

スクリーニング結果（案）

2024-02-13
検査監督総括課

種類	スクリーニング基準						継続 調査	計
	①	②	③	④	⑤	⑥		
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	1	1	0	0	2
IRS IAEA International Reporting System	0	4	4	1	3	0	1	13
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	1	0	1	0	0	2
国内 法令報告、規制検査報告、 ニューシア	0	1	0	0	16	0	1	18
INES IAEA Nuclear Events Web- based System	0	0	0	0	1	0	0	1
その他 NRC検査報告書ほか	0	1	0	0	0	0	1	2
計	0	6	5	2	22	0	3	38

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。
当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運 ② 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。
設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設と ③ 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。
設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又 ④ は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。
当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原 ⑤ 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。
原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。た ⑥ だし、検討状況はフォローする。

スクリーニングシートの見方

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
IRS9142	ハリケーン・アイダによる外部電源喪失	2021-08-29 18:04、米国ウォーターフォード 3 号機 (PWR、1168 MWe、温態停止中) は外部電源喪失を経験した。これにより、A 及び B 系列の非常用ディーゼル発電機 (EDG) が自動起動し、安全母線に給電。運転員は非常用給水 (EFW) ポンプ A を起動して、蒸気発生器 (SG) に給水した。以下は、主要時系列。 08-26、セントチャールズパリッシュにハリケーン注意報が出たので、3 号機は「悪天候と洪水」手順に入った。 08-27、当地にハリケーン警報発令。3 号機準備継続。 08-28、国立気象局の予測 (ハリケーンが 3 号機に到達) に従い、プラント停止を判断。 08-29 08:13、プラント停止を開始し、10:31 にモード 3 (温態停止) 到達。13:20 に両大気ダンプ弁 (ADV) を手動操作してクールダウン開始、17:28 にモード 4 到達。 08-29 18:04、外部電源喪失 (LOOP)。両原子炉冷却材 (RCS) ポンプ、使用済燃料プール冷却ポンプ、補助給水ポンプが、電源喪失。A 及び B 系列 EDG が自動起動し、クラス 1E 安全母線に給電。緊急時作業手順に入った。RCS 温度が上昇し、18:06 に炉心出口温度が 350°F (177°C) を超過したのでモード 3 入りを宣言。RCS 温度を下げるため、ADV を手動調節。 08-29 18:12、3 号機は外電喪失異常事態を宣言。18:27	情報入手日もしくは情報公開日。 INES：国際原子力・放射線事象評価尺度 (元情報に記載がある場合のみ) 7：深刻な事故 6：大事故 5：広範囲な影響を伴う事故 4：局所的な影響を伴う事故 3：重大な異常事象 2：異常事象 1：逸脱 0：評価尺度未満／安全上重要でない －：INES情報なし	入手日	INES	基準
LER382/ 2021002R00		赤点線枠で囲われた情報は、国際機関との取り決めのため公開できませんので、墨塗しています。	概要は、元情報に示された発生もしくは報告事象のサマリー、安全評価、直接及び根本原因、是正措置と教訓を記述方式で示したものです。 08-31 23:30、外部電源復旧。23:45 に異常事態解除。 安全評価：ハリケーンの影響を受けた時、開閉所は設計通りに動作し、送電系統を切り離した。プラントは外電喪失に備えて原子炉停止しモード 4。両 EDG は自動起動し、設計通りに安全母線に給電。安全に有意な影響はなく、公衆の安全、原子力安全、産業安全、または放射線安全への影響はなかった。 外電喪失原因：強風、大雨、局地的な洪水により、外部電源の両系統が損傷したため。 是正措置：本事象は設計基準外事象ではなく、系統及び機器は設計どおりに動作。特別な是正措置は不要。	補足情報は、元情報に示された図表等及び情報源以外から得た事象の理解に役立つ情報を示したものです。	2023-03-27	－
				本件は、米国原子力発電所がハリケーンによる外部電源喪失を経験したことの報告である。発電所の手順にしたがい、外部電源喪失する前に原子炉を手動停止状態にするなど準備を行った。系統及び機器は設計通り動作し、安全への影響はない。左上の基準にてスクリーニングアフトとする。		
			参考図 ハリケーン・アイダの進路 https://www.weather.gov/lch/2021Ida	スクリーニング基準番号 (前ページの右欄参照) なお、速報等情報が十分でない場合は暫定評価となります。		
				処理結果は、あくまでも調査分析者の見解であり、原子力規制委員会の判断を示すものではありません。また、スクリーニングアフトとは、収集した調査分析対象の情報 (図書) について、これ以上の調査分析を行わないことを意味します。有意な追加・更新情報が得られた場合は、スクリーニングシートを更新します。		
				赤点線枠内は国際機関との取り決めのにより公開できません。		

赤点線枠で囲われた情報は、国際機関との取り決めのため公開できませんので、墨塗しています。

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。



参考図 ハリケーン・アイダの進路
<https://www.weather.gov/lch/2021ida>

番号	件名	概要	指摘された教訓(問題、懸念)-2/8	処理結果		
				入手日	INES	基準
IN2021-01S1	原子力発電所の動力作動弁の設計基準性能に対するNRC検査からの教訓	対象:廃止措置中のものを除く、原子力発電所(NPP)の建設、運転、一体型許認可取得者。 目的: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ついて注意喚起すること。事業者においては、本情報の適用性を検討し、同様な課題を特定し、取り組む等の措置が期待される。 考察:事業者が、設計基準条件下で意図した安全機能を発揮できるようにPOVを保守しているかどうかを判定するため、NRCスタッフは検査手順書IP71111.21N.02を用いて検査を行った。その結果、多くの教訓(問題、懸念)が得られている。NRC検査官は、POV検査中に事業者と下記の問題について詳細に議論した。事業者は、NRC検査官が指摘したこれらの問題に関連する懸念に対処するための即時行動をとった。多くの場合、該当するNPPにおけるPOVの性能マージンのため、問題は軽微であると判断されたが、性能マージンが小さかった場合には、問題はより重大であったかもしれない。事業者の中には、CAPの一環として、特定の問題に対処するため、長期的活動を開始したところもあった。NRCスタッフは、事業者がこの情報を自施設に適用可能かどうか検討し、同様の問題を特定し、対処するための行動を適宜検討することを提案する。	検査官はまた、事業者が外部ソースから得た弁摩擦係数などの使用の必ずしも正当化していないことを見つけた。外部ソースのPOVデータ使用に関するガイダンスは、IN2012-14「弁軸と弁体分離によるモータ作動弁(MOV)動作不能」を参照のこと。検査官は、適切な状態で汎用の弁係数よりも高いと判断された場合、弁固有の弁係数が必ずしも使用されていないことを見つけた。グローブ弁の場合、高流量の動的条件下で操作するためには、必要なスラストとトルク(側方負荷と呼ばれる)が増加する可能性がある。弁に要求される開操作荷重は、POVが安全機能を果たすために開く性能の評価の一つである。適切な計算仮定を置くためには、各POVの固有の設計が用いられる。 検査官は、事業者が地震荷重と同時に作用するすべての通常動作負荷を取り込んでいるとは限らないことを見つけた。MOVの場合、Flowserve社から入手可能なリミトルク技術情報更新93-03「3相リミトルク製アクチュエータモータの信頼性(昇温状態での起動トルク)」にあるように、高い周囲温度がMOVモータ出力に影響を与えることがある。検査官は、プラント固有のMOVにおける負荷率及び負荷感度の挙動に対する仮定を検証するために、事業者が必ずしも十分な情報や試験データを作成していないことを見つけた。弁軸の潤滑油の劣化は、ボールねじ設計を含むすべてのタイプのMOV軸ナットの性能に影響し得る。アクチュエータのストールトルク(モータ回転停止状態でのトルク)限界は、性能計算よりもアクチュエータの構造的限界を意図したものである。	2024-01-18	—	④
		指摘された教訓(問題、懸念)-1/8 供用中試験(IST)プログラム:10CFR50.55a「規格・基準」は、事業者に対し、米国機械学会(ASME)OMコードに従い、ポンプ、弁及び動的緩衝器の運転性能を検証するためのISTプログラムを開発することを要求している。ASME OMコードが適用されるPOV(例:漏えい制限安全機能があるもの、遠隔操作安全機能があるもの、手動操作安全機能があるもの)に対して、NRC検査官は、弁がISTプログラムに含まれ、適切に分類されていることを事業者が必ずしも確認していないことを見つけた。	MOV定期検証のためのジョイントオーナーズグループ(JOG)プログラム:GL96-05「安全関連MOVの設計基準性能の定期検証」に応じて、ほとんどの事業者はMOV定期検証に関するJOGプログラムの実施を約束した。2006年、JMPR-2524-A「JOGのMOV定期検証プログラムの概要」が発行され、参加事業者が5年にわたりNPPで実施したMOV試験のことが含まれた。その目的は、弁の種類と用途ごとに、弁の摩擦係数が劣化し得るかどうかを評価すること。しかしながら、MOV試験データには限りがあり、評価方法も事業者ごとに異なるため、得られた弁摩擦係数は、設計基準条件下で様々なMOVを作動させるために必要なスラストとトルクを計算するためのデータベースにはなり得ず、これらのMOV試験結果は、当該プログラムの範囲内にしか適用できない。(次ページ左列につづく)	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(問題、懸念)を通知するIN2021-01の追加情報である。ただし、それらの問題は個々のPOVに備わる性能マージンのため、軽微であると指摘されている。 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、検査官会議等の機会を利用して、米国規制検査で見つかったこれらの教訓(問題、懸念)とともに、NRCの検査状況を検査Gと共有する。		
		POVの動作要件と性能:NRC検査官は、POVが安全機能を果たすための動作要件とアクチュエータの性能を事業者が必ずしも適切に特定していないことを見つけた。例えば、弁の動作要件やアクチュエータの性能を計算する際には、当てはまるパラメータ(弁摩擦係数や損失係数、最大差圧条件、モータトルク温度低減係数、弁軸摩擦係数、パタフライ弁の軸受け摩擦係数など)をすべて扱うことが必要。パラメータの不適切な値(弁軸ピッチやリードの誤り、試験結果より低い弁や弁軸の摩擦係数、不確定値の仮定の誤りなど)は、POV機能の不適当な特定となり得る。				

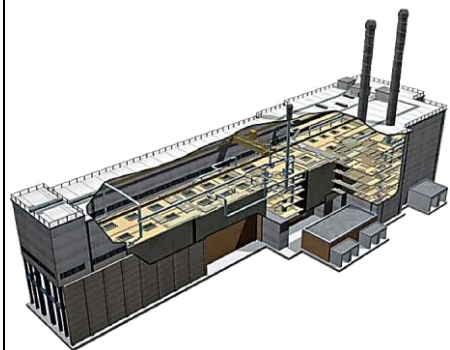
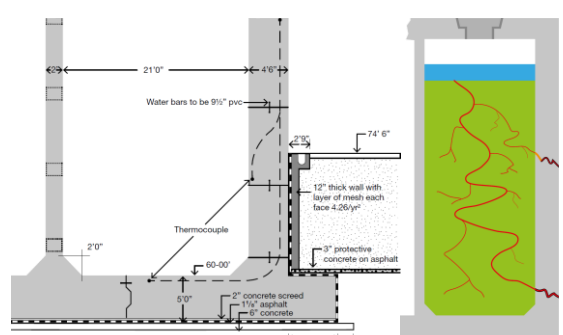
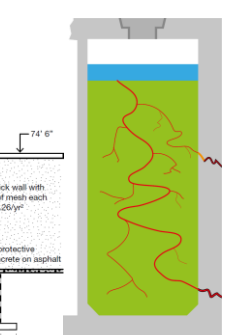
指摘された教訓(問題、懸念) -3/8	指摘された教訓(問題、懸念) -4/8	指摘された教訓(問題、懸念) -5/8
NRC 検査官は、大規模な保守(分解など)の後に、事業者は MOV の認定基準を必ずしも再確認しないで、当該プログラムの一環として、弁が性能劣化の影響を受けやすいかどうかを判断していたことを見つけた。JOG の定期検証試験間隔は、JOGP 内の各 MOV のマージンとリスク順位に基づくため、JOGP を実施する際には、最新の POV リスク順位が重要となる。 ASME OM コード付録 III「水冷却炉 NPP における MOV アセンブリの使用前試験(PST)及び IST」:10CFR50.55a(b)(3)(ii)「OM 条件:MOV 試験」で要求されるように、ASME OM コードを実施する事業者はその必須付録 III「軽水炉プラントにおける動的 MOV アセンブリの PST と IST」の MOV 要件を満たさなければならない。JOGP の範囲内の MOV に対しては、静的と動的試験の組み合わせに関する付録 III の要件を満たすために、その JOGP の一環として実施された動的試験に依拠できる場合がある。当該必須付録 III は、新しい MOV がその安全機能を果たす能力を実証されることを当てにする。 事業者の約束:10CFR50.55a(b)(3)(ii)「OM 条件:MOV 試験」は、事業者は MOV が設計基準の安全機能を継続的に果たせることを保証するプログラムを確立することを要求している。MOV 診断試験の頻度は、設計基準性能マージンが低いと判断された場合など、JOGP の規定に基づく。事業者は、約束に従い、JOGP の試験間隔を変更するか、そのプロセスに従って NRC に通知することが期待される。例:JOGP は、規定した JOG 試験間隔に猶予期間を含めない。さらに、JOGP のスケジュールは、燃料交換停止期間ではなく年単位で規定されている。また、MOV のリスク順位の変更または性能データに基づく MOV 性能マージンの調整により、診断試験間隔は変わり得る。 JOG MOV プログラムの適用範囲外の MOV:トピカルレポート MPR-2524-A によると、一部の MOV は JOGP の適用範囲外であり、クラス D と定義されている。したがって、GL96-05 を満たすために事業者は、クラス D 弁の設計基準性能を定期的に実証する方法を確立しないとけない。NRC 検査官は、クラス D の分類をクラス A またはクラス B に変更不可と考えている。JOG は、クラス A 弁は劣化の影響を受けにくい、クラス B 弁は外挿により劣化の影響を受けにくいと定義している。	EPRI の MOV 性能予測手法(PPM):NRC 検査官は、EPRI MOV PPM を使用して MOV を評価する事業者が、弁の動作要件を決定する際に、適用されるすべての条項に必ずしも取り組んでいないことを見つけた。トピカルレポート MPR-2524-A 及び EPRI レポート TR-103237(どちらも、NRC の安全評価で許容)は、これらのプログラムの実施条件を規定している。EPRI MOV PPM が有効であるためには、各弁が良好な状態に維持されていると仮定している。従って、クラス A または B に分類される MOV は、EPRI MOV PPM を満たすために良好な内部状態を維持する必要がある。さらに、この方法は、弁の潜在的な損傷を示す EPRI タイプ 1 警告を含む。EPRI MOV PPM が入手可能な最善の情報として使用される場合、その仮定を覆す可能性のある情報を特定するために、これらの弁に対する産業界のデータを監視すべきである。 バタフライ弁に EPRI MOV PPM を適用する場合、弁の弱連結性及びアクチュエータ定格の許容性を評価する際に、最大伝達トルクの計算値が適用される。グローブ弁に EPRI MOV PPM を適用する場合、必要な動作スラストを計算するために弁座外径を使用する等の実施すべき条項をグローブ弁モデルの中で規定している。 静的条件下(差圧や流量のない状態)で得られた MOV 診断試験データを評価するための個々の EPRI ガイダンスは、動的条件下(差圧や流量のある状態)での MOV 性能予測するための試験の実力を越えて適用できない。EPRI 方法論に関する追加ガイダンスは、NUREG-1482「NPP における IST ガイドライン」に記載されている。 リミトルク・アクチュエータの構造限界:NRC 検査官は、リミトルク・モータ・アクチュエータの構造限界を評価する事業者が、当初の限界を超えてスラスト定格を増加させることを必ずしも正当化していないことを見つけた。リミトルク技術情報更新 92-01「スラスト定格増加 SMB-000、SMB-00、SMB-0 と SMB-1 アクチュエータ」は、Kalsi Engineering 図書#1707C を評価し、特定の条件付きで、リミトルクアクチュエータモデル SMB-000、SMB-00、SMB-0、SMB-1 の最大許容スラストを元の定格の 140%まで増加させるために、その図書を使用することを認めた。リミトルクは、Kalsi 研究に参加した事業者または Kalsi 図書#1707C の所有権保持者は、Kalsi レポートに記載されている条件下で 162%の最大スラストを適用可能。個々の POV サブパーツは、POV アクチュエータが発生させる最大スラストとトルクに耐えることが期待される(弱連結性評価と呼ばれる)。ASME B&PV コードの構造限界は、弁とアクチュエータの動作に関わる POV 内部部品には適用されない。適切なボルトの材質と長さは、POV の弱連結性計算の部分である。	POV 試験:POV 診断試験について、NRC 検査官は、事業者が常に、①POV 試験が適切に実施されていること、②POV 試験の許容基準(アクチュエータのスラスト限界など)に適切な仮定を適用していること、③POV が安全機能を発揮できることを実証するために試験データの適切な評価が完了していること、④評価記録がプラントの手順に従って維持されていることを確認していないことを見つけた。コンピュータソフトウェアは、正確なスラストとトルクの値(適切なステムの材料特性など)を決定するための診断試験の際に入力されるパラメータの適切な値に依存する。POV 試験の許容基準は、POV 設計計算から試験手順として適切に変換されることを期待している。診断装置は、適切に設置され、適切に作動することを期待している。弁の動作要件は、弁の全ストロークに適用される。完全な POV 試験データにより、パラメータ(摩擦係数もしくは弁ファクタ、弁軸ファクタ、負荷率など)が適切に計算され、許容範囲内にいることが確認される。JOG の MOV プログラムでは、前提条件と一致するように弁が作動することを確認するために、試験で得られた弁の摩擦値を JOG のしきい値と比較することを規定している。POV 運転要件を確立するために単一試験に依存すると、弁性能にばらつきが生じる可能性がある。 POV の漏えい制限:POV の中には、閉鎖時に弁体を通過する漏れに関連する制限がある。MOV は、トルクスイッチによって全閉に制御し、漏えい制限を満たすことができるが、トルクスイッチではなくリミットスイッチで閉制御する場合は課題がある。例えば、NRC 検査官は、静的条件下での MOV のリミットスイッチ制御設定が、動的条件下でも有効なことを証明する試験や分析を行っていない場合があることを見つけた。リーク率要件は、トルクスイッチバイパス設定の長い MOV にも適用される。ASME OM コードは、動力作動式逃し弁の漏えい試験に対して文書化されたプログラムを要求している。POV 能力に関して、GL79-46「通常運転時の格納容器のパージとベント弁の操作性に関するガイドライン」は、格納容器のパージ弁が地震荷重を含む設計基準条件下で閉し密閉できることを実証することを勧告している。

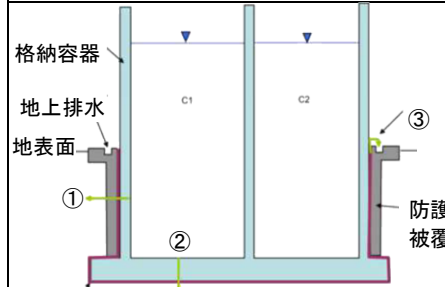
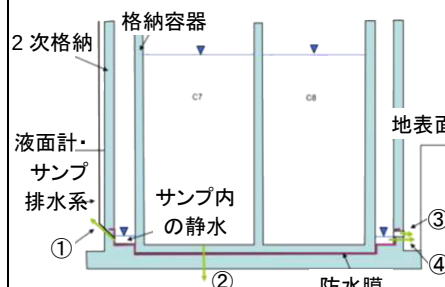
指摘された教訓(問題、懸念)-6/8	指摘された教訓(問題、懸念)-7/8	指摘された教訓(問題、懸念)-8/8
POV の認定: NRC 検査官は、POV が機能、環境、耐震性を含む設計基準安全機能を果たせることを、事業者が必ずしも認定していないことを見つけた。環境認定においては、予防保全活動に、認定寿命内にすべての弁サブコンポーネントを交換することが含まれている。冷却材喪失事故等の悪条件後、長期間機能を維持しなければならない POV(スクイブ弁を含む)の性能に、環境条件は影響を与え得る。NRC 検査で、NPP に設置された POV の認定寿命を延長することを適切に検証していない事業者がいることが確認された。リミトルクは、安全関連の MOV アクチュエータについて、40 年または 2,000 サイクルのいずれか早い方を耐用年数として認定した。事業者は、正当化できるのである。リミトルク製アクチュエータの認定寿命を延長することができる。アクチュエータ認定寿命の延長を正当化するには、MOV 設置場所の放射線レベルや周囲温度を含め、環境認定要件を超えないこと、MOV またはその個々の部品の適切な交換頻度が確立されていることが含めるべき。EPRI は、リミトルクアクチュエータの認定寿命を当初のものを超えて延長するためのガイダンスを作成した。放射線ホットスポットや周囲温度条件は、弁アクチュエータの環境認定における供用年数に影響を与え得る。 MOV 弁軸一弁体接続: IN2017-03「Anchor/Darling 製二重ゲート弁のウェッジピンと弁軸一弁体分離」は、MOV の運転経験で、BWROG は、当該弁の弁軸一弁体接続部の潜在的な故障に対するガイダンス(モータ失速条件下でのウェッジピンの弱連結性評価など)を作成。当該ゲート弁の弁軸一弁体分離に対する感受性の評価に対する具体的な規定が含まれる。 弁位置検証: ASME OM コードのサブセクション「水冷却炉 NPP における弁の IST」の ISTC-3700「位置検証試験」は、リモート位置表示を備えた弁に対して、少なくとも 2 年に 1 回、現場で位置観察することを要求している。10CFR50.55a(b)(3)(xi)は、ISTC-3700 を実施する際に、リモート位置表示付き弁の弁閉止体(オペレータ、弁軸と弁体で構成)の位置を検証するために、流量計または他の表示で補足することに対する補足位置表示(SPI)要件を規定している。ASME OM コードの導入に追加時間を要する事業者は、10CFR50.55a(z)「規格基準要件の代替」に従い、代替策を提案可能。この案件に関する追加情報は、月次 ROP 会議サマリ(ML21041A409、ML21047A290)を参照。10CFR50.55a(b)(3)(xi)は、弁位置検証を要求しているが、漏えい試験、流量測定、または診断的トレース分析などの SPI 要件を満たすための措置を指定することも含まれる。	弁パッキンとバックシート(逆座): 弁パッキンの交換や調整は、弁性能に悪影響を及ぼす可能性がある。弁軸が曲がっていたり、損傷していたりすると、弁操作に伴いパッキン荷重がより厳しくなり得る。パッキン漏れを抑えるために、弁軸を逆座させる事業者がいる。NRC 検査官は、事業者が弁のボンネットと弁軸に対する逆座の影響について必ずしも詳細な評価・検査を行っていないことを見つけた。NUREG-1482 は、弁軸の逆座プロセスを管理するための追加ガイダンスである。 POV コンピュータソフトウェアの使用: NRC 検査官は、事業者が事前に POV コンピュータソフトウェアの検証と妥当性確認を必ずしも実施していないことを見つけた。これらには、仮定とデータポイントに対する V&V が必要である。MOV ストローク時間測定にコンピュータデータを使用した場合、不適切となり得る。ASME OM コードでは、弁のストローク時間は、開始信号から始まり、ストロークの完了で終わると規定されるが、一部のコンピュータデータ出力には、ストローク信号の初期部分を含んでいない。POV 計算に使用される新しいコンピュータソフトウェアに対応するために、POV プログラムを更新する必要がある。 MOV 熱過負荷装置: 熱過負荷装置の性能を定期的に評価しないと、MOV 安全機能に影響を与え得る。規制ガイド RG1.106 改 2「モータ作動弁のモータに対する熱過負荷保護」は、MOV プログラムから得られた教訓を反映した熱過負荷の使用に関するガイダンスを提供している。 MOV のスロットル操作: MOV のモータには、運転時間制限がある。リミトルクは MOV モータを頻繁に運転する場合のクールダウン時間を規定している。NRC 検査官は、事業者が、安全機能を備えた MOV の流量を絞る機能に対するモータ発熱の影響を必ずしも評価していないことを見つけた。 アクチュエータハンドル操作: 重要な機能を果たすために MOV を手動でハンドル操作しているところがある。このような MOV について、NRC 検査官は、事業者が MOV のハンドルの適切なサイズと良好な作動状態を必ずしも評価していないことを見つけた。ハンドルで弁を不適切に手動操作すると、トルクが過大になり、アクチュエータや弁が損傷し得る。 予防保全と改造: NRC 検査官は、事業者が、MOV 弁軸の潤滑グリースの劣化に対処するために、必ずしも適切な潤滑間隔としていないことを見つけた。また、正常でない位置に設置された MOV は、MOV の保全に問題を起こし得る。例えば、グリースがリミットスイッチコンパートメントに漏れると、アクチュエータ(配線)の電氣的に支障をきたす可能性がある。(右列につづく)	弁体が水平面に動くよう設置された MOV は、時間経過とともに弁体とガイド間の摩耗が増加し、ゲート弁の異常となり得る。また、弁の圧力ロック(弁ボンネットの圧力が高くなることで、アクチュエータで弁操作できなくなる現象)に対処するため、弁体に穴を開ける等の改造は、長期的な影響(恒久的な一方動作など)をもたらし得る。10CFR50.59「変更、試験及び実験」は、MOV の圧力ロック改造にも適用される。モータのマグネシウムロータの劣化は、MOV の性能に悪影響を与え得る。モータやアクチュエータの外部／内部部品の欠落や損傷は、POV の操作即応性に影響を与え得る。 是正措置: NRC 検査官は、①POV の試験結果が合格基準から外れた場合、②異常な診断トレースや弁の摩擦劣化など POV の性能異常が観察された場合、③手動切替え(デクラッチ)レバーの不具合など POV の機械的な問題が確認された場合、事業者がプラント手順に従った適切な是正措置を必ずしも実施していないことを見つけた。ASME OM コードには、POV 漏えい試験に関する是正措置要件が含まれている。POV の試験時または運転時の過負荷事象は、事業者の是正措置プログラム及び製造者の勧告に従って対処されることが期待される。 POV の記録: NRC 検査官は、事業者が、10CFR50 付則 B「NPP 及び燃料再処理施設の品質保証基準」の QA 要件に従って、POV の性能認定確認、試験、運転、保守、是正措置に関連する記録を保持していないことを見つけた。QAP の一環として、POV の性能は監視され、悪い兆候を特定するため、適切な報告書が作成されるべきである。 IST プログラムと技術仕様書: 事業者は IST プログラムに関して、10CFR50.36「技術仕様書」及び 10CFR50.55a の両方に適合しなくてはならない。10CFR50.59(c)(1)の基準に従い、事業者は、IST プログラムの一部として POV パラメータ(主蒸気隔離弁アキュムレータ圧力など)を変更する場合、その技術仕様書を修正するために許認可変更申請書を作成しなければならない。 IST プログラムと 10CFR50 付則 J「水冷却発電炉の一次格納容器漏洩試験」: ASME OM コードは、事業者が付則 J に沿った弁の漏えい試験間隔に従うことを認めている。さらに、10CFR 50.55a(b)(3)(ii)は、MOV 設計基準能力を定期的に検証することを要求している。POV 漏えい要件は、付則 J の要件に加えて、IST プログラムの一部として、FSAR で記述される場合もある。

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IN2023-04	廃止措置中の原子力発電所における火災事象に関する運転経験	対象: 廃止措置中のものを含む、原子力発電所(NPP)の建設、運転、一体型許認可取得者。 目的: 廃止措置中の NPP における、放射線管理区域や放射能汚染表示区域での火災事象、可燃材管理または火災監視の不履行及びその他の火災防護活動不履行事例を通知すること。これらの事象は、廃止措置 NPP の NRC 検査報告書(2018-2023 年)に含まれるものであり、根本原因はプラント特有のものではなく、これらの運転経験は、運転 NPP にも適用され得る。これらの事象は潜在的に、管理区域内外及び公衆立入区域への放射性核種の放出、従事者被ばく、産業安全への影響をもたらし得る。 放射線管理/放射能汚染区域火災事象: 6(クリスタルリバー3号機×2、ピルグリム×1、フォートカルホーン×3) 火災防護活動不履行: 4(インディアンポイント 1,2,3 号機×1、サンオノフレ×2、フォートカルホーン×1) 事象概要 1) クリスタルリバー3号機では、事業者が熱間作業中に火災手順書に適切に従っていなかった。例えば、火気使用工事終了後に要求される時間に火災監視員がいない区域があった。IR302/2021004: SLIV(通知なし)、IR302/2021004: SLIV(通知なし)。 2) フォートカルホーンにおいて、2020 年 9 月、格納容器内の熱間作業中、トーチ溶断によるスラグが高放射性区域の複数階に落下し、可燃物に着火し火災が発生。IR285/2021001: 違反なし。 2022 年 1 月には、河川水トラベルスクリーンのトーチ溶断作業中に火災発生。作業員は、スクリーンがステンレス製と思っていたが、実際はポリエチレン材だったので発火した。直ちに火災監視員が対応し、サイト外の消防部署に支援要請した。IR/285/2022001: 違反なし。 3) サンオノフレにおいて、2022 年 2 月、分類 A の可燃材(カバーのない木板を含む)が、手順上の除外区域や熱間作業場所に直接置かれていることを NRC 検査官が見つけた。IR361\$362/2022001: SLIV(通知なし)。 2018 年 7 月には、作業完了後に、動作中の設備を補助する部屋から可燃材を除去していないことを検査官が見つけた。破片、廃棄物袋や配線ケーブル残余物がケーブルトレイ内に放置されており、そのケーブルトレイは活線のあるケーブルトレイの真下に設置され、可燃物との要求垂直方向隔離もない。IR361\$362/2018002: SLIV(通知なし)。	4) ピルグリムにおいて、2022 年 5 月、放射性廃棄物施設の 1 部屋で、ハロゲンランプ使用管理に関する熱間作業許可の誤運用を NRC 検査官が特定した。その結果、ランプ点火時に可燃物が発火し、火災となった。IR293/20122004: SLIV(通知なし)。 5) インディアンポイント 1,2,3 号機において、2022 年 10 月、事業者による防火設備サーベランス手順の不実施を NRC 検査官が特定した。具体的には、高圧消火水システムの配管の流量試験を必要な頻度で実施していなかった。IR003&247&286_2022004: SLIV(通知なし)。 6) フォートカルホーンにおいて、2023 年、火災検出器のない廃止措置区域の一部で、事業者が火災監視やその記録を実施していないことを NRC 検査官が発見した。IR285_2023003: SLIV(通知なし)。 考察: これらの運転経験が示す重要項目 - 熱間作業と可燃物との必要最小距離を保つための適切な手順書と現場慣行。 - 切断、溶接、研削等の作業のための熱、スパーク又は火炎使用中の火災防護管理手段の適切な実施。 - 熱間作業に対する火災監視手順及び火災防護設備の適切なサーベランス手順の適切な実施。 - 通電設備の近傍における可燃材の一時保管に対する適切な保管基準 RG1.191 改訂 1「廃止措置中の NPP に対する火災防護プログラム」と NUREG/BR-0522 改訂 1「運転 NPP 及び廃止措置中原子炉の火災防護」は、廃止措置中施設に対する 10CFR50.48「火災防護」の要件の概要を示している。 RG1.191 と NUREG/CR-7135「NPP 火災防護に対する代償・代替規制措置(CARMEN-FIRE)」で参照している NFPA 標準 51B「溶接、切断及びその他の熱間作業中の火災防護標準」は、廃止措置中施設に対する火災防護プログラムによって、有益な参考図書である。	2023-09-28	—	⑤
				本件は、米国の複数の廃止措置中原子力発電所における火災事象及び火災防護活動不履行事例に関わる運転経験を紹介する情報通知である。いずれも安全重要度は非常に低いと評価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、NRC 検査官が発見、特定、評価したことが紹介されているので、検査官会議等の場を利用して、検査官と情報共有する。		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果																																																		
IR2023091 /395	NRC 検査報告書、白指摘事項の最終重要度判定及び違反通知	目的:NRC 検査報告書 (IR395/2023090、2023-10-04) で言及した予備的黄色指摘事項に対して最終重要度判定すること。 経緯:この指摘事項は、A 系非常用ディーゼル発電機 (EDG) の運転不能に至った品質に悪影響を与える状態 (CAQ) の特定と是正に失敗したとして、10CFR50 付則 B 基準 XVI「是正措置」の明白な違反に関係づけられるものである。事業者が 2023-10-31 に NRC に提出したサポート図書には、指摘事項に関する更新リスク評価結果が含まれ、2023-11-13 に開かれた規制会合で、事業者による指摘事項の根本原因評価を含む重要度評価及び是正措置が説明された。これらの情報を踏まえ、NRC は、本指摘事項は安全重要度が低から中程度の「白」及び上記基準 XVI の違反と判断するのが適当と結論付けた。また、当該発電所のパフォーマンスは、2023 年第 4 四半期からの ROP アクションマトリクスの「規制対応カラム」に当たると判断し、検査手順 (IP) 95001「戦略的パフォーマンス領域における 1 つまたは 2 つの白事項に対する追加検査」に従って、NRC は追加検査を実施する予定である。	事業者追加情報に対する NRC 回答 熱水力学解析:NRC による予備的なリスク評価では、パフォーマンス劣化により A 系 EDG の燃料油配管が損傷する前の約 6 時間、A 系の電動機駆動非常用給水 (MDEFW) ポンプが動作することを考慮しなかった。事業者の評価では、その 6 時間、A 系 EDG は MDEFW ポンプに給電でき、全交流電源喪失 (SBO) となる前に崩壊熱除去可能だったとしている。予備的評価時点では熱水力学解析が完了していなかったため、この 6 時間が SBO を部分的に相殺することを考慮しなかった。熱水力学解析は、この 6 時間とその結果生じる FLEX 緩和装置が利用可能な時間枠による崩壊熱除去の根拠を示すのに有用である。NRC は、熱水力学解析により SBO 状態の開始遅延 (及び SBO 緩和のための潜在的な追加時間) を考慮することに同意し、この考慮は現実的であり、実際の状況とも一致していると判断した。 SBO 前の崩壊熱除去期間:予備的リスク評価では、上記の 6 時間を考慮しなかったため、タービン駆動非常用給水 (TDEFW) ポンプ故障と同時の SBO 状態における炉心損傷シーケンスに、FLEX 緩和装置 (の効果) を期待しなかった。事業者の評価では、その 6 時間のおかげで炉心損傷までの時間が延び、FLEX 緩和装置を使用可能な時間も延びるため、この仮定は過度に保守的とされた。通常は、FLEX 緩和装置の使用を正当化しないが、A 系 EDG 故障の遅延性により、FLEX 緩和装置の使用を可能とする時間が増えることを NRC は認める。 最終重要度評価:NRC は、事業者が、それがリスク評価上で支配的であることから、火災 PRA シーケンスに焦点を当てているのは、NRC SPAR モデルを使用したリスク評価と矛盾しないと指摘。NRC は、事業者の技術評価で使用された仮定と限界、FLEX 機器の信頼性を含む PRA モデル変更、火災 PRA に加えられた更新、緩和手順、熱水力学解析に基づくシーケンスタイムライン、事象緩和に要する運転員操作に関する人的信頼性解析をレビューした。その結果、NRC は、事業者の技術分析とリスク評価は、本事象のみに適用可能であると判断した。また、事業者のリスク評価は、FLEX 緩和を含めたシーケンスに対する NRC SPAR モデルによる予備的リスク評価結果とも矛盾しない。以上のことから、事業者によるリスク評価は、指摘事項の重要度判定白 (安全上重要度が低～中程度) と整合すると判断した。	入手日	INES	基準																																																
				2024-01-11	—	②																																																
	A 系 EDG の運転不能に至った品質に悪影響を与える状態の特定と是正に失敗			本件は、NRC が予備的黄色指摘事項と評価した「A 系 EDG の運転不能に至った品質に悪影響を与える状態の特定と是正に失敗」に対する最終重要度判定「白」を伝える NRC 検査報告書である。検査対象の事象では、事業者の是正措置プログラム及びその実施に課題があることから、上記の基準でスクリーニングアウトとしている。																																																		
	事業者: 米国 Dominion Energy ユニット: VC サマー (PWR、1006 MWe)	監視領域:緩和系、重要度: 白、横断的要素: なし 違反通知 ①10CFR50 付則 B 基準 XVI「是正措置」には、CAQ が速やかに特定され、是正される確実な手段を確立しなければならないと記載されている。 ②当該発電所の品質保証プログラム (QAP) 説明書の § 16「是正措置」には、「CAQ を容易に判断できない複雑な問題が発生した場合、事業者図書により、問題を図書化し、適時評価するための要件を定める」と記載されている。 ③事業者手順書 SAP-0999「是正処置プログラム」のステップ 6.3.1 には、「期待されるパフォーマンスを満たしていないと認識された場合、その事象は CR として図書化されるべき」と記載されている。 上記に反して、2003 年にさかのぼる EDG 燃料油システムのひび割れ部品の発見後、事業者はひび割れ配管・継手を修理したが、A／B 系 EDG の両方の燃料油系統配管に影響を及ぼす故障メカニズムを特定し是正せず、最終的に 2022-11-02 の試験中に A 系 EDG 燃料油配管の故障につながった。具体的には、不良を図書化した 2020 年の CR は非 CAQ に分類され、共通する CAQ の有無を特定するために評価し、2003 年と 2014 年の不良がより重大な問題の兆候だったかどうかを判断する機会を逃した。		参考情報: NRC による予備的リスク評価のまとめ (IR395/2023090、2023-10-04) A 系 EDG は、サーベランス試験中に燃料油ヘッダー管壁の貫通漏えいにより、運転不能となった。亀裂サイズの漏えい量は、24 時間試験開始から約 6 時間後に試験を停止するまで増加した。状態分析から、A 系 EDG が使命時間を完了できないと判断された。暴露時間 162 日を用いたリスク評価により、炉心損傷確率増加分 (ΔCDF) は、2.92E-5/y であり予備的黄指摘と判定された。 <table><tr><th>Interval</th><th>Exposure (days)</th><th>Fire Delta-CDF</th><th>Internal Events Delta-CDF</th><th>High Wind Delta-CDF</th><th>Seismic Delta-CDF</th></tr><tr><td>1</td><td>21</td><td>3.81E-06</td><td>1.18E-07</td><td>9.20E-08</td><td>5.75E-07</td></tr><tr><td>2</td><td>28</td><td>4.78E-06</td><td>8.67E-08</td><td>8.04E-08</td><td>7.67E-07</td></tr><tr><td>3</td><td>35</td><td>5.97E-06</td><td>1.11E-07</td><td>1.03E-07</td><td>9.59E-07</td></tr><tr><td>4</td><td>21</td><td>3.59E-06</td><td>7.19E-08</td><td>6.73E-08</td><td>5.75E-07</td></tr><tr><td>5</td><td>28</td><td>4.79E-06</td><td>1.00E-07</td><td>9.47E-08</td><td>7.67E-07</td></tr><tr><td>6</td><td>29</td><td>5.05E-06</td><td>1.10E-07</td><td>1.04E-07</td><td>7.95E-07</td></tr><tr><td>Total</td><td>162</td><td>2.80E-05</td><td>5.98E-07</td><td>5.41E-07</td><td>4.44E-06</td></tr></table> 火災シーケンスが支配的で、次いで、内部事象と強風が大きい。内部事象でも 1E-7 を超える。			Interval	Exposure (days)	Fire Delta-CDF	Internal Events Delta-CDF	High Wind Delta-CDF	Seismic Delta-CDF	1	21	3.81E-06	1.18E-07	9.20E-08	5.75E-07	2	28	4.78E-06	8.67E-08	8.04E-08	7.67E-07	3	35	5.97E-06	1.11E-07	1.03E-07	9.59E-07	4	21	3.59E-06	7.19E-08	6.73E-08	5.75E-07	5	28	4.79E-06	1.00E-07	9.47E-08	7.67E-07	6	29	5.05E-06	1.10E-07	1.04E-07	7.95E-07	Total	162	2.80E-05	5.98E-07	5.41E-07	4.44E-06
Interval	Exposure (days)	Fire Delta-CDF	Internal Events Delta-CDF	High Wind Delta-CDF	Seismic Delta-CDF																																																	
1	21	3.81E-06	1.18E-07	9.20E-08	5.75E-07																																																	
2	28	4.78E-06	8.67E-08	8.04E-08	7.67E-07																																																	
3	35	5.97E-06	1.11E-07	1.03E-07	9.59E-07																																																	
4	21	3.59E-06	7.19E-08	6.73E-08	5.75E-07																																																	
5	28	4.79E-06	1.00E-07	9.47E-08	7.67E-07																																																	
6	29	5.05E-06	1.10E-07	1.04E-07	7.95E-07																																																	
Total	162	2.80E-05	5.98E-07	5.41E-07	4.44E-06																																																	

番号	件名	概要	補足情報	暫定処理結果		
				入手日	INES	基準
INES2024-01	異常事態(NUP-4.1)の宣言	2024-01-04 9:00、メキシコのラグナベルデ 1 号機(BWR, 682 MWe、定格運転中)において、回転機器が作動し、蒸気トンネル冷却ユニット「1-RRA-FC-009A」が起動した結果、モータコントロールセンター(MCC)「1-R31-MCC-1BA-A」の受電設備「5D」の電気保護の故障に伴い、MCC「1-R31-MCC-1BA-AA」は電源を喪失した。 9:05、補助建屋原子炉作業員が、MCC「1-R31-MCC-1BA-A」における発煙により受電設備「5D」の手動開路が阻止されていることを報告。		2024-01-15	0	⑤
		9:10、補助建屋タービン作業員が、MCC「1-R31-MCC-1BA-A」に給電するスイッチ「7A」を手動で開けないことを報告。 9:17、補助建屋原子炉作業員が、MCC「1-R31-MCC-1BA-A」における火災(原子炉建屋 18.7 m 位置)を報告。スイッチ「14BAM と 14BA」を手動で開放し、母線「14BA」を停電させた結果、手順 1-OA-0556「非安全系 4160/480VAC 電源の喪失」に入った。手順 PAS-32「火災防護プログラム」にしたがって、消防隊が出動。		本件は、定格運転中の海外の BWR 原子力発電所において、モーターコントロールセンタ(MCC)の一つで火災が発生し、15 分以内に消火されなかったので異常事態が宣言された事例の速報である。非安全系の 4160/480V の交流電源が喪失した。火災発生原因は、MCC の受電設備の電気保護の故障で、故障電流を切断できなかったためと考えられる。故障電流の原因は不記載。INES-0 と評価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、根本原因等の情報が得られた場合は再スクリーニングする。		
		9:32、防護区域における火災が 15 分以内に消火されない(NUP-4.1)ことから、異常事態が宣言された。 9:45、消防隊長が、事象は管理下にあり、当該区域の復旧作業開始を報告。 13:30、異常事態の確定(終結)を宣言。				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
FINAS298R2			セラフィールド社技術公募パンフレット「挑戦：漏えい防止又は最小化」から抜粋 https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent 現在の漏えい率：約 1.5～2.5 m ³ /d 漏えい源：特定不能。6 サイロ区画のどれかも不明 公募締め切り：2021-06-25	2022-06-14	2	③
INES2019-07	マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイトの旧建屋から放射能水漏れ		マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロ(MSSS)は、1962 年建設の旧建屋と 1972～1982 年に建てられた 3 つの拡張建屋からなる。サイロには、マグノックス燃料から剥がされたマグネシウム被覆管(スワフと呼ぶ)が水中保管されているが、長年にわたり、内容物が腐食し、熱や水素を発生させているので、継続的な管理と監視を要する。内容物の発熱反応により、内容物自身や構造物に局所的な温度上昇が発生している。 旧建屋は鉄筋コンクリート製で、1 次格納容器の基礎スラブは 1.5 m 厚、外壁は 1.4 m 厚。2 次格納容器はない。サイロは 6 区分され、各区分は縦 6.4 × 横 6.4 × 深 16 m で、1.2 m 厚のコンクリート蓋で覆われ、区分間は 0.6 m 厚の壁がある。旧建屋は約 6 m が地中にある。そのため、各区分は視認することもアクセスすることも困難である。地下は、アスファルト層と 300 mm 厚のコンクリートの下が土壌となる。 経年劣化でコンクリートに亀裂が発生していると考えられるが、箇所の特定は困難。よく知られた亀裂原因は、コンクリートの炭酸化により低い pH 環境が作られ、内部の鉄筋が腐食すること。構造の引張や圧縮でも亀裂は発生し得る。	本件は、INES2019-07 の情報更新である。英国マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロからの放射能液体の環境への漏えいが、2019 年 11 月以降続いている。ただし、公衆、サイト内従事者への安全影響は低い。原因は、サイロ構造物である鉄筋コンクリートの経年劣化による亀裂と考えられるが、漏えい箇所は特定困難で、抜本的解決策を探求中である。貯蔵している廃棄物も設備構造も国内のものと異なり、漏えい箇所の特定が困難である状況も特殊であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。		
						
			サイロ区画断面図			
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。				マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロ https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent 本件に関する英国原子力規制局(ONR)のプロジェクト評価報告書(ONR-SDFW-PAR-22-003, Revision 3)が 2023 年 6 月に発行された。概要を次ページに示す。 <u>当該サイロに関するケーススタディが 2023 年 12 月に公開された。概要を次々ページに示す。</u>		

番号	件名	概要(エグゼクティブ・サマリー)		処理結果				
ONR-SDFW-PAR-22-003, Revision 3	マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵槽(MSSS)の回復見込み	本報告は、マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵庫(MSSS)旧建屋からの地中漏水に対する ONR ポジションである。 MSSS は、セラフィールド・サイトにある歴史的な中間レベル放射性廃棄物(ILW)貯蔵施設であり、1964 年から1983 年の間に 4 段階に分けて拡張され、1990 年代の廃棄物搬入以来、静止状態にある。MSSS は、22 基の鉄筋コンクリートサイロ(槽)で、再処理で発生した ILW(主にマグノックス燃料被覆管マグネシウム合金の切断物)を貯蔵する。廃棄物は、発火を防ぎ、槽内の温度を許容範囲内に維持するため、水面下に保管される。その水は、ILW の溶解による放射性物質で汚染されている。 1970 年代、旧建物から地下に汚染水が漏れいしていることが判明。最大で 1 日 3 m ³ の貯水減少率は、10 年で月 5 m ³ まで減少(蒸発や廃棄物層深さの季節変化で規格化)。当時の検査局は、事業者に対し、貯蔵廃棄物の回収・処理方法を開発し、MSSS のハザードに対処するよう要求した。しかし、回収方法を開発・実施するのは難しく、2022 年 4 月の拡張建屋からの最初の回収開始までに 20 年以上を要した。回収完了は 2045 から 50 年までかかると計画されている。また、事業者も規制者も、回収準備と回収作業により、過去の漏えい経路が再開したり、新たな経路ができたりする可能性を認識していた。 2019 年 11 月、事業者は地中漏えいの可能性を ONR と環境庁に報告。旧建屋の貯水減少率は 5 m ³ /月から約 1.3 m ³ /日に増加。2021 年 4 月、貯水減少率がさらに増加し、約 2.4 m ³ /日になり、現在は 2.3~2.5 m ³ /日で比較的一定している。この漏えいは、旧建屋の廃棄物を回収する 2045 から 50 年まで続くと予想されている。 その後、事業者は、旧建屋北壁外側に浸みを確認した。旧建屋と第一拡張槽の間の南北空間部の検査で、内壁に相互に離れた浸みがいくつか確認された。事業者は、この浸みによる作業者と公衆へのリスクは低いので、修復の必要はないと判断した。ONR は事業者対応に満足し、規制措置は不要と判断した。 事業者は、旧建屋漏水を緩和し、監視強化するための別策を進めている。それらの策の開発には、実施まで数年かかる。22 基すべてからの廃棄物回収の間、漏水の化学的特性と進展に関する理解を深めていく。旧建屋漏水管理の広範な監督とガバナンスも策定した。 全体として、事業者は、旧建屋漏水に起因する作業者、公衆及び環境に対するリスクは、ALARP に則り継続低減されると判断している。		地中漏水再発に対する ONR の期待を示す共同規制書簡(環境庁と)を発行し、規制措置調査を実施。許可条件 34(放射性物質及び放射性廃棄物の漏出及び漏えい)の不適合があったとして、事業者に規制措置文書を発行。事業者が、MSSS に含まれる放射性物質を現時点で合理的に可能な限り適切に管理、閉じ込めることに失敗したと判断。 規制措置文書に関連して、ONR は規制課題 8145 を提起し、許可条件 34 の不適合に対する 10 の要求措置(下記)を提示。事業者は、それらの対応プログラムを策定・発出。ONR 担当者は、そのプログラムにより、旧建屋の漏水リスクが ALARP であることを示していると判断。また、漏水の化学的性質、監視、進展及び作業者や公衆に対するリスクも適切に特徴づけられ、低いままであること示された。MSSS の土木構造は強固で、漏水に対して堅牢である。事業者は、漏水を緩和・防止し、漏水の特性評価と監視をさらに改善する方策を特定し、実施している。 規制課題 8145 の 10 の要求措置:①漏水リスクを ALARP にするために、MSSS の地中漏水の環境/安全評価をレビューし、分析すること。②放射性物質、放射能、漏えい源を把握すること。③漏水の地中進展経路十分に把握すること。径路ごとの緩和対処計画を示すこと。その計画には、解決策を開発・実施に要する時間を考慮すること。④漏水の潜在的影響を適切に評価すること。⑤旧建屋漏水の監視継続に取り組むこと(検知監視システムの向上含む)。⑥漏水影響を防止、最小化、緩和、是正するための策を評価し、取り組むこと。それらの策を定期的に見直すこと。⑦回復計画には、リスクが ALARP に保たれ、回復が達成可能であることを考慮すること。⑧漏水に対する旧建屋の土木構造健全性を適切に評価すること。⑨旧建屋鉄筋コンクリート格納容器の劣化管理を適切に行うこと。⑩上記の措置に関わるタスクを実施、完了するに十分なリソース計画を有すること。 全体として、事業者回答は規制課題 8145 のクローズに対して十分と判断。廃棄物が旧建屋槽から回収されるまでの数十年間、漏水が続く可能性を認識した上で、その漏水が許可条件 34 に適合するとする事業者の主張を裏付ける十分な証拠が提供されていると判断した。一方で、規制検査官は、将来の作業プログラムに関連する許可条件 34 不適合を確認したが、これらは低規制問題として監視される。 推奨事項:①ONR の当該責任者は、事業者の MSSS 旧建屋漏水管理に対する ONR ポジションを受諾する。②ONR の当該管理委員会は、規制課題 8145 のクローズを承認することを勧告する。		入手日	INES	基準
		2023-08-15	2	③	本報告は、MSSS 旧建屋からの地中漏水に対する事業者の措置プログラムは、ONR が示した規制課題に十分対処していることから、当該規制課題をクローズすることを勧告するポジション文書である。従前の処理結果には影響しない。			
		図 MSSS の全体外観						
				図 旧建屋の漏えい箇所				
								
				図 第一拡張槽の漏えい箇所				

ケーススタディ: マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロ(MSSS)とは？

<https://www.gov.uk/government/case-studies/what-is-the-magnox-swarf-storage-silo>

セラフィールドの MSSS は、セラフィールドサイト内にある 4 つのレガシー貯蔵池とサイロ施設の 1 つである。



MSSS とは何か

MSSS は、セラフィールドサイト内で最も危険度の高い建物であるため、廃棄物を取り出し、近代的で安全な格納設備に入れる作業が最優先。MSSS は、使用済み燃料棒から取り出されたマグノックス燃料の被覆管(スワーフ)を水中に貯蔵し、燃料を再処理するために 60 年以上前に建設された。このサイロには、約 10,000 m³ の歴史的に古い廃棄物と 60,000 点の雑多なベータ線またはガンマ線放出廃棄物があり、これらすべてを水中の区画から取り出す必要がある。

MSSS は、第一世代マグノックス貯蔵池と燃料取扱施設からの削りくずと、その他さまざまな中間レベル廃棄物を受け入れてきた。サイロは 1960 年代に建設され、1970 年代から 1980 年代にかけて 3 つの拡張工事が行われた。各区画は 2 階建てバス 6 台分の大きさで、深さは約 15 メートル。1972 年までに 1 区画から 6 区画までが満杯になり、1991 年には再処理から出るスワーフがセラフィールドのマグノックス封入施設に送られるようになったため、サイロは廃棄物の定期的な受け入れを停止した。この新しい施設では、廃棄物をセメントで固め、鋼製のドラム缶に入れて、より安全に保管できる。2000 年 6 月、廃棄物の最終バッチが MSSS に投入された。

なぜ危険度が高いのか

マグノックス燃料の被覆管は、そのほとんどがマグネシウムでできているので、火災を防ぐために廃棄物を冷やし、酸素から遠ざけるために水中に保管する。そのため、化学反応で発生する水素の濃度を施設内の換気によって管理する必要がある。また、廃棄物に含まれる放射性物質が時間とともに水中に移行するので、これ自体が大きなハザードである。



1970 年代に、こうした放射性液体物が施設の地下に漏れていることが確認された。その後、数十年間は封印されていたが、2019 年に再び漏れ始めた。現在漏れている液体物は、1970 年代に失われたものよりもはるかに放射性物質が少ないが、非常に深刻に受け止めるべき問題であり、廃棄物を取り除く以外に漏れを止める方法がない。10 年以上前から、セラフィールドの他の場所で処理できるように、施設の一部から廃液を取り除いてきた。これにより、除去した廃液を淡水と交換し、廃液を希釈して放射性物質を減らすことができる。その結果、サイロの一部の放射能レベルは半減した。

サイロからどうやって廃棄物を出すのか

この施設は充填することを念頭に建設されたので、廃棄物を取り出す唯一の方法は、22 の区画の上部にある、最初に廃棄物を入れたのと同じ開口部から取り出すこと。油圧式の掴み具で下に腕を伸ばし、廃棄物を持ち上げ、マシン内の廃棄物容器に入れる。このマシン(SEP マシン)と呼ばれ、最終的には 3 台が同時に稼働することになるが、それでも取り出しには 25 年ほどかかると予想されている。SEP マシンはレール上を区画から区画へと移動し、開口部で停止し、廃棄物を持ち上げる間、作業員の安全を守るために必要な遮蔽の役割も果たす。なお、サイロを空にする作業は、サイロが建設された順番で行われる。廃棄物レベルは「廃棄物サイズバイト」単位で減少する。1 バイト取り出すごとに廃棄物をカバーするに要する水位が約 5 m 相当減少する。

SEP 1 号機により 2022 年 4 月に廃棄物の搬出を開始し、現在 2 号機が試運転中。3 号機は製造が完了し、施設に設置するための準備が進められている。SEP マシンは、長さ 400 トン、長さ 13 メートル、幅 5.5 メートル、高さ 6.5 メートルと巨大。その後、廃棄物を搬出するために、廃棄物容器を、SEP マシンに取り付けられた遮蔽移送「パッケージ」に入れる。この 50 トンの閉じ込め容器をマシンから持ち上げて、完成間近のボックス封入施設と呼ばれる新しい中間貯蔵施設に移送する。回収を開始するのに十分な移送パッケージが製造者から届いた。回収を開始するには最低でも 5 台が必要で、最終的には全台がそろそろ予定。このパッケージは、汚染された回収装置をサイロ保守施設(SMF)に運ぶためにも使われる。ここは、回収作業に必要なすべての機器がメンテナンスされる場所となる。

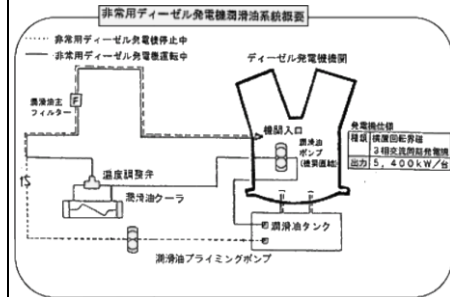


次のステップ

SEP 2 号機が 1 号機と並行して廃棄物回収を開始 - 2025 年
新ボックス封入施設がサイロからの廃棄物の受け入れを開始 - 2027 年
SEP 3 号機が廃棄物回収を開始 - 2030 年
2040 年までに第 1 サイロの廃棄物が半分になる
2043 年までに第 2、第 3 サイロ増築部の廃棄物が空になる
2045 年までに元のサイロの半分が空になる
サイロを空(95%除去)にするため、バルク廃棄物を除去する - 2049/50 年(予測)

2023-12-12 発行

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
FINAS309				2023-11-21	2	⑤
INES2022-02	法令線量限度を超える従事者被ばく			本件は、英国の再処理施設における定期内部被ばく検査によって、管理区域内で作業を行う従事者 1 名が年間法令線量限度を超える被ばくが特定された事例である。当該従事者は現在業務制限している。被ばく場所及び被ばく事象は未特定。英国規制局による詳細調査が中止され、これ以上の情報が見込めないことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
			IAEA NEWS「法令線量限度を超える従事者被ばく」 2022-10-19 発行 2022-05-25、英国セラフィールド社の再処理施設における定期内部被ばく検査プログラムによって、作業員 1 人の原因不明の被ばくが特定された。生物検定（バイオアッセイ）や作業環境と施設状態の詳細レビューを含む広範な調査により、2020 年に分離した物質により汚染された表面から再浮遊した物質を吸入したことにより、当該作業員は実効線量 23.00 mSv の内部被ばくしたと結論付けられた。英国の法定年間実効線量は 20.00 mSv である。追加検査により、他に影響したものがないことと放射性物質の漏えいがないことが判明した。			
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9146R2				2023-04-26	1	④継続
				本件は、海外原子力発電所において、非常用ディーゼル発電機(EDG)の補給用潤滑油が、耐震要件を満たしていない外部建屋に保管されていることが現地検査官により確認された事例である。この構成では、地震時において外部建屋から潤滑油を補給できない可能性があり、当該国規制要求である EDG を 72 時間運転することを保証できない。原因は、事業者が適用基準を誤って解釈したためで、この構成は、運転開始時から変わっていない。規制者も長年気が付かなかった。国内原子力発電所の EDG の潤滑油システムの保有油量が、規制要求の運転時間に消費する量以上であり、当該システムは耐震建屋内であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとするの妥当性等を確認するため継続調査とする。		
			参考情報 EDG 潤滑油の消費率 1. MAN L32/44 GenSet、MAN Energy Solutions カタログ https://www.man-es.com/docs/default-source/projectguidesde_projectguidesde_files/man-l32-44-genset-imo-tier-iii-marine.pdf?sfvrsn=9e0eb17a_1 潤滑油消費量: 0.50 g/kWh (公称出力 583 kW/cyl. 100 % 負荷)、許容誤差: +20% →出力 5400 kW の場合(上限): 3240 g/h →7 日間分(168 h): 680 L(保守的に密度 0.8 kg/L) 2. 非常用発電装置、東芝パンフレット https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/outline/infrastructure/business-introduction/social/download/pdf/KSP-2421.pdf 5000 kVA(4189 kW) EDG の潤滑油消費量: 12.8 L/h →7 日間分(168 h): 2150 L 3. 高浜 3/4 保安規定 第 76 条 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/library/kyonin/pdf/kitei_t_202307.pdf 潤滑油タンクの油量(保有油量): 3.6 m³ 以上 EDG 出力: 5400 kW	なお、教訓(規制者は、検査官が、「事業者が規制要求をどのように解釈しているか」を確認する際には、疑問に思う態度を持つことを奨励すること)を検査官会議等の場を利用して、検査官と共有する。  参考図 EDG 潤滑油系統概要図 https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2002/1203-2_1j.html NRC 情報回付「Circular80-05:EDG 潤滑油の補給とオンサイト供給」を調査分析する。		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果			
				入手日	INES	基準	
Circular80-05	EDG 潤滑油の補給とオンサイト供給	1980-01-17、米国キウオーニ原子力発電所(PWR、556 MWe、恒久停止 2013-05-17)は外部電源の一部喪失により、タービントリップ、原子炉トリップし、非常用ディーゼル発電機(EDG)1基が工学安全母線の1つに給電、もう一方の工学安全母線は外電で給電が維持された。 前日に24時間負荷テストを終えたこのEDGは、潤滑油レベル低(1/2インチ)警報状態だった(ただし、運転可能状態)。1980-01-17、潤滑油を補給する前に、EDGは予備補助変圧器故障後の非常用電源として必要となった。EDG動作中、通常の潤滑油補給ポイントが使用できなかった。EDG技術マニュアル(TM)には、エンジン動作中も潤滑油補給可能とあったが、その方法の記載がなかった。そこで、潤滑油ラインと思われる配管を通じて潤滑油をエンジンにポンプで送り込んだ。このラインは、TMにしたがって潤滑油のカラーコードで塗装されていた。このラインから、3バレル分(1バレル:42ガロン、約159L)の潤滑油がEDG運転中に補給された。非常用母線を第3補助変圧器に切替え後、このEDGは停止された。EDG停止状態で、さらに2バレル分をこのラインを介して追加(サンプレレベルの上昇なし)。別の補給ポイントからさらに2バレルを追加し、レベルが正常に回復した。	事業者が考慮すべき推奨措置 事業者は、上記の潜在的な問題を認識すべきである。以下の点について、自社施設でレビューすることが推奨される。 ①安全関連機器に潤滑油を補給する手順や指示書があることとその適切性を確認すること。次の操作手順もしくは指示書が、影響を受ける機器の現場で使用可能であること。 a)機器の運転中に潤滑油を補給できるかどうか、どのように、どこで補給できるか、 b)誤った種類の油が不注意に潤滑油系統に補給されないことを特に確実にする、 c)潤滑油を補給するユニットごとに、予想されるレベル(液位)の上昇を確認する。 ②作業要員が、認証された手順の訓練を受け、EDGの運転中にこれらの手順を使用して潤滑油を追加できることを実証し、また、適切な量の潤滑油が追加されたことを確認する方法を理解していることを確かめること。 ③EDGに関連する、色分け等で識別されたラインが正しいこと及び潤滑油補給のためのラインまたはポイントが明確に識別されていることを確かめること。 ④潤滑油の適切な補給と、他の同様な重要機器の運転中保守の実施について、適切な手順または指示が存在し、作業要員が訓練されていることを確認すること。 ⑤全負荷運転時の各ディーゼルエンジンの潤滑油消費率を保守的に特定すること。燃料油供給に関する技術仕様書(TS)に規定された必要運転期間、最も潤滑油消費量の多いEDGの運転に見合う適切な等級の適切な保有量の潤滑油を準備すること。潤滑油消費率が過剰になった場合に備えて、ディーゼルエンジンの分解点検計画に対策を含めること。 原子炉施設の建設許可保有者はすべて、上記の潜在的な問題を認識し、最初の燃料装荷前に適切な手はずを開始すべきである。 情報源: https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/circulars/1980/cr800005.html	2023-12-08	—	継続	
	Circular: NRCの情報回付 (1)安全、保障措置もしくは環境に関わるものであり、(2)30日以内の周知をNRCが希望し、(3)事業者による回答が不要なもの。			本件は、1980年にNRCが発行したEDGの潤滑油補給に関する運転経験をもとにした情報回付である。国内原子力施設のEDGの潤滑油保有量及び補給能力について、本情報をもとに確認する必要性について調査検討を継続する。			
				翌日、EDG工場の担当者は、最初の5バレル分の潤滑油は、間違えて色付けされたドレン接続部(エアラインとして色分けされているべきもの)を介して、エンジンのエアボックスに追加されたことを発見し、4.5バレル分を排出した後、EDG試験を問題なく終えた。もし、エアボックス内に5バレル分の潤滑油がある状態でエンジン始動していたら、エンジンは損傷したと考えられる。また、動作中のエンジンに潤滑油を補給する方法がないこと、補給担当者は動作中エンジンに潤滑油を補給する方法に馴染みがなく、訓練も受けておらず、潤滑油が補給されたことを確認する方法も知らなかったことを指摘した。			
				この事象は、さらなる問題も浮き彫りにした。前日のEDG試験では、潤滑油消費率は約3ガロン/h(11.3L/h)だった。電源喪失時に事業者はサイトに約3バレル分(165ガロン、626L)の潤滑油を保有していたが、技術仕様書(TS)によると、EDG毎に7日分(168h)の燃料油が必要なので、潤滑油も7日分(504ガロン、1908L)必要であった。当該ディーゼルエンジンは、GM社製のモデル999-20で、2ストエンジンなので、潤滑油消費量は、4ストエンジンよりも多い。ベンダーとNRCのコンサルタントによると、潤滑油消費量はエンジン状態や負荷によって変化するが、3ガロン/hの消費量は通常運転の値である。			

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9170				2023-09-13	—	③
				本件は、海外の PWR プラントにおいて、約 9 か月間、炉内の 2 台の出力分布検出器の信号ケーブルが交互に誤接続されていた事例である。安全上の実影響はない。原因は、前回定期検査時の出力分布検出器の信号ケーブル接続に関わる作業ミス。根本原因は、ケーブル接続に関わる作業図書の不備及び不十分な作業前確認。類似事象の運転経験(対策)反映も不十分。当該検出器は上蓋貫通部を有し、信号ケーブルは上蓋上方で接続取り外しを行うタイプであるが、国内 PWR では用いられていない設計であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9171				2023-12-27	0	⑤
				本件は、海外の原子力発電所において、核計装の較正中に自動原子炉トリップした事例である。原因は、較正作業中の設定ミス。その原因は、不十分なパラメータ監視と作業文書の不備。運転、作業員の自己監視にも課題があった。INES-0 と評価されていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9172				2023-12-27	0	③
				本件は、海外の原子力発電所において、安全保護系の定例試験を実施中に自動原子炉トリップし、その過渡中に主冷却材ポンプ1台がトリップした事例である。原子炉トリップ原因は、安全保護系の2チャンネルから故障信号が出たため。故障信号は、当該安全保護系の電源で瞬時電圧低下が発生したため。ポンプトリップ原因は、蒸気発生器の給水制御弁が閉止しなかったため。その原因は点検保守が不十分だったため。安全保護系電源の瞬時電圧低下で、2チャンネル同時に故障信号が出る設計は、当該プラント固有と考えられることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9173				2023-09-20	—	③
				本件は、海外の運転中原子力発電所において、静的余熱除去系の異常動作により、自動原子炉トリップし、安全注入系等が動作した事例である。原子炉トリップ後は全ての系統は適切に機能した。異常動作原因は、当該静的余熱除去系の流量制御弁がフェイルオープンしたため。根本原因は、当該流量制御弁の電磁弁の電源回路のヒューズを単一点脆弱性(SPV)と特定しているが、その予防保全が不適切だったこと。ただし、原子炉運転中に、単一ヒューズの溶断により余熱除去系が動作するのは、当該原子炉設計特有であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。 単一点脆弱性(SPV): 当該機器が故障した場合に、発電所停止が余儀なくされるもの (https://www.meti.go.jp/meti_lib/report/2021FY/000246.pdf、P.85)		
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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9176				2023-12-27	—	④
				本件は、海外の標準設計の原子力発電所において、耐震要求のある電気設備キャビネットとリレーラックが地震時の揺動でぶつかり合う可能性があることが判明した事例である。地震時に潜在的に、安全関連機能が利用できなくなる可能性がある。原因は、建設当時に、地震による相互作用(衝突)を防ぐための距離等の要求指針がなかったため。指針改定後も、実施が不十分だった。 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。		
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	補足情報	処理結果		
IRS9177				入手日	INES	基準
				2023-12-27	2	②
				本件は、原子力発電所の原子炉建屋内での点検作業により、作業員 1 人が、年間皮膚等価線量限度を超える外部汚染をした事例である。管理区域退出モニタで外部汚染を確認した後の処置でも、手順の逸脱があった。被ばく源は未特定。作業場所の放射線防護管理や除染管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。		
INES2021-04	皮膚等価線量限度を超える作業員外部汚染					
			IAEA NEWS「皮膚等価線量限度を超える作業員外部汚染」2021-09-07 発行			
			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。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 cm ² の皮膚表面で 500 mSv である。なお、作業者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、事業者(EDF)は作業者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。仏国原子力安全機関(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。			
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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9178				2023-09-29	—	③
				本件は、海外の PWR プラント(燃料交換停止中)において、主給水バイパスラインの全 3 台の低流量制御弁の弁箱で、基準を超える減肉が見つかった事例である。修理せずに運転継続すれば、給水喪失事故の発生可能性がある。減肉原因は弁箱内面の流動浸食。減肉が長期間検知されなかった原因は、弁箱肉厚が供用中検査等の検査対象になっていなかったこと。当該弁の設計特殊性や流速等の運転条件、弁箱材料ならびに 45 年を超える運転年数も関係することから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。 ただし、安全上重要な弁の弁箱内面に浸食リスクがあることを示す本件の情報を検査官会議等の場を利用して、検査官と共有する。		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9179				2023-12-27	0	③
				本件は、海外の運転中 PWR 原子力発電所において、2 次系の複数のインターロックが作動し、最終的に蒸気発生器圧力高により原子炉トリップした事例である。トリップ後、プラントの系統と機器は設計通り動作した。インターロック作動原因は、無停電電源装置(UPS)の故障により、2 次系のパラメータ測定チャンネルの電源が喪失したため。故障原因は、UPS のプロセッサ基板の故障。バックアップ電源が設計されていないなど設計にも課題があり、UPS 更新に伴う運用にも課題があった。INES-0 と評価されていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
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。						

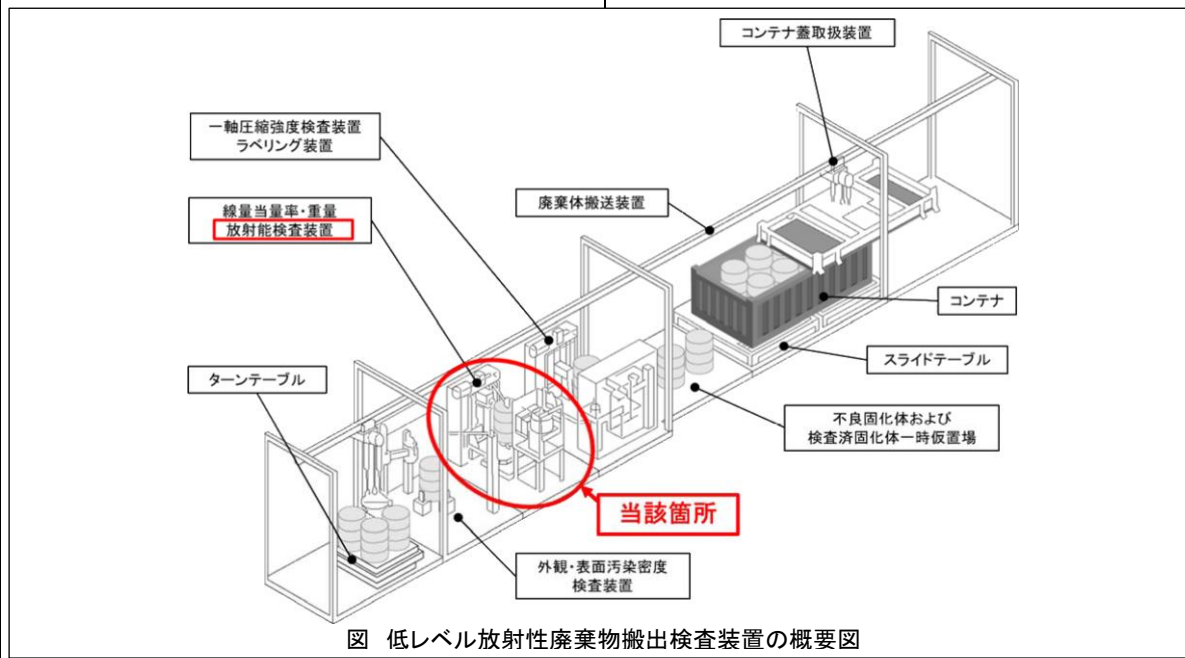
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9180				2023-12-27	0	⑤
				本件は、悪天候時に出力を落として運転していた海外 PWR 原子力発電所において、変圧器の地絡保護系動作により、負荷遮断（発電機遮断器開）した事例である。他の設備の誤動作や故障はなく、安全性への実影響はない。地絡保護系動作理由は、当該変圧器の導体の絶縁抵抗が低下したため。その原因は、悪天候による湿分侵入と導体の防水機能の不備。悪天候に備えた運用にも課題があった。INES-0 と評価されていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9182		2022-05-20、米国のラサール 1 号機(BWR、1137 MWe、定格運転中)において、計画保守のため運転不能状態にあった B 系列主制御室換気系(VC)／補助電気品室換気系(VE)の保守点検後試験中に特定した修理を行うため、A 系列 VC/VE への入替え後、A 系列 VE の戻りファンがトリップ、再起動を試みたが再トリップしたので、同日 9:05、A 系列が技術仕様書(TS)に係る運転不能と宣言され、両系列の VC/VE が運転不能となった。電気設備保守部による基本トラブルシューティングの後、A 系列 VE 戻りファンを再起動して A 系列 VC/VE を復旧させたが、2022-05-23 12:56 に B 系列復旧のために A 系列への入替えの際、A 系列 VE 戻りファンが再トリップした。運転員は、遮断器をリセットしてファンを再起動し、B 系列は同日 17:55 分に復旧し、運転可能と評価された後、A 系列も翌日 22:30 に運転可能と宣言された。	関連する TS の運転上の制限(LCO) LCO 3.7.4:2 系列の主制御室エリア空気浄化系(CRAF)が動作可能であること。 LCO 3.7.5:2 系列の主制御室エリア換気空調系(HVAC)が運転可能であること。 類似運転経験 LER373/2014-004「圧縮機トリップにより補助電気品室 HVAC 運転不能」:2014-08-28、米国ラサール 1 号機と 2 号機の両方が定格運転中、VE の B 系列は、油漏れの計画的修理のため運転不能であった。同日 12:27、A 系列の VE 圧縮機のオン・オフが確認されず、VC/VE の A 系統が運転不能となった。VC/VE の AB 両系列が運転不能となったため、安全機能を妨げ得る事象または状態に至ったことになる。原因は、液体ラインの電磁弁の配線が短絡し、その電磁弁が閉じた結果、圧縮機が吸入圧力低で停止したため。是正措置:配線の問題を修理し、圧縮機を復旧。 LER373/2013-008「ファンモータの故障により制御室 HVAC 動作不能」:2013-11-22、米国ラサール 1 号機と 2 号機の両方が定格運転中、VC の A 系列は、フロン漏れの緊急修理のため運転不能だった。19:20、B 系列補助電気品室クーラーの復水器ファンが停止した。ファンモータの遮断器区画から刺激臭が検出され、VC と VE の B 系列は運転不能とされた。VC/VE の AB 両系列が運転不能となったため、安全機能を妨げ得る事象または状態に至ったことになる。原因は、B 系列補助電気品室クーラーの復水器ファンモータの巻線故障。是正措置:故障したファンモータを交換し、巻線故障の故障解析を実施。	2023-12-27	—	②
LER373 2022003R02	複数機器の故障による中央制御室及び補助電気室の HVAC の運転不能宣言	なお、主制御室換気系の境界は、主制御室と補助電気品室の両方を含む。また、本事象中は VC と VE の両系統とも運転可能であることが要求されている。 安全評価:本件は法令報告事象にあたる。安全重要度は最小。2022-5-20 で約 3 時間、主制御室空気浄化(CRAF)系及び換気系の VC/VE の AB 両系列が運転不能だった。2022-5-23 は約 5 時間、主制御室換気系のみ両系列が運転不能だった。主制御室温度は 90°F(32°C)を超えず、リスク指標は事象全体を通して緑であった。 原因:A 系列 VE 戻りファン遮断器がファン起動時にすぐトリップしてしまう不適切な設定であったため。 是正措置:①基本トラブルシューティングを実施。②VE 戻りファン故障後の VC/VE 運転可能宣言前に、運転性評価を実施。③A、B 系列 VC/VE 全体の点検・試験を実施。④試験結果に基づいて、必要に応じて予防保全プログラムを修正。⑤遮断器受領検査のためのモデル作業指示書にトリップ試験を含めるよう修正。				
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	補足情報	処理結果		
IRS9183		2022-10-22 12:49、米国のクーパー発電所(BWR、769 MWe、燃料交換停止中)において、保守作業のため余熱除去系(RHR)の原子炉停止時冷却系(SDC)を供用除外している時に、B 系列燃料プール冷却(FPC)系フィルタ脱塩塔のプリコート運転を実施した後に、FPC スキマサージタンク水位が急低下した。フィルタ脱塩塔プリコート戻り弁が要求通りには完全閉止しなかったため、FPC スキマサージタンクから放射性廃棄物プリコートタンクへの排水パスが形成されたため。また、他の FPC 弁を閉止して排水パスを隔離する試みは失敗し、スキマサージタンク水位を回復するための通常注水も不能であった。	また、FPC ポンプ 2 台が供用中で、使用済み燃料プール(SFP)及び RPV の崩壊熱除去は維持された。CS 注入後、FPC 及び原子炉冷却材浄化系(RWCU)フィルタ脱塩塔により、原子炉冷却材の清浄度も回復した。 直接原因: 当該戻り弁の故障。 寄与因子: ①適切な信頼性をもって FPC 系を維持・運用するに資する内外の運転経験を考慮してこなかった。②FPC が崩壊熱除去の主要手段となる燃料取替停止期間中のプラントリスクを管理するために要する適切な戦略の確立や保守的な意思決定に失敗した。 是正措置: ①当該戻り弁の弁ポジションを交換。炉心上部を点検して炉心スプレイからの異物混入がないことを確認。②A 及び B 系列のフィルタ脱塩塔プリコート戻り弁の弁ポジションの定期交換について保守計画を策定。③FPC 系について、いろいろなプラント構成時に発生する単一機器故障に対するリスク削減措置を再評価。その結果を適切なプラント手順書に取り入れる。 類似事象: 過去 10 年に、非常用炉心冷却装置が有効動作したことの事象報告はない。	入手日	INES	基準
				2023-12-27	—	②
LER298 2022002R01	スキマサージタンク水位回復のため、炉心スプレイ手動注入	12:56、水位低下が続くので、運転員が手動で A 系列炉心スプレイ(CS)による注水を確認(3700 GPM(14 m³/m))し、同時にプリコートタンク戻り弁を閉止、12:59 に注水停止した。FPC スキマサージタンク水位が通常水位に回復するまでに、タンク保有水の約 14.6%が減じた。 安全評価: 原子力安全、プラント信頼性、放射能安全、あるいは産業安全に影響はなかった。圧力容器(RPV)水位は、燃料交換床レベルまであり、燃料プールゲートは取り外し中であったことから、水位が FPC サージタンクスキマを下回ることにはなかったはず。		本件は、燃料交換停止中の米国 BWR 原子力発電所において、使用済み燃料プールのスキマサージタンク水位が急低下した事例である。崩壊熱除去は継続されており、原子力安全への影響はなかった。また、ECCS を利用してサージタンクの水位は 10 分で回復している。原因は燃料プール浄化系の排水弁が故障し、完全閉止しなかったため。事業者の運転・保守管理に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。		参考図 BWR の使用済み燃料プール冷却・浄化系の例(ML12151A434)				

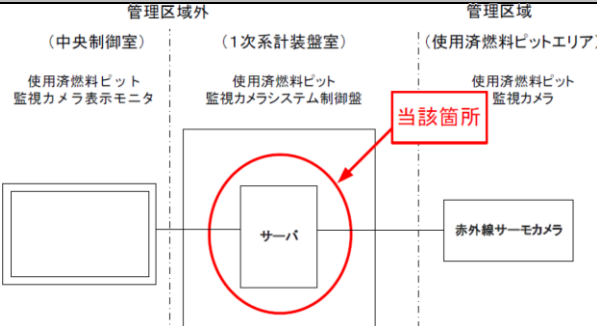
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
IRS9186		2022-11-04 13:59、米国クアド・シティーズ 2 号機(BWR、867 MWe、定格運転中)は、2B 給水制御弁(FRV)が故障で開放後、開固着となったことを示す警報が中央制御室(MCR)で出て、原子炉水位が上昇し始め、別の供用中 2A FRV が設計どおりに応答し、自動閉したが、原子炉水位は上昇を続け、スクラム基準(+44 インチ)に到達したことから、14:00 に発電所運転手順ののっとり、手動でスクラム操作した。全ての制御棒が挿入され、スクラムは複雑化しなかった。	原子炉トリップ寄与因子: 2A FRV が水位上昇を緩和できなかったこと。2B FRV が他の FRV よりもサイズが大きく、弁ストロークが長い構造上の特徴を有することによるプラント固有のリスクを、事業者は認識し適切に緩和することができなかった。その結果、2B FRV の誤開を、単一点脆弱性(SPV)として認識せず、対策が取られなかった。	入手日	INES	基準
			即時是正措置: ①2B FRV のサーボを交換。②作動油をサンプル分析。	2023-12-27	—	②
LER265 2022003R00	給水制御弁故障による原子炉水位上昇で手動スクラム	安全評価:安全重要度は最小である。原子炉冷却材の補給は、非常用炉心冷却設備(ECCS)と給水系から常時可能であった。この事象は、更新最終安全評価書(UFSAR)の第 15 章「安全解析」に包絡される。なお、本事象は、NEI 99-02, Revision 7 に定義する安全系機能故障にはあたらない。	フォローアップ: ①製造者の是正措置を評価し実施する。必要に応じて新しいコンポーネントを取り付ける。②FRV の故障モードと教訓に基づく運転員措置について評価し実施する。③この製造者から入手した全てのサーボ弁について、状態を評価する。	本件は、定格運転中の米国 BWR 原子力発電所において、給水制御弁の 1 台が開固着し、原子炉水位の上昇を止められなかったため、手動スクラムした事例である。安全重要度は低い。制御弁の開固着原因は、制御弁のサーボ弁内に異物。異物は、サーボ弁製作中もしくは組み立て中に混入した可能性が高い。別の給水制御弁も、4 か月前に閉固着故障が発生している。事業者による調達管理や保守管理及び運転経験反映に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。		
		2B FRV 故障原因: 当該 FRV アセンブリのサーボ弁内部のスプールの動きが、異物により部分的又は完全に阻止されたため。異物があると、サーボ弁内の油圧制御チャンネルが閉塞し、FRV アクチュエータに油圧作動油を送るスプール弁の自由な動きが妨げられる。スプール弁の異常動作により、2B FRV が半開から急速に全開し、原子炉水位上昇を招いた。2022-10-23 に、2B FRV のサーボ弁交換を実施したが、サーボ弁製作中又は組立中に異物が混入した可能性が高い。	類似事象: LER265/2022-002-00「給水制御弁故障による原子炉水位低下で手動スクラム」 2022-07-04 に 2A FRV のサーボ弁への異物混入によるスクラム。FRV が閉固着した。異物原因は低作動油品質。この事象の是正措置は、2022-11-04 時点で終了していなかった。			
			故障サーボ弁のデータ 製造者: Parker サプライヤ: Black Limited Advanced Controls/Blac モデル、部品番号: DES 1071, 10-S-80/50/7.2			
		1. 入力電流はコイルに流れ、アマチュアに磁気的極性を与える。 2. アマチュアは、上下磁極との磁気的關係により、入力電流の大きさと、極性に応じて発生したトルクによって傾く。 3. 左右ノズルの中間に位置していたフラップは、アマチュアと一体のため、アマチュアの傾きに連れて変位し、左右ノズルの背圧を変化させる。(フラップが近づいた方のノズル背圧は上がり、遠ざかった方のノズル背圧は下がる) 4. 左右ノズル背圧は、スプール両端に導かれており背圧の変化はスプールを変位させる。 5. スプールの変位は、アマチュアと一体構造のフィードバックスプリングに、アマチュアの磁気的トルクと正反対のトルクを発生させ、フラップを中立位置まで引き戻す。 6. フラップが中立位置に戻ると、左右ノズル背圧は等しくなり、スプールはその位置で停止する。 7. 以上のような原理により、サーボバルブのスプールは、入力電流の極性と大きさに比例した弁開度を保つことができる。  参考図 機械式フィードバックサーボ弁の作動原理 https://www.moog.co.jp/literature/ICD/basicprinciple_servovalve-ja.pdf				
		コイル アマチュア トルク フラップ Ps				

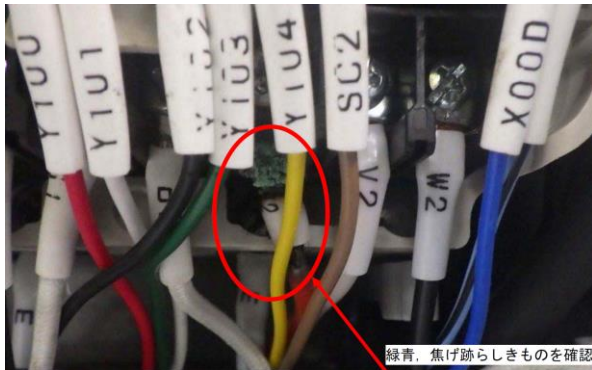
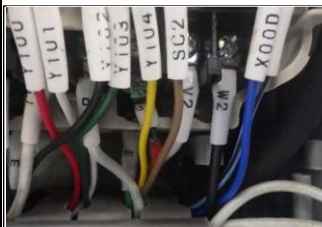
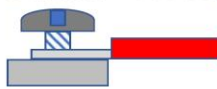
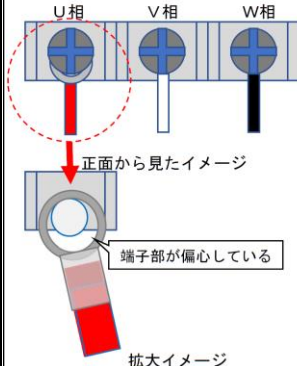
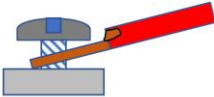
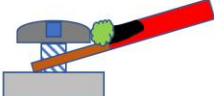
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-36	低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の放射能評価プログラムの誤り	2023-02-07、伊方発電所から日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センター(青森県六ヶ所村)へ低レベル放射性廃棄物を搬出する際に、放射能濃度等を確認する低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の放射能評価プログラムの一部に誤りがあり、検出下限値付近の計測データが、実際より低い値として記録される可能性がある旨、メーカより連絡を受けた。このため、過去に搬出した廃棄体のうち、誤りのあった当該プログラムを使用した廃棄体5,064本の計測データを調査した結果、102本の廃棄体の計測データに影響があることを確認した。	事業者における原因:①社内規定類にプログラムに係る設備図書の提出を要求する記載がなかったため、プログラムの詳細内容を確認できず、プログラムに分岐があることを認知できていなかった。②社内規定類に調達時にプログラムを網羅的に検証することを要求する記載がなかったため、全ての分岐処理に対する検証を要求しておらず、プログラム検証に係る妥当性の確認ができなかった。 再発防止対策:当該メーカにて以下の処置内容が規定化されていることを確認する。①プログラム検証において全分岐処理を対象とすること。②プログラムのコンパイル時のワーニング処置、警告に対する影響評価を行うこと。③プログラム詳細仕様を文書化して保管すること。	2023-11-22	—	⑤
NUCIA 13617M	ユニット: 伊方発電所 発生日: 2023-02-07 報告状態:最終 更新日: 2023-11-22	安全評価:その後、データを再評価した結果、埋設施設への搬出の基準は満足している。 問題点:①当該メーカにて、プログラム作成時に検証が不足。②当該メーカにて、プログラム実行ファイル作成時(コンパイル時)のワーニングを見落とし。③過去の水平展開時にプログラム仕様書がなく、検証が不足。 メーカにおける原因:①プログラム検証において全分岐処理に対して検証を行うルールがなかった。②プログラムのコンパイル時のワーニング処置、警告に対する影響評価を行うルールがなかった。③プログラムの詳細仕様を文書化して保管するルールがなかった。	再発防止対策:検査装置の設置および改造時の調達において、以下の内容を要求することを規定化する。①プログラムに係る設備図書を提出すること。②プログラム内部で分岐処理している場合は、設備図書に分岐処理毎の評価方法を明確にするとともに、全分岐処理の評価方法の妥当性を検証すること。	本件は、低レベル放射性廃棄物搬出検査装置の放射能評価プログラムに誤りがあった事例である。原因は、メーカの検証不足。当該事業者の調達管理にも課題がある。搬出基準は満足していたことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		

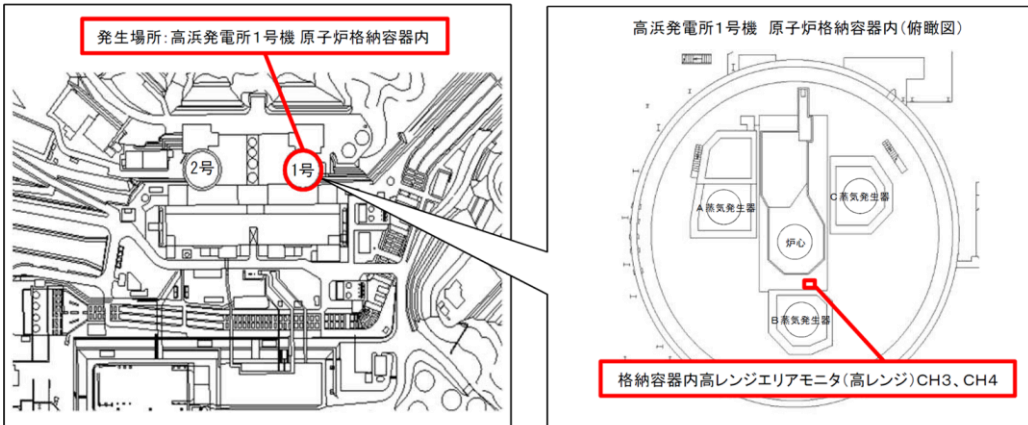
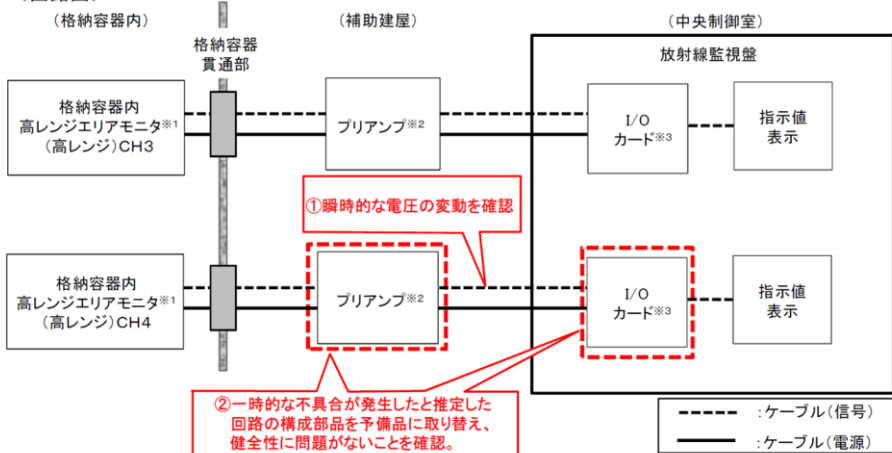


番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-37	低レベル放射性廃棄物搬出設備の放射能評価プログラムの誤り	2023-01-26、低レベル放射性廃棄物搬出設備について、メーカーから、放射能評価プログラムの誤りにより、低レベル放射性廃棄物の放射能濃度が低く評価されている可能性があるとの連絡を受け、過去に日本原燃(株)低レベル放射性廃棄物埋設センターに搬出した廃棄体9,600本を調査した結果、放射能評価プログラムの誤りの影響を受けた廃棄体が1,436本あることを確認した。 安全評価:この廃棄体1,436本について、放射能濃度を再評価した結果、埋設基準を満足していることを確認した。	再発防止対策:(1)メーカーの社内規程に以下の処置が追加されたことを確認した。①プログラムの図書を文書化して保管する。②プログラムコンパイル時の警告に対する処置および影響評価を行う。③プログラム検証において全分岐処理を対象とする。(2)低レベル放射性廃棄物搬出設備の設置および改造等を発注する場合において、以下の調達要求を行うことを社内規程に追加した。④プログラムに係る図書を提出する。⑤プログラム内部で分岐処理している場合は、図書に分岐処理毎の評価方法を明確にするとともに、全分岐処理の評価方法の妥当性を検証する。	2023-11-16	—	⑤
NUCIA 13618M	ユニット: 敦賀発電所 発生日: 2023-01-26 報告状態:最終 更新日: 2023-11-16	メーカーにおける原因:①プログラムの図書を作成し保管するルールがなかったことから、当該プログラムの設計内容を確認できない。②プログラムのコンパイル時の警告に対する処置および影響評価を行うルールがなかったことから、当該プログラムのコンパイル作業における警告発生時に対応せず。③プログラム検証について全分岐で検証を行うルールがなかったことから、当該プログラムの一部分岐処理の検証を未実施。 事業者における原因:④提出対象を定めた図書リストに当該プログラムが含まれていなかったため、調達時に当該プログラムの図書の提出をメーカーに要求しなかった。⑤対外報告に使用する当該プログラムの検証記録をメーカーに要求するルールが無かったため、調達時に当該プログラムの検証をメーカーに要求しなかった。		本件は、低レベル放射性廃棄物搬出設備の放射能評価プログラムに誤りがあった事例である。原因は、メーカーの検証不足。当該事業者の調達管理にも課題がある。埋設基準は満足していたことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2022-48	原子炉機器冷却水系の冷却水を補給するタンクのレベル低下	2022-10-03、廃止措置中の1号機の原子炉機器冷却水系(*1)の冷却水を補給するタンクのレベルが通常よりも速く低下していることが確認された。原子炉機器冷却水熱交換器(A)の伝熱管から冷却水が海水側に漏れしている可能性が高いと判断し、当該熱交換器を隔離したところ、海水側への漏れいはなくなった。今後、当該熱交換器の点検をおこなう予定。	推定空気集中原因:熱交換器内へ海水を送るポンプや配管の配置などの系統構成から、当該熱交換器には、海水を送り始める際などに空気が持ち込まれる。変形・漏れいが確認された当該伝熱管の周辺は、過去の点検において既に閉止栓が施されていたため、当該伝熱管は、空気が集中して流入しやすい状態となっていた。	2023-11-30	—	⑤
		*1 原子炉系の機器(ポンプ、モータ等)の冷却をおこなう系統。冷却水には不純物等を取り除いた水(脱塩水)が用いられており、通常、冷却水に放射能は含まれていない。原子炉機器冷却水系は、(A)(B)の2系統あり、熱交換器は1系統あたり2基設置されている。	再発防止対策:当該熱交換器及び同様事象が発生する可能性のある熱交換器について、空気の流入を防ぐ対策を実施する。	本件は、廃止措置中の原子炉の原子炉機器冷却水系の冷却水補給タンクの水位が通常より早く低下するのが確認された事例である。原因は、原子炉機器冷却水系熱交換器1基で伝熱管1本からの冷却水漏れい。放射能の環境への放出はなく、冷却性能も維持されていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
NUCIA 13563M	ユニット: 浜岡発電所1号 発生日: 2022-10-03 報告状態:最終 更新日: 2023-11-30	図 原子炉機器冷却水系系統概略図	図 熱交換器(A-2)伝熱管変形部(イメージ) 図 伝熱管変形状況(伝熱管内部より撮影)	安全評価:冷却水は放射能を含んでいないこと及び冷却水の放射線を監視しているモニタの指示値に変化がないことから、外部への放射能の影響はない。なお、熱交換器4基のうち、1基の伝熱管が半数程度使用できれば、必要な機器を冷却できる。 タンクのレベル低下原因:熱交換器(A-2)の伝熱管の1本で確認された変形部分で冷却水が漏れいたため。変形部分以外には、漏れいに至るような傷や孔等はない。 漏れい原因(メカニズム):熱交換器の伝熱管に空気が集中して流入したことで、当該伝熱管は従来よりも速く減肉が進み、冷却水による外圧に耐えられなくなったことで、変形・漏れいに至ったと推定される。 図 熱交換器に空気が流入した場合の、伝熱管内の状況(イメージ) 図 周辺伝熱管の閉止により、空気が集中して流入する状況(イメージ)		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-13	使用済燃料ピット監視カメラの不具合	2023-07-27 7:48、通常運転中のところ、3号使用済燃料ピット監視カメラが正常に動作しないことが確認されたため、保安規定に定める運転上の制限を満足しないと判断された。調査の結果、使用済燃料ピット監視カメラシステム制御盤のサーバの不具合により、監視カメラの画像が使用済燃料ピット監視カメラ表示モニタに表示できなくなったことが特定された。当該サーバを予備品に取り替え後、監視カメラの画像表示に問題はなく、設備に異常がないことを確認し、同日 16:55 に運転上の制限を満足する状態に復帰した。	 図 使用済燃料ピット監視カメラシステム概略図	2023-11-22	—	継続
NUCIA 13677M	ユニット: 伊方発電所 3 号 発生日: 2023-07-27 報告状態:最終 更新日: 2023-11-22	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い。 サーバのログの調査結果: ハードディスクの不調を示すログが、2022-10-18 以降、不定期に発生していた。なお、2022-10-18 以降の定期点検(月例点検)では、当該サーバに異常は見られなかったが、ログはチェックしていない。 サーバ不具合原因: サーバのハードディスクの個体差及び経年使用による不調により、オペレーティングシステム(OS)が不動作となったため。	参考情報 高浜発電所原子炉施設保安規定 85-12-3 使用済燃料ピットの監視 設備: 使用済燃料ピットエリア監視カメラ(使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む) 所要数: 2 個(3/4 号炉) 条件: 動作可能な設備が所要数を満足していない場合 措置(抜粋): 水位、水温を確認、復旧措置を開始、燃料移動中止、代替措置の検討 完了時間: 速やかに。 類似事象(NUCIA 検索) - 国内 2023-13(13677M、本件)伊方発電所 3 号機 使用済燃料ピット監視カメラの不具合 - 国内 2022-03(13508M)高浜発電所 3 号機 使用済燃料ピットエリア監視カメラの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱 - 国内 2021-70(13465M)伊方発電所 3 号機 使用済燃料ピット監視カメラの不具合 - 国内 2020-28(13218M)美浜発電所 3 号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱 - 国内 2020-16(13184M)高浜発電所 4 号 使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱	本件は、使用済燃料ピット監視カメラシステムが動作不能とみなされ、保安規定の運転上の制限条件に入った事例である。サーバを取り換えることで、短時間で復旧した。安全上の影響はない。 しかし、左欄に示すように類似事象(使用済燃料ピット監視カメラシステムの不良事象)が頻発している。事業者における品質保証(品質マネジメントシステム)、施設管理(設計管理)等に課題があり、潜在的な共通要因故障(多重故障)が発生する可能性等について、継続調査とする。 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド(GI0008_r3) ステップ1: パフォーマンス劣化があるか? ステップ2: 確認されたパフォーマンス劣化は、活動目的を達成し、原子力安全又は核物質防護を維持することに影響を与えているか? - パフォーマンス劣化は、監視領域(小分類)の属性の一つに関連付けられ、また、そのパフォーマンス劣化は関連する監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしたか。 - パフォーマンス劣化は、事故の防止の機能の一部が喪失する等の原子力安全又は核物質防護上重大な事象につながる前兆として考えられるか。 - 確認されたパフォーマンス劣化が是正されないままであれば、もっと原子力安全又は核物質防護上重大な問題をもたらす可能性があるか。 監視領域(小分類): 重大事故等対処及び大規模損壊対処 ⑩重大事故等対処設備の機能故障件数(運転上の制限逸脱件数)		
		寄与因子: 定期点検(月例点検)等で、サーバのログを確認していない。そのため、未然にハードディスクの不調を把握できなかった。 再発防止対策: ①ハードディスクの不調を早期発見するため、定期点検(月例点検)において、ログを確認する手順を作業要領書に追加する。また、当該サーバと同様に、重大事故時等に使用される設備で、通常は待機状態となっているサーバについても、同様にログを確認する手順を作業要領書に追加する。②当該サーバは、メーカーによるハードディスクの取り替え後に予備品として保管する。 同サイトにおける類似事象: 使用済燃料ピット監視カメラの不具合、NUCIA13465M、発生日: 2022-03-18				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
国内 2023-14	サービス建屋ランドリー室乾燥機制御盤内端子台の焦げ跡	2023-07-19 14:24 ごろ、ランドリー室の 7 台の乾燥機の中の No. 7 の制御盤内端子台に焦げ跡が確認され、公設消防に連絡、自衛消防隊が出動。公設消防は、14:43 に到着し、現場確認の上、15:13 に火災と判断。ただし、鎮火時刻は、2023-07-10 10:55、すなわち、当該乾燥機が自動停止してから 5 分後と推定された。	再発防止対策:①製造メーカーに対して、工場出荷前の制御盤組み立て・調整過程でのネジ締め付けを確実に実施するよう注意喚起。②洗濯機及び乾燥機の発注仕様書に、ネジの確実な締め付けに係る注意事項を明記。③既設発電設備に対しては、設備使用時に不具合が生じぬよう、工場や現地における電源ケーブル端子台の締め付け確認を含む検査等を通じた品質維持を推進。④火災事象に結び付くような電源ケーブル端子台を有する一般設備についても、調達管理の中で締め付け確認を要求する。	入手日	INES	基準
			発生メカニズム:①当該乾燥機の制御盤内端子台の U 相端子部において、工場出荷時にネジの不完全な締め付けが発生。端子が確実に固定されていない状態(初期不良)のまま、発電所に納入。②当該乾燥機使用中に、端子穴内径はネジ径より大きいため、ケーブルの自重等により U 相端子の片当たりが生じ、接触面積が減少する状態(接触抵抗が増加)となった。③この状態で通電が繰り返されたことにより、U 相端子部は過熱状態となった。④過熱状態が継続することにより、最終的に端子接触部は焼損(欠損)し緑青が生じるとともにケーブル端に焦げ跡が発生した。これに伴い、インバータエラーが発生し、乾燥機は自動停止した。	2023-09-20	—	⑤
NUCIA 13677M	ユニット: 東海第二発電所 発生日: 2022-07-19 報告状態:最終 更新日: 2023-09-20	 乾燥機 寸法(mm): 1503(幅)×1637(奥行)×2156(高さ) 図 サービス建屋1階ランドリー室 当該乾燥機制御盤内端子台の状況事象  制御盤内	 ①工場出荷時の U 相端子部のネジの不完全な締め付けが発生 工場での制御盤組み立て・調整時において、U 相端子部のネジのみが完全に締め付けられておらず、端子が確実に固定されていない状態(初期不良)のまま、発電所に納入された。  側面から見たイメージ ②当該乾燥機使用中に U 相端子部の片当たりが発生 U 相端子部は完全に締め付けられておらず、端子穴内径はネジ径より大きいため、ケーブルの自重等により U 相端子の片当たりが生じ、接触面積が減少する状態(接触抵抗が増加)となった。  正面から見たイメージ 端子部が偏心している 拡大イメージ ③ U 相端子部の接触面積が少ない状態での通電による過熱状態の発生 U 相端子部の接触面積が少ない状態(接触抵抗が増加した状態)で通電が繰り返されたことにより、U 相端子部は過熱状態となった。  側面から見たイメージ ④ U 相端子部の接触面積が少ない状態での通電による過熱状態の継続 U 相端子部は過熱状態が継続することにより最終的に端子接触部は焼損(欠損)し緑青が生じるとともにケーブル端に焦げ跡が発生した。また、これに伴いインバータエラーが発生し乾燥機は自動停止した。  側面から見たイメージ	本件は、原子力発電所のサービス建屋ランドリー室の乾燥機制御盤内の端子台で焦げ跡が確認された事例である。原因は、端子のねじ締め付け不良(初期不良)による接触抵抗増加による過熱。乾燥機は自動停止し、再発防止対策も取られていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。		
			図 当該乾燥機制御盤内端子台の焦げ跡発生メカニズム			

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-19	格納容器内高レンジエリアモニタの故障	2023-08-15 23:41、調整運転中の1号機において、「格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)CH4 故障」警報が発信したため、同日 23:54 に保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。調査した結果、当該モニタから中央制御室に指示値を伝送する回路に瞬時的な電圧の変動が確認され、この電圧変動は回路の構成部品の一部(プリアンプ、I/O カード)に一時的な不具合が発生したことによるものと推定された。それらを予備品に取り替え、健全性に問題がないことを確認したことから、2023-08-22 15:00 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。	不具合原因:電気計装品の静的素子の偶発故障 再発防止対策:当該モニタから中央制御室に指示値を伝送する回路の構成部品の一部を予備品に取り替えた。 同サイトにおける類似事象 - NUCIA2146M、格納容器内高レンジエリアモニタ(高)R-91Bの故障、発生日:2003-02-20 - NUCIA2014M、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)R-91Bの故障、発生日:2001-02-01	2023-09-13	—	⑤
NUCIA 13690M	ユニット: 高浜発電所 1 号 発生日: 2023-08-15 報告状態:最終 更新日: 2023-09-13	＜発生場所＞  ＜回路図＞  ①瞬時的な電圧の変動を確認 ②一時的な不具合が発生したと推定した回路の構成部品を予備品に取り替え、健全性に問題がないことを確認。 ※1:事故時の格納容器の放射線量率を確認するために設置しているモニタ。高浜発電所1号機の高レンジエリアモニタ(高レンジ)は、CH3とCH4の2台があり、そのうち1台(CH4)で指示値の低下を確認したもの。 ※2:格納容器内高レンジエリアモニタの検出器から流れる電流信号は微弱であるため、電流信号を増幅し電圧に変換するもの。 ※3:格納容器内高レンジエリアモニタの検出器に電源を供給するとともに、検出器から流れる信号を指示値として表示するための処理を行うもの。				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-20	原子炉機器冷却海水系除塵設備の微小な孔の確認	2023-09-01、4号機において、原子炉機器冷却海水系の熱交換器(B系)の入口配管に設置している除塵設備の保温材からの水の滴下が確認され、保温材を外したところ、微小な孔が確認された。 安全評価: 原子炉機器冷却海水系の運転に異常はない。本事象による外部への放射能の影響はない。	微小孔発生経緯(推定): 除塵設備の内張を上塗り補修した箇所に海生生物等が付着した影響で、内張材が局部的に剥がれ、母材に海水が触れ、微小な腐食孔が形成された。 再発防止対策: 内張材の補修方法を改善し、定期的な点検で内張材の健全性を確認する。	2023-11-16	—	⑤
NUCIA 13703M	ユニット: 浜岡発電所 4号 発生日: 2023-09-01 報告状態: 最終 更新日: 2023-11-16	原子炉機器冷却水ポンプ 海へ放水 熱交換器 微小な孔の位置 原子炉機器冷却海水ポンプ 取水槽より 建屋内の各負荷へ 除塵設備 微小な孔の状況 外面側の孔径: 約 5mm 内面側の孔径: 約 12mm 海生生物等 海水 補修した内張材 内張材 除塵設備の母材 補修箇所 腐食 ①内張材が剥がれやすい状態 ②海生生物等の付着による内張材の局部的な剥がれ ③腐食が発生 ④発生した腐食が孔に進展 微小な孔が発生したメカニズム				
		本件は、原子力発電所の原子炉機器冷却海水系除塵設備から水滴下が確認された事例である。原因は、補修を施した設備の内張り部が局部的にはがれ、冷却材である海水により母材が腐食したため。内張りのはがれ原因は、海生生物等が付着した影響と推定されている。原子炉機器冷却海水系の運転に異常はないことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-21	不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備	2023-01-16、1、2 号機において、R04Q1 検査指摘事項「美浜発電所 3 号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認中、原子力検査官が、原子炉の高温停止又は低温停止に影響を及ぼす可能性のある機器を駆動もしくは制御するケーブル(制御盤を含む。以下「火災防護対象ケーブル」という。)に系統分離対策が施工されていないことを確認した。 安全評価:当該火災防護対象ケーブルが設置されている火災区域、火災区画には、2 種類の感知器が設置され、消火設備が設置されている。 系統分離対策不備の原因:系統分離対策検討の際、電線管内ケーブルへの防護対策が必要という認識がなく、設工認資料に電線管内ケーブルへの防護対策が記載されなかったため。新規制基準適合性審査において、火災防護対象ケーブルを収容する電線管は火災防護対策が論点とはならなかったこと及び電線管は鉄板に囲まれて閉塞しているものであり火災防護対策の必要がないと誤って認識していた。		2023-09-05	—	⑤
NUCIA 13697M	ユニット: 川内発電所 1,2 号 発生日(規制委員会判断日): 2023-08-23 報告状態:最終更新日: 2023-09-05	再発防止対策:①本件を関係者に周知するとともに、火災防護に係る「火災発生防止」、「早期感知消火」、「火災の影響軽減」の観点の教育を継続的に実施する。②自らの気づきや自社だけでなく他社分の原子力規制検査での指摘事項に対する改善を継続的に行うことで、安全性の向上を図る。		本件は、原子力規制委員会(2023-08-23)において、火災防護対象ケーブルを収容する電線管に系統分離対策が施工されておらず、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準 2.3.1(2)c.の要求事項を満足することに失敗していると指摘された。ただし、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		
	R05Q1 原子力規制検査報告書 指摘事項名: 不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備					

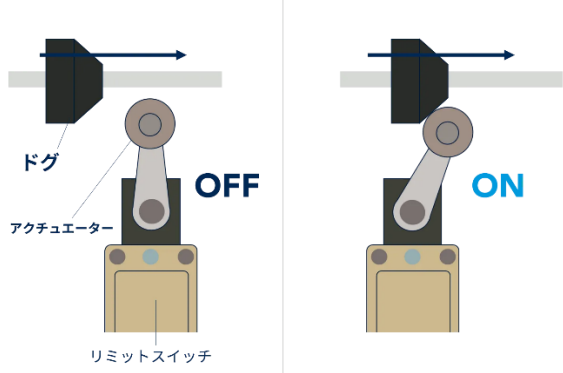
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-22	不適切な点検計画表の管理による安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の超過及び原子力規制委員会への誤った報告	2023-01-18、定期事業者検査(2022-01-21～2023-01-10)に係る原子力規制検査から原子力検査官が、3B 安全補機室冷却ユニットに係る以下の2事象を特定した。 ①点検計画表に定められた点検頻度を超過している事象：定期事業者検査記録によると、当該冷却ユニットに対する直近2回の点検実績は、第13及び第16保全サイクルであり、3保全サイクルの点検頻度だった。定期事業者検査に定められた点検頻度(2保全サイクル)を超過している。 ②原子力規制委員会へ誤った定期事業者検査実績の報告：第16保全サイクル開始時に原子力規制委員会へ報告した定期事業者検査報告書によると、第14保全サイクルに当該冷却ユニットを点検したと書かれていた。 安全評価：第16保全サイクルにおいて、当該冷却ユニットの定期事業者検査を行い、「ユニット内部に残留物がないこと」、「フィルタが正常に取り付けられていること」及び「ユニット本体及びその他の部品に異常がないこと」を確認しており、実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則は満足していたと考えられる。	①の再発防止対策：(1)長期点検計画表のデータ管理者を設定し、各設備担当者より管理者へ連絡をしなければ変更ができない運用とする。内容については、そのデータを印刷したものを、設備主管係の担当者及び管理職が確認する。(2)長期点検計画表改訂時には変更点を抽出し、担当者及び管理職が変更を意図した箇所以外に変更点がないことを確認する。(3)定期事業者検査全体教育に合わせて本事象の周知を行う。担当者が定期的に、全ての機器について次の点検計画が点検周期の範囲内に入っていることを確認する。それらにより、適切な計画となっていることを確認する意識が不足することを防止する。(4)第13回定検でプラント長期停止に伴って追加実施した点検の実績について、保全計画を管理するシステムから出力される表においても13回定検にて実施したことが分かるよう表記する。但し、追加点検の実施時期を把握するため、別紙管理も継続する。 ②の再発防止対策：第16回定期事業者検査報告書(定期事業者検査開始時)「添付書類三 施設管理の実施に関する計画」のうち「参考資料1 玄海第3号機点検計画期間中における点検の実施状況等(第16保全サイクル)」作成時に、管理職のフォローが不十分であったため誤記があったことを課内に周知する。今後当該資料作成時には、担当者は長期点検計画表等のバック資料と突き合わせ確認をすること及び管理職は担当者がその確認を行うようフォローすることで、同様の事象が発生しないよう注意喚起する。	2023-09-04	—	⑤
NUCIA 13700M	ユニット：玄海発電所3号発生日(規制委員会判断日)：2023-08-23 報告状態：最終更新日：2023-09-04			本件は、原子力規制委員会(2023-08-23)において、重要度「一」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		
	R05Q1 原子力規制検査報告書 指摘事項名：不適切な点検計画表の管理によるB安全補機室冷却ユニット定期事業者検査実施時期の超過及び原子力規制委員会への誤った報告	①の原因・経緯：定期事業者検査の実施時期は長期点検計画表にて管理されているが、当該冷却ユニットの点検は、計画表の第14回に「○」が記載されていたが、何らかの要因で削除され、把握されることなく長期点検計画表が改訂された。その状態に気づかれなかったため、点検実施頻度が規定を超過した。 ①の寄与因子：(1)当時、長期点検計画表は共有のExcelデータで、誰でも編集可能であり、変更を加えても把握されないことが起こりうる状況だった。(2)長期点検計画表を改訂する際に管理職は、変更を意図した箇所以外は確認していなかった。(3)担当者の一部に、日常的に点検計画を確認する意識が不足することがあった。(4)第13回定検でプラント長期停止に伴って追加実施した点検は、保全計画を管理するシステムの構造上その実施時期を区別して管理することができなかったため、別途Excelデータの表で管理しており、保全計画を管理するシステムから出力される表に13回の実績として記載されなかった。 ②の原因・経緯：当該報告書の作成の際、担当者に対するフォローが不十分で、長期点検計画表との突き合わせも実施されず、確認が不十分であったため。				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-23	不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備	2023-01-24、3、4 号機において、R04Q1 検査指摘事項「美浜発電所 3 号機 工事計画に従った評価・施工の不備による補助給水機能に対する不十分な火災防護対策」の未然防止処置の対応状況の確認中、原子力検査官が、原子炉の高温停止又は低温停止に影響を及ぼす可能性のある機器を駆動もしくは制御するケーブル(制御盤を含む。以下「火災防護対象ケーブル」という。)に系統分離対策が施工されていないことを確認した。 安全評価:当該火災防護対象ケーブルが設置されている火災区域、火災区画には、2 種類の感知器が設置され、消火設備が設置されている。 系統分離対策不備の原因:系統分離対策検討の際、電線管内ケーブルへの防護対策が必要という認識がなく、設工認資料に電線管内ケーブルへの防護対策が記載されなかったため。新規制基準適合性審査において、火災防護対象ケーブルを収容する電線管は火災防護対策が論点とはならなかったこと及び電線管は鉄板に囲まれて閉塞しているものであり火災防護対策の必要がないと誤って認識していた。		2023-09-04	—	⑤
NUCIA 13698M	ユニット: 玄海発電所 3,4 号 発生日(規制委員会判断日): 2023-08-23 報告状態:最終更新日: 2023-09-04	再発防止対策:①本件を関係者に周知するとともに、火災防護に係る「火災発生防止」、「早期感知消火」、「火災の影響軽減」の観点の教育を継続的に実施する。②自らの気づきや自社だけでなく他社分の原子力規制検査での指摘事項に対する改善を継続的に行うことで、安全性の向上を図る。		本件は、原子力規制委員会(2023-08-23)において、火災防護対象ケーブルを収容する電線管に系統分離対策が施工されておらず、設工認の基本設計方針に記載している火災防護審査基準 2.3.1(2)c.の要求事項を満足することに失敗していると指摘された。ただし、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		
	R05Q1 原子力規制検査報告書 指摘事項名: 不適切な設計管理による火災防護対象ケーブルの系統分離対策の不備					

番号	件名	概要	補足情報	処理結果											
国内 2023-24	給水処理建屋における火災	2023-08-31 10:13 ごろ、2号機(第 18 回定期検査中)の給水処理建屋(非管理区域)において、タンクの溶断作業をしていた際に、火災報知器が発報し、同建屋内で出火が確認された。直ちに消火が行われ、10:20 に消防署へ通報、11:01 に到着した公設消防により、11:20 に鎮火が確認された。 作業状況:ガス溶断作業においては、溶断対象物に可燃物(タンク内面のゴムライニング)が含まれていたことから、ガス溶断により発生する入熱を水噴霧により冷却を行いながら作業を実施していた。また、作業にあたっては、火気監視人を配置したうえで、ガス溶断者はガス溶断作業を行い、作業監督者は水噴霧を行っていた。	安全評価:負傷者は発生しておらず、環境への放射能の影響もない。 火災原因・経緯:火気監視人が作業中断を指示した際、作業監督者(水噴霧者を兼務)は水噴霧を中断したが、ガス溶断者には近傍にあった排風機の運転による騒音の影響で指示が伝わっていなかったため、ガス溶断作業が継続され、ガス溶断による入熱により、タンク内面のゴムライニングが延焼し火災が発生したと推定した。 再発防止対策:①作業環境に応じて確実に作業指示を伝達する手段(電子ホイッスル等)を用いることを社内規程に定める。②今回の事象を踏まえ、確実な情報伝達の重要性などについて所員および協力会社に周知する。	入手日	INES	基準									
				2023-10-12	—	②									
NUCIA 13702M	ユニット: 敦賀発電所 2 号 発生日: 2023-08-31 報告状態:最終 更新日: 2023-10-12	発生場所: 給水処理建屋 給水処理建屋 (平面図) 火気養生エリア※ 火災発生場所 排風機 ※防火シートにより区画したエリア ＜火災発生場所＞ ＜火災状況図＞ <table><tr><th>作業開始時</th><th>火災発生時</th><th>火災の状況</th></tr><tr><td></td><td></td><td></td></tr><tr><td>水噴霧により冷却を行いながらガス溶断作業を実施</td><td>水噴霧は中断したが、ガス溶断作業は継続したため、入熱によりタンク内面のゴムライニングが延焼し火災が発生</td><td> ※白い付着物は消火剤 材質: 炭素鋼 寸法: 内径 約 1 m 高さ 約 1.5 m </td></tr></table>					作業開始時	火災発生時	火災の状況				水噴霧により冷却を行いながらガス溶断作業を実施	水噴霧は中断したが、ガス溶断作業は継続したため、入熱によりタンク内面のゴムライニングが延焼し火災が発生	※白い付着物は消火剤 材質: 炭素鋼 寸法: 内径 約 1 m 高さ 約 1.5 m
作業開始時	火災発生時	火災の状況													
水噴霧により冷却を行いながらガス溶断作業を実施	水噴霧は中断したが、ガス溶断作業は継続したため、入熱によりタンク内面のゴムライニングが延焼し火災が発生	※白い付着物は消火剤 材質: 炭素鋼 寸法: 内径 約 1 m 高さ 約 1.5 m													

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-25	高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける送排風機の一時的停止	2023-10-04 12:04、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて、監視制御盤及び現場制御盤の計画的な更新工事中に、ガラス固化体貯蔵建屋B棟（EB2 建屋）の現場制御盤（共通設備制御盤）の電源を隔離したところ、EB2 建屋の貯蔵ピット収納管排風機及び管理区域送・排風機が全台停止し、ガラス固化体受入れ建屋（EA 建屋）及びガラス固化体貯蔵建屋（EB 建屋）においては、貯蔵ピット収納管排風機を除き、検査室送・排風機及び管理区域送・排風機が全台停止した。当直長は、共通設備制御盤の電源隔離に起因すると判断し、速やかに当該隔離箇所を復旧。リセット操作、現場機器の外観確認等を実施後、13:24 に EA/EB 建屋の送・排風機を起動、13:25 に EB2 建屋の建屋換気設備の送・排風機を起動し、通常状態に復旧した。		2024-01-17	—	②
NUCIA 186M	ユニット： 廃棄物管理 発生日： 2023-10-04 報告状態：最終 更新日： 2024-01-17	安全評価：送排風機一時停止中、EA/EB 及び EB2 建屋は負圧を維持。ガラス固化体の収納管内の負圧は維持され、ガラス固化体は自然通風により冷却維持された。管理区域内に汚染がないことを確認した。		ただし、以下の NUCIA 検索結果が示すように、当該廃棄物管理施設においては、作業ミス等の人的過誤による換気設備の停止事例が頻発している。いずれも安全上有意な影響は認められないが、事業者による運転経験反映活動や継続的安全性向上活動状況が、検査のポイントとなり得ると考えられる。 - NUCIA186M（本件）、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける送排風機の一時的停止、2023-10-04 発生 - NUCIA177M、廃棄物管理施設における建屋換気設備の停止、2020-07-21 発生 - NUCIA150M、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける換気設備の停止、2015-06-08 発生 - NUCIA139M、ガラス固化体受入れ建屋、ガラス固化体貯蔵建屋およびガラス固化体貯蔵建屋B棟における換気設備の停止、2012-03-06 発生 - NUCIA116M、ガラス固化体貯蔵建屋 B 棟の一時的な送排風機の全台停止、2010-11-02 発生 - NUCIA109M、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける検査室系換気設備の停止、2010-07-21 発生		
		直接原因：EB2 建屋の共通設備制御盤の CPU 基板単体の電源スイッチを「切」とすべくところ、共通設備制御盤の電源を「切」としたため。その結果、I/O 基板への信号電源が喪失し、EB2 建屋の貯蔵ピット収納管排風機及び EB2 建屋の建屋換気設備の送・排風機への起動信号が OFF となり、EA/EB 建屋の建屋換気設備の送・排風機の停止回路が動作した。	図 建屋換気設備の概略図			
		根本原因：①伝達されるべき必要な情報（更新工事の目的、範囲、工事方法、注意事項等）を书面化せず業務移管したため。自身の経験や書面なしでも情報共有が容易であると判断していた。②作業内容が理解できるように作業要領書及び設計図書の記載修正を担当メーカに依頼しなかったこと。発注段階においても、作業内容が理解できる作業要領書及び設計図書を作成し、提出することをメーカに要しなかったこと。	左：EA/EB 建屋、右：EB2 建屋 図 事象発生当日の作業概要図			
		再発防止対策：①全社要則の改正及び再処理事業部内における業務移管に係るマニュアルの制定。部内における業務移管の周知教育とルール化。②更新工事発注仕様書の見直し。作業要領書の改訂。				

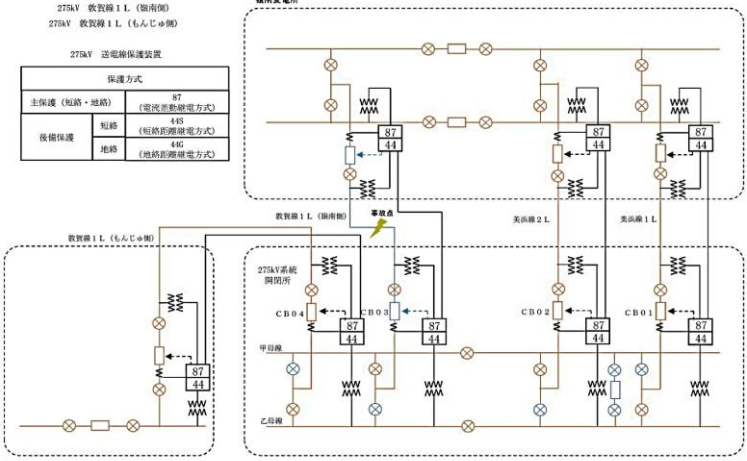
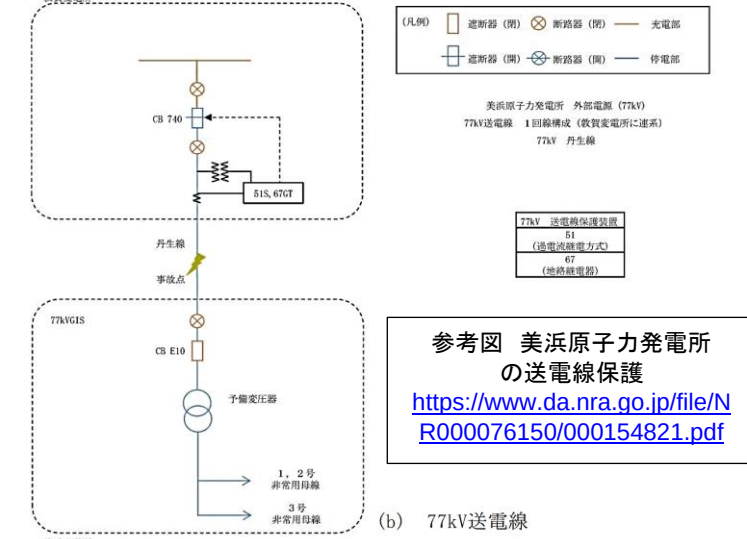
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-26	大容量送水車からの油微小漏えい	淡水貯水池にて大容量送水車(予備)の重大事故等対処設備定例試験の終了後の片付けの際に、車両後部の水中ポンプホースリール用油圧配管からの油漏えいが確認された。 安全評価:漏えいした油は 100 mL 程度であり、全て車内の作業スペース床に留まっており、車外への漏出はない。当該配管を取り外した箇所に閉止プラグを取り付けたところ、油漏えいはなくなった。車内の油だまりは吸着マットで拭き取り、中和剤も散布した。	調査結果:①当該配管を含むホースリール駆動油圧系統は、主に炭素鋼配管とラバーホースより構成されるが、漏えいは主配管から分岐した枝配管部分。②当該配管の漏えい箇所は、車内に配置されているものの、通気口からの外気流入及びエンジン排気管貫通部より多少の雨の流入がある状態。③漏えい箇所は主配管より口径及び肉厚が薄い(呼び径 1.5 cm)ため、同じ速度で腐食や経年劣化が進行した場合、影響が出やすい。 漏えい推定原因:経年劣化及び雨付着などの影響 再発防止対策:①漏えい箇所の修理。②定期的な配管取替、配管防錆塗装処置の実施。	2023-10-17	—	⑤
NUCIA 13714M	ユニット: 柏崎刈羽発電所 6,7 号 発生日: 2023-10-06 報告状態:最終 更新日: 2023-10-17	大容量水中ポンプシステム ホースリール (低圧側) リール用油圧モーター 油圧ホース (低圧側) 60m・6.5MPa 送水ホース 吐出流量: 3,500L/min 吐出圧力: 1.0MPa エンジン 油圧ポンプ 油圧制御機器 ホースリール (高圧側) 油圧ホース (高圧側) 60m・35MPa 油圧モーター 水中ポンプ 作動油の流れ (高圧側) 作動油の流れ (低圧側) → 水の流れ 大容量水中ポンプは油圧駆動式となっています。 そのため、電動式と比較した場合、油圧式のモーターを用いることで、漏電によるシステム不調を防ぐことが出来ます。 また、電気式に比べコンパクトなシステムで大きな出力を得ることが出来ます。 参考図 大容量水中ポンプシステムのシステム構成例(本件のものではありません) https://www.katakura.co.jp/gs/pdf/vowcan.pdf				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-30	原子炉機器冷却海水系除塵設備の電動弁動作不良	2023-09-21、3号機において、原子炉機器冷却海水系の熱交換器(A系)の入口配管に設置している除塵設備(A系)の洗浄のために動作する電動弁(A-1)(A-2)について、動作不良が確認され、工場にて当該弁の駆動部を点検したところ、当該弁が指定の開度となったときに動作するリミットスイッチの動作点が、本来の動作点から若干ずれていることが確認された。その後、リミットスイッチの動作点については、本来の位置で動作するよう調整し、その後の弁作動試験にて、当該弁が正常に動作することを確認した。 安全評価: 本事象による、原子炉機器冷却海水系の機能および外部への放射能の影響はない。 事象の原因(推定): 当該電動弁駆動部の点検時に、固定治具を使用せずにリミットスイッチを取り外し、リミットスイッチを取り付ける際に本来の動作点からずれた。 再発防止対策: 今後、リミットスイッチを点検する際は、動作点がずれないように確実に固定治具を使用する。	 参考図 リミットスイッチの動作 https://www.metrol.co.jp/solution/55391/	2023-12-13	—	⑤
NUCIA 13708M	ユニット: 浜岡発電所 3号 発生日: 2023-09-21 報告状態: 最終 更新日: 2023-12-13					本件は、原子力発電所の原子炉機器冷却海水系除塵設備の電動弁の動作不良が確認された事例である。原因は、当該電動弁駆動部の点検時に、固定治具を使用せずにリミットスイッチを取り外したためと推定されている。原子炉機器冷却海水系の運転に異常はないことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-32	予備変圧器トリップに伴う運転上の制限の逸脱および復帰	2023-11-06 7:37、定期検査中の 3 号機の 77 kV 受電保護リレー動作警報が発信し、予備変圧器のしゃ断器が開放したため、保安規定の運転上の制限を満足しない状態に入ったと判断された。その後、送電線が復旧して予備変圧器に異常がないことを確認したことから、しゃ断器を投入し、同日 8:33 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：本事象による環境への放射能の影響はない。 受電保護リレー動作原因：送電線の一部で停電が発生したため。		2023-12-04	—	⑤
NUCIA 13722M	ユニット： 美浜発電所 3 号 発生日： 2023-11-07 報告状態：最終 更新日： 2023-12-04			本件は、定期検査中の原子力発電所の予備変圧器のしゃ断器が開放したため、運転上の制限条件に入った事例である。その後、送電線が復旧し、運転上の制限条件から脱している。遮断器開放原因は、送電線の異常により、期待通り保護リレーが動作したため。上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-34	タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置	2023-08-10、事業者は、3、4号機の原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている区画を含む火災区画において、合計約 4850 個のうち、244 個の火災感知器が「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書（工事計画認可申請添付資料7 玄海原子力発電所3、4号機）」に明記された要件を満足していないことを確認した。 消防法施行規則第 23 条第4項第3号イ（熱感知器）、同項第7号ハ（煙感知器）（熱感知器は取付面から 0.3 m 以内、煙感知器は取付面から 0.6 m 以内に設けること）の設置条件を満足していない感知器 ：3号機で 64 個、4号機で 13 個。 同項第7号ニ（煙感知器は壁から 0.6 m 以上離れた位置に設けること）の設置条件を満足していない感知器 ：3号機で 68 個、4号機で 29 個。 同項第8号（換気口等の空気吹出し口から 1.5 m 以上離れた位置に設けること）の設置条件を満足していない感知器 ：3号機で 51 個、4号機で 26 個。		2023-12-28	—	⑤
NUCIA 13732M	ユニット：玄海発電所 3,4 号 発生日（規制委員会判断日）：2023-11-22 報告状態：最終更新日：2023-12-28	なお、複数の設置条件を満足していない感知器もあった。 原因：建設当初から、消防法に基づき火災感知器設置が必要な箇所以外では自主設置という位置づけで、消防法に準拠せずに火災感知器を設置していた。特に、消防法で定める「天井からの高さ、壁・はりからの距離、吹出し口からの距離」に適合していなかった。新規制基準対応以降は、火災感知器は全て消防法に適合させる必要があったが、現場工事の際に、建設時の考えに基づいて設置したため。		本件は、原子力規制委員会（2023-11-22）において、火災防護説明書5. 1. 2(1)b. (a)において「火災感知器は、消防法の設置条件に基づき（中略）異なる種類の火災感知器を組み合わせることで火災を早期に感知することを基本として、火災区域又は火災区画に設置する設計とする」とされており、これを満足することに失敗している状態であることについて、指摘を受けた。ただし、重要度「緑」、深刻度「SLIV（通知なし）」と判断されたことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		
	R05Q2 原子力規制検査報告書 指摘事項名：タービン動補助給水ポンプ室等における火災感知器の不適切な設置	再発防止対策：消防法の設置条件に基づいた位置に設置する旨の記載を調達仕様書等で明確にし、火災感知器の設置等の工事に於いて、消防法を適用する管理を実施する。				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-42	燃料油移送ポンプの動作不能に伴う運転上の制限の逸脱	2023-12-18 12:20、燃料油移送ポンプ*1 の点検作業を燃料装荷開始(2023-12-17)以降も継続し、保安規定に定めるポンプの台数を確保できなくなったことから、運転上の制限(LCO)を満足していない状態にあると判断した。その後、燃料油移送ポンプの点検作業を完了し、動作可能な状態に復旧したことから、同日 18:00 に LCO を満足する状態に復帰した。 *1 重大事故等発生時において、燃料油貯蔵タンクの燃料油を空冷式非常用発電装置等に移送するためのポンプ		2024-01-17	—	⑤
NUCIA 13740M	ユニット: 美浜発電所 3 号 発生日: 2023-12-18 報告状態:最終 更新日: 2024-01-17	安全評価:プラント状況に異常はなく、環境への放射能の影響もない。 原因(経緯):①燃料装荷開始までに完了させることになっていない燃料移送ポンプ点検の作業工程を工事所管課が策定。工程会議において、是正されないまま、定期検査工程が決定された。 是正されなかった原因:同点検が別の社内会議に付議されており、改めて確認する必要があると思い込んだため。 再発防止対策:①制限外作業期間の妥当性確認を工程会議の項目として明確化する。②工事所管課に対しては、制限外作業期間を決定する際には、定期検査工程を確認し、整合性の取れた作業工程を作成することを徹底するよう周知する。		本件は、燃料移送ポンプに係る保安規定の LCO を短期間満足しなかった事例である。原因は、作業工程策定のミス及び工程会議による確認の不備。思い込みがあった。安全上の影響はないことから、上記の基準にて、スクリーニングアウトとする。		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果										
国内 2023-43	予備変圧器トリップに伴う運転上の制限の逸脱および復帰	2023-12-23 13:44、定期点検中の3号機において、「77kV 受電保護リレー動作」警報が発信し、予備変圧器のしゃ断器が開放し、予備変圧器を経由した外部からの受電ができない状態となったため、13:45に保安規定の運転上の制限(LCO)を満足していない状態にあると判断した。その後、送電線が復旧して予備変圧器に異常がないことを確認したことから、14:23 にしゃ断器を投入し、14:28 にLCOを満足する状態に復帰した。	安全評価:プラントの状態に問題はなく、環境への放射能の影響はない。 しゃ断器開放原因:送電線の一部で停電が発生し、過大な電流など送電線の異常から予備変圧器を保護するために働く安全装置が動作したため。	入手日	INES	基準								
				2024-01-17	—	⑤								
NUCIA 13742M	ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2023-12-23 報告状態:最終 更新日: 2024-01-17	美浜原子力発電所 外部電源 (275kV) 275kV送電線 4回線構成 (教習変電所に連系) 275kV 美浜線 1 L 275kV 美浜線 2 L 275kV 教習線 1 L (南南側) 275kV 教習線 1 L (もんで※側) 275kV 送電線保護装置 <table><tr><th colspan="2">保護方式</th></tr><tr><td>主保護 (短絡・地絡)</td><td>S7 (電流差動継電方式)</td></tr><tr><td>後援保護</td><td>4S (短絡距離継電方式)</td></tr><tr><td></td><td>4G (地絡距離継電方式)</td></tr></table>  (a) 275kV送電線 教習変電所 教習線 1 L (もんで※側) 275kV系統 開閉所 甲母線 乙母線 美浜教習電所  (b) 77kV送電線 参考図 美浜原子力発電所の送電線保護 https://www.da.nra.go.jp/file/NR000076150/000154821.pdf					保護方式		主保護 (短絡・地絡)	S7 (電流差動継電方式)	後援保護	4S (短絡距離継電方式)		4G (地絡距離継電方式)
保護方式														
主保護 (短絡・地絡)	S7 (電流差動継電方式)													
後援保護	4S (短絡距離継電方式)													
	4G (地絡距離継電方式)													