報告を検討する。 類似事象：2011 年に 2 号機において、作業員が梯子から落下し、遮断器のトリップスイッチを押してしまったが、MCC28/29-5 による母線切換えが働かなかった。原因は、遮断器リレーの主接触器のプランジャーが断続的に固まったため。この事象を事業者の運転経験として積んでいれば、本件を防止するのに役立ったかもしれない。	2021-04-02	事務局	⑤	―	本件は、米国 BWR プラントにおいて、自動母線切換え機能のサーベランス試験時に両系列の低圧注水系（LPCI）が動作不能とみなされた事象である。試験時は両 LPCI とも、もともと待機除外されていたのでプラントへの影響はない。安全解析では、両 LPCI の機能喪失を見込んでいる。原因は、LPCI に給電する母線の自動切換え回路の不動作。不動作原因は、使用されている時限リレーの製造不良とされるが、当該リレーの据付け時とその後の保守では問題なかった。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER265 /2020-001	スイング母線の故障による両区分の余熱除去低圧注入系の喪失						
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。							

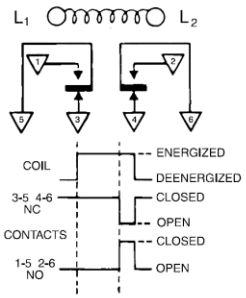
補足情報

Operation

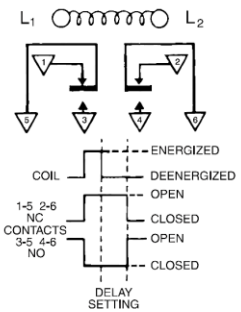
Two basic operating types are available: **On-delay** models provide a delay period on energization, at the end of which the switch transfers the load from one set of contacts to another. Deenergizing the unit during the delay period immediately recycles the unit, readying it for another full delay period on reenergization.

In **off-delay** models the switch transfers the load immediately upon energization, and the delay period does not begin until the unit is deenergized. At the end of the delay period the switch returns to its original position. Reenergizing the unit during the delay period immediately resets the timing, readying it for another full delay period on deenergization. No power is required during the timing period.

On-Delay Models, E7012
(Delay on pick-up)



Off-Delay Models, E7022
(Delay on drop-out)



参考図　原子力仕様の時限リレーの例
（本件のリレーではありません）
https://www.te.com/content/dam/te-com/documents/aerospace-defense-and-marine/aerospace/global/hpg/5-1773450-5editable_section12.pdf

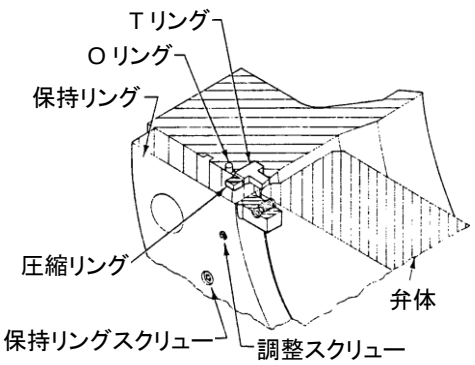
番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準／2 次	INES	処理結果
IRS9001		2020-02-01、米国ウルフ・クリーク（PWR、1200 MWe、定格運転中）にて、格納容器停止時パージ供給配管*1 に係る格納容器隔離弁のサーベイランス試験により、その貫通部の漏えい率が技術仕様書（TS）の許容値を超えていることが判明し、直列の 2 台の格納容器隔離弁が運転不能と判断され、6 時間以内にモード 3（36 時間以内にモード 5））にすることを規定する運転上の制限（LCO）に入った。また、格納容器も運転不能とみなされ、1 時間以内の復旧が困難のため、次の条件（6 時間以内にモード 3 に移行）が適用された。当日夜に原子炉は停止され、両隔離弁は翌日復旧され、02-03 に原子炉はモード 1 に戻った。 *1　格納容器停止時パージ系は、モード 6 及び燃料交換時に、換気空調目的で格納容器に外気を供給するもの。モード 5 で、格納容器作業前に格納容器内の希ガス濃度を薄める目的でも使用される。パージ供給ライン上には、自動隔離弁（36 インチ）が格納容器内側（GTHZ0006）と外側（GTHZ007）にある。モード 1-4 で、それらの隔離弁には閉止要求がある。 背景：2019-09-21 から始まる燃料交換時に、GTHZ006 と GTHZ007 の保守後漏えい試験が行われ、両弁とも TS 許容値も超過。GTHZ006 には閉止フランジをつけて漏えいパスをふさいだ（外弁なので運転中に修復するため）。モード 4 に移る前に GTHZ007 は保全作業を施し、ミニパージ系*2 の隔離弁と合わせた漏えい量が TS 許容値を下回ったが、LCO 条件により、GTHZ007 とミニパージ系の内弁（GTHZ005）は閉止され、非通電状態にされた。これらパージ用の弁は 92 日毎に漏えい試験を行う必要がある。 *2　格納容器ミニパージ系は、出力運転中に作業員が格納容器にアクセスする前と作業中に希ガス濃度を下げるためもしくは、内外圧を均一にする目的でに使用される。ミニパージ系は、停止時パージ系と格納容器貫通配管を共用するが、隔離弁は別である。 安全評価：実際の安全重要度は低かった。GTHZ006 の閉止フランジは安全関連機器ではなかったが、耐震性（実力）は十分に高かった。この閉止フランジの格納容器隔離機能に影響を及ぼす可能性のある設計基準事故も特定されなかった。	2021-04-02	事務局	②	―	本件は、定格運転中の米国 PWR プラントにおいて、格納容器停止時パージ供給配管上の格納容器隔離弁のシート漏えい率が内外弁とも基準値を上回り、運転上の制限の条件に従って、手動原子炉停止した事例である。放射能漏れ等は発生していない。原因は、弁のシールである弾性 T リングが緩んだため。根本原因は、T リングは組み立て後、時間をおいて増し締めをしなくてはいけないことを、当該発電所では制度化していなかったため。当該発電所の保守手順の品質管理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。
LER482 /2020-001-01	格納容器パージ隔離弁の運転不能でプラント停止						
IIR482 /2020002	NRC 統合検査報告書						

補足情報

原因：当該隔離弁のエラストマーT リングが、粘弾性クリープで弛緩したため。

根本原因：設置・保全後に 36 インチ弁の T リングは再調整が必要であることがベンダーマニュアルに記載されていたが、当該発電所の保守作業図書には、T リングの弛緩状態を監視、チェックすることが含まれていなかった。また、原子力保守支援センター（NMAC）及び電力研究所（EPRI）からも、この種の設計のガスケットのクリープに対処するため、最初の組み立てから 24 時間後、場合によっては、48 時間後及び 72 時間後に定格トルクで締め直す必要があるという注意書きが出ている。

是正処置：①GTHZ0006、0007 の両弁を修理し、運転可能状態に復旧。②閉止フランジ使用を考慮したサーベイランス手順を改訂。自主的サーベイランスを 3 度実施し、漏えい率が基準を満たすことを確認。③作業指示書を改訂し、T リングの交換と調整に関する情報を追加。



参考図　バタフライ弁の T リングの使用例
（本件の隔離弁ではありません）
https://www.nrc.gov/docs/ML1132/ML113210302.pdf

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
IRS9003		2020-09-16、米国ビーバーバレー1 号機（PWR、908 MWe、定格運転中）の河川水系（2 系列、A ポンプ稼働中、B ポンプ待機中、C ポンプ予備）の B ポンプ室をウォークダウン中の NRC 検査官が、A ポンプ室と B ポンプ室の間の水密扉が開いていることを見つけた。中央制御室に連絡し、水密扉は閉められたが、河川水系の運転性について、さかのぼったレビューが要求された。 安全評価：レビューの結果、2020-10-21 に連通水密扉が開放していて、対応措置も取られていなかったことから、安全機能が喪失していたと評価された。当該水密扉がいつから開放していたかは特定されなかったので、前回の水密シール試験後の 218 日間、両系列は動作不能だったと評価された。ただし、この期間中の 1 号機と 2 号機（サービス水 C ポンプが B ポンプ室にあるため）に対するリスクから、開放水密扉のもたらす安全重要度は、非常に低いと評価された。 原因：リスク上重要な水密扉に対して構成管理が弱いことを組織が認識していなかったため。 寄与因子：B ポンプ室の配置が、水密扉の状態への人的感度を鈍らせた。つまり、水密扉の機能と扉の開閉状態に対する矛盾した知識や扉へのアクセス頻度が低いこと、作業員間で水密扉の重要性を重視していなかったこと。 長期的是正措置：連通水密扉にロック機構を設置する。連通水密扉の重要性を議論するよう運転手順書のガイダンスを更新する。水密扉のプラカードも更新して、明確なガイダンスを与える。	2021-04-02	事務局	②	–	本件は、米国 PWR プラントにおいて、河川水ポンプ（国内では海水ポンプに相当）が設置されたポンプ室を連通する水密扉が開放されていることを検査官が発見した事例である。両河川水系列が動作不能とみなされたが、安全重要度は低い。水密扉状態の管理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。
LER334 /2020-002	取水構造物連通水密扉開放による河川水系の系列分離喪失						
IIR334 /2020004	NRC 統合検査報告書						

補足情報

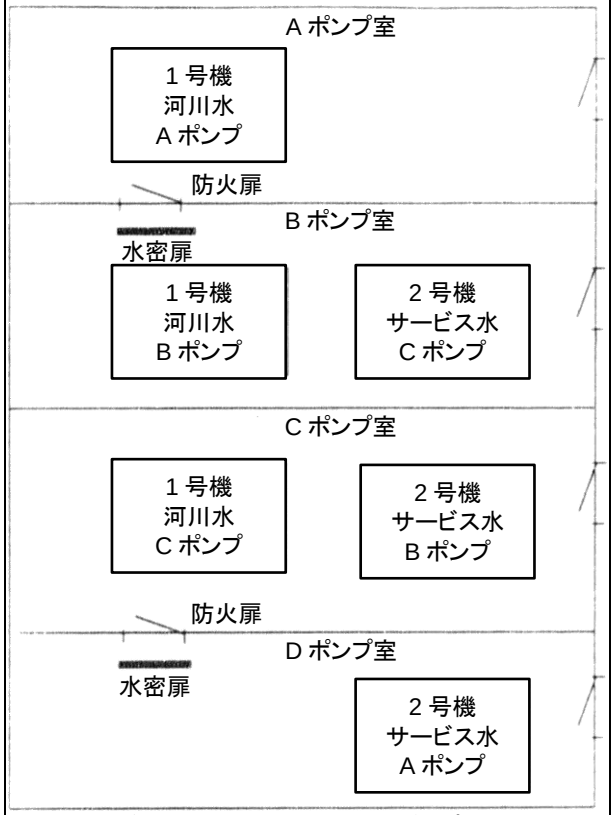


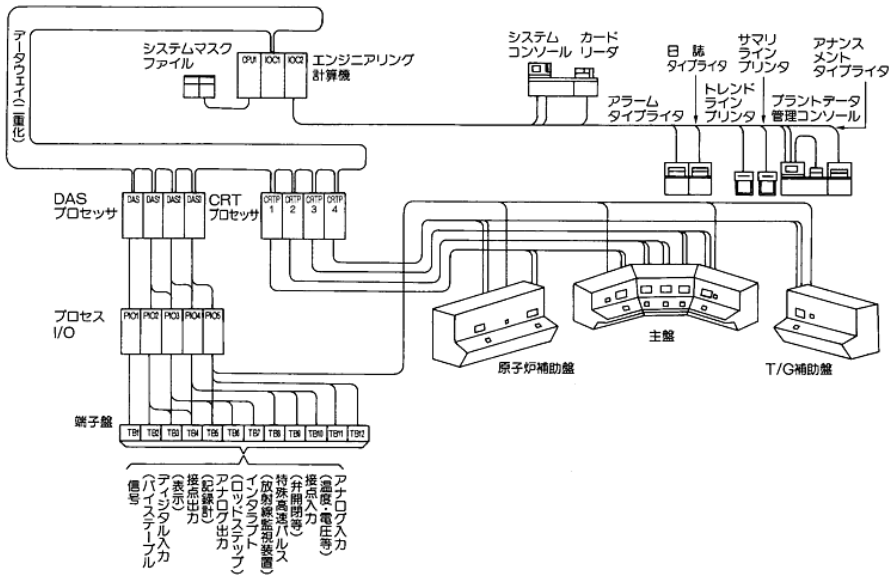
図 ビーバーバレー取水構造物ポンプ室配置
https://www.nrc.gov/docs/ML2023/ML20236S288.pdf

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
IRS9004			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、燃料取替え停止中の原子力発電所において、装荷前の初期検査で不合格となった制御棒燃料集合体（当該原子炉特有）が原子炉に装荷され使用されていたことが見つかった事例である。炉心への影響は見つかっていない。検査不合格の理由は、当該制御棒集合体に異物が見つかったため。装荷された原因は、不合格標識がつけられていなかったことなど不合格品に対する管理が不適切だったこと。安全文化の欠如も指摘されている。当該発電所の不合格品管理に課題があった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。
			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。

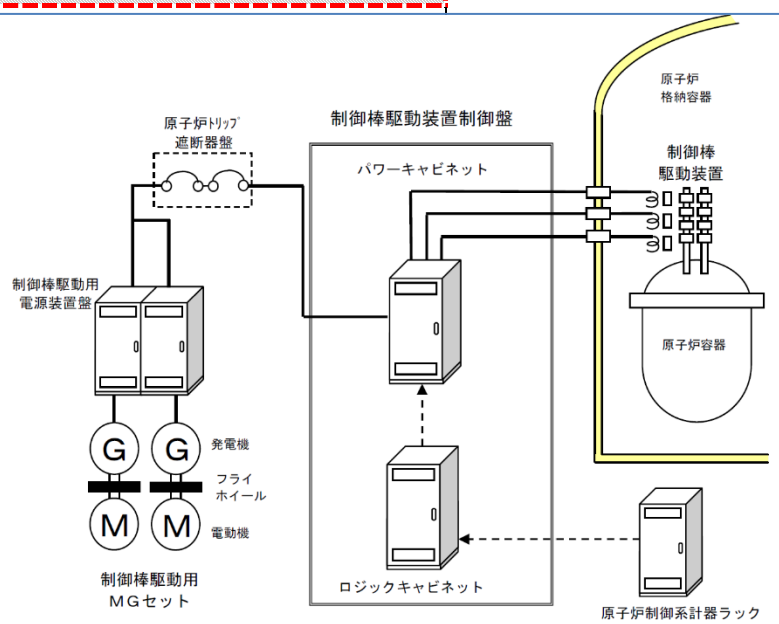
番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準／2 次	INES	処理結果
IRS9005			2021-04-02	事務局	④	–	本件は、運転中 PWR のプロセス計装系統の電源喪失により、蒸気発生器（SG）の給水制御が異常となり、SG の水位低と蒸気・給水流量不整合により自動原子炉停止した事例である。電源喪失原因は、当該系統の電源盤内の単一部品の短絡故障によるフューズ切れ。短絡故障原因は偶発故障とされる。是正処置として、当該発電所のプロセス計装系統の電源を多重化する。国内 PWR では、安全上重要なプロセス計装系の電源及び計装チャンネルは多重化されており、電源盤の単一部品の偶発故障で原子炉停止することはない。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				



参考図　PWR のプロセス・コンピュータシステム構成例（本件のものではありません）
https://atomica.jaea.go.jp/data/pict/02/02040102/12.gif

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
IRS9006			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、運転中 PWR において、制御棒駆動用電源である MG セットの両系列が続けて喪失して、自動原子炉トリップ（制御棒落下挿入）した事例である。電源喪失原因は、1 台目の MG セットの遮断器が過電流保護により開放し、2 台目の MG セットは界磁喪失したため。2 台目の MG セットの励磁制御器の異常の影響で、先に 1 台目が異常反応（過電流）した後、2 台目が界磁喪失した。根本原因は、保護協調の設定の誤りで、2 台目の遮断器が先に切れるべきであった（設計ミス）。励磁制御器の異常原因は、単一部品の故障で、品質・保守管理の問題と推測される。当該発電所の設計、品質、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。
			補足情報				



参考図　制御棒駆動用 MG セットの使用例（本件のものではありません）
http://www.japc.co.jp/news/press/2010/pdf/220705.pdf

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
IRS9007			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、保守停止中 PWR において、保守作業中にインターロック信号が誤発信し、タービン駆動補助給水ポンプの起動信号が発出した事例である。原子炉停止中で蒸気がないため、ポンプは起動しなかった。誤信号発信の原因は、手順書に記載されている補助給水ポンプ起動ブロック作業を行っていなかったため。根本原因は、伝達情報や作業完了を確認することを怠ったため。ヒューマンエラー防止ツール（3 方向コミュニケーションやチェックシート等）を使用していなかった。当該発電所の保守作業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。
			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
IRS9008			2021-04-02	事務局	②	–	本件は、定格運転中の原子力発電所において、非常用母線の 1 系列の電源喪失が起こり、手順に従って原子炉出力を下げ、手動原子炉停止させた事例である。停止後に、もう 1 系列の非常用母線の配電盤の計器用変圧器（PT）も損傷した。環境、人員への影響はない。 電源喪失原因は、当該母線の給電遮断器が過電流保護で開放したため。過電流原因は、負荷であるポンプモータにおける短絡と当該母線のヒューズ故障が重なったため。短絡原因は、湿度が高い環境条件下でのワイヤ絶縁性能劣化。当該母線の短絡は解消されていないので、EDG は起動したが給電不可能だった。 PT 損傷原因は、鉄共振現象*。負荷であるポンプモータで地絡が起こり、遮断したことにより発生した。地絡原因は、湿度が高い環境条件下でのワイヤ絶縁性能劣化。 根本原因：モータの短絡・地絡、ヒューズ故障、鉄共振のいずれも、設計要求、調達仕様、品質管理に対する不適合。 当該発電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。 *鉄共振現象：鉄心を有する計器用変圧器等の励磁インダクタンス（L）と静電容量（C）が共存している回路では、遮断器開閉などの電気的ショックにより、インダクタンスが一時的に磁気飽和すると、L-C 間でエネルギー授受が起きて、この振動が持続する場合がある。これを鉄共振と呼び、異常なうなり音や過熱による損傷、絶縁破壊、地絡誤検知・誤動作などを起こす。鉄共振抑制技術には、可飽和リアクトルによる抑制や鉄共振検出リレーと抵抗器の時限接続による抑制などが知られている。 情報源： https://nissin.jp/technical/technicalreport/pdf/2011-137/2011-137-05.pdf
			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
IRS9009			2020-11-19	事務局	②	0	本件は、初臨界前試運転中の PWR の制御棒落下試験の実施中に、ATWS 信号が発信し、緊急ほう酸炉心注入系が自動起動した事象である。原子炉の安全機能は影響を受けず、環境への放射性物質の放出や作業員の被ばくはない。直接原因は、原子炉トリップ信号が出たままの状態で、制御棒試験のために制御棒を引き抜いたため。根本原因は、設計と試験手順の不整合。事業者の設計レビューや試験手順書の品質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。
			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
IRS9010			2020-11-18	事務局	②	-	本件は、定格運転中の PWR において、送電系統の擾乱時に、蒸気発生器圧力減少率高により、自動原子炉トリップした事例である。原子炉は安全に停止し、環境への放射性物質の放出や作業員の被ばくはない。直接原因は、発電機負荷喪失に伴うタービン保護の動作不良。根本原因は、タービン保護回路の設計ミス及び設計検証の不足。事業者の設計レビュー等のマネジメント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。
			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
IRS9011			2020-12-29	事務局	②	0	本件は、定格運転中の PWR において、主給水ポンプ 1 台が停止し、蒸気発生器の水位低により、自動原子炉トリップした事象である。原子炉は安全に停止し、環境への影響はない。ポンプ停止直接原因は、当該ポンプの故障。ギアボックスのカップリング固定ボルトが疲労破壊した。根本原因は、予防保全の不備かつ類似事象の運転経験反映が不十分だったこと。給水ポンプ 1 台停止時のプラント制御手順にも課題があったと推測される。事業者の保守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とする。

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
IRS9012			2020-12-29	事務局	③	1	本件は、運転中に燃料リークの兆候が見られた PWR において、燃料交換停止時に、炉内で多数の微粒子が見つかった事例である。プラントの運転安全には影響しなかった。化学分析等の結果、この粒子は前回の燃料交換時に装荷したあるシリーズの新燃料の被覆管に由来することが特定され、かつ、発生源が燃料集合体の頂部付近に限定されることが観測されている。また、類似現象が他の原子力発電所でも見つかっていることがわかった。ただし、原因は特定されていない。被覆管製造社による原因調査が進められている。国内においては当該燃料被覆管材料を用いたこのシリーズの燃料集合体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。ただし、原因等新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。
			補足情報				

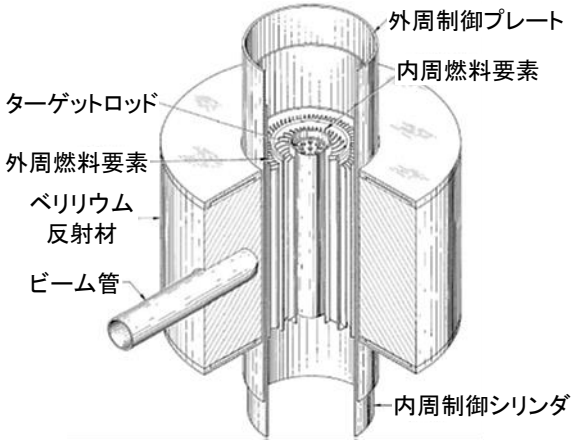
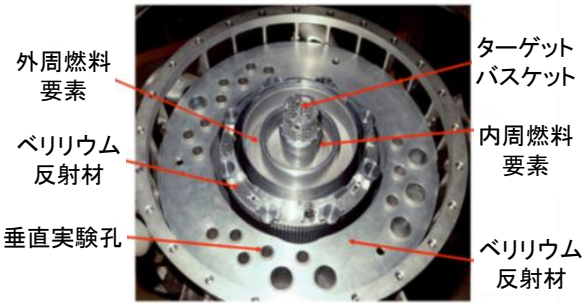
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS9013		2020-04-20、米国ハッチ 2 号機（BWR、883 MWe）の通常起動時に、中間領域モニタ（IRM）のオーバーラップ領域を監視しつつ、原子炉冷却材の温度上昇に伴う負の反応度により未臨界になるのを防ぎつつ、制御棒引き抜き操作を継続していたところ、出力が 0.4%に達したときに、炉圧が 150 psig（1 MPa-g）を超えたが、この時、高圧炉心注入系（HPCI）と原子炉隔離時冷却系（RCIC）は待機モードになく、運転不能であった。炉圧が 150 psig を超えると、技術仕様書（TS）のモード 2 における運転上の制限（LCO）が適用されるので、LCO 逸脱である。 安全評価：HPCI と RCIC ともポンプが待機状態になく、運転不能であったが、自動減圧系（ADS）と低圧 ECCS は使用可能であった。HPCI と RCIC が運転不能だったのは短時間（それぞれ 1 時間弱と約 1.5 時間）だったので、安全重要度は低い。 原因：運転員のパフォーマンス・エラー。特定の作業に狭く集中したため、運転員の準備（心構え）と起動手順との間のギャップに気が付かなかった。 是正処置：①HPCI と RCIC は運転状態に戻された。②運転部門と発電所管理者に対して、ケーススタディ訓練が施される。重点は、監視の役割を順守することと広い視野で先を見ること、責任と熟練度を割り付けることと、プラント状態の変化に対応すること。 NRC 検査：本逸脱の安全重要度は低く、軽微（緑）である。HPCI と RCIC が運転不能だった短時間に、ADS ろ低圧 ECCS が使用可能だったため。	2021-04-13	事務局	⑤	―	本件は、起動中の BWR において、高圧炉心注入系（HPCI）と原子炉隔離時冷却系（RCIC）を待機モードに入れる前に、原子炉圧力を規定値より上げたため、技術仕様書の運転上の制限の逸脱となった事例である。低圧 ECCS が使用可能であり、安全重要度は低い。原因は、運転手順からはずれた運転員操作（ヒューマンエラー）とされる。古いプラントのため、警報表示がないと推測される。当該国の規制検査により本件は軽微（緑）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。 なお、国内 BWR には、高圧 ECCS 未待機警報が具備されている。運転員操作においても、呼称確認等のヒューマンエラー防止策がとられている。
LER366 /2020-002-00	技術仕様書要求時に HPCI と RCIC が動作不能		補足情報				
IR366 /2020002	NRC 統合検査報告書						

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
IRSRR217			2021-03-08	事務局	②	1	本件は、医療用同位体を製造する研究炉で、照射ターゲットとなる新プレートの取扱い（受領、検査、貯蔵）において、当該事業者の定める臨界管理規則からの逸脱が見つかった事例である。臨界条件がそろっていないため、安全上の実影響はない。逸脱原因は、プレートの取扱い量増加に伴い作業プロセスを変更したが、臨界管理規則を確認しなかったため。また、臨界管理規則も貯蔵場所の定義などが不明瞭だった。根本原因は、当該事業者では影響評価を含む変更管理の重要性が認識されていなかったこと。また、作業監督マネジメントも適切に行われていなかった。 事業者のマネジメント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。

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
IRSRR218			2021-04-02	事務局	③	–	本件は、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）の高中性子束同位体製造炉（HFIR）の冷却系において、放射線量の増加が検出され、原子炉を手動停止した事例の予備的報告である。環境、人への影響はない。原因は調査中である。 当該原子炉は固有設計であり、国内には存在しないことと原因調査中の予備的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。ただし、原因、教訓等の情報が得られた場合には、再スクリーニングする。
			ORNL による HFIR 冷却系における線量増加調査 （2018-11-21 付け ORNL 記事） 2018-11-13 に計画停止から HFIR を運転状態（新しい運転サイクル）に戻している時に、冷却系において線量増加が検知された。調査のため、原子炉は手動停止することになった。作業者の被ばくはない。1 次系の外への汚染もない。建屋周辺も ORNL サイト全体でも、放射線量はバックグランドレベルである。運転員は、原子炉自動停止となる前に、HFIR を手動停止することを決めた。 https://oakridgetoday.com/2018/11/21/ornl-investigating-elevated-radiation-level-cooling-system-hfir/  参考図　HFIR 炉心構造  参考図　HFIR 炉心写真 https://neutrons.ornl.gov/sites/default/files/High%20Flux%20Isotope%20Reactor%20User%20Guide%202.0.pdf				

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。

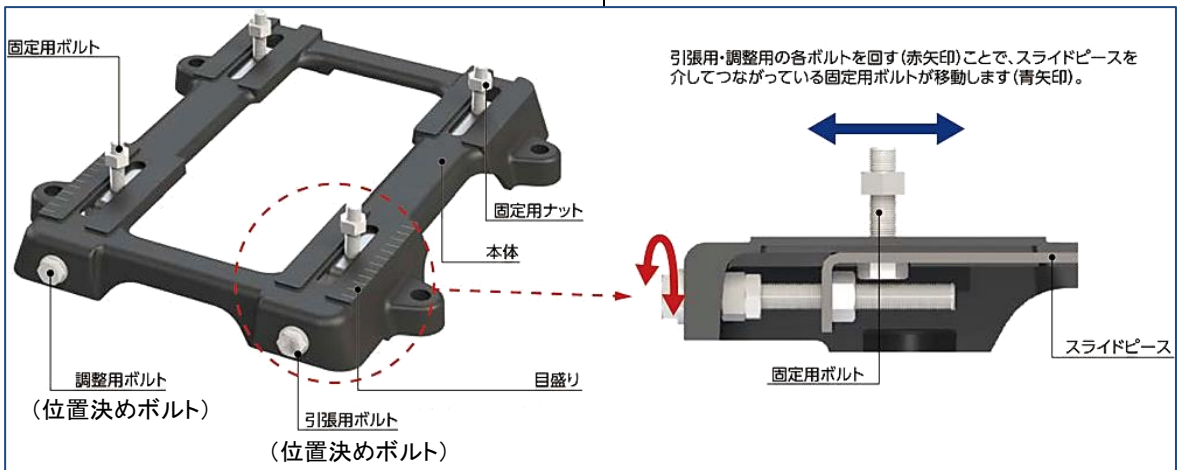
番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準／2 次	INES	処理結果
IRSRR219			2019-06-18	事務局	②	–	本件は、停止中の材料照射炉において、非常用ディーゼル発電機の燃料配管(炭素鋼管)の腐食が確認された事例である。安全性や環境への影響はない。直接原因は、外部環境に晒されている部分が水分で腐食したことと、点検を行っていなかったこと。根本原因は、配管のルーティングを設計変更した際に、外部環境に晒されることの影響評価を怠ったこと。 事業者の設計変更管理と保全計画に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

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
IRSRR220			2019-06-27	事務局	③	–	本件は、TRIGA スイミングプール型教育訓練研究炉において、パルス運転を実施後、計装付き燃料エレメントの温度が微増継続していることが運転ログで確認された事例である。安全性や環境への影響はなく、当該エレメントの破損、変形は見られない。温度上昇の原因は調査中であるが、燃料の実温度ではないと推測されている。当該エレメントを交換し、運転方法を変更するために、許認可変更を予定している。国内には、廃止措置中以外の TRIGA 研究炉はなく、本報告が予備的報告であることことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、本報告が発行された際には、再スクリーニングを行う。
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準／2 次	INES	処理結果
国内 2019-46	非常用ディーゼル発電機空気圧縮機の電動機台座一部損傷 NUCIA 通番：13310M ユニット：柏崎刈羽発電所 7 号 発生日：2019-05-20 登録区分：最終	2019-05-20、7 号機非常用ディーゼル発電機（EDG-A）の両始動用空気圧縮機用の電動機の点検のため、電動機固定ボルトを緩めて電動機を移動した際、電動機と基礎部の間に設置されている台座（スライドベース）が一部損傷（亀裂）していることが確認された。損傷箇所はスライドベースの電動機位置決めボルトを締め付けている箇所であり、空気圧縮機 A で 1 か所、空気圧縮機 B で 3 か所。 安全性評価：両空気圧縮機とも、機能喪失していない。 推定原因：位置決めボルトの過トルク締付。押さえプレートが変形し、当該損傷箇所へ当たり、応力集中、亀裂発生。 根本原因：取扱説明書及び要領書（機械及び電気双方）にボルト締付管理方法が記載されていなかったため。 再発防止策：要領書に以下を反映する：①位置決めボルトのトルク管理を行う。②増し締め防止とゆるみ確認のため、合マーク付けを行う。	2021-07-02	事務局	⑤	―	本件は、EDG の始動用空気圧縮機の電動機の台座に亀裂が複数見つかった事例である。圧縮機は機能喪失していない。原因は、台座の電動機位置決めボルト締め過ぎ。要領書にトルク管理が書かれていなかった。安全性に影響しないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
		補足情報					



参考図　電動機スライドベースの例（本事例のものではありません）
https://jp.misumi-ec.com/vona2/detail/221006286096/

番号	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準／2 次	INES	処理結果
国内 2021-06	圧力抑制室内部における異物確認について NUCIA 通番：13255M ユニット：浜岡発電所 3 号 発生日：2021-04-13 登録区分：最終	2021-04-13、浜岡発電所 3 号機(BWR、1100MWe、定期検査中)の圧力抑制室の点検口に設置していた養生用ビニールシートが破れており、破片が圧力抑制室内部に落下していることが確認された。ビニールシートの破片はほぼ全て回収され、破片が残存していたとしても非常用炉心冷却系統の運転に影響は無い。 安全評価：放射性物質の漏えいはなく原子力安全への影響は無い。 直接原因： 2021-03-28、圧力抑制室内および原子炉格納容器内の換気用として設置している排気用配管のうち、原子炉格納容器からつながる配管に設置されている弁に不具合が生じたためバイパスラインに切り替えたところ、原子炉格納容器からの排気が減少した。相対的に圧力抑制室からの排気が増加したことで、点検口を通る空気の流れによりビニールシートが振動して破れ、破片が落下した。 根本原因：原子炉格納容器の排気用配管をバイパスラインに変更するにあたっての影響評価を怠ったこと。 再発防止策：圧力抑制室内の空気の流れに大きな変化を生じさせる運転操作を行う際は、一旦空調設備を停止した上で、関係個所に開口部の状況を確認し、異物侵入や汚染発生のリスクを検討するプロセスを社内指針類に定める。当該箇所以外においても長期間に渡りビニールシートを使用している箇所について、定期的な巡視点検により維持管理を実施する。	2021-04-23	事務局	②	ー	本件は、定期検査中のプラントにおいて、圧力抑制室点検口に設置していた養生用ビニールシートが破れて破片が圧力抑制室内に落下した事象である。原子力安全への影響は無い。直接原因は、原子炉格納容器の排気をバイパスラインに切り替えたことにより圧力抑制室との圧力バランスが崩れ、圧力抑制室との境にあったビニールシートが破れたこと。根本原因は、排気をバイパスラインに変更するにあたっての影響評価を怠ったこと。事業者における作業管理が不十分であった事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。

補足情報

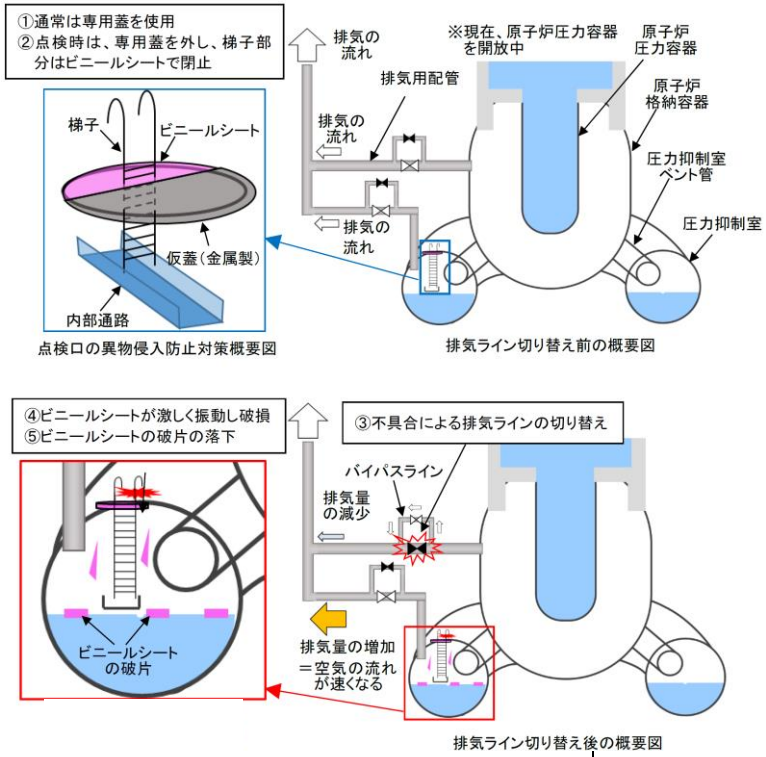
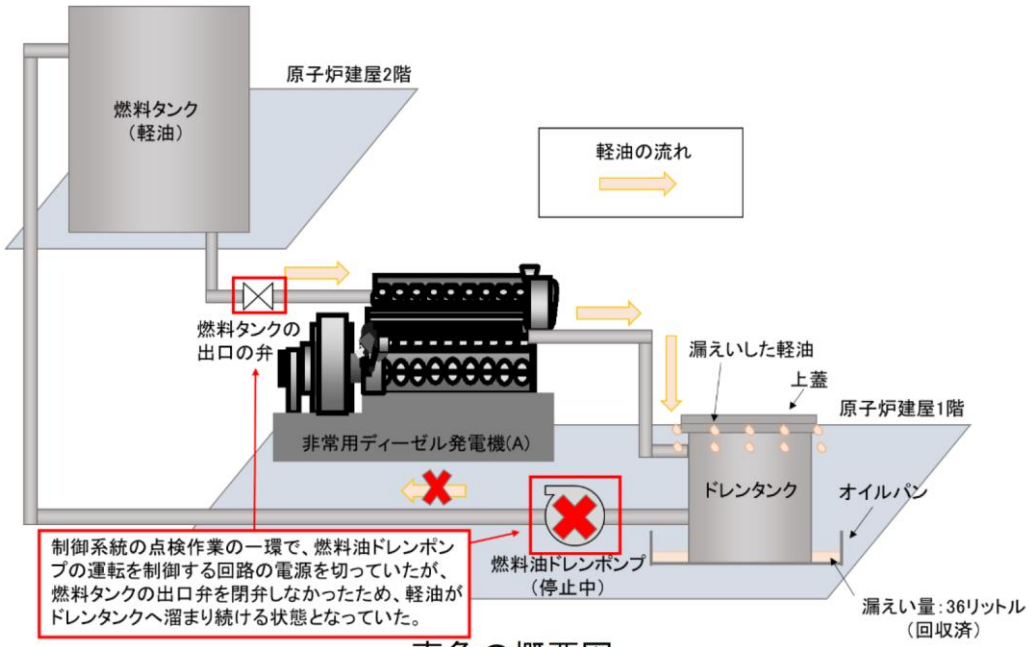


図 事象の原因の模式図

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 2021-13	非常用ディーゼル発電機(A)燃料油ドレンタンクからの漏えい NUCIA 通番：13304M ユニット：浜岡発電所 5 号 発生日：2021-06-01 登録区分：最終	2021-06-01、浜岡発電所 5 号機(ABWR、1380MWe、定期検査中)において、非常用ディーゼル発電機(A)燃料油ドレンタンク上蓋より、燃料油(軽油)が漏えいしていることが確認された。漏えいは 1 滴/秒程度×5 箇所であり、漏えい量は 36 リットル程度であった。漏えいした軽油は、ドレンタンク下部のオイルパン内に収まっており床面への漏えいない。また、ドレンタンクに溜まった軽油を燃料タンクに戻すポンプ(ドレンポンプ)が停止していることを確認した。 安全評価：本事象は、放射性物質の漏えいに係わる事象ではなく、非常用ディーゼル発電機(B)および(C)の 2 台が待機中であり、プラント状態への影響もない。 直接原因：当該発電機の点検のためドレンポンプの制御回路の電源を落としたが、安全措置の一環として社内文書に規定されている燃料タンクの出口弁の閉弁を行わなかった。燃料油ドレンポンプが自動起動しない状態となっていたため、溜まり続けた軽油がドレンタンクの上蓋から溢れた。 根本原因：制御系統の点検作業計画において、安全措置に当該弁の閉弁が含まれていないことを見落とした。 再発防止策：必要な安全措置を規定した社内文書※を自動的に表示するなど、点検作業計画検討時(システム)に安全措置に不足がないことを確認する仕組みを構築する。 ※これまでの運転経験より、作業を実施する際の注意点をまとめた文書	2021-06-08	事務局	②	―	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燃料油ドレンタンクから軽油が漏えいしていることが確認された事象である。他の発電機 2 台が待機中であり、プラント状態への影響はない。直接原因は、点検のために軽油を燃料タンクに戻すドレンポンプの電源を落とした際に、燃料タンクの出口弁の閉弁を行わなかったこと。根本原因は、点検作業計画の見落とし。事業者における作業管理が不十分であった事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				



事象の概要図

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

格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響（案）

令和３年９月９日
技術基盤課

1. 目的

本報告の目的は、第 44 回技術情報検討会（2021-01-27）にて、2 次スクリーニングに進めることになった IRS8949/Part 21 2014-76「AP1000 プロジェクトにおける配管サポート塗装の逸脱」[1]について、さらなる調査・分析を行うことと、対象を PWR と BWR に拡大して、格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響に関する米国と国内の規制動向を整理することを通じて、IRS8949／Part 21 2014-76 を要規制対応技術情報であるかないかの観点で、スクリーニングすることである。

2. IRS8949/Part 21 2014-76

本件は、米国ボーグル 3、4 号機（AP1000、1117 MWe）と VC サマー2、3 号機（同）[1]において、安全ハザードをもたらす可能性のある欠陥が見つかったことを報告（Part 21 報告、2015 年 1 月）するものである。具体的な欠陥は、格納容器内に設置される非安全系配管サポート部材（4 基計 2800 ヵ所以上）の塗装に、本来使用されるはずの下塗不要高固形分エポキシ樹脂（SPHSE）ではなく、無許可の無機亜鉛が使用されていたこと。このような不適合塗装材は、設計基準事故（DBA）である冷却材喪失事故（LOCA）時に、破断部からの噴出流体によって剥がれ落ち、異物となってサンプに流れ込み、サンプを水源とする長期再循環冷却性能に影響する可能性がある。

この可能性は既知であり、米国規制ガイド RG1.82「LOCA 後の長期再循環冷却用水源」[2]には、PWR のサンプ又は BWR のサプレッションプールの長期冷却水源としての適切性や利用可能性を評価するためのガイドラインが示されている。セクション 1.3.5「塗装材異物」には、認可取得者がプラントごとに以下の塗装材の影響評価を行うことを要求している。

- 認可取得者は、塗装材影響評価のために、適切な試験やプラントごとの解析で得られた破損影響範囲（ZOI）を用いなければならない。試験に用いた流体（蒸気、空気、二相流）はプラント条件を代表するものでなければならない。
- 無認証塗装材は、100%剥がれると想定しなくてはならない。ただし、認可取得者がプラントごと、塗装材ごとの試験により、無認証塗装材の性能を実証してもよい。
- 認可取得者は、格納容器内の各塗装材に対して、剥がれて異物となったものの特性（サイズ、形状、密度等）を特定しなければならない。
- 認可取得者は、プラントごとの塗装材タイプに適用可能な範囲で、NUREG/CR-6916「塗装材異物の水力移行」[3]の結果を使って、格納容器内の水の流れに乗って運ばれる塗装材異物（かたまり）の移行特性を求めてもよい。

[1] 2017 年 7 月に建設が中止され、2019 年 3 月に建設・運転一体許認可（COL）が停止された。

AP1000 では、その標準設計認証図書（DCD）のセクション 6.1「工学的安全施設の材料」[4]において、RG1.54「原子力発電所に適用されるサービスレベル I、II、III と許認可更新向け保護用塗装材」[5]に従って、用いられる塗装材のサービスレベル分類を行っている。サービスレベルの定義と分類される AP1000 格納容器内の塗装部位と下地、塗装材、機能と安全分類は、以下の通りであり、格納容器内の非安全系配管サポート部材は炭素鋼製であり、塗装材は下塗不要高固形分エポキシ樹脂（SPHSE）とされている。

サービスレベル定義	塗装部位	下地	塗装材	機能	安全分類
I：格納容器内の塗装で、その不良が DBA 後の流体系の動作に悪影響を及ぼし、安全停止を損なうおそれがあるもの。	内表面（オペフロ 7 ft より上）	炭素鋼	無機亜鉛	濡れ性 熱伝達 分離不能 腐食抑制	安全
	内表面（オペフロ 7 ft より下）	炭素鋼	エポキシ表層無機亜鉛	分離不能 腐食防止	安全
II：その不良が通常運転性能を損なうが妨げにはならない塗装。レベル II の塗装の機能は、腐食防止と格納容器外で照射されたり、放射能汚染されたりする区画の下地材の除染性を向上させること。レベル II の塗装は、安全関連ではない。	壁、天井、床	コンクリート	SPHSE	ほこり防止 化学保護 除染性 熱伝達	非安全
	鉄板、天井内張、鉄床、柱、梁、筋交等	炭素鋼	SPHSE	腐食防止 除染性 熱伝達	非安全
III：格納容器外で使用される塗装で、その不良が安全関連 SSC の安全機能に悪影響するおそれがあるもの。	非該当	非該当	非該当	非該当	非該当

さらに、同セクションでは、格納容器内で用いる塗装材（エポキシ樹脂と無機亜鉛）に対する安全評価を行っている。主要なものは以下の通り。

- オペフロ 7 ft より上の内表面の無機亜鉛塗装は、事故後の格納容器内部の熱を格納容器胴に伝達するのを促進するものである。静的格納容器冷却系の試験や解析は、無機亜鉛塗装を前提としている。無機亜鉛塗装材は、サービスレベル I に分類される。
- SPHSE を含むエポキシ樹脂は、コンクリート内張り上の無機亜鉛の表層として、また、炭素鋼の直接塗装として用いられる。エポキシ樹脂塗装の故障モードは、塗装が不適切なことによる層間剥離やはがれである。
- これらのエポキシ樹脂は密度が高いので（乾燥膜密度>100 lb/ft^3（1.6 g/cm^3））、AP1000 格納容器内の事故後の水流にのって、塗装材異物が移行する量は限定的である。そもそも、LOCA 時の格納容器内最大水位以下で、水流が高いと見込まれる領域で使用されている塗装材は、十分に重いことが要求されている（乾燥膜密度>100 lb/ft^3）。
- 塗装材の密度が 100 lb/ft^3 以下の場合は、試験／解析を行って、塗装材異物が AP1000 のスクリーンに移行しないこと、もしくは、破断口から炉心に入り込まないことを実証しなければならない。この試験／解析は、NRC 承認を要する。

- さらに、無機亜鉛は、通常運転条件下でエポキシ塗装の使用温度上限を超える表面にしか用いることはできない。また、無機亜鉛は水流にのって移行しやすいので、LOCA 時にはがれないよう、サービスクラス I かつ安全分類として取り扱わなくてはならない。

なお、同 DCD のセクション 6.3「静的炉心冷却系」[6]には、RG1.82 に沿った LOCA 後の長期再循環冷却能力への影響評価が示されている。異物評価は、以下のように記述されている。

- AP1000 の LOCA では、断熱材の破損により繊維質の異物は発生しない。クラス 1 配管まわりに使用される断熱材はステンレス鋼カプセル型であるため。
- 評価した異物源は、格納容器内に内在する繊維と粒子であり、設計、位置、格納容器清掃プログラムを考慮した。
- それら異物の特性は、運転プラントからのサンプリングにもとづく。
- 化学物質（沈殿）の発生も考慮した。
- 異物発生評価には、格納容器内で使用される材料、LOCA 後の水化学、適用可能な調査や試験を考慮した。
- さらに、LOCA の噴出流が塗装材に衝突し、発生する可能性のある塗装材異物粒子を考慮した。その異物は小さいため、水流にのって移行する。
- 低温側配管や原子炉容器直接注入配管の両端破断時に発生する塗装材異物粒子量は、最大 70 lb（32 kg）である。なお、評価に用いた ZOI は、エポキシ樹脂に対しては 4 ID[2]、無機亜鉛に対しては 10 ID である。
- なお、高温側配管の両端破断ではさらに多くの塗装材異物粒子が発生する可能性があるが、そもそも AP1000 格納容器内には繊維質がほとんど用いられていないので、塗装材異物粒子の発生量は問題にならない。

ところで、IRS8949/Part 21 2014-76 が報告しているのは、建設中プラントの格納容器内の非安全系配管サポート部材で使用されている塗装材の調達不適合である。原因は、発注元の調達仕様書の誤りであり、根本原因は DCD に記載された AP1000 特有の塗装材仕様を誤解したためと推測される。事業者の調達マネジメントに課題があった。

3. 米国規制動向[7]

NRC の一般安全課題-191（GSI-191）「PWR サンプポンプ性能に関する異物蓄積の評価」（2001 年 9 月）は、PWR において LOCA 後に ECCS サンプストレーナに蓄積する異物が ECCS 性能を劣化させる可能性（課題）を指摘するものである。この課題に対応するために、全 PWR 事業者は自プラントの設備や運転に改善を施した。2004 年 9 月の GL2004-02「DBA 時の PWR 非常用再循環における異物閉塞の潜在的影響」[8]は、事業者に、こうした改善の妥当性を見極めるために処置とその評価をまとめることならびに、ストレーナを通過し、炉内影響をもたらす可能性のある異物に関する技術課題に対応することを要求した。

[2] 破断を想定した配管の内径。4 ID は、その内径の 4 倍の意味。

2012 年 7 月の SECY-12-0093「GSI-191 終結オプションーPWR サンプ性能に関する異物蓄積の評価」[9]では、事業者に GSI-191 を終結させるために、3 つのオプション[3]を提案した。これらのオプションを用いて、2017 年までに 21 の PWR が、WCAP-16793-NP-A, Rev. 2「再循環流体中の粒子状・繊維質・化学異物を考慮した長期冷却の評価」[10]を用いて、GL2004-02 を終結している。残りの 44 の PWR は、主に炉内影響に対して、確定論もしくはリスク情報を活用した評価を用いて、GL2004-02 に対応する意思を表明している。

炉内影響は、GSI-191 にはもともと含まれていなかったが、広範囲の試験や評価を必要とする課題である。プラントごとに異なるこの課題に対して、PWR オーナーグループ（PWROG）は、2015 年 7 月にトピカルレポート WCAP-17788「GSI-191 終結に向けた包括的解析・試験プログラム」[11]を NRC に提出した。トピカルレポートのレビューは完了していないが、多くのエビデンスから、NRC スタッフは、「炉内影響は総じて安全重要度が低く、もはや、WCAP-17788 はレビューの対象ではない」と結論付け、2019 年 6 月に、「炉内異物影響の技術評価報告書」[12]をまとめた。例えば、発生確率が相対的に高い小口径配管破断を想定した場合、もっとも繊維質異物が多いプラントでも、機構的に炉内影響が緩和されている。発生確率が相対的に低い大口径配管破断時は、例え、炉心入口部の閉塞が起こったとしても、炉心バレルのバッフル領域を通る流路パスのおかげで、安全影響度は低い。

同年 7 月に NRC スタッフは NRC に対して GSI-191 の終結を提案した[13][14]。NRC は同月、認可取得者は必要な是正処置を全て取り込んでおり、NRC スタッフがそれらの取り組みを確認していることから、GI-191[4]を終結した[15]。今後は、未対応プラントごとに GL2004-02 対応状況を確認する。

BWR に対しては、NRC と原子力産業界は、サンプストレーナの異物閉塞問題を解決するために研究と試験を 1992-2001 年に行った。その間、NRC スタッフは、BL95-02「サプレションプール冷却モードで運転中の余熱除去系（RHR）の予期しない閉塞」[16]と BL96-03「BWR の ECCS サクション・ストレーナの異物による閉塞の可能性」[17]を発行した。どちらの BL も、LOCA 中に発生する異物が ECCS サクション・ストレーナを閉塞させないような措置に言及している。試験、解析、改造（ストレーナ更新含む）を実施した後、全 BWR 事業者は要求された措置に十分に対応したと NRC は結論付けている。2001 年 10 月に、NRC スタッフは、この結論を「BL96-03 と BL95-02 のスタッフレビューの完了」[18]として図書化した。

その後、上記の PWR と同様な課題（炉内影響）について検討が行われ、2008 年 4 月に、NRC はレター「BWR の ECCS ストレーナに関する潜在的課題」[19]を送付し、BWR オーナグループ（BWROG）に、更新された知見をもとに閉塞問題に取り組む包括的プランを立てることを勧

[3] オプション 1：解析、ストレーナ圧損試験と炉内影響に対して許認可モデルを使って、10CFR50.46「軽水炉の ECCS に対する許容基準」適合を証明する。オプション 2：グレーデッドアプローチであり、プラント内の繊維質断熱材の量に応じて、事業者の措置と工程が異なる。解析や改造を行ってもストレーナ閉塞もしくは炉内影響が解決できない場合に緩和手段や代替策を取ってもよい。オプション 3：ストレーナと炉内影響に対して異なる取扱いをする。ストレーナ閉塞に対しては確定論的方法で扱い、炉内影響に対してはリスク評価を用いる。
[4] NRC の一般課題管理システム上では、GSI-191 ではなく GI-191 と表記されている。

めた。同レターの中で NRC は、LOCA 後の異物に関連する ECCS の課題に対して、従前の BWR 解決策が十分に保守的（適用可能）であることを評価すべきと述べている。

BWROG は、自主的活動として、特定された 12 の課題（下記）に対して、RG-1.174「許認可ベースに対するプラントごとの変更におけるリスク情報を活用した意思決定に確率論的評価（PRA）を用いたアプローチ」[20]等を用いて評価し、2017 年 11 月に、BWROG 17-3-381 r0「BWR の ECCS ストレーナ性能に関する潜在的課題に対する最終報告」を発行した[21]。

課題名	懸念	リスク評価
1. 下流側影響（機器、系統）	異物がストレーナを通り抜けることによる下流側コンポーネントの腐食、摩耗、閉塞のより厳格な評価をすべきである。	決定論的方法と合わせて、リスクベースアプローチで取り組んだ。
2. 下流側影響（燃料、炉内）	BWR 燃料に対する潜在的異物の下流側影響に関する評価書がない。	リスク情報を活用した方法で取り組んだ。
3. 異物圧損相関	①②に関する相関を用いた圧損予測式の信頼性に懸念がある。①多孔質異物及びケイ酸カルシウム断熱材。②繊維質／粒子からなる薄い異物ベッド。	解析手法では、1/8 インチ（3.2 mm）厚[*1] の異物ベッドを評価しているが、圧損予測に相関式の信頼性は考慮していない。実施に仮定した厚さは 1/4 インチ（6.4 mm）に近いので、相関式の信頼性を考慮しなくても、十分に保守的である。 1/8 インチより薄い多孔質又はケイ酸カルシウムの異物ベッドが、相対的に高い圧損を与えることは知られており、リスク評価では、ストレーナ不良確率にその薄い異物ベッドを加味した重みファクタを与えている。
4. 化学影響	ストレーナや下流側コンポーネントにおける圧損に、腐食生成物を含む化学的環境を考慮すべきである。	上記 3.の基準を使用することで、化学影響の圧損への効果は簡素化されている。つまり、異物層が 1/8 インチ以下ならば、化学影響はほぼ無視できる。1/8 より厚い場合は、有効吸込水頭（NPSH）の問題でストレーナ不良（ECCS 能力喪失）となる。よって、化学影響はリスク評価のみで取り組んだ。
5. 塗装評価	BWR における非認証の塗装材の使用量が、①②の理由で従前のストレーナ異物検討で算出した量より大きい懸念がある。①：塗装材の劣化や認証塗装材の監視が十分ではない可能性。②非認証塗装材の変更に十分に対処していない可能性。	ECCS ストレーナ不良の基準は、1/8 インチ繊維質異物だけであり、異物の中には、塗装材も含まれる。 本課題は、保守管理プログラムに関する BWROG の調査対応の中で評価されている。
6. 潜在的異物	BWROG の検討では、潜在的異物として粒子状のものを 150 lbm（68 kg）だけ想定している。PWR では、ウォークダウンにより潜在的異物に繊維質のものも含まれるとしている。繊維質のものを無視しているのは、非保守的ではないか。	解析手法で繊維質異物の影響を分析している。感度解析では、異物ベッドの形成の有無を判断するため、潜在的異物の 15%を繊維質と仮定し、適切な ZOI を仮定し、全量、ECCS ストレーナに流れ込むとしている。潜在的異物の量は、プラントごとの値か、150 lbm のどちらかを採用している。

課題名	懸念	リスク評価
7. 空気噴出試験向けの ZOI 調節	BWROG の ZOI 検討では、空気を用いた試験をベースにしている。空気より蒸気の方が破壊的なので、ZOI を大きくする必要があるのではないか。	本課題は NRC スタッフと一緒に解決済みであり、破壊圧力に違いはない。しかし、解析手法の感度解析では、本課題と 12 番に対して ZOI 直径を 10%拡大している。これにより、容積は 33%増え、断熱材の多孔質異物及びケイ酸カルシウムをより加えるようにしている。
8. 塗装材の ZOI	PWR では高エネルギー配管破断による認証塗装材の破壊を ZOI の根拠としているが、BWR では総じて 85 lbm（39 kg）としている。十分に保守的とは言えないのではないか。	NRC は、2013 年 11 月に BWR 塗装材に影響する破壊圧力と ZOI が適当であることを認めている[22]。 大量の異物捕捉による ECCS ストレーナ不良の基準は 1/8 インチ繊維質異物ベッドのみであるが、その中に、ZOI 内の塗装材異物は含まれている。
9. 異物の移行と腐食	2 つの懸案事項：①PWR と BWR で使用している異物サイズ分布には違いがあり、十分な技術的根拠がない。②異物の腐食に関する相違も調和されるべきではないか。	解析手法では、繊維質異物の腐食の増加も考慮している。もともと腐食していない低密度ファイバーグラスの 25%が全て 3 時間で腐食するとしている。 感度解析では、異物がサプレションプールに移行する時間は最初の 60 秒と 10 分としている。増加した腐食量の影響を調べるために、異物移行量を多くした感度解析も行っている。
10. 異物の特性	ケイ酸カルシウム断熱材や多孔質断熱材の閉塞力について保守的に取り扱われていない懸念がある。最近の PWR の試験では、有意な圧損増加が指摘されている。	従前の圧損評価方法は、異物特性に依存していたが、1/8 インチ繊維質異物ベッドの評価によって、異物特性の扱いは簡素化されている。
11. 相似性	BWR ストレーナ試験で定着する異物量が、実機の LOCA 後に発生する量と同等以下であるか、解析と整合していることを確証する必要がある。	リスク評価では、定着する異物を想定していない（ストレーナに移行しない異物）
12. 球形 ZOI	球形 ZOI は、その領域内のデブリ量を最大に見積もる一方で、少量でも問題のある異物（多孔質やケイ酸カルシウム）を除外する場合がある。それら異物が、球形 ZOI の外側にあるが、現実的な流体の噴出範囲にある場合はないか。	解析手法の感度解析では、7 番と本課題に対して ZOI 直径を 10%拡大している。これにより、容積は 33%増え、断熱材の多孔質異物及びケイ酸カルシウムをより加えるようにしている。

*1：1/8 インチ（NRC レビュー済）は、全てのストレーナ表面を均一に 1/8 インチの厚さで覆うに必要な繊維質の装荷量を ECCS 能力の判定基準したことによる。1/8 以下の厚さの異物なら、ECCS ポンプ吸込み力で分解するので、ECCS ストレーナが閉塞したり、ストレーナ下流側の機器が影響を受けることで、ECCS 性能が喪失する可能性が低いことが示されている。

この最終報告の中で、BWROG は、12 の課題は BWR に対して低いリスクしかもたらさず、従来の設計方法や設計根拠に変更は不要であり、RG-1.174 に従った評価でも、炉心損傷頻度を高めるような課題はないことから、さらなる措置は必要ないと結論付けている。

NRC スタッフも、BWROG 報告を評価し、特定された課題の影響のリスク重要度は低いと結論付けた。なお、この結論は、従前に完了している ECCS ストレーナのサイズと設計の改善を担保としている。一方で、BWROG の評価は BWR 一般に対するものなので、プラントごとの許認可変更要求（LAR）に対しては使用できない可能性がある。これらの結論は、2018 年 6 月に NRC レター「ECCS 性能に関する潜在的課題の終結」[23]として BWROG に通知された。

4. 国内の状況

国内においても、技術基準規則解釈[24]において、以下のように非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の材料及び構造、性能については、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」[25]への適合に言及している。

第17条（材料及び構造）	5 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の材料及び構造については、第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第 5 号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に適合すること。
第32条（非常用炉心冷却設備）	3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第 5 号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。
第44条（原子炉格納施設）	（原子炉格納容器熱除去装置） 17 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第 5 号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。

2008 年 2 月に制定された上記の内規は、ECCS のストレーナの閉塞に関わるストレーナの性能評価、ストレーナの大型化に伴う耐震性及び構造強度の評価を規定するものである。さらに、ストレーナの網目の粗さは、ECCS ポンプ下流のスプレイノズル、ECCS ポンプシール部等、下流側機器の機能を損なうことのない設計であることを評価することを求めている。なお、ストレーナの大型化は、異物による閉塞問題に対応する有効な手段の一つで、国内外で採用されているものである。また、異物の炉内影響については言及されていない。

同内規のストレーナの性能評価は、LOCA 時に破損する保温材及び格納容器内に存在する他の異物がストレーナに付着することによる圧損の上昇を考慮しても、ECCS ポンプの NPSH が必要以上であることを確認することが目的である。そのために、次の評価方法を規定している。①保温材の破損量評価、②破損保温材の ECCS 水源への移行量評価、③破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価、④異物付着による圧損上昇の評価、⑤有効吸込水頭の評価。これらの評価方法は、米国の GSI-191 対応で検討されたものとほぼ同じである。

格納容器内の塗装については、上記③で評価される。内規では、以下のように規定され、これらも米国検討とほぼ同等である。

種類	定義	BWR	PWR
耐 DBA 仕様塗装	LOCA 時の原子炉格納容器内環境に対する健全性が確認されている塗装	39 kg	半径 10Dの球形 ZOI の表面積に塗膜厚さを乗じた値
非 DBA 仕様塗装	LOCA 時の原子炉格納容器内環境に対する健全性が確認されていない塗装	格納容器内の事故時環境に直接晒されるもの全量	

内規等に基づき、DBA 時及び重大事故（SA）時に発生する塗装材を含めた異物量を算出し、算出された異物がストレーナに付着して圧損が上昇しても、ECCS ポンプの NPSH が必要以上であることを試験で確認した例を別紙 1[26]に示す。

ストレーナを通過した異物による炉内影響については、国内 BWR 事業者による取り組みにより、内規より保守的に算出した異物量を用いた燃料フィルタ圧損試験を実施して、燃料フィルタが閉塞することがないことを確認している[27]。さらに、全 BWR において、格納容器内の繊維質保温材の取換え撤去を計画しており、従来から実施している格納容器内の清掃あわせて、異物による炉内影響の有意なリスク増分はないとしている[28]。

国内 PWR 事業者は、原子炉圧力容器内熱流動解析を実施し、炉心入口流路の大半が閉塞しても炉心長期冷却が可能であることを確認するとともに、実機を模擬したデブリ投入試験による検証を実施している。今後、基礎試験の拡充や、バッフルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認していく[29]。

5. 今後の対応

2 次スクリーニング調査・分析を行った結果、IRS8949/Part 21 2014-76 は、格納容器内で使用されている AP1000 特有の塗装の調達不適合問題であることがわかった。原因は発注元の調達仕様書の誤りであり、根本原因は許認可図書に記載された AP1000 特有の塗装材仕様を誤解したためと推測される。

また、格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響に関する米国と国内の規制動向を整理した結果、両国とも、LOCA 時の噴出流で剥がれた塗装材を含めた異物が、ECCS ストレーナやサンプスクリーンに付着して、ECCS ポンプ性能が喪失しないよう事業者が措置を取ることを求め、両国でほぼ同様の評価方法等を規定していることがわかった。

さらに、米国 NRC はストレーナ／スクリーンを通り抜けた異物による炉内影響を懸念していたが、オーナーズグループそれぞれの炉内異物影響の技術評価報告書等で、炉内影響による安全影響度は低いと結論付けられた。その結論を NRC も認めたことから、異物による長期 ECCS 性能影響問題は一般課題としては終結している。国内でも、異物による炉内影響は、事業者の自主的対応により評価されており、BWR においては有意な炉内影響がないことが示され、PWR でおいても原子炉圧力容器内熱流動解析が実施され、検証試験が計画されている。

よって、IRS8949/Part 21 2014-76 は、事業者による不適切な調達マネジメントに関するものであり、かつ、国内では建設されていないプラントに関わることから、スクリーニングアウトとする。また、格納容器内塗装の LOCA 後の長期 ECCS 性能への影響の観点からも、既に ECCS ストレーナの性能評価に関する内規が発行され、異物の炉内影響に対しても既に国内事業者による

さらなる対応が行われ、規制庁がその対応状況をフォローしている[30]ことから、IRS8949/Part 21 2014-76 はスクリーニングアウトとする。

6. 参考資料

[1] IRS8949/Part 21 2014-76, Part 21 Report Regarding Deviations of Coatings for Pipe Supports for AP1000 Projects, 1/20155, https://www.nrc.gov/docs/ML1502/ML15027A425.pdf

[2] RG 1.82 Revision 4, WATER SOURCES FOR LONG-TERM RECIRCULATION COOLING FOLLOWING A LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT, 3/2012, https://www.nrc.gov/docs/ML1113/ML111330278.pdf

[3] NUREG/CR-6916, Hydraulic Transport of Coating Debris, A Subtask of GSI-191, 12/2006, https://www.nrc.gov/docs/ML0702/ML070220061.pdf

[4] Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19, Tier 2 Chapter 6 – Engineered Safety Features – Section 6.1 Engineered Safety Features Materials, 6/2011, https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A457.pdf

[5] RG 1.54 Revision 3, SERVICE LEVEL I, II, III, AND IN-SCOPE LICENSE RENEWAL PROTECTIVE COATINGS APPLIED TO NUCLEAR POWER PLANTS, 4/2017[6], https://www.nrc.gov/docs/ML1703/ML17031A288.pdf

[6] Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19 - Tier 2 Chapter 6 – Engineered Safety Features – Section 6.3 Passive Core Cooling, 6/2011, https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A459.pdf

[7] NUREG-1650 Revision 7, The United States of America Eighth National Report for the Convention on Nuclear Safety, 10/2019, https://www.nrc.gov/docs/ML1928/ML19289D687.pdf

[8] GL2004-02, POTENTIAL IMPACT OF DEBRIS BLOCKAGE ON EMERGENCY RECIRCULATION DURING DESIGN BASIS ACCIDENTS AT PRESSURIZED-WATER REACTORS, 9/2004, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/2004/gl200402.pdf

[9] SECY-12-0093, CLOSURE OPTIONS FOR GENERIC SAFETY ISSUE - 191, ASSESSMENT OF DEBRIS ACCUMULATION ON PRESSURIZED-WATER REACTOR SUMP PERFORMANCE, 7/2012, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2012/2012-0093scy.pdf

[10] WCAP-16793-NP-A, Revision 2, Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculating Fluid, 7/2013, https://www.nrc.gov/docs/ML1323/ML13239A111.html

[11] WCAP-17788-NP, Volume 1, Revision 0, Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-I1090), 7/2015, https://www.nrc.gov/docs/ML1521/ML15210A669.pdf

[12] NRC Staff Memorandum Enclosure, TECHNICAL EVALUATION REPORT OF IN-VESSEL DEBRIS EFFECTS, 6/2019, https://www.nrc.gov/docs/ML1917/ML19178A252.pdf

[13] NRC Staff Memorandum, CLOSURE MEMORANDUM FOR GENERIC SAFETY ISSUE 191, 7/2019, https://www.nrc.gov/docs/ML1915/ML19157A120.pdf

[14] NRC Staff Memorandum, CLOSURE OF GENERIC ISSUE GI-191, “ASSESSMENT OF DEBRIS ACCUMULATION ON PWR SUMP PERFORMANCE,” 7/2019, https://www.nrc.gov/docs/ML1920/ML19203A299.pdf

[15] NRC, GENERIC ISSUE MANAGEMENT CONTROL SYSTEM REPORT FOR THE SECOND HALF OF FISCAL YEAR 2019, 7/2019, https://www.nrc.gov/docs/ML1929/ML19291D891.pdf

[5] IRS8949 は国際機関との取り決めにより非公開のため、同内容の公開報告である Part 21 2014-76 を引用している。

[6] RG 1.54 は、IRS8949/Part 21 2014-76 発行時には、Revision 2（10/2020）であった。

[16] Bulletin 95-02, Unexpected Clogging of a Residual Heat Removal (RHR) Pump Strainer While Operating in Suppression Pool Cooling Mode, 10/1995, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/bulletins/1995/bl95002.html
[17] Bulletin 96-03, Potential Plugging of Emergency Core Cooling Suction Strainers by Debris in Boiling-Water Reactors, 5/1996, https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/bulletins/1996/bl96003.html
[18] NRC Staff Memorandum, COMPLETION OF STAFF REVIEWS OF NRC BULLETIN 96-03, "POTENTIAL PLUGGING OF EMERGENCY CORE COOLING SUCTION STRAINERS BY DEBRIS IN BOILING-WATER REACTORS," AND NRC BULLETIN 95-02, "UNEXPECTED CLOGGING OF A RESIDUAL HEAT REMOVAL (RHR) PUMP STRAINER WHILE OPERATING IN SUPPRESSION POOL COOLING MODE," 10/2001, https://www.nrc.gov/docs/ML0129/ML012970229.pdf
[19] NRC Staff Letter, POTENTIAL ISSUES RELATED TO EMERGENCY CORE COOLING SYSTEMS (ECCS) STRAINER PERFORMANCE AT BOILING WATER REACTORS, 4/2008, https://www.nrc.gov/docs/ML0805/ML080500540.pdf
[20] RG 1.174, REVISION 3, AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS, 1/2018[7], https://www.nrc.gov/docs/ML1731/ML17317A256.pdf
[21] BWROG 17-3-381 r0, Final Resolution of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors, 11/2017, https://www.nrc.gov/docs/ML1732/ML17326A393.pdf
[22] NRC Staff Letter, FEEDBACK ON BOILING WATER REACTOR OWNER'S GROUP DRAFT REPORT BWROG-ECCS-TA08-001 DOCUMENTING DAMAGE PRESSURE AND ZONE OF INFLUENCE FOR BOILING WATER REACTOR COATINGS, 11/2013, https://www.nrc.gov/docs/ML1328/ML13280A347.pdf
[23] NRC Staff Letter, CLOSURE OF POTENTIAL ISSUES RELATED TO EMERGENCY CORE COOLING SYSTEMS STRAINER PERFORMANCE AT BOILING WATER REACTORS, 6/2018, https://www.nrc.gov/docs/ML1807/ML18078A061.pdf
[24] 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈、改正 令和2年1月15日、https://www.nsr.go.jp/data/000297052.pdf
[25] 平成 20・02・12 原院第5号、非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）、平成 20 年 2 月 27 日、https://www.nsr.go.jp/data/000126301.pdf
[26] 東海第二発電所 工事計画審査資料、補足-270-6 改 3、工事計画添付書類に係る補足説明資料「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭について」、平成 30 年 5 月 11 日、https://www2.nsr.go.jp/data/000237151.pdf
[27] 第 16 回（サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響）新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合、資料16－1「BWR-ECCS ストレーナ下流側炉内影響に対する NRA 殿指摘事項への回答」、2021 年 5 月 28 日、https://www.nsr.go.jp/data/000353830.pdf
[28] 第 14 回（サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響）新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会、資料14－2－1「BWR-ECCS ストレーナ下流側炉内影響の対応状況について」、2020 年 12 月 7 日、https://www.nsr.go.jp/data/000336261.pdf
[29] 同上、資料14－1「サンプスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討」、2020 年 12 月 7 日、https://www.nsr.go.jp/data/000336258.pdf
[30] 第 47 回技術情報検討、資料47－1「サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する BWR 事業者から意見聴取結果について」、令和 3 年 7 月 8 日、https://www.nsr.go.jp/data/000358620.pdf

[7] BWROG が使用したときは、Revision 2（05/2011）であった。

非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験について（参考資料[26]、補足４から抜粋）

別紙１

1.　非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇について

重大事故等時の非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）ストレーナの圧損評価においては，原子炉格納容器内の冷却材配管の両端破断による原子炉冷却材喪失事象を想定し，破断口から流出した冷却材により破損した保温材等がドライウェル（以下「D/W」という。）から ECCS 水源であるサプレッション・プール（以下「S/P」という。）へ流入，代替循環冷却系ポンプの吸込流により ECCS ストレーナに付着することに加え，サプレッション・プールの pH 制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下，「化学影響生成異物」という。）についても想定し，「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）（平成 20 年 2 月 27 日付け平成 20・02・12 原院第 5 号」（以下「内規」という。）を参考に，ECCS ストレーナの圧損上昇の評価を行う。具体的な評価の手順を図 1 に示す。

(1)　保温材の破損量評価
原子炉格納容器内の冷却材配管の破断による破損影響範囲内（以下「ZOI」という。）の保温材の破損量を評価する。

↓

(2)　破損保温材の ECCS 水源への移行量評価
破損保温材量を基に，ECCS 水源への移行量を評価する。

↓

(3)　破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価
破損保温以外の原子炉格納容器内の異物（塗装，堆積異物，その他異物及び化学影響生成異物*1）の ECCS 水源への移行量を評価する。

↓

(4)　異物付着による圧損上昇の評価
a.　NEDO-32721 式を用いて（金属反射型保温材以外の実機プラントの異物条件等を模擬して得られた圧損試験結果等を代入），異物による圧損上昇値を算出する。
b.　NUREG/CR-6808 式を用いて，金属反射型保温材による圧損上昇値を算出する。

＊1：化学影響生成異物は，Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」（Westinghouse WCAP-16530-NP（以下「WCAP」という。）に基づいて算出する。

図 1　ECCS ストレーナの圧損上昇の評価の手順

2.　ECCS ストレーナについて

(1)　形式

円錐支持ディスク形ストレーナ（アメリカ GE 社製）

(2)　構造と特徴

・ディスクを積層させることで，表面積を増加させている。
・円錐形の内筒の採用とディスク内径が軸方向で異なる構造により，ストレーナ中心部での流速が一定に保たれ，全体として低圧損とすることができる。

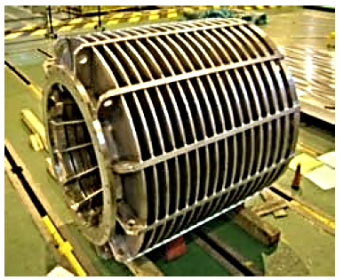


図 2　GE 社製ストレーナ

3.　ストレーナの異物付着による圧損試験

(1)　試験の目的

GE 社製ストレーナの実機プラント条件（デブリ条件）での実機模擬ストレーナを用いた圧損試験を実施し，d 値（繊維質間距離）を求め，圧損評価式に基づき圧損上昇の評価を行う。

(2)　試験実施場所，試験立合者及び試験実施時期

試験実施場所　　米国（ニュージャージー州）
試験立合者　　当社社員
試験実施時期　　2017 年 12 月 4 日～8 日

(3)　試験装置の概要

重大事故等時の圧損試験装置を図 3 に，主要仕様を表 1 に示す。試験用ストレーナの表面積は，想定する異物量を考慮して，一部閉止処理（マスキング）を行っている（図 4 参照）。

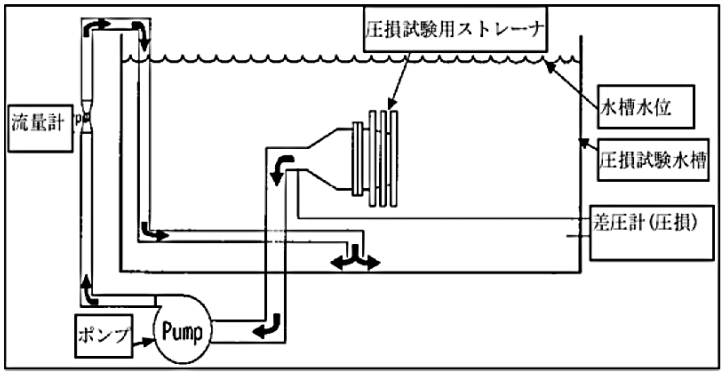


図 3　試験概要図

表 1　試験装置の主要仕様

項目	主要仕様
プール寸法	直径 [redacted] 深さ [redacted]
プール容量	[redacted]
ポンプ能力	[redacted]
ストレーナ直径	[redacted]
プレート穴径	[redacted]
プレート穴ピッチ	[redacted]
ディスク間ギャップ	[redacted]

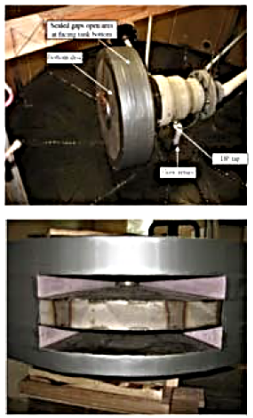


図 4　試験用ストレーナ

本資料のうち，枠囲みの内容は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

非常用炉心冷却系ストレーナの重大事故等時圧損試験について（参考資料[26]、補足４から抜粋）

(4)　実機プラント条件

a.　流量条件

重大事故等における各事象（有効性評価の事故シーケンスグループ）のうち，大破断 LOCA 時注水機能喪失時に S/P を水源として運転を行うポンプは，代替循環冷却系ポンプである。その運転時の通水流量は，250m³／h であるが，保守的な試験となるように，ストレーナの異物付着による圧損上昇評価に用いる ECCS ストレーナを通過する流量としては，ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの定格流量（1691.9m³／h）を用いる。

表２　ECCS ストレーナを通過する流量

系統設備	流量
代替循環冷却系ポンプ	250（m³／h）
残留熱除去系ポンプ	1691.9（m³／h）＊1

＊1：流量が大きいポンプを流量条件とした。

b.　デブリ条件

重大事故等時において考慮する異物の種類及び量は，東海第二発電所の状況調査に基づき，内規を参考に設定している。実機のデブリ条件を表３に示す。

表３　実機デブリ条件（ストレーナ２個に付着するデブリ量）

DBA 時（或いは SA 時）発生デブリ								SA 時発生デブリ	
繊維質保温材	ｹｲ酸ｶﾙｼｳﾑ	金属反射型	ｽﾗｯｼﾞ	耐 DBA 塗料片（ジェット破損）	錆片	塵土	非 DBA 塗料片（耐性未確認）	耐 DBA 塗料片（SA 時考慮）	化学影響生成異物 ALOOH
(kg)	(m³)	(m²)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)
0.708＊1	0	500.0	89	39	23	68	350	3,500	6,200

＊1：東海第二発電所では，原子炉格納容器内の繊維質保温材を全て撤去しているが，NEDO 式を用いる圧損評価は，繊維質ゼロでは評価できないため，繊維質ゼロ相当として繊維質厚さ 0.3mm で試験を実施した。

(5)　試験条件

実機デブリ条件を模擬した圧損試験条件は，試験用ストレーナと実機ストレーナの表面積比率（スケーリング比），D/W から S/P への移行割合等を考慮し設定している。試験条件を表４に示す。

表４　圧損試験条件

DBA 時（或いは SA 時）発生デブリ								SA 時発生デブリ	
繊維質保温材	ｹｲ酸ｶﾙｼｳﾑ	金属反射型	ｽﾗｯｼﾞ	耐 DBA 塗料片（ジェット破損）	錆片	塵土	非 DBA 塗料片（耐性未確認）	耐 DBA 塗料片（SA 時考慮）	化学影響生成異物 ALOOH
(kg)	(m³)	(m²)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)	(kg)
0.0095	0	0	1.186	0.52	0.307	0.906	1.594	0.467	32.56

(6)　試験結果

圧損試験結果を図５に示す。この結果より NEDO-32721 評価式に基づき算出された d 値（繊維質間距離）は [redacted] m となる。

なお，圧損の静定に十分な試験時間であることから，試験の再現性はあると考えられる。

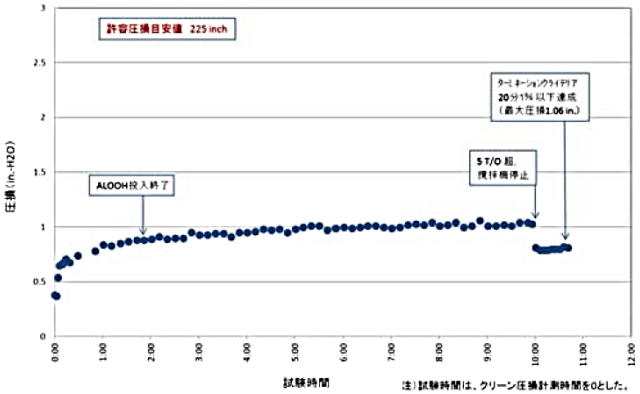


図3-1　SA時圧損試験結果（ﾃｰｽﾄ1　繊維質付着厚さ 0.3mm相当：　流量1,691.9m³/h相当［95 GPM］）

図５　圧損試験結果

4.　圧損評価式及び圧損上昇評価結果

(1)　圧損評価式

圧損上昇評価は，考慮するデブリの種類に応じ表５の評価式を採用して行う。

表５　適用する圧損評価式

適用する圧損評価式	考慮するデブリの種類
NEDO－32721	繊維質保温材，ケイ酸カルシウム，スラッジ，塗装片，錆片，塵土，化学影響生成異物等
NUREG/CR－6808	金属反射型保温材

(2)　圧損上昇評価結果

金属反射型保温材，繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損値を合計した結果，ECCS ストレーナの異物付着による圧損値は表６に示すとおりである。

表６　圧損上昇の評価結果

	代替循環冷却系ポンプ
金属反射型保温材による圧損上昇	0.00（m）
繊維質，粒子状の異物及び化学影響生成異物による圧損上昇	0.02（m）
合計	0.03（m）＊1

※1：小数点第３位の処理のため合計値が相違している。

5.　まとめ

圧損試験の結果，異物による有意な圧損上昇は確認されず，圧損上昇の最大値は 0.03m 程度であった。

本資料のうち，枠囲みの内容は，商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

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

非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

令和３年９月９日
技　術　基　盤　課

第43回技術情報検討会において、非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）は、システムとして据え付けた後、長時間（例えば１週間）動作するか確認するための試験を日本では実施していないがそれでよいのか、という問題提起あった。

これに対し、事業者は、現状のメンテナンスによりEDGの健全性は確保できているが、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に24時間運転を実施する、実施時期については、2021年度～2022年度で完了できるように検討するとした[1]。

その後、事業者より24時間連続運転試験の実施時期について、別添の資料を受領した[2]。資料の概要は以下のとおり。

- ○ 試験は、メンテナンス体制毎に代表を選定する観点から、24時間運転実績がある社を除き、各社１台以上とする。
- ○ 各社の試験実施時期は別添の表のとおり。
- ○ 現時点までに、浜岡原子力発電所、伊方発電所、泊発電所について試験を実施した。このうち、浜岡原子力発電所における試験において、不具合が発生し、原因を調査中である。
- ○ 試験結果については、必要により水平展開を実施する等、各社適切に、施設管理PDCAのインプットとする。

今後は、事業者の試験を注視し、適切な時期に結果の説明を受けることとしたい。なお、浜岡原子力発電所における不具合については、実用炉監視部門において検査継続案件として対応中である。

[1] 資料４５－４－４　非常用ディーゼル発電機の連続運転に関する日本の状況について
[2] 令和３年８月20日　原子力エネルギー協会との面談

2021 年 8 月 20 日
北海道電力株式会社
東北電力株式会社
東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
関西電力株式会社
中国電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社
日本原子力発電株式会社
日本原燃株式会社

非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

非常用ディーゼル発電機の 24 時間運転について、現時点での各社の実施時期を取り纏めた（次頁表参照）。

実施台数の考え方については、2021 年 2 月 19 日面談資料「EDG の連続運転時間について」に記載の通り、メンテナンス体制毎に代表を選定する観点から、24 時間運転実績がある社を除き、各社 1 台以上とする。

また、試験結果については、必要により水平展開を実施する等、各社適切に、施設管理 PDCA のインプットとする。

（2021 年 2 月 19 日面談資料「EDG の連続運転時間について」抜粋）

一方、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、**現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に 24 時間運転を実施**し、その結果は、各社適切に、施設管理 PDCA のインプットとする。また、**実施台数については、メンテナンス体制毎に代表を選定する観点から、24 時間運転実績がある社を除き、各社 1 台以上とする。**

なお、実施時期については、プラントの運転計画（プラント停止時に実施）や連続運転の実施に必要な体制を整備する期間等を考慮の上、2021 年度～2022 年度で完了できるように検討する。

表　各社の実施時期一覧表　　2021 年 8 月 20 日現在

会社名	プラント	実施台数	至近の実施予定時期	備考
北海道電力株式会社	泊発電所	1 台	（2021 年 6 月に実施済み）	実施結果良好
東北電力株式会社	女川原子力発電所	1 台	2022 年 1 月	
	東通原子力発電所	1 台	2021 年 12 月	
東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ株式会社	福島第二原子力発電所	1 台	2022 年 8 月	
	柏崎刈羽原子力発電所	1 台	2022 年 4 月	
中部電力株式会社	浜岡原子力発電所	4 台	（2021 年 5 月に 4 台のうち 1 台実施済）	2021 年 5 月 11 日に実施したが、不具合発生により中断※
北陸電力株式会社	志賀原子力発電所	1 台	2022 年 2 月	
関西電力株式会社	大飯発電所	1 台	2021 年 11 月	
中国電力株式会社	島根原子力発電所	1 台	2021 年 11 月	
四国電力株式会社	伊方発電所	1 台	（2021 年 5 月に実施済み）	実施結果良好
九州電力株式会社	川内原子力発電所	1 台	2021 年度下期～2022 年度	プラント停止時に実施予定
	玄海原子力発電所	1 台		
日本原子力発電株式会社	東海第二発電所	－	（2011 年実績有）	
	敦賀発電所	－	（1998 年実績有）	
日本原燃株式会社	使用済燃料受入貯蔵施設および再処理本体	－	（2011 年実績有）	

※　中部電力にて不具合の原因調査を進めており、2021 年 9 月中に中間取りまとめ、2022 年初頭に最終取りまとめを行う予定。

【凡例】下線部：前回面談資料（2021 年 5 月 13 日付）からの変更箇所

以　上

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

参考資料４９－１

調査中案件の状況（案）

令和３年９月９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。 ・電磁的障害に関し、電磁両立性（ＥＭＣ）に係る国内外の規制動向について調査中。調査結果を第 44 回技術情報検討会において報告した。 ・ＥＭＣ等の電磁的障害防止対策に関する検討に向けて、国内外の規制動向等の調査を継続中。

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

参考資料４９－２

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和３年９月９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	**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。 **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。	技術基盤課	・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	・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を検知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。
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	**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。 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。 **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	技術基盤課	・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	H29.4.5(決定) H29.5.1(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又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	・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
		な設備の設置等を求めることとしたもの。		影響評価ガイドの制定（実用炉）		
基準	HEAF の規制取り入れ	**背景：** ２０００年代初頭から米国 NRC で HEAF 事象の事例分析が取り組まれ、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。 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。 **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。	技術基盤課	・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	・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。
基準	燃料被覆管耐震要求等	**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	実用炉審査部門	・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）	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	・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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		要があった。 **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Ss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。		・技術基準規則解釈(実用炉)	年)まで経過措置期間を設定	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	**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。 **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。	実用炉審査部門	・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	・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。
基準	降下火砕物評価手法の規制取り入れ	**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、事業者にこの評価結果を報告させた。 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	技術基盤課	・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	・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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		中降下火砕物濃度の程度について報告を求めた。 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。 **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。 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 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 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				て稼働中の実用炉に経過措置を設定。
			核燃料施設審査部門 研究炉等審査部門	検討中	未定	・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。
基準／制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	**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。 **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	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	H31.3.13 （決定） H31.4.2 （公布／施行） ※経過措置無し	・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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		する議論を進めた。 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。		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		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			・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、3.8μSv/年であり、実測に基づく中性子線量の推定値(26.7μSv/年)を大幅に下回るレベルであるとの評価結果が示された。
基準	柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉の審査知見を踏まえた基準改正	**背景：** 規制委員会は、東京電力柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉の審査経験から得られた技術知見を規制に取り入れることを決定した。 **規制委員会の対応：** 規制委員会は、事業者が以下の対策を実施することとするた	実用炉審査部門	・設置許可基準規則(実用炉) ・技術基準規則(実用炉) ・設置許可基準規則解釈（実用炉） ・技術基準規則解釈(実	H29.11.29（決定） H29.12.14（公布／施行） ※施行日前に既に新規制基準適合性に係る工事計画認可を受けた施設については	・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。 ・稼働中の実用炉施設は変更申請に係る手続きを要することから経

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		めの新規制基準を改正した。 ・炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる代替冷却循環設備の設置 ・使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策 ・原子炉制御室の運転員を適切に防護するために必要な設備としてブローアウトパネルを閉止する等の対策		用炉) ・SA 技術的能力審査基準（実用炉) ・有効性評価ガイド(実用炉)	H31.1.1(施行後１年)以降の最初の定期検査が終了するときまで経過措置期間を設定	過措置を設定 ・本件に係る新たな工事は要しない
			核燃料施設審査部門 研究炉等審査部門	検討中	未定	・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。
基準	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	**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。 **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。	規制企画課	・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)	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	・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。
基準	重大事故等クラス１設備の構造及び強度に係	**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	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)	・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
	る要求の見直し	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。 **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。				
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	**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。 **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。	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）	・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	**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、	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）	・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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	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)	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。 **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。			※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	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。
基準	震源を特定せず策定する地震動	**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。 **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。	地震・津波審査部門 地震・津波研究部門 原子力規制企画課	・設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理・加工・試験・貯蔵・管理) ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド	R3.4.21（決定／公布／施行） ※耐震Ｓクラスの原子力施設を有する事業者に対して、設置変更許可まで 3 年間の経過措置期間を設定	・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。R3.1.20 原子力規制委員会において、パブコメ実施について了承。R3.1.21～R3.2.19 までパブコメを実施。R3.4.21 原子力規制委員会において、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。 ・R3.4.26 原子力規制委員会において、改正後に必要となる申請等の手続に係る指示文書を発出。

	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	**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。 **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。	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	・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　第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取り組みについて聴取。 ・R2.10.21　原子力規制委員会において聴取結果を報告した。 ・R2.12.24　ATENA から

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行された。 ・R3.3.26　ATENA との面談において、上記技術要件書の説明を受けた。 ・R3.8.18　原子力規制委員会において、「継続的な安全向上に関する検討チーム」から、本件について、事業者の自主的な対策を規制機関がフォローアップする仕組みの先駆けとしての位置づけがなされた旨報告があった。