

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)

2022-07-28
 技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 51	(新規: 47	更新: 3	速報: 1)
1次スクリーニング結果(案)	2次スクリーニングへ: 1	スクリーニングアウト: 49	暫定評価: 1	
2次スクリーニング対象案件	合計: 3	(新規: 0	スクリーニング中: 3)	*a
2次スクリーニング結果(案)	要対応技術検討へ: 0	スクリーニングアウト: 0		
	更なる調査が必要な案件: 0	(新規: 0	調査中: 0)	
<要対応技術検討>	合計: 2	(新規: 0	準備中: 2)	規制に取り入れる必要がない案件: 0

*a 2次スクリーニング中の案件の調査対象に追加。

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和 4 年 7 月 28 日
 技術基盤課

(2次スクリーニング継続、情報更新案件、終了提案案件)

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

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
65	ASN20211216 国内 2020-25 IRS9063P IRS9060P	安全注入系で見つかった応力腐食現象	<p>ASN 及び IRS9063P は、仏国 PWR の 10 年毎供用中検査における超音波検査で、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった事例の予備的報告である。水平展開検査により、3 基で同様な指示が見つかり、1 基は検査中である。原因は、配管内面の応力腐食割れとみられるが、根本原因は未特定である。従前の 10 年毎供用中検査では、見逃された可能性がある。国内 2025-25(加圧器スプレイ配管の SCC)との類似性を調査する。<u>仏国からの更新情報によると、少なくとも 4 基の PWR の安全注入系配管及び／または余熱除去系配管の溶接部近傍で、粒界内応力腐食割れ(IGSCC)が確認された。溶接と配管形状と配管内に滞留する 1 次冷却水の熱成層化等の影響とみて、原因究明が続けられている。</u></p> <p>IRS9060P は、米国 PWR における ISI ベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部からの漏えいを確認した事例の予備的報告である。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、溶接金属として用いた 82 合金の PWSCC 感受性が高いため。溶接も不完全だった。なお、据付け当時(1990 年)は、82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていた。Ni 合金の PWSCC であるが、上記ステンレス鋼の SCC 事例との類似性等を調査する。</p>
66	IRS8468 WGELEC 技術報告書 国内 2021-09	原子力発電所の非常用電源システムの蓄電池の劣化加速	<p>IRS8468 は、原子力発電所の複数の蓄電池の容量試験により、期待より速い劣化が見つかった技術仕様書違反の報告である。</p> <p>技術報告書には、WGELEC による国際調査から、蓄電池の設計や使用、保守に関する 4 つの推奨が示されている。中でも、蓄電池の不良の早期発見を可能にし、先行管理型の蓄電池交換を行えるよう、事業者は月例の目視検査と 2 から 5 年間隔の定期容量試験を検討すべきと推奨している。国内では、蓄電池の劣化に係る事象報告は確認されていないが、技術報告書の 4 つの推奨に関連した以下の項目につき、国内原子力発電所における実態を調査する必要がある。1)新しい蓄電池の腐食劣化問題の有無。2)急速充電の実態。3)蓄電池の劣化監視と蓄電池交換の実態ならびに蓄電池及び充電器の能力確認の実態。4)蓄電池や充電器のさらなる信頼性向上に関する検討状況。</p> <p><u>国内 2021-09 は、投光器用のリチウムイオンバッテリーが発火した事例である。種類は異なるが、蓄電池の劣化が原因であり、不良の早期発見と先行管理型の蓄電池交換が望まれることから、非常用直流電源システムの蓄電池の劣化問題と合わせて、2 次スクリーニング調査・分析を行う。</u></p>

(2次スクリーニング新規案件)
なし。

規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト(案)

令和 4 年 7 月 28 日
技術基盤課

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

1次スクリーニング結果（案）

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IRS IAEA International Reporting System	0	11	6	1	4	0	0	0	22
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	7	0	0	4	0	0	0	11
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	6	0	0	8	0	0	1	16
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	1	0	1
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0
計	1	24	7	1	16	0	1	1	51

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-09	管理事務所に おける火災 更新日: 2022-04-28 NUCIA 通番: 13291M ユニット: 島根発電所 発生日: 2021-05-18 登録区分:最終	<p>2021-05-18、島根原子力発電所構内の管理事務所2号館2階情報室内(放射線管理区域外)に設置している火災報知器が作動し、同室からの発煙が確認された。ただちに初期消火を行うとともに、消防署へ通報。現場確認後、消防により鎮火と判断された。</p> <p>安全評価:この火災による負傷者はない。放射能による周辺環境への影響もない。</p> <p>火災原因:電源機能喪失時に用いる投光器用リチウムイオンバッテリー内のセル内部において、何らかの要因で、電極板で短絡が発生、化学反応により異常発熱が継続し、温度制御ができなくなる熱暴走となり、セル内部圧力が上昇し、破裂防止機構の防爆弁等が開放されるとともに、熱分解ガスが炎を伴って噴出したため、樹脂製カバーに着火し火災に至った。また、メーカーによる原因調査により、バッテリー容量の低下、セルの膨張、微小な短絡痕といった経年劣化の症状があり、経年劣化がかなり進行していることが確認された。</p> <p>再発防止策</p> <p>(1)外力によるセパレータの破れによる内部短絡の発生を抑制するための対策:外観確認により打痕等の有無を継続して確認。外部衝撃による損傷防止対策(同型のバッテリー59台を1カ所の金属製ラックに集中保管。)を図って保管。</p> <p>(2)経年劣化の進行による内部短絡の発生を抑制するための対策:①期間による交換周期の設定。保守的に高頻度で放電・充電を繰り返した場合を仮定し、メーカー推奨の使用回数(充電・放電回数)による寿命に到達するまでの期間を踏まえて設定する。②経年劣化の状況把握のための点検内容の強化。新たに連続点灯試験、充電時間確認を点検項目に追加する。③経年劣化の程度に応じた措置の設定。点検項目の判定基準を満足しない場合には、当該バッテリーの使用を速やかに停止し、交換する。また、当該バッテリーと同時期に購入したバッテリーについては、速やかに点検を実施する。④バッテリーの火災リスクに対する意識の向上。発電所員および構内協力会社社員を対象に、年1回の頻度で事例教育を実施する。</p>	2022-04-28	事務局	二次へ	—	<p>本件は、原子力発電所の管理事務所に保管されている投光器用リチウムイオンバッテリー(予備)が発火した事例である。原因は劣化。</p> <p>安全系直流電源系統に用いられている蓄電池とタイプが異なるが、劣化ならびに交換頻度に係る点検方法について課題がある。既2次対象事例 IRS8468 に追加して、更なる調査・分析を行う。</p>
			補足情報			<p>バッテリー管理状況:発煙したバッテリーは2013年2月購入のリチウムイオンバッテリーで、6か月ごとに外観・機能確認点検を実施。過去の点検で満充電を確認できなかったもので、予備バッテリーとして保管していた。同型のバッテリーは、当該バッテリーを含め59台(予備27台)。予備の内、満充電を確認できないものは9台。ハンドル部に損傷あるもの1台。</p>	
							
			<p>図 発煙したバッテリー</p>		<p>図 投光器</p>		
							
			<p>図 事後のバッテリー収納状況</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
IRS9084			2022-04-22	事務局	②	—	<p>本件は、英国の定格運転中のガス冷却原子炉2基が、送電網の変電所での変圧器故障により、外部電源喪失となり、自動原子炉停止した事例である。炉停止後冷却は効果的で、原子炉は安全停止した。しかし、非常用蒸気発生器給水ポンプ(EBFP)は、4台(1台は点検のため供用停止中)の内1台しか自動起動せず、2台が自動起動及び手動再起動失敗後、非常時操作するまで、2台可用のLCOを満足しなかった。2台のEBFPの自動起動/再起動失敗原因は、それぞれの自動制御系のリレーに問題があったため。根本原因は、当該リレーの問題の解決を先送りしていたためと考えられる。事業者による予防保全管理に課題があったことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
INES2021-05 (第51回技術情報検討会既報)	外部電源喪失に伴う両原子炉の自動停止				補足情報		
					<p>INES2021-05「外電喪失に伴う両原子炉の自動停止」(抜粋)</p> <p>2021-07-22、英国送電網の敷地外の変電所の変圧器故障に伴い、ヘイシャム A1/A2 号機(GCR、A1:485 MWe、A2:575 MWe、定格運転中)では、400 kV 電源を喪失し、原子炉自動停止した。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された。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台の非常用蒸気発生器給水ポンプ(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。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。4台の内、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>炉停止後冷却は効果的で、原子炉は安全停止した。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

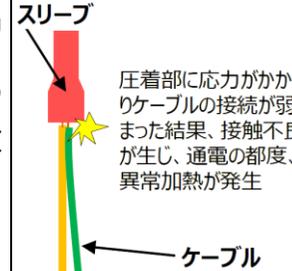
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR228P		ENR54958:2020-10-19、米国パデュー大炉(PUR-1、プール型)にて、核計装検出器の較正を目的とした運転をしていたところ、出力較正における潜在的な誤差が見つかった。この誤差は、法令報告要件である「非安全な状態に進展した可能性のある不適切な手順」に合致する。この較正誤差により、実際の原子炉出力が測定値より高かったことになる。よって、技術仕様書(TS)の運転上の制限を逸脱し、安全系の設定限度より非保守的な設定で運転されていた可能性がある。この誤差により、最大認可出力(12 kW)を超えていたと考えられるが、安全限度はいかなる時点においても超過していなかった。	2022-04-07	事務局	②	—	本件は、米国の研究炉で認可出力を超える出力で運転されていたことの予備的報告である。技術仕様書の運転上の制限は逸脱したが、安全限度の範囲内である。原因は、核計装検出器の較正ミス。手順書にも課題があった。事業者の運転・保守管理に課題があることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
			以下は、NRC 特別検査報告書から抜粋				
			安全評価:安全解析書(SAR)によれば、原子炉出力 98.6 kW までなら、燃料温度は安全限度(530°C)を超えない。この事象における実際の最高原子炉出力は 22.2 kW だったので、燃料損傷の可能性は低い。				
			根本原因調査(核計装較正手順の適切性):パデュー大の標準運転手順 4(SOP-4)は、「金箔による出力較正」と呼ばれるが、レビューした結果、第三者が主要なパラメータや計算を検証することを要求しておらず、SOP-4 は不適当であると評価された。また、SOP-4 は職人芸に頼っていて、較正プロセスの多くの部分で詳細な作業ステップの記述がない。例えば、ある作業員は、高純度ゲルマニウム検出器(HPGe)に対する自分の知見を用いて、手順に従っていなかった。慣習でセカンドチェックがなされていたものの、要求事項とはなっていなかった。第三検証が不十分だったので、エラーやパラメータと計算の間の不整合をとらえられなくなっていた。				
ENR54958	最大認可出力レベル超過		パデュー大の起動プランには、デジタル I&C 改造後の起動方法や試験方法が示され、金箔による核計装較正方法も含まれていた。NRC 検査によると、この手順にも次の弱点がある:①核計装システム交換後の TS オペラビリティ要件に関するガイダンスが不足、②昔の最大出力を超える出力に上げる際の原子炉室内の放射線レベルを特定するためのガイダンスが不足、③作業ステップが完了できなかったり、核計装較正に影響するような別の措置がとられたり、作業ステップが中断されたりした場合の要求措置に対するガイダンスが不足、④原子炉出力値を検証するために、代替パラメータ(放射線レベル、制御棒バンク高さ、昔の核計装較正時の金箔放射能等)を使うためのガイダンスが不足。				ただし本件は、米 NRC の特別検査により深刻度 III と評価され、逸脱通知が事業者に発出されている。逸脱通知内容につき、規制庁検査官と情報共有する。
							逸脱通知(2021-02-16)抜粋 https://www.nrc.gov/docs/ML2103/ML21035A348.pdf
SIR182/2020-201	NRC 特別検査報告書						NRC 特別検査(2020-10-27~11-06)により、以下の規制要求逸脱が特定された。
							A)PUR-1 は 2019-10-31 と 2020-09-15 の間、複数回、最大認可出力(12 kW)を超える定常状態で運転された。具体的には、核計装の較正計算ミスにより、気づくことなく 12 kW 超の定常運転を行った。このミスにより、出力指示値が実出力の約 1/3 となったため、2019-10-31 と 2020-09-15 の間に指示出力が 4 kW を超えることが数回あったが、実出力は 12 kW を超えていた。
							B)交換、修理、改造後に TS に要求されるシステムのサーベランス試験の適切な実施の要求があるにも関わらず、2019-08-27、核計装システム交換後のサーベランス試験が完了する前に、当該システムを運転可能とみなし、長期停止していた PUR-1 を供用に戻した。認可取得者は、2019-08-27 と 2020-10-09 の間、TS のサーベランス試験を完了せずに原子炉を運転した。
							これは、深刻度 III 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。							

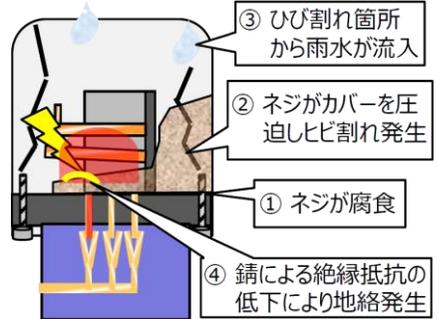
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-25	計装用圧縮空気系除湿装置電気ヒータからの発煙 NUCIA 通番: 13366M ユニット: 柏崎刈羽発電所 3号 発生日: 2021-09-06 登録区分: 最終	<p>2021-09-06 11:01 頃、タービン建屋地下 3 階(非管理区域)において、計装用圧縮空気系除湿装置(IA ドライヤ)を B 系から A 系へ定期切替操作したところ、A 系の IA ドライヤ電気ヒータからの発煙が確認された。直ちに柏崎市消防本部へ通報。機器を停止したところ、発煙は停止。11:47 に、消防により鎮火と判断された。IA ドライヤ電気ヒータへの電源ケーブル入線部の端子及び電源ケーブルの焼損が確認されたので、消防本部が火災と判断した。</p> <p>外部部への放射能の影響及びけが人の発生はない。</p> <p>推定原因: IA ドライヤの電気ヒータの長期使用により、内部のテフロンパッキンが変形し、漏れ出したシリコンシール(絶縁材)が、銅バーとナットの隙間に入り込み、バーとナットとの接触面積(通電箇所)が小さくなり、当該箇所が異常過熱、銅バーが溶解。溶けた銅バーによりショートが発生。ターミナルカバー内では、銅の溶解により発生した導電性のガスが充満、アーク放電が発生し、ターミナル及びケーブルが焼損した。</p> <p>是正処置: ①当該 IA ドライヤのターミナル、ヒータ部及び損傷ケーブルを交換。②シリコンシールの端子部への漏出有無の確認を点検項目に追加。③発電所構内の同構造のヒータをすべて抽出、点検。シリコンシールの異常等があれば補修する。④本情報を国内事業者に水平展開する。</p>	2022-01-19	事務局	②	—	<p>本件は、計装用圧縮空気系除湿装置の電気ヒータからの発煙が確認された事例である。機器を停止後、発煙は止まり、外部への影響はない。直接原因は、ヒータ端子部でのアーク放電。根本原因は、長期使用による内部のテフロンパッキンの劣化で、シリコンシールが漏れ出したこと。寄与因子は、シリコンシールの漏れ状態は点検項目に入っていないこと。当該電気ヒータの点検に課題があったことと、本件について事業者間での水平展開が既に図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。また、検査官会議等の場を利用して、検査官と本情報の共有を図る。</p>
<p>補足情報</p> <p>図 IA 系統概略図</p>							
<p>図 左:ターミナルカバー内の焼損部、右:焼損部拡大</p>							
<p>1. ヒータ内圧上昇 ヒータ内の温度が上昇。シリコンシールなどの体積膨張により、上方に押し出される。</p> <p>2. シリコンシール漏出 長期使用でテフロンパッキンが変形、隙間にシリコンシールが漏出。</p> <p>3. 異常過熱 通電箇所の接触面積が小さくなったため異常過熱。</p> <p>4. 銅バー溶解 銅バーが溶け落ち、ヒータシース近くまで銅が流出。</p> <p>5. ショートの発生 シースはヒータ本体を通してアースと繋がっている。銅を通じてシースまで電流が流れたことでショートが発生。この影響で過電圧となり、他のターミナルやターミナル間においてもショートが発生。</p> <p>6. アークの発生 銅がさらに溶解し、導電性のガスとなってターミナルカバー内に拡散され充満。電気を帯びた空間にアーク(火花)が発生したことで、ターミナルボルト頭頂部やケーブルが集中して焼損。</p> <p>図 焼損の推定経緯 (https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/publication/pdf/2021/2021120902p.pdf)</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-49	防爆型作業用分電盤結線時の火花発生 NUCIA 通番: 13430M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2022-01-06 登録区分: 最終 更新日: 2022-05-25	<p>2022-01-06、6号機非常用ディーゼル発電機(A)室内において、防爆型作業用分電箱と分電盤を結線する作業中、結線箇所ネジを破損させ、応急処置のため防爆カバーを外し、分電箱内で処置を実施し、防爆カバーを復旧する際、端子部同士を纏めて養生していた仮設ケーブル下流側で火花が発生した。火災には至っていない。端子ボルト及びブレーカーを交換した。</p> <p>火花発生原因: 防爆カバー復旧の際、防爆カバーとブレーカが接触したことにより、意図せず当該ブレーカが投入され、ブレーカと接続していた仮設ケーブル下流側の端子部同士が短絡したため。</p> <p>寄与因子: ①接続端子用ボルト折損時、作業を止めず予定外に防爆型作業用電源箱のカバーを外した。②作業員の役割が不明確で、作業管理を行うべき電気保安員が実質一人作業を行っていた。③ケーブル結線時、下流側の端子を絶縁処置していなかった。明確な協力企業社内ルールがなかったためである。</p> <p>協力企業の再発防止策: ①本事象の周知教育を実施する。特に、STAR活動の「STOP」の重要性。②電気保安員の作業役割を明文化し共有する。③ケーブル結線時は、必ず下流側から施工することのルール化を行う。</p> <p>STAR活動: 危険予知のセルフチェックで、Stop、Think、Action、Reviewの頭文字からなる。</p> <p>事業者の再発防止策: ①作業用電源使用に伴うチェックシートを改訂し、以下を追記: ①作業用電源箱内・外に異常を感じた際は箱を開放せずに主管グループへ連絡すること。②ケーブルの上流側を結線する際、下流側が絶縁状態であることを確認すること。</p>	2022-05-25	事務局	②	—	本件は、長期停止中のBWRの非常用ディーゼル発電機室内の電気設備の結線作業の際に、ケーブル端子で火花が飛んだ事象である。原因は、意図せず当該電気設備の遮断器を投入してしまい、絶縁処置をしていないケーブル端子で短絡が起きたため。作業管理・手順に課題があったことから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

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 2021-51	蓄電池室(区分IV)内における火災感知器の不適切な設置 NUCIA 通番: 13458M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号 発生日: 2022-02-16 登録区分: 最終 更新日: 2022-06-10 R03Q03 原子力規制検査報告書	<p>2021-02-17、7号機火災防護設備の規制検査ウォークダウン(WD)により、蓄電池室(区分IV)の天井に新規規制基準により設置された煙感知器1台が、消防法施行規則第23条第4項第8号「感知器は換気口等の空気吹出口から1.5m以上離れた位置に設けること」を満足していないことが確認された。2021-04-14、計測制御用電源盤室(区分III)のWDにより、新規規制基準により設置された煙感知器1台及び熱感知器1台が、前記消防法施行規則を満足していないことが確認された。2度にわたる検査官指摘を受け、事業者は新規規制基準対象の火災感知器(約2,000個)を総点検し、合計105個が前記消防法施行規則を満足していないことを確認した。</p> <p>原因:①既設の感知器の設置状況も踏まえ、施工者は必要個数(仕様書)の確保が最重要事項と考え、その他の要求(離隔等)は、多少満足せずとも許容されると判断。②事業者は発注仕様書に消防法に基づき配置設計を行うことを要求したので、消防法施行規則の具体的な要求(吹出口・壁・梁からの離隔等)は記載せずとも、施工者が適切に設計すると思い込んだ。③施工要領書・施工図でも同様。④施工者は、自然換気口(ガラリ等)を吹出口と認識せず、干渉物等の死角部分の吹出口も確認しなかった。⑤施工者は、民間基準(予防事務審査・検査基準)を拡大解釈して適用した。⑥施工者による感知器と壁・梁の離隔測定が不正確。⑦施工者は離隔距離を確認する具体的方法を定めていなかった。⑧施工者は、足場を用いず点検が可能な場所への設置と狭隘部においては施工性の良い場所への設置を優先させた。⑨事業者は立会確認すべき消防法施行規則の具体的要求事項を把握していなかった。</p> <p>主要な対策:①消防法施行規則の目的及び要求事項について、関係者に周知徹底。②監理員を対象に法令遵守に関する教育を実施。火災感知器の配置を検討するうえで重要な法令要求は発注仕様書に具体的に記載。③離隔寸法を記載した計画図により、調達要求事項が満足していることを確認のうえ作業を実施。④風が吹き出す開口部は全て吹出口として扱い、事前に図面で吹出口の位置を確認。⑤民間基準の適用可否は事業者にて専門家の意見等も踏まえて判断。⑥詳細な離隔測定方法を手順に反映。⑦梁・躯体及び空調ダクト吹出口と火災感知器の離隔寸法を採取し、数値を記載する記録様式となっていることを確認。</p>	2022-06-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度「SLIV」、違反等の通知は実施しないと判定されている。以上のことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>指摘事項:類似事象が再発していることから、組織的な改善が不十分な状態が継続しており、不適合の管理及び是正処置等を満足することに失敗している状態なのでパフォーマンス劣化となる。CAP活動の一部が適切に行われていなかったものであることから、検査指摘事項となる。</p> <p>重要度:緑。保安規定(原子炉の安全な停止に必要な機器等に悪影響を及ぼす可能性は低いため)</p> <p>深刻度:SL IV(通知なし)。「原子力安全への実質的な影響」「規制活動への影響」「意図的な不正行為」の要素は確認されていないことから、事業者は全ての火災感知器について総点検を実施し、その結果を踏まえて是正処置を策定していることから、違反等の通知は実施しない。</p>
			補足情報				
			R03Q03 原子力規制検査報告書(2022-02-16)				

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 2021-55	1 時間耐火能力が要求される電動補助給水ポンプにおけるケーブルの系統分離不備 NUCIA 通番: 13447M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2022-02-16 登録区分: 最終 更新日: 2022-05-18 R03Q03 原子力規制検査報告書	2022-02-16、3号機の電動補助給水ポンプエリアに設置している1時間耐火施工したケーブルトレイにおいて、電線管入線箇所のカベが露出していることを、規制検査官から指摘された。ケーブルトレイと電線管との間の1時間耐火パテが一部脱落し、系統分離が適切になされていない状態であった。 安全評価: 火災防護対象機器等に対する系統分離対策の基本方針「互いに相違する系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁で分離」することを満たしていない。 推定原因: パテのこねが不十分で、ケーブルに十分粘着しないまま取り付けのため、脱落した。 是正処置: 当該箇所へのパテの付け直しを実施。 規制検査: 事業者は、系統分離に係る耐火パテの維持管理対策の必要性を予測し、事業者自らが適切に措置を講ずることが可能であり、これはパフォーマンス劣化に該当する。「拡大防止・影響緩和」の監視領域の「外的要因に対する防護」の属性に関係付けられ、監視領域の目的に悪影響を及ぼすことから、本件は検査指摘事項に該当する。 安全重要度: 電動補助給水ポンプエリアは、煙感知器及び熱感知器が設置され、更にスプリンクラー設備等の自動消火設備によって防護されていることから重要度は「緑」と判定する。 深刻度: 「SL IV」と判定する。事業者は、既にCAP会議に報告し、改善活動に取り組んでいることから違反等の通知は実施しない。	2022-05-18	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。	
			補足情報					
								
			<p>参考図 ケーブルラック貫通の場合 (本件のケーブルではありません) https://www.sekisui.co.jp/fp/pdf/cablerack.pdf</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-60	タービン建屋大物搬入口電動シャッターモーター給電ケーブルの焦げ跡の確認 更新日: 2022-04-26 NUCIA 通番: 13456M ユニット: 柏崎刈羽発電所7号 発生日: 2022-02-19 登録区分: 最終	2022-02-19、7号機タービン建屋大物搬入口電動シャッターが動作しなかった(2022-02-14)ため、当該シャッターを点検、モータ給電ケーブルに焦げ跡が確認された。これまで、当該設備に発煙、異臭等はなく、通電もない。公設消防による現場確認の結果、明らかな焼損が認められ火災と判断。鎮火も確認された。詳細観察により、ケーブル接続部の被覆付閉端接続子(スリーブ)の周辺に焦げ及びケーブルの断線が確認された。 安全評価: 本件による外部への放射能の影響および、けが人の発生はない。 推定原因: ケーブル圧着部の施工が不完全な状態であったところ、点検時にケーブルに触れることで、圧着部に応力がかかりケーブルの接続が弱まった結果、接触不良が生じ、通電の都度、異常加熱が発生し、その熱によって被覆が徐々に焦げた。 再発防止対策: 絶縁テープでケーブル圧着部を固定するリングスリーブへ取替える。今後、施工する際は、リングスリーブで施工する旨、工事仕様書に明記する。火災リスクの大きい電圧の高い大型シャッターを点検し、問題がないことを確認。中、小規模シャッターについては、順次点検する。	2022-04-26	事務局	②	—	本件は、電動機器の給電ケーブルの接続部に焦げ跡が確認された事例。原因は接続部の接触不良による異常加熱。他の類似接続部に問題は見つからなかったことから、施工不良。施工管理に課題があったと考えられることから、左記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
 <p>図 焦げたケーブル</p>  <p>図 接触不良原因</p>  <p>図 スリーブとリングスリーブ</p>   <p>図 リングスリーブへの取替え</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-63	屋外 熱交換器 建屋エリアにおける照明用自動点滅器の焦げ跡の確認 更新日: 2022-04-26 NUCIA 通番: 13442M ユニット: 柏崎刈羽発電所 1号 発生日: 2022-02-09 登録区分:最終	2022-02-09、1号機海水熱交換器建屋屋外の照明用の自動点滅器のソケット部に焼損が確認され、公設消防により火災と判断された。当該照明の電源ブレーカーが落ちていることが2022-01-18に確認され、2022-02-08に当該照明の自動点滅器の外観にひび割れや変色を確認。自動点滅器の内部調査により焦げ跡が発見された。これまでに、当該設備に発煙や異臭はなく、ブレーカーが落ちた後は通電していないことから、公設消防に状況報告していた。 安全評価:本件による外部への放射能の影響及び人が人の発生はない。 詳細観察:センサー部のカバーのネジ止め部分からのヒビ割れと、ネジの腐食を確認。 推定原因:長期使用によるネジの腐食でネジの体積が膨張、カバーを圧迫してヒビ割れが発生。ヒビ割れ箇所から雨水が流入、内部の金属が錆び、絶縁抵抗が低下した結果、地絡が発生。その熱によってソケット部が焦げた。 再発防止対策:・当該機器を含み、全数点検調査の中でヒビ割れ等が確認されたものは全数交換(14台)。事後保全から、定期的に変換する時間保全に変更	2022-04-26	事務局	②	—	本件は、屋外照明用の自動点滅器内部に焼損が確認された事例である。原因は経年劣化に伴うカバーの割れとそこからの雨水侵入による地絡。カバーの割れを放置していたと推測され、当該設備の保全管理に課題があったと考えられることから、左記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報			 <p>図 当該自動点滅器外観</p>  <p>図 当該自動点滅器センサー部内部</p>  <p>図 絶縁抵抗低下の推定原因</p>				

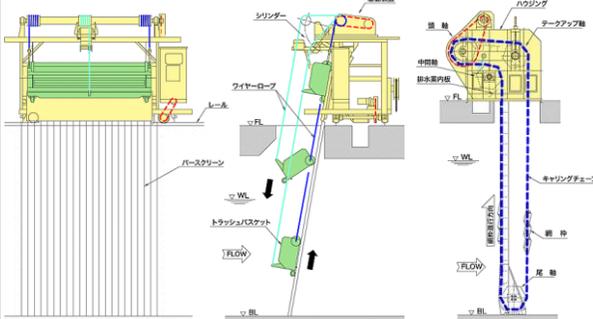
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-73	原子炉室給気ファンモータからの火花の発生 NUCIA 通番: 13434M ユニット: 浜岡発電所 4号 発生日: 2022-01-27 登録区分: 最終 更新日: 2022-06-08	<p>2022-01-27、4号機原子炉建屋3階原子炉室給気ファンエリア(放射線管理区域外)において、原子炉室給気ファンをB号機からC号機へ切替え作業を行っていたところ、16:18にC号機の電動機から火花と煙が発生。16:27に消防車を要請、消防署による現場確認の結果、17:42に「火災でない」と判断された。本事象による人身災害も外部への放射能の影響もない。</p> <p>推定原因: 電動機(C)の固定子コイル反負荷側コイルエンド部で発生したレアショート(コイル素線間での短絡)が、地絡および異相間短絡に進展したため。なお、火花と煙は電動機(C)の保護装置の過電流トリップにておさまった。</p> <p>レアショート推定原因: 長年かけて塵埃が電動機(C)コイルに堆積し、電動機内部に熱がこもり、素線の絶縁劣化を促進した。また、電動機(C)近傍での塵埃作業に伴う電動機給気口の詰まりも確認されており、これによる冷却不足も要因と考えられる。</p> <p>寄与因子: プラント長期停止期間の当該電動機の分解点検は、6年毎の設備診断(振動やサーモ等)に基づいて実施されており、直近の設備診断(2017年)では分解点検を行っていない。最後の分解点検は、2011年2月である。</p> <p>再発防止策: ①類似電動機の分解点検の実施。原子炉室給気ファン(A)(B)及び次の条件を満たす電動機。開放型電動機、プラント長期停止期間においても常時稼働電動機、プラント長期停止期間に定期分解点検を実施していない電動機。②絶縁更新(コイル巻替え)計画の見直し。次の点を踏まえ、優先順位と実施時期を見直す。電動機稼働率、分解点検による汚損状況確認結果。③社内手引に、開放型電動機近傍での塵埃発生作業時における留意事項を追加する。</p>	2022-06-08	事務局	②	—	<p>本件は長期停止中の原子力発電所において、原子炉室給気ファンの電動機から火花と煙が発生した事例である。火災ではないと判断され、安全上の影響もない。原因は、電動機コイルに埃がたまったことによる絶縁劣化。長期停止中の分解点検頻度に課題があることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、長期停止中のプラントにおける検査のポイントとなる教訓が含まれることから、本件の情報を検査官会議等の場を利用して規制検査官と共有する。</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
IRS9059P		<p>2020-02-18、米国のキャラウェイ1号機(PWR、1190 MWe、定格運転中)において、非常用排気系統(EES)のB系列の排風機(CGG02B)の2本のベルトのうち1本が破損しているのが確認された。CGG02Bは運転不能と宣言され、EES Bは技術仕様書(TS)の運転上の制限条件(LCO)に入った。調査の結果、当該ベルトは交換された。2019-06-25から脆弱な状態だった可能性がある。2020-02-22に当該ベルトは交換され、EES Bは復旧した。</p> <p>ベルト交換作業ではベルト張力が明らかに不足しており、実際、内・外側ともベルトの張力が許容基準を満たしていなかった。2020-02-24にEES Bは運転不能と再宣言された。滑車やベルトを交換し、ベルト張力を調整後、8時間試験を実施し、張力が許容基準を満たすことを確認、2022-02-26にEES Bは運転可能と宣言された。</p> <p>安全評価:本件はプラントの安全性を有意に低下させるものではない。2ケースの想定許認可事故時の放出経路における被ばく影響軽減策としてEESのクレジットをとっている。①LOCA後の格納容器サンプ再循環水の漏えい、②燃料建屋燃料取扱事故。①では、放出経路における影響度合いは、ECCS冷却水の補助建屋への漏えい率に比例する。当該発電所のTSでは、格納容器サンプ再循環水の漏えい率を監視し、最小化することを求めている。②では使用済み燃料プールの表面から放出され得る放射性ヨウ素の90%を除去することとなっている。</p> <p>根本原因:駆動ベルトの設置、張力調整に係るガイダンスが不適切だったこととベルト材料の経年脆化。ベルトの設置、張力調整には明確なガイダンスまたは訓練が不要とされ、ベルト交換は慣行作業だった。当該発電所ではベルト材料の許容保管寿命<shelf life>はEPRI NP-6408に基づいて、エラストマーの許容保管寿命を36年としていた。これはベンダーの推奨保管寿命を超えていた。</p> <p>是正措置:①ベルト取付け手順を作成し、取付け方法、張力検証、滑車調整を明確にした。ベルト材料の経年劣化による脆化を抑えるために、ベンダー推奨保管寿命(7年未満)及びより良好な環境保管条件が採用された。②ESS Bのベルトは交換され、交換後の保守後試験に対して改善が図られた。③このような脆弱性のある安全関連ベルト駆動式ファンの数量が特定され、点検された。オンライン検査が可能なファンについては最初に、残りは燃料交換停止中に点検された。</p>	2022-03-17	事務局	②	—	<p>本件は、運転中のPWRにおいて安全関連である安全補機室空気浄化系及び燃料取扱建屋空気浄化系の2系列の内の1系列の排風機のベルト(2本の内1本)が破損していたため、LCO条件に入った事例である。ベルト交換後も、ベルト張力が足りずLCO条件に入った。プラントの安全性を有意に低下させるものではない。</p> <p>原因は、ベルト交換・取付けが不適切であったことと、保管されていた予備ベルトが経年劣化していたこと。根本原因は、ベルト交換手順ガイダンスがなかったこと。予備ベルトの保管期間が供給者推奨期間を超えていたため脆性劣化していたため。</p> <p>当該事業者の保守管理及び機器の性能認定に係る予備部品の保管寿命設定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>本件は、「安全上重要な機器の予備品の保管期間は、保管寿命<shelf life>に基づいて管理されなければならない。」という教訓を示す好事例である。規制検査におけるポイントの一つとして、検査官会議等の場にて情報共有する。</p>
LER483/202000101	排風機ベルトの劣化・損傷による非常用排気系の運転不能		<p>補足情報</p> <p>非常用排気系(EES)は、補助建屋と燃料建屋の両方に対して機能するもの。安全注入信号(SIS)を受け、安全関連のダンパーが補助建屋を隔離し、EESが潜在的に汚染した空気をフィルターを介して排出する。また、燃料取扱事故後の使用済み燃料プールエリアの放射性浮遊粒子をフィルターにかけるよう設計されている。EESは独立2系列から構成される。各系列は、ヒータ、プレフィルタ、HEPAフィルタバンク、活性炭ャコール吸収セクションと排風機から成る。EESは待機状態にあり、建屋換気隔離信号もしくはSISを受信すると自動作動する。SISモードでは、補助建屋を排気する。使命時間は30日である。</p> <p>EPRI NP-6408(最新版):寿命を持つ品目の保管寿命を決定、維持、かつ延長するためのガイドライン Plant Engineering: Guidelines for Establishing, Maintaining, and Extending the Shelf Life Capability of Limited Life Items, 2011 https://www.epri.com/research/products/1022959</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS9061P		<p>2020-11-02、米国のキャラウェイ1号機(PWR、1190 MWe、冷温停止中)において、燃料交換中の定期保守作業中、加圧器のB系列動力作動逃し弁(PORV)の弁操作電源ケーブルのシール継手(CONAX)のフェルールがキャップにより圧着されておらず、フィードスルーシースに沿って動いてしまうことが確認された。フェルールが圧着されていないと、CONAX本体、フェルールとフィードスルーシースが耐環境認定(EQ)に適合しない(シール機能が不十分)。作業記録によると、この不適合状態は最初の起動時から続いていたと推測される。</p> <p>安全評価:格納容器内の主蒸気管破断(MSLB)を想定すると、このシール不良により、湿分が侵入し短絡が起き、PORVの開放するためのソレノイド・コイルに給電できないおそれがある。しかし、A系列のPORVのEQシールにはこの問題がないため、プラント安全性を有意に劣化させることはない。さらに、MSLB時にB系列のシール不適合とA系列PORVのランダム故障を重ねた場合は、一次冷却系の減圧が遅れ、RHR運転条件に達するまでの時間が、許認可基準のMSLB事故解析で想定する時間より長くなる。しかし、格納容器内MSLBは燃料被覆管の損傷原因となることはなく、放射線影響の支配要因は事前の燃料欠陥(最大ヨウ素濃度)であり、この3年間当該プラントでは燃料リークは発生しておらず、ヨウ素濃度は技術仕様書(TS)の限度より数桁低い。また、事故時の放射線の影響は、解析上1次系から2次系への漏えいに支配される。この3年間の漏えい率は、TS限度の数桁低かった。よって、ヨウ素濃度と漏えい率の低さによって、RHR運転条件の遅れは相殺され、B系列PORVのEQシールの不適合は、プラント安全性と有意に劣化させないと判断される。</p> <p>原因:キャップ(ミッドロック)のトルクが不十分だったこと。ただし作業記録の調査では、いつ、当該不適合が発生し、どの部門に責任があるか判明しなかった。この3年間には、当該不適合に関わる保守作業は行われていない。</p> <p>是正処置:B系列PORVのCONAX継手の末端処理がやり直され、キャップが製造者の指定するトルクで締められた。CONAX継手の保守手順ガイダンスが見直され、EQプログラムの要件が適切に盛り込まれた。</p>	2022-02-09	事務局	②	—	<p>本件は、PWR加圧器の動力作動逃し弁(PORV)の弁操作電源ケーブルのシール継手の耐環境認定に係る不適合が見つかった事例である。PORVは多重化されており、安全性への影響は低い。原因は、シール継手のキャップ(ミッドロック)の締め付けトルク管理が不適切だったこと。当該事業者の保守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> <p>本件は、安全上重要な電源ケーブルのEQ認定に係る規制検査のポイントとして有用な情報であることから、検査官会議等の場にて情報共有する。</p>	
補足情報								
LER483 /202000700	EQ要件不適合により加圧器逃し弁運転不能							
<p>参考図 シール継手(CONAX)の断面</p>								
<p>参考図 シール継手(CONAX)外観</p>								
<p>https://studylib.net/doc/18258335/5001c---conax-technologies</p>								
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>								

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9062			2022-02-09	事務局	③	—	<p>本件は、運転中の PHWR 原子力発電所において、給水圧力異常低信号により原子炉トリップした事例である。原子炉停止系等が設計通り動作し、プラントの安全性への実影響はない。原因は、給水ポンプの共通速度制御装置の1部品の偶発故障により、全給水ポンプ機能が失われたこと。根本原因は、1台の共通速度制御装置で全給水ポンプの速度制御を行う仕様であったこと(単一点脆弱性)。このような仕様は、当該プラント特有と考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9064P		<p>2020-11-11、米国のワッツ・バー2号機(PWR、1180 MWe、燃料交換停止中)において、蒸気発生器(SG)伝熱管の渦電流探傷試験(ECT)のデータ評価の結果、原子炉冷却材(RCS)圧力境界がSG伝熱管構造健全性に対する性能基準を満足しないことが判明した。具体的には、SG#3がGL95-05にしたがった条件付き破裂確率に対する状態監視評価で不合格となった。GL95-05の条件付き破裂確率の限界である10^{-2}を上回った。伝熱管は施栓され、追加の是正処置を実施中。</p> <p>安全影響評価: As found 状態でのGL95-05ガイダンスによる安全重要度評価によれば、主蒸気管破断(MSLB)の確率とSG伝熱管サポート(TSP)の変形確率とTSP変形による伝熱管破断確率を考慮した結果、早期大規模放出頻度(LERF)は10^{-7}を大きく下回った。</p> <p>事象分析: 2号機のSGはウェスチングハウスのモデルD3で、伝熱管材は600合金である。このモデルと伝熱管は劣化することから、比較的早期の交換を要した歴史がある。2号機のSG交換も第5回燃料交換停止時(2023年秋)に実施される計画である。「TVA社記事によると、2021年1月第4回(2022年春)に前倒しされた。」</p> <p>今回のECTにより、炭素鋼のTSPと交差する部分で、軸方向外表面応力腐食割れ(ODSCC)による劣化が予想より多いことがわかった。第3サイクル終了時のSG#1,2,4の1次系から2次系への漏えい率と伝熱管の条件付き破裂確率はそれぞれ、限度である3 gpmと10^{-2}を十分下回ったが、#3の条件付き破裂確率は3.005×10^{-2}だった(漏えい率は限度未満)。伝熱管の条件付き破裂確率とは、1つ以上の欠陥指示があるSG伝熱管の破裂圧力が、従前の運転サイクル中にMSLBが発生したと想定した場合の最大伝熱管内外圧力差未満になる確率である。</p> <p>劣化が予想より多い推定原因: 伝熱管材の運転温度の上昇とTSP交差部における局所的な隙間(クレバス)化学状態が合わさって、ODSCCの発生と成長をもたらす条件を生み出したこと。</p> <p>是正処置: コンデションレポート(CR)が作られた。問題のSG伝熱管は施栓された。必要に応じてモード4になる前に、伝熱管は固定された。</p> <p>再発防止策: 2号機では、運転サイクル途中でのSG伝熱管検査が行われる。SG交換の前倒しを検討する。</p>	2022-03-04	事務局	④	—	<p>本件は、米国PWRのSG伝熱管で外表面SCCが予想より多く確認された事例である。このSGは、600合金伝熱管を用いたもので、SCC感受性が高いことが知られており、交換が計画されていた。計画を前倒しし、2022年3月からSG交換が進められている。国内では既に対策が取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>
<p>補足情報</p> <p>GL95-05「ODSCCの影響を受けたウェスチングハウス製SGの電圧に基づいた修理基準」 Voltage Based Repair Criteria for Westinghouse Steam Generator Tubes Affected by Outside Diameter Stress Corrosion Cracking https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1995/gl95005.html</p> <p>目的: ドリル孔を持つTSP及び600合金伝熱管を採用したウェスチングハウス社設計のSGにおける、伝熱管-TSP交差部の伝熱管ODSCCに適用可能な代替伝熱管修理基準を用いるべく発電所技術仕様書(TS)の許認可変更要求を望む許認可取得者に対して、ガイダンスを与えること。過去には、ある運転サイクルに限定したこの劣化メカニズムに対してのみ、許認可取得者がこの代替伝熱管修理基準を用いることをNRCは許可していたが、このGLでは、代替伝熱管修理基準の使用に対して、運転サイクルを限定するような制限はつけない。</p> <p>抜粋: このGLは、TSPの位置での軸方向ODSCCに適用すべき代替修理基準の導入ガイダンスである。この基準は、伝熱管健全性を担保するODSCC欠陥指示の深さに関する限度を定めるものではなく、ポピンコイルプローブからの渦電流電圧と、破裂圧力と漏えい率との相関に依存する。この電圧に基づいた修理ガイダンスを適用後、トータルマージンは低下するかもしれないが、構造及び漏えい健全性は10CFR50付則AのGDCと10CFR100の限度と整合する許容レベルに維持され続ける。電圧に基づいた修理基準には最小壁厚要求がないため、100%壁貫通亀裂のある伝熱管の供用が可能となる場合すらある。壁貫通亀裂の可能性が増加していることから、伝熱管の検査強化策及びより制限的な運転漏えい限界が、このGLに含まれている。</p>							
LER391/202000400	軸方向外表面応力腐食割れにより劣化した蒸気発生器						
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

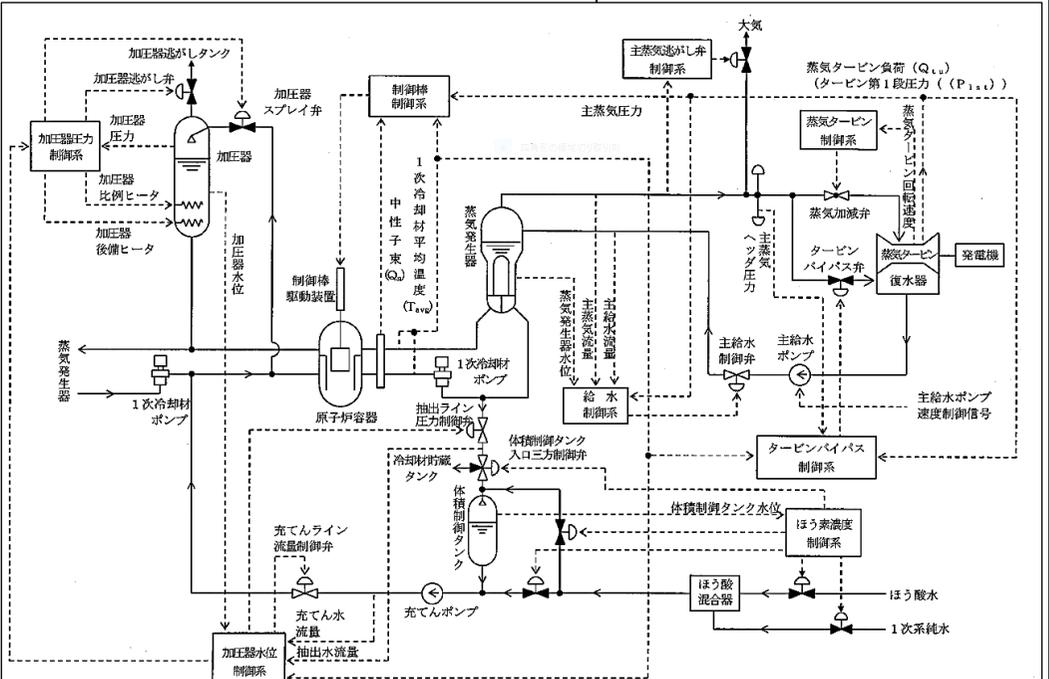
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS9065P		2020-07-20、米国のブラウズフェリー発電所(BWR×3基、各1079MWe、いずれも定格運転中)の1号機制御室で、取水口除塵装置のトラベルスクリーン差圧高警報が発出し、復水器循環水系(CCW)の取水口(テネシー川ウィーラー湖から)に大量のアマモ(米名:ウナギ草)が流入しているのが確認された。トラッシュラックとトラベルスクリーンにアマモが堆積し、3基ともにCCW流量が低下した。同日13:25に2号機の復水器真空度が低下したので、原子炉を手動停止。翌日4:35に1号機も真空度が低下したので原子炉手動停止した。3号機でも復水器真空度が低下したが、原子炉出力75-80%で運転継続できた。1、2号機ではすべての安全システムが期待通り作動した。	2022-03-17	事務局	⑤	—	本件は、BWR3基からなる米国原子力発電所において、復水器真空度が低下したため、2基を手動停止し、1基の出力を降下させた事象の予備的報告である。真空度低下の原因は、取水口に大量の水草が侵入し、復水器循環水系の水量が落ちたため。安全システムは期待通り動作した。根本原因は、水草の侵入量が発電所の処理能力を上回ったため。当該発電所では湖(川)から取水しており侵入異物の特性が国内原子力発電所のものとは異なることと安全系の最終ヒートシンクへの影響は確認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。	
LER259/202000101	アマモ侵入に伴う復水器真空度低下により2基の原子炉を手動停止	安全評価:2019年にアマモの成長と離脱により取水口に蓄積した際に、当該発電所の新しい問題として認識され、リスクが特定された。多くのリスク低減措置が取られていたが、今回のアマモの蓄積スピードは、発電所の要員や機器の容量を超えていた。 根本原因:ウィーラー湖でのアマモの大量蓄積に伴うこの新たな脅威を緩和するには、取水口の現状常設機器では不十分だったため。 寄与因子:リスクに基づく意思決定のための発電所の要領書が産業界標準と整合していないし、着実に使用されてもいなかった。 即時是正措置:①トラッシュラックの清掃、トラベリングスクリーンの洗浄、原子炉出力の降下。②プラント再起動のガイダンスとなる運転意思決定課題(ODMI)評価書を作成。同評価書には、CCW系の健全性評価、監視強化、アマモ回収機の運転及びトラッシュラックの清掃のための人員増強などの措置が含まれる。 再発防止に向けた是正措置:①河川の流れや環境条件調査に基づきもっとも効果的な機器改造を決定するための措置計画、改造のための資金調達計画、設計パッケージの発行計画、最終設計の導入計画からなる行動計画を策定。②リスクに基づく意思決定要領書は、産業界リーダーモデルとして改訂される。リスク管理要領も産業界のベスト標準を取り入れて改善される。これらの改善に、結果に基づくリスク管理アプローチを含める。未知の要因を考慮したリスクを評価し、リスクの影響に対応するのではなく、積極的にリスクに対処し、行動をとることができるようにする。	補足情報					
			 <p>参考図 ブラウズフェリー発電所 https://www.rocketcitynow.com/article/news/worker-injured-at-browns-ferry-nuclear-plant/525-d69de90b-2b08-4e90-9897-54ba448fedff</p>  <p>参考図 アマモ(米名:ウナギ草) https://www.sciencephoto.com/media/16414/view/eel-grass</p>  <p>参考図 トラッシュレイキ トラベルスクリーン https://www.ubemachinery.co.jp/totalservice/dustclean/products/trashrake.html</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。								

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9066P		2021-05-03、米国フェルミ2号機(BWR、1115 MWe、定格運転中)にて、原子炉建屋蒸気トンネル(RBST)のドア(R1-11)が同年4月に3回、発電所の手順に従って管理されていないことが判明した。高エネルギー配管破断(HELB)シナリオでは、R1-11はハザード障壁として閉まっていることが前提となっている。過去3回とも定格運転中だったが、R1-11は保守要員の出入りに要する時間より長く開放されていた。開放時間は1時間未満で、室内の要員がドアを閉めることは可能であるが、HELB解析ではそのような行為の成立性を認めていないし、出入り時間以上にRBSTドアが開放していることを前提としていない。さらなる調査で、これら3回以外に、過去3年でモード1時に2回(ともに2018年)、モード3時に2回(2018年と2020年)、R1-11が出入り以上に開放されていたことが判明した。その内1回(2018年)は、約10時間開放。	2022-03-17	事務局	③	—	本件は、米国BWRにおいて運転中も含めて主蒸気トンネルのアクセスドアを保守要員が出入りに要する時間以上開放したままであったことが複数回あったことが確認されたことの予備的報告である。当該ドアが開放しているときに、トンネルで主蒸気管破断等を想定すると、トンネル外の事故緩和機能を持つ機器に悪影響を与える可能性がある。原因は、トンネル内で作業している保守要員が万が一の際に閉じこめられるリスクを避けるため。根本原因は、ドアの開放を許可した際に、トンネルのドアに高エネルギー配管破断の影響緩和機能があることを認識していなかったこと。 運転中のBWRの主蒸気トンネル室は線量も高く、一般に人のアクセスは許されておらず、本件は当該BWR特有の事象と考えられる。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER341 /202100100	高エネルギー配管破断解析に対する開放障壁ドアによる未認識の影響	安全影響評価:R1-11ドアが開放されていたのは、RBST内での蒸気漏えいを調査している保守要員の万が一の閉じ込めを防ぐと言う安全上の理由だった。また、必要時にドアを閉じられるよう要員を配置していた。出入り時間以上にドアが開放されていると、RBST内配管破断時に、クレジットをとっているRBSTの外の事故緩和機能に悪影響を及ぼす可能性がある。しかし、R1-11が開放していた期間に配管破断は発生しなかったため、本事象による実際の影響はないし、放射性物質の放出もない。 RBSTドアが開放されている状態での決定論的解析は未実施。以下に確率論的(PRA)安全重要度評価を行う。RBSTドアを開放することは、起因事象の発生頻度に影響しない。PRAに必要なドアの開放時間は、過去の任意の1年での最大時間とした。この想定で、条件付き炉心損傷頻度増分と同量早期放出頻度を計算したが、極めて低い安全重要度であることが確認された。 原因:運転要員が、事前評価なしに出入り以外でドアを開放してはいけないという発電所の要領を適切に順守しなかったため。また、運転要員はRBSTドアには火災障壁以外にも機能があることを認識していなかった。結果として、火災監視のための措置(ドア要員配置)は、火災障壁以外の機能に対処していなかった。また、ドア閉止要員がRBSTにいればドアを開放したままにできるとの誤った評価(2002年)をした際、必要な時にドアを閉めることを確かにするための管理方法を策定しなかった。この評価の精度や適用性についての検証も行われていない。	補足情報 是正措置:RBSTドアの開放は出入り時のみに制限した。保守作業を助けるための立入り時も、R1-11を開放したままにしないで作業が行われた。ヒューマンパフォーマンスの側面に取り組むため、運転員及び技術者が本事象の教訓についてやりとりできるよう、部門レベル(慣習)のリセットが行われた。さらに、本事象のような条件を評価する際には、古い解析に拠るのではなく、新たな技術評価を実施することが期待されていることを技術者に伝えた。 長期的是正措置:開放ドアの影響を見るため、RBST内配管破断に関連する解析の更新を計画した。解析結果が良好であれば、解析上の制限順守を前提に、RBSTドアを開放したまま保守作業が行えるよう手順を更新する。				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9068P			2022-03-17	事務局	②	—	<p>本件は、低出力運転中の PHWR 原子力発電所において、原子炉室等のトリチウムレベルが上昇し、減速材である重水漏えいが確認されたので、原子炉停止したことの予備的報告である。漏水源は、減速材ポンプの「つば」部分の亀裂。亀裂は、従前の修理が不完全だったこととの関連が推定されているが、修理記録がなく、原因は未特定。事業者による当該ポンプの品質管理並びに保守管理等に課題があったと考えられることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

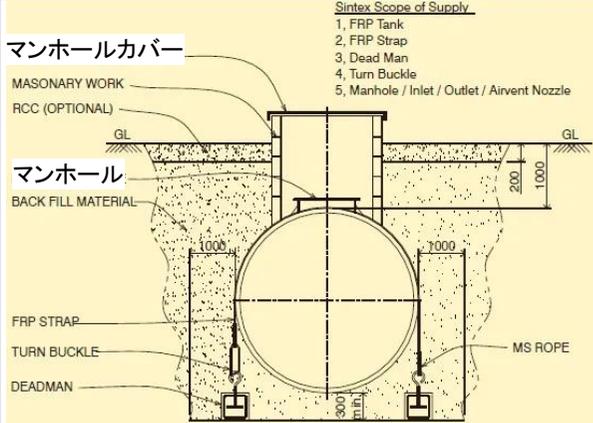
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9069			2022-03-17	事務局	③	—	<p>本件は、停止中の海外 PWR プラントにおける点検中に、格納容器サンプカバーの一部が外れていることが確認された事例である。プラント安全性への実影響はなかったが、冷却材喪失事故を想定すると、サンプのフィルタ機能に悪影響する可能性があった。カバーが外れた原因は、サンプ近傍での保守作業管理に課題があったと推定されている。国内 PWR プラントでは、サンプカバーは使用されていないため、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9070			2022-04-01	事務局	③	—	<p>本件は、運転中の海外 PWR プラントにおいて、加圧器水位に関わる警報が発した過渡事例である。運転員対応によって、原子炉スクラムせずに収束した。原因は、加圧器水位制御系のアナログ回路基板の偶発故障。水位制御系は多重化されていたが、当該回路故障には対応していなかった(バックアップ系へ切り替わらない)。この加圧器水位制御系は国内 PWR プラントでは使用されていないため、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

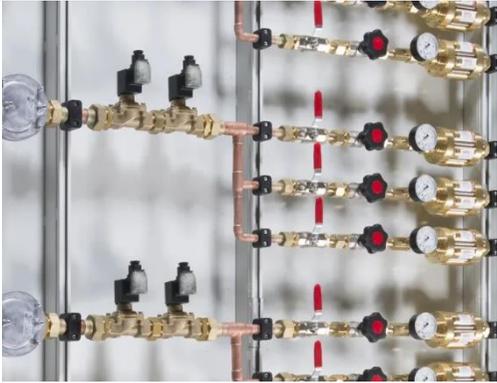
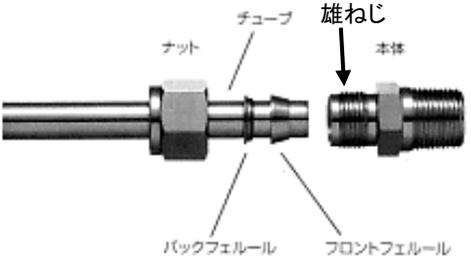


参考図 PWR 制御系(本件のものではありません)
<https://www.nsr.go.jp/data/000195512.pdf>

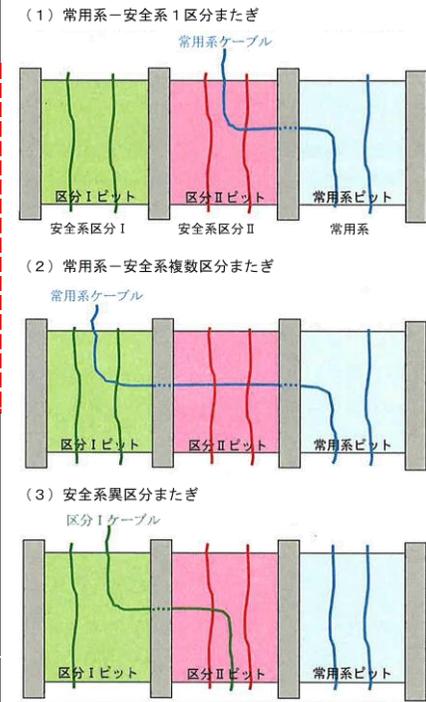
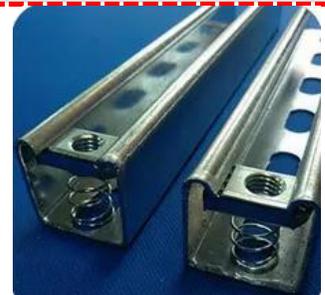
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

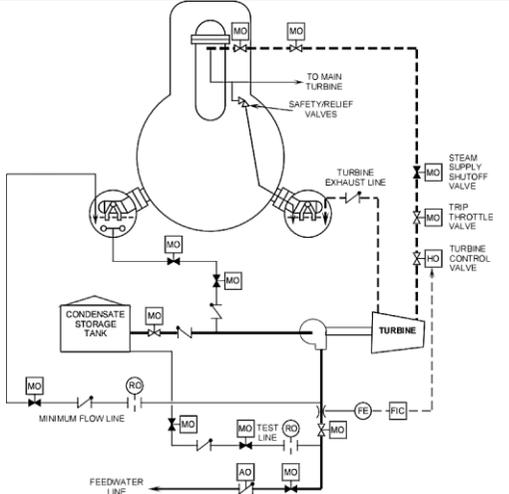
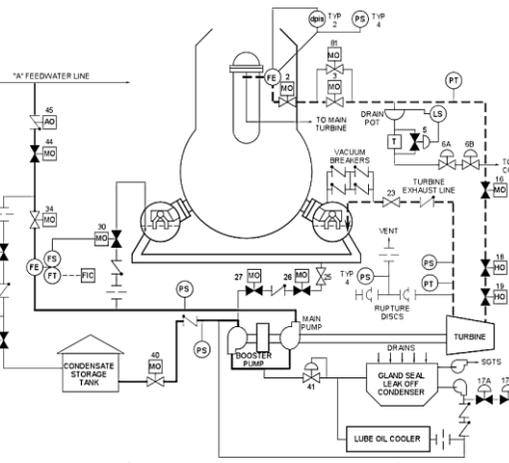
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9072P		<p>2020-05-07、米国ハッチ1号機(BWR、876 MWe、定格運転中)にて、1A 非常用ディーゼル発電機(EDG)の燃料油移送ポンプのサーベランスを実施中、1A EDGの燃料油タンク(FOST)のマンホールやタンク上に水たまりが確認されたので、燃料をサンプル分析したところ、ディーゼル燃料に水分が混入していることが判明。翌日、1A EDGのデイトンクのサンプリング分析を行い、14.73 ガロン(55.8 L)の水が見つかった。直ちに水抜きが行われ、05-14 から16の間にデイトンクとFOSTを空にして洗浄と点検を行い、供用復帰。</p> <p>安全評価:上記水量がデイトンク内に存在する場合にEDGがその安全機能を発揮しうかどうかの分析の結果、2020-12-03に運転不能だったはずと結論付けられた。1A EDGが最後に運転されたのは2020-04-29なので、その直後から2020-05-08まで運転不能状態とみなされ、技術仕様書(TS)の待機除外時間(72時間)を超えているので、TS違反報告事象と判断された。ただし、1Bと1CのEDGが運転可能状態だったので、安全上の影響はなかった。</p> <p>水混入の原因:FOST 頂部の水たまりから、頂部のねじ式接続部を通して水がタンク内に入り込み、タンク底部に滞留。その水が、2020-04-29のEDGサーベランス時に、燃料油移送ポンプでデイトンクに燃料とともに移送されたため。FOST 頂部の水たまりは、地下パイプからの漏水が近傍の電線管のプルボックスに侵入し、FOSTのマンホールにつながる電線管をつたってできた。FOSTのマンホールの排水孔は詰まっていた。その排水孔の点検、清掃を行う保守プログラムはなかった。また、プルボックス内のサンプポンプは機能しておらず、プルボックスとマンホール間の電線管のシールは劣化していた。</p> <p>是正処置:FOSTのマンホールの排水孔を洗浄し、定期的に洗浄する保守プログラムを策定。プルボックスと電線管のシール、サンプポンプ、地下パイプの漏水は修理された。</p>	2022-04-14	事務局	②	—	<p>本件は、米国原子力発電所にて、1台の非常用ディーゼル発電機(EDG)の運転不能状態が許容時間を超えていたことが判明したことの予備的報告である。原因は、燃料油デイトンクにEDGの機能を阻害する量の水分が混入していたことに気が付かなかったこと。根本原因は、デイトンク上流の燃料貯蔵タンクのマンホール排水孔などの点検保守が不十分だったため。事業者による点検保守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> <p>ただし、EDGの運転可用性に影響する燃料油への水分混入に係る検査確認ポイントとして参考になることから、検査官会議等の場を利用して、情報共有する。</p>
LER321/202000100	デイトンクへの水混入によりEDG運転不能状態		補足情報				
IIR321/2020002	NRC 統合検査報告書		 <p>参考図 地下燃料貯蔵タンクの例 http://www.navyaawatertechsolutions.com/underground-petroleum%20storage%20tanks.html</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9073P		2021-05-19、米国パロベルデ2号機(PWR、1314 MWe、定格運転中)にて、原子炉保護系(RPS)/工学的安全設備作動系(ESFAS)ロジックの定期プラント保護系(PPS)機能試験を実施した際、安全注入作動信号(SIAS)と格納容器隔離作動信号(CIAS)と主蒸気隔離信号(MSIS)の両系列が誤作動、MSISにより主蒸気隔離弁(MSIV)が急速閉止したため、一次冷却系(RCS)の温度、圧力が上昇し、真の加圧器高信号で原子炉トリップした。SIASにより、両系列の高圧注入(HPSI)ポンプと低圧注入(LPSI)ポンプ、格納容器スプレイポンプ、ディーゼル発電機(DG)と安全スプレイ池(SP、最終ヒートシンク)ポンプが作動した。	2022-04-14	事務局	③	—	本件は、運転中の米国 PWR にて、RPS/ESFAS ロジックの定期機能試験を実施したところ、自動原子炉停止し、工学的安全設備が動作したことの予備的報告である。原因は、ESFAS 試験回路の故障。当該 PWR の RPS/ESFAS ロジック回路は国内のものとは異なることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER529/202100201	プラント保護系サーバランス試験中に原子炉トリップ	安全評価:プラントは、SIAS、CIAS、MSIS の実作動を要する状態ではなかった。SIAS、CIAS、MSIS が作動した後、RPS は設計通り機能し、自動原子炉トリップした。すべてのプラントシステムも期待通り応答した。安全障壁への影響はなく、プラントの安全運転や公衆の健康への悪影響もない。定格運転中の1号機と燃料交換停止中の3号機にも影響はない。	補足情報				
IIR528/2021003	NRC 統合検査報告書	経緯:4チャンネルのトリップパスの内、パス2を使ってロジック試験を行うため、リレー・トリップ・セレクタでパス2を選択。チャンネル・トリップ・セレクタで、SIAS/CIAS/MSISを選択。リレー・ホールド・スイッチで、ホールドを選択(パス1, 3, 4はブロックされる)。表示灯でパス1から4の状態確認後、リレー・ホールド・スイッチで、トリップを選択。パス2だけが、トリップ状態となるはずだったが、2アウトオブ4ロジックが成立し、SIAS/CIAS/MSIS が作動した。 起因:ESFAS 試験回路の故障。その結果、トリップパスのホールドを維持する電力保持回路が喪失し、パス1, 3, 4の信号発出がブロックされなくなった。 是正処置:本原子炉トリップ事象に関わった PPS コンポーネントは取り換えられ、プラントは復旧した。他号機の PPS コンポーネントを点検し、必要ならば交換する。					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

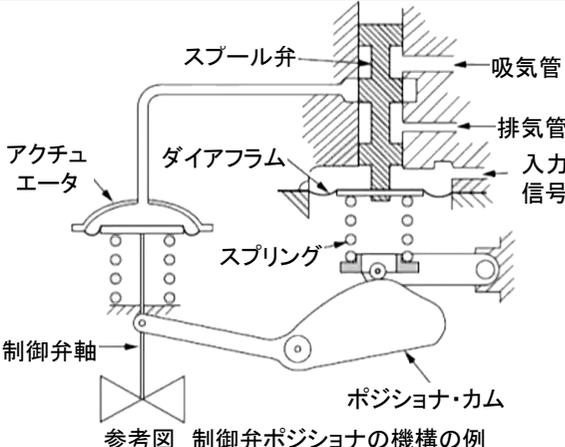
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9074P		<p>2020-11-13、米国リメリック1号機(BWR、1134 MWe、定格運転中)にて、炉圧高信号により自動スクラムした。</p> <p>安全評価:この事象による安全性への直接影響はなく、潜在的影響も最小限。プラントの機器は設計通り作動した。運転員は効果的に原子炉パラメータを安定させ、全制御棒が完全挿入されたことを確認した。NRC 検査によると、合理的に予見・修正可能で防止できたはずなので、本件は運転事業者のパフォーマンス劣化である。</p> <p>炉圧高原因:内側主蒸気隔離弁(MSIV)1Bの急閉。</p> <p>急閉原因:格納容器計装ガス(PCIG)を供給するMSIV多岐管(マニホール)の圧縮継手下流側の破断に伴い計装ガスが喪失したことによるMSIV 1Bのフェイルクローズ。</p>	2022-04-14	事務局	②	—	<p>本件は、運転中の米国 BWR にて、1 台の MSIV 急閉に伴う原子炉圧高信号により自動スクラムしたことの予備的報告である。原因は、計装ガス配管破断に伴い当該 MSIV がフェイルクローズしたため。根本原因は、保守手順書が不明瞭で、配管に用いられていた破損した圧縮継手を交換していなかったこと。当該事業者の保守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> <p>安全上重要な設備に用いられている圧縮継手に不良が特定された場合の保全手順(再使用の有無)は、規制検査のポイントとなり得るので、検査官会議等の場を利用して、本情報を検査官等と共有する。</p>
LER352 /202000101	1 台の主蒸気隔離弁閉止による臨界状態での原子炉保護系の自動作動	<p>根本原因:ねじ山損傷を特定した後の継手交換の必要性に関する不明瞭な保守手順。そのため、損傷したねじ山をダイカッター治具で修復され、再利用された。また、当該圧縮継手のバックフェールルで変形され切れ込みが入った場所での高サイクル疲労も破断に寄与した。切れ込み自体は見込まれていたが、亀裂と配管破断は予期されていなかった。</p>	補足情報				
IIR352 /2021001	NRC 統合検査報告書	<p>損傷したねじ山の修理と再使用により、据え付け中に局所的な応力集中をもたらし、継手本体の降伏となった。2020年のスクラムの後で、4台の内側MSIVの内の2台で1インチPCIG供給継手の溶接された雄ねじのねじ山に損傷が見つかった。その脱着式PCIG供給配管は2016年に交換されたものである。内側のPCIG配管は、2018年にも脱着(非交換)された。2016、2018年の時も、雄ねじについて修理と再使用された可能性が高い。おそらく、修理再使用雄ねじは、建設当時からだろう。修理再使用のたびに応力集中の度合いが上昇したと考えられる。</p> <p>是正処置:4台の内側MSIVのPCIG供給配管を交換した。再発防止のため、手順書を改訂し、損傷した圧縮継手は新品と取り換えることを明確にした。さらに、1号機も2号機も、内側のPCIG溶接雄継手を取り換えることとし、振動起因の疲労に対するマージンを拡張するよう内側、外側とも配管設計を最適化することとした。</p>	 <p>参考図 ガス・マニホールシステムの例 https://www.ibeda.com/en/gas-manifold-systems/custom-solutions-for-central-gas-supply</p>  <p>参考図 圧縮継手の例 http://www.sankoms.co.jp/joint-product.html</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

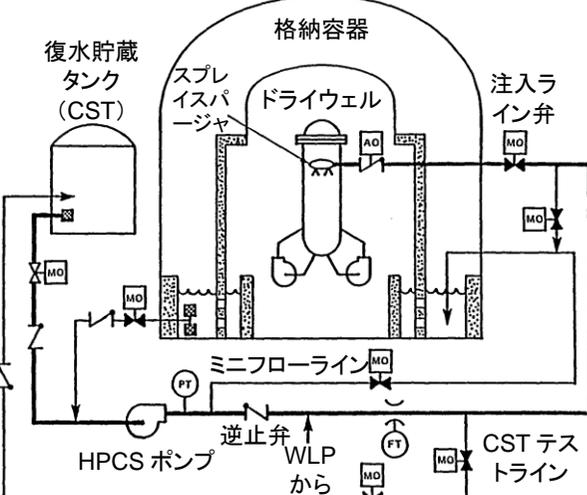
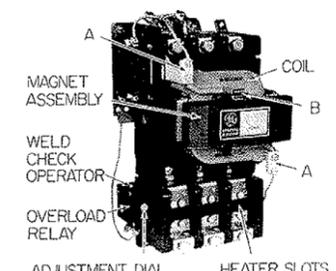
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9075P		<p>2020-12-17、米国シアロンハリス 1 号機 (PWR、928 MWe、モード 3) にて、3 台の低温側蓄圧タンク (CLA) 吐出弁閉状態で原子炉冷却材ポンプ 1 台 (A-RCP) 運転中、加圧器スプレイ弁 (PSV) を手動制御して、原子炉冷却材 (RCS) 圧力を 900~1000 psig に維持していた時、加圧器水位が低下したので、加圧器スプレイが効かなくなり、RCS 圧力が上昇、運転員は即座に PSV を全開にし、充填流量も下げ、加圧器ヒータを切ったが、RCS 圧は 1000 psig を超えた。技術仕様書 (TS) では、1000 psig 超では CLA が運転可能であることを要求しているため、RCS 圧が 1000 psig を下回るまでの 15 分間、TS 違反となった。</p> <p>背景: 本事象前、B 補助変圧器から B 補助母線の間の電気故障により、B-RCP と C-RCP の補助母線が停電し、A-RCP だけが供用となったため、自動原子炉トリップ。モード 4 へ移行する手順に従い、CLA を隔離するため、A-RCP 単独運転中、圧力幅を 900~1000 psig に設定した。</p> <p>安全評価: 事象発生時は原子炉トリップから約 30 時間経ったモード 3 高温待機状態だったので、崩壊熱は PWROG が実施した CLA 不能時のモード 3 冷却材喪失事故 (LOCA) 解析条件よりも低い。かつ、PWROG の解析では、1 系列 ECCS のみの動作としていたが、本事象時は両系列の ECCS が運転可能だった。PRA では、定格出力条件での 15 分間の CLA 注入不能を想定しており、これはモード 3 時のリスク影響を包絡している。PRA 結果は、本事象の極めて低い安全影響度を示している。また、この状態は公衆の健康及び安全に影響を与えていない。</p> <p>原因: A-RCP の単独運転時の RCS 圧力制御に要する措置が理解されていなかった。標準運転手順にも措置の記載がなかったため。本事象が起こるまで、当該発電所でそのような状態になったことがなかった。なお、A-RCP 単独運転中、約 15 時間後から加圧器スプレイ流量が喪失 (原因不明)。既存の手順と訓練に基づく、加圧器スプレイの有効性を最大化するため、B-RCP、A-RCP、C-RCP の順で運転するよう優先付けされていた。</p> <p>是正処置: RCS 圧力を 1000 psig 未満に下げた。圧力幅を保守的に設定して圧力限度に余裕を持たせ、CLA 隔離弁開放による懸案を取り除いた。手順を更新して、加圧器スプレイの効果を最大化するための RCP 運転優先度を変更する。A-RCP 単独運転時は、通常スプレイの代わりに補助スプレイを使う必要があることを手順に明確にする。運転員は訓練を受け、本事象の教訓を学ぶ。</p>	2022-04-15	事務局	②	—	<p>本件は、電源系統の故障のためモード 3 で RCP の 1 台運転を行っている米国 PWR にて、CLA 吐出隔離弁を全閉中に RCS 圧力が上昇し、技術仕様書の要求を 15 分間上回ったことの予備的報告である。公衆の健康及び安全に影響はない。原因は、加圧器のスプレイ流量がなくなったため。根本原因は、当該 RCP の 1 台運転時の手順が明確でなく、経験もなかったため (操作ミスと推定される)。なお、加圧器のスプレイ流量が喪失原因は不明である。当該事業者の運転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>
LER400 /202100201	RCS 圧力 1000 psig 超時のモード 3 にて全 ECCS 蓄圧タンク隔離弁が閉止状態		<p>補足情報</p> <p>CVCS: Chemical and volume control system SIS: Safety injection system RHRS: Decay heat removal system</p> <p>参考図 3 ループ PWR の 1 次冷却系 https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/primary-cooling-system</p>				
IIR400 /2021003	NRC 統合検査報告書						
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS9076P		2020-07-28、米国のボーグル3号機(AP1000、1117 MWe、建設中)の状態報告(CR)に、24時間、72時間、予備クラス1E直流電源・無停電電源装置(IDS)用の6つのバッテリーラックに使用されているスプリングナットが不適切に取り付けられていることが示された。これらのラックは、ベンダーのマニュアル通りにユニストラットのチャンネルセクションに固定されていなかった。2020-09-29、IDSバッテリーラックの設置に影響する別の構造問題のCRを発行。構造問題は、破損しているトルク・シール、ねじ接続部の緩み、製造者仕様通りに据え付けられていない筋交いなどである。これら電気設備の問題及びその潜在的な安全重要度から、NRCは特別検査を実施した。	2022-04-15	事務局	②	—	本件は、建設中の海外原子力プラントにおいて、電気設備据付けに関わる複数の不適切な規制検査で指摘されたことの予備的報告である。事業者のCAP活動ならびに据付け事業者の安全文化等に課題があったことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。	
SIR 0025/2021010	NRC特別検査報告書	NRC検査指摘事項：①10CFR50付則Bの基準XVII「是正措置」に対する違反。クラス1Eケーブル及びケーブルトレイの設置に関する品質低下につながる状態の迅速な特定と、是正を行わなかった。②緑を超える指摘事項に対する同付録B、基準VI「指示書、手順書及び図面」の違反。開閉器キャビネット内のクラス1E設備と非クラス1E設備間の分離距離(1インチの垂直/水平距離)が確保されていなかった。③緑の指摘事項に対する同基準Vの違反。事業者が耐震分類カテゴリIの電気トレイ及びその接続を指示書や手順書に従っていなかった。	補足情報					参考情報：概要に引用されているIRS8595は、平成28年度第18回原子力規制委員会(H28/6/29)報告「不適切なケーブルの敷設に係る各原子力事業者からの報告に対する評価及び今後の対応」を報告したものである。 https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11402581/www.nsr.go.jp/data/000155310.pdf
		NRC検査気づき事項：①事業者の品質保証(QA)部門は、安全関連構造・システム・コンポーネント(SSC)に影響を与える非安全関連一般品の設置方法・手段を特定していなかった。②事業者は、現場対応や品質管理検査で特定された不適切をCAPに登録するにあたって、正式な手順ではなく口頭通知で済ませ、ケーブル分離を定期的に確認するための工程内活動を手順ステップに含めなかった。③問題解決やNRCへの連絡に資するCAPを通じて、品質を低下させる状態やプロセス上の課題を特定するためのガイドランスに弱点がある。④産業界の運転・建設経験教訓を捉え、適用していなかった。例：2015-09の柏崎刈羽ケーブル分離事象(IRS8595)及びIN85-11「電線管とケーブル敷設検査のための事業者プログラム」。	ケーブル分離と耐震性不適合の原因：標準が従われないことと電気設備据付けにおいて作業員の不適切な行為を徹底して是正するようリーダーシップがとられない当該建設関連組織に蔓延する文化に問題がある。この文化の為、電気設備は適用すべき品質要件をすべて満足することなく、据え付けられ、検査され、引き渡された。				 <p>(1) 常用系-安全系1区分またぎ 常用系ケーブル 区分Iビット 区分IIビット 常用系ビット 安全系区分I 安全系区分II 常用系</p> <p>(2) 常用系-安全系複数区分またぎ 常用系ケーブル 区分Iビット 区分IIビット 常用系ビット</p> <p>(3) 安全系異区分またぎ 区分Iケーブル 区分Iビット 区分IIビット 常用系ビット</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>参考図 ユニストラットとスプリングナットの例 https://ja.aliexpress.com/item/1005001511420684.html</p>					<p>図1 ケーブル判定基準イメージ (中部電力報告書添付資料より一部加筆)</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
IRS9077P		<p>2020-11-15、米国リメリック1号機(BWR、1134 MWe、起動中)にて、3:57に炉圧が150 psigに達したとき、原子炉隔離時冷却系(RCIC)は隔離され、運転不能状態であった(技術仕様書要件不満足)。4:35に炉圧が200 psigになったとき、高圧炉心注入系(HPCI)は隔離され、運転不能状態であった(技術仕様書要件不満足)。5:23(炉圧212 psig)にRCICは準備完了し、運転可能となった。シフト交代後の6:39にHPCIは運転可能となった。</p> <p>技術仕様書要件:①炉圧が150 psig超の時は、RCICは運転可能であること。②炉圧が200 psig超の時は、HPCIは運転可能であること。</p>	2022-04-15	事務局	②	—	<p>本件は、起動中の米国BWRにて、RCICとHPCIが技術仕様書の要件である「運転可能」を満足していなかったことの予備的報告である。低圧ECCS等が運転可能だったので、安全上の影響は小さい。原因は、RCICとHPCIの準備指示を出していた制御室主任の勘違い。当該事業者の運転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>
LER352/202000200	起動中にHPCIとRCICが未準備のため技術仕様書違反	<p>安全評価:この時、自動減圧系(ADS)と低圧ECCSが運転可能であり、HPCIとRCICが運転不能だった時間も短いことから、安全重要度は最小だった。</p> <p>原因:指示を出していた制御室主任(CRS)が、起動手順書を間違っ て解釈し、規定の圧力到達時にRCICとHPCIの準備完了ではなく、準備していることと解釈していたため。</p>	<p style="text-align: center;">補足情報</p>  <p style="text-align: center;">参考図 BWRのRCIC系統</p> <p style="text-align: center;">https://www.nrc.gov/docs/ML1414/ML14140A178.pdf</p>  <p style="text-align: center;">参考図 BWR/4のHPCI系統</p> <p style="text-align: center;">https://www.nrc.gov/docs/ML1414/ML14140A178.pdf</p>				
IIR352/2021002	NRC統合検査報告書	<p>是正措置:起動手順が改訂され、圧力を上昇させる前にRCICとHPCIが運転可能であることの確認や承認をより確実に行うことが含まれた。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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
IRS9078P		<p>2020-09-04 11:12、米国デービスベッセ(PWR、894 MWe、定格運転中)における月例試験で、技術仕様書要件に満足せず、非常用ディーゼル発電機(EDG)-2は運転不能で不可用と宣言された。使っていた始動空気側で作業していたので、2回目の無負荷起動試験では、反対側の始動空気を使用したが、再び失敗してEDG-2はロックアウトされた。調査の結果、内部部品の過熱損傷とわかり、故障した速度スイッチを取り換え、2020-09-07 18:00に試験に合格し、運転可能と宣言された。</p> <p>安全評価:9月1日から7日までの約6日間、EDG-2が不可用だったとみなされるが、この間に系列1の機器は運転可能だったことから、安全重要度は非常に低い。なお、技術仕様書の処置のための許容期間は7日以内である。</p>	2022-04-15	事務局	⑤	-	<p>本件は、定格運転中米国 PWR の EDG 月例試験で起動失敗したことの予備的報告である。別系列の EDG が動作可能だったことから、安全上の影響は小さい。原因は、当該 EDG の直流回路の速度スイッチの過熱破損故障。その原因は、速度スイッチが不良品で正極地絡が発生している間に、直流回路内での偶発的な中性ライン地絡が重なり、当該スイッチに故障電流が流れ過熱したため。寄与因子は、当該直流回路は非接地系なので、1極側地絡のみでは、故障に気が付かないこと。処置許容時間内に復旧していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER346/202100100	直流系統の地絡による EDG 速度スイッチの故障	<p>原因分析:故障した速度スイッチは2019年10月に10年毎予防保全の一環として交換したものだが、事後のベンダー調査で、当該スイッチの電源入力部に過度な損傷が見つかった。125V直流系の動作記録から、2020-08-25から直流モーターコントロールセンター(DCMCC)-2が、負の地絡電流が計測されていたことから、この時以降、当該スイッチが正の強地絡していたと考えられる。2020-09-01 15:00に高圧安全注入ポンプ2の直流油ポンプモーターの遮断器を開放した結果、負の地絡電流はなくなった*1)が、正の発振地絡電流が当該スイッチを取り除くまで記録されていた*2)。</p>	補足情報				
SIR316/2021050	NRC 特別検査報告書	<p>*1) 正確には、08-28と29の間に直流油ポンプの中性ラインでも地絡が発生し、大電流が流れ当該スイッチが損傷(断線)し、負の地絡電流が解消。直流油ポンプの地絡原因を特定し、遮断器開放により中性ライン地絡も解消。</p> <p>*2) 当該スイッチのどこかで軽微な地絡が発生していたと推定される。</p> <p>なお、125V直流系は非接地系なので1極側のみでの地絡では、その直流系にもぶら下がる機器にも悪影響はない。</p> <p>スイッチ故障推定原因:2か所の地絡により、スイッチに故障電流が流れたため。速度スイッチが故障していることは、定期試験を実施するまではわからなかった。</p> <p>是正処置:モーターの損傷したワイヤーを修理することで、高圧安全注入ポンプ2の直流油ポンプモーターの地絡は修理された。速度スイッチは交換した。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。			<p>図 漏電検出器の電流計測ログ(SIR316/2021050)</p>				

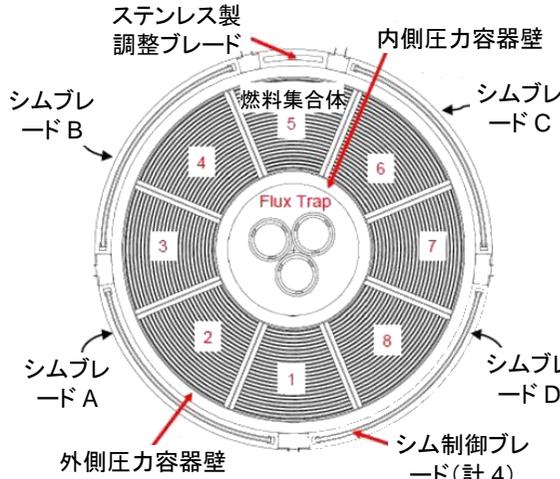
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9079P		<p>2020-09-04、米国 DC クック 2号機(PWR、1107 MWe、定格運転中)において、主タービン止め弁と加減弁の試験に備えて、出力を92%に落とし、原子炉冷却系(RCS)の圧力が2235 psig になった時、2台の加圧器スプレイ弁の1台が期待通り閉じ始めたが、もう1台(2-NRV-164)は全開に向けて開きだしたため、RCS 圧力低下に伴い、22:42に運転員は手動で原子炉をトリップさせた。RCS は低下し続け、安全注入(SI)作動設定点に達し、SI は自動作動した。すべての安全システムは期待通り動作し、RCS 圧力は通常値に復旧した。</p> <p>安全評価:すべての安全設備が期待通り動作したので、本事象による実際の原子力安全ハザードはなかった。運転員が対応しなかったり、安全設備が適切に機能しなかったりしたとしたら、潜在的な安全重要度や影響はもっと厳しかった可能性はある。労働安全や放射線安全上の安全ハザードはない。条件付き炉心損傷確率(CCDP)と条件付き大規模早期放出確率(CLERP)によって安全影響度を計算したが、安全重要度は極めて低いと結論付けられた。</p>	2022-04-21	事務局	③	—	<p>本件は、定格運転中の米国 PWR において主タービン止め弁等の試験準備中に、RCS 圧力が低下したため手動原子炉停止したが、SI が自動作動したことの予備的報告である。すべての安全設備が期待通り作動したので、安全への影響はない。RCS 圧力低下原因は、1台の加圧器スプレイ制御弁のポジションスプール弁での異物混入による制御弁のフェイルオープン。圧力降下がとまらず、SI 作動設定点に到達した。異物混入原因は、当該スプール弁の上流に効果的なエアフィルタがなかったため。根本原因は調査中である。一般に、圧縮空気の流れるスプール弁の上流側にはエアフィルタが具備されており、本事象は当該プラント固有の問題と考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER316 /202000300	加圧器スプレイ弁のフェイルオープンによる手動原子炉トリップと自動安全注入	<p>加圧器スプレイ弁(2-NRV-164)の挙動の原因:ポジションスプール弁に異物が詰まったことによるフェイルオープン。スプレイ弁ポジションの上流に効果的なフィルタがなく、制御用空気フィルタ下流での発生異物を防ぐことができないため。</p> <p>根本原因:評価中。</p> <p>完了是正措置:2-NRV-164 の弁ポジション、電空変換器を交換した。2-NRV-164 の診断試験を完了し、弁を供用に復帰させた。</p> <p>計画是正措置:粒子状物質によって固着する懸念のある単一点脆弱性のある弁ポジションの上流に、エアフィルタもしくはフィルタ付き制御弁を据え付ける。</p>	<p>補足情報</p>  <p>参考図 制御弁ポジションの機構の例 (本事象のものではありません) https://www.valve-cn.com/news/control_valve_positioner.html</p>				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9080P		2020-12-23、米国ラ・サール2号機(BWR、1140 MWe、定格運転中)の主制御室(MCR)にて、関連する回路の地絡警報に引き続き、高圧炉心スプレイ(HPCS)のウォータレグポンプ(WLP)のトリップ警報を受信、現場操作員によってHPCSの属する区分3の開閉器室で鼻を衝くにおいが確認され、WLPの遮断器が閉じているのに遮断器キュービクルが暖かいことの報告を受けた運転当直は、当該WLPを供用除外し、06:53にHPCS運転不能を宣言した。技術仕様書(TS)に従い、運転上の制限(LCO)条件に入り、直ちに原子炉隔離時冷却系(RCIC)が運転可能であることが確認され、HPCSは14日以内に運転可能とすることが求められた。WLP遮断器キュービクルの制御電源変圧器と接触器を交換して、保守後試験ののち、同日20:18にHPCSは運転可能状態に復旧した。	2022-04-21	事務局	⑤	—	<p>本件は、定格運転中の米国BWRにおいて、HPCSが動作不能とみなされ、LCO条件に入ったが、許容待機除外時間(AOT)以内に復旧したことの予備的報告である。原因は、HPCSのWLPのモータースターターの故障。根本原因はスターターのコンポーネントである電磁接触器の経年劣化。故障コンポーネントを特定、交換することで、AOT以内の約13時間で復旧していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER374/202100100	ウォータレグポンプの遮断器キュービクル内の接触器故障による高圧炉心スプレイの動作不能	<p>安全評価:HPCSのWLPは、HPCSを運転可能状態に維持するのに必要なサポートシステムであり、その喪失によりHPCSは運転不能と宣言された。</p> <p>原因:WLPのモータースターターの接触器と制御電源変圧器に損傷が確認されており、その原因は接触器の経年劣化による故障である。接触器コイルの内側で始まった加熱事象により最終的にはコイルが断線し、モータースターターが損傷。増加した電流の影響を受けた制御電源変圧器が過熱して故障した。</p> <p>是正処置:1号機と2号機の区分3のモーターコントロールセンター(MMC)において、連続給電されている各々7つの接触器において、潜在的に類似な故障メカニズムがあることが判明したことから、追加の接触器交換(の要否)を評価する是正処置が登録された。</p> <p>故障コンポーネント情報 製造者:GE コンポーネントタイプ:接触器 モデル:CR206C0</p>	<p>補足情報</p>  <p>注)WLPは、上図の逆止弁と注入ライン弁の間の配管内を確実に水で充填させるためのもの。目的は水撃防止とHPCS注入の時間遅れを最小化すること。</p> <p>参考図 HPCS フローダイアグラムの例 (当該プラントのものではありません) https://www.nrc.gov/docs/ML1705/ML17056B997.pdf</p>  <p>注)電磁モータースターターは、電磁接触器と過負荷リレーを組み合わせたものである。</p> <p>参考図 GE製電磁スターター(CR206) https://escventura.com/manuals/ge_magneticStarter_C R205_ig.pdf</p>				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9082			2022-04-21	事務局	②	—	<p>本件は、恒久停止中の海外原子力プラントにおける廃炉措置作業中に、取り扱い対象の機器から放射能汚染水の漏出が起きた事例である。管理区域の外への汚染の拡大は限定され、従事者の内部・外部被ばくは有意ではない。漏出源は、機器筐体の貫通口。事業者による除染管理や作業管理に課題があったことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9083P			2022-04-22	事務局	⑤	—	<p>本件は、定格運転中の海外ガス冷却炉において、制御棒駆動機構の電源喪失警報が発し、制御棒が炉心挿入され始めたことを受け、保守的に手動原子炉トリップしたことの予備的報告である。電源喪失原因は、制御棒駆動機構で使用されているリレーの巻き線故障。当該リレーは、もともと多重化されていなかった。巻き線故障の原因は非記載。単一リレーの故障により、制御棒が炉心挿入される保守的な設計が期待通り機能していることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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
IRSRR229P		2019-01-27、米国ミズーリーコロンビア大研究炉 (MURR、タンクインプール型、10 MW) が自動制御モードで運転中、筆頭上級原子炉運転員 (LSRO) が技術仕様書 (TS) のサーベランスを実施中、最初は全ての制御ブレード (4 体のシム制御ブレードと 1 体のステンレス製調整ブレード) が動作可能だったが、制御ブレードを最終位置で停止させたとき、シムブレード A が炉内方向に動かなくなった。ただちに LSRO はマスター制御スイッチ (1S1) をテスト位置にすることで、原子炉を手動停止した。シムブレード A が炉内方向に動作しなかったことから、TS「運転中は全ての制御ブレードが動作可能であること」の逸脱となる。	2022-04-07	事務局	⑤	—	本件は、米国の運転中研究炉で技術仕様書に定められた原子炉制御ブレード動作可能性に関わるサーベランスを満足しなかったため、手動原子炉停止したことの予備的報告である。原因は、原子炉停止機能ではない制御用の制御ブレード操作スイッチの故障。当該スイッチの製造欠陥と推定されていることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、当該スイッチ故障の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。
LER 19-02 2019-01-27	ミズーリー大研究炉	安全評価: 手動停止により、4 体のシムブレードが全挿入されたことを確認している。自動制御モードでは、シムブレードはポイズンの蓄積と燃料減損の結果として、いつも通り炉外方向に引き抜かれている。TS には、炉外方向への引き抜きが要求されないシフト期間中 (すなわち運転中) に、制御ブレードの動作可能性を検証するためのサーベランスの実施を求めている。そのサーベランス実施後の数秒間、シムブレードを手動で挿入する能力は失われていた可能性がある一方で、制御室の運転員によって、手動もしくは自動で原子炉スラムする能力が決して失われたわけではない。この故障は、制御棒挿入システムの動作を妨げてはいなかったはずである。	補足情報				
ENR53849	制御ブレード運転不能	原因: 「挿入」位置にあった、4 体のシムブレードの炉内方向動作に要する共通電源スイッチ (1S4) の接点 1 の接触不良。1S4 を交換し、再試験をして合格した。接触不良の原因は、接点 1 の可動パッドと固定パッドの位置ずれ (巢製造欠陥)。なお、スイッチ 1S4 は 2018-05-30 にも取り換えられており、その時の原因は接点 1 のスプリングが劣化し、可動パッドを固定パッドが十分に接触しなくなったため。これは、今回の原因と異なる。 是正処置: 故障したスイッチ 1S4 を製造者に送り、原因分析を依頼した。本事象を是正処置プログラム (CAP) に入れた。	 <p>図 MURR 原子炉断面図 https://publications.anl.gov/anlpubs/2015/01/79013.pdf</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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
IRSRR231			2022-03-30	事務局	⑤	—	<p>本件は、米国研究炉で原子炉起動準備操作中に、10 秒間技術仕様書の運転上の制限を逸脱した事象である。原因は起動手順書の不備で、ジャンパを取り外すタイミングを間違えた。左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
ENR53841	アンチサイホン機器動作不能による技術仕様書逸脱		補足情報				
			<p>ENR53841 から抜粋</p> <p>2019-01-21 12:35、米国ミズーリーコロンビア大研究炉 (MURR、タンクインプール型、10 MW)、定期保守停止中において、全 4 体の制御棒が全挿入されている状態で起動前チェックを行った際、シム制御棒駆動機構 (CRDM) に給電中 (約 10 秒間) にテストジャンパが挿入されたため、技術仕様書 3.3.a(1) の運転上の制限 (LCO) 違反とされた。</p> <p>テストジャンパは、アンチサイホンシステムの隔離弁 V543A と V543B を閉止維持するためのもの。約 10 秒間、技術的に原子炉運転状態にあるときに、アンチサイホンシステムが動作不能だったことになる。</p> <p>12:35 にこの状態になったが、同日 16:25 の原子炉起動まで認識されなかった。異常状態が認識された後、原子炉施設長に 17:15 に連絡され、原子炉運転継続が許可された。</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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
IRSRR232P			2022-04-21	事務局	⑤	—	<p>本件は、海外の多目的研究炉における過去の計画外停止の起因や主原因、是正処置等をまとめたものの予備的報告である。教訓等を報告するものではないため、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<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
IRSRR233			2022-04-21	事務局	⑤	—	<p>本件は、海外の研究炉にて、運転に備えて実施した2次冷却系の試験時に、2次冷却水の流量が急減した事例である。原因は、経年劣化によるポンプクラッチの故障。有意な根本原因や教訓情報が含まれないため、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<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>							

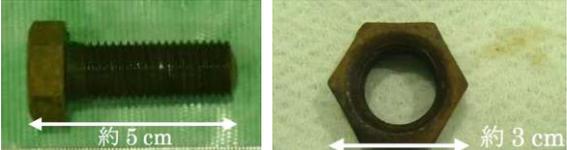
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR234P			2022-04-21	事務局	②	1	<p>本件は、海外の研究炉の起動過程にて、出力が設定点を超え、原子炉保護系の一部が動作しなかったことの予備的報告である。別の原子炉保護系が作動し、原子炉は停止した。出力超過原因は、原子炉自動制御システムが正常動作しなかったため。その原因は、原子炉保護系不作動原因と同じで、核計装のプリアンプ回路の設計欠陥（共通要因故障）。高中性子束と同時に中性子束増加率が高い場合に、プリアンプから正しい信号が出なかったため、原子炉自動制御システムも原子炉保護系も正常に作動しなかった。事業者によるプリアンプの設計レビュー並びに設計検証に課題があったと考えられることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

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
IRSRR235P			2022-04-21	事務局	②	—	<p>本件は、海外の運転中研究炉における下部構造物の目視により、ドレンプラグのシール溶接が欠如していることが確認されたことの予備的報告である。プラグの仕様も間違っており、その状態は下部構造物を据え付けた時から続いている。プラグが外れたと想定しても、LOCA 安全解析に包絡されることは確認されている。事業者による施工管理及び施工後点検に課題があったと考えられることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</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。							

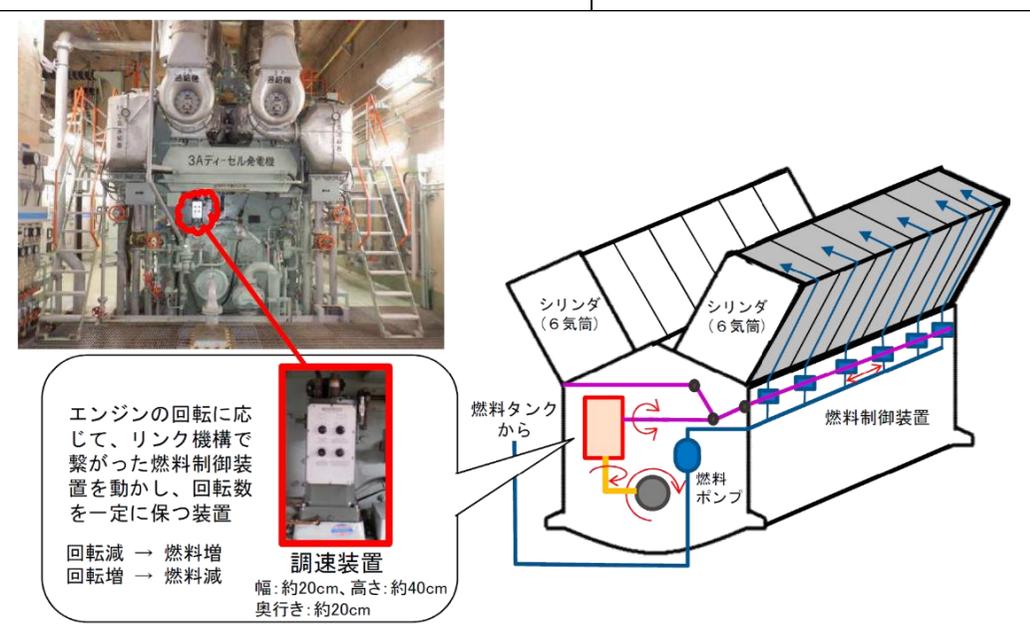
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR236			2022-04-21	事務局	②	—	<p>本件は、カナダの研究炉において、原子炉トリップ信号発出機能の一つが壊れたまま約8時間運転されていた事例である。安全上の実影響はなかったが、運転上の制限を逸脱していた。原因は、起動前に行った保守作業により、当該機構が損傷、動作不能となったが、そのことに気が付かなかったため。事業者による保守管理、保守後試験・検査に課題があったと考えられることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>カナダ原子力安全委員会 ウランと原子力物質施設並びに研究炉に対する規制監督レポート2020(抜粋)</p> <p>http://www.srbt.com/2020%20Regulatory%20Oversight%20Report%20for%20Uranium%20and%20Nuclear%20Substance%20Processing%20Facilities%20in%20Canada.pdf</p>				
					 <p>参考図 運転中のマクマスター大研究炉</p>		
					<p>事象概要: 2020-07-24、カナダのマクマスター大研究炉(MNR)が、フラッパー位置トリップ信号不能のまま約8時間運転された。フラッパーは原子炉プールの底にある機器で、冷却流量減少時に代替炉心冷却(強制冷却から対流冷却)を自動起動させるものである。フラッパーの位置センサーが、フラッパー作動(低流量位置にあること)を検知したら、このセンサーにつながるプッシュロッドが原子炉トリップを起動するスイッチを作動させる。このプッシュロッドが原子炉保守中に損傷しており、1シフト中、トリップ信号機能が確実ではなかった。ただし、他のトリップ信号は可用で稼働中だったので、この事象によるリスクは緩和されていたし、原子炉運転中、トリップ信号が発するような状態にはなっていない。この事象による実影響はなかった。</p>		
					<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>		

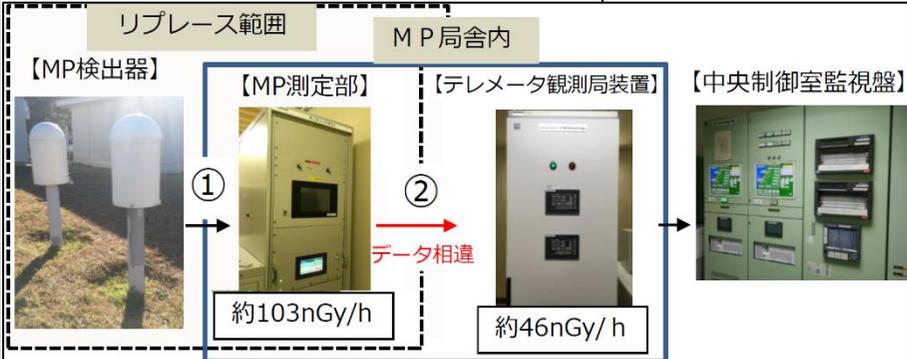
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR237P			2022-04-28	事務局	②	—	<p>本件は、海外の停止中研究炉(燃料取り出し済み)において、原子炉プール内の水中照明の電球が破裂し、プール内に飛散したことの予備的報告である。破片は回収された。電球破裂原因は水中照明のコネクタ部の取り付けミスによる、湿分侵入の影響。事業者による調達・工事監理に課題があったと考えられることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

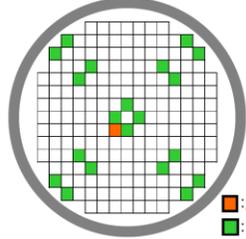
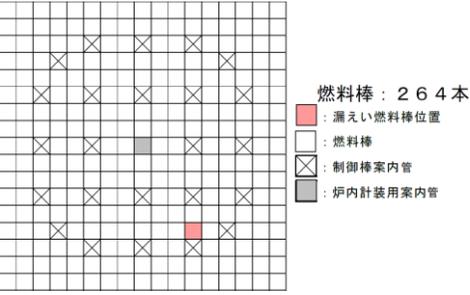
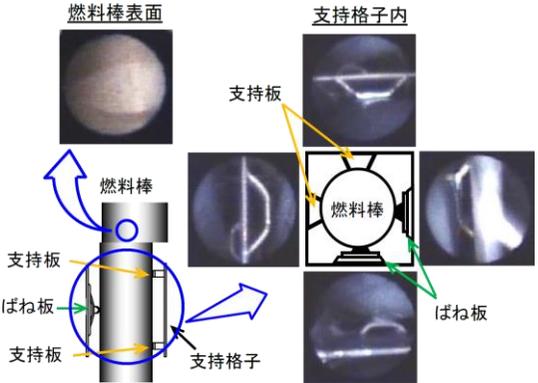
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS297			2022-04-28	事務局	③	1	<p>本件は、ベルギーの放射性同位体製造施設から、セレン 75 (ガンマ線源、半減期 119.8 日) が環境へ放出された事例である。放射能は測定可能レベルであるが、公衆への影響はない。原因はセレンを内包するカプセルの損傷。施設内の換気系にも課題があったと推定される。当該製造施設及び製造プロセス、換気系は特異なものと考えられることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
AFCN 記事 (2019-05-16)	SCK-CEN 施設におけるセレン 75 の限定放出		<p>補足情報</p> <p>AFCN 記事 (2019-05-16)</p> <p>BR2 研究所でセレン-75 カプセルを取り扱い中に、カプセルが損傷した。少量の放射性セレンが換気系を通過して環境に放出された。なお、セレン-75 は産業利用される放射性同位体である。</p> <p>初期測定により、放射能漏れは限定的であり、公衆の保護や食物連鎖の保護は必要ないことが分かっている。この事象の INES レベルは 1。放射能放出量が規定値を超えたため。放射能漏れの原因は究明中である。</p>				
IRSN 情報通知 (2019-05-28)	SCK-CEN 施設からのセレン 75 の放出		 <p>図ベルギー原子力研究センターサイト</p>				
			<p>IRSN 情報通知 (2019-05-28)</p> <p>ベルギーの BR2 施設での事象後、Se-75 が環境に漏れた。フランス北部のリールの複数のモニタリング局で、低濃度の放射能が検出されているが、それは IRSN 研究所の拡散モデル解析と一致している。フィールドサンプリングからは、Se-75 は検出されていない。線量評価でも、ごく低い被ばく量 (1 μSv 未満) と評価されており、公衆衛生への懸念はないし、何らかの措置をとる必要もない。</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2021-03	使用済燃料プール等へのボルト類の落下 NUCIA 通番: 13248M ユニット: 女川 3号 発生日: 2021-02-13 2021-03-20 2021-05-01 登録区分: 最終 更新日: 2022-06-01	<p>2021-02-13 の福島県沖を震源とする地震以降(2021-03-20、2021-05-01)、長期停止中の 3 号機原子炉建屋最上階の天井付近に設置している点検用足場から、20 本のボルト及び付随するナット・ワッシャの脱落や点検用足場の構成部材の欠損が確認された。このうち一部は、床面や使用済燃料プール(SFP)内、および点検用足場内に落下していることが確認されている。なお、1、2 号機原子炉建屋最上階には同様の点検用足場はなく、同様の事象は発生していない。</p> <p>安全評価:放射線モニタの指示値や SFP 水の分析結果に異常はない。落下物が軽量の部品であり、本事象による燃料集合体への影響はない。</p> <p>点検用足場からの落下物 ①脱落したボルト等/ボルト:20、ワッシャ:40、ナット:20、合計:80、その他(点検用足場の構成部材):9 ②回収済(プール以外)/ボルト:7、ワッシャ:10、ナット:7、計:24、その他:1 回収済(プール内)/ボルト:1、ワッシャ:2、ナット:2、計:5、その他:2 回収済(小計)/ボルト:8、ワッシャ:12、ナット:9、合計:29、その他:3</p> <p>燃料集合体への影響:落下物の寸法と、燃料集合体の隙間寸法の比較結果及び水中カメラ調査より、未回収の落下物は燃料集合体内部に混入していないことを確認。</p> <p>主要設備への影響:当該フロアの主要設備に外傷は確認されていない。「天井クレーン」や「燃料交換機」は、地震後の健全性確認や定期点検等においても、動作や機能・性能に異常は確認されていない。</p> <p>是正処置:点検用足場下部及び SFP 上部に養生シートを設置。当該点検用足場を撤去。今後の燃料集合体及び主要設備の点検等において、落下物にも着目した確認を継続する。</p>	2022-06-01	事務局	⑤	—	地震により原子炉建屋最上階天井部の点検用足場からボルト等が落下した事例である。合計 89 個の落下物のうち、31 個が回収された。SFP 内の燃料集合体内部に混入していないことが確認されている。最上階フロアの主要設備にも影響はない。当該足場は完全撤去されており、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。	
			補足情報					
								
			図 ボルト脱落箇所例					
								
			図 点検用足場の構成部材欠損箇所例					
								
			図 点検用足場撤去後の天井					
								
			図 (左)回収したボルトの例、(右)回収したナットの例					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-21	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器ラジエタ側面下部からの油にじみ NUCIA 通番: 13329M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2021-07-13 登録区分: 最終 更新日: 2022-05-25	2021-07-13、長期停止中の6号機において、屋外に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器(A-1)のラジエタ部分から絶縁油がにじみ、ベース面へ滴下(毎秒1滴)していることが見つかった。 安全評価: 滴下した絶縁油は、約2Lで側溝等への流出はない。 油にじみ原因: 当該ラジエタ部の腐食 再発防止対策: ラジエタの交換。屋外変圧器の錆に対し事後保全となっているが、状態確認可能な点検を取り入れる。具体的には「発電所の腐食管理計画」に基づき腐食管理リストを作成し、設備の巡視点検を実施する。	2022-05-25	事務局	②	—	本件は、長期停止中のBWRの屋外変圧器から絶縁油漏れが確認された事例である。原因は腐食。事後保全から状態監視保全に変更することとし、既に事業者間での水平展開が図られていることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
							
					<p>参考図 油入り変圧器の例 (本件の入力変圧器ではありません)</p> <p>http://www.meidensha.co.jp/catalog/ba/BA531-3161.pdf</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-28 R1	非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止による運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13374M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2021-10-06 登録区分: 最終 更新日: 2022-04-13 R03Q04 原子力規制検査報告書	<p>2021-10-06、定格出力運転中の3号機において、定期試験のためA-非常用ディーゼル発電機(A-DG)を起動したところ、中央制御室(MCR)で「A-DGトリップ」警報が発信し、自動停止した。現場で「過速度」トリップ警報が発信していることを確認したことから、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断した。点検の結果、調速装置を除き異常は認められなかったことから、10-09に予備の調速装置に取り替え、A-DGの正常動作を確認、運転上の制限を満足する状態に復帰した。なお、プラントの運転状況に問題はなく、外部への放射性物質の影響はない。</p> <p>原因: 当該調速装置本体に異常はなかったものの、速度設定値が目標値よりも高く設定されていたため。中央制御室等から当該調速装置を操作する系統において、信号処理を行う電子基板から偶発的に信号が発信され、速度設定値を変えた可能性があることが否定できなかった。その後の調査で、DG停止中に、所内母線の電源切り替えのため、所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統のいずれかの遮断器を投入すると、自動同期併入装置が作動し、調速装置の速度設定値が高くなる信号が発信し、速度設定値が変わることがわかった。</p> <p>信号発信原因: 所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統の遮断機を投入する場合の信号回路の様相が誤っており、DG停止中にも自動同期併入装置を作動させる回路となっていたため。</p> <p>根本原因: 遮断機動作回路の基本設計図面が回路名称のみで不明確だったため、詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかった。</p> <p>是正処置: ①予備の調速装置に取り替えた。②偶発信号が発信されたことが否定できない信号処理を行う電子基板を交換する。③DG停止中に所内変圧器系統等の遮断機を投入しても、自動同期併入装置が作動しない回路に変更する。④基本設計図面に回路名称のみ記載された部分については、詳細回路図面作成後、改めて基本設計者が確認することとする。なお、基本設計図面が回路名称のみとなっている他の回路について、基本設計通りに詳細回路図面が作成されていることは確認した。</p>	2022-04-13	事務局	⑤	—	<p>本件は、非常用ディーゼル発電機の定期試験で、トリップ警報が出て自動停止したことにより、運転上の制限の条件に入った事例である。約3日後に、調速装置を取り替えて運転上の制限の条件から抜けた。プラントの運転状況に問題はない。原因は、調速機速度設定が異常だったこと。</p> <p>異常は信号処理基板からの偶発信号の影響とみられ、安全性への影響もなかったことから、令和3年度第4四半期の原子力規制検査等の結果によれば、パフォーマンス劣化、検査指摘事項に該当し、「緑/SLIV(通知なし)」と判定されていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
					 <p>エンジンの回転に応じて、リンク機構で繋がった燃料制御装置を動かし、回転数を一定に保つ装置</p> <p>回転減 → 燃料増 回転増 → 燃料減</p> <p>調速装置 幅: 約20cm、高さ: 約40cm 奥行き: 約20cm</p>		
					<p>図 調速装置外観 (https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2021/pdf/20211101_1j.pdf)</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-37 R1	モニタリングポストの測定値異常 NUCIA 通番: 13392M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2021-11-11 登録区分: 最終 更新日: 2022-05-27 R03Q04 原子力規制検査報告書	<p>2021-11-11、発電所敷地周辺に設置しているモニタリングポスト(MP)9台のうち、隣接している3台(MP-7,8,9)において、11-09 21 時頃から 11-10 3 時頃までの測定値が他の MP の推移と異なっており、測定値異常の可能性があることが確認された。同日、速やかに当該 MP3 台の近傍に可搬式 MP を設置し、空間線量率に異常がないことを確認。当該期間の全ての排気筒モニタでも異常はない。11-12、当該 3 台の MP では正しくデータが記録されていることを確認。MP 測定部の受信データとそれを外部に伝送する装置(テレメータ観測局装置)の間で、データ相違が確認された。なお、それら 3 台の MP では、2021-10 より検出器及び測定部のリプレースを行っている。</p> <p>データ相違の原因: テレメータ観測局装置は MP 測定部からデータ送信する際の周波数が 500 kHz を超えると正常にデータ受信ができない仕様であったが、リプレースの際、MP 測定部の周波数を 600 kHz にセットしていたため(120 kHz にも設定可能)。</p> <p>根本原因: ①MP をリプレースした際、MP 測定部からのデータを受信するテレメータ観測局装置の受信条件を、MP 測定部をリプレースした業者に確認するよう指示していなかった。また、業者もテレメータ観測局装置の受信条件を確認していなかった。②リプレース後の伝送試験において、MP 測定部とテレメータ観測局装置間のデータ相違を誤差の範囲と誤認した。</p> <p>再発防止対策: ①リプレース時は MP 測定部からテレメータ観測局装置への送受信の伝送条件を事前に確認することを仕様書上に明示する。仕様書内容について各装置の業者と確認する。加えて、所内の専門グループでも仕様書内容について確認する。②リプレース時の伝送試験において、データの誤差が生じた際の異常判断基準を明確に設定する。</p>	2022-05-27	事務局	②⑤	—	<p>本件は、原子力発電所敷地周辺に設置した MP 3 台から受信した測定値に異常が見つかった事例である。代替可搬式 MP など、空間線量率に異常がないことは確認されている。原因はデータ伝送装置の設定ミスによる異常値。根本原因は、当該 MP リプレース時に設定を確認しなかったこと。確認を要求していない。リプレース作業管理及び機器の性能管理に課題があったことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>2022-05-18、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p>  <p>図 モニタリングポストの設置地点 https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/press_conference/kk-np/pdf/2021/20211209kisha.pdf</p>			 <p>図 モニタリングポストの情報伝送概要 https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/press_conference/kk-np/pdf/2021/20211209kisha.pdf</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)								
					基準/2次	INES	処理結果						
国内 2021-40	1次冷却材よう素濃度の上昇 更新日: 2022-04-27 NUCIA 通番: 13401M ユニット: 玄海発電所 3号 発生日: 2021-11-30 登録区分:最終	<p>2021-11-30、3号機(通常運転中)において、1次冷却材中のような素濃度が、これまでの値に比べ若干上昇したことが認められた。よう素濃度は、保安規定の運転上の制限値を十分下回っていたので、監視強化を行い定期検査(2022-01-21 から)まで運転を継続した。</p> <p>よう素濃度(11月30日):0.74 Bq/cm³ よう素濃度(11月29日迄):0.11 Bq/cm³程度 保安規定制限値: 63,000 Bq/cm³</p> <p>安全評価:本事故による環境への放射能の影響はない。</p> <p>調査:定検で、燃料集合体 193 体(ウラン燃料 173 体、MOX 燃料 20 体)のうち、1 体(ウラン燃料)に漏えいが認められた。当該集合体の全燃料棒(264 本)について、超音波による調査を実施、漏えい燃料棒 1 本を特定。当該燃料棒について、ファイバースコープによる外観調査を実施、損傷や著しい腐食、異物の混入及び支持格子内の燃料棒と支持板やばね板との間での隙間や入り込みは認められなかった。</p> <p>推定原因:燃料棒に偶発的に発生したピンホールからの微少な漏えい。</p> <p>再発防止対策:当該集合体は、使用済燃料プールで保管し、再使用しないこととする。</p> <p>類似事象:NUCIA11185M「1次冷却材中のような素濃度の上昇」 発生日:2010-12-10</p> <p>原因:燃料棒に偶発的に発生したピンホールからの微少な漏えい。</p>	2022-04-27	事務局	⑤	—	<p>本件は、燃料棒 1 本に偶発的に発生したピンホールによる燃料漏えい事例である。保安規定の運転上の制限も超えていないことから、左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													
<div style="text-align: center;">  <p>○漏えい燃料集合体の仕様概要</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td>燃料タイプ</td> <td>ウラン燃料</td> </tr> <tr> <td>使用開始時期</td> <td>2009年11月 (3サイクル使用燃料)</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体最高燃焼度(設計)</td> <td>48,000 MWd/t</td> </tr> </table> <p>■:漏えい燃料 ■:MOX燃料</p> </div> <p>図 漏えい燃料集合体の炉心装荷位置</p> <div style="text-align: center;">  <p>燃料棒: 264本 ■: 漏えい燃料棒位置 □: 燃料棒 ⊗: 制御棒案内管 ■: 炉内計装案内管</p> </div> <p>図 漏えい燃料棒の集合体内位置</p> <div style="text-align: center;">  <p>燃料棒表面 支持格子内 支持板 燃料棒 ばね板 ばね板 支持板 支持格子</p> </div> <p>図 外観調査(異常なし)</p>								燃料タイプ	ウラン燃料	使用開始時期	2009年11月 (3サイクル使用燃料)	燃料集合体最高燃焼度(設計)	48,000 MWd/t
燃料タイプ	ウラン燃料												
使用開始時期	2009年11月 (3サイクル使用燃料)												
燃料集合体最高燃焼度(設計)	48,000 MWd/t												

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		処理結果
					基準/2次	INES	
国内 2021-46 R1	ディーゼル発電機 シリンダ冷却水ポンプ出口配管フランジ部からの冷却水漏れによる待機除外 更新日: 2022-02-09 NUCIA 通番: 13426M ユニット: 敦賀発電所 2号 発生日: 2022-01-13 登録区分:最終 更新日: 2022-05-25 R03Q04 原子力 規制検査報告書	2022-01-12、第 18 回定期検査中、A ディーゼル発電機 (DG) の負荷試験において、シリンダ冷却水ポンプ出口配管フランジ部より約 3 滴/秒の冷却水漏れが確認された。当該フランジ部の増し締めを行ったが改善が見られないことから、2022-01-13 に A-DG を待機除外とし、保安規定で定める運転上の制限を満足していないと判断。なお、B-DG は点検作業により待機除外、高圧電源車は待機中。その後、B-DG を復旧し、起動確認等を行い、運転上の制限を満足する状態に復帰した。 安全評価: 本事象による周辺環境への影響はない。 漏水原因: フランジ部ガスケットの損傷。このガスケットは、本来の仕様とは異なり、強度の低い製品であった。このガスケットは、前回点検時に、別のフランジ部の予備品として現場に持ち込んだものだったが、当該フランジ部に使用していたガスケットと同じ形状であったため、型式を確認せずに取り付けていた。 是正処置: ①本来の仕様のガスケットに交換する。②工事に使用する部品以外は現場に持ち込まないよう社内規程を改善する。③部品の型式を確認した上で取り付けるよう、工事関係者および所員に教育を行う。	2022-05-25	事務局	⑤	—	本件は、非常用ディーゼル発電機の負荷試験における冷却水漏れが確認された事例である。外部への放射能の影響はない。原因は、ガスケットの損傷。本来の仕様とは異なるものが使用されていた。事業者による根本原因究明、是正処置、情報発信・共有が行われていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。 2022-05-18、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV (通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>シリンダ冷却水系統図</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>配管フランジ</p> <p>配管の接続部の気密性や液密性を保つためにガスケットが使用されている。</p> <p>冷却水漏えいイメージ</p> <p>ガスケットに損傷が発生し、冷却水の漏えいに至った。</p> </div> </div>							

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 2021-66	取水口エリアにおけるクレーンのワイヤー切れ 更新日: 2022-06-29 NUCIA 通番: 13468M ユニット: 柏崎刈羽発電所 5号 発生日: 2022-03-23 登録区分:最終	2022-03-18、取水口エリアの設備点検に使用するクレーンを使用再開するために点検している際に、クレーンワイヤーが切れた。 安全評価:けが人の発生はない。2022-03-23、労働基準監督署の現場確認の結果、労働安全衛生規則に基づく事故報告書が必要と判断された。 推定原因:ワイヤーの潤滑剤が切れたことで錆が発生し、腐食が進行したため。 根本原因:ワイヤーの潤滑剤の塗布に関するルールが特段定められておらず、潤滑剤の塗布から2年間が経過していたこと。 是正処置:①年次点検時、潤滑剤切れが確認された場合は、潤滑剤を塗布する。②ワイヤーの腐食状況を確認し、外部腐食、内部腐食を確認した場合は、当該ワイヤーを廃棄する。③使用期間の上限を8年に定め、定期的に交換する。 また、発電所構内にある類似のクレーン(3台)のワイヤーの点検を開始した。	2022-06-29	事務局	①	—	本件は、原子力発電所の屋外設備の点検に使用するクレーンのワイヤーが切れた事例である。労働安全衛生規則に基づく事故報告書が必要と判断されたことから、左記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<切れた当該のワイヤー>							
							
<他号機のワイヤー>							
							
図 ワイヤーの状態							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-01	代替緊急時対策所非常用循環フィルタユニットの点検不備 NUCIA 通番: 13492M ユニット: 泊発電所 発生日: 2022-04-22 登録区分: 最終 更新日: 2022-06-28 R03Q04 原子力規制検査報告書	<p>2022-04-22、R03Q04 原子力規制検査報告書(案)に、「原子力検査官が R03/12 から、泊発電所管理事務所内に設けられた代替緊急時対策所非常用循環フィルタユニットの点検状況について確認した結果、2022-02 による素フィルタを交換するまでの 15 年 9 か月間、よう素フィルタの除去効率を確認する検査(よう素フィルタ性能検査)が実施されていないことが判明した」ことが公開された。</p> <p>安全評価: 3 号炉工事計画認可申請書の添付資料等における代替緊急時対策所の機能に関する説明及び緊急時対策要員の受ける線量計算条件の説明を満足しない。</p> <p>原因: ①1 号建設時は、代替緊急時対策所の非常用循環フィルタユニット内のよう素フィルタは工認対象ではなく、月例の運転確認で十分と判断し、よう素フィルタの点検計画を定めなかった。②3 号建設工認時の補足説明資料に、よう素フィルタの性能が明記されたが、既設設備を共用設備として申請したことから、従前より保守管理は適切に行われているとして、特段の措置は行わなかった。また、使用前検査対象でなかったことから、補足説明資料内容を確認する機会がなく、よう素除去率に係る確認・定期性能検査が必要という認識には至らなかった。③定期事業者検査・プログラム管理要則制定時、代替緊急時対策所は定期事業者検査対象外で、代替緊急時対策所は「原子力事業者防災業務計画」に基づいて点検を行うことと整理されたことから、性能検査が必要という認識には至らなかった。④緊急時対策所建設時に、代替緊急時対策所の非常用循環フィルタユニット内のよう素フィルタを交換した(2015 年)。既に緊急時対策所が設置されており、フィルタのメーカー交換推奨 5 年以内に代替緊急時対策所の運用が終了すると考え、定期的な性能試験を定めなかった。</p> <p>是正処置: ①本事象を題材とした教育を継続的に実施する。②構成管理活動については保修要領・保全プログラム管理要則等で明確になっているが、工事を伴わない場合や既設設備に対して要求事項が追加された場合等、誤った解釈により構成管理活動が正しく機能しない可能性があることから、あらゆる設備に適用することが分かるよう、関係規定類の記載を明確にする。③よう素フィルタの 1 回/年の性能試験計画を定め、「建築設備等施設管理細則」の改正を行う。</p>	2022-06-28	事務局	⑤	—	2022-05-18、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			<p>パフォーマンス劣化: 該当。よう素フィルタの点検計画が策定されず、よう素フィルタ性能検査が実施されていないことは、保安規定を満足することに失敗している状態である。この失敗は、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全—重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「設備、資機材」の目的に悪影響を及ぼす。</p> <p>安全重要度: 緑。非常用循環フィルタユニット(MS-3)のパフォーマンスに悪影響を与えているものの、緊急時対策要員が 7 日間以上活動できる数のフィルタ付防護マスク等を発電所構内及び原子力事業所災害対策支援拠点に整備していること及び現状、1/2/3 号機の燃料は使用済燃料ピットに保管されていることから、原子力災害が発生した場合においても放射線被ばくの防護は実施できると考えられるため。</p> <p>深刻度: SL IV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されず、事業者から、今後、よう素フィルタの経年劣化を考慮したよう素フィルタの点検計画を定め、よう素フィルタ性能検査を実施するとともに、よう素フィルタ性能検査が行われなかった原因を分析し、是正処置を行う予定であることを聴取したため。</p>	

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

2 スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象(案)

令和4年7月28日
技術基盤課

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

1. 従前の報告

2021年10月、仏国シボー1号機(1495 MWe)における10年毎点検において、安全注入系(RIS)配管エルボの溶接部に複数の亀裂指示が見つかった。シボー2号機(1495 MWe)の10年毎点検を前倒して同年11月に検査したところ、同様な指示が複数見つかった。1号機の配管を切り出し検査したところ、溶接ビードの近くでステンレス鋼配管内面に応力腐食現象による亀裂が確認された。同シリーズのPWRであるショーB1/B2号機(各1500 MWe)では、前回の10年毎点検で微小な指示(偽陽性)が見つかったため、原子炉停止して検査したところ、ショーB2で同様な指示が見つかった。ショーB1では検査が続けられている。さらに、10年毎点検を実施中のパンリー1号機(1330 MWe)でも同様な指示が複数見つかった^{1,2}。

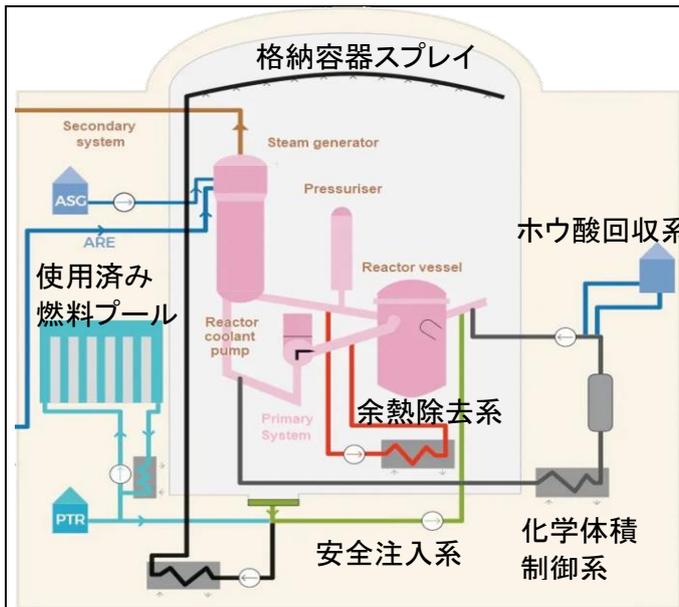


図 1 安全注入系(RIS)と余熱除去系(RRA)

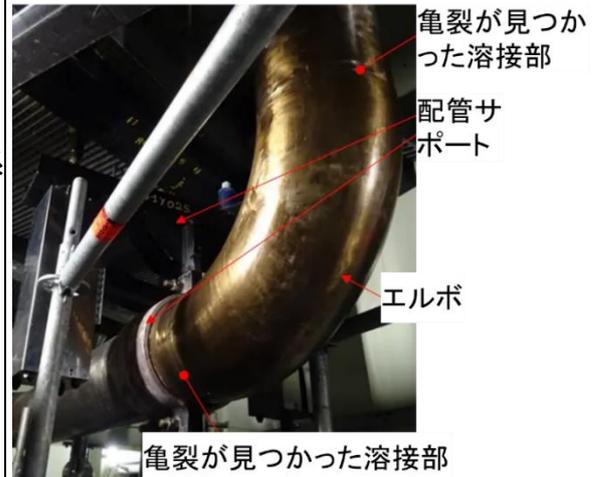


図 2 亀裂が見つかった溶接部

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

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

2. 情報更新

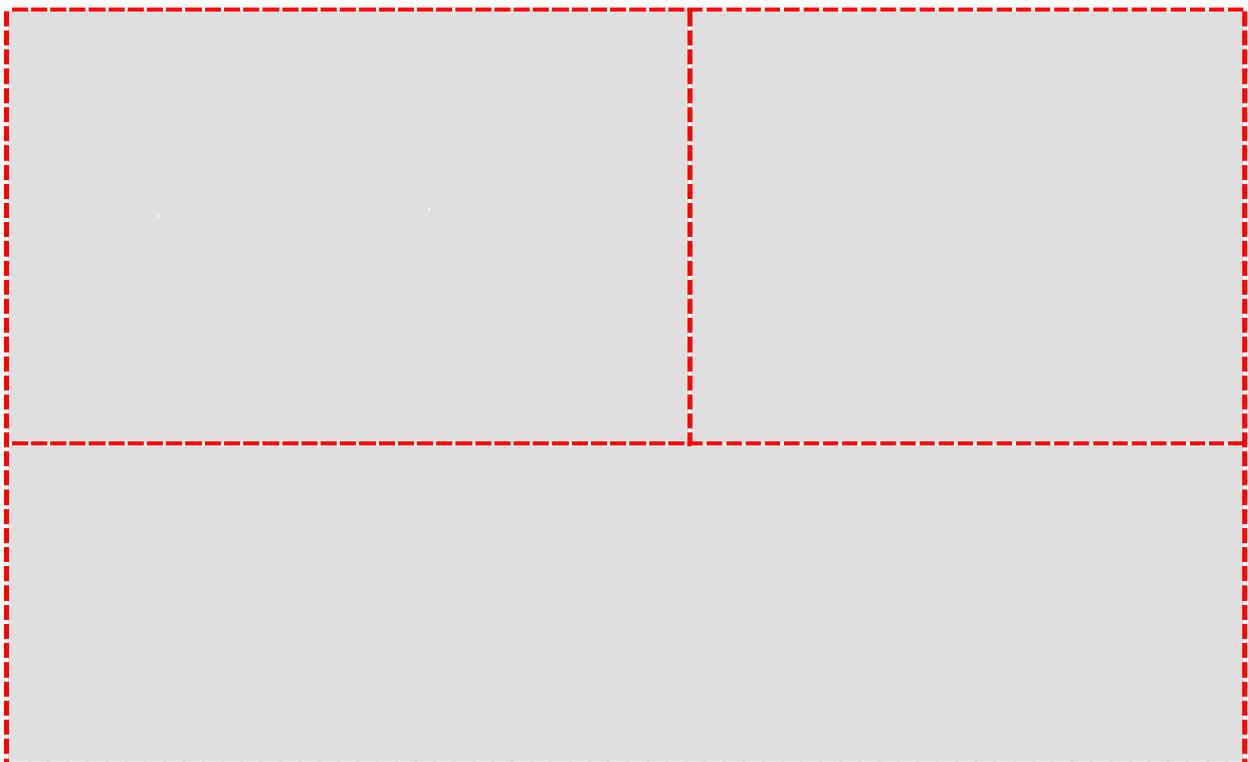
(1) 現在の検査状況

フランス電力会社(EDF)の記事³によると、応力腐食の影響を受けた配管部の修理が続けられている。下記の12基で応力腐食の検査が行われているが、今後、新たな原子炉を計画外停止して検査する必要性はないとEDFは考えている。

- シボー1、ショーB1とパンリー1の配管を切り出して検査した結果、RISと余熱除去系(RRA)の溶接部近傍に応力腐食が存在することが確認された。
- シノンB3号機(905 MWe)ではRIS配管には応力腐食がなかったが、RRA配管の溶接部に応力腐食の証拠があった。
- シボー2、ショーB2、カットノン3号機(1300 MWe)、フラマンビル1/2号機(各1330 MWe)、とゴルフエッシュ1号機(1310 MWe)では検査が続けられている。

(2) 非破壊・破壊検査

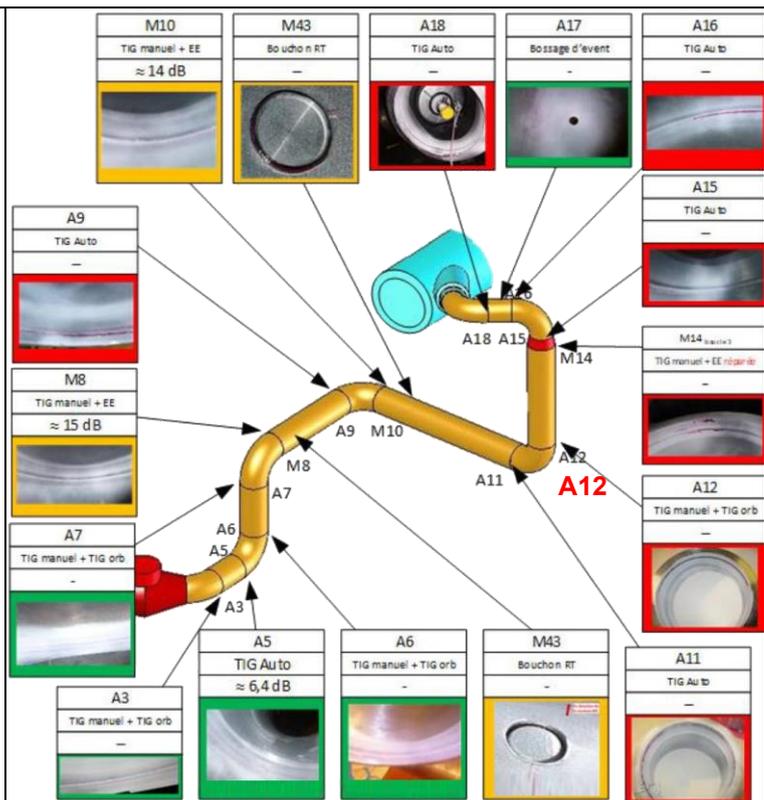
以下は、参考資料[1][2][3][4]から抜粋した情報である。



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。

³ EDF プレスリリース(2022年5月19日)、Update on the stress corrosion phenomenon and adjustment of 2022 French nuclear output estimate

- シボ-1での亀裂指示は、エルボの配管内側で周方向であった。
- 問題領域は、100°C超となる配管の溶接近傍である。
- 問題の配管内では、流れはない（滞留）。
- SCC感受性に対する配管形状（渦流の浸入長さ、熱成層長さ）の効果の大きさ：1450 MWe級 > 1300 MWe級 > 900 MWe級
- 仏国の10年毎点検では、亀裂は超音波探傷(UT)で検知。その手順は熱疲労割れ検知用としてつくられたもの。今後の配管再検査には改良手順が用いられる。
- 過去の非破壊検査(NDT)データを再分析して、「無関係な指示」という偽陽性を見つける。



赤枠：指示あり。黄枠：不明。緑枠：指示なし。

図 3 シボ-1 の RIS 配管溶接部浸透探傷試験 (PT) 結果

- 破壊検査は、SCCを裏付け、亀裂の深さを計測するために必要である。
- 亀裂はIGSCC。配管材は316Lステンレス鋼。位置は溶接部近傍の熱影響域(HAZ)であり、機械的作用影響域(MAZ)である。
- 溶接ルートパス近傍に高硬度領域。シボ-1のA12溶接部の溶接初層近傍の硬度は異常に高い。
- 溶接部に不純物はない。材料組成は仕様合致している。



図 4 シボ-1 で見つかった亀裂

(3) 現象の理解

以下は、参考資料[1][2][3]から抜粋した情報である。

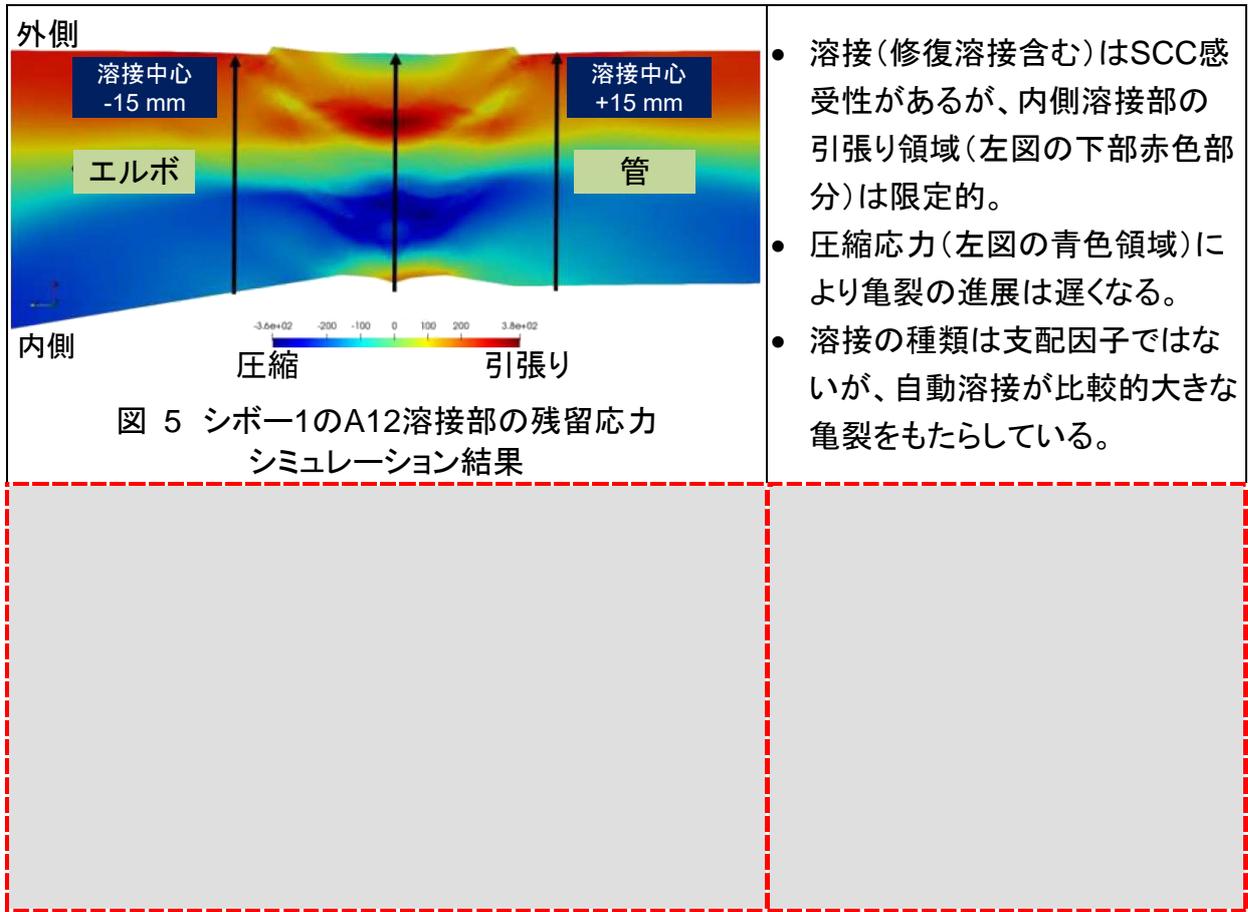


図 5 シボ-1のA12溶接部の残留応力シミュレーション結果

- 溶接(修復溶接含む)はSCC感受性があるが、内側溶接部の引張り領域(左図の下部赤色部分)は限定的。
- 圧縮応力(左図の青色領域)により亀裂の進展は遅くなる。
- 溶接の種類は支配因子ではないが、自動溶接が比較的大きな亀裂をもたらしている。

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。

(4) まとめ

以下は、参考資料[1][2][3]から抜粋した情報である。

根本原因分析進行中
<ul style="list-style-type: none"> • IGSCCであることは確実。 • 30年超の900 MWe級ではSCCがないことから、経年劣化とは考えにくい。 • 修復溶接、正常溶接からの逸脱と滞留部での熱成層化が、割れに影響とみられる。
今後の予定
<ul style="list-style-type: none"> • 亀裂のある配管は取り除かれ、修理される。 • 2022年9月からEDFは、運転PWR全てを対象としたIGSCCの影響を受けた可能性のある領域について総合検査プログラムを実施する。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 過去のNDTデータの再評価 ➢ 熱疲労だけでなくIGSCC検知に最適化した超音波探傷(UT)を適用 • NDTの感度、IGSCCの成長速度と弾塑性破壊力学解析に基づいた頻度による定期検査プログラムを定義する。 • EDFは、修復なしでの運転継続を認めるための亀裂評価基準(長さや深さ)を策定する予定。

3. 参考資料

- [1] ASN, STRESS CORROSION CRACKING IN FRENCH REACTORS, 2022, 第 47 回 CNRA 会合(非公開)
- [2] EDF, Phénomène de CSC détecté sur des portions de tuyauteries de circuits auxiliaires du circuit primaire principal de plusieurs réacteurs nucléaires, 2022, 第 61 回 HCTISN 総会、http://www.hctisn.fr/IMG/pdf/01_edf_csc - hctisn - 220607_vd.pdf
- [3] U.S. NRC, EDF Stress Corrosion Cracking Operating Experience Discussion, 2022, <https://www.nrc.gov/docs/ML2214/ML22143A834.pdf>
- [4] IRSN, SCC on some welds of the ECC pipe system in France, CSNI, WGIAGE metal sub group meeting, 2022(非公開)

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

令和 4 年 7 月 28 日

技術基盤課

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

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

要旨

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

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

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

2) 第 43 回技術情報検討会(令和 2 年 10 月 29 日)

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

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

1. 序論

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

2. MCAS の開発と承認

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

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

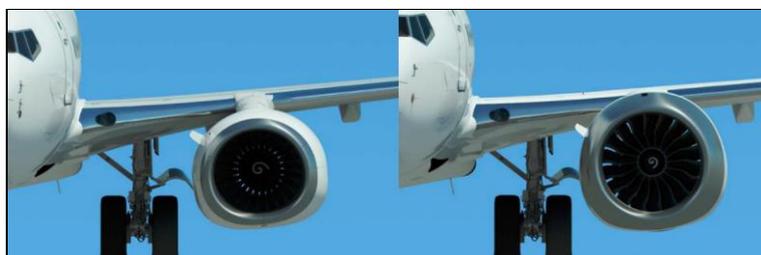


図 1 エンジンの比較(左:737 先行機、右:MAX 8)⁵⁾

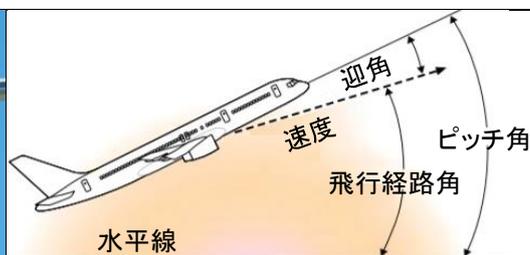


図 2 ピッチ角と迎角⁶⁾

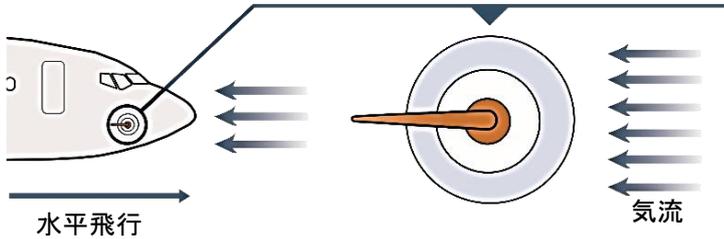
こうした状態を補償するため、ボーイング社はフライト制御計算機上で動く MCAS ソフトウェアを開発し、手動飛行時の速度トリム(飛行を安定させるために行われる操縦装置の調節)に機能を追加した。MCAS は、MAX 8 が仰角に関する飛行構成限度に達したときに作動するよう設計された自動システムである。つまり、仰角センサーが対空速度と高度をもとにしたしきい値を超えた時、飛行機のピッチ角をもとに下げるようスタビライザーを制御する。具体的には、仰角を低減させるために機首を下向きにするよう水平スタビライザーを動かす。開発のゴールは、新たなパイロット訓練が最小になるよう、737 先行機と同じように操縦できる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

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

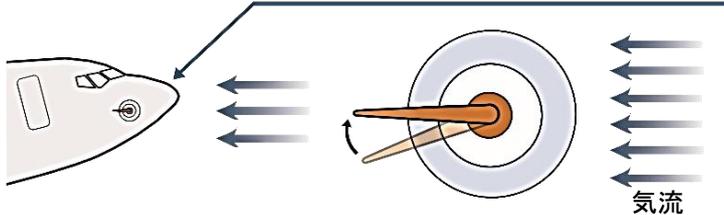
⁶⁾ The House Committee on Transportation & Infrastructure Final Report on the Design, Development & Certification of the Boeing 737 Max, 2020

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

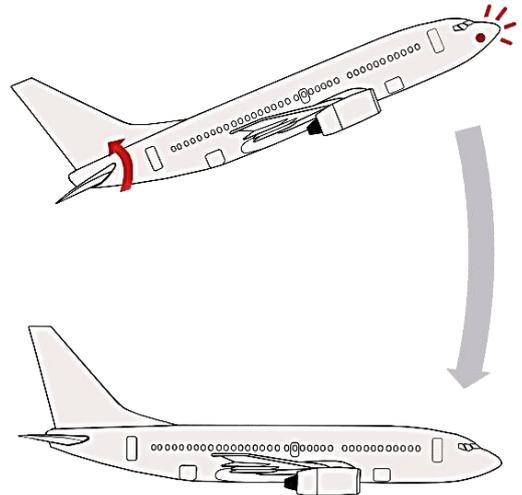
1. 機首の両サイドにある仰角センサーは、気流と飛行機翼の間の角度を測定し、データをフライト制御計算機(FCC)に送る。FCC も各サイドにあり(計 2 台)、フライトごとにどちらか 1 台の FCC を使用。よって、フライト中 MCAS は、1 台の仰角センサーからしかデータを受信しない。



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



3.



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

図 3 MAX 8 の MCAS の機能⁵

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

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

2018年のMAX 8の墜落事故まで、この問題を知らなかった。

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

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

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

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

4. 主要な規制テーマ及び技術テーマの評価

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

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

5. 予備的洞察

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

る。

5.1. 規制監督課題

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

5.2. 設計ならびに実装課題

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

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

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

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

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

6. 結論

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

非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期の変更について

令和 4 年 7 月 28 日
技 術 基 盤 課

第 49 回技術情報検討会において、事業者が自主的に行う非常用ディーゼル発電機の 24 時間連続運転試験の実施時期及び実施状況について報告した。このうち、実施時期について、事業者は 2021 年度～2022 年度で完了できるように検討するとしていた¹。

その後、事業者より同試験の実施時期及び実施状況について、別添²の資料を受領した。資料の概要は以下のとおり。

- 各社の試験実施時期は別添の表のとおり。
- 現時点までに、泊発電所（1 台）、女川原子力発電所（1 台）、東通原子力発電所（1 台）、柏崎刈羽原子力発電所（1 台）、浜岡原子力発電所（4 台中 1 台）、志賀原子力発電所（1 台）、大飯発電所（1 台）、島根原子力発電所（1 台）、伊方発電所（1 台）、川内原子力発電所（1 台）、玄海原子力発電所（1 台）の合計 11 台について試験を実施した。
- このうち、浜岡原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所において、試験中に不具合が発生し、原因を調査中である。

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

別添 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

¹ 資料 4 9 - 3 - 4 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

² 令和 4 年 7 月 15 日 面談資料

2022年7月15日
北海道電力株式会社
東北電力株式会社
東京電力ホールディングス株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
関西電力株式会社
中国電力株式会社
四国電力株式会社
九州電力株式会社
日本原子力発電株式会社
日本原燃株式会社

非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期について

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

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

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

（2021年2月19日面談資料「EDGの連続運転時間について」抜粋）

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

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

表 各社の実施時期一覧表

2022年7月15日現在

会社名	プラント	実施台数	至近の実施時期	備考	
北海道電力株式会社	泊発電所	1台	(2021年6月に実施済み)	実施結果良好	
東北電力株式会社	女川原子力発電所	1台	(2022年1月に実施済み)	実施結果良好	
	東通原子力発電所	1台	(2021年12月に実施済み)	実施結果良好	
東京電力ホールディングス株式会社	福島第二原子力発電所	1台	<u>2022年12月</u>	<u>EDG点検時期見直しによる実施時期変更</u>	
	柏崎刈羽原子力発電所	1台	2022年3月	<u>2022年3月17日に実施したが、不具合発生により中断^{※1} (2022年度中に実施予定)</u>	
中部電力株式会社	浜岡原子力発電所	<u>3号D/G(A)</u>	<u>1台</u>	<u>2022年7月</u>	<u>※3</u>
		<u>4号D/G(B)</u>	<u>1台</u>	<u>2023年2月</u>	<u>※3</u>
		<u>4号D/G(H)</u>	<u>1台</u>	<u>4号機の起動前</u>	<u>現在保管対策中のため、起動前に実施 (2023年度以降に実施予定) ^{※3}</u>
		<u>5号D/G(A)</u>	<u>1台</u>	2021年5月	<u>2021年5月11日に実施したが、不具合発生により中断^{※2, 3} (2023年度中に実施予定)</u>
北陸電力株式会社	志賀原子力発電所	1台	(2022年2月に実施済み)	実施結果良好	
関西電力株式会社	大飯発電所	1台	(2021年12月に実施済み)	実施結果良好	
中国電力株式会社	島根原子力発電所	1台	<u>(2022年6月に実施済み)</u>	<u>実施結果良好</u>	
四国電力株式会社	伊方発電所	1台	(2021年5月に実施済み)	実施結果良好	
九州電力株式会社	川内原子力発電所	1台	<u>(2022年4月に実施済み)</u>	<u>実施結果良好</u>	
	玄海原子力発電所	1台	(2022年2月に実施済み)	実施結果良好	
日本原子力発電株式会社	東海第二発電所	—	(2011年実績有)		
	敦賀発電所	—	(1998年実績有)		
日本原燃株式会社	使用済燃料受入貯蔵施設および再処理本体	—	(2011年実績有)		

※1 東京電力ホールディングスにて不具合の原因調査を進めており、取りまとめ時期は現時点で未定。

※2 中部電力にて不具合の原因調査を進めており、2021年9月に中間取りまとめ実施済み。また、最終取りまとめは2022年12月目途を行う予定（追加調査により2022年6月目途⇒2022年12月目途に変更）。

※3 記載の適正化のため、号機ごとの実施時期を明記。なお、浜岡原子力発電所においても他電力同様、2022年度中に1台以上の試験完了を計画しており、4号D/G(H)は当初より2023年度以降で計画。

【凡例】 下線部：前回面談資料（2022年3月1日付）からの変更箇所

以上

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

参考資料 5 4 - 1

調査中案件の状況（案）

令和 4 年 7 月 2 8 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 4 - 2

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和 4 年 7 月 2 8 日
 原子力規制企画課
 技術基盤課

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	電源系統の一相開放に対する規制取入れ	<p>背景： 2012年1月30日、米国のByron2号機において、一相開放事象後に原子炉が停止した。この原子炉の停止は、外部から施設内に供給している電圧が不安定であったことによるものだった。しかし、このプラントは、外部電源を自動で切り離し、非常用電源に切り替える設計がなされていなかった。米国の97の原子炉において、今回と同様に一相開放（OPC）を検出できないことがわかった。</p> <p>規制委員会の対応： この状況は日本で発生する可能性があるため、送電線から直接接続された変圧器において OPC を検出し、故障回路を隔離または自動か手動で緊急母線の電源供給を切り換える対策を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理) 技術基準規則解釈(実用・研開炉) 	H26. 7. 9(実炉、研炉) (決定、施行) H26. 10. 29(再処理) (決定、施行) ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> 施行時は新規制基準適合性審査に係る申請プラントが全て審査中であったことから、経過措置を設定せず。 全ての発電用原子炉施設に基準適合が要求され、適合していなければ稼働を認めない 施行時には OPC を検出できる設備がないことから運転管理で措置。設備の開発動向を引き続きフォロー。 R1. 5. 29 と R1. 11. 14、事業者から国内 OPC 自動検知システムの開発状況等について説明があった。 事業者からの説明を受け、国内原子力発電所等での OPC 対応状況と今後の導入計画につき、技術情報検討会

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2. 2. 26)、炉安審燃安審 (R2. 6. 5)、規制委員会 (R2. 5. 27) に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合 (R2. 8. 5) において確認し、その結果を第 42 回技術情報検討会 (R2. 8. 19) において報告した。
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	R3.4.21(決定/公布/施行) ※耐震Sクラスの原子力施設を有する事業者に対して、設置変更許可まで3年間の経過措置期間を設定	・R2.3.4、R2.3.23、R2.7.15 原子力規制委員会において、改正後に必要な申請手続、経過措置、改正対象等について審議。R3.1.20 原子力規制委員会において、パブコメ実施について了承。R3.1.21～R3.2.19 までパブコメを実施。R3.4.21 原子力規制委員会において、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。 ・R3.4.26 原子力規制委員会において、改正後に必要となる申請等の手続に係る指示文書を発出。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	デジタル安全保護系の共通要因故障対策	<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> <ul style="list-style-type: none"> ・R3.3.26 ATENA との面談において、上記技術要件書の説明を受けた。 ・R3.12.2, <u>R4.6.10</u> ATENA との面談において、ATENA の HP で公開されているデジタル安全対策の実施計画及び実施状況について説明を受けた。