

第51回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和4年1月20日（木） 10：00～12：00
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A （TV会議システムを利用）
3. 議題
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 自然ハザードに関するもの
 - ①最新知見のスクリーニング状況
（説明者）川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）
 - 2) 自然ハザードに関するもの以外
 - ①電磁両立性（EMC）に係る事業者からの意見聴取結果について
（説明者）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長
 - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
 - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について
 - 2) 1次スクリーニング結果
 - 3) 安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動
 - 4) PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(更新)
 - 5) 2ループPWR の上部プレナム注入ライン漏えい事象
 - 6) 火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査
（説明者）片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

4. 配布資料

議題(1)

- 資料5 1-1-1 最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード）（案）
- 資料5 1-1-2 電磁両立性（EMC）に係る事業者からの意見聴取結果について

議題(2)

- 資料5 1-2-1-1 スクリーニングと要対応技術情報の状況について（案）
- 資料5 1-2-1-2 2次スクリーニングの検討状況（案）
- 資料5 1-2-1-3 規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）
- 資料5 1-2-1-4 1次スクリーニング結果（案）
- 資料5 1-2-2 安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動（案）
- 資料5 1-2-3 PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について（更新）（案）
- 資料5 1-2-4 2ループPWRの上部プレナム注入ライン漏えい事象（案）
- 資料5 1-2-5 火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査（案）

参考資料

- 参考資料5 1-1 調査中案件の状況（案）
- 参考資料5 1-2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年1月20日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年10月2日から令和3年12月24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 地津-(D)-0011	東海地域におけるフィリピン海プレート形状の更新について	vi) iv)	2~3
21 地津-(D)-0012	海底地すべりと活断層による津波の重畳評価手法の提案について	vi)	4~5

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（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年1月20日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年10月2日から令和3年12月24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 地津-(D)-0011	東海地域におけるフィリピン海プレート形状の更新について	<p>発表日： 令和3年7月2日 掲載誌： Global and Planetary Change 論文名： Improved geometry of the subducting Philippine Sea plate beneath the Suruga Trough 著者： Matsubara（国立研究開発法人防災科学技術研究所） et al.</p> <p>駿河トラフではフィリピン海プレートがユーラシアプレートの下に沈み込み、海溝型巨大地震が繰り返し発生してきた。陸域の定常地震観測点と駿河湾内に新たに展開した海底地震観測点（臨時観測点）における地震観測データを活用して、東海地域の深さ 60km 程度までの地震波速度構造をトモグラフィー法*1により解析した。地震波速度構造の特徴、微小地震の震源分布、プレート境界地震特有の低角逆断層型の地震の分布からフィリピン海プレートの上面形状を推定した。その結果は、レーザー関数法*2を用いて推定したフィリピン海プレートの形状とも調和的であった。フィリピン海プレートの上面境界は、特に駿河トラフから深さ 20km 程度までの部分で、既往モデル（陸域の定常地震観測点のみ使用）よりも約 6-10km 浅くなった。定常観測網と臨時観測点の活用により、浅部の沈み込みのより詳細な形状が明らか</p>	2021/12/3	vi) iv)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、東海地域におけるフィリピン海プレートの上面境界が従来よりも浅いとする知見である。 規則の解釈及び基準地震動、基準津波、並びに地質・地質構造調査に関する審査ガイドでは、基準地震動及び基準津波の策定に当たって、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、プレート間地震及びプレート内地震の発生様式、津波波源を考慮することとしている。 よって、当該情報は、規則の解釈及び当該審査ガイドにおいて考慮される事項として既に記載されていることから規則の解釈及び当該審査ガイドに反映する事項はない。 当該情報は、現在審査中の浜岡原子力発電所の基準地震動及び基準津波の設 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>かになった。</p> <p>当該情報は、文部科学省「富士川河口断層帯における重点的な調査観測」（平成 29 年 12 月～平成 31 年 3 月）による成果の一部である。</p> <p>*¹ 多数の地震及び多数の地震観測点より得られる P 波及び S 波の多数の到着走時を用いて、地下の 3 次元地震波速度構造を求める方法で、広く用いられている。</p> <p>*² 遠地地震による地震波観測記録から地下の速度不連続の深さを推定する手法で、地下の速度不連続において P 波から S 波に変換される特徴を利用している。</p>			<p>定に関する情報の一つとなるため、当該情報について原子力規制部 地震・津波審査部門と共有した。</p> <p>・以上より、当該情報は終了案件とするが、引き続き、当該情報に関係する国及び研究機関等の動向を注視していく。</p>			

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 地津-(D)-0012	海底地すべりと活断層による津波の重畳評価手法の提案について	<p>発表日： 令和3年11月4日 掲載誌： 土木学会論文集 B2(海岸工学) 論文名： 海底地すべりと活断層による津波の重畳評価手法の提案 著者： 金戸俊道（東京電力ホールディングス株式会社）ら</p> <p>著者らは、柏崎刈羽原子力発電所の半径 100km の範囲をモデルとし、海底地すべりによる津波と活断層による津波の組合せを決定する手法を提案している。具体的には、まず著者らの既往研究*1にて想定した海底地すべりによる津波の最大波が原子力サイトに到達する時刻を把握する。次に、モデル域内に網羅的に設定された単位波源から原子力サイトに到達する時刻分布を地図上に整理し、想定海底地すべりの最大波と重畳し得る領域を抽出する。そして、その領域内に存在する実際の活断層を重畳対象として設定する手法となっている。海底地すべりの発生のタイミングは、地震動継続時間及び地震動伝達時間を考慮し、地震発生後にこの時間範囲内で最も原子力サイトで水位が大きくなるように設定している。</p> <p>また、著者らは、重畳津波による最大水位の評価として、数値シミュレーションの線形足し合わせによる方法と連成解析による方法とを比較し、いずれの方法を用いても津波水位や波形に大きな差異はないと述べている。</p>	2021/12/24	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報の知見は、著者らの既往研究（初生地すべり津波）を基に、①重畳させるべき活断層の抽出方法と、抽出後の②海底地すべり起因と活断層起因の津波の波形の重畳方法の二つに大別される。 基準津波の審査ガイドでは、地震起因と海底地すべり起因の津波の組合せを考慮して基準津波を策定することが既に記されていることから、上記審査ガイドに反映する事項はないと考える。 著者らの既往研究（初生地すべり津波）については、令和2年度第59回原子力規制委員会*2において「事業者の自主的な取組に委ねるのが適当である」と判断された。上記①の知見は、その初生地すべり津波と重畳させる活断層の抽出方法であり、規制上の対応は上述と同じ判断となる。 次に、上記②の知見は、海 			

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
		*1 金戸 俊道、山本 和哉、木場 正信、木村 達人、西 愛歩、渡部 靖憲：海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案、土木学会論文集 B2(海岸工学)、76巻、2号、p. I_349-I_354、2020年			<p>底地すべりが痕跡跡か、初生かの違いはあるが、これまでの審査で取り扱われた方法と同じである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該情報については、既に審査を終えた設置変更許可済みの柏崎刈羽原子力発電所に関わる情報であることから、規制部と情報を共有した。 ・以上により、当該知見は終了案件とするが、引き続き、当該情報に関する研究動向を注視していく。 			
					*2 第59回原子力規制委員会（令和3年2月24日）資料3 第44回技術情報検討会の結果概要について（1/2）			

電磁両立性（EMC）に係る事業者からの意見聴取結果について

令和4年1月20日
技術基盤課
システム安全研究部門

1. 概要

令和3年9月9日に開催された第49回技術情報検討会において、電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について報告¹し、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こととなった。

これに関し、令和3年12月16日に事業者意見を聴取する会合²を開催し、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）から説明を受けた（参考参照）ことから、その結果を報告する。

2. ATENA からの聴取の結果

主な説明は以下の通り。

（1）国内原子力発電所での具体的な電磁環境への対応

- 達成すべき水準としては、典型的な電磁的事象（①過渡電圧/電流、②無線周波の電磁妨害、③静電気放電、④磁界、⑤電源変動）の影響によって、原子力発電所の安全機能を損なわないこと。
- 具体的な対策としては、機器・装置の重要度や仕様（電源、入力信号の種類など）に応じて、以下の対策を実施している。
- 設計面からの対策
 - ノイズフィルタや絶縁回路の設置等のノイズ対策
 - 実証試験による電磁環境に対する試験の実施方法を整備
- 運用面からの対策
 - 溶接作業の制限、大型電動工具使用時のノイズチェック、制御回路保守時の静電気対策等
 - 携帯電話の持込み管理、中央制御室におけるカメラフラッシュの使用制限等

¹ 電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について（案）（第49回技術情報検討会資料49-2-4）

² 第17回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

- 実績としては、設備設置時やプラント起動試験時の機能試験などにおいて、設置環境下での安全機能の健全性を確認している。その結果、周辺ノイズ環境下における電磁的障害により、一過性の指示変動などはあったものの安全保護系が作動できなくなるような事象は発生していない。
- (2) 原子力発電所における電磁両立性 (EMC) に関する国内外の状況
- 国内では、1990 年代に実証試験等を実施し、2011 年に JEAC4620-2008「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」がエンドースされた。欧米では 2000 年代から規制ガイド、規格が整備されてきた。
 - イミュニティ³に関しては欧米規格と同様の電磁的事象を考慮した試験を実施してきたが、試験規格の細部に至っては必ずしも一致していない。また、エミッション⁴に関しては試験を実施していない。
- (3) 現状のまとめと今後の対応方針
- 電磁両立性 (EMC) を含む電磁環境への対応として達成すべき水準は確保できているが、試験の実施要領等が共通の指針又は標準となっていない。
 - 以下の内容について検討継続し、産業界の自主活動として取組んでいく。
 - 欧米の最新規格に照らして実施すべき追加項目はないか検討の上、その結果を ATENA 文書にて明確化
 - 米国を参考に既設パイロットプラントにおける周辺ノイズ環境の測定方法、評価方法などの検討
 - 産業界の詳細な対応内容が纏まり次第 (2022 年 6 月目途)、意見交換を要望する。

3. 主な質疑応答

(1) 達成すべき水準について

- 達成すべき水準について具体的な説明がなかったが、現在の達成水準とこれから達成しようとしている水準について、今後説明があると理解してよいか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- 今後、全事業者、全プラントでどのような規格を参照し、どのレベルを目指していくのかについてより体系的、標準的、具体的な進め方を明示する。(ATENA)
- 設計運用面からの対策例が示されているが、盤レベルの対策が中心になっている。電磁両立性に関していえば、回路設計だと筐体の設計等コンポーネントユニットレベルでの対策の効果が一番高く、それを前提として、盤や電源等に対策を施していくものと思っている。今後、コンポーネントユニットレベルの対策等は示されるのか。(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)

³ 電磁的事象への電子機器の耐力

⁴ 電気／電子機器の動作によって生じる電磁的事象

- 回路レベルや部品レベルは、基本的には各メーカーで検証され、品質保証されたものが納入されているので、事業者としては、装置、盤のレベルで体系立てて試験をするという考えである。(ATENA)
- 安全機能を損なわないことという説明があったが、対象は安全系で待機系なので、必要になったときに動くことが使命である。イミュニティの観点からは、必要なときには補機が動作でき、過渡変化を起こすような不要な動作は起きない、ということを経験で確認しているという理解でよいか。(遠山技術基盤課長)
- その通りである。(ATENA)
- 今後、ATENA 文書を作るとの方針だが、イミュニティの基準値に対してどの程度の余裕をもって耐えるのかというようなことは含まれるのか。(遠山技術基盤課長)
- 余裕の程度をどこまで含むかの前に、まずは基準とこれによる判定を考えている。(ATENA)

(2) 規格基準について

- 国際的な規格基準では、米国も欧州も 20 項目程度の試験項目が規定されている一方、事業者の説明資料では、耐ノイズ・サージについて 4 項目が記載されており、規格も引用されているが、これで十分な範囲をカバーしているか確認が必要。また、EMC に関する規格は複数の判定基準を有する汎用のものが多いので、適切な判定条件が選ばれているのか確認が必要と考える。(技術基盤課 今瀬専門職)
- 欧米で考慮されていることと、国内で考慮していることは基本的には同じで、電磁的事象に耐えることと思う。国内のプラントの環境では不要と判断している試験もあり、必ずしも項目数が少な過ぎるとは思わないが、最新の知見に合わせて、今後見直していきたい。(ATENA)
- 国内で参照している主な試験規格は、事業者ごとに同じ規格を使っているわけではないという説明だが、どの規格を使うかが決まっていないのか、そもそもどれも使っていないプラントもあるのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- 規格名を記載している項目は、いずれかの規格を使用している。メーカー標準と記載しているものは、日立、三菱、東芝 3 社のものをプラントごとに使用している (ATENA)。
- 一般産業界では、国内であれば情報処理装置等電波障害自主規制協議会による自主規制や、海外では EMC に関する EU 指令等既に対応が行われている。これらにより、一般産業の電子機器の EMC 耐性は、10 年、20 年前と比べて上がっているが、国内の原子力発電所の装置は最新の設計の電子機器が用いられているとは限らない。例えば、これから既設の置き換えとして、従来の装置から大きな設計変更がないとして導入する装置について、最新の一般産業の電子機器に比べて、どの程度の水準にあるのか。この分野は発展が速く、特にデジタル化されて以降、CPU の動作周波数が上がる、回路電圧が下がる等状況の変化を

反映して、一般産業の電子機器は、特にエミッションに対する要求など全体として要求水準は厳しくなっている。他方、原子力発電所では、個々の装置についてメーカーがその据付状況での動作について責任をもって納入している反面、現在の一般産業で達成されている電磁両立性の要求レベルについて特に意識しなくてもすむ状況にあるのではないか。原子力の安全上の問題が起こる可能性は低いかもしれないが、電磁両立性について一般産業の電子機器として求められる水準に対して、どのレベルにあるか分かると、技術的に判断しやすい。

(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)

- 原子力発電所は、不特定機器から様々な電磁的外乱を受けるような可能性は低いので、今まで実施してきたことで問題ないという見解だが、世の中一般としてどの程度の EMC 対策を行っているかについては、次回の報告の際には、まとめたい。(ATENA)

(3) 国内外における不具合等

- 不具合事例の調査結果の説明で、一過性の指示変動などはあったものの、安全保護系が作動できなくなるような事象は発生していないとあるが、安全系設備が誤動作することを軽視すべきでないと考えている。(技術基盤課 今瀬専門職)
- 重要でないから問題ないとしているわけではなく、小さなところから潰していかなければいけないという認識はある。(ATENA)
- BWR では、安全保護系につながる放射線モニターや中性子計装はノイズに弱いところがあり、幾つかの不具合事例が発生している。資料では安全保護系を中心に説明されているが、この範囲を広げて、事故時の監視計装や制御棒駆動に係る制御系といった重要な装置についても、今後対応が検討される予定と考えてよいか。(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)
- ノイズ対策等は重要ではあると思うが、放射線計装は、EMC 対策の対象としては一線を画すと考ええる。(ATENA)
- 放射線計装については、安全保護系の入力になっているものは影響が大きいと思う。安全保護系に係る装置が一時的とはいえ誤動作するようなことはないほうがよい。(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)
- 趣旨は理解した。放射線モニターや核計装といった装置の誤動作が起きているということは、我々も承知しており、これまでも様々な対策を取っている。どのような試験で評価するのがよいのか、装置ごとに必要なものは何かを整理した上で適用するものと考えている。(ATENA)
- 安全保護回路に加え検出器も含むのかといった点については、共通故障の要因になり得るかという観点から考える必要があると思う。(規制企画課 村上総括補佐)
- 今の説明は、どちらかというと文書化、標準化のところからスタートして、現状を対比しているなので、共通故障の観点からも整理したい。(ATENA)

(4) 設計の確証

- 2000年以降に様々なガイドが作られ国際的に標準化されている。一方で、安全保護系に使われているコントローラーについては、必ずしもその時期に開発されたものが使われているわけではないと思う。デジタル安全保護系に使われる機器については、開発時に確証が行われていると記載されており、最新の電磁両立性の観点に必要な対策と開発時に行った確証との差異は機器レベルで把握されていると思うが、差があった場合にギャップを埋める等の取組を行っているのか。(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)
- その都度、確証という形で、少なくともデジタル安全保護装置に関しては、実施している。(ATENA)
- 電磁両立性に係る「確証」がどのようなものか説明してほしい。(核燃料廃棄物研究部門 酒井上席技術研究調査官)
- 関西電力株式会社の場合で説明すると、新たな更新工事、例えば許認可対象設備や重要度が高い設備を新たに購入、据付けする際には、設計検証をすることが定められている。過去の検証の際のデータや新しい設計のデータを確認し、⁵に定められている項目も含めチェックするもので、設計を事業者として確認することを「確証」としている。今後、資料により説明したい。(ATENA)

4. 今後の進め方

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)の解釈において、デジタル安全保護系の適用に当たってはJEAC4620が引用され、「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確証すること」とされているが、EMC対策としての具体的適用規格は規定していない。

本意見聴取会において、ATENAから事業者の取り組み等について説明を受けたが、具体的なEMC対策として達成すべき水準、共通要因故障としてのEMCの対象とすべき機器、一般産業の電子機器として求められる水準との比較等については、今後検討するとしている。また、国内における試験実施の可能性については、今回の説明に含まれていない。ATENAは、産業界の自主的活動として検討を継続し、2022年6月を目途に意見聴取会の開催を希望している。

これらを踏まえ、引き続きATENAから意見を聴取し、制度改正の要否等についての検討を行う。

(参考) 第17回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料17-1

⁵ 日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」

電磁両立性（EMC）に係る 原子力発電所における対応について 産業界としての対応方針

（第1回 意見聴取会）

2021年12月16日

原子力エネルギー協議会

目次

1. 背景
2. 電磁環境の影響と対策について
3. 国内原子力発電所での具体的な電磁環境への対応
 - 3.1 電磁環境への対応として達成すべき水準
 - 3.2 設計及び運用面からの対策例
 - 3.3 想定される電磁環境への対策と試験規格
 - 3.4 システム設計上の安全性への考慮
 - 3.5 供用後の設備更新・追加に対する対応
4. 原子力発電所における電磁両立性（EMC）に関する国内外の状況
 - 4.1 国内外の規制・規格の変遷
 - 4.2 国内外の規制・規格の体系
 - 4.3 国内試験項目と欧米規格の関係
 - 4.4 国内試験項目と欧米規格の比較
5. 現状のまとめと今後の対応方針

1. 背景

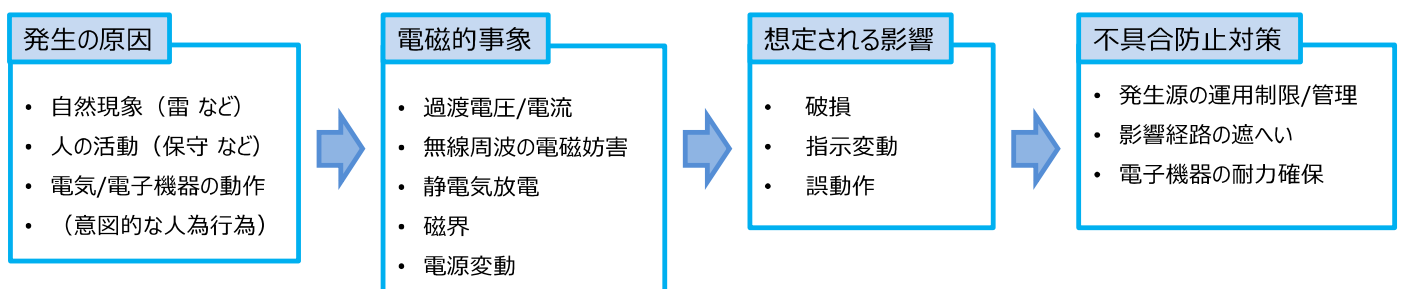
- ✓ 国内の原子力発電所へのデジタル技術導入に向け、産業界は1990年代から電磁環境への対応を自主的に進めてきた。
- ✓ 一方で、2000年代に入り、欧米では電磁両立性(EMC : ElectroMagnetic Compatibility)に関する原子力発電所向けの規制ガイドや規格が整備されてきた。
- ✓ ATENAとしても、これらの欧米の規制ガイドや規格の調査を進めるとともに、更なる安全性向上を図るべく電磁両立性(EMC)に対する今後の対応方針を検討している。



- ✓ この度、技術情報検討会での報告内容も踏まえて、国内原子力発電所での具体的な電磁環境への対応及び電磁両立性(EMC)に関する国内外の状況を踏まえた産業界の見解を纏めたため、今後の産業界の取り組み方針も含めて、意見交換をさせて頂きたい。

2. 電磁環境の影響と対策について

- ✓ 様々な原因により発生する電磁的事象によって、電子機器の破損や一過性の指示変動、誤動作などを生じないように、設計・運用にて対策することにより、電子機器の健全性を確保する。
- ✓ 電磁的事象への電子機器の耐力（イミュニティ）と電気／電子機器の動作によって生じる電磁的事象（エミッション）のバランスを考慮する電磁両立性（EMC）の考え方が取り入れられてきている。
- ✓ イミュニティの評価については、典型的な電磁的事象を模擬して耐力を試験する方法が標準規格化されている。
- ✓ エミッションの評価については、無線周波の電磁妨害に関する放出限度値の基準と試験方法が標準規格化されている。



3. 国内原子力発電所での具体的な電磁環境への対応

- 3.1 電磁環境への対応として達成すべき水準
- 3.2 設計及び運用面からの対策例
- 3.3 想定される電磁環境への対策と試験規格
- 3.4 システム設計上の安全性への考慮
- 3.5 供用後の設備更新・追加に対する対応

3.1 電磁環境への対応として達成すべき水準

【達成すべき水準】

以下の典型的な電磁的事象の影響によって、原子力発電所の安全機能を損なわないこと。

- ①過渡電圧/電流 ②無線周波の電磁妨害 ③静電気放電 ④磁界 ⑤電源変動

【具体的な対策】

機器・装置の重要度や仕様（電源、入力信号の種類など）に応じて、以下の対策を実施している。

✓ 設計面からの対策

- ノイズフィルタや絶縁回路の設置、シールドケーブル／光ケーブルの使用、接地方式における配慮など、各種ノイズ対策（JEAG4608における耐雷対策を含む）
- 安全保護系については、1990年代から原子力工学試験センター（原工試）での実証試験や電力共同研究（電共研）などを通して、電磁環境に対する試験の実施方法を整備

✓ 運用面からの対策

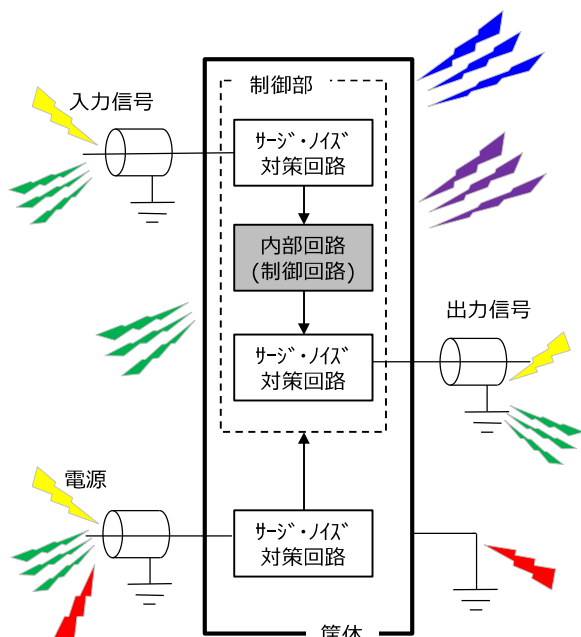
- 溶接作業の制限、大型電動工具使用時のノイズチェック、制御回路保守時の静電気対策などの実施
- 携帯電話の持込み管理、中央制御室におけるカメラフラッシュの使用制限など

【実績】

設備設置時やプラント起動試験時の機能試験などにおいて、設置環境下での安全機能の健全性を確認している。その結果、**周辺ノイズ環境**下における電磁的障害により、一過性の指示変動などはあったものの安全保護系が作動できなくなるような事象は発生していない。

3.2 設計及び運用面からの対策例

✓ 電磁環境への設計及び運用面からの対策例は右記の通り。



① 過渡電圧/電流

- <設計面>
 - 電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置
 - 信号送受部にサージ・ノイズ対策用フィルタや絶縁回路の設置
 - 通信ラインに光ファイバケーブルの適用
 - ツイストケーブル、フェライトやサージ吸収回路の適用
 - 避雷器の採用、シールドケーブルの適用
 - 電源/計装/制御ケーブルは別のトレイ、ダクトに敷設
- <運用面>
 - 溶接作業の制限、大型電動工具使用時のノイズチェック

② 無線周波の電磁妨害

- <設計面>
 - 金属筐体に制御装置を格納し接地
 - シールドケーブルの適用
- <運用面>
 - 携帯電話の持ち込み管理
 - 中央制御室におけるカメラフラッシュの使用制限

③ 静電気放電

- <設計面>
 - 人が接触する部位を接地(機器内部へのノイズ侵入防止)
- <運用面>
 - 装置に触る人の静電気対策

④ 磁界

- <設計面>
 - 金属筐体に制御装置を格納
 - 配置設計での対応(近傍に強い磁界が発生する設備を設置しない)
 - 磁界に敏感な素子(ホール素子など)を適用しない

⑤ 電源変動

- <設計面>
 - 電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置
 - バッテリーから給電される無停電交流電源装置から給電
 - 電源回路に対して瞬停対策や入力電圧範囲の拡大対策
- <運用面>
 - 溶接作業の制限



3.3 想定される電磁環境への対策と試験規格

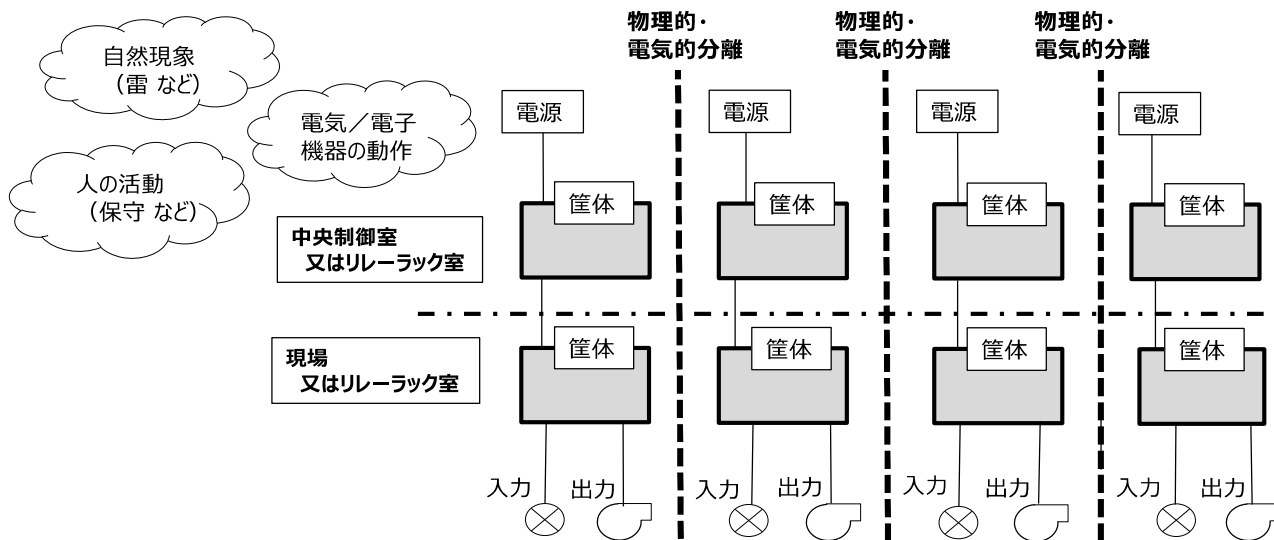
✓ 想定される電磁環境に対する対策と参照している試験規格を下表に示す。

想定される電磁環境			対策		
電磁的事象	想定ノイズ源/原因	ノイズ種別	対象	設計面からの対策例	参照している主な試験規格
① 過渡電圧/電流	<ul style="list-style-type: none"> 誘導性負荷の開閉 電気系統の開閉/負荷の切替 雷による誘導雷事象 電源回路の故障や絶縁破壊 配電系統の故障や漏れ電流 	<ul style="list-style-type: none"> 誘導ノイズ 雷ノイズ 	AC電源線 入出力信号線	<ul style="list-style-type: none"> 電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置 信号送受部にサージ・ノイズ対策用フィルタや絶縁回路の設置 通信ラインに光ファイバケーブルの適用 ツイストケーブル、フェライトやサージ吸収回路の適用 避雷器の採用、シールドケーブルの適用 電源/計装/制御ケーブルは別のトレイ、ダクトに敷設 	JIS C 61000-4-4 IEEE 472 JEC-0103 JEC-210,212※1
② 無線周波の電磁妨害	<ul style="list-style-type: none"> 高周波利用設備 無線通信機 	電波ノイズ	盤	<ul style="list-style-type: none"> 金属筐体に制御装置を格納し接地 シールドケーブルの適用 	JIS C 61000-4-3 JEITA IT-1004 JEIDA-29※2
③ 静電気放電	<ul style="list-style-type: none"> 人体から直接、又は人体から近接している物質への静電気放電 	静電ノイズ	盤	<ul style="list-style-type: none"> 人が接触する部位を接地(機器内部へのノイズ侵入防止) 	JIS C 61000-4-2 IEC 801-2
④ 磁界	<ul style="list-style-type: none"> 導体の電源周波数電流又は機器に接近する他装置(例：変圧器からの漏れ磁束) 落雷や低中高圧の電気システムの初期の故障過渡事象 断路器などによる高圧バスの切り替え 	磁界ノイズ	盤	<ul style="list-style-type: none"> 金属筐体に制御装置を格納 配置設計での対応(近傍に強い磁界が発生する設備を設置しない) 磁界に敏感な素子(ホール素子など)を適用しない 	JEITA IT-1004 ※2
⑤ 電源変動	<ul style="list-style-type: none"> 位相制御機器やUPS機器など ファンなどに負荷状態が変わるもの(溶接機など)、負荷のわ/わ(電動機)、ステップ電圧変化 電源系統における故障、又は設備内の負荷の大きな急変 負荷と発電容量との動的バランスの変化 	<ul style="list-style-type: none"> 電圧変動 周波数変動 瞬停 	AC電源線	<ul style="list-style-type: none"> 電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置 バッテリーから給電される無停電交流電源装置から給電 電源回路に対して瞬停対策や入力電圧範囲の拡大対策 	産業界自主(メカ標準)

※1：JEC：電気学会 電気規格調査会規格 ※2：JEITA/ JEIDA：電子情報技術産業協会規格

3.4 システム設計上の安全性への考慮

- ✓ 多重性を有する安全系設備は、相互に物理的・電氣的分離を確保し独立性を有しているため（電源系も独立）、典型的な電磁的事象の影響により共通要因故障が発生する可能性は、充分低いと考えられる。



3.5 供用後の設備更新・追加に対する対応

【供用後の設備更新時】

- ✓ 既設設備を取り替える場合には、盤設計などにおいて典型的な電磁的事象への対応を考慮してきた。
- ✓ 特に、デジタル安全保護装置への取替に際しては、機種開発時の典型的な電磁的事象への対応検証などにより、その設計に基づく電磁環境対策が適格であることを確認してきた。
- ✓ また、デジタル制御装置を常用系へ先行採用し実績を重ねた上で、安全保護装置へ適用するなどの対応も実施してきた。

【新規制基準対応などによる設備追加時】

- ✓ 新規制基準対応設備の一部は、安全保護装置が設置されるリレーラック室などに設置又は保管されている。
- ✓ これらのうち常設設備はハードワイヤード又は光伝送の電気計装盤であり、電磁環境の観点で従前の設備と比較しても特異なものではなく、典型的な電磁的事象によりプラントの安全性が損なわれた事はない。
- ✓ これらのうち可搬型の通信連絡設備（衛星電話など）は、運用面として安全保護装置周辺で使用するものではなく、十分に離れた場所に保管する、電源をOFFするなどしており、電磁環境に影響を与えることはない。

4. 原子力発電所における電磁両立性（EMC）に関する国内外の状況

- 4.1 国内外の規制・規格の変遷
- 4.2 国内外の規制・規格の体系
- 4.3 国内試験項目と欧米規格の関係
- 4.4 国内試験項目と欧米規格の比較



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4.1 国内外の規制・規格の変遷

- ✓ 国内ではデジタル安全保護装置に対する電磁環境への対応として1990年代に産業界自主にて実証試験などを実施、その後2000年代に入りデジタル安全保護装置に対する規制要件が明確化され、2011年にはJEAC4620-2008「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」がエンドースされ、現在の「設置許可基準規則/技術基準規則」に至る。
- ✓ 一方、欧米では2000年代から規制ガイド、規格が整備されてきた。

	1990年代	2000年代	2010年代	2020年代			
国内産業界	1989年 JEAG4609 ▲ 電共研 ▲ 1993年BWR常用系デジタル初号機（柏崎3号、浜岡4号） ▲ 1996年BWR総合デジタル初号機（柏崎6号）	▲ 2008年 JEAC4620-2008 (JEAG4609から分離) ▲ 2009年PWR総合デジタル初号機（泊3号）	▲ 2020年 JEAC4620-2020改定 (4.9.4設計の「確認」、(解説-11)追加など)				
国内規制	▲ 1991年PWR常用系デジタル初号機（大飯3号）	▲ 2006年 第22条解釈で「実証」要求 (別記-7) ▲ 2011年 第22条解釈で「確認」要求 (JEAC4620-2008エンドース) ▲ 2013年 新規制基準施行	▲ 省令62号 ▲ 設置許可基準/技術基準				
RG1.180 ※1		Rev.0	Rev.1	Rev.2			
TR-102323 ※2		Rev.0	Rev.1	Rev.2	Rev.3	Rev.4	Rev.5
IEC 62003 ※3				Ed.1	Ed.2		

※1: Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-frequency Interference in Safety-related Instrumentation and Control systems(米国NRC)
 ※2: Guidelines for Electromagnetic Interference Testing of Power Plant Equipment(米国 電力研究所(EPRI))
 ※3: Nuclear power plants - Instrumentation, control and electrical power systems - Requirements for electromagnetic compatibility testing(IEC)

4.2 国内外の規制・規格の体系

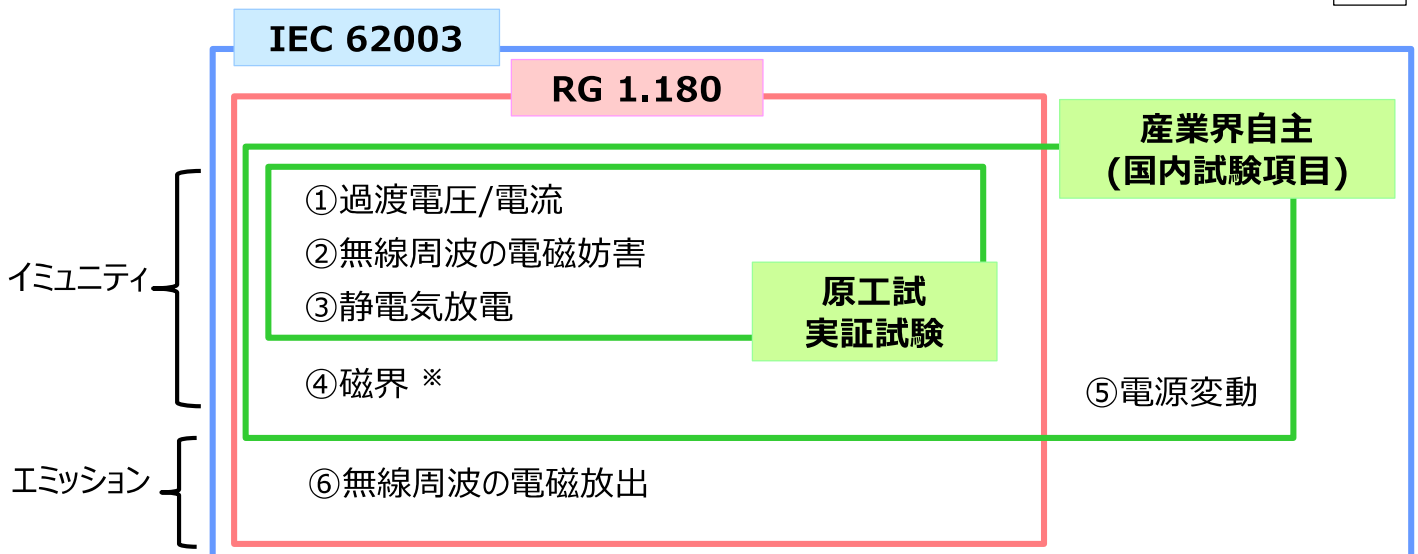
	国内	米国	欧州
規制	設置許可基準規則(EP) 技術基準規則(CP) ↓ エンドース	RG 1.180	各国規制
産業界	国内試験(原工試、電共研) ↓ JEAC4620-2008	(NRCはSERにて認めている。) EPRI TR-102323 参考資料5 → 28	IEC 62003 ↓ IEC 61000シリーズ
一般	JIS C 61000シリーズ JEC-0103 etc ↓ 参考資料2 → 25	MIL-STD-461 IEEE 62.41 etc	
対象	【EP/CP】 ・安全施設(EP6条、12条/CP7条、14条) ・安全保護装置(EP24条/CP35条) 添付2 → 20	【RG 1.180】 ・安全系計装制御システム ・安全機能に影響を与える非安全系計装制御システム(エミッションのみ)	【IEC 62003】 ・安全機能を有する計装、制御、電気システム ・上記以外のシステム(エミッションのみ)
バックフィット	—	「要求しない」と明記	Annex Eには、既設の運転中プラントのEMC環境評価ガイダンス有
備考	参考資料1 → 23	参考資料3 → 26	参考資料4 → 27



4.3 国内試験項目と欧米規格の関係

- ✓ 典型的な電磁的事象に対する国内試験項目と欧米規格の関係を以下の概略図に示す。
- ✓ 従来の国内試験項目は、イミュニティに関しては欧米規格と同様の電磁的事象を考慮した試験を実施してきたが、試験規格の細部に至っては必ずしも一致していない。また、エミッションに関しては試験を実施していない。

添付3 → 21



※ 近傍に考慮すべき強磁界発生源が無いと判断できる場合は省略可



4.4 国内試験項目と欧米規格の比較 (1/2)

✓ 電磁的事象に対する欧米試験規格と国内で参照している試験規格との対比を下表に示す。

想定される電磁環境		欧米規格			設計及び運用面からの対策例	国内で参照している主な試験規格
電磁的事象	想定ノイズ源/原因	試験規格 (内容)	RG 1.180	IEC 62003		
① 過渡電圧/電流	誘導性負荷の開閉	IEC 61000-4-4 (高速トランジエント/バースト)	○	○	<設計> ・電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置 ・信号送受部にサージ・ノイズ対策用フィルタや絶縁回路の設置 ・通信ラインに光ファイバケーブルの適用 ・ツイストケーブル、及びフェライトやサージ吸収回路の適用 ・避雷器の採用及びシールドケーブルの適用 ・電源/計装/制御ケーブルは別のトレイ、ダクトに敷設 <運用> ・溶接作業の制限、 ・大型電動工具使用時のノイズチェック	JIS C 61000-4-4 IEEE 472
	電気系統の開閉 雷による誘導雷事象	IEC 61000-4-5 (サージ)	○	○		JEC-0103 JEC-210,212
	電気系統の開閉/負荷の切替 電源回路の故障や絶縁破壊	IEC 61000-4-12 (減衰振動波)	○	○		IEEE 472
	配電系統の故障や漏れ電流	IEC 61000-4-16 (電源周波数15Hz~150kHzのモード伝導)	○	○		※
	高・中電圧の断路器での切り替えなど	IEC 61000-4-18 (減衰振動波・変電所など高圧設備)	—	○		※
② 無線周波の電磁妨害	高周波利用設備 無線通信機	IEC 61000-4-6 (150kHz~80MHz無線周波のケーブル伝導)	○	○	<設計> ・金属筐体に制御装置を格納し接地 ・シールドケーブルの適用 <運用> ・携帯電話などの持ち込み管理 ・中央制御室におけるカメラフラッシュの使用制限	※
		IEC 61000-4-3 (80MHz~6GHz無線周波の直接放射)	○	○		JIS C 61000-4-3 JEITA IT-1004 JEIDA-29 (特定周波数のみ)
③ 静電気放電	人体から直接、又は人体から近接している物質への静電気放電	IEC 61000-4-2 (静電気放電)	○	○	<設計> ・人が接触する部位を接地(機器内部へのノイズ侵入防止) <運用> ・装置に触る人の静電気対策	JIS C 61000-4-2 IEC 801-2

○：ガイド制定有り —：ガイド制定無し ※設備構成及び環境などから現状試験実施せず

4.4 国内試験項目と欧米規格の比較 (2/2)

想定される電磁環境		欧米規格			設計及び運用面からの対策例	国内で参照している主な試験規格
電磁的事象	想定ノイズ源/原因	試験規格 (内容)	RG 1.180	IEC 62003		
④ 磁界	導体の電源周波数電流又は機器に接近する他装置(例：変圧器からの漏れ磁束)	IEC 61000-4-8 (電源周波数磁界)	○	○	<設計> ・金属筐体に制御装置を格納 ・配置設計での対応(近傍に強い磁界が発生する設備を設置しない) ・磁界に敏感な素子(ホール素子など)を適用しない	BWR：JEITA IT-1004A PWR：※
	落雷や低中高圧の電気システムの初期の故障過渡事象	IEC 61000-4-9 (インパルス磁界)	—	○		※
	断路器などによる高圧バースの切り替え	IEC 61000-4-10 (減衰振動磁界)	—	○		※
⑤ 電源変動	位相制御機器やUPS機器など	IEC 61000-4-13 (AC電源の高調波)	○	○	<設計> ・電源受電部にサージ・ノイズ対策用フィルタの設置 ・バッテリーから給電される無停電交流電源装置から給電 ・電源回路に対して瞬停対策や入力電圧範囲の拡大対策 <運用> ・溶接作業の制限	※
	工場などに負荷状態が変わるもの(溶接機など)、負荷の切り替(電動機)、スタート電圧変化	IEC 61000-4-14 (AC電源の電圧変動)	—	○		産業界自主(メカ標準)
	電源系統における故障、又は設備内の負荷の大きな急変	IEC 61000-4-11 (AC電源の電圧低下/瞬断)	—	○		産業界自主(メカ標準)
	負荷と発電容量との動的バランスの変化	IEC 61000-4-28 (AC電源の周波数変動)	—	○		産業界自主(メカ標準)
	整流装置や蓄電池の充電器	IEC 61000-4-17 (DC電源のリップル)	—	○		※
	DC配電システムの障害や負荷の大きな変動、電源の切り替え	IEC 61000-4-29 (DC電源の電圧低下/瞬断)	—	○		※
⑥ 無線周波の電磁放出	制御装置	IEC 61000-4-34 (AC電源の電圧低下/瞬断・大電流機器)	—	○	設備設置時又はプラント起動試験時の機能試験などにおいて、設置環境下での安全機能の健全性を確認	※
		IEC 61000-6-4 (無線周波の直接放出・ケーブル伝導放出)	○	○		

○：ガイド制定有り —：ガイド制定無し ※設備構成及び環境などから現状試験実施せず

5. 現状のまとめと今後の対応方針

現状のまとめ

- ✓ 国内原子力発電所では、電磁両立性(EMC)を含む**電磁環境への対応として達成すべき水準は確保できている。**
 - 「設計・運用」と「試験」を組み合わせ、対応してきた
 - その結果、過去30年間でプラントの安全性を損なう事象は発生していない
- ✓ 一方で、試験の実施要領など**国内プラントの共通の指針又は標準となっていない。**



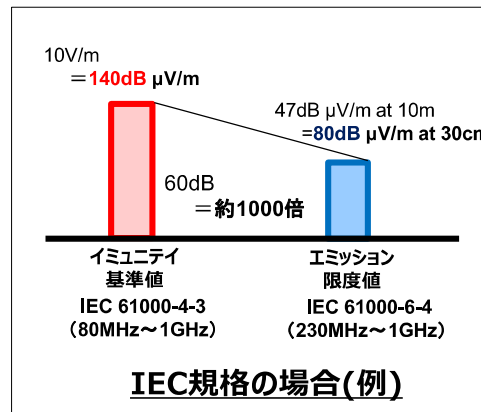
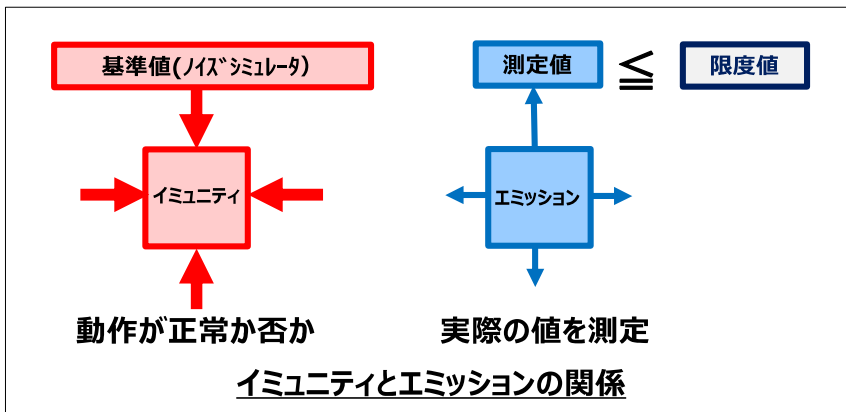
【産業界での議論と対応の方向性】

- ✓ ATENA-WGでは**2022年6月目途**に以下の内容について検討継続し、**産業界の自主活動として取組んでいく。**
 - 欧米の最新規格に照らして設計、運用、試験などに際して、EMCの観点から実施すべき追加項目はないか検討の上、**その結果をATENA文書にて明確化**
 - 米国を参考に既設パイロットプラントにおける**周辺ノイズ環境の測定方法、評価方法などの検討**
- ✓ 今後、産業界の詳細な対応内容が纏まり次第(2022年6月目途)、**次回意見交換をお願いしたい。**

添付資料

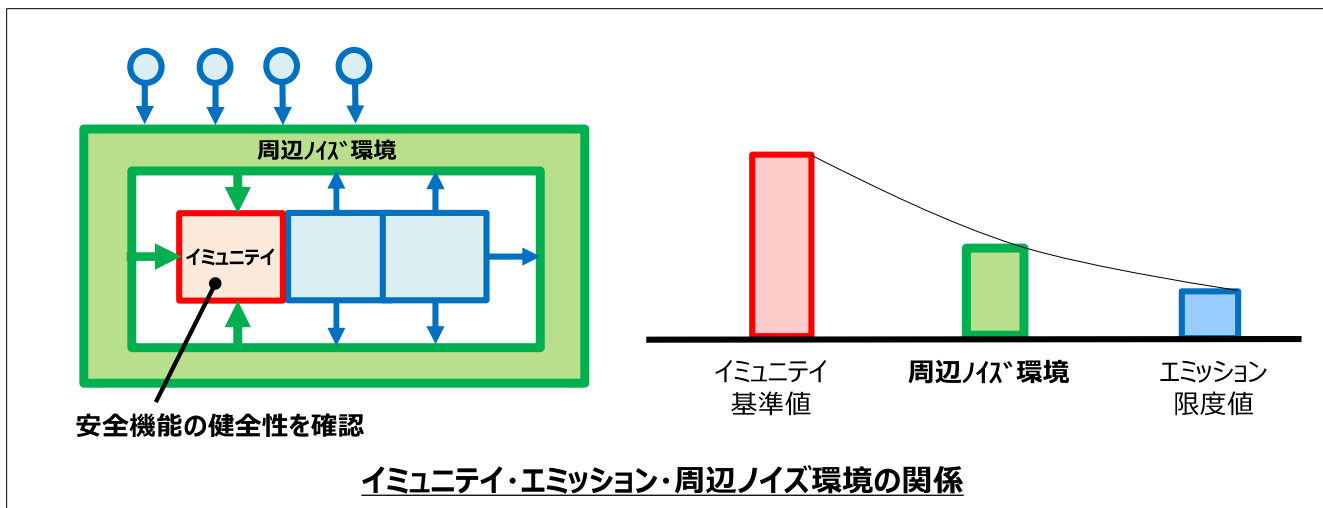
添付1 周辺ノイズ環境の考え方(1/2)

- ✓ 無線周波の電磁妨害に関する**エミッションの限度値**は、テレビ、ラジオなど無線通信受信機への妨害を想定した試験標準規格で定められており、イミュニティ試験の標準規格で規定される耐力確認値よりはるかに小さい。(IEC 61000-4-3の場合、1/1000程度)
- ✓ このため、ある機器のエミッションの限度値は、他の機器(無線通信受信機能のないもの)の**イミュニティ(耐力)**への影響評価の参考にはなるが、保守側の値でもある。



添付1 周辺ノイズ環境の考え方(2/2)

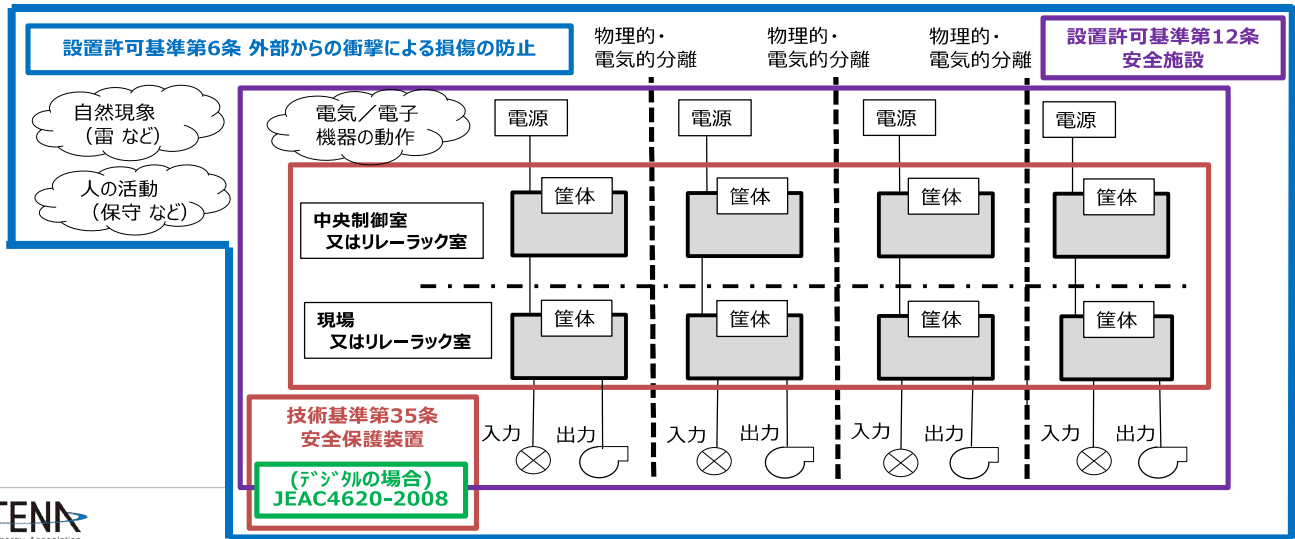
- ✓ 米国では、プラント内での複数の機器からのエミッションの総合的な値(すなわちプラント内の無線周波における**周辺ノイズ環境**の値)を、ある機器(無線通信受信機能のない機器)に対するエミッションの影響(現在の状況及び今後の追加設備の影響)の評価に利用している。(例: EPRI TR-102323)



添付2 許認可上の対応整理

- ✓ 設置許可基準第6条及び第12条、技術基準第35条に基づき、安全施設の各設備に対し電磁的障害の影響評価を実施。
- ✓ 特に、デジタル安全保護装置に対しては、技術基準第35条の解釈でJEAC4620-2008の4.8章環境条件に対する「確証」が要求されている。
- ✓ 許認可申請における説明資料において、耐ノイズ、サージ対策として以下のような内容を記載。
 - ・雷、誘導サージ、電磁波障害などによる擾乱に対して、ラインフィルタや絶縁回路の設置、光ケーブルの適用
 - ・機器、装置の開発検証時に耐ノイズ/サージに対する耐久性を確認

参考資料6 → 29



添付3 RG・IEC・JISの比較 (詳細版)

		RG 1.180	IEC 62003
イミュニティ	過渡電圧／過渡電流	MIL-STD-461 CS115：インパルス CS116：減衰振動波 IEEE C62.41：高速トランジエント/バースト、サージ、減衰振動波	IEC 61000-4-4：高速トランジエント/バースト IEC 61000-4-5：サージ IEC 61000-4-12：減衰振動波 IEC 61000-4-16：電源周波数・15Hz-150kHz コモンモード伝導
	無線周波の電磁妨害	MIL-STD-461 CS114：10kHz-200MHz無線周波のケーブル伝導 RS103：30MHz-40GHz無線周波の直接放射	IEC 61000-4-6：150kHz-80MHz無線周波のケーブル伝導 IEC 61000-4-3：80MHz-6GHz無線周波の直接放射
	静電気放電		IEC 61000-4-2：静電気放電
	磁界	MIL-STD-461 RS101：30Hz-100kHz磁界 ※1	IEC 61000-4-8：電源周波数磁界 ※1 IEC 61000-4-9：インパルス磁界 ※1 IEC 61000-4-10：減衰振動磁界 ※1
	電源変動	MIL-STD-461 CS101：AC電源の高調波	IEC 61000-4-13：AC電源の高調波
エミッション	無線周波の電磁放出	MIL-STD-461 CE101：低周波のケーブル伝導放出 CE102：無線周波のケーブル伝導放出 RE101：磁界放射 RE102：無線周波の直接放射	IEC 61000-6-4：無線周波の直接放射・ケーブル伝導放出 [] : JIS化されているもの

※1：近傍に考慮すべき強磁界発生源が無いと判断できる場合は省略可 ※2：一度JIS化されたが2017年に廃止



参考資料

参考資料1 国内の規制要求事項(1/2)

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（抄）

規則	解釈
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止） 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p>
<p>(安全施設) 第十二条 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p>	<p>第12条（安全施設） 6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>

参考資料1 国内の規制要求事項(2/2)

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（抄）

規則	解釈
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止) 第七条 2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第7条（外部からの衝撃による損傷の防止） 3 第2項に規定する「事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」には、ダム の崩壊、船舶の衝突、電磁的障害等の敷地及び敷地周辺の状況から生じうる事故を含む。</p>
<p>(安全設備) 第十四条 2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p>	<p>第14条（安全設備） 3 第2項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA（冷却材喪失事故）時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。</p>
<p>(安全保護装置) 第三十五条 発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>第35条（安全保護装置） 4 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC 4620-2008）（以下「JEAC4620」という。）5. 留意事項を除く本文、解説－4から6まで、解説－8及び解説－11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG 4609-2008）本文及び解説－9に以下の要件を付したものであること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。 （3）JEAC4620の4. 8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</p>

参考資料2 JEAC4620（抜粋）

JEAC4620-2008（現在エンドースされている版）

4.8環境条件

デジタル安全保護系は、期待される安全機能に応じて必要な耐震性、耐サージ性を有するとともに、火災防護上の措置、設置される場所における予想温度、湿度、放射線量、**想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮**した設計とすること。（解説-8）

（解説-8）耐サージ性のみ抜粋

耐震性、耐サージ性、火災防護上の措置については、以下の規格、指針を参照する。

耐サージ性：「原子力発電所の耐雷指針：JEAG4608-2007」

< 参考 >

JEAC4620-2020

4.9 外的要因

4.9.1 環境条件

デジタル安全保護系は、次の環境条件を考慮した設計とすること。

- ・設置される場所における予想温度、湿度、放射線量
- ・想定される電源じょう乱、サージ電圧、**電磁波等の外部からの外乱・ノイズ**

4.9.4 設計の確証

4.9.1 及び4.9.2 で要求された設計による対策が**適格であることを確認**すること。（解説-11）

（解説-11）外的要因（設計の確証）

確認することとは、**型式試験、使用実績、解析、又はこれらを組み合わせること等により、設計による対策が適格であることを確認**することという。

Purpose of Regulatory Guides

Regulatory guides are not substitutes for regulations and compliance with them is not required. Methods and solutions that differ from those set forth in RGs will be deemed acceptable if they provide a basis for the findings required for the issuance or continuance of a permit or license by the Commission.

1. General (2段落目)

This guidance is applicable to all new safety-related systems or licensee-initiated modifications to existing safety-related systems that include analog, digital, or hybrid systems and components (i.e., analog and digital electronics equipment). Existing installed systems and equipment are not required to undergo additional testing. The emissions control aspects of this guidance also apply to non-safety-related systems and components whose operation can affect safety-related system or component functions. The endorsed test methods for evaluating the electromagnetic emissions, EMI/RFI susceptibility, power surge and electrostatic discharge withstand capabilities of safety-related equipment are intended for application in test facilities or laboratories before installation.

INTRODUCTION

c) Recommendation and limitation regarding the application of this standard

It is important to note that this standard establishes no additional functional requirements for safety systems but clarifies the criteria to be applied for qualification to Electromagnetic and Radio Frequency Interference (EMI/RFI) from the commercial standards.

5 EMC test requirements

Nuclear instrumentation, control, and electrical equipment important to the safety of a nuclear plant (as defined in the IEC/IEEE 60780-323 standard) shall satisfy the requirements for emissions generated by the equipment and immunity to electromagnetic interference as documented in this document. Controlling the emissions from all types of equipment (important to safety and non-safety equipment) is necessary to ensure that the electromagnetic environment is bounded by the test levels recommended in this standard.

ABSTRACT

This study was undertaken to provide utilities with a more complete understanding of the electromagnetic interference (EMI) problem and to provide technically sound alternatives to demonstrate that EMI will not adversely affect the operation of sensitive electronic equipment.

The recommended tests are consistent with standards defined by military and commercial sectors, and the levels are conservative based on the analyzed data. In addition, emissions data collected under NRC Regulatory Guide 1.180 (issued in January 2000) were integrated with EPRI data to define more pragmatic limits that removed excessive conservatism without compromising nuclear safety.



参考資料6 許認可申請における説明資料 (1/4)

添付資料 14

電磁的障害影響評価について

1. 基本方針

安全保護系は、電磁的障害による擾乱に対して、制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置、通信ラインにおける光ケーブルの適用等により、影響を受けない設計としている。

2. サージ・ノイズ、電磁波に対する具体策

電磁的障害には、サージ・ノイズや電磁波の侵入があり、これらは低電圧の計測制御回路に対して影響を及ぼす恐れがあるため、計測制御回路を構成する安全保護系制御盤及びケーブルは、フィルタや絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止している。(図1 参照)

計測制御回路を構成する制御盤及びケーブルは原則として以下の設計としている。

(1) サージ・ノイズ対策

a. 電源回路

制御盤へ入線する電源受電部にサージ・ノイズ対策としてフィルタを設置し外部からのサージ・ノイズの侵入を防止する設計としている。

b. 信号回路

電磁的影響を受けやすい起動領域モニタ及び出力平均モニタについては、サージ・ノイズ対策として必要に応じてフィルタを使用し、外部からのサージ・ノイズの侵入による影響を防止する設計としている。

(2) 電磁波対策

a. 筐体

制御盤の制御部、演算部は鋼製の筐体に格納し、筐体は接地することで電磁波の侵入を防止する設計としている。

b. ケーブル

ケーブルは必要により金属のシールド付ケーブルを使用し、金属シールドは接地して電磁波の侵入を防止する設計としている。

3. 電磁波等の発生源に対する対策

電源ケーブルは信号ケーブルとは別のトレイ・ダクトに敷設し、信号ケーブルはシールド付ケーブルを使用して接地することで計装回路への電磁的影響を防止している。

東京電力HD(株) 柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6号及び7号原子炉施設の変更)
(原規規発第1712272号 平成29年12月27日許可) 第六条(外部からの衝撃による損傷の防止)まとめ資料(抜粋1/2)



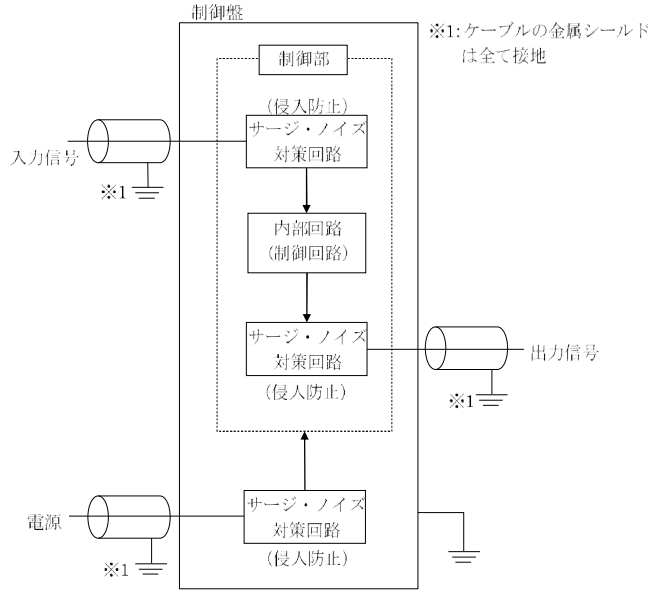


図1 電磁的障害対策の例

東京電力HD (株) 柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 (6号及び7号原子炉施設の変更)
(原規規発第1712272号 平成29年12月27日許可) 第六条 (外部からの衝撃による損傷の防止) まとめ資料 (抜粋2/2)

4.3 耐ノイズ・サージ試験

耐ノイズ・サージ試験として、以下の試験を実施している。耐ノイズ・サージの準拠規格の使用クラスを表2に示す。

(1) 静電ノイズ試験

運転中の操作対象カード (CPU 周辺カード) について適合レベルを印加し、正常に動作することを確認している。

(2) 電波ノイズ試験

装置の近傍に電波発生器を置き、電波照射し、正常に動作することを確認している。電界強度の条件は、10V/m (周波数帯域 150MHz (トランシーバ)、460MHz (トランシーバ)、800MHz (携帯電話)、1.9GHz (PHS)) としている。

(3) 誘導ノイズ試験

信号ライン、電源ラインに適合レベルを印加し、正常に動作することを確認している。

(4) 雷インパルス試験

電源ライン、信号ラインに適合レベルを印加し、絶縁破壊がないことを確認している。

5. 試験結果

以下のとおり、デジタル安全保護系設備の設置環境において、要求される機能を満足することを確認している。

環境条件	試験項目	試験結果	判定
温度・湿度	温度・湿度試験	正常に動作	良好
絶縁耐力	絶縁抵抗測定	仕様値を満足	良好
	耐電圧試験	絶縁破壊なし	良好
耐ノイズ・サージ	静電ノイズ試験	正常に動作	良好
	電波ノイズ試験	正常に動作	良好
	誘導ノイズ試験	正常に動作	良好
	雷インパルス試験	絶縁破壊なし	良好

関西電力 (株) 工事計画認可申請書 (美浜発電所3号機の変更の工事)
(原規規発第1610261号 平成28年10月26日認可) 添付資料46 (デジタル安全保護系説明書 別添Ⅲ) (抜粋1/2)

表1 環境仕様及び準拠規格

項目	環境仕様	準拠規格
温度・湿度	周囲温度	0～50℃
	相対湿度	10～95%
絶縁耐力	絶縁抵抗	5MΩ以上
	耐電圧	AC電源入力ライン:AC2kV(印加電圧) アナログ入出力信号ライン:AC1kV(印加電圧) デジタル入出力信号ライン:AC2kV(印加電圧)
耐ノイズ・サージ	静電ノイズ	放電パルス電圧:4kV
	電波ノイズ	電界強度 10V/m (周波数帯域 150MHz、460MHz、800MHz、1.9GHz)
	誘導ノイズ	AC電源入力ライン:電圧ピーク 4kV、繰返し率 5kHz、100kHz 外部取り合い入出力信号ライン:電圧ピーク 2kV、繰返し率 5kHz、100kHz
	雷インパルス	AC電源入力ライン:4kV(印加電圧) デジタル入出力信号ライン:4kV(印加電圧)
		JIS C 61000-4-2 レベル 2
		JEITA IT-1004 (現在は JEITA IT-1004A)
		JIS C 61000-4-4 レベル 4
		JEC-210(現在は JEC0103)
		JEM1021

関西電力(株) 工事計画認可申請書 (美浜発電所3号機の変更の工事)
 (原規規発第1610261号 平成28年10月26日認可) 添付資料46 (デジタル安全保護系説明書 別添Ⅲ) (抜粋2/2)

<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(案)
 (国内外原子力施設の事故・トラブル情報)

2022-01-20

技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 33	(新規: 30	更新: 0	速報: 3)
---------------	--------	---------	-------	--------

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: 29	暫定評価: 4
----------------	---------------	----------------	---------

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: 2
----------------	-------------	---------------

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
-----------	-------	--------	---------	--------------------

2次スクリーニングの検討状況（案）

令和4年1月20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	<p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例 (IRS8732) を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス (WH) 社製 PWR に対する影響評価を報告するもの。仏国運転経験に基づく CRDM サーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年 (EFPY) 以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR の CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。</p> <p>米国から異なるモードによるサーマルスリーブのカラー部破損の報告があった (IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられるが、原因は未特定。サーマルスリーブ形状から、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た。</p> <p><u>その後の WH 社の調査 (LTR-NRC-20-12) により、米国の異なるモードによるカラー部のサーマルスリーブ破断は、掛かる応力や形状から、制御棒動作を妨げる懸念がないことが示され、米国ではプラントごとの品質マネジメントで扱われることとなった。このタイプの CRDM は国内では用いられておらず、リストにも国内プラントが含まれていないことから、2次スクリーニング検討は、仏国事象に特化する。</u></p>

2	IRS8832 (LER483/2019-003)	安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動	<p>本件は、BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980 年代)は、当該継手が水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR 条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏えい量のトレンドには前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p> <p><u>本件について米国 NRC は特別検査(05000325/2019040)を実施。根本原因は、当該事業者が水素脆化感受性のあるチタン合金(Tinel)を用いた冷やしばめ(Cryofit)を不適切に使用していたことと確認。事業者が当該継手を含む計装ラインの冷やしばめ継手をすべて交換したことをもって、NRC は本件をクローズした。</u></p> <p><u>さらに、国内原子力発電所では、安全上重要な配管に冷やしばめ継手を使用していないことが確認されたことから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。</u></p>
3	IRS8980 ETSON News (2020-09-16)	2 ループ PWR の上部プレナム注入ライン漏えい事象	<p><u>本件は、ベルギーの 2 ループ PWR の上部プレナム安全注入ライン(UPI)から漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、UPI 直線配管部の亀裂。亀裂発生原因は、配管材の製造欠陥が起因となり、長期間にわたる高サイクル疲労により亀裂が進展成長したため。疲労原因は、当該 UPI の設計変更により、通常運転時に原子炉容器ダウンカマーと上部プレナム間に高速流れとそれに伴う渦が発生するようになったため。根本原因は、一次冷却系に関わる設計変更の 20 年超の長期的影響評価を行っていなかったこと。国内 PWR で用いられている安全注入ラインでは、本件のような改造は行われていないが、現象が興味深いことから、2 次スクリーニングへ移行する(第 47 回技術情報検討会)。</u></p> <p><u>その後のベルギーTSO(Bel V)による分析により、現象が解明された。もともとダウンカマー注入を行っていた当該 PWR では、1980 年代から原子炉容器に対する加圧熱衝撃(PTS)が懸念されていた。炉心領域に PTS 感受性の高い溶接部を持つため。そのため、1990 年代にダウンカマー注入から UPI に設計変更したが、注入口構造のコアパレル手前に微小ギャップが残った。通常運転中に、そのギャップを介してダウンカマーと上部プレナム間に高速流れが生まれ、注入口構造内で発生する渦成分により、通常低温の UPI ラインに高温の 1 次冷却材が周期的に流入。渦先端部が前後することにより熱疲労が発生し、20 年超の運転で亀裂にまで進展した。</u></p> <p><u>国内 PWR では、安全注入ラインをダウンカマー注入から UPI に改造したものはない。また、安全注入を直接ダウンカマーに行う PWR を含めて原子炉容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止は、LOCA 時の原子炉容器壁近傍の温度評価手法ならびに PTS 評価手法(JEAC4206)を用いて健全性を評価し、JEAC4201 を用いて、評価運転期間にわたる中性子照射による脆化に係る関連温度等を予測している。国内では、本件のような UPI 改造を施した PWR はないことと、本件で懸念される PTS 問題にも対処していることから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。</u></p>

<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。

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 ¹ 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。	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 <ul style="list-style-type: none"> (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。 ・火災時安全停止に関わる過去約 10 年の米国事業者報告（LER）を収集・分析した結果、火災起因のホットショートによる加圧機安全逃し弁の誤開放で冷却材喪失となる可能性を含む様々な懸念（安全影響度は低い）が、最近の NPP 火災防護規制検査等で見つかったことがわかった。今後、規制庁において、米国の火災防護規制状況をさらに調査し理解を深めるとともに、国内 NPP 事業者と情報共有を続けていくの対応状況を調査・評価する手段等を検討することとしたい。 	令和 3 年度（予定）	技術基盤グループ及び技術基盤課

(注)資料 5 1 - 2 - 1 - 3 の一部（1 ページ）に誤りがあったため、黄色マーカー部のとおり修正したものと差し替えました。（令和4年1月20日）

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF 事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。</p> <p>これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生の目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。</p> <p>NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめたとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。 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HEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は令和3年12月まで実施されるため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。 	<p>①終了</p> <p>②未定</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p>

1次スクリーニング結果（案）

2022-01-20
 技術基盤課

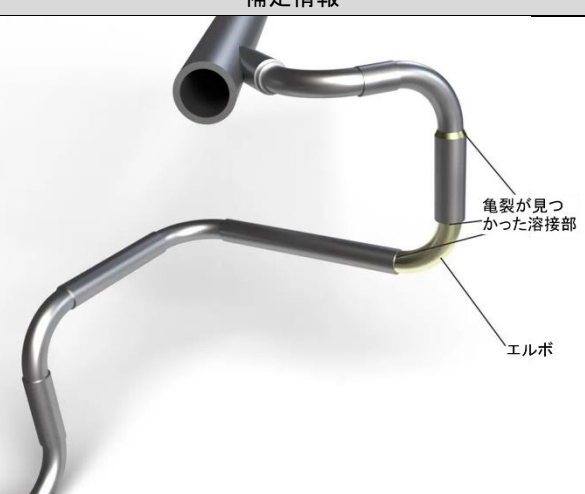
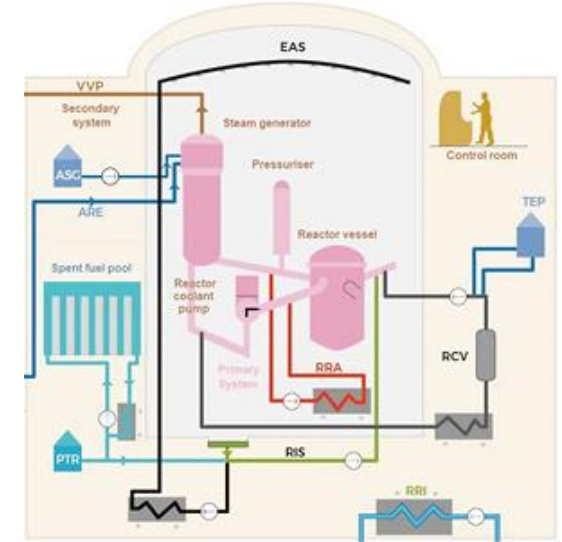
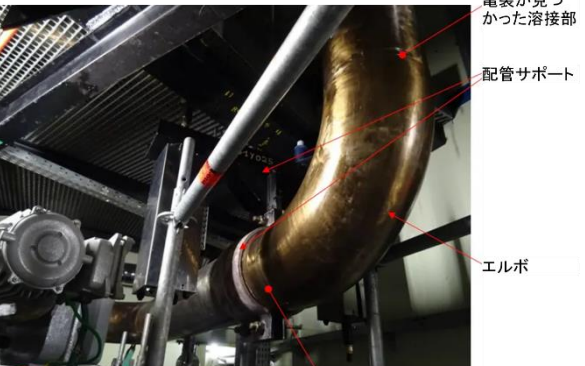
種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	2	0	0	0	0	2
IRS IAEA International Reporting System	0	3	1	3	1	0	0	0	8
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	2	2	0	2	0	0	0	6
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	1	0	0	0	0	0	1
国内 法令報告、規制検査報告、ニュース	1	2	0	0	8	0	1	0	12
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	2	0	2
その他	0	0	1	0	0	0	1	0	2
計	1	7	5	5	11	0	4	0	33

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2020-02	原子炉施設事象	<p>2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。</p> <p>スクラム系 ←</p> <p>熱交換器</p> <p>図 原子炉冷却材浄化系 https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</p>	2020-12-11	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの状況により、サイト緊急事態と分類された。放射能の環境への漏えい、被曝の可能性は低いと評価された。</p> <p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>
<p>事業者(TVO)によるプレスリリース(2020-12-13) https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/stockexchange/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html</p>					<p>補足情報</p> <p>0、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、原子炉停止冷却系の一つが壊れた。そのため、長時間ほど掛かった。その間、高圧で、原子炉冷却材浄化系のフィルターは約 70°C に耐えられる。この時、約 100°C の冷却材が流出し、物質が冷却材に溶け出した。修理作業中に冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質が主蒸気管内の放射能レベルも高くなった。</p> <p>管放射能高により、自動的に格納容器が隔離(閉)。これに伴い、自動的に格納容器が移動し、原子炉停止した。この格納容器緊急事態と分類され、オルキルオト発電所の対応が開始された。緊急体制が敷かれた。イベントに参集した。</p> <p>環境への影響はなく、安全重要度も高く、放射能レベル 0 と評価された。従業員への被曝はなかった。</p> <p>TUK は、2 号機の運転再開を許可し、点検項目を実施し、14 日に運転再開申請し、センサー、コネクター、伝送器、スイッチと貫通部の点検。3) サプレッションポンプの格納容器内の弁の試験。5) 制御棒操縦停止機能の試験。</p> <p>https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/stockexchange/2020/stukgrantedstart-uppermissionforol2plantunit.html</p>		

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。

ENR 情報	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	
ASN 通知 (20211216 仏語版)	シボー1号機の安全注入系で見つかった応力腐食現象	2021-10-21、仏国シボー原子力発電所(PWR×2、1495MWe)での10年ごと点検における超音波検査で、1次系につながる安全注入系(RIS)配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった。これらの指示の起点を見つけるため、当該配管部は研究所に送られ、分析が行われる。EDFは、シボー2号機も定期検査を前倒し、予備的分析により、2号機でも1号機と同様な(亀裂)指示を確認した。 2021-12-15、EDFからASNへの報告によると、取り出した配管の分析により亀裂は応力腐食現象によるものだった。原因究明と影響を受ける可能性のある場所の特定が継続されている。	2021-12-22	事務局	③	—	<p>本件は、仏国シボー原子力発電所の1号機の10年ごと点検において、安全注入系配管の溶接部に応力腐食割れとみられる亀裂指示が超音波検査で見つかった速報である。2号機でも同様な指示が見つかったことから、同型のショーB1、B2号機も定期点検を前倒して調査する予定。応力腐食の原因と影響を受ける可能性のある場所については、調査分析中である。なお、当該安全注入系は、国内PWRとは異なり、RHRとは独立した構成と推定される。</p> <p>仏国状況をウォッチし、新たな情報が得られたらスクリーニング分析を行う。</p>	
ASN 通知 (20211221 英語版)	シボー1号機の安全注入系で見つかった応力腐食現象	亀裂の起点が判明していないことから、EDFは同型の原子炉(N4シリーズ)をできるだけ早く停止することを決定した。そのため、ショーB1/B2号機は、2019-2020年に10年ごと点検を実施したが、調査のため停止されることになる。ASNは、このEDFの決定を妥当と判断した。	補足情報					
IRSN 記事 (20211216 仏語版)	シボー1、2号機の安全注入系の配管で見つかった亀裂	TSOであるIRSNとともにASNは、EDFによる調査、特に、この配管部の供用中監視の必要性についてフォローしている。ASNは、これら配管の修繕は許可し、供用再開許可を出す予定である。						
 <p>略語/RIS:安全注入系、PTR:キャビティ・使用済み燃料プール冷却系、RRA:余熱除去系、RCV:化学体積制御系、TEP:ホウ酸回収系、SEC:補機冷却系</p> <p>図 当該 PWR の安全注入系</p>			<p>図 10年ごと点検対象の配管エルボと隣接する溶接部</p> <p>https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-the-safety-injection-system-of-civaux-npp-reactor-1</p>  <p>図 亀裂が見つかった溶接部の写真</p> <p>https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-the-safety-injection-system-of-civaux-npp-reactor-1</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2021-05	外電喪失に伴う 両原子炉の自動 停止	<p>2021-07-22、敷地外の英国送電網変圧器の故障に伴い、ヘイシャム1原子力発電所(AGR×2基、各575MWe、運転中)では、400kV電源を喪失した。定格運転していた両原子炉は自動停止した。運転上の制限(LCO)で要求されているバックアップ電源は、自動起動した2台のガスタービンで供給。同サイトには4台のガスタービンがあるが、1台で両原子炉を停止させるに十分な電力を供給する。</p> <p>炉停止後の冷却用に、1台の非常用ボイラー(*1)給水ポンプ(EBFP)が自動起動した。LCOは、両原子炉が運転中は、2台のEBFPが可用であることを要求。同サイトには、4台のEBFPがあり、1台で炉停止後の両原子炉を十分に冷却できる。1台は計画保全のため供用停止中、残り2台は自動制御系に問題があり、起動シーケンス中に停止したが、45分後に手動起動された。なお、給水用の脱塩水は十分な量蓄えられていることも確認されている。</p> <p>*1 蒸気発生器のこと</p> <p>本事象による放射能漏えいはない。従事者、公衆への危害もなかった。INES-2と評価された。本事象は16時間継続した。</p> <p>注:EBFPが使用不能であっても、3台のディーゼル駆動高圧バックアップ冷却系(HPBUC)ポンプのどれか1台が動くことで、炉停止後の冷却は十分に可能である。</p> <p>以下は、ONR 四半期事象報告ステートメント(2021Q3)から抜粋。https://www.onr.org.uk/quarterly-stat/2021-3.htm</p> <p>教訓:①脱塩水貯蔵マネジメントの改善(脱塩水製造トレイラーの配備、意思決定指示書の改善、運転員トレーニング)、②炉停止後ロジックの改造(炉停止後の措置開始信号が、同様事象で影響を受けないように)。</p> <p>ONR 処置:①電源喪失シーケンスは予見されていたが、炉停止後ロジックには予見されなかった欠点が見つかった。②ONR 調査では、コンプライアンス上の問題は見つからなかった。責任者は、教訓から学ぶための措置をとった。③復旧に向けた検査を実施したが、再起動を妨げる問題は見つからなかった。④ヘイシャム1と同様な炉停止後冷却系を持つのはハートルプール発電所のみだが、このタイプの故障シーケンスに対して耐性がある。よって本件は、原子炉タイプの問題ではない。</p>	2021-12-02	事務局	④	2	<p>本件は、原子力発電所敷地外の変圧器故障に伴う外電喪失のため、定格運転中だった両原子炉が自動停止した事例の速報である。バックアップ電源として2台のガスタービンと1台の非常用ボイラー給水ポンプが自動起動した。原子炉冷却に問題はなく、安全停止状態にある。ただし、可用な3台の非常用ボイラー給水ポンプの内、2台は自動制御回路に問題があり、自動起動せず手動起動された。深層防護の劣化のため、INES-2と評価された。</p> <p>国内原子力発電所では、外部電源は2回線以上から供給され、非常用ディーゼル発電機の他に、代替交流電源、代替注水系等が配備されていることから上記の基準でスクリーニングアウトとする。ただし、事象原因、根本原因等の有意な情報が得られた場合は、再スクリーニングする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-08	非常用ディーゼル発電機 24 時間連続運転中における排気管伸縮継手の破損 更新日: 2021-10-12 NUCIA 通番: 13260M ユニット: 浜岡発電所 5 号 発生日: 2021-05-11 登録区分: 中間	2021-05-11、海外知見を参考に、健全性確認のため、5号機 D/G(A)の 24 時間連続運転を試験的に実施した。10:04 に D/G(A)を起動、14:30 頃、排気管伸縮継手からの排気漏れが確認された。D/G(A)を停止し、当該排気管伸縮継手の破損を確認した。  図 排気管伸縮継手の破損状況 なお、本件による外部への放射能の影響はない。人身災害も、プラント設備に与える影響もない。また、保安規定で定める運転上の制限も満足している。 調査の結果、破損した排気管伸縮継手の破断面にブローホール(*1)及び疲労破壊の痕跡が見つかった。 *1 ブローホールとは溶接欠陥の一種であり、溶接時に接合する物体の間にあつた水分、油、鋼材表面の錆などの汚れ、気体等が溶接部に入り込むことにより生じた溶接部内部の小さな空洞のこと。 破損原因: D/G の運転・停止により、ブローホール近傍に過度な力が繰り返し加わったことで、き裂が発生し、破損に至った疲労破壊。ブローホールを起点に発生したき裂が直線的に軸方向へ進展拡大した原因は調査中。 その他調査結果: 伸縮継手材料は JIS 規格品。継手に打痕等の不良は見られない。当該継手は定期取替品ではなく、外観点検実施の上、13 年使用したものの。 短期的是正処置: D/G(A)の全排気管伸縮継手をブローホールがない新品の排気管伸縮継手に交換した。同型式の排気管伸縮継手を採用している D/G(B)、D/G(C)についても、同様な処置を実施する。	2021-10-12	事務局	②	—	本件は、長期停止中の BWR プラントにおいて、EDG の 24 時間連続運転試験を実施中、試験開始から約 4 時間半後に、EDG 排気管から排気漏れが確認された事象の中間報告である。直接原因は、排気管伸縮継手の破損。破損原因は、EDG の起動停止の繰り返しによる継手溶接部の疲労破壊。当該溶接部に溶接欠陥(ブローホール)が確認されており、それがき裂の起点となつたと推定されている。なお、本件の原因調査は継続中であるため、最終報告が発行された際に、再スクリーニングする。 NUCIA を用いて検索された国内実用発電炉における EDG 排気管伸縮継手の破損・漏えい事例の発生日/ユニット名を以下に示す。 2021-05-11/浜岡 5 号(本件) 2020-10-20/浜岡 3 号 2018-06-05/浜岡 5 号 2018-03-29/島根 3 号(建設段階) 2018-03-06/島根 3 号(建設段階) 1994-05-18/大飯 4 号
補足情報							
							
図 左: 伸縮継手破損状況、右: 確認されたブローホール							

ENR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
ENR55094	環境への放射能放出によるアラート発令	2021-02-03 09:10、米国国立標準技術研究所(NIST)中性子研究センター(NCNR)の中性子源である試験炉(重水減速・冷却、20 MW)において、核分裂生成物(FP)の放出により排気筒放射線モニターの計数値が10万/分を超えたことから、NRC 緊急避難計画にもつぎアラートが宣言された。50%出力で運転されていた試験炉は、排気筒モニターが5万/分になったので1分前に自動スクラムし、環境放出を制限するため、施設換気システムが非常換気モードに自動で切り替わった。数人の作業員が外部汚染したので、衣服・靴を着替えることで除染した。15:32に、サイト境界での環境サンプリングから、本事象は異常事象通知(NUOE)に格下げされた。公衆の汚染はないとみられる。19:35に、大気サンプルに異常がないことから、NUOEは解除された。	2021-09-13	事務局	③	—	本件は、米国の中性子源である試験炉において環境へのFP放出によるアラートが発令された事象である。数人の作業員が外部汚染したが適切に除染された。大気サンプルに異常はなく、アラートは同日中に解除された。FP放出は、1体の燃料要素の被覆管が冷却不足により破損したため。冷却不足の原因は、燃料取替え作業ミスにより、当該燃料集合体が適切に固定されず冷却材パスが形成されなかったため。根本原因は、作業員訓練等が不十分だったため。 当該試験炉固有の燃料要素の固定作業に関わるミスにより発生した事象であり、作業員訓練も不十分で、当該事業者の力量管理にも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。
NRC キートピックス	NIST 中性子研究センターにおける事象	事後の炉心ビデオ検査により、適切に固定されていない燃料要素が下部炉心格子板から浮き上がり、ずれていることがわかった。その状態では、燃料要素が十分に冷却されないで、数分で燃料被覆管(アルミ製)が損傷する。なお、被ばく線量は、放射線従事者限度を下回っていることが確認され、当該燃料要素以外の原子炉構造に損傷はない。 NCNRのシミュレーションによると、出力が約8 MWを超えると、不十分な冷却条件下で燃料要素が膨れだす。約10 MWを超えると、ズレた燃料要素の温度が急上昇し、アルミ製燃料被覆管が破損し、燃料からFPが漏れ出る(*1)。 NCNRの根本原因調査によると、当該燃料要素が適切に固定されていなかったため、炉心冷却のための流れができるやいなや、燃料要素が浮いてズレてしまった。適切に固定されなかった原因は、原子炉作業者の不十分な訓練、不十分な燃料交換手順、手順順守不足ならびに燃料要素固定状況の不十分な確認方法である。 例: 燃料交換手順では、冷却材ポンプ起動後、原子炉起動前に、ラッチ回転状態の確認を要求するも、不順守。 寄与因子: 2015年以來、15人の認可保持者が定年等で辞めたため、未熟練者の割合が増加した。さらに、COVID-19の影響で、2020年3月から7月まで原子炉停止したため、実機を用いた燃料交換訓練の機会が失われた。結果として、4人は、燃料要素頂部の回転操作を実体験することなく、運転免許を授与されることとなった。 *1 NCNR Technical Working Group, Root Cause Investigation of February 2021 Fuel Failure, Rev. 2021-09-13, https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf	補足情報			出力 20 MW 減速・冷却 重水 燃料要素 プレート型 30体 U ₃ O ₈ 33 cm 長 17.8 cm 間隔 燃料交換間隔 約50日	
ANS ニュース 2021-10-07 付	運転員訓練にあるNIST原子炉アラートの根本原因		図 試験炉の炉心 https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf				
			図 左: 非固定の燃料要素が冷却材流で浮き上がった様子 右: 燃料要素が格子板円錐状座面からずれて着座した様子 https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf				
			図 ラッチスプリングとノッチにラッチが固定されている状態 https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf				



参考図 NIST 中性子研究センター全景
<https://www.nrc.gov/reactors/non-power/event-at-nist.html>

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
IN2021-01	原子力発電所の動力作動弁の設計基準性能に対するNRC検査から得られた教訓に対する最近の情報について注意喚起すること。事業者の施設における本情報の適用性を検討し、同様な課題を特定、取り組むべく適切な措置をとることが期待される。	<p>目的:原子力発電所(NPP)における動力作動弁(POV)の設計基準性能に対するNRC検査から得られた教訓に関する最近の情報について注意喚起すること。事業者の施設における本情報の適用性を検討し、同様な課題を特定、取り組むべく適切な措置をとることが期待される。</p> <p>背景:NPPでは数多くのPOV故障が発生し、その運転経験や調査の結果から、静的条件での試験では設計基準条件下でこれらの弁が性能を発揮することを必ずしも示せないことが分かり、GSI-158が発行された。その後、業界の取り組みなどにより、POVの設計基準性能を確認する定期的検証プログラムが実行され、RIS2000-03では、現行規制がPOVの設計基準性能の検証を実施するために適切な要求事項を与えており、新たな規制要件が不要なことに基づき、NRCはGSI-158をクローズしたことが述べられている。しかし、NRCは継続してPOVが設計基準条件下で、その安全機能を果たす能力があることを確認するための事業者の活動を継続監視していくこととなった。</p> <p>状況:NRC検査手順書IP71111の添付21N.02では、リスク上重要なPOVが、設計基準事象(DBA)条件下で、その信頼性や機能達成能力、設計基準性能を維持できるかどうかを評価する。</p> <p>考察:NRCスタッフは、POV検査中に以下に示す問題について事業者と詳細に議論した。事業者はこれら問題の目前の懸念に対する措置を講じている。場合によっては、是正処置プログラムとして長期的対応が必要なものもある。NRC検査報告書では、これらの指摘事項は緑か安全重要度が非常に低いと判定している。</p> <p>以下の表は、添付21N.02を用いたNRC検査で得られた主要な14の教訓ならびにPOVの設計基準性能に関する背景情報をまとめたものである。</p>	2021-05-20	事務局	④	—	<p>本件は、米国NPPにおける安全上重要なPOVの設計基準条件下での性能に対する米国規制検査で見つかった教訓を通知するものである。POVの設計基準性能検証について、規制者と産業界が取り組み、一般安全課題(GSI-158)はクローズされているが、未だに、検査指摘事項が少なくない。ただし、それら指摘事項の安全重要度は緑と評価されている。</p> <p>国内においては、ASME OMコードを基にJEAG4803-1999「軽水型原子力発電所の運転保守指針」が策定され、国内NPPでは、重要な安全関連弁の安全機能確認は、定期事業者検査において行われていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。ただし、規制検査等の機会を利用して、POV性能検証に関して米国と同様な懸念がないか事業者を確認していくことは意義があると考えられる。</p>
補足情報							
<p>動力作動弁(POV):モータ作動弁(MOV)、空気作動弁(AOV)、ソレノイド作動弁(SOV)、油圧作動弁(HOV)等の動力アクチュエータを有する弁</p>							
<p>参考図 左:MOVの例、右:SOVの例 https://www.sankyo-s-s.co.jp/technology/007.html</p>							
<p>検査手順書 IP71111: INSPECTION PROCEDURE 71111, REACTOR SAFETY—INITIATING EVENTS, MITIGATING SYSTEMS, BARRIER INTEGRITY「原子炉安全—起因事象、緩和システム、防護バリアの健全性」</p> <p>添付 21N.02: INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.02, DESIGN-BASIS CAPABILITY OF POWER-OPERATED VALVES UNDER 10CFR50.55a REQUIREMENTS「50.55a 要求に基づく動力作動弁の設計基準性能」</p> <p>10CFR50.55a: Codes and standards</p> <p>GSI-158: Performance of Safety-Related Power-Operated Valves Under Design Basis Conditions「設計基準条件下の安全関連 POV の性能」</p> <p>RIS2000-03: Resolution of Generic Safety Issue 158 「GSI-158 の解決」</p>							

教訓	補足情報	国内状況
<p>1. 一部の NPP における供用中試験 (IST) プログラムは、50.55a の参照図書である ASME OM コードを完全には準拠していない。例えば、全ての POV の安全機能を IST 対象としていない NPP があった。50.55a(b)(3)(ii) を満足するためには、事業者は、OM コードで認められたものを含む許認可ベースを元として、NRC が容認したモータ作動弁 (MOV) の定期的検証に関するジョイント・オーナー・グループ (JOG, BWROG と PWROG で構成される) プログラム (JOGP) のリスク情報を活用したアプローチを使う必要がある。しかし、POV のリスク優先度を更新していない NPP があった。</p>	<p>10CFR50.55a: §50.55a Codes and standards (b) Use and conditions on the use of standards (3) Conditions on ASME OM Code (ii) OM condition: Motor-Operated Valve (MOV) testing. (A) MOV diagnostic test interval (B) MOV testing impact on risk (C) MOV risk categorization (D) MOV stroke time</p>	<ul style="list-style-type: none"> ASME OM コードを基に JEAG4803-1999「軽水型原子力発電所の運転保守指針」が策定された。電気協会内のタスクで、JEAG4803-1999 の今後の取り扱いが議論されている。 国内 NPP では、重要な安全関連弁の安全機能確認は、定期事業者検査において行われている。対象弁により異なるが、作動試験、漏えい試験等を実施。 その他の弁は、自主的保守・検査を実施。
<p>2. 一部の事業者は、OM コード必須附則 III の「静的試験」と「動的試験」の組合せを適用していない。事業者は、JOGP のスコープ内の MOV には、静的及び動的試験の組合せに対する必須附則 III を満足するための JOGP の一部として行われる動的試験を当てにできる。しかし、一部の事業者は、据え付けた新しい弁に対して必須附則 III の動的試験を実施しなかったり、弁の性能仮定を試験なしで正当化していた。JOGP は、新しい弁の認証基準を再確立するためまたは JOG きい値と比較するため新しい弁の動的 (流れ時) 弁軸摩擦係数を定めるためのガイダンスを提供する。</p>	<p>ASME OM: Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants OM コード: DIVISION 1: OM CODE: SECTION IST セクション ISTC: INSERVICE TESTING OF VALVES IN LIGHT-WATER REACTOR NUCLEAR POWER PLANTS ISTC-3700: Position Verification Testing 必須附則 III: Preservice and Inservice Testing of Active Electric Motor Operated Valve Assemblies in Light-Water Reactor Power Plants 「動的電動モータ作動弁アセンブリの使用前と供用中試験」</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国内 NPP では、静的試験と動的試験を区別した考え方はなく、試験時の系統状況に依存している。 動的試験の要素となる流量、弁差圧は、最大流量、最大差圧を弁メーカー側に設計条件として要求。
<p>3. ある事業者は JOG 試験間隔を変更するための NRC 承認変更プロセスに従わず、NRC に通知もしなかった。例えば、JOGP では特定の JOG 試験間隔に対してグレースピリオドを含めていない。ある事業者は、NRC が GL96-05 をクローズする条件とした JOG 試験間隔と異なる MOV 試験間隔を適用していた。</p>	<p>GL96-05: Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves 「安全関連モータ作動弁の設計基準性能の定期的検証」: NRC は事業者、安全関連 MOV が設計基準機能を果たす長期的性能を保証するため、性能を確認するプログラムの確立または現行プログラムの有効性を保証するよう求めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国内 NPP での試験間隔は、定期検査間隔となる。なお、国内 NPP では、米国のような状態監視保全に基づく試験間隔の管理は行われていない。
<p>4. 一部の事業者は、POV がその安全機能を達成するための運転条件やアクチュエータの性能を適切に特定していなかった。例えば、弁の作動要件やアクチュエータ性能を計算する際に、必要となるパラメータ (例: 弁摩擦係数、最大差圧条件、モータトルク温度低減係数、弁軸摩擦係数、バタフライ弁軸受摩擦係数) を適切に取り扱っていない。必要なパラメータ (弁軸のピッチやリード、弁容量係数及び弁軸摩擦係数、不確かさ) に不適切な値を使用。引用した弁摩擦係数の妥当性を評価していない。JOGP の弁摩擦係数ガイダンスに反して、高流量条件下のグローブ弁動作に対して、増加スラスト及びトルク要件 (横力) を適切に扱っていない。弁アクチュエータの耐環境性 (EQ) 供用寿命に影響する高放射線箇所や周囲温度条件を考慮していない。POV 計算用の新しいソフトウェアを組み込んでいない。個々の POV 部品の、POV アクチュエータのスラストとトルク最大力に対する耐性 (弱連結性) を評価していない。ASME ボイラー圧力基準の構造限界は、弁やアクチュエータの動作に係る POV 内部部品には適用できない。GL79-46 は、地震荷重を含む設計基準状態で、格納容器パージ弁が閉止及び密封できることを実証するための推奨を示している。</p>	<p>GL79-46: Containment Purging and Venting During Normal Operation - Guidelines for Valve Operability 「通常運転中の格納容器のパージ及びベントー弁オペラビリティに関するガイドライン」: アクチュエータのトルクは、限定された時間内に開から完全シート位置まで弁が移動する間に受けるトルクや力 (流動、軸受け、シート、摩擦など) より十分に大きくなくてはならない (LOCA 後の格納容器圧力条件下)。パージ及びベント弁のオペラビリティを解析、ベンチ試験、実機試験及びそれらの組合せで実証する必要がある。その際に考慮すべき事項を提供している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国内 NPP では、各試験時に摩擦係数、耐環境性等のパラメータを用いた評価は行っていない。弁メーカーに、設計条件として、最大流量、最大差圧、最高使用圧力 / 温度、弁設置場所 (環境条件)、開閉時間要求の有無、放射線の有無、耐震クラス等を要求し、弁ハード詳細設計でパラメータが決定される。 尚、このような設計条件に配慮した試験が定期事業者検査の一部で行われている。

教訓	補足情報	国内状況
<p>5. 一部の事業者が、JOGP の MOV 弁摩擦係数は、設計基準条件下で様々な MOV を動作させるのに必要なスラストおよびトルクを計算するために広く適用できるデータベースであると誤解している。JOGP は、摩擦係数の具体値ではなく、弁の種類や用途に対して、摩擦係数が劣化する可能性を判別するもの。IN2012-14 において、弁の性能データを得るための様々なアプローチが提供されている。</p>	<p>IN2012-14: MOTOR-OPERATED VALVE INOPERABLE DUE TO STEM-DISC SEPARATION 「弁軸と弁体の分離によるモータ作動弁動作不能」:モータ作動弁の弁軸と弁体の結合部の不良に関する最近の運転経験を通知するもの。自プラントへの適用性を検討し、必要に応じ類似問題を避けるための措置を取ることが期待される。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 同上 ● (定期事業者検査での作動試験の詳細は不明であるが、弁摩擦係数を計測、管理するのではなく、直接的に弁グランドから異常な漏えいがなく、適切な作動時間で開閉することを確認しているものと考える。)
<p>6. トピカルレポート MPR-2524-A に反して、JOG クラス D (JOGP スコープ外) の MOV の設計基準性能を定期的の実証する手段を確立していない場合がある。MOV の JOG クラスを D から A (劣化とは無縁) に変更し、その根拠が不明な場合もある。動的条件 (差圧及び流量あり) 下での MOV 性能を予想するために、静的条件 (差圧及び流量なし) 下の MOV 診断試験データの評価のための EPRI ガイダンスを適用した場合もある。</p> <p>クラス A: MOV PVP 試験等に基づき劣化感受性がない弁。MOV 設定やマージンの定量化には、静的検証試験のみ必要。</p> <p>クラス B: MOV PVP 試験等に加えて解析や工学的判断による外挿に基づき劣化感受性がない弁。静的検証試験のみ必要。</p> <p>クラス C: MOV PVP で示された通り、スラストやトルクの変動感受性がある弁。設定、サーベイランス、評価において、必要なスラストやトルクの増分を考慮する必要がある。</p> <p>クラス D: MOV PVP でカバーされない弁。各プラントの責任で、定期検証のアプローチ方法を検討する。</p>	<p>MPR-2524-A: Joint Owners' Group Motor Operated Valve Periodic Verification Program Summary, Rev.1 「JOG の MOV 定期検証プログラムサマリー」: JOG の MOV 定期検証プログラム (MOV PVP) は、事業者が GL96-05 に取り組むことを助けるもの。MOV PVP のため、経年劣化していない 4 種の弁 (ゲート弁、バタフライ弁、バランス型とアンバランス型グローブ弁) を用いた試験が行われ、定期検証アプローチを決めた。クラス分類は各 MOV 試験方法を定めるために用いる。劣化に無縁の弁が特定され、静的試験間隔も決められた。スラストとトルクが増加しやすいゲート弁やバタフライ弁の用途も特定され、許容マージンを追加するか、差圧試験で弁性能が安定であることを検証することとなっている。こうしたアプローチが無効な場合は、摩擦係数のしきい値を与える。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 国内 NPP では、定期事業者検査で対象となる安全系の弁は、個々の構成品について、設計、製造時に耐環境性も含めた寿命評価がなされ、定期事業者検査要領に従った交換等が行われている。 ● 尚、定期事業者検査対象外の弁については、自主的保守・検査が行われている。
<p>7. 弁の動作要件を特定するために、EPRI PPM を使用して MOV 評価を行う際に、適用可能な条項すべてに対処していない場合があった。EPRI は弁が良好状態に維持されていると仮定して、その弁に対して PPM が有効としている。弁の内部状態が良好に維持されていることを確認することなく、PPM が適用されているという理由で、弁がクラス A または B と誤って仮定している場合があった。NRC は、NUREG-1482 により、詳細情報を提供している。</p>	<p>EPRI PPM: EPRI MOV Performance Prediction Methodology (PPM) 「EPRI の MOV 性能予測手法」: ゲート弁とバタフライ弁を解析するためのコンピュータープログラム</p> <p>NUREG-1482, Rev.3: Guidelines for Inservice Testing at Nuclear Power Plants, Inservice Testing of Pumps and Valves and Inservice Examination and Testing of Dynamic Restraints (Snubbers) at Nuclear Power Plants 「NPP における IST のための指針/ポンプと弁の IST 及び動的拘束装置 (緩衝器) の供用中検査 (ISE) と IST」</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 同上。 ● JEAG4803-1999 付録 2 に、「MOV の状態監視保全を行う場合の試験方法」が示されている。
<p>8. Limitorque 社製モータアクチュエータにおいて、その性能認定設計限界を超えるようなスラスト力の増分を、不適切に正当化している例があった。同社の技術更新 92-01 では、Kalsi 社図書 #1707C を評価して、ある条件 (IN92-83) では、アクチュエータの許容最大スラスト力を設計定格の 140% まで増加させることを許容した。この 140% は、#1707C で考察された最大スラスト力 162% より小さい。しかし、一部の事業者は #1707C を用いて、許容最大スラスト力を 162% に増加させていた。従前は、162% まで増加させるには、Limitorque 社から特別許可を得なければならなかった。それ以降は、Kalsi 社研究の参加事業者や #1707C 所有事業者が、先述の条件が満たされるどころでは、Limitorque 社の許可レターなしに、許容最大スラスト力 162% を適用させていた。</p>	<p>技術更新 92-01: Limitorque Technical Update 92-01, Thrust Rating Increase SMB-000, SMB-00, SMB-0 & SMB-1 Actuators #1707C: Kalsi Engineering Document #1707C IN92-83: Thrust Limits for Limitorque Actuators and Potential Overstressing of Motor-Operated Valves 「Limitorque 社アクチュエータのスラスト力上限と MOV の潜在的過大応力」: 次の 2 点を示すアラート通知である。① 運転中と試験中の MOV に掛かり得る過大応力、② Limitorque 社の MOV アクチュエータが耐えられるスラスト力増分限界を正当化するための 2 つの原子力産業機関によるプログラムに対する NRC レビュー。自プラントへの適用性を検討し、必要に応じ類似問題を避けるための措置を取ることが期待される。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 4 項と同じ。 ● 尚、JEAG4803-1999 では電動弁の弁棒スラスト力に係る診断が推奨されている。


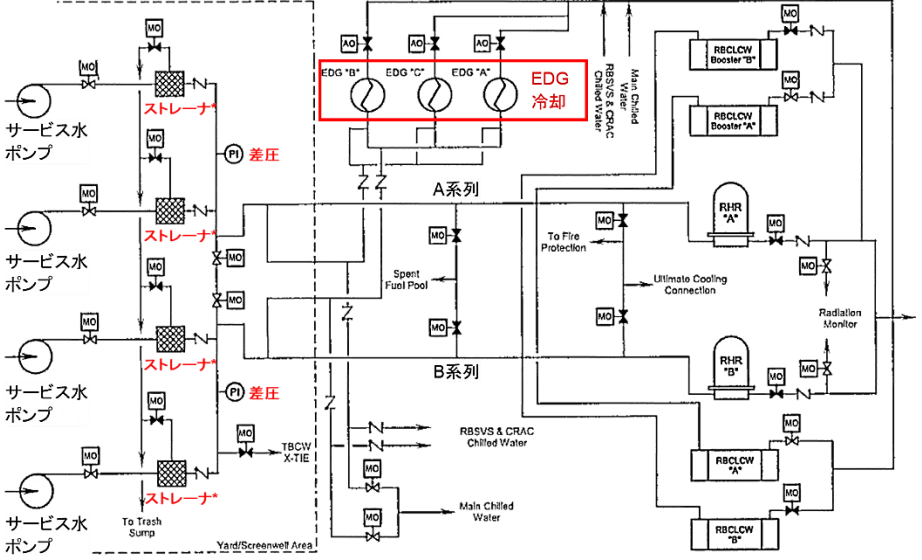
教訓	補足情報	国内状況
<p>9. POV 試験が適切に実施されず、POV がその安全機能を果たすことが十分に実証されていない場合があった。例えば、POV 試験許容基準が、POV 設計計算書から試験要領書に正しく反映されていなかった。POV 試験及び結果評価において、診断機器が適切に設置され動作することを検証していなかった。弁の全行程にわたる動作要件が評価されていなかった。必要なパラメータ（弁摩擦係数、弁軸係数、負荷率等）が算出され、それらが許容範囲内であることを確認するための POV 試験データ評価が完遂していなかった。JOGP を実施する際に、試験からの弁摩擦係数を JOG しきい値と比較していなかった。POV 試験の際に、過大スラスト事象に取り組まなかった。POV 動作要件を策定するために単一試験に依存せざるを得ない場合に、弁性能の潜在的な変動に取り組まなかった。10CFR50 附則 J で要求される格納容器漏えい試験に関連して、POV 静的試験に依存する事業者は、MOV 設計基準性能の定期検証のため 50.55a(b)(3)(ii) 要求を満足していることを実証するためにそのような試験を行う際に、先述の静的試験を正当化する責任がある。MOV の安全機能に影響を及ぼす熱過負荷装置の性能が定期的に評価されていない場合があった。POV の性能低下の兆しを特定するためのプラント手順に従った監視報告が作成されていないことが判明した。</p>	<p>10CFR50 附則 J: Appendix J to Part 50—Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors</p>	<ul style="list-style-type: none"> ●4 項と同じ。 ●尚、JEAG4803-1999 の「C: 弁の供用期間中試験」に同様の試験が推奨されている。
<p>10. 閉による安全機能を有する MOV が、トルクスイッチではなく、リミットスイッチによって制御されるモータ制御トリップ回路を設定している場合があった。例えば、一部の事業者は、MOV 設計基準性能の定期検証のための 10CFR50.55a(b)(3)(ii) 要求満足確認試験を兼ねて、10CFR50 附則 J 格納容器漏えい試験として、リミットスイッチ制御の MOV の静的試験を実施していた。MOV は、動的条件下で閉し密閉することが要求されるが、一部の事業者は、定期静的試験中に、リミットスイッチを使用している MOV を設定していた。動的条件下で MOV が閉する際に、静的条件下の MOV リミットスイッチの制御設定で、要求される漏えい防止性能が達成できることを実証する有効な試験や解析が行われていなかった。</p>		<ul style="list-style-type: none"> ●4 項と同じ ●漏洩試験の対象となる安全系の弁は、定期事業者検査の「漏洩試験」により健全性を確認している。 ●尚、JEAG4803-1999 では、トルクの測定診断が推奨されている。
<p>11. NPP に設置された POV の性能認定寿命の延長に対して適切に正当開していない場合があった。Limitorque 社は、安全関連 MOV のアクチュエータの寿命を 40 年または 2000 サイクルの早い方と認定していた。事業者は適切に正当化できる場合は、Limitorque 社製 MOV の認定寿命を延ばすことが許されている。MOV 設置箇所の放射線レベル及び環境温度条件の考慮も含んだ認定寿命延長の正当化には、耐環境 (EQ) 要件を超えないことと、POV もしくはその個々の部品が適切な頻度で交換されることを保証しなければならない。EPRI は、Limitorque 社製アクチュエータの認定寿命を延ばすためのガイドンス (認定寿命を超えて機能するとみなされる弁アセンブリ向けの対策含む) を作成した。事業者はこのガイドンスに従うか、もしくは正当化された独自の方策に従うことも可能である。</p>	<p>EPRI ガイドンス: Limitorque Actuator Fatigue Life Extension, Rev.1 : Limitorque 社製アクチュエータの弁工程荷重プロファイル歴に基づき、そのスラスト・トルク疲労寿命評価に使える方法を開発し、正当化した。その他の耐環境条件を合わせてこの方法を使えば、ある特定の条件と制約下で、同社製のアクチュエータの疲労寿命を 2000 から 4000 サイクルまで延ばすことも可能である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ●6 項と同じ ●尚、JEAG4803-1999 の「(付録-2) 電動弁の状態監視保全を行う場合の試験方法 5. 合格基準と是正措置」に合格基準に関する記載がある。

教訓	補足情報	国内状況
<p>12. 一部の事業者が、Anchor/Darling 社製ダブルディスクゲート弁 (DDGV) における弁軸と弁体の分離の可能性を評価する際に、BWROG ガイダンス (モータ減速条件下でのウェッジピンの弱連結性評価等) を適切に使用していなかった。このガイダンスは、IN2017-03 に対処するために発行された。</p>	<p>IN2017-03: Anchor/Darling Double Disc Gate Valve Wedge Pin and Stem-Disc Separation Failures 「Anchor/Darling 社 DDGV のウェッジピンと弁棒 - 弁体分離損傷」: ねじによる「弁棒と上部ウェッジ接続部」を備えた全ての同社製安全関連 DDGV 及び弁棒にトルクを発生させるアクチュエータについて、ウェッジピン破損の可能性を評価することを推奨している。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国内 NPP では、Anchor/Darling 社 DDGV は使用されていない。
<p>13. ASME OM コードの ISTC-3700 を補う 10CFR50.55a(b)(3)(xi) 要求を満足していない場合があった。ISTC-3700 では、遠隔位置指示機能を有する弁においては、弁動作が正確に示されていることを検証するために、少なくとも 2 年に 1 回、現場観察することが要求されている。50.55a(b)(3)(xi) は、ISTC-3700 を実施する際、弁閉止体 (obturator、弁軸と弁体で構成) の実位置を確信するため、弁位置表示灯だけでなく流量計等適切な計装も利用して、弁動作が正確に指示されていることを検証することを求めている。連邦官報 82FR32934 においても、弁閉止体の位置が正確に指示されることを検証することを要求しつつ、ISTC-3700 の実施の重要性を強調している (新たな試験は要求していない)。</p>	<p>セクション ISTC: INSERVICE TESTING OF VALVES IN LIGHT-WATER REACTOR NUCLEAR POWER PLANTS ISTC-3700: Position Verification Testing「弁位置検証試験」 10CFR50.55a: §50.55a Codes and standards (b) Use and conditions on the use of standards (3) Conditions on ASME OM Code (xi) OM condition: Valve Position Indication 連邦官報 82FR32934: Incorporation by Reference of ASME Codes and Code Cases, 2017-08-17 「ASME 規格基準ケースの参考図書による編入」: NRC は規制を変更して、NPP と QA 標準のための最近の ASME コードを参考図書として編入した。さらに、6 つの ASME コードケースも参考図書として編入する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 国内 NPP では、重要な安全関連弁に対する弁位置表示ランプの健全性は、定期事業者検査において確認されている。
<p>14. POV の予防保全及びウォークダウンに関して言えば、MOV の弁軸で脆化・劣化した潤滑油グリースが発見されたケースで、潤滑実施間隔が正当化されていない場合があった。脆化・劣化グリースは、MOV 作動に影響を及ぼしたと考えられる。NRC 検査で、正常ではない位置に据え付けられた MOV が見つかっていて、それは、次のような保守上の問題を引き起こし得る。グリースがリミットスイッチ収納部に流れ込み、アクチュエータの配線に干渉する。水平面に弁体があるゲート弁の異常動作が経時摩耗を増加させる。</p>		<ul style="list-style-type: none"> 3 項と同じ 尚、JEAG4803-1999 では、保守試験の頻度は性能試験の評価や傾向を基準に調整することは許容されている。

POV の設計基準性能に関する背景情報	補足情報
<p>10CFR50 附則 A において、安全上重要な構造物、系統及び機器 (SSC) が、その安全機能の重要度にあった品質基準で設計、製造、建設、試験されることを要求。附則 B では、安全関連 SSC が設計基準機能を果たす能力において、十分な信頼性を持つための品質保証プログラムに対する基準を特定。10CFR50.55a では、安全のために必要な機能を有する弁の適時作動を検証するために供用中試験 (IST) を要求。これらの規制対象となる安全機能を有する弁に POV が含まれる。</p> <p>10CFR50.55a は、ポンプ、弁や動的拘束装置に対する使用前試験及び IST 遂行のために、ASME OM コード (2017 年版) を参考図書として取り込んでいる。10CFR50.55a(b)(3)(ii) は、OM コードの MOV 試験要求を補足するもので、MOV が継続してその設計基準安全機能を果たせることを確実にするためのプログラムを策定することを事業者に求めている。</p> <p>GL89-10 は、MOV 設計基準のレビュー、MOV スイッチ設定の初期及び定期的な確認、実施可能な設計基準条件下での MOV 試験、MOV 故障と必要な正処置の評価改善及び MOV 問題の傾向分析を通じて、安全関連系統の MOV の性能を確認することを事業者に要求した。</p> <p>GL89-10 に対応して、EPRI は NPP で使用されるゲート弁、グローブ弁及びバタフライ弁の動的スラスト/トルク作動要求を特定するための MOV 性能予測手法 (PPM) を開発し、トピカルレポート (TR-103237-R2) にまとめた。1996 年に NRC は、ある条件と限度のもとに、EPRI の PPM を許容し、IN96-48 を発行した。IN96-48S1 には、PPM から得た教訓が別のタイプのアクチュエータを有する弁にも適用可能であることを示した。</p> <p>GL96-05 は、各事業者が、許認可ベースの範囲内で安全関連 MOV が継続して安全機能を果たせることを定期的にも実証するためのプログラムを確立することを要求した。これを受けて事業者は、MOV の定期的検証に関する JOG プログラム (JOGP) を作成した。2006 年に NRC は、MOV 定期的検証に関するトピカルレポートを、2008 年にその補足を受容。JOG レポート MPR-2524-A は、そのトピカルレポートの更新版である。事業者は、JOGP の実施をコミット、その後、異なるアプローチをとる場合は、NRC によりそのアプローチは評価されることとなった。</p> <p>JOGP は、弁の摩擦係数の経時的増加の有無を判定するもの。試験で実証された摩擦係数があるしきい値を下回る弁は、その摩擦係数が時間経過とともにしきい値を上回らない確信があるので、そのしきい値を制御スイッチに設定できる。5 年にわたる各弁の 3 つの動的試験のために、各事業者は、JOGP の一環として各自の診断評価手法を用いて得たデータを収集し、弁摩擦係数値の傾向を特定した。よって、個々の弁に対して事業者が求めた摩擦係数値は、事業者によりアプローチが異なるため、互いに比較することはできない。また、JOGP で収集された試験データ量は、大員数の弁に対する性能変動に対処するデータベースを作るには不十分であった。JOGP にはアクチュエータ実出力評価は含まれていないので、プラントごとに取り組む必要がある。</p> <p>JOGP は、弁性能の経年劣化評価において 4 クラスを設定した。MPR-2524-A によると、クラス A は試験等に基づき劣化感受性がない弁。クラス B は試験等に加えて解析や工学的判断による外挿に基づき劣化感受性がない弁。クラス C は JOGP 試験で示された通り、スラストやトルクの変動感受性がある弁。クラス D は JOGP のスコープ外の弁。RIS2011-13 で、JOGP スコープ外の安全関連 MOV の設計基準性能の定期的検証のためのガイダンスを示した。</p> <p>JOGP では、EPRI MOV PPM を MOV の定期的検証手法に取り入れている。ゲート弁コンピュータモデルを導入する際は、弁と流体条件の適用性の検証、系統フローモデル用の正しい配管構成の確立及び点検もしくは弁ベンダによる詳細なゲート弁内部情報の入手が必須である。また、MOV PPM は、正しく製造、保守された弁にしか適用できない。EPRI の MOV 適用指針によると、PPM 予測の長期的な信頼性は、弁の適切な予防保全の実施に依存する。</p>	<p>10CFR50 附則 A: General Design Criteria for Nuclear Power Plants</p> <p>10CFR50 附則 B: Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants</p> <p>GL89-10: Safety-Related (1) Motor-Operated Valve Testing and Surveillance Results of the Public Workshops「安全関連 MOV の試験とサーベランス」</p> <p>EPRI MOV PPM: EPRI MOV Performance Prediction Methodology「EPRI の MOV 性能予測手法」:ゲート弁とバタフライ弁を解析するためのコンピュータプログラム</p> <p>TR-103237-R2: EPRI MOV Performance Prediction Program Topical Report, Rev.2</p> <p>IN96-48: Motor-Operated Valve Performance Issues: EPRI PPM から得られた教訓、MOV のキー故障に伴う性能問題及び MOV アクチュエータのトルク出力が Limitorque 社予測値より低いおそれがある件について通知するもの。この情報の自施設への適用性を検討し、同様問題の発生回避措置を考慮することを期待する。</p> <p>IN96-48S1: MOV 開閉に用いられるモータアクチュエータからのトルク出力を予測するための Limitorque 社のガイダンスに関する通知。IN96-48 に示されたモータアクチュエータアウトプット情報を更新するものである。</p> <p>GL96-05: Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves「安全関連モータ作動弁の設計基準性能の定期的検証」:NRC は事業者に、安全関連 MOV が設計基準機能を果たす長期的性能を保証するため、性能を確認するプログラムの確立または現行プログラムの有効性を保証するよう求めている。</p> <p>MPR-2524-A: Joint Owners' Group Motor Operated Valve Periodic Verification Program Summary, Rev.1「JOG の MOV 定期検証プログラムサマリー」: JOG の MOV 定期検証プログラム (MOV PVP) は、事業者が GL96-05 に取り組むことを助けるもの。MOV PVP のため、経年劣化していない 4 種の弁 (ゲート弁、バタフライ弁、バランス型とアンバランス型グローブ弁) を用いた試験が行われ、定期検証アプローチを決めた。クラス分類は各 MOV 試験方法を定めるために用いる。劣化に無縁の弁が特定され、静的試験間隔も決められた。スラストとトルクが増加しやすいゲート弁やバタフライ弁の用途も特定され、許容マージンを追加するか、差圧試験で弁性能が安定であることを検証することとなっている。こうしたアプローチが無効な場合は、摩擦係数のしきい値を与える。</p> <p>RIS2011-13: Follow up to GL96-05 for evaluation of class D valves under JOG MOV periodic verification program「JOG の MOV 定期検証プログラム下のクラス D 弁評価のための GL96-05 のフォローアップ」</p> <p>MOV 適用指針 (最新版): Application Guide for Motor-Operated Valves - Revision 3, Volume 1: Rising Stem Valves Volume 2: Quarter-Turn Valves</p>

POV の設計基準性能に関する背景情報	補足情報
<p>2004 年に PPM V.3 が発行され、対象となる弁の内側弁寸法の検証指針を示された。この PPM が有効となるのは、弁が良好な状態に維持されている場合である。弁内部状態を許容と判断するために考慮すべき因子:①システムの運転・状態による内部部品劣化に対する弁の感受性の考慮、②弁動作パラメータ(スラスト、トルク、動作負荷、モータ電流、モータ出力)の監視及びトレンド監視するための診断動的試験の実績、③定期的な弁内部点検活動、④弁点検活動中の内部寸法の検証(PPM 計算では、ベンダ図面を用いて寸法を得ている)。</p>	<p>PPM V.3: EPRI MOV Performance Prediction Program Performance Prediction Methodology (PPM) Version 3.0 User Manual and Implementation Guide-NP</p>
<p>JOG クラス分類することなく PPM 計算を適用した弁に対しては、弁が良好状態に維持されていることを正当化するために定期的弁内部点検が必要。経年劣化感受性のある弁(C クラス)においては、安全機能を果たせることと、クラス A または B として分類できることを正当化する目的の PPM 評価が許容される。しかし、PPM は弁がさらなる供用劣化に感受性がないことを正当化することはできない。原水に適用する弁(サービス水系等)や JOGP が適用されない弁は、内部部品の経年劣化感受性がある(弁のサンプルに定期的内部点検が必要)。PPM はまた、高温適用する弁や好ましくない内部寸法を有する弁の潜在的な性能劣化に関するガイダンスも提供する。例えば、PPM は、高温適用した MOV のステンレス鋼内部部品に、ステンレス鋼による摩耗可能性を指摘する。</p>	
<p>EPRI は、静的試験(差圧または流量のない診断試験)によって得られる MOV 性能に関する洞察ガイダンスを開発した。NRC の見解:静的診断試験は、差圧や流動(動的条件)に関する弁差動条件に関する情報を与えない。</p>	
<p>RIS2000-03 には、POV 設計機能特性のリストや長期間の定期的検証プログラム、AOV 定期的検証試験に関する JOGP のことが示されている。また、現行規制が POV の設計基準性能の検証を実施するために適切な要求事項を与えており、新たな規制要件が不要なことに基づき、NRC は GSI-158 をクローズしたことが述べられている。NRC は継続して、産業界グループとともに POV 問題に取り組む。さらに、NRC は POV が設計基準条件下で、その安全機能を果たす能力があることを確認するための事業者の活動を継続監視していく。</p>	<p>RIS2000-03: Resolution of Generic Safety Issue 158「GSI-158 の解決」 GSI-158: Performance of Safety-Related Power-Operated Valves Under Design Basis Conditions「設計基準条件下の安全関連 POV の性能」:この GSI は、MOV、SOV、AOV と HOV の運転経験や調査の結果から、静的条件での試験は、設計基準条件下でこれらの弁が性能を発揮することを必ずしも示しているわけではないことを示すものである。不適切な設計、据付け、保守の結果から、数多くの POV の故障が発生している。それらの弁の潜在的な共通モード故障に関する事象が、NUREG レポート等で報告されている。</p>
<p>2009 年版以降、ASME OM コードのセクション ISTC では、四半期ごとの MOV ストローク時間試験要件を、定期的実施するパフォーマンススペースの診断試験で置き換えた(必須附則 III)。目的は、MOV がその設計基準安全機能を発揮できることを定期的に検証するため。必須附則 III には、MOV 試験プログラムには、各 MOV の 1 回限りの設計基準検証と、静的試験と動的試験の組み合わせが含まれることが記載されている。2017 年版の ASME OM コードには、必須附則 IV が追加され、IST プログラムのスコープ内で、全ての AOV に対しては、四半期毎ストローク時間試験と使用前性能評価試験を実施することと、安全重要度の高い AOV に対しては、性能のマージンに応じて 10 年以下の間隔で定期的性能評価試験を実施することを要求している。</p>	<p>セクション ISTC: INSERVICE TESTING OF VALVES IN LIGHT-WATER REACTOR NUCLEAR POWER PLANTS 必須附則 III: Preservice and Inservice Testing of Active Electric Motor Operated Valve Assemblies in Light-Water Reactor Power Plants「軽水炉プラントにおける動的電動モータ作動弁アセンブリの使用前試験と IST」 必須附則 IV: Preservice and Inservice Testing of Active Pneumatically Operated Valve Assemblies in Nuclear Reactor Power Plants「NPP における動的空気作動弁アセンブリの使用前試験と IST」</p>
<p>添付 21N.02 を用いた NRC 検査の目的は、選ばれた NPP において、事業者の活動が POV の設計基準性能を合理的に保証していることを検証すること。しかし、最近の検査において、POV の実力に関して以下のものを含む問題が特定された。①JOG 及び EPRI によって作成された弁データ情報の使用方法、②POV の作動要件、アクチュエータの実力、適切な性能パラメータの特定、③ POV 試験の実施状況、④POV 試験結果の評価、⑤Anchor/Darling 社製ダブルディスクゲート弁における弁軸-弁体分離の可能性評価、⑥弁位置指示試験に対する OM コード要件を補足する NRC 規制条件の導入、⑦POV 予防保全の実施状況。</p>	<p>検査手順書 IP71111: INSPECTION PROCEDURE 71111, REACTOR SAFETY— INITIATING EVENTS, MITIGATING SYSTEMS, BARRIER INTEGRITY「原子炉安全—起因事象、緩和システム、防護バリアの健全性」 添付 21N.02: INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.02, DESIGN-BASIS CAPABILITY OF POWER-OPERATED VALVES UNDER 10 CFR 50.55a REQUIREMENTS 「50.55a 要求に基づく動力作動弁の設計基準性能」</p>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	まとめと処理結果
IN2021-03	デュアン・アーノルド発電所の暴風雨事象に関する運転経験	<p>目的:デュアン・アーノルド発電所(DAEC)における暴風雨事象に引き続き運転経験を通知すること。事業者の施設における本情報の適用性を検討し、必要なら同様な課題を避けるための措置をとることが期待される。</p> <p>事象シーケンス分析:NRC スタッフの ASP 分析(Accident Sequence Precursor Analysis)により、この気象に伴う外電喪失による炉心損傷リスクは、高圧冷却材注入(HPCI)系と原子炉隔離時冷却(RCIC)系の両系と共に、両 EDG が故障する潜在的リスクにゆだねられていたと判明。この事象に対する平均条件付き炉心損傷頻度(CCDF)は、8E-4 と高かったが、リスクは緩和され、プラント全体の安全余裕は維持された。当該プラントでは、安全系の EDG が 2 台しかないため、SBO シナリオに関わるリスクがとりわけ高くなる。さらに、単基プラントであるため、他号基の安全母線から母線連絡を受けることもできなかった。この ASP 分析では、FLEX 緩和戦略(Order EA-12-049、10CFR50.155)を担保にとっており、その緩和設備がなければ、この事象に対する CDF は、約 10 倍高くなったであろう。</p> <p>LIC-504 評価:NRC スタッフは、LIC-504 R5「緊急課題に対するリスク情報を活用した統合意思決定プロセス」に従って、この暴風雨事象の評価を行い、他の原子力発電事業者に対する潜在的な安全影響を評価した。</p> <p>NRC スタッフは、類似の複合事象(外部電源と取水設備への異物侵入による ESW 系機能の同時喪失)によって、リスク増加が推定される異なる設計特性を持つ 8 つの代表 NPP(DAEC 含む)を分析した。その結果、安全性への関わりは、サイト、プラント設計及びプラント運転特性によって、大きく異なると結論付けた。これら 8 つの代表 NPP に対するリスク分析の結果、本件に関わる潜在的リスク増分は、NRC による即時規制処置(原子炉停止命令、公衆衛生・安全確保のための代償措置要請など)の検討を要するレベル以下であることを確認した。</p> <p>リスク洞察:NRC スタッフは、以下のページに示すようにサイト/設計特性及び運転特性のリスクへの影響を洞察した。</p>	2021-08-20	事務局	④	—	<p>NRC の洞察結果:8 つの代表 NPP に対して実施されたリスク洞察結果により、次の 3 つの緩和特性が特にリスクを減少させることが判明した:①閉塞した ESW ストレーナをバイパスできる運転員能力。②EDG を冷却するために、消火水のような代替冷却源を使用可能とするプラント能力。③ESW と独立した別ディーゼル発電機(FLEX ディーゼル設備とも別)の保有。</p> <p>デレチオ事象注目点:ストレーナでの異物堆積は、事象発生から数時間は ESW 機能に影響しない。長期外電喪失には EDG/ESW の機能継続が要求される。複数の安全機能を有する ESW 及び EDG は、相互依存しているため、その喪失を軽減するための多様化が、両システムの同時喪失リスク低減に寄与する。</p> <p>結論:NRC スタッフは、当該プラントは、デレチオの強風と飛来物の影響に対して耐性があったと結論付けた。また、同様な過酷気象条件の影響を受ける可能性のあるプラントに利点をもたらすリスク洞察を得ることができた。</p> <p>処理結果:国内においては、当該 ESW ストレーナに相当する補機冷却海水系のストレーナは対構成(1 台運転、1 台待機)となっており、1 台の差圧が設定値を超えると待機ストレーナに切り替え、詰まったストレーナを洗浄後待機させる運用としている。長期外電喪失に備えて、非常用電源も空冷 DG の採用など多様化を図っている。以上のように国内では既に対応していることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。ただし、本件のリスク洞察で示された規制検査におけるリスク評価と意思決定手順は、国内規制検査の参考となるので、規制検査官会議等の場を利用して紹介する。</p>
IRS8988 (LER331/2020-001)	暴風による外部電源喪失に伴う原子炉スクラム	<p>補足情報</p> <p>事象経緯:2020-08-10、デュアン・アーノルド 1 号機(BWR、601 MWe、事象後恒久停止)は、デレチオと呼ばれる暴風雨に見舞われた。12:02、警戒レベルが監視から警報に上昇、上級管理者は進行中の燃料取扱い作業を中断するよう指示。12:35 の送電系擾乱により、2 台の EDG が自動起動・待機とした後、82%出力の 1 号機は外電喪失に陥った。主タービンがトリップし、自動原子炉スクラム。EDG 遮断器が急閉、2 つの安全母線へ給電。この電源により主蒸気隔離弁は開維持され、原子炉は通常ヒートシンクにより冷却継続。RCIC 及び HPCI は自動起動、原子炉水位を回復・維持。12:58、15 分超の外電喪失のため、異常事象通告を宣言。</p> <p>暴風雨の約 10 時間後(外電復旧前)、EDG に冷却水を供給する非常用サービス水系(ESW)の両系列のストレーナ差圧が上昇開始。強風により ESW 取水口に異物がたまり、ストレーナ B が閉塞。EDG-B への冷却水量が技術仕様書(TS)の数値未満となり、EDG-B 運転不能と宣言するも、手順書に従ってストレーナ B をバイパス、EDG-B は運転継続。ストレーナ A の差圧はバイパス不要な程度。</p> <p>翌日 12:00 に外電ラインの 1 つが復旧、起動変圧器が復電し、安全母線に給電。16:00 に異常事象通告は解除。08-12 に、原子炉建屋 5 階の壁に暴風雨による小亀裂を発見。二次格納機能試験で真空度が 0.24 in(TS 要求: 0.25)。発見時はモード 4(二次格納機能要求はない)だが、モード 3 時に損傷があった可能性があるため、その期間は二次格納機能不能と判断。ただし、0.24 in 真空度でも、二次格納の安全機能は維持可能。</p> <p>また、強風は原子炉建屋、タービン建屋及び FLEX 建屋にも軽微な損傷をもたらしたが、FLEX 機器自体は影響を受けず、可用だった。しかし、非安全系の冷却塔は深刻な損傷を受け倒壊。デレチオは、強風に耐えられるように設計されていないシステム、構築物、機器(SSC)を広範囲に損傷させるポテンシャルがある。08-17 に外電の全 6 ラインが復旧した。</p>					

サイト／設計特性のリスクへの影響		運転特性のリスクへの影響	
特性	影響	特性	影響
外部電源喪失と、異物による ESW 及び消火水システムの機能不全を同時に引き起こす複合事象の頻度	デレチヨのような事象の発生可能性が、比較的低い地域に位置するサイトは、リスクが低減される。	増加したストレーナの ΔP を速やかに認識する能力	過酷気象警報を受けた際に、ESW ストレーナ及び取水設備スクリーン の ΔP を監視するように運転員に指示する早期検知とその手順は、リスクを低減させる可能性がある。
デレチヨ襲来中の異物蓄積に対する ESW 水源の感受性(影響の受けやすさ)	異物蓄積しにくい最終ヒートシンクを備えるサイトは、リスクが低減される。	FLEX 戦略の活用	適切な手順、試験、訓練が伴えば、FLEX 戦略はこの事象に起因する潜在的なリスク増分を低減させる。
多重化 ESW 系列の各取水口の相対的な位置ならびに多様化 EDG 冷却水として防消火水を使うプラントの消火ポンプの取水位置	空間的に著しく離れている取水源を備えるプラントは、リスクが低減される。多重・多様化取水機能の同時閉塞が低減されるため。	過酷気象警報に関する手順及び異常時運転手順	以下のための過酷気象に対する準備手順及び異常時運転手順は、リスクを低減させる。 ①取水構造、移動スクリーンとストレーナの閉塞可能性を認識し、最小限に抑えるための措置を講じる。 ②進行中のサイト作業に対して、直接的なリスク管理措置(例:燃料移送作業の停止)を講じる。
FLEX 緩和戦略の一環として調達・据付けられたディーゼルに加えて、ESW と独立した別ディーゼルの可用性	安全系負荷への給電能力を有する代替 AC 電源(ESW 用とは独立している場合が多い)を備えたプラントは、リスクが低減される。		
EDG に冷却水を供給するための代替戦略の可用性(防消火系または他の水源を含む)	EDG に冷却水を供給するための代替戦略を有するプラントは、リスクが低減される。		
ストレーナの差圧(ΔP)増加を速やかに認識する能力	ESW ストレーナ及び取水構造スクリーンの増加する ΔP を運転員に知らせる警報や表示を備えるプラントは、リスクが低減される。		
ESW ストレーナをバイパスする能力とバイパスモードでうまく運転できる EDG の能力	ESW ストレーナをバイパスする能力を有するプラントは、リスクを低減される。その一時的な構成でうまく EDG がうまく運転できる可能性があるため。しかし、ESW ストレーナのバイパスは、下流側設備に対するリスクの増大をもたらす可能性がある。		
取水構造の移動スクリーンの AC 電源	非常用 AC 電源で駆動される移動スクリーンを備えるプラントは、リスクが低減される。		
	<p>参考図 DAEC 全景(事象前)</p> <p>https://www.powermag.com/wp-content/uploads/2020/08/duane-arnold-energy-center-nuclear-power-plant.jpg</p>	 <p>参考図 原子炉補機冷却系(RSW)の例(本事例とは ESW とは構成が異なる)本事例では、ストレーナ*にバイパス機構があると推察される。 https://www.nrc.gov/docs/ML0228/ML022840059.pdf</p>	

デュアン・アーノルド発電所から収集した洞察に対応した即時規制対応の必要性の決定(2020-11-25 付け NRC NRR・DRA スタッフメモ)[1]

目的:デュアン・アーノルド NPP(DAEC)で発生した過酷気象事象の一般的な側面に基づく NRC スタッフの初期評価と勧告を文書化すること。

背景:原子炉規制局(NRR)は、LIC-504[2]のリスク情報を活用した意思決定プロセス[3]を用いて、緊急課題に対する規制対応要否を判断する。前兆事象評価(ASP)プログラムを用いた原子力規制研究局(RES)による初期評価でも、本事象のリスクは潜在的に重大とされた。LIC-504 分析を行い、追加規制措置及び脆弱性評価の必要性を検討する。

最初のステップは当該発電所の即時規制対応要否を決めることだが、DAECはこのまま恒久停止するので、その必要性はない。そこで、他の NPP への原子炉停止命令、公衆衛生・安全確保のための代償措置要請のような即時規制対応の必要性評価に集中する。項目(A.リスク影響、B.深層防護、C.安全裕度)ごとに、以下に評価結果を示す。

A.リスク影響:条件付き炉心損傷頻度(CCDF、CDF 増分)または条件付き早期大量放出頻度(CLERF、LERF 増分)[4]が、LIC-504 基準(下記)を超えるかどうか。

$$CCDF > 1E-3/y, CLERF \geq 1E-4/y$$

リスク評価をするため、天候起因の外電喪失に対してリスクが平均より高くなり得るか天候起因の ESW 閉塞が起こり得る NPP を DAEC 以外に 7 基抽出した。特に、SBO 対策の代替 AC 電源を持たない単基サイトを選んだ。リスク評価を保守的に行うために用いた仮定は次の通り:①FLEX 戦略を当てにしない、②外電は少なくとも 24 時間は復旧しない、③DAEC で ESW ストレーナが閉塞した際に直面した課題を考慮して、両ストレーナの共通要因故障確率を 0.1 と置く(外電喪失と両 ESW 喪失の組合せ事象の経験はないため、その頻度を 5000 炉年に 1/2 回と仮定し、SBO 頻度は 5E-3/y であることから、両 ESW 喪失確率は 0.02。それを丸めて 0.1)。

番号	特徴	CCDF	CLERF
1	Westinghouse PWR	4.9E-4/y	N/A
2	CE PWR	4.8E-5/y	N/A
3	BWR/4, Mark-I	2.0E-6/y	2.0E-6/y
4	Westinghouse PWR	2.3E-5/y	N/A
5	Westinghouse PWR	4.5E-4/y	N/A
6	BWR/6, Mark-III	2.2E-4/y	4.5E-5/y
7	BWR/4, Mark-I	5.4E-6/y	5.4E-6/y

どのケースでも、CCDF は 10⁻³/y より小さく、CLERF は 10⁻⁴/y より小さい(PWR では外電喪失は LERF にほとんど寄与しないので CLERF 評価は N/A と表記される)。なお、DAEC ではデレチヨにより 2 次格納容器も損傷した(約 2 cm の亀裂)が、この影響は CCDF と CLERF の評価モデルに組み込まれていない。しかし、DAEC の 2 次格納は実際には機能したことと、BWR、Mark-I に対する CLERF 評価では、LERF ファクタ(CLERF/CCDF)を 1、Mark-III に対しては 0.5 と保守的に想定していることから、問題ないと判断された。

[なお、DAEC の CCDF は 8E-4 と算出されている。[5]]

B.深層防護:DAEC 事象は、他 NPP への即時規制対応を要する深層防護の劣化を示しているか。多重のバリア(燃料、格納容器、緊急時対応)が大きく影響を受けたか。機能の多重性または多様性が大きく損なわれたか、単一故障に対する脆弱性が大きく増加したか。

DAEC 事象は、外電喪失中に UHS が喪失し、格納容器のような安全機能が劣化するポテンシャルはあったものの、実際には自然現象に対する耐性があることを実証した。7 基の NPP のいずれも、次の深層防護機能を最低一つ保有し、燃料バリアを維持できる:RCIC、HPCI、タービン駆動給水系、注水系や制御系に給電する FLEX ディーゼル、SBO 時の冷却材喪失を最小化する RCP シールまたはその代替、EDG や外電と独立した低圧注水系と減圧系の組合せ、主要な安全機能/外電を復旧するための緊急時手順と運転員訓練。以上の深層防護評価により、他の NPP への即時規制対応の必要性はないと判断した。

C.安全裕度:DAEC 事象は、他 NPP への即時規制対応を要するプラント大の安全裕度の喪失を示しているか。LIC-504 附則 E に示された追加の 2 因子について評価する。

C.1 故障点:パラメータは故障点にどこまで近づいたか。DAEC では、ESW の両系列が閉塞しただしたが閉塞には至っていない。B 系列では差圧設定点に到達したが、運転員操作(バイパス)で流量は確保された。

C.2 プラント大の裕度:CDF に対する定性的裕度を代表 7 プラントに対して検討した。いずれも最低 1 つの深層防護機能を保有し、ポスト福島第一事故として追加ディーゼル等も保有する。ESW バイパスや外電復旧能力は、7 プラントに対する CCDF 定量計算には考慮していない。

以上の安全裕度評価により、即時規制対応の必要性はないと判断した。

結論:項目(A.リスク影響、B.深層防護、C.安全裕度)ごとに評価した結果、他の NPP への指示や代償措置のような即時規制対応を取る必要性はない。NRC スタッフは、継続して LIC-504 評価を行い、結論を変更する必要があると出れば、直ちに通知する。

参考情報

- [1] NRC DRR/DRA Memo, Determination of the need for prompt regulatory actions in response to insights gleaned from Duane Arnold nuclear power plant, <https://www.nrc.gov/docs/ML2114/ML21145A166.pdf>
- [2] LIC-504, Revision 5, Integrated Risk-Informed Decisionmaking Process for Emergent Issues, <https://www.nrc.gov/docs/ML1925/ML19253D401.pdf>
- [3] RG-1.174R3, An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis, <https://www.nrc.gov/docs/ML1731/ML17317A256.pdf>
- [4] INSPECTION MANUAL CHAPTER 0609 APPENDIX H, Containment integrity significance determination process, <https://www.nrc.gov/docs/ML1824/ML18243A521.pdf>
- [5] Final ASP Analysis – Precursor, Loss of Offsite Power caused by High Winds during Derecho, <https://www.nrc.gov/docs/ML2105/ML21056A382.pdf>

最終前兆事象評価(ASP)分析(2021-03-04 付け)エグゼクティブサマリと補足情報

ユニット: デュアン・アーノルド発電所(DAEC)、件名: デレチヨによる強風による外電喪失

発生日: 2020-08-10、タイプ: BWR/4、Mark I 格納容器、直前出力: 82%(モード 1)

概要: 2020-08-10 に強風を伴う激しい雷雨により送電線擾乱が起こり、両 EDG が自動起動。14 分後、外電喪失により原子炉停止。両 EDG の給電遮断器が自動閉し、安全バスへ給電。異常事象を通告。全制御棒は挿入。原子炉保有水は RCIC で維持され、SRV が崩壊熱(蒸気)を格納容器トラスへ除去(移動)。強風により、R/B、T/B と FLEX 建屋に軽微な損傷。非安全系の冷却塔は倒壊。損傷したが 2 次格納は機能しており、環境への放射能放出はない。SGTS による真空度試験によると、若干技術仕様書要求を下回った。

強風により ESW への異物流入量が増え、B 系列ストレーナが閉塞、EDG-B への ESW 流量が 300 gpm 減少、運転員はそのストレーナをバイパス。A 系列ストレーナ差圧は最大 11 psid で、制限値(15)未満のためバイパス不要。EDG-B は動作不能と宣言されたが、バイパスによって B 系列 ESW は問題なく作動。喪失から約 25 時間後に、外電復旧。

ASP 分析によると、もっとも可能性の高い炉心損傷シナリオは、気象起因の外電喪失に引き続き、両高圧注水系(HPCI と RCIC)の故障を伴い、30 分以内に AC 電源復旧できない SBO をもたらす両 EDG 故障が発生するものである。このシナリオは、トータル条件付き炉心損傷確率(CCDF)の約 35%であった。平均 CCDF は 8E-4 と高いが、深層防護とプラント大の安全裕度が維持されていることから、炉心損傷リスクは軽減された。

標準プラント解析リスク(SPAR)モデルからの主要な変更点:

- FLEX 緩和能力基事象(長期外電喪失宣言失敗)確率を 1E-2 とした。
- FLEX 信頼性パラメータは、未だ SPAR に適切にモデル化されていないので、恒久据付け機器のものを流用。故障確率を過小評価しており、不確かさの主要ソースである。
- 長期外電喪失中の EDG 修理はシナリオから除去。FLEX 緩和能力の遂行に取り組んでいるので EDG 修理に手が回らない。
- 長期外電喪失中の HPCI クレジット。SPAR では、RCIC が失敗するが HPCI が可用な場合は FLEX にクレジットを取らないが、ここでは FLEX にクレジットを取り得るとする。
- SBO-外電喪失イベントツリーに、原子炉減圧失敗時の格納容器ベント成否分岐を追加。
- SRV 開固着シナリオに、RCIC/HPCI の蒸気圧低による隔離タイミングと炉心露出/損傷タイミングを追加。それらは、開固着数によって異なる。その時間内に、消火水または FLEX 注水と手動接続でき得るが、SPAR には入っていない。
- 72 時間 AC 電源復旧要求は、不確かさが大きいので本解析では不適用。それに合わせて、FLEX DG やポンプの使命時間を SPAR で使用されている 72 から 24 時間に変更。
- 技術支援センタ DG のクレジットをとる。FLEX DG 以外にこの DG も安全関連バッテリーの充電を行え得る。ただし、本 DG 使用に必要な運転員操作も考慮する。
- ESW ストレーナに対して環境共通要因故障(CCF)パラメータを考慮する。SPAR に入っていない異物の増加によるストレーナの CCF を現実的にモデル化するため。
- 外電喪失中の原子炉水位制御を考慮する。SPAR では RCIC/HPCI を用いた水位制御における人的過誤事象(HFE)がモデル化されていないため、L8 でポンプトリップさせないと、ポンプタービンが冠水し、両高圧注水系が喪失する可能性がある。
- 消火水系(FWS)を炉注手段として、クレジットを取る。SPAR にはない。FWS のフォールトツリーで運転員による構成構築失敗に係る人的過誤確率(HEP)を 0.1 と置く。
- ESW のストレーナをバイパスする能力を考慮する。SPAR では未考慮。

主要な不確かさの影響: 感度解析の結果は以下の表のとおり。FLEX を当てにできないとするならば、CCDF はオリジナルの 8E-4 の約 10 倍となる。

不確かさ		平均 CCDF	変化(%)
FLEX にクレジットをとらない		7.8E-3	+900
HPCI 成功時に FLEX にクレジットとらない		1.7E-3	+120
FLEX 信頼性(故障確率の倍数)	2 倍	7.7E-4	-3
	5 倍	9.3E-4	+18
	10 倍	1.2E-3	+57
FLEX 人的信頼性(人的過誤確率の倍数)	5 倍	1.9E-3	+135
	1/5 倍	5.8E-4	-27
72 時間 AC 電源復旧要求を適用		1.1E-3	+34
ESW ストレーナバイパスの逆効果		1.5E-3	+89

番号	CCDP	割合(%)	シナリオ(気象起因外電喪失に引き続き)
38-09	2.3E-4	35.2	両 EDG 故障による SBO。RCIC と HPCI 失敗。30 分以内の AC 電源復旧失敗。
38-03-07	9.4E-5	14.6	両 EDG 故障による SBO。RCIC 成功。FLEX DG 成功。原子炉減圧成功。格納容器ベント失敗。12 時間以内の外電復旧失敗。
38-03-17	6.1E-5	9.5	両 EDG 故障による SBO。RCIC 成功。長期外電喪失宣言。FLEX DG 全失敗。
38-03-20	4.8E-5	7.5	両 EDG 故障による SBO。RCIC 成功。長期外電喪失宣言失敗。
06	4.1E-5	6.4	最小 1 安全母線への EDG 給電成功。RCIC または HPCI 成功。SP 冷却失敗。原子炉減圧成功。低圧注入成功。10 時間以内の外電復旧失敗。炉停止冷却系失敗。格納容器スプレイ失敗。格納容器ベント継続。遅発注水失敗。
35	3.4E-5	5.3	最小 1 安全母線への EDG 給電成功。RCIC と HPCI 失敗。原子炉手動減圧失敗。
トータル	6E-4	100	5%:1E-4、中央値:6E-4、平均:8E-4、95%:2E-3

この分析では、FLEX 緩和能力がなければ、CCDF は約 10 倍高かったはずである。本事象のリスクは、SBO シナリオによって大きく影響を受けることがわかった。その理由は、このプラントには安全関連 EDG が 2 台しかないことと、単基サイトのため、他号基の安全母線と相互連絡する機能がないためである。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	公開情報と処理結果
IRS9034			2021-09-28	事務局	④	—	<p>韓国原子力安全委員会 (NSSC) のプレス記事 (2020-09-25 付)、 https://www.nssc.go.kr/ajaxfile/FR_SVC/FileDown.do?GBN=X01&BOARD_SEQ=1&SITE_NO=3&BBS_SEQ=45956&FILE_SEQ=1</p> <p>2020-09-03 に韓国釜山に襲来した台風によって、6 基の NPP (Kori-1~4、Shin-Kori-1,2) が次から次に外電喪失し、EDG が起動した。6 基の内 4 基は通常運転中だったが、原子炉停止した。2020-09-07 には、別の台風により Wolsong-2,3 のタービン発電機がトリップしたが、外電は喪失しなかったため、原子炉出力 60% で運転した。</p> <p>Kori-1~4 と Wolsong-2,3 では、強風により変流器に付着した塩の影響で放電地絡が起り、開閉所の遮断器が開いた。その結果、Kori-1~4 では外電が失われたため EDG が自動起動した。Shin-Kori-1,2 では送電線のジャンパ線が強風で揺れ、鉄塔との間で放電地絡が発生、外電喪失、原子炉トリップ、EDG 自動起動となった。</p> <p>再発防止のため、主変圧器、待機変圧器や計測用変圧器など外気環境にあるものの露出を最小化することを計画している (ガス絶縁バス: GIB の採用等)。</p> <p>本件は、台風の影響により、原子力発電所の開閉所で放電地絡が起り、遮断器が開いたことで、複数の原子炉で外電喪失、EDG 自動起動、原子炉停止した事例である。安全機能は適切に維持され、環境への放射性物質の放出もなかった。</p> <p>国内原子力発電所では、台風等による放電地絡を最小化するため、開閉所ではガス絶縁システム等を採用済みであることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。			補足情報				

IRS 定例会合(2021-10-18)資料から抜粋、**赤点線枠**内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2021-04	皮膚等価線量限度を超える作業員外部汚染	<p>2021-08-24、仏国クリュアス 2 号機(PWR、915 MWe)の原子炉建屋内で、作業員 2 名が空気作動弁の圧縮空気のシールの検査を行っていた。管理区域を出る際、放射能監視装置が 1 人の作業員の肩・頭付近の汚染を示したので、直ちに、医療的措置がとられ、汚染が確認された首筋から放射性粒子が取り除かれた。</p> <p>電離放射線の被ばくを受けるおそれのある従事者の連続 12 か月の年間規制線量限度は、全身で 20 mSv、1 cm²の皮膚表面で 500 mSv である。</p> <p>なお、作業員が通ったルートを調査したが、汚染源は特定されていない。そこで、EDF は作業員が原子炉建屋に入ってから放射性粒子が取り除かれるまでの間、その粒子が付着していたと仮定して、被ばく線量を評価したところ、首筋の被ばく量が皮膚の等価線量限度を超えていた。一方、全身線量は、年間規制限度を大きく下回る。</p> <p>ASN は、2021-08-31 に規制検査を実施し、EDF が必要な全ての措置を取ったことを確認した。</p>	2021-09-07	事務局	⑤	2	<p>本件は、原子力発電所において点検作業員 1 人が、保守的評価ではあるが、皮膚表面の年間線量限度を超える被ばくをしたことの速報である。被ばく源は未特定。</p> <p>被ばく源など新たな有意な情報が得られた場合は、再スクリーニングする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9014			2021-04-13	事務局	②	—	<p>本件は、燃料交換停止中の原子力発電所にて、待機中の EDG の 1 台が約 8 時間自動起動不能状態にあったことが判明した事例である。他に 2 台の EDG が運転可能で、当該 EDG も手動起動可能であったため、安全上の問題はない。原因は、点検試験で挿入したジャンパの取り外し忘れである。根本原因は、試験手順書の不備ならびにプラント計算機による警報・通知が多すぎる事。当該事業者の保守点検に係るマネジメントの課題であることことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9015			2021-04-13	事務局	②	2	<p>本件は、IRS8859 の続報であり、原子力発電所の非常用電源系の機器の予防保全を実施した後の試験において、複数の安全関連ポンプが正常動作しなかった事例である。原因は、予防保全で交換した電磁接触器の部品が製造欠陥で正常に動作しなかったため。根本原因は、当該部品の調達管理が不適切で、原子力仕様品ではなく、一般カタログ品が調達されていた。予備品不足のため、予防保全を先送りした結果、同一定検時に両系列の安全系機器を同時に予防保全しない事業者規則を不順守だったことが寄与因子。</p> <p>事業者の調達管理、保全計画、変更影響評価を含む統合マネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内原子力事業者は、同一定検時に両系列の安全系機器を同時に予防保全しない規則は採用せず、設計レビュー、調達管理等の品質管理の厳格化で共通要因故障を防いでいる。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9016			2021-04-13	事務局	③	—	<p>本件は、運転中のもとの改修停止中の原子炉を複数有し、各原子炉室の下部には照射済み燃料を運搬する台車が通る共通ダクトがある原子力発電所プラントにおいて、燃料を積載した台車が原子炉室の下部を通過するタイミングで、作業員による改修が終わった原子炉室に入室許可が出され、出入り口の遮蔽扉も開いていた事例である。原子炉室作業員が高線量被ばくするおそれがあった(ニアミス)。実際には入室しなかったため、被ばくしておらず、原子力安全にも影響はない。原因は、原子炉室の出入り管理の不備及び被ばく防護手段の不備。根本原因は、改修終了後に通常出入り管理に戻す経験が乏しかったことと、それに伴う手順が明確でなかったこと。国内には、原子炉室の下部に照射済み燃料を運搬する台車が通る共通ダクトを有する複数号機プラントはないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9017		2019-01-23、米国ターキーポイント 3号機(PWR、693 MWe)において、安全関連機器の保守記録を完全かつ正確に維持していないという規則違反が見つかった。NRC 検査官は補助給水系(AFW)区画に何度も立ち入ったが、作業指示書(WO)で「済」とされていた AFW 逆止弁の分解がなされた様子がなかった。記録: (i) 同日の AFW 区画の出入口におけるバツジ読み取り記録(BATR)と(ii)同日の測定・試験機器(M&TE)の出入使用者ログ、の間でも矛盾があった。(ii)によると、保守作業に必要な4つの精密測定工具のうち3つが、(i)による作業期間内に出入されていない。つまり、使われた形跡がなかった。	2021-05-06	事務局	⑤	—	本件は、米国原子力発電所において、事業者保守作業要員による安全関連機器の保守記録要件に関する規則違反をNRC 検査官が特定した事例である。求められている逆止弁の分解測定を適切に行っていなかったにも関わらず、保守作業要員が測定したと虚偽記録した。記載された測定値も虚偽の疑いがある。作業要員による故意の要件違反であるが、NRC 検査官による判定は、軽微なパフォーマンス劣化と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、本件は、米国規制検査官が立ち入り及び作業記録情報から事業者保守作業員による不正を見出した事例で、国内規制検査においても参考になることから、検査官会議等を利用して情報共有する。
IR250-2020011/調査報告書 2-2019-011	NRC 検査報告書/補助給水の保守に関連する不完全かつ不正確な情報	作業指示書(WO)のステップ 4.6 では、逆止弁データシート(CVDS)を用いて逆止弁検査を行うことになっており、CVDS には3つの測定欄(ディスク直径、ディスク重量、弁体内径)がある。WO のステップ 4.6 は済となっていたが、3人の作業要員は、逆止弁の分解作業に CVDS を携帯していなかった。つまり、WO の「済」という情報は不正確。 ステップ 4.11 では、CVDS と作業要員報告書(JWR)に指摘事項を記録することになっている。先述の3つの測定には、精密測定工具を要するが、M&TE 出入使用者ログに、持ち出された記録がない。つまり、精密工具使用に関する JWR の情報は不正確。更に、CVDS に記入された測定値が2015年の測定値と同一であり、正確さに疑問がある。 安全評価:NRC 検査官により、この規則違反は原子炉監視プロセス(ROP)に言及されている軽微なパフォーマンス劣化と判定された。 原因分析:ROP 影響度判定プロセスでは、事業者のパフォーマンスにおける故意性(willfulness)は特に考慮しない。故意性を伴う本件は、不適合防止のための従来型の強制力(enforcement)を用いて対処する必要がある。なお、NRC は、本件事象の根本原因評価を要求されていない。 是正措置:①事業者は、本件の内部調査を実施。②本件に関与した作業要員に対して、発電所立入り禁止及び雇用終了を含む懲戒的措置を実施。③原子力安全文化の重要性と、完全かつ正確な作業及び誠実さ要求への対応を通知。④BATR や M&T ログのような記録情報と実作業を比較することで作業完了状態を確認するため、半年ごとの WO 抜き打ち監査の実施。 教訓:安全関連機器の点検記録は、事業者が運転手順書やNRC 規制に従って品質、安全関連作業を行っているかどうかを示すので、NRC にとって重要な材料である。					
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
IRS9019			2021-06-07	事務局	④	—	<p>本件は、複数の原子力発電所で、地震時に耐震性要求のない機器・設備が落下するなどして、耐震性のある安全関連機器に損傷を与え、その結果、原子炉停止や安全停止機能に影響を与え得ることが見つかったことの報告である。そのような機器の組合せが特定され、影響度に応じて、耐震性要求のない機器の取り外しや移動等の措置がとられる計画である。当該原子力発電所では、耐震性要求のない機器・設備（照明、通路、消防ホース等）であって、安全関連機器の近傍に設置されたものが、地震時にそれらの安全関連機器を損傷させる可能性を考慮していなかった。</p> <p>国内では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記2第4条に「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。」と定められていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
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
IRS9020			2021-04-02	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の4基のPWR全てで、ポークレーンの平衡シリンダ流量制御弁が逆向きに設置されていることが確認された事象である。流量制御弁が逆向きに設置されていると、片側のワイヤが切断された際に、もう片側のワイヤに加わる衝撃荷重を減衰させられず、重量物落下防止に関わる単一故障基準を満足しないおそれがある。逆向き設置の原因は、流量制御弁サブライヤの設計図面に間違いがあったため。さらに、当該サブライヤから2度も図面間違いの通知を受けたにもかかわらず、クレーン製造業者は許認可取得者にその旨を通知していなかった。</p> <p>事業者の調達管理と施工管理、不良情報伝達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。なお、国内PWRでは、当該流量制御弁を用いたポークレーンは使用されていない。</p>
					補足情報		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9021			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の PWR において、格納容器の鉄筋コンクリートに欠陥(隙間)が確認された事象である。テンドンシース管にグリースを注入した際の、外壁からのグリース漏れや、格納容器ライナープレートの変形によって、当該欠陥が発見された。原因は、鉄筋等が密集する場所でのコンクリートの充てん、締固め作業が不十分であったため。コンクリート打設の品質と手順の見直しおよび改善が実施された。</p> <p>事業者のコンクリート打設に係る作業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。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
FINAS295P			2021-06-25	事務局	③	0	<p>本件は、放射性廃棄物の地下貯蔵庫において、鋼製円筒容器内の原子力発電所由来の中間レベル放射性廃棄物(汚泥)を回収するため、容器の蓋部を開ける遠隔作業時、容器から内容物が噴出し、容器自体も高速で移動した事例の予備的報告である。貯蔵庫外への放射性物質の漏えいや死傷者はない。噴出原因は、内外腐食により容器が劣化していたことと、炭素鋼の腐食と放射線分解で発生する水素と微生物活動によるメタンガスにより容器内が加圧されていたため。いずれも既知問題であり、安全に減圧する方法を開発している。</p> <p>内容物である汚泥は当該国特有の原子力発電所に由来することと、円筒容器ならびにその取扱い作業も、当該施設特有のものであることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、本件は予備的報告のため、有意な最終報告が得られた場合は、再スクリーニングする。</p>	
			補足情報					
			<p>参考情報:汚泥容器の減圧ージェット水切断システムー (BHR グループのパンフレットから抜粋 https://bhrgroup.com/Portals/0/PDF/Case-Studies/Magnox-Berkeley-Water-Jetting.pdf)</p> <p>バークレイ・サイトは、原子力発電所や近隣研究所からの放射性廃棄物を貯蔵しているが、その3つの地下貯蔵庫から廃棄物の撤去が進行中である。重大課題の一つは、第3貯蔵庫から中間レベル放射性廃棄物である汚泥が入っている容器を撤去すること。内部の腐食と微生物活動により、これらの鋼製容器は劣化した状態にあり、水素とメタンガスで加圧されている。そのため、貯蔵庫から容器を取り出す前に、これらのガスを安全に抜くことが不可欠であり、ジェット水研削を用いて、遠隔で汚泥容器に穴をあける方法を提案してきた。研究所でモックアップを使った試運用は終了し、地下貯蔵庫での運用を開発する段階に入るところである。</p>					
								
			容器穴あけ状況			遠隔監視状況		
			<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>					

IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
IRSRR221P			2021-08-02	事務局	②	—	<p>本件は、タンクインプール型研究炉において制御棒 1 本が緊急炉心挿入されたので、手動原子炉停止した事例である。施設や機器の損傷はない。緊急炉心挿入原因は、制御棒作動機構内の電磁石の消磁により、ラッチがはずれたため。消磁原因は、電磁石巻線の短絡。短絡原因は、シール不良により巻線が被水したため。シール不良は、保全作業時に O リングを交換しなかったため。根本原因は、保全作業手順書に、はずした O リングの交換が明記されていなかったこと。保全作業のマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
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。							

IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR222P			2021-08-02	事務局	⑤	—	<p>本件は、スイミングプール型研究炉において、数年前からプール水が漏えいしていることが判明したことの予備的報告である。推定原因は、プールのアルミ製ライナーの欠陥。根本原因は、経年劣化と設計欠陥の可能性がある。予備的報告で教訓等が示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。最終報告が発行された際には、再度スクリーニングを行う。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR223P			2021-08-02	事務局	⑤	—	<p>本件は、スイミングプール型研究炉において、10年以上前からプール水が漏えいしていることの予備的報告である。推定原因は、プールのアルミ製ライナーもしくは埋め込み配管の欠陥。根本原因は、仕様、製造、建設における設計欠陥の可能性。予備的報告で教訓等が示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。なお、最終報告が発行された際には、再度スクリーニングを行う。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							



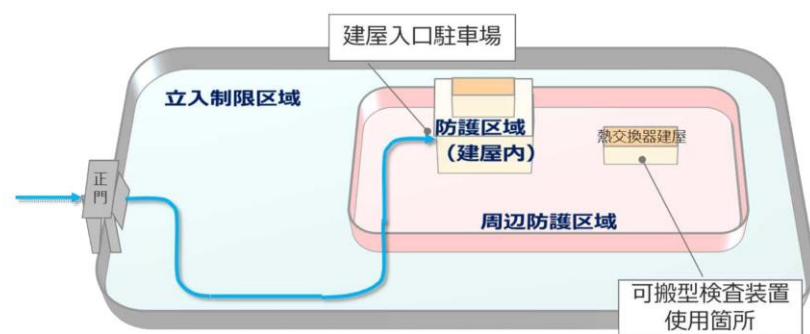
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR224			2021-08-02	事務局	③	1	<p>本件は、研究炉の設備における高線量密閉線源を用いた定期試験で、作業員が年間限度の半分に至る被ばくを負った事例である。原因は、密閉線源が一端にねじ込まれた線源取扱いロッドの線源側を作業員が間違えて握って作業してしまったため。また、作業員の電子式線量計が動作していなかったため、音が出なかった。さらに、作業員は線源取扱いロッドの上下の識別が困難である仕様は、当該施設特有のものと考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。また、当該施設での放射線防護に係るマネジメントにも課題がある。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR225			2021-08-02	事務局	③	1	<p>本件は、加速器駆動未臨界中性子源における初装荷プロジェクトで、炉心に燃料集合体装荷中に燃料交換機が荷重設定点超過により動作停止した事例である。目視により、当該集合体頂部に損傷痕が確認され、炉心から取り出され、中性子源原子炉容器の外の燃料輸送容器に戻された。原因は、制御装置が組み込まれた燃料掴み具の誤動作であり、制御装置の据付け及び点検不良とされる。誤動作の前兆も見られたが、適切に対応しなかった。国内の原子力施設とは異なる施設の特殊な装置の初期故障と考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR227P			2021-08-02	事務局	②	—	<p>本件は、研究炉において放射性物質のサンプルが入った照射用容器を炉心から取り出すための捕捉に失敗したのち、サンプルを喪失、炉水を採取・測定したところ、当該放射性物質が検出された事例の予備的報告である。作業員が汚染したが、従事者限度は超過していない。事後、原子炉と原子炉建屋が閉鎖された。検出原因は、照射容器が落下破損し、内容物である放射性物質が炉水に漏れ出たため。捕捉に失敗した原因は、取出し手順が適切に策定されておらず、取出し訓練もなされていなかったため。寄与因子は、照射用容器への放射性物質封入に係る管理が不十分だったことと、補足治具の定期点検・保守が行われていなかったこと。事業者による照射容器並びに取出し作業に係るマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-02	前処理建屋 安全蒸気ボイラAへの純水供給バイパスライン上の弁からの漏えい NUCIA 通番: 179M ユニット: 再処理 発生日: 2021-04-01 登録区分: 最終	<p>2021-04-01、日本原燃再処理施設前処理建屋安全蒸気A室(管理区域外)において、安全蒸気ボイラ*1Aの起動確認試験を実施中、ボイラAへの純水供給系統のバイパスラインからの漏えいが見つかった。漏えい量は約 40 リットルであった。純水供給系統の弁の閉止により、漏えいを停止した。</p> <p>安全評価:安全蒸気ボイラAの機能喪失後、直ちに安全蒸気ボイラBの起動確認を実施したため安全上の問題は無い。</p> <p>直接原因:純水供給系統のバイパスラインにある弁の蓋押さえナットのひび割れ。弁を閉じる際にハンドルを回すのに工具(ハンドル回し)を用いたため、蓋押さえナットに過大な荷重が加わり疲労破壊が生じたものと推定される。</p> <p>根本原因:2019年に小口径の弁(40A以下)について締め切る際にハンドル回しを使用しないことを「運転部運転員の心得マニュアル」に反映していたが、周知教育が不足していた。</p> <p>是正措置:安全蒸気ボイラA、Bの同形式の弁(16か所)について、予備品との交換を行う。</p> <p>再発防止対策:「運転部運転員の心得マニュアル」の周知徹底を図る。</p>	2021-04-08	事務局	②	—	<p>本件は、再処理施設の安全蒸気ボイラへの純水供給系統からの漏えいが見つかった事象である。別系統の安全蒸気ボイラは起動確認ができたため安全上の問題は無い。原因は、純水供給系統の弁の締めすぎ(オーバートルク)による蓋押さえナットの疲労破壊。</p> <p>当該事業者の運転員教育の不備であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>*1: 使用済み燃料の溶解液等、崩壊熱により沸騰または引火点に達するおそれがある漏えい液を安全に回収するためのスチームジェットポンプの駆動源であり安全上重要な設備である。通常は停止状態にあり、漏えいが生じた場合に起動して蒸気を供給する。</p>							

図 蓋押さえナットの破壊の概要

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 2021-07	警備車両に搭載の可搬型検査装置からの発火 NUCIA 通番：13259M ユニット：浜岡発電所 発生日：2021-04-29 登録区分：最終	<p>2021-04-29、浜岡発電所 3号機サービス建屋入口付近の駐車場(屋外)において、駐車している警備車両の内部に煙が充満していることを、協力会社社員が確認した。搭載していた可搬型検査装置※から発火しており、消火器を用いて直ちに消火を行った。消防署による現場確認の結果、鎮火が確認された。</p> <p>安全評価：人身災害はなく、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。</p> <p>事象の原因：消防署による調査の結果、「放火でないこと」を確認した。検査装置メーカー立会のもと調査を実施したが、発火原因の特定には至らなかった。</p> <p>再発防止対策：発電所構内で使用している同型の可搬型検査装置を確認し、異常がないことを確認した。今後は以下の対応を行う。</p> <p>①火災の発生リスクの低減：検査装置不使用時または人が検査装置から離れる場合は、電源を切りバッテリーを取外す、もしくはコンセントタイプの検査装置の場合はプラグを抜いておくことで、火災の発生リスクを低減する。</p> <p>②火災の拡大リスクの低減：検査装置の電源が入っている場合は、検査装置の近傍に人と消火器を配備することで、万が一、検査装置が発火した場合の火災の拡大リスクを低減する。</p>	2021-05-11	事務局	①	—	<p>本件は、原子力発電所内の駐車場において、駐車中の警備車両内に搭載していた可搬型検査装置からの発火が確認された事象である。速やかに消火され、人身災害はなく、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。放火では無いことは確認されたが、発火原因の特定には至らなかった。今後は検査装置不使用時にバッテリーを取り外す等の火災リスク低減のための対応を行う。</p> <p>原子力安全に関する情報ではないと考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<p>※：可搬型検査装置とは、建屋内への危険物の持ち込みを検査するための可搬型の装置であり、3号機サービス建屋から離れた4号機海水熱交換器建屋などへの入域時に使用する。</p>							
 <p>【発生場所】 3号機サービス建屋入口 付近の駐車場(屋外)</p> <p>4号機海水熱交換器建屋 (可搬型検査装置の使用箇所の例)</p>							
火災発生場所(敷地図)					発火した可搬型検査装置を搭載していた警備車両		
 <p>建屋入口駐車場 立入制限区域 防護区域(建屋内) 熱交換器建屋 周辺防護区域 可搬型検査装置 使用箇所 正門</p>					発電所区域(概念図)		
図 事象発生場所							

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 2021-14	タービン動補助給水ポンプ入口ストレーナ点検に伴う待機除外による運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番：13319M ユニット：美浜発電所3号 発生日：2021-07-02 登録区分：最終	2021-07-02、美浜発電所3号機(PWR、826MWe、調整運転中)において、タービン動補助給水ポンプの定期試験中に、ポンプ入口ストレーナ(フィルター)に設置した差圧計の指示値の上昇が確認された。ポンプの運転状態に異常はないものの、ストレーナの詰まりや圧力計の不調の可能性があるので、保安規定の運転上の制限を満足していない状態*と判断された。差圧計に異常がないことを確認するとともに、ストレーナやポンプ入口配管の清掃等を実施し、タービン動補助給水ポンプの運転継続に問題ないことが確認されたことから、翌 2021-07-03 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。 安全評価：環境への放射能の影響はなく、許容待機除外時間内に復帰しており原子力安全への影響は無い。 原因：スラッジ(鉄酸化物の微粒子)がストレーナに付着していた。 是正措置：ストレーナ及びポンプ入口配管の清掃等を実施した。	2021-07-13	事務局	⑤	—	本件は、調整運転中 PWR のタービン動補助給水ポンプの定期試験中に、ポンプ入口ストレーナの差圧計指示値の上昇が確認された事象である。保安規定の運転上の制限を満足していない状態と判断されたが、ストレーナやポンプ入口配管の清掃等により翌日(AOT内)に運転上の制限を満足する状態に復帰した。本件による環境への放射能の影響はない。原因は、スラッジによるストレーナの詰まり。 ポンプの運転状態に異常はなく、定期検査で発見された軽微な事象であることから、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					<p>※ 原子炉施設保安規定において、プラント運転中は、補助給水ポンプ3台(タービン動1台、電動2台)が運転可能であることが求められる。本事象のように1台が不可の場合の許容待機除外時間(AOT)は10日間。</p>		
<p style="text-align: center;">美浜発電所3号機系統概要図</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-16	高浜発電所4号機充てん/高圧注入ポンプ配管室における煙感知器の不適切な箇所への設置 NUCIA 通番: 13332M ユニット: 高浜発電所4号 発生日: 2021-07-28 登録区分:最終 R03Q01 原子力規制検査報告書	高浜発電所4号機の原子力規制検査(火災防護のチーム検査)において、充てん/高圧注入ポンプ配管室の天井に取り付けられている煙感知器の1台が換気口の空気吹き出し口から水平距離で約1.1m(直線距離で約1.3m)の位置に設置されており、消防法施行規則を満足していない※ことが確認された。 安全評価:同配管室には煙感知器2台、熱感知器2台等が設置されており、安全停止に必要な設備保護のためのシステムに悪影響を及ぼすことはない。 原因:消防法の理解・認識が不足していた。 再発防止対策:適切な箇所に設置する。	2021-08-12	事務局	⑤	-	本件は、規制検査で火災感知器1台の設置位置が不適切なことが指摘された事象である。感知機能の信頼性を損ねることが予測可能であることから、パフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。安全停止に必要なシステムへの影響は無い。原因は、消防法の理解・認識が不足していたこと。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定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。
※ 消防法施行規則第23条第4項第8号において、「感知器は換気口等の空気吹き出し口から1.5m以上離れた位置に設ける。」こととなっている。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-17	高浜発電所 3 号機 ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器の不適切な箇所への設置 NUCIA 通 番 : 13333M ユニット : 高浜発電所 3 号 発生日 : 2021-07-28 登録区分 : 最終 R03Q01 原子力規制検査報告書	高浜発電所 3 号機の原子力規制検査(火災防護のチーム検査)において、ほう酸ポンプ室前の通路に取り付けられている煙感知器が1時間耐火シートで覆われたケーブルトレイに周囲を囲まれてくぼみに設置された状態になっており、消防法施行規則を満足していない※ことが確認された。 安全評価:同通路のケーブルトレイ内には火災感知チューブを備えた消火設備があることから、安全停止に必要な設備保護のためのシステムに悪影響を及ぼすことはない。 直接原因:新規制基準適合に係る工事により、天井に設置されていたケーブルトレイを1時間耐火シートで覆ったため天井面が約90cm低くなったが、当該工事以前に設置されていた煙感知器の位置をそのままにしていた。 根本原因:消防法の理解・認識が不足していた。 再発防止対策:既にCAPシステム内の会議体に諮りスクリーニングを実施して適切な箇所に設置する是正を行うこととしている。	2021-08-12	事務局	⑤	-	本件は、規制検査で火災感知器 1 台の設置位置が不適切なことが指摘された事象である。安全停止に必要なシステムへの影響は無い。原因は、新規制基準適合に係る工事を行う際に、消防法の理解・認識が不足していたこと。工事施工会社から相談があったにもかかわらず適切な処置を講ずることができなかったことから、パフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定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。
※ 消防法施行規則第 23 条第 4 項第 7 号ニでは、感知器は壁又は梁から 0.6m 以上離れた位置に設けることとなっている。							

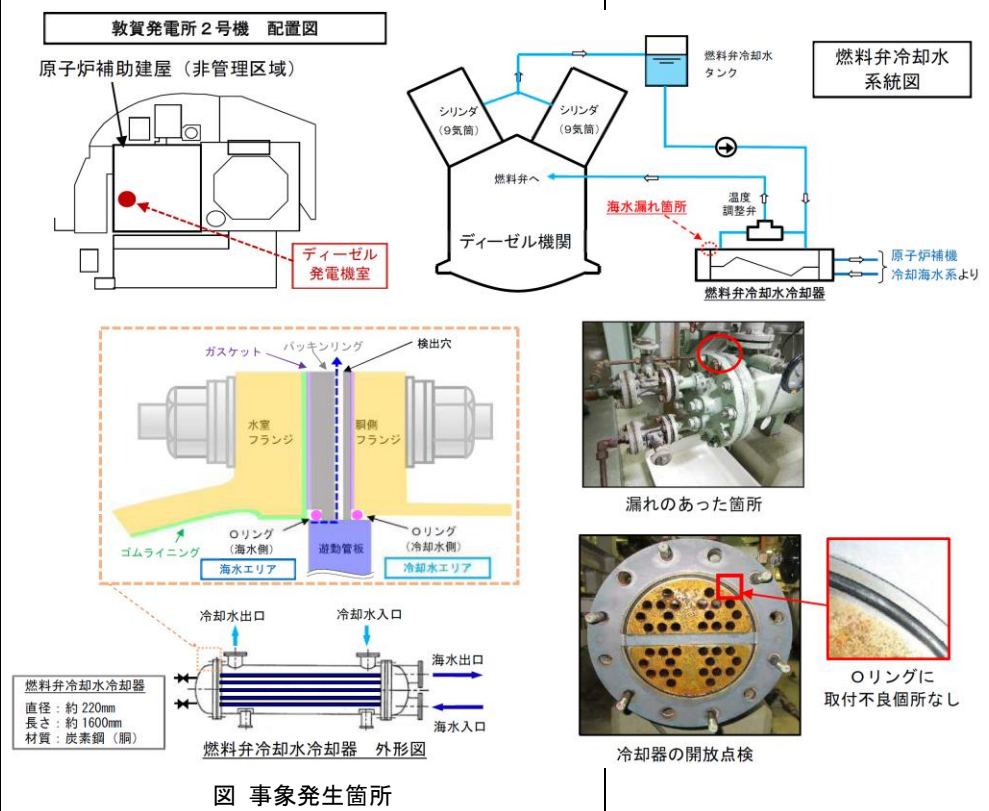
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-18	大飯発電所 4 号機燃料取扱装置における不適切な是正処置 NUCIA 通 番 : 13334M ユニット : 大飯発電所 4 号 発生日 : 2021-07-28 登録区分 : 最終 R03Q01 原子力規制検査報告書	大飯発電所 4 号機の原子力規制検査により、第 16 回定期検査(2019-07-10~)時に確認された燃料取替クレーンのグリッパ駆動用空気系統のロータリージョイント O リングからのエア漏れが放置されたまま、第 17 回定期検査(2020-11-3~)において燃料取り出し及び燃料装荷が行われたことが確認された。事業者はクレーンの機能に問題は無く技術基準に適合していると判断していた。同様の不具合として 3 号機の燃料取替クレーンで電磁弁の O リングからのエア漏れを経験していた(2018-04-05)が、ロータリージョイント O リングの予防保全計画の見直しは行われていなかった*。 安全評価: 装置の安全重要度を鑑みて不具合の放置は望ましくない。 直接原因: 空気系統のホースリールロータリージョイントに組み込まれたゴム製 O リングの経年劣化。 根本原因: 予防保全計画の不備。ゴム製 O リングの経年劣化を考慮した適切な管理がなされていなかった。 再発防止対策: 検査指摘事項が特定された後で速やかに予防保全計画の見直しなどの是正に着手した。なお、燃料装荷作業後の燃料取扱設備点検作業(2021-01-11~14)において、エア漏れの補修が実施されている。	2021-08-12	事務局	⑤	—	本件は原子力規制検査により、燃料取替クレーンの不具合が放置されたまま、燃料交換作業が行われたことが確認された事象である。なおグリッパはフェイルセーフ設計となっており、エア漏れが進展した場合でも吊り上げ中の燃料集合体が落下する恐れはない。原因は予防保全計画の不備。安全重要度が高い燃料取扱装置に対して、不具合の是正処置が実施されないままであったことは、原子力施設の品質管理基準規則を満足していないとしてパフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定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。
			補足情報				
			*ゴム製 O リングの耐用年数は 10 年であるが、3 号機については約 30 年間、4 号機については約 27 年間取り替えが行われていなかった。				

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 2021-19	空冷式非常用発電装置の始動用バッテリーの電圧低下について NUCIA 通番：13350M ユニット：伊方発電所3号 発生日：2021-07-23 登録区分：最終	<p>2021-07-23、伊方発電所3号機(PWR、890MWe 定期検査・燃料取出中)中央制御室において、空冷式非常用ディーゼル発電機^{*14} 号の異常を示す信号が発信され、始動用バッテリーの電圧が低下していることが確認された。予備の始動用バッテリーに交換し、翌日に復旧した。</p> <p>安全評価：本事象によるプラントへの影響および周辺環境への放射能の影響はなかった。また、事象発生から翌日の復旧までの間、保安規定で要求される非常用電源の所要数^{*2}は満たしていた。</p> <p>直接原因：月例点検においてバッテリー電圧の確認を行った際に、作業責任者が充電モード選択スイッチを「切」から戻し忘れたため(補足情報の図参照)、バッテリーから制御装置への給電が継続したことにより、始動用バッテリー電圧が低下した。</p> <p>根本原因：作業要領書の不備。月例点検における電圧データ採取時の注意事項欄に「充電モード『切』で確認」とのみ記載しており、データ採取後充電モードスイッチの復旧をする手順が記載されていなかった。また、データ採取を作業責任者1人で行っており、他の作業員が充電モード選択スイッチの復旧に気づけなかった。</p> <p>再発防止対策：スイッチ操作を伴う作業要領書に復旧手順を追記した。作業時におけるダブルチェックや手順書のステップ確認等のヒューマンエラー防止対策について、改めて関係者に周知を実施した。</p>	2021-08-12	事務局	⑤	—	<p>本件は空冷式非常用ディーゼル発電機の始動用バッテリーの電圧低下が確認された事象である。プラントや周辺環境への放射能の影響はなかった。直接原因は、月例点検後に充電スイッチの復旧操作ミス(戻し忘れ)。根本原因は作業要領書の不備。復旧までの間、保安規定で要求される非常用電源の所要数は満たしていたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>※1：非常時において、非常用ディーゼル発電機が2台共に使用できない場合のために、常設の空冷式ディーゼル発電機(3号と4号)2台を設置している。その他に、非常用ガスタービン発電機も設置している。</p> <p>※2：保安規定で要求される非常用電源に関し、燃料を取り出して使用済燃料ピットに貯蔵している期間は、非常用ガスタービン発電機1台または空冷式非常用発電装置1台の待機が要求されている。</p>			<p style="text-align: center;">空冷式非常用発電装置4号</p> <p style="text-align: center;">所内雑動力分電盤</p> <p style="text-align: center;">図 空冷式非常用発電機4号 概略系統図</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-20	緊急時対策室換気浄化設備の機能確認の不備について NUCIA 通番：13335M ユニット：東海第二発電所 発生日：2021-07-28 登録区分：最終 R03Q01 原子力規制検査報告書	東海第二発電所の事業者内部監査において、緊急時対策室の換気浄化設備のフィルタユニット(プレフィルタ、HEPAフィルタ、チャコールフィルタ)の性能確認点検が、供用開始後の10年間にわたって実施されていないことが確認された。 安全評価：フィルタ機能を適切に発揮することは確認されていないものの、緊急時対策室滞在用のマスク等が7日分程度準備されており、放射線被ばくの防護は実施できると考えられる。 直接原因：当該フィルタユニットの点検計画をフィルタ詰まり等が発生した場合の事後保全としており、保守項目として浄化機能の維持管理を考慮していなかった*。 根本原因：新規制基準に基づく緊急時対策所は工事中であり、設置当時の炉規法の規制要求ではないと考えていたこと。 再発防止対策：当該フィルタユニットについては今年度中の交換を計画しているほか、緊急時対策室の全設備について保全内容を再確認し、必要に応じて保全内容の見直しを実施する。	2021-08-17	事務局	⑤	—	本件は事業者の内部監査により、緊急時対策室の換気浄化設備の性能確認が10年間にわたって行われていないことが確認された事象である。原因は、緊急時対策所が工事中であることから規制要求にあたらなと考えていたこと。保全計画において点検項目が適切に抽出されておらず設備の適切な維持管理が行われていないとしてパフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定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。
			補足情報			*フィルタユニットのうちチャコールフィルタのメーカー推奨交換時期は4年である。	
				<p>図 緊急時対策室建屋換気浄化設備系統の概要</p>			

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2021-23	放射線防護具(呼吸防護具)の不適切な選定方法について NUCIA 通番: 180M ユニット: 日本原燃再処理施設 発生日: 2021-05-10 登録区分: 中間 R03Q01 原子力規制検査報告書	日本原燃再処理施設の原子力規制検査において、短時間作業(1時間未満)の場合に本来選定されるべき呼吸防護具よりも防護性能(防護係数)が低い呼吸防護具が選定されていたことが確認された。なお、検査官が確認するまで事業者は不適切な運用に気がついていなかった。2007年から2021年現在までに、呼吸防護具を必要とした1時間未満の作業170件のうち、6件で不適切な選定が確認された。 安全評価: 作業実績から再計算した結果、過剰な内部被ばくを受けた可能性は無い。 直接原因: 呼吸防護具を選定する際に用いられる計算式※において、1時間未満の作業に対し非保守側になる計算を行っていた。 根本原因: 「放射線作業細則」の不備であり、短時間作業への影響を考慮していなかった。 再発防止対策: 作業時間1時間未満の作業に関しては、1時間として計算することを標準類に定める対応を実施する。	2021-08-26	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制検査により、呼吸防護具が不適切に選定されていたことが指摘された事象である。なお、実際に作業者が過剰な内部被ばくを受けた可能性は無い。原因は、放射線作業細則の不備であり、呼吸防護具選定のための計算方法において短時間作業を考慮していなかったこと。作業場の放射線環境に応じた作業方法の立案が出来ないとしてパフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定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。	
			補足情報					
			※ 呼吸防護具を選定する際に用いられていた式 $(A\alpha/DAC(\alpha) + A\beta/DAC(\beta)) \times \text{作業時間 } h < P_c$ A α : α 核種の作業期間中の最大空気中濃度(Bq/cm ³) A β : β 核種の作業期間中の最大空気中濃度 DAC(α): α 核種の空気中濃度限度 DAC(β): β 核種の空気中濃度限度 P c : 粒子状放射性物質に対する防護係数(半面マスク: 10、全面マスク: 100、エアラインマスク: 100以上等)					
			事業者によると、作業時間の項は長時間作業に対するマージンを確保するためのもの。しかし、1時間未満の作業の場合には1未満の数値を乗じることになり、非保守側の評価となってしまう。					

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 2021-26	Bディーゼル発電機燃料弁冷却水冷却器フランジ部からの海水漏えいについて NUCIA 通番：13362M ユニット：敦賀発電所 2号 発生日：2021-08-18 登録区分：最終	2021-08-18、敦賀発電所 2号機(PWR、1160MWe、定期検査中)において、前日に海水のにじみが確認されたBディーゼル発電機燃料弁※冷却水冷却器のフランジ部を点検するため当該部を清掃したところ、海水の漏れ(糸状)が発生した。このため、当該冷却器を隔離し漏れは停止した。 安全評価：本事象は外部への放射能の影響に係る事象ではない。また、人身災害もなく、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。 直接原因：当該フランジ部の止水 O リングに、本来の仕様より線径が 0.3mm 細い製品が使用されていた。 根本原因：点検を行った協力会社が、点検対象の発電機用ではないA号機用の O リングを発注して使用していた。 是正措置：本来の仕様の O リングに交換した上で漏れが無いことを確認し、2021-08-27 に復旧した。 再発防止対策：発注や納入時等に O リングの仕様を明確に確認できるよう、発電機毎に異なる部品番号を用いるよう図面改正を行う。	2021-05-11	事務局	②	—	本件は、定期検査中の PWR プラントにおいて、ディーゼル発電機の冷却水冷却器のフランジ部から水漏れが確認された事象である。人身災害や、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。原因は、点検を行った協力会社のミスにより当該フランジ部に仕様とは異なる止水 O リングが使われていたこと。 当該事業者の工事管理不備であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
※：燃料をシリンダに噴射するための部品であり、過熱防止のための内部を冷却水が循環する構造となっている。							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-27	Aディーゼル発電機シリンダ注油器動作不良について NUCIA 通番：13363M ユニット：敦賀発電所 2号 発生日：2021-09-02 登録区分：最終	<p>2021-09-02、敦賀発電所 2号機(PWR、1160MWe、定期検査中)のAディーゼル発電機の機関予備潤滑運転※1の準備作業において、全 18 気筒のシリンダへの注油を終了したにもかかわらず、No.16 シリンダの注油器ポンプエレメントの潤滑油流量指示(インジケータ鋼球)が中間位置にあり※2 潤滑油の供給が続いていることが確認された。</p> <p>安全評価：本事象による周辺環境への影響は無い。</p> <p>直接原因：長期間使用により生じた経年劣化であり、シリンダ注油器ポンプエレメントの逆止弁(吐出口鋼球及び吐出シート面)に微細な傷や摩耗が生じて潤滑油の供給を遮断できなくなった。</p> <p>根本原因：シリンダ注油器の予防保全計画の不備。</p> <p>是正措置：当該注油器を予備品と交換する。</p> <p>再発防止対策：次回のディーゼル発電機点検時に長期間使用している全ての潤滑油流量指示部の交換を実施する。</p>	2021-09-10	事務局	②	—	<p>本件は、定期検査中の PWR プラントにおいて、ディーゼル発電機のシリンダ注油器の逆止弁に不良が確認された事象である。本事象による周辺環境への影響は無い。原因は、長期間使用による摩耗で逆止弁のシール機能が低下したこと。</p> <p>当該事業者の予防保全計画の不備であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、2008年に伊方発電所 1号機の非常用ディーゼル発電機において同事例が発生しているが、水平展開は不要とされていた(NUCIA9767M)。また、2012年に原燃再処理工場の非常用ディーゼル発電機において類似の事例(弁部のエア噛み)が発生しており水平展開されている(NUCIA145M)。</p>
<p>補足情報</p> <p>※1：ディーゼル発電機の機関各部に潤滑油を供給し、油膜を行き渡らせる操作。頻度は 1 回/2 週間。</p> <p>※2：ディーゼル機関が停止中はスプリングの反力により吐出口鋼球が潤滑油の流れを遮断しているため、流量指示のインジケータ鋼球は下限位置にある。</p>							
<p>吐出口鋼球拡大</p>			<p>吐出ロスプリングとの繰り返し接触による吐出口鋼球(逆止弁)の傷</p> <p>吐出口鋼球(逆止弁)の傷</p> <p>シート性能の低下(隙間発生)</p>				
<p>②吐出口鋼球(逆止弁)の傷</p> <p>長期間による吐出ロスプリングとの繰り返し接触により、吐出口鋼球(逆止弁)表面に傷が発生する。</p>			<p>③シートバスの発生</p> <p>傷のある吐出口鋼球(逆止弁)との繰り返し接触により、吐出シート面に傷が発生する。吐出シート面の傷頂部を支点に吐出口鋼球(逆止弁)が着座することにより、吐出口鋼球(逆止弁)と吐出シート面に隙間が発生し、シートバスが発生する。</p>				
<p>図 シリンダ注油器ポンプエレメント不具合発生箇所</p>							

安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動(案)

令和 4 年 1 月 20 日

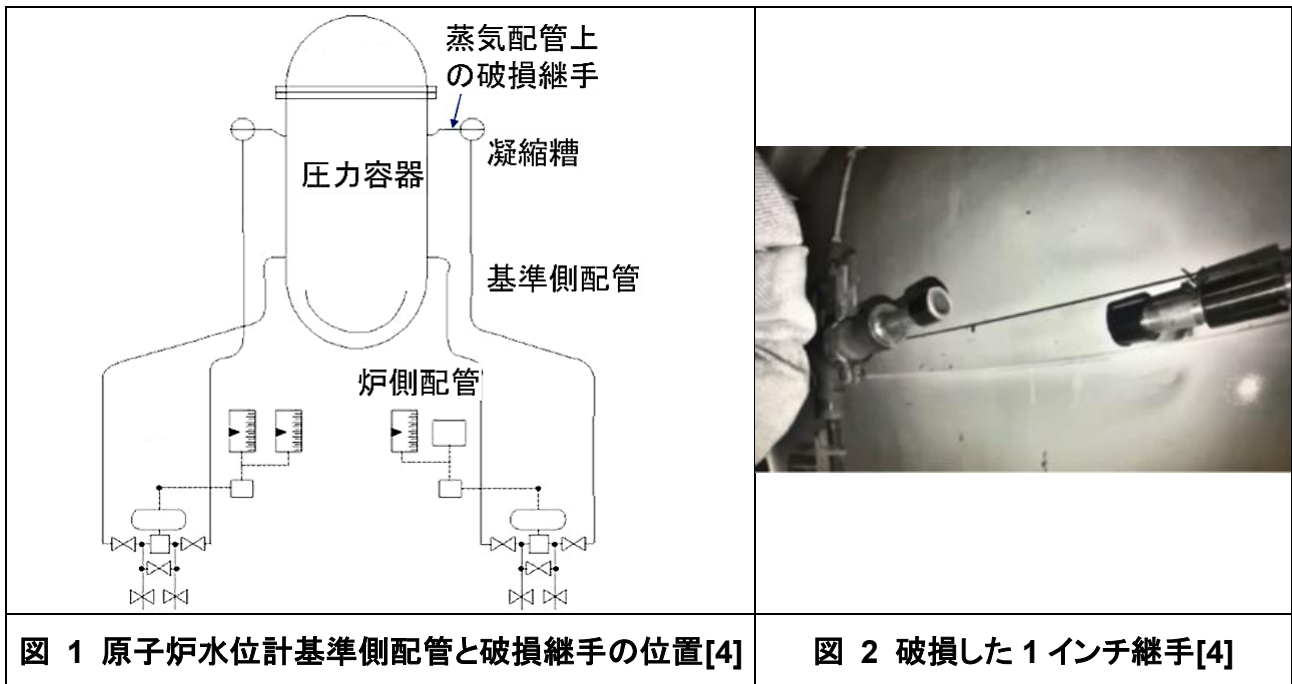
技術基盤課

1. はじめに

米国外務省事象報告 LER325/2019-002「安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動」[1]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水素脆化により完全破断した事例の報告である^a。本件は、第 42 回技術情報検討会 (R02-08-19)[2][3]で報告され、二次スクリーニングに移行したものである。

2. 事象概要と更新情報

2019-03-28、米国のブランズウィック-1 号機(BWR、938 MWe、定格出力中)において、狭帯域原子炉水位計異常高、ドライウェル(DW)圧力及び DW 床ドレン漏えいが増加し始めたので、手順に沿って手動原子炉スクラムした。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。原子炉停止中の漏えい箇所不特定の原子炉冷却系(RCS)漏えい量は 15 分以上 10 gpm を超え、当該発電所規定の異常事象が宣言された。ただし、原子炉は安全停止され、RCS 保有水レベルは問題にならず、格納容器圧力は警告しきい値未満に維持された。

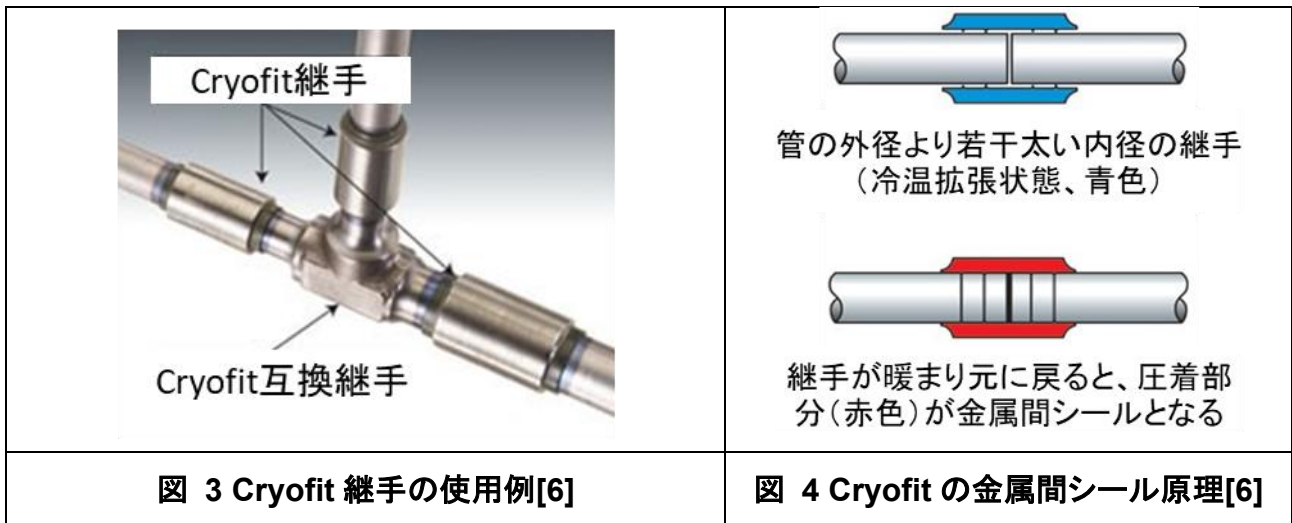


原因は、狭帯域水位計基準側配管の蒸気配管の継手(商品名:Cryofit)が中央部で完全分離(破損)したため。破損原因は水素脆化である。なお、この継手は 1 インチ以下の配管に使用され、極低温で相変化を起こす Tinel 合金(50%チタン、50%ニッケル)を主成分とする形状記憶合金製であり、溶接を要しない「冷やしばめ」とよばれるものである。

継手破断原因は、水素脆化。根本原因は、継手採用時(1980 年代)、当該継手の水素脆化感受性が高いことは知られていなかったこと。また、当該継手の水素脆化情報が告知されたが

^a 本件の出典は IAEA の事象報告 IRS8832 であるが非公開情報とされているので、公開情報である LER 等を使用して 2 次スクリーニング報告する。

(IN91-87「Raychem 製 Cryofit 継手の水素脆化」[5])、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ている。さらに、漏れ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。



NRC は 2019 年 9 月に終えた特別検査[7]にて、根本原因及び是正処置等をレビューした。パフォーマンス指標が「白」であった根本原因は、水素脆化感受性のある Tinel 合金を長期間水位計に不適切に使用していたことと確認した。事業者は直ちに原子炉停止し、短期的是正処置として当該継手を溶接継手と交換した。さらに、1、2 号機とも蒸気を通る(水素脆化感受性がある)計装ラインのすべての Cryofit 継手を交換。長期的是正処置として、水素脆化にさらされない場所においても、Cryofit 継手の使用を制限するよう発電所配管仕様を変更するとともに、Cryofit 継手の水素脆化を経年劣化管理プログラムの中に入れ込んだ。以上のことから、当該発電所は適切に根本原因を評価・理解し、是正処置に取り組んでいると判断し、本件はクローズすると NRC の検査報告書に記されている。

3. 今後の対応

国内原子力発電所では、安全上重要な配管に冷やしばめ継手を使用していないことが確認されている[8]。冷やしばめの水素脆化は既知問題であるとともに、国内原子力発電所の安全上重要な配管に用いられていないことを確認したことから、本件はスクリーニングアウトとする。

4. 参考情報

- [1] LER 325/2019-002, Degraded Principal Safety Barrier, Technical Specification Shutdown, and Automatic System Actuation, <https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19143A375.pdf>
- [2] 第 42 回技術情報検討会、令和 2 年 08 月 19 日、資料 42-4-4、1 次スクリーニング結果(案)、<https://www.nsr.go.jp/data/000322783.pdf>
- [3] 同上、資料 42-4-3、2 次スクリーニングの検討状況(案)、<https://www.nsr.go.jp/data/000322781.pdf>
- [4] NEI 99-02 FAQ 19-02, Brunswick RCS Leakage, <https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A149.pdf>
- [5] IN91-87, Hydrogen Embrittlement of Raychem Cryofit Couplings, <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/info-notices/1991/in91087.html>

- [6] NRC ROP Monthly Meeting, May 22, 2019,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A219.pdf>
- [7] NRC SUPPLEMENTAL PECTION REPORT 05000325/2019040 AND
ASSESSMENT FOLLOW-UP LETTER,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1928/ML19289A011.pdf>
- [8] 原子力安全推進協会との情報交換に係る面談、令和 2 年 06 月 12 日、資料 2、
<https://www2.nsr.go.jp/data/000315556.pdf>

PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(更新)

令和 4 年 1 月 20 日

技術基盤課

1. はじめに

2017 年 12 月に確認された仏国 PWR における制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブ摩耗破損について、二次スクリーニング調査を続けている。調査対象の一つである米国事象について、ウェチングハウス社 (WH 社) から技術レター[1]が発行されたので、以下に報告する。

2. カラー部でのサーマルスリーブ破断

1 基の WH 社 PWR において、2019 年計画停止中に CRDM のサーマルスリーブが破断し、上部ガイドチューブ上にずれ落ちていることが確認された。この損傷メカニズムは、仏国で見つかったサーマルスリーブの摩耗とは異なり、破断箇所はカラー部の真下であった(図 1)。当該サーマルスリーブは WH 社が供給したものの一つであり、このプラントでは原子炉容器上蓋交換は行われておらず、CRDM サーマルスリーブは建設時から使用されている。



図 1 サーマルスリーブ破断箇所

この発電事業者は、当該プラントと同サイトの 2 号機(同設計のサーマルスリーブを使用)のサーマルスリーブの内面状態を目視調査した。その結果、1 号機から 12 本、2 号機から 1 本のサーマルスリーブに亀裂状の指示(図 2)が確認されたが、他には問題が見つからなかった。指示があったサーマルスリーブは、上蓋全体にちらばり、中央部に向かって密度が高い。亀裂状の指示の長さ、フランジ摩耗の程度との間に相関はない。また、当該発電事業者では、運転中の制御棒動作に支障があったことはない。

取り出したサーマルスリーブの冶金学的分析から、破断原因は亀裂の疲労進展と推定された。カラー部とスリーブ筒部とのつなぎ部における応力集中も寄与したと考えられる。複数の亀裂起点は見つかったが、発生メカニズムは解明されていない。また、流体連成振動(FIV)の点から、T コールドプラント(上蓋へのバイパス流が多い)は T ホットより感受性が高いと推定された。

従前の検討で、破断によって残されたフランジ部が CRDM 筐体内で傾き、制御棒駆動軸のくさびとなり、制御棒動作を妨げることが懸念された(図 3)。この懸念に対して、掛かる応力や形状を考慮した追加評価が行われ、その懸念は考えにくいと結論付けられた。

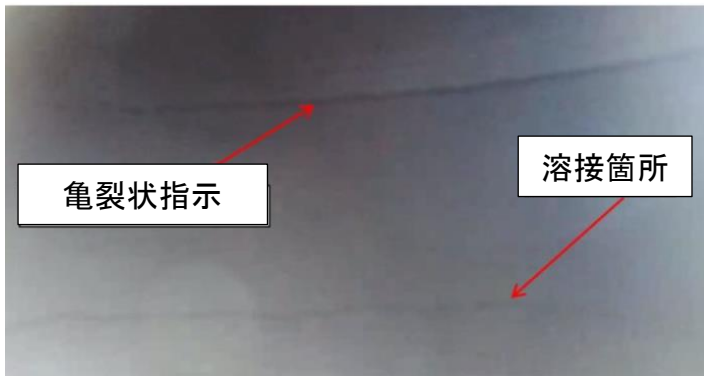


図 2 亀裂状の指示

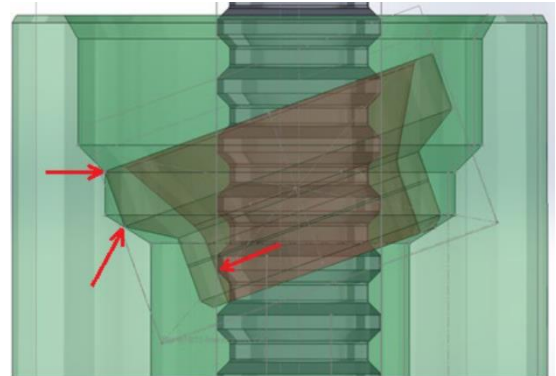


図 3 フランジ部がくさびとなる可能性

以上の評価から、カラー部でのサーマルスリーブ破断は、制御棒動作を妨げないと結論付けられた。また、この破断が原子炉冷却系のルースパーツになるおそれもない。本件の安全影響度は最小であり、安全ハザードとはならない。サーマルスリーブのカラー部破断は、品質マネジメントとして取り扱うことが推奨される。対象は、フランジ直下にカラー部があるサーマルスリーブを用いているプラントで、T コールド運転している以下のプラントである。

Asco 2, Braidwood 1/2, Byron 1/2, Callaway, Catawba 1/2, Comanche Peak 1/2, Doel 4, Hanbit 1/2, Kori 3/4, Maanshan 1/2, Seabrook, Sizewell B, Tihange 3, Vogtle 1/2, Wolf Creek

3. おわりに

カラー部でのサーマルスリーブ破断による安全影響度は低く、安全ハザードとはならないことが報告され、また、対象プラントのリストに国内 PWR が含まれていないことから、本件は 2 次スクリーニング「サーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着」の調査分析対象から外すことを提案する。なお、サーマルスリーブ・フランジ部の摩耗、分離については、引き続き、2 次スクリーニング調査分析を行う。

4. 参考文献

- [1] Westinghouse, LTR-NRC-20-12, NSAL-20-1 Revision 0, "Reactor Vessel Head Control Rod Drive Mechanism Penetration Thermal Sleeve Cross-Sectional Failure," <https://www.nrc.gov/docs/ML2128/ML21287A184.pdf>

2 ループ PWR の上部プレナム注入ライン漏えい事象(案)

令和 4 年 1 月 20 日
 技術基盤課

1. 目的

本報告の目的は、第 47 回技術情報検討会(2021-07-08)にて、2 次スクリーニングに進めることになった IRS8980 について、さらなる調査・分析を通じて、要規制対応技術情報であるか否かの観点で、スクリーニングすることである。

2. 上部プレナム注入ライン熱疲労問題

ベルギー連邦原子力規制局(FANC)の技術支援機関(TSO)である Bel V 等から公開されている情報[1][2]にもとづき、IRS8980 で報告された「ベルギーのドール 1/2 号機(2 ループ PWR)における上部プレナム注入(UPI)ライン漏えい事象」の概要を示す。

(1) 背景

2 ループ PWR 標準設計であるベルギーのドール 1/2 号機(それぞれ 1975 年 2 月と 12 月に運転開始、出力は共に 433 MWe)は、高圧安全注入系として、2 本のコールドレグに注入するラインに加えて、原子炉圧力容器(RPV)のダウンカマーに直接注入する 2 系列の 316 ステンレス鋼配管からなるラインを具備する(図 1)。その RPV 注入ノズルは、1 次冷却材入口ノズルと同じ高さであり、そこから低温の冷却水がダウンカマーを下向きに高速で流れる(図 2 右図)。

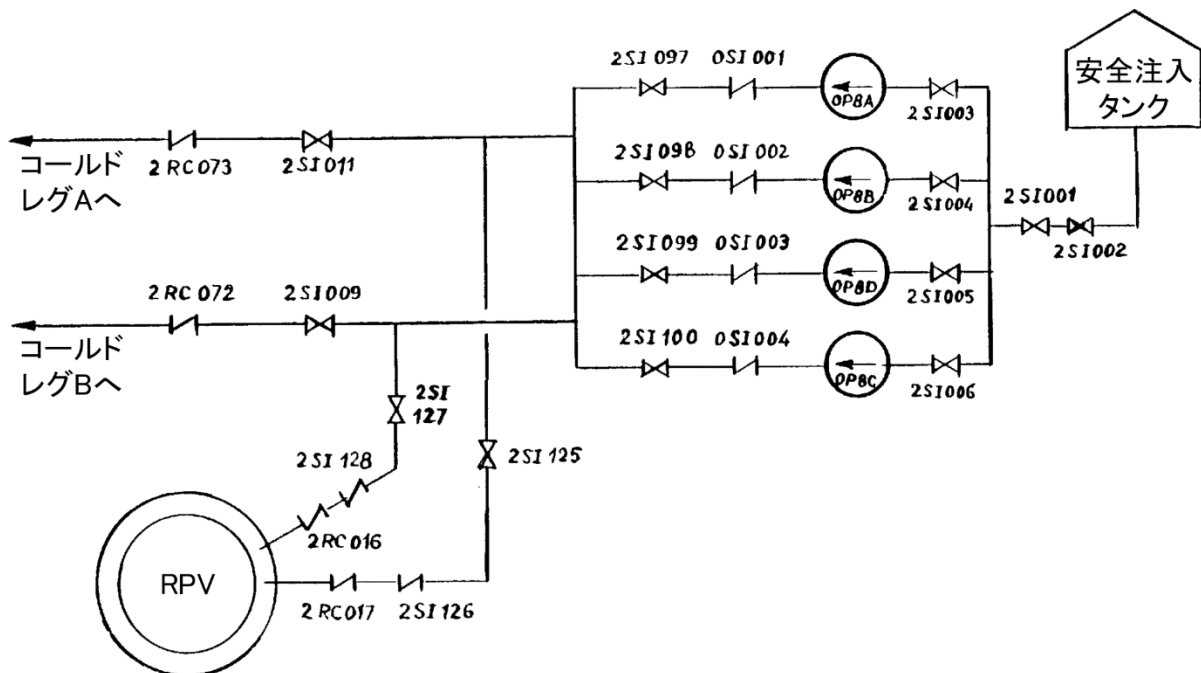


図 1 ドール 2 号機の高圧安全注入系フローダイアグラム[4]

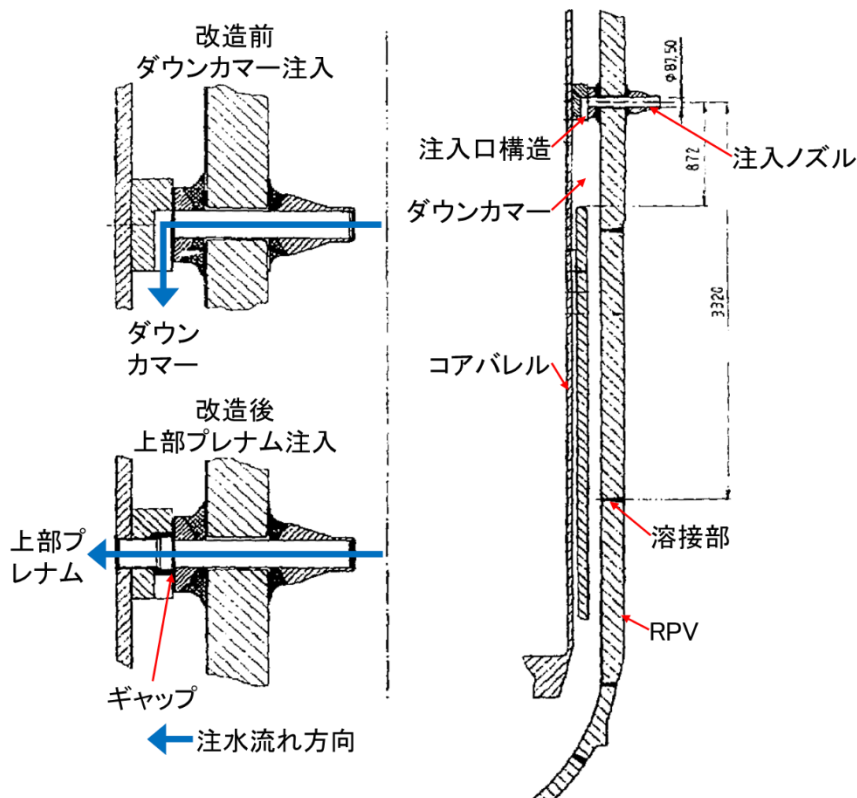


図 2 左上:改造前の注入口構造、左下:改造後の注入口構造
右:改造前の RPV ダウンカマー断面図[3]

このダウンカマー注入は炉心冷却の観点では好ましいが、1980年代から、RPV に対する加圧熱衝撃 (PTS) の懸念が示されるようになった[3]。特に、この注入系の RPV ノズルの下約 3.3 m のところには RPV 周方向溶接部があり、溶接部は PTS 感度が高いことが知られていた。一方で、コールドレグ配管は鍛造であり、炉心に面していないため照射脆化もないことから、PTS 感度は低い¹。

その後、寿命末期の RPV 脆性遷移関連温度 (RT_{NDT}) を 150°C 、安全注入水温を 5°C などと仮定して独自の PTS 解析が実施された。その結果、当時の解析手法では、ドール 1/2 号機の RPV の健全性を証明できなかったため、安全注入タンクを加熱し、温度を 40°C に高める改造を施した (1990 年)。しかし、さらに保守的な PTS 解析では、その改造では不十分とされ、上部プレナム注入 (UPI) を採用することとなった。なお、UPI の概念はドール 1/2 号機の設計段階でも検討されたが、当時の熱水力計算コードでは UPI の実効性を示せず、採用は断念された。

解析評価技術が進歩し UPI の有効性を示すことができたので、1992 年の燃料交換停止時に、高圧安全注入ノズル部の改造が行われた。炉内構造物を RPV に入れたまま、放電加工によりコアバレルに穴を空け、スリーブを挿入し、機械加工で広げることにより、ダウンカマーへの

¹ 国内では、原子炉容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止は、JEAC4206[6]に定められた LOCA 時の原子炉容器壁近傍の温度評価手法ならびに PTS 評価手法を用いて、健全性を評価している。その際、JEAC4201[7]を用いて、評価運転期間にわたる中性子照射による脆化に係る関連温度等を予測している (評価例: 参考資料[8][9])。

流路をふさいだ(図 2 左下図)。なお、この改造作業は、モックアップによって事前に検証されたものである。

(2) 1 次冷却材の漏えい

2018-04-23、定格運転中のドール 1 号機において、1 次冷却材の漏えいが検知され(図 3)、同機は冷温停止状態に移行された。漏えい箇所は、格納容器内で UPI-A ラインの逆止弁下流側であり、隔離不能であった。

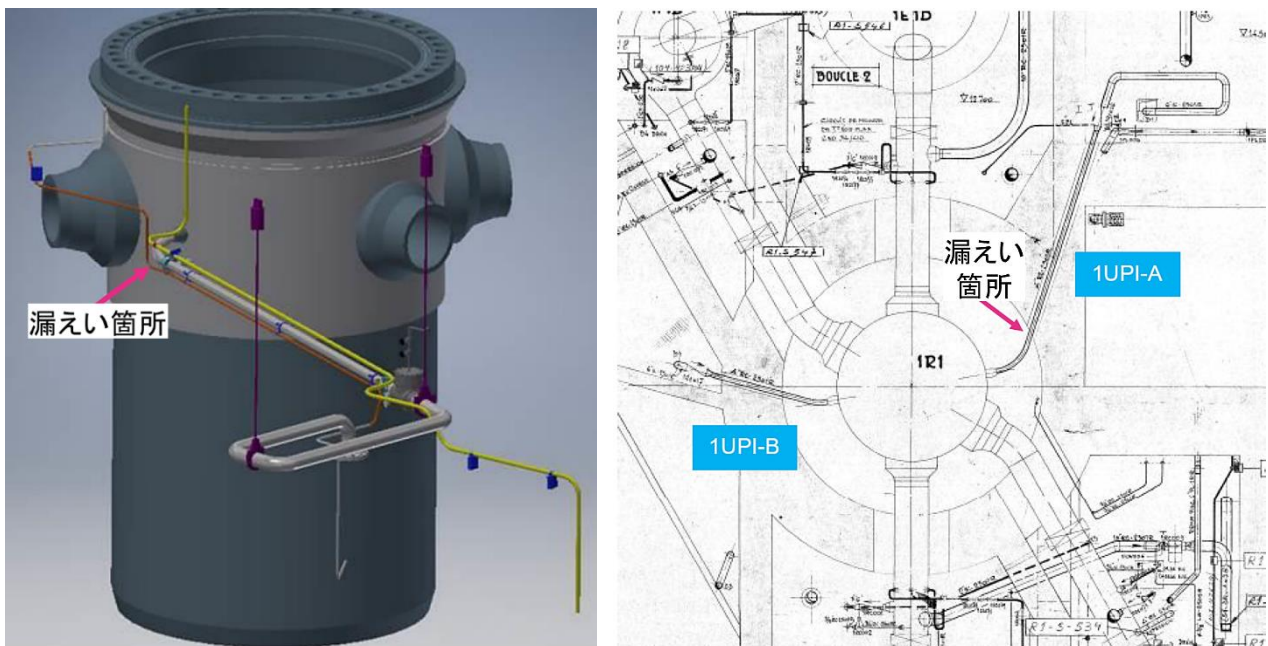


図 3 ドール 1 号機漏えい箇所(左:3次元概要図、右:平面図)[2]

UPI-A 配管の非破壊検査(NDE)により、エルボとの溶接部の上流側の直管の内側底部に亀裂のような複数の指示が見つかった。さらに、溶接部周辺に周方向の指示も見つかった。この結果を受け、1 号機の UPI-B 並びに 2 号機の両 UPI ラインも検査され、同様な欠陥が 2 号機の UPI-A で見つかった。切り取った UPI-A 配管の調査から、亀裂の原因は冷却材が関与する低い応力の高サイクル疲労であり、周期的な熱応力が発生していたはずと推測された。

劣化現象の理解は不十分であったが、問題の配管を取り換えることと、NDE の頻度を高めることと、特に配管外表面温度を監視することを条件に、2019 年初に両号機の再起動が認められた。Bel V でも、少なくとも 1 運転サイクルの運転は安全に行え、その期間に劣化現象を理解できると評価した。

(3) 現象解明

再起動後、1 台の 1 次冷却材ポンプ(RCP)を運転するやいなや、全ての UPI ライン上で温度変動が観測された。さらに、CFD 解析により UPI-A ラインの RPV 注入ノズルとコアバレルの間にギャップ(図 2 左下図)が存在すると、周期的な流動が発生し得ることが示された。このギャップは、UPI 内部の目視検査で確認されている。

上部プレナムとダウンカマーの圧力差により、このギャップを通る流れが発生する。注水口構造部で、非対称流れが生じると、流動の渦成分(高温)が UPI-A 配管の欠陥の見つかった箇所

まで到達し得る。渦の先では、低温の安全注入タンク水が滞留しており、渦成分との間で大きい温度差がある。ギャップの状態(境界条件)が一様ではないと仮定すると、渦構造の到達長さが前後し温度変動する領域が生じる。UPI-B ラインで亀裂欠陥が見つかっていない理由は、UPI-A よりも優れた断熱材が用いられており、軸方向で渦構造が前後しても、特に渦構造の先の軸方向温度勾配が小さく、結果的に温度変動幅も小さいためと推定されている。

2019-2020 年の定期点検では、両号機とも UPI ラインに有意な欠陥を意味するような指示は見つからなかったことから、両号機の 2020 年の運転は許可された。なお、事業者情報[5]によると、ドール 1/2 号機とも 2025 年中に恒久停止する計画となっている。

3. 今後の対応

本件は、PWR の安全注入ラインから漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、注入ラインの直線配管部の亀裂。根本原因は、建設当時に既に当該配管内面に傷等の不良があったことと、設計変更管理が不適切で注入口構造の改造工事で残されたギャップを見落としたことと、改造工事後の長期的影響評価を行っていなかったこととされる。事業者による調達管理、改造工事管理及び設計変更管理に課題があったことから、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。さらに、恒久停止していない国内 PWR で、安全注入ラインをダウンカマー注入から UPI に改造したものはない。以上のことから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。

4. 参考資料

- [1] Thermal Fatigue issue in the Upper Plenum Injection lines at Doel 1-2, ETSON News(20 20-09-16 付)、<https://www.etsn.eu/node/77>
- [2] Doel 1&2 Upper Plenum Injection line issue, TRACTEBEL, International Workshop on Age-Related Degradation of Reactor Vessels and Internals, USNRC, Washington, 2019-05-23~24, <https://www.nrc.gov/docs/ML1915/ML19150A178.pdf>
- [3] R. GERARD, A. FABRY, INTEGRITY ASSESSMENT OF DOEL 1 AND 2 REACTOR PRESSURE VESSELS, IAEA Specialist's Meeting on The Integrity of Pressure Components of Reactor Systems, 1992-05-25~29, <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/PUBLIC/25/062/25062104.pdf?r=1&r=1>
- [4] ISP-20, STEAM GENERATOR TUBE RUPTURE, CSNI Report No 154, OECD/NEA, December 1988, <https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/csni88-154.pdf>
- [5] The decommissioning of the Doel and Tihange power plants: a new industrial challenge in complete safety, <https://nuclear.engie-electrabel.be/en/nuclear-energy/major-nuclear-projects-belgium/decommissioning>
- [6] JEAC 4206-2007、原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
- [7] JEAC 4201-2007、原子炉構造材の監視試験方法
- [8] 泊発電所1号炉 高経年化技術評価(中性子照射脆化) 補足説明資料、<https://www.nsr.go.jp/data/000248851.pdf>
- [9] 泊発電所2号炉高経年化技術評価(中性子照射脆化)補足説明資料、<https://www.nsr.go.jp/data/00317754.pdf>

火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査(案)

令和 4 年 1 月 20 日

技術基盤課

1. はじめに

IN2014-10[1][2]は、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に関連した米国原子力発電所(NPP)における運転経験を紹介するもので、火災起因のホットショートにより安全停止機能もしくはその能力が影響を受ける可能性について、認可取得者に検討するよう推奨している。この「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」は、第 12 回技術情報検討会(平成 27 年 1 月 19 日)[3]にて要対応技術情報と分類され、将来的な火災影響評価ガイドへの反映要否を含めた検討が開始された。令和 3 年 6 月には、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」[4]が発行され、安全停止回路解析の概要、関連する米国 NRC 規制活動とともにいくつかの事業者事象報告書(LER)が紹介された。LERには、3 年毎火災防護検査等において発見、指摘された具体的な課題(潜在的課題含む)が含まれており、こうした情報は、国内 NPP における類似課題の有無や、検査着目点を検討する上で有用なので、関連する LER を技術基盤課で抽出し、調査・分析することとした。

2. 定義と関連情報

2.1. 火災時安全停止回路解析

火災時に原子炉を安全停止状態に到達・維持するのに必要な設備・機器の電気回路(ケーブル配線含む)の可用性や能力、リスクを分析評価すること。

2.2. ホットショート

火災による高温の影響で導体間の絶縁材が破壊され短絡し、電氣的に接続されること。図 1 から図 3 にホットショートの概念と影響例を示す。表 1 には、ケーブル間ホットショートの起こりやすさを絶縁材の組合せごとに示す。

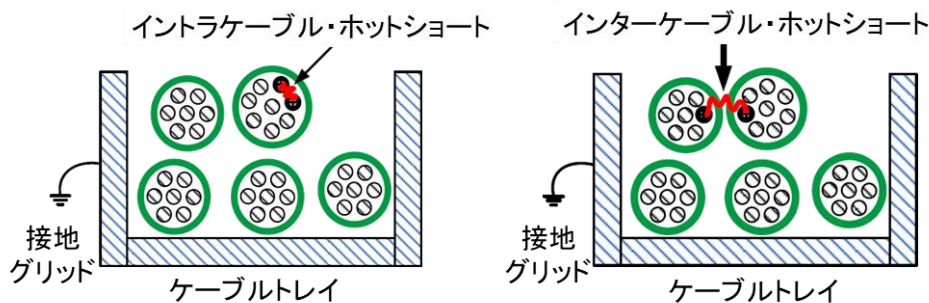


図 1 (左)イントラケーブル・ホットショート、(右)インターケーブル・ホットショート[5]

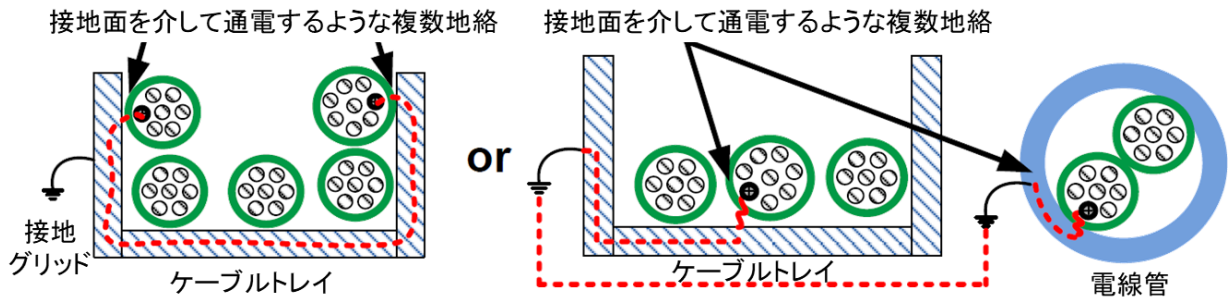


図 2 接地面を介したインターケーブル・ホットショート[5]

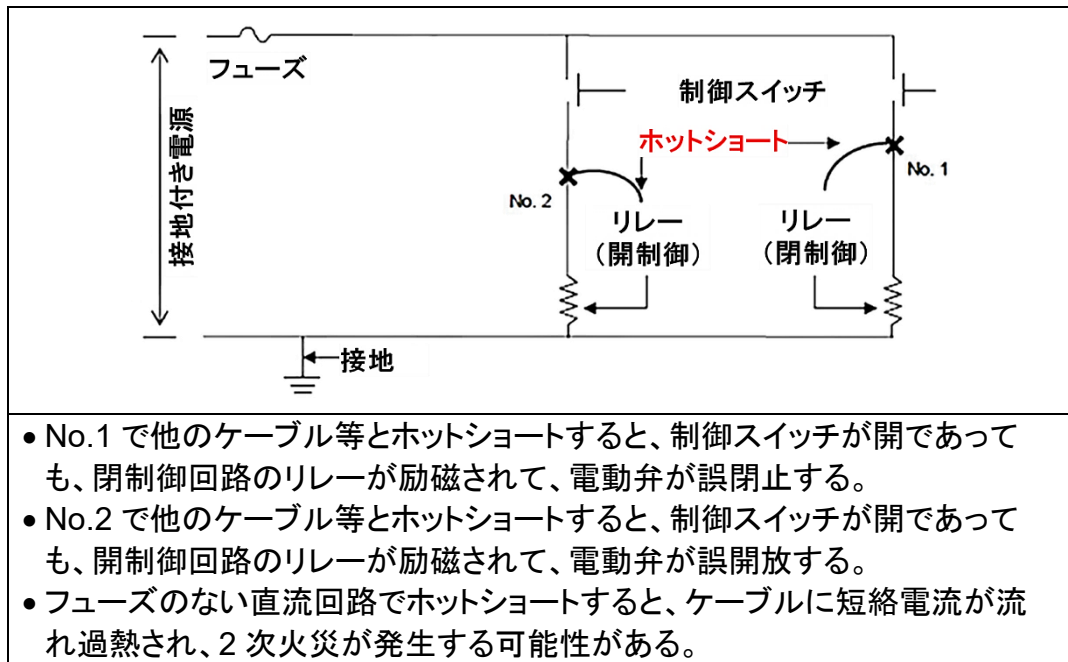


図 3 ホットショートの影響の例[5]

表 1 絶縁材組合せに対するインターケーブル・ホットショート可能性[4]

ソース側 ケーブル絶縁材	ターゲット側 ケーブル絶縁材	ホットショート 発生箇所数	可能性
熱硬化性	熱硬化性	1(図 1 のケース)	起こり難い
		2(図 2 のケース)	起こり得ない
熱硬化性	熱可塑性	1(図 1 のケース)	起こり得る
		2(図 2 のケース)	起こり難い
熱可塑性	熱可塑性	1(図 1 のケース)	起こり得る
		2(図 2 のケース)	起こり得る～起こり難い
熱可塑性	熱硬化性	1(図 1 のケース)	起こり得ない
		2(図 2 のケース)	起こり得ない

2.3. 米国規制情報等

2.3.1. 10CFR50.48「火災防護」

本規制の(a)において、運転認可取得者は 10CFR50 附則 A の基準 3(GDC-3)を満足する火災防護計画(FPP)を持たねばならないとしている。(b)では、1979-01-01 以前に運転許可が

与えられた NPP に対する特定の一般課題に関して、GDC-3「火災防護」を満足するために要する火災防護特性は 10CFR50 附則 R に規定されるとある。(c)では、例外項目があるが NFPA805「全米防火協会 軽水発電炉のパフォーマンスベース火災防護基準」が本規制の参照として承認されたことが明示されている。全ての認可取得者は自主的に、(c)と NFPA805 に従ったリスク情報を活用したパフォーマンスベースの火災防護プログラムを採用することができる。

2005 年に、いくつかのパイロット NPP で NFPA805 への移行が自発的に行われた。それらのパイロット NPP から、2008 年に NFPA805 を採用する認可変更要求(LAR)が提出され、2010 年に承認された。2019 年 5 月現在、43 基の NPP が LAR を発行し、移行が完了もしくは実行中である。[6]

a) GDC-3「火災防護」

安全上重要な構造物、系統及び機器(SSC)は、他の安全要求事項と矛盾することなく、火災及び爆発の確率と影響を最小化するように設計・配置されなければならない。プラント内で適用可能な場所全て、特に格納容器や制御室のような場所は、不燃で耐熱性のある材料を使わなければならない。安全上重要な SSC に対する火災影響を最小化するように適切な容量と機能を有する火災検知器と消防設備を設計・配置しなければならない。消防設備は、それが破裂したり誤操作したりしても、SSC の安全機能を阻害することがないように設計されなければならない。

b) 10CFR50 附則 R「1979-01-01 以前に運転開始した実用発電炉に対する火災防護プログラム」

III.G「安全停止能力に対する火災防護」

1. 安全停止に重要な SSC に対して火災防護機能を付加しないとイケない。
 - a. 制御室または緊急制御盤から高温停止状態に到達・維持するのに要するシステムの 1 系列は火災損傷と無縁でなくてはならない。
 - b. 制御室または緊急制御盤から低温停止状態に到達・維持するのに要するシステムは 72 時間以内に修理できなければならない。
2. ホットショート、開回路もしくは地絡によって、高温停止状態に到達・維持するのに必要な多重系列システムの動作を妨げたり、誤動作させる可能性のある複数のケーブル／機器(関連非安全系回路含む)が、格納容器外の同一火災区画にある場合は、少なくとも 1 系列が火災損傷を受けないように、以下の手段を最低一つ備えること。
 - a. 3 時間定格の防火バリアによる多重系列のケーブル・機器ならびに非安全系回路の分離。防火バリアの一部もしくは支持用の鋼構造は、バリアに要求されるものと同等の耐火性を持つこと。
 - b. 可燃物や火災ハザードがない状態で水平距離 20 フィート(約 6 m)以上離すことによる多重系列のケーブル・機器ならびに非安全系回路の分離。かつ、当該火災区画に火災検知器と自動消火システムを据え付けること。

- c. 1 時間定格の防火バリア内で、1 系列のケーブル・機器ならびに非安全系回路の格納。かつ、当該火災区画に火災検知器と自動消火システムを据え付けること。

不活性化していない格納容器内では、上記の手段の一つまたは以下の火災防護手段の一つを備えること。

- d. 可燃物や火災ハザードがない状態で水平距離 20 フィート(約 6 m) 以上離すことによる多重系列のケーブル・機器ならびに非安全系回路の分離。
- e. 当該火災区画に火災検知器と自動消火システムの据え付け。
- f. 不燃性放射エネルギー遮へいによる多重系列のケーブル・機器ならびに非安全系回路の分離。

3. 以下の場合、代替／専用停止能力を備えること。

- a. G2 要求事項を満足しない場合
- b. 懸念される区画にある高温停止に要する多重システムが、防消火活動により損傷したり、防消火システムの誤動作や破裂により損傷したりする場合。

c) NFPA805「軽水発電炉のパフォーマンスベース火災防護基準」

決定論的の火災防護要件(10CFR50.48(b)、つまり 10CFR50 附則 R)は、火災時に安全停止を可能とする安全系を介した火災防護工学的余裕(engineering margin)を確立することをねらったものである。リスク情報を活用した自主的基準(NFPA805)は、決定論的アプローチに関わる規制負荷を低減し、原子力安全を維持しつつ認可取得者の火災防護活動に柔軟性を付加するものでなくてはならない[6]。なお、2006 年には RG1.205「既設軽水炉プラントに対するリスク情報を活用したパフォーマンスベース火災防護」も発行されている^a。

2.3.2. 火災防護検査

NRC 検査目的は、火災損傷または延焼を防ぐために用いる火災検知・抑制システム／機器と防火バリアの状態と動作状況に関する FPP が適切に遂行されていることを検証することである。また、オンサイト消防隊の訓練や演習状況を検証することも目的である。[6]

一般に、許認可ベースは 2 つある：決定論とリスク情報を活用したパフォーマンスベース。決定論では 10CFR50.48(a)、(b)と附則 R 下で許可された運転プラントの年毎検査に火災防護検査が含まれる。リスク情報を活用したパフォーマンスベースでは、NFPA805 を介した 10CFR50.48(c)がベースとなり[6]、3 年毎火災防護検査が行われる。[8]

2.3.3. IN92-18「制御室火災時に遠隔停止能力を喪失する可能性」[10]

制御室火災時に、高温停止状態に到達・維持するのに必要なモータ作動弁(MOV)において、MOV の制御回路に係る導線と通常通電の導線の間でホットショートする可能性がある。火災により制御室が使えない場合は、遠隔停止盤から MOV を操作するが、もし MOV に防護機能がない場合、遠隔操作する前に当該 MOV が損傷する可能性がある。トルクスイッチをバイパスして

^a 最新版は 2021 年に発行された Rev. 2 [7]である。

ホットショートによる短絡電流がモータに流れ、巻線が損傷し、MOV は手動操作もできなくなり、安全停止を達成・維持する能力が失われる可能性がある。

3. 調査・分析方法と結果・考察

以下に示す 2 ステップで、調査を行った。結果分析とその考察を併せて示す。

(1) 3 段階スクリーニングにより、火災時安全停止回路解析に関わる LER を抽出する。

① 件名キーワード検索

図書登録日:2010-01-01 から 2021-07-31

件名キーワード:fire、spurious、circuit analysis、Appendix R、OR NFPA805

検索結果:101 件

② 本文キーワード検索

キーワード: fire AND {(inspection OR finding) OR (cable、circuit、short、open、OR spurious)}

検索結果:45 件

③ 抽出:LER 本文に、安全停止回路解析に関わるプロセス等を用いて、火災時安全停止能力に関わる課題・懸念を発見・指摘した情報が含まれるもの。

結果:別紙 1 スクリーニング結果(抽出 29 件、スクリーニングアウト:16 件)

(2) 抽出された 29 件に IN2014-10 で紹介された 3 件を加えた 32 件の LER を分析し、個々に事象概要、安全評価、原因、是正処置・教訓などを 1 件 1 葉シートにまとめる。必要に応じて、参考情報などで補足する。国内原子力発電所において類似問題の存在可能性を考察する。

抽出された LER は全て、制御室等の火災によりその区画内を通るケーブルがホットショートする可能性があり、その影響で火災時安全停止能力が疑問視されることを報告している。ただし、その安全影響度は軽微で、代償措置も取り得ると報告されている。

その調査結果を 3 つの観点(A)ホットショートする可能性のある場所とその主要な影響、B)影響を受ける主要な機器・システムまたは解析・手順等／懸念される悪影響、C)懸念が存在した期間^{a)}で分類し、結果と考察を表 2 にまとめる。

表 2 分析結果

A)	ホットショートする可能性のある場所とその主要な影響	件数
A1	過電流保護が付加されていない DC 制御回路で、ホットショートによる故障電流によりケーブルが過熱され、元の火災区画とは別の場所で 2 次火災が発生	6
A2	火災により制御室が使えない場合にそれ以外の場所から安全停止できる機能を有した装置があるが、火災時に制御室側の回路が完全に遮断・隔離されないため、制御室内のホットショートにより、安全上重要な機器が誤動作	13
A3	制御室以外の火災によるホットショートでも、安全上重要な機器が誤動作	10

^{a)} 10CFR50 附則 R「1979-01-01 以前に運転開始した実用発電炉に対する火災防護プログラム」を鑑み、運転開始が 1979-01-01 以前か以後か、改造が懸念の起点かどうかで分類。

A4	動力作動弁(POV)に係るホットショート問題(IN92-18)等の代償措置が未確立もしくは必要な運転員操作余裕時間が非保守的である懸念	3
考察	<ul style="list-style-type: none"> 最も多いのは A2 であり、制御室火災時に制御室側の回路を隔離・遮断する設計に不備があることが原因である。例えば加圧器逃し弁が、制御室火災起因のホットショートで誤開放したら LOCA となり得る。同様に格納容器隔離弁が誤開放したら、格納機能の喪失となり得る。安全関連機器に影響するような制御室側回路のホットショートが起こらないことを示せない場合は、そのホットショートによる安全性(炉心損傷、格納容器破損)への影響評価が必要と考えられる。 次に多いのは A3 であるが、次の B)と併せて考察する。 A1 は、DC 制御回路に過電流保護が適切に付加されていない設計欠陥であり、火災影響評価よりも品質保証の枠で取り扱う問題と考えられる。 A4 は件数は少ないが、深層防護の観点から、制御室火災時に制御室側回路の隔離に失敗した(安全上重要な機器がホットショートで誤動作した)際の運転手順をレビューする必要性を示していると考えられる。 	

B)	影響を受ける主要な機器・システムまたは解析・手順等／懸念される悪影響	件数
B1	ケーブルの過熱／2次火災	6
B2	ポンプ誤起動／EDG 過負荷、過充填	3
B3	弁誤開／インターフェイス LOCA、操作余裕時間減少、可用保有水減少、溢水	8
B4	弁誤閉／ECCS 注水不能、充填不能、ポンプサクシオン喪失	3
B5	弁誤動作／安全関連弁損傷・手動操作不能	4
B6	ヒータ誤作動／加圧器ヒータ制御不能	2
B7	フューズ開、遮断器開、リレー誤動作／EDG 自動起動不能、電源喪失、制御異常	6
考察	<ul style="list-style-type: none"> 最も多い B3 は安全機能・能力の喪失ではなく、LOCA や漏えいの直接原因であり、原子炉安全停止のための系統分離対策とは無関係である。 B2、B4、B6 と B7 は、安全機能・能力の喪失であり、適切に系統分離が行われていれば、安全機能が完全喪失する可能性は低い。しかし、運転経験反映による継続的安全性向上にこれらの情報は資する。 B5 は弁の制御機構の設計欠陥とも考えられるが、安全関連弁が損傷し、手動操作も不能となる可能性が指摘されている(IN92-18)ことから、注意が必要である。 B1 は A1 で示したように設計欠陥問題と考えられる。 	

C)	懸念が存在した期間	件数
C1	1979-01-01 以前に運転開始した NPP の運転開始時点から	9
C2	1979-01-01 以前に運転開始した NPP の改造時点から	3
C3	1979-01-02 以降に運転開始した NPP の運転開始時点から	18
C4	1979-01-02 以降に運転開始した NPP の改造時点から	2
考察	<ul style="list-style-type: none"> C3 がもっと多く、火災時安全停止に懸念があるのは古いプラント(系統分離に課題がある)に限らないことを示している。 C2、C4 は、改造によって火災時安全停止回路に問題が生じたこと示しており、運転開始後の検査の重要性を表す。 	

4. 今後の対応

米国 LER で報告された火災時安全停止能力に関する主要な課題は、①火災等で制御室以

外から遠隔安全停止操作する際に、制御室側回路のホットショートで安全関連機器が誤動作する可能性ならびにそのような誤動作が起こった際の運転員対応手順の不備、②ホットショートによる誤動作が冷却材喪失や格納機能喪失の原因となる可能性、③DC 制御回路に過電流保護が適切に付加されていない場合は、DC 電源回路とのホットショートにより、元の火災区画とは別の区画で2次火災が発生する可能性、④動力作動弁のリミット・トルクスイッチが適切に付加されていない場合は、制御回路のホットショートにより弁が損傷し動作不能となる可能性、⑤プラントの改造によりもたらされる火災時安全停止回路への悪影響もしくは過去の検査では発見されなかった火災時安全停止回路の設計欠陥である。

ただし、いずれの課題も実際に発生したものではなく、米国 NPP において発生する可能性を見出したものである。かつ、それらの課題の発生を想定しても、その安全影響度は低いとされ、懸念される火災区画の監視強化等の代償措置も提案されている。しかしながら、いくつかの課題は原子炉安全停止のための系統が適切に分離されていれば問題ないとする考えを否定している。さらに、米国の3年毎火災防護検査もしくはその準備のための事業者検査でそれらの課題が見つまっていることから、同検査の重要性も示している。

以上を踏まえ、原子力規制庁において、米国火災防護規制の最近の動向をさらに調査し理解を深めるとともに、国内 NPP 事業者と情報共有を続けていくこととしたい。

5. 参考情報

- [1] IN2014-10, POTENTIAL CIRCUIT FAILURE-INDUCED SECONDARY FIRES OR EQUIPMENT DAMAGE, <https://www.nrc.gov/docs/ML1416/ML14169A264.pdf>
- [2] 第12回技術情報検討会、資料12-4、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」について、<https://www.nsr.go.jp/data/000094964.pdf>
- [3] 第12回技術情報検討会、議事概要、<https://www.nsr.go.jp/data/000099778.pdf>
- [4] NTEEN-2021-1001、米国における火災時安全停止回路解析の調査、<https://www.nsr.go.jp/data/000356783.pdf>
- [5] NUREG/CR-7150, Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE), Volume 1: Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) Exercise for Nuclear Power Plant Fire-Induced Electrical Circuit Failure, <https://www.nrc.gov/docs/ML1231/ML12313A105.pdf>
- [6] INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 05, FIRE PROTECTION, <https://www.nrc.gov/docs/ML2023/ML20237F507.pdf>
- [7] REGULATORY GUIDE 1.205, REVISION 2, RISK-INFORMED, PERFORMANCE-BASED FIRE PROTECTION FOR EXISTING LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS, <https://www.nrc.gov/docs/ML2104/ML21048A448.pdf>
- [8] INSPECTION PROCEDURE ATTACHMENT 71111.05XT, Fire Protection - NFPA 805 (Triennial), <https://www.nrc.gov/docs/ML1232/ML12328A167.pdf>
- [9] NRC, Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection Overview, <https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/ri-pb-overview.html>
- [10] IN92-18, Potential for Loss of Remote Shutdown Capability During a Control Room Fire, <https://www.nrc.gov/docs/ML0312/ML031200481.pdf>
- [11] 日本原子力学会、AESJ-SC-RK007:2014、原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2014

スクリーニング・分析結果

LER 番号	件名	結果	問題・指摘
220/2014-002-00: Nine Mile Point	フューズのない MOV 制御回路	A1 B1 C1	MOV のフューズ(保護)のない DC 回路のホットショートにより、ケーブルの過電流・自己加熱により 2 次火災が発生し得る。
244/2014-002-00: Ginna	複数の火災区画に影響する DC 制御回路が絡むホットショート火災事象	A1 B1 C1	非安全系の DC 制御回路に過電流保護がないと、ホットショートでケーブルが過熱し、2 次火災が発生し得る。
259/2011-010-00: Browns Ferry 1	適切に隔離されなかった DC 電流計ケーブル	A1 B1 C1	火災により制御室退避した際に使う現場のバッテリー盤の安全系電流計回路が、制御室の遠隔電流計回路と適切に隔離されていない。制御室の非安全系電流計の回路が火災時ホットショートの影響で、2 次火災を発生させ得る。
259/2012-004-01: Browns Ferry 1	火災区画でのケーブル火災損傷により RHR サービス水ポンプが誤起動する可能性	A2 B2 C1	制御室火災時に適切に遮断されない制御回路が見つかった。その回路がホットショートすると、補機冷却水系からの誤信号で RHR サービス水ポンプが誤起動し得る。
259/2013-008-00: Browns Ferry 1	火災区画におけるケーブルの火災損傷により RHR ポンプが誤動作する可能性	A2 B2 C1	制御室火災時に適切に遮断されない制御回路が見つかった。その回路がホットショートすると、RHR ポンプが誤起動し得る。
260/2012-005-00: Browns Ferry 2	NFPA805 移行中に特定された第 2 区分 RHR 系統に影響する未解析状態	A2 B4 C1	制御室火災時にホットショートにより LPCI の格納容器内弁の開失敗が発生し得る。
278/2011-004-00: Peach Bottom 3	HPCI の不適切なケーブルルートにより火災後安全停止解析に悪影響	A3 B5 C2	2010 年代の HPCI タービン蒸気供給弁制御回路の改造により、想定火災区画でのホットショートにより HPCI が動作不能となり得ることが判明した。
282/2016-001-00 Prairie Island 1	不適合火災防護手動運転員操作	A3 B5 C1	IN92-18「制御室火災時に遠隔停止能力を喪失する可能性」で指摘されたモータ作動弁(MOV)のホットショートによる故障が、制御室火災以外でも発生し得ることがわかった。
285/2015-006-00: Fort Calhoun	不適切な設計による未解析の火災脆弱性	A2 B6 C2	1983 年に改造した加圧器バックアップヒーターバンクの制御回路の遮断設計に問題を発見。制御室火災時の制御室側でのホットショートにより、ヒータが意図したように動作しない可能性がある。
293/2015-010-00: Pilgrim	電動弁制御回路の脆弱性	A4 B5 C2	IN92-18 で指摘された MOV の問題(トルク・リミットスイッチがないと、ホットショートにより MOV が損傷、手動操作も不能となり得る)の代償措置である火災監視が未確立であることが 2015 年の火災防護検査の準備中に判明した。
305/2012-001-00: Kewaunee	加圧器逃し弁と原子炉ベント弁に対する附則 R 誤動作の懸念	A3 B3 C1	加圧器逃し弁のソレノイド用の制御室から格納容器に至る制御ケーブルが、専用の電線管で引き回されておらず、ホットショートの状態次第では、弁が誤開放し得る。原子炉ヘッドベント弁でも同様の問題が見つかった。I/F LOCA となり得る。
361/2009-005-00: San Onofre 2	DG の配線ミスにより火災隔離能力を喪失	A2 B7 C4	EDG-A の保全作業で火災時遮断(隔離)フューズを誤配線した。この状態では、制御室火災時に遠隔操作ができなくなる可能性がある。
366/2013-004-03: Hatch 2	RHR 停止時冷却系隔離弁に対する想定火災時ケーブル間電気故障の脆弱性	A3 B3 C1	格納容器内 RHR 停止時冷却系隔離弁の制御ケーブルが想定火災でホットショートすると、同弁が誤開放し得る(I/F LOCA)。

LER 番号	件名	結果	問題・指摘
369/2012-001-00: McGuire 1,2	附則 R 不適合により冷温停止に影響する可能性	A3 B5 C3	IN92-18 で指摘された MOV の問題が、両号機の SG の動力作動逃し弁 (PORV) にあることがわかった。想定火災区画での制御回路ホットショートで、弁が損傷し手動操作も不能となり得る。
390/2013-005-00: Watts Bar 1	CVCS 遠心充填ポンプの想定火災起因故障	A3 B4 C3	補助建屋火災により CVCS 充填ポンプ (CCP) のサクシオン弁が偽閉止 (正しい閉信号なしに閉) し、RWST 弁は開かないことから、CCP 故障、RCP シール喪失となり得ることがわかった。
390/2014-002-00: Watts Bar 1	附則 R 解析により特定された非保守的運転員手動操作	A4 B2 C3	附則 R 解析 (安全停止能力に対する火災防護プログラム) で想定した加圧器過充填を防ぐための運転員余裕時間が保守的ではなかった。
390/2015-002-00: Watts Bar 1	附則 R 火災時の加圧器 PORV に偽開放に関する未解析の状態	A4 B3 C3	加圧器 PORV の制御ケーブルが想定火災区画を通っている場合は、ホットショートにより PORV が偽開放すると仮定しなければならない。PORV 隔離が遅れると、SI 信号が出て、加圧器がソリッドになるおそれがある。時間余裕等の確認要。
395/2011-001-00: Summer	附則 R に従う安全停止システムの 1 系列維持失敗の可能性	A3 B7 C3	制御室、ケーブル室または制御建屋火災によるホットショートで安全母線の過電流リレーが作動し得る (給電遮断)。EDG-B の給電遮断器が閉じない可能性もある。当該リレーをリセットする手順が火災時緊急手順に入っていることを確認要。
395/2011-002-00: Summer	附則 R に従う安全停止システムの 1 系列維持失敗の可能性	A2 B7 C4	1985 年の改造によって、火災によって制御室退避した際に EDG-B の制御回路を制御建屋から隔離 (遮断) できるようになった。しかし、1992 年の EDG 制御回路の改造によって、ホットショートにより制御電源のリレーが停電して、EDG の現場制御が妨げられ得るようになった。
397/2015-006-01: Columbia	火災後安全停止に悪影響し得る想定 MSO シナリオ	A3 B3 C3	HPCS の複数の電動弁がホットショートにより偽開放することを MSO シナリオに想定していなかった。SP から CST への流れが形成され、SP 保有水量が減る (安全停止に影響し得る)。
440/2011-001-00: Perry 1	火災防護設計脆弱性による未解析の状態	A2 B7 C3	制御室の 2 つの電流計回路に配線欠陥があり、制御室火災によるホットショートで、それらの電流計遮断器の保護リレーが作動し、安全停止に要する A 系列 ESW ポンプと A 冷凍機の電源が切れ得る。
445/2013-002-00: Comanche Peak 1,2	無保護の電流計ケーブルからの 2 次火災	A1 B1 C3	クラス 1E のバッテリー制御室電流計に過電流保護が付いていないことが判明。制御室外での火災によるホットショートで故障電流が流れると、ケーブルトレイ上で 2 次火災が発生し得る。
454/2015-004-00: Byron 1	誤開放した弁の手動閉止を妨げ得る加圧器電動逃し弁回路の設計欠陥	A2 B3 C3	火災防護点検の際に加圧器 PORV のブロック弁制御回路に設計欠陥が見つかった。制御室火災時のホットショートにより、フューズがバイパスされ制御回路隔離が失敗し得る。
456/2015-003-00: Braidwood 1	誤開放した弁の手動閉止を妨げ得る加圧器電動逃し弁回路の設計欠陥	A2 B3 C3	火災防護点検の際に加圧器 PORV のブロック弁制御回路に設計欠陥が見つかった。制御室火災時のホットショートにより、フューズがバイパスされ制御回路隔離が失敗し得る。

LER 番号	件名	結果	問題・指摘
461/2011-001-00: Clinton	想定される HPCS 誤作動	A3 B3 C3	電線管内の自動起動ロジック計装ケーブルのホットショートによって、HPCS が誤起動し得る。HPCS 停止ポンプと注水弁も閉するので、RPV 満水後に HPCS を止められない可能性もある。
461/2011-007-00: Clinton	フューズなしの電流計回路	A1 B1 C3	フューズ(保護)のない DC 回路のホットショートにより、接地ループが構成され、過電流により隣り合うケーブルに熱損傷を与え得る。
482/2010-003-00: Wolf Creek	EDG-B 電圧制御回路に係る火災時安全停止の過大	A2 B7 C3	制御室火災のホットショートでユニット・パラレルリレーが通電され、EDG が意図しないモードで運転され、電圧制御にも悪影響し得ることが判明。
482/2010-007-01: Wolf Creek	火災時安全停止火災に起因する MSO 問題	A3 B4 C3	5 件の MSO 問題が特定された。例: 火災区画での火災で 1 台の RHR ポンプ喪失と同時に火災起因の偽 SIS により両 RHR の作動が妨げられ得る。加圧器スプレイ弁が誤開放し、4 台の RCP が制御室から停止できない可能性がある。
482/2010-013-00: Wolf Creek	火災時安全停止回路解析で特定された未解析の状態	A2 B7 C3	制御室火災によるホットショートで EDG-B の励磁器／電圧制御器のフューズが切れ、給電できない可能性がある。制御室火災で加圧器 PORV が誤開し、熱水力解析で要求する 3 分間以内の閉止ができない可能性。制御室火災で EDG-B 室の換気ダンパーが故障し、室温が設計温度範囲から出るおそれがある。
482/2011-008-00: Wolf Creek	火災時安全停止設計の隠れた課題が引き起こす ESW 流動不均衡	A2 B3 C3	制御室火災で CCW 熱交換器からの ESW リターンラインの弁(安全停止には要閉)が開き得ることが判明。重要機器への ESW 流量が減るおそれがある。
528/2012-005-01: Palo Verde 1,2,3	RSS 制御回路欠陥による TS 禁止状態	A2 B6 C3	制御室火災時に B 系列加圧バックアップヒータの制御回路が隔離されない可能性が判明。CVCS 隔離弁にも同様な問題が見つかった。
528/2013-003-00: Palo Verde 1,2,3	過電流保護のない DC 電流計	A1 B1 C3	系列 B と D のクラス 1E バッテリーと充電器の電流計回路に過電流保護がついていない。制御室火災によるホットショートで同回路に故障電流が流れると、ケーブルトレイ上でケーブルが 2 次火災し得る。

<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。

参考資料 5 1 - 1

調査中案件の状況（案）

令和 4 年 1 月 2 0 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	<ul style="list-style-type: none">・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し、その結果を第 44 回、49 回技術情報検討会において報告した。また、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、第 17 回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合において聴取した。・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、新知見のふり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 5 1 - 2

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和 4 年 1 月 2 0 日
 原子力規制企画課
 技術基盤課

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	電源系統の一相開放に対する規制取入れ	<p>背景： 2012 年 1 月 30 日、米国の Byron2 号機において、一相開放事象後に原子炉が停止した。この原子炉の停止は、外部から施設内に供給している電圧が不安定であったことによるものだった。しかし、このプラントは、外部電源を自動で切り離し、非常用電源に切り替える設計がなされていなかった。米国の 9 7 の原子炉において、今回と同様に一相開放（OPC）を検出できないことがわかった。</p> <p>規制委員会の対応： この状況は日本で発生する可能性があるため、送電線から直接接続された変圧器において OPC を検出し、故障回路を隔離または自動か手動で緊急母線の電源供給を切り換える対策を求めるとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理) 技術基準規則解釈(実用・研開炉) 	H26. 7. 9(実炉、研炉) (決定、施行) H26. 10. 29(再処理) (決定、施行) ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> 施行時は新規制基準適合性審査に係る申請プラントが全て審査中であったことから、経過措置を設定せず。 全ての発電用原子炉施設に基準適合が要求され、適合していなければ稼働を認めない 施行時には OPC を検出できる設備がないことから運転管理で措置。設備の開発動向を引き続きフォロー。 R1. 5. 29 と R1. 11. 14、事業者から国内 OPC 自動検知システムの開発状況等について説明があった。 事業者からの説明を受け、国内原子力発電所等での OPC 対応状況と今後の導入計画につき、技術情報検討会

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2. 2. 26)、炉安審燃安審 (R2. 6. 5)、規制委員会 (R2. 5. 27) に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合 (R2. 8. 5) において確認し、その結果を第 42 回技術情報検討会 (R2. 8. 19) において報告した。
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	<p>背景： 米国では、原子力発電所内で有毒ガスが発生し警戒態勢等がとられる事態となった事例があることを受け、平成24年に、米国原子力規制委員会から有毒ガス発生事象に係る Information Notice が発出された。</p> <p>我が国においても、旧原子力安全・保安院が有毒化学物質の漏えいにより発生する有毒ガスについて検討を行っていたが、東日本大震災により検討が中断し、現行の基準においても有毒ガスの防護に関する具体的な要求内容は明確ではなかった。</p> <p>規制委員会の対応： これらを踏まえ、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時対策所の指示要員並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員が、有毒ガスが発生した場合でも必要な操作を行えるよう、吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護判断基準値以下とするために必要</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則 (実用・研開炉・再処理) ・技術基準規則 (実用・研開炉) ・再処理性能技術基準規則 ・再処理設工認技術基準規則 ・設置許可基準規則解釈 (実用・研開炉・再処理) ・技術基準規則解釈 (実用・研開炉) ・SA 技術的能力審査基準 (実用・研開炉・再処理) ・保安規定の審査基準 (実用・研開炉・再処理) ・有毒ガス防護に係る 	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	<ul style="list-style-type: none"> ・対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。 ・稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。 ・工認後でなければ工事を行うことを認めない。 ・行政指導により施行日から 3 月後までに予期せぬ有毒ガスに対処するために設備の配備を要求 (手順、体制含む)。

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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		<p>要があった。</p> <p>規制委員会の対応： これを踏まえ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、基準地震動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。</p>		<ul style="list-style-type: none"> 技術基準規則解釈(実用炉) 	<p>年)まで経過措置期間を設定</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 事業者(実用炉)から大凡、耐震性能が確保されていることを確認済。
基準	耐震設計における動的機能維持設計手法	<p>背景： 地震時又は地震後の動的機器の機能要求の適合性審査においては、地震応答解析結果が、原子力発電所耐震設計技術指針(以下「JEAG4601」という。)に適合している必要がある。しかし、大飯3・4号機の工事計画の審査において、JEAG4601に規定されていない特別な評価方法が確認された。</p> <p>規制委員会の対応： これを踏まえ、上記場合における詳細な検討方法として、既往の研究等を参考に要因分析を実施し、評価基準値を超えていないことを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> 技術基準規則解釈(実用・研開炉) 耐震設計に係る工認審査ガイド(実用炉) 	<p>H29.11.15(決定、施行)</p> <p>※H30.11.30(施行後1年)まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 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	<p>背景： 美浜発電所3号機の審査書案に対する意見募集において、セントヘレンズ山の噴火における火山灰濃度を用いたディーゼル発電機の吸気フィルタへの影響に関する意見があり、事業者がこの評価結果を報告させた。</p> <p>さらに、電力中央研究所の研究報告を踏まえ、各発電所敷地において想定される気</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 実用炉規則 保安規定の審査基準(実用炉) 廃止措置段階における保安規定の審査基準(実用炉) 原子力発電所の火山影響評価ガイド 	<p>H29.11.29(決定)</p> <p>H29.12.14(公布/施行)</p> <p>※H30.12.31(施行後1年)まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> 実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 必要な保安措置の体制整備に要する期間及び保安規定の変更認可に要する期間を考慮し

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		<p>中降下火砕物濃度の程度について報告を求めた。</p> <p>規制委員会は、降下火砕物に関する最新知見を収集・分析しその影響を検討するための検討チームを設置した。</p> <p>規制委員会の対応： これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	<p>核燃料施設 審査部門</p> <p>研究炉等 審査部門</p>	検討中	未定	<p>稼働中の実用炉に経過措置を設定。</p> <p>・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。</p>
基準 ／ 制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	<p>背景： 平成28年10月5日の原子力規制委員会にて、原子力発電所内における使用済燃料の貯蔵に関して、輸送上の厳しい要件も満たしている輸送・貯蔵兼用乾式キャスク（以下「兼用キャスク」という。）を用いる場合には、耐震性等の基準について見直すよう指示があった。</p> <p>規制委員会の対応： 兼用キャスク貯蔵施設用のサイトによらない地震力の設定等の検討のため、兼用キャスク貯蔵に関する検討チームを設置し、この規制要求化に関</p>	基盤 Gr 技術基盤課 原子力規制 企画課	(基準側) ・設置許可基準規則(実用炉) ・技術基準規則(実用炉) ・(新設)兼用キャスク告示 ・設置許可基準規則解釈(実用炉) ・技術基準規則解釈(実用炉) ・(新設)兼用キャスク	H31.3.13 (決定) H31.4.2 (公布／施行) ※経過措置無し	<p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・現にキャスクを設置</p>

案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	<p>する議論を進めた。</p> <p>当該検討チーム及びその後の原子力規制委員会における議論を踏まえ、兼用キャスクによる原子力発電所内貯蔵に係る技術的な規制基準等の策定に加え、サイトに依存しない基準に適合する兼用キャスクを特定機器に追加するよう型式制度を見直すこととしたもの。</p>	<p>原子力規制 企画課 実用炉監視 部門 実用炉審査 部門</p>	<p>ガイド (型式側)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 		<p>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。</p> <p>・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。</p> <p>・H31. 4. 23、上記の求めに応じて、日本原電から、敷地境界で評価したキャスクからの中性子が寄与する線量は、$3.8\mu\text{Sv/年}$であり、実測に基づく中性子線量の推定値 ($26.7\mu\text{Sv/年}$) を大幅に下回るレベルであるとの評価結果が示された。</p>
基準	<p>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</p>	<p>実用炉審査部門</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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(実用炉) 	<p>H29. 11. 29 (決定)</p> <p>H29. 12. 14 (公布/施行)</p> <p>※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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 ・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
	<p>めの新規制基準を改正した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>核燃料施設 審査部門</p> <p>研究炉等審 査部門</p>	<p>用炉)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA 技術的能力審査基準 (実用炉) ・有効性評価ガイド(実用炉) 	<p>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</p>	<p>過措置を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本件に係る新たな工事は要しない
基準	<p>溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止基準</p> <p>背景：平成28年1月に福島第二原子力発電所1号機から4号機の使用済燃料貯蔵槽において、地震に伴う水面の揺動(以下「スロッシング」という。)による溢水事象が発生し、排気ダクトに流入した放射性物質を含む水が、ダクトに設けた止水設備を越えて非管理区域に向かって流れ出す事象が発生した。</p> <p>規制委員会の対応：これを受け、配管、容器や使用済燃料貯蔵槽から管理区域外へ放射性物質を含む液体の漏えい防止対策を定めることとしたもの。</p>	規制企画課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則(実用・研開・試験炉) ・技術基準規則(実用・研開炉) ・設工認技術基準規則(試験炉) ・性能技術基準規則(試験炉) ・設置許可基準規則解釈(実用・研開・試験炉) ・技術基準規則解釈(実用・研開炉) 	<p>H30. 1. 24 (決定) H30. 2. 20 (公布/施行) ※H31. 2(施行後1年) まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。 ・基準に適合するための工事や申請手続きに係る経過措置期間を設定。 ・施行時に着手している工事は継続を妨げない。
基準	<p>重大事故等クラス1設備の構造及び強度に係</p> <p>背景：新規制基準のうち特定重大事故等対処施設に係る要求事項については、新規制基準施行後に新たに施設される設備のみを想定した規定ぶりとなっていたが、審</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> ・技術基準規則(実用炉) 	<p>H30. 1. 24 (決定) H30. 2. 2 (公布/施行)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・公布後ただちに施行。 ・経過措置を設定せず。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	る要求の見直し	<p>査においては、新規規制基準施行前に既に施設された設計基準事故対処設備も含めて特定重大事故等に対処することには技術的に合理性があると認めてきた。</p> <p>規制委員会の対応： これを受け、特定重大事故等時において既設の設備に重大事故等クラス1機器等に期待される機能が維持されるに足る構造及び強度がある場合は、既設の設備を重大事故等クラス1機器等として扱えることを明確にするもの。</p>				
基準	気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価ガイドの見直し	<p>背景： 気象庁が2016年4月より既存のFスケールを見直した日本版改良藤田(JFE)スケールを策定したことを受け、ガイドで例示している竜巻最大風速の評価手法の見直しを検討することとなった。</p> <p>規制委員会の対応： 気象庁からの聞き取りの結果、両スケールの階級を互いに読み替えることは想定されていない旨の回答があったことなどから、当面の間、基準竜巻風速の設定において、JFEスケールを用いない旨をガイドに示すこととしたもの。</p>	技術基盤課 地震・津波 研究部門	・竜巻影響評価ガイド	H30.11.28（決定／公布／施行）	<ul style="list-style-type: none"> ・H30.4.18 原子力規制委員会にて、「気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価の対応について」を報告。 ・H30.10.10 原子力規制委員会にて、これまでの検討結果等を踏まえた竜巻影響評価ガイドの改正案等を審議。 ・H30.11.28 原子力規制委員会にて、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。
基準	火災防護審査基準の一部改正(原子	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	<u>R3.4.21(決定/公布/施行)</u> <u>※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</u>	・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、 <u>意見募集の結果を報告し、改正案が了承。</u> ・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	<p>背景： 令和元年の原子力規制委員会の重要課題として、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策の規制への取り込みが挙げられている。</p> <p>規制委員会の対応： 最近の国際的な動向も踏まえ、信頼性向上の観点から現行規制の見直しを検討することとし、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チームを設置することとした。</p>	技術基盤課、システム安全研究部門、実用炉審査部門、核セキュリティ部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> ・R1.9.13 原子力規制委員会において、取組方針が了承された。 ・R1.10.2 原子力規制委員会において、検討チームの設置が了承された。 ・これまでに4回の検討チーム会合を開催。 ・R2.3.11、R2.3.23 原子力規制委員会において検討結果を報告し、本件対策として満足すべき水準について了承された。 ・R2.7.8 原子力規制委員会において、事業者の自主的取組について公開の会合で提案を受けることが了承された。 ・R2.10.6 第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取組みについて聴取。 ・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
						<p>「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。</p> <p>・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。</p> <p>・R3.12.2 ATENA との面談において、ATENA のHP で公開されている<u>デジタル安全対策の実施計画及び実施状況</u>について説明を受けた。</p>