

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和5年3月30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 IRS9051	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 (R5.1.12 現在未入手)。</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>IRS9051 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報告である。本件の調査対象に含めることとする。</p>

※ 見え消しは前回からの変更箇所。

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 IRS9060	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。仏国からの更新情報によると、少なくとも 48 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。また、そのうちの 1 基で補修溶接を実施した部位で配管厚さの約 85%の深さの亀裂が確認され、調査が行われている。 仏国規制技術支援機関と規制庁の間で情報交換を行うなど、引き続き、調査分析を行う。</p> <p>IRS9060 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 であり、上記ステンレス鋼の SCC とは現象が異なり、米国では軽微な案件としてクローズしている。ただし、溶接品質情報や欠陥検査方法につき、仏及び国内のステンレス鋼 SCC 事例との類似性等を引き続き調査する。</p>
66	IRS8468 WGELEC 技 術報告書 国内 2021-09	原子力発電所の 非常用電源系統 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。NIN2-20220831-nu「原子力発電所における安全関連据置鉛蓄電池の寿命劣化に係る懸案事項」を発行した(R4.8.31)。</p> <p>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、非常用直流電源系統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。</p> <p>原子力エネルギー協議会等との面談(R4.8.26 及び R4.12.22)において、国内プラントにおいては、(一社)電池工業会の SBA G0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」等を参考にに基づいて事業者ごとに異なる安全関連蓄電池の劣化保守管理手法を用いて及び容量の確認試験を実施していることが示された。このしかしながら、事業者独自容量試験の実施要否を判断するための、1次／2次劣化診断方法が当該技術指針と異なり、事業者ごとに独自の診断方法が用いられている。それら診断方法及びその診断に基づく容量試験の技術的根拠、妥当性等を引き続き聴取する。の劣化管理手法について、経年蓄電池が必要な容量を有することを確認する方法の妥当性、その手法の運用の適切性を、引き続き調査する。</p>

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 5 年 3 月 30 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火災防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映要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(LER)を収集・分析した結果、火災起因のホットショートによる加圧機安全逃し弁の誤開放で冷却材喪失となる可能性を含む様々な懸念(安全影響度は低い)が、最近の NPP 火災防護規制検査等で見つかったことがわかった。NIN1-20220511nu「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸念事項」を発行した(R4.5.11)。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として、回路解析に係る要求とその検査対応との関係を整理し、(3)も含めて NRA 技術ノートを作成中。 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</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)R4/11/28-12/16 に 3 人</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>

※ 見え消しは前回からの変更箇所。

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
			<p>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い、原子炉の安全停止に重要な電気関係の検査内容等を整理した。(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った。</p>	派遣完了。	
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生を目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめるとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<p>・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。</p> <p>①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応</p> <p>・平成28年7月より、実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設について、主に面談で各施設のHEAF想定箇所に対する保護リレーの整定時間等の調査を開始。</p> <p>・実用発電用原子炉施設等について、保護リレーの整定時間短縮(保護リレーのデジタル化含む)により、HEAF発生後のアーク火災発生防止のための規制要件(基準類の改正案)を検討した。</p> <p>・平成29年2月23日～3月22日で、HEAFに係る規則等の改正とガイドの制定のためのパブリックコメント実施。</p> <p>・その後、EDG受電遮断器に対するHEAF対策の可否についての問題が新たに発生したため、6月13日に事業者から公開ヒアを実施。6月27日に第2回公開ヒア実施。</p> <p>・第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に関する規則等の改正と審査ガイドの制定を決定。8月8日付で公布(施行)。なお、再処理施設及び研究開発段階発電用原子炉に係る規則等についても併せて改正。</p> <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <p>・平成29年4月より、NRCと共同でHEAFの第一段階における爆発現象の解明のための研究を開始。平成29年12月、平成31年1月、令和2年1月、令和3年8月及び令和4年2月に米国KEMA試験場にて爆発現象の解明のためのHEAF試験を実施。現在、試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析中。試験結果等をとりまとめHEAFの爆発現象に関する研究成果を報告予定。</p> <p>・OECD/NEAのHEAF-2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は、COVID-19の影響で終了期間が延長(現時点では令和4年12月まで延長することが決定されているが、更にもう1年延長する令和5年12月までの延長案も検討されている。)されたため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。</p>	<p>①終了</p> <p>②未定令和5年度</p>	技術基盤グループ及び技術基盤課

1次スクリーニング結果（案）

2023-03-30
 技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計	スクリーニング基準
	①	②	③	④	⑤	⑥				①
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0	① 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
IRS IAEA International Reporting System	0	0	3	0	2	0	0	0	5	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。
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	1	2	0	0	0	0	0	3	
国内 法令報告、規制検査報告、ニューシア	0	0	0	0	3	0	0	0	3	
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
計	0	1	5	0	5	0	0	0	11	

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

スクリーニング基準の番号を記載しています。

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

1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。

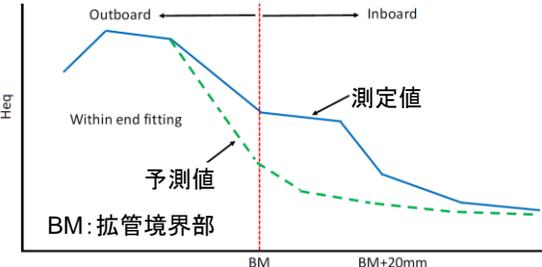
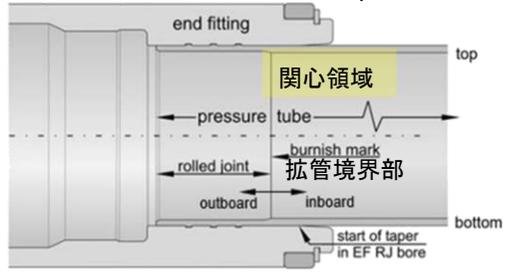
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9101			2022-08-05	事務局	③	—	<p>本件は、海外 PWR の横置き型蒸気発生器 (SG) において、SG 伝熱管漏えいを受け、複数の伝熱管を施栓したが、漏えいが再発した事例である。初めの漏えい原因は、伝熱管が腐食損傷したため。再発原因は、施栓作業に伴い、隣接する伝熱管に亀裂が発生したため。根本原因は、当該 SG の一部の領域では、鉄腐食が起こりやすい条件にあること。洗浄等も不十分で、鉄腐食生成物が SG 内に堆積・付着し、腐食が加速。また、施栓に伴う溶接手順が不適切で、品質管理も不十分のため、溶接補修が繰り返され、隣接する伝熱管に悪影響を与えた。設計、材料、保全方法等が大きく異なる国内 SG は、伝熱管の腐食損傷が多発する条件にない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				
		<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
IRS9102			2022-08-16	事務局	③	—	<p>本件は、起動中の海外原子力プラントにおいて、1台の1次冷却材ポンプモータで火災が発生事例である。原子炉は安全停止され、放射能漏えいや環境への影響、人的被害はない。火災原因は、ポンプモータのブレーキの意図しない作動による摩擦熱。ブレーキ作動原因は、ブレーキ構成部品の経年劣化。根本原因は、故障モード分析及び運転経験反映が不十分だったこと。当該ブレーキ機構は特殊であることと、構成部品の保守点検を全く行っていなかったことから、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
IRS9103			2022-09-09	事務局	⑤	—	<p>本件は、モード3停止中の海外PWRプラントにおいて、原子炉建屋内の原子炉ピットの一部の空気温度が技術仕様書の規定時間を超えて高くなっていた事例である。原因は、原子炉建屋内の換気系の流量調整ミス。温度を監視していなかった。保守手順や作業員教育に課題があったと考えられるが、安全上の実影響はないことから、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
IRS9104			2022-09-22	事務局	⑤	0	<p>本件は、定格出力運転中の海外 PWR プラントにおける巡回中に、1 台の蒸気発生器の給水弁からの蒸気漏えいを確認し、修理のため原子炉出力を下げた事例である。原因は、メカニカルシールの補修ミス。補修管理に課題があったと考えられるが、安全機能に実影響はないことから、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
IRS9105P			2022-10-03	事務局	③	—	<p>本件は、カナダの複数の重水炉において、圧力管出口部の部材中の水素当量濃度が予測よりも高いことが見つかり、同様な懸念のある重水炉に対して、再起動基準が設けられ、検討が進められていることの報告である。水素当量濃度が高いと、長期運転条件(21万実効全出力時間(約24年)以上)では、圧力管の靱性が劣化する恐れがあるが、短期的な影響は無視できるとされる。原因究明が進められているが、国内では使用されていない圧力管及びその継手部に限定される事象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> <p>なお、本件につき、カナダ原子力安全委員会では、圧力管外部諮問委員会を2021-07-30に設立した。任期は2年。 http://nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/external-advisory-committee-pressure-tubes.cfm</p>
補足情報							
<p>CMD 22-M37.A(2022-11-03)抜粋 https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD22/CMD22-M37-A.pdf</p> <p>2021年7月に、ブルース発電所から、出口端拡管境界部における水素当量濃度(Heq、水素重量濃度、重水重量は1/2として加算)が高いことが最初に報告される。</p>							
CMD 22-M37.A	長期運転原子炉の圧力管で発見された水素当量濃度の増加事象に関する更新情報、カナダ原子力安全委員会資料(2022-11-03)				 <p>図 水素当量濃度(Heq)</p>		
					 <p>図 圧力管と継手の概略図</p>		
<p>総括: ①ピッカリング原子炉における拡管境界外側と内側の高Heqの潜在的影響に対処するため、再起動基準に適合する代替継手が供用された。②ブルースとダーリントンにおける放射性物質放出リスク増加分は、短期的には無視できる。③CNSCスタッフは産業界とともに、供用圧力管継手の主要課題及び研究開発計画(2026年夏完了目途)に積極的に関与する。④CNSCスタッフは、委員会に最新情報を提供することを約束する。</p>							
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS301P			2022-09-09	事務局	③	—	<p>本件は、海外の燃料転換施設において、使用するフッ化水素を輸送用タンクから移送（荷下ろし）の際に、微量のフッ化水素が漏れ出した事例である。漏れたフッ化水素は回収され、人や環境への影響はない。漏れの原因は、タンクのホース接続部のガスケット不良。漏れを調べるための圧力試験が不十分だった。国内施設にはフッ化水素を荷下ろしする設備、工程がないため、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
FINAS302P			2022-09-09	事務局	②	—	<p>本件は、カナダのウラン精錬施設において、煅焼炉の排気ダクトから、煅焼物が漏れ出した事例である。作業員1人が週間被ばく量限度を若干超過した。原因は、ダクトの溶接部の破損。破損原因は公開されていない。断熱材と被覆材で覆われているため、ダクトの状態が長期間点検されていないと推測される。断熱材下のダクトや配管の不良は既知問題であり、当該事業者による運転経験の反映活動及びダクトの保守管理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>
<p>補足情報</p> <p>規制監視報告(2014年)</p> <p>2015-02-16、カナダの Key Lake ウラン精錬施設(KLO)の煅焼炉の排気ダクト下の建屋床に約2kgの煅焼物が発見された。施設の運転は停止された。 Cameco 社による調査で、煅焼物の発生源は、か焼炉の排気ダクトの溶接部の破損と判明。ダクトから断熱材と被覆材を取り除いたところ、1か所の完全な溶接破損を含む、さまざまなサイズの合計12の溶接破損が見つかった。修理が行われ、施設は安全に再稼働された。作業員1人が1.16 mSvの放射線量を被ばく、週間措置限度である1.0 mSvを超過。カナダ規制局(CNSC)は検査を実施し、原因の初期評価、講じられた是正措置及び Cameco 社の再稼働計画を検証した。CNSC スタッフは是正措置に満足した。</p>							
ウラン鉱及びウラン精錬施設の規制監視報告(2014年)	キーレーク煅焼炉事象:作業環境への煅焼イエローケーキの計画外放出						

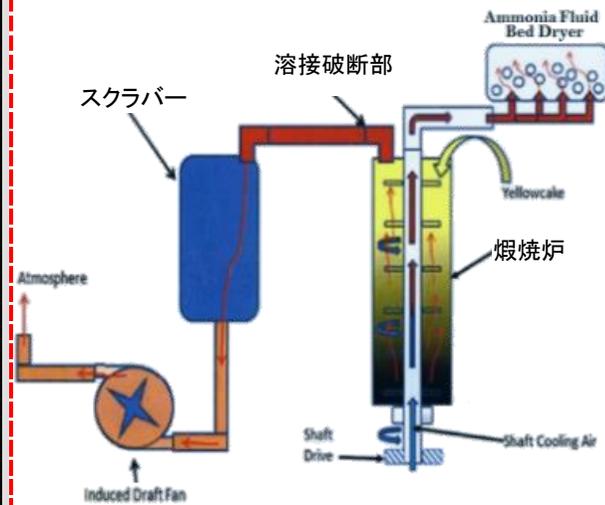


図 キーレーク煅焼炉の概略図と溶接破断部
<https://nuclearsafety.gc.ca/eng/resources/publications/reports/2014-CNSC-staff-report-performance-uranium-mines-mills/index.cfm?pedisable=true#sec1-5>

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
FINAS303			2022-10-03	事務局	③	—	<p>本件は、海外の原子燃料被覆管材料製造工場の敷地において、黒色物質が見つかった土壌の表層を取り除いた際に瞬時火災が発生し、作業員が軽度のやけどを負った事例である。黒色物質は自然発火性の金属粉とみられる。瞬時発火原因は、金属粉と土壌除去に使った金属シャベルとの摩擦。事前の散水も不十分だった。自然発火性のある物質が土壌に存在する状況は特殊である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
国内 2022- 13R1	A 封水注入フィルタ蓋フランジ部からの漏えい NUCIA 通番: 13538M ユニット:美浜発電所 3号 発生日: 2022-08-01 登録区分:最終 更新日: 2022-12-06 R04Q2 原子力規制検査報告書	<p>2022-08-01、第26回定期検査中の美浜3号機において、「封水注入流量低」警報が発信、原子炉補助建屋内の封水注入フィルタ室付近の床面に、約10m×1m×1mmの水溜まりが確認された。使用していたA系統封水注入フィルタをB系統に切り替えたところ、漏えいは停止。外観点検により、フィルタ上部の蓋フランジ面からOリングがはみ出していることを確認。漏えい箇所は、フィルタ蓋フランジ部と推定された。</p> <p>安全評価:漏えいした水は同フィルタ室の目皿に流入し、原子炉補助建屋サンプに回収しており、建屋外部への漏えいはない。推定漏えい水量は、約7m³(約2.2×10⁶Bq)。本事象による環境への放射能の影響はない。</p> <p>漏えい原因:前回定期検査でのフィルタ取替工事中において、本来のトルク値より低い値でボルトが締め付けられたため。その後のプラントの運転に伴う系統圧力により、当該フランジ部の漏れ止め用のOリングが徐々に外側に押し出され、破断した。</p> <p>根本原因(トルク値が低かった原因):協力会社が作業要領を作成するにあたり、工事計画書に記載されているトルク値の判定基準(260~294Nm)を引用すべきところ、パソコンに保存されていた誤ったトルク値の判定基準(39~64Nm)を引用したため。</p> <p>寄与因子:予め年間工事契約を締結し、事業者が工事計画書を承認した後、作業ごとに発注したこと。この場合、作業ごとに協力会社が作業要領書を作成する。</p> <p>是正処置:A/B系列とも封水注入フィルタのOリングを新品に交換する。美浜3号機に加え、高浜3/4号機、大飯3/4号機において、契約と発注を別に行う工事を対象として、計5900機器を調査し、トルク判定基準に誤りがあったのは、当該A/B系フィルタのみであることを確認した。</p> <p>再発防止対策:①契約と発注を別に行う工事について、協力会社が作成する作業要領を工事実施前に事業者が確認する運用とする。②協力会社に対して、速やかに本事象の周知を行い、新たな運用の徹底を図る。さらに、定期検査ごとの説明会等を通じてルール遵守等について周知を図る。③3号機について、漏えい防止および機器の動作不良防止の観点から、起動時の現場点検を強化する。</p>	2022-12-06	事務局	②⑤	—	<p>本件は、定期検査中のPWRにおいて、封水注入フィルタからの冷却水の漏えいが確認された事例である。事業者による調達管理(請負業者作業に対する監督等)に課題があったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお本件は、令和4年度第55回原子力規制委員会(令和4年11月30日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p style="text-align: center;">補足情報</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> </div> <div style="width: 45%;"> <p>A封水注入フィルタ付近にある目皿から原子炉補助建屋サンプに約7m³の水が回収されていることを確認</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 系統概略図</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p><封水注入フィルタ蓋フランジ部写真></p> <p><蓋を取り外した状態の写真></p> <p>Oリングがフランジの周方向約4分の1の範囲で端面からはみ出しており、一部が破断</p> <p>フランジ合わせ面 フィルタ Oリング</p> <p>ボルトを締付工具により確認したところ、締付力が規定値よりも不足していた</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p><封水注入フィルタの断面図></p> <p>蓋締付ボルト 蓋:金属製 フランジ合わせ面 水漏れ箇所 容器本体:金属製 Oリング溝 入口 出口</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 封水注入フィルタフランジ部の漏えい箇所</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 14R1	タービン動補助給水ポンプフィルタ蓋部からの油漏れに伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13530M ユニット: 高浜発電所3号 発生日: 2022-07-21 登録区分: 最終 更新日: 2022-12-21 R04Q2 原子力規制検査報告書	<p>2022-07-21 14:19、定期点検中の3号機において、「タービン動補助給水ポンプ制御油圧低」警報が発信。現場床面に約2m×約4m×約1mmの油漏れ(約8L)を確認。制御油ポンプを停止したところ、油漏れは停止した。タービン動補助給水ポンプが動作できない状態となったことから、14:30に保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断した。</p> <p>安全評価: 本事象による環境への放射能の影響はない。制御油ポンプ系統にあるフィルタ蓋部のシート面の部品を取り替え、制御油ポンプの確認運転を行い、油漏れがないことを確認して、翌日16:25に運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p>	2022-12-21	事務局	⑤	-	<p>定期検査中に、制御油漏えいのため制御油ポンプを停止したためタービン動補助給水ポンプが動作不能となり、保安規定の運転上の制限を満足していない状態となった事例である。約1日で復旧しており、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお本件は、令和4年度第55回原子力規制委員会(令和4年11月30日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p>【オイルフィルタイメージ図】</p> <p>オイルフィルタ蓋部から油が漏えい 油漏えい量: 約8リットル(約2m×約4m×約1mm)</p>			<p>補足情報</p> <p>推定原因: パッキンと容器側シート面の密着が不十分だったため。根拠は、蓋部のシート面のパッキンが中心からずれて装着されていたことと、フィルタ容器側のシート面の点検手入れによってわずかな凹みが生じていたこと。</p> <p>是正処置: パッキンの取り替え及びシート面の手入れを実施。</p>				
<p>制御油ポンプ オイルフィルタ 制御油配管 ポンプの回転を制御する装置 油タンク タービン動補助給水ポンプ</p> <p>図 タービン動補助給水ポンプ制御油系統概略図</p>			<p>フィルタ蓋部シート面のパッキンがずれていた 縮め付けボルト 蓋 容器 オイルフィルタ容器 シート面の点検手入れによるわずかな凹み 当たり面 パッキンの仕様 厚み: 1.5mm 幅: 9.5mm 外形: Φ119mm 内径: Φ100mm 蓋の仕様 直径: 125mm 材質: 鉄製容器</p> <p>図 調査結果</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 17R1	2022- アキュムレータ圧力低下に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13544M ユニット:美浜発電所3号 発生日: 2022-08-21 登録区分:最終 更新日: 2022-12-06 R04Q2 原子力規制検査報告書	2022-08-21 16:54、定期検査中の3号機の中央制御室において、「Aアキュムレータ圧力低」警報が発し、Aアキュムレータ圧力(4.01 MPa)が制限値(4.04 MPa)より低かったため、保安規定の運転上の制限状態に入ったと判断された。その後、圧力が4.052 MPaに回復したため、16:57に運転上の制限状態を脱した。 安全評価:本事象による環境への影響はない。 推定原因:外観点検で、当該アキュムレータの安全弁の外表面に打痕(長さ9mm、幅1mm)が確認されたことから、衝撃が加わったことにより、弁体にずれが生じ、作動圧力が変動してアキュムレータの制限値以下に圧力が低下したため。 推定衝撃原因:当該弁近傍で足場設置等の作業が行われており、作業で使用した資機材が接触したため。 再発防止対策:当該弁の手入れや漏えい検査等を行い復旧した。また、安全弁への接触に関する注意事項を社内マニュアルに反映するとともに、協力会社へ本事象を説明し注意喚起を図った。足場設置等の作業を実施したエリアを対象に、資機材が接触する可能性のある全ての機器の外観点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼすような打痕等がないことを確認した。	2022-12-06	事務局	⑤	-	本件は、定期検査中のPWRにおいて、アキュムレータが3分間、運転上の制限状態に入った事例である。作業に伴い、偶発的に資機材がアキュムレータの安全弁にぶつかり、 一時的に開い弁体にずれが生じた ためと推定される。プラント安全性に影響はない。資機材が接触する可能性のある機器の点検で、その他の異常は確認されていないことから、 左上の基準でスクリーニングアウトとする。 なお本件は、令和4年度第55回原子力規制委員会(令和4年11月30日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p style="text-align: center;">図アキュムレータ概要図</p>							
<p style="text-align: center;">図 安全弁拡大図と打痕写真</p>							

原子力施設・原子力安全に関する事象ではない案件（議論用）

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
JTSB20221215	旅客船 KAZU I 浸水事故 運輸安全委員会船船事故調査の経過報告について(R4.12.15) 同経過報告説明資料(R4.12) 発生日: 2022-04-23	旅客船 KAZU I は、船長及び甲板員1人、旅客24人を含め、知床半島西側カシュニの滝沖を南西進中、浸水し、2022-04-23 13:26以降短時間のうちに、同滝沖において、沈没した。旅客18人、船長及び甲板員が死亡し、旅客6人が行方不明(2022-12-12現在)となっている。 捜索・救助に関する情報(海上保安庁、4月23日) 13:13、同業他社からの通報を受ける 13:22、巡視船艇・航空機等に対して発動指示 16:30、(回転翼機)本事故現場付近の上空に到着 17:55、(巡視船)本事故現場付近に到着 事故当日の海面水温は約4°C。水温0~5°Cでは、水中で意識不明となるまで15~30分、生存可能は30~90分。	2022-12-19	事務局	③	-	本件は、旅客船の沈没事故に関する経過報告の抜粋である。主要因の一つは、ハッチや隔壁の水密機能の劣化。設計欠陥及び保守不良も影響したと推測される。事業者の安全管理規定違反及び安全文化にも課題があった。当該旅客船及び事業者における安全性に対する考え方が、原子力安全と大きく異なることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。 ただし、当該経過報告において、運輸安全委員会から国土交通大臣に対する以下の意見が述べられている。今後の動向を注視し、新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングする。
					補足情報 主要な要因:①船体構造の問題。船首甲板部ハッチ蓋が確実に閉鎖された状態ではなかった。ハッチ蓋のヒンジ部が脆性破壊し、蓋が外れ前部客室前面中央窓を割った。船首、倉庫、機関室区画間の隔壁に開口部(水密化不十分)。②運航の判断に問題。船長が発航中止及び反転、避泊、臨時寄港等の措置をとらなかった。③安全管理規定不遵守。運行管理者が事務所にいないことが常態化。④監査・検査の実効性に問題。R3年の本船の事故に関し、本件会社に対する特別検査及び是正状況の抜き打ち確認を実施し、安全管理規定に関すること等に適切に対処と評価。		

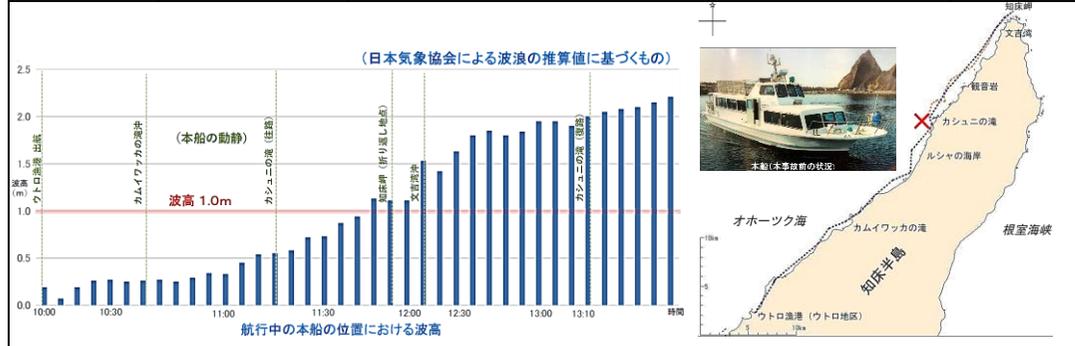


図 本船航行経路上における波浪等の推算

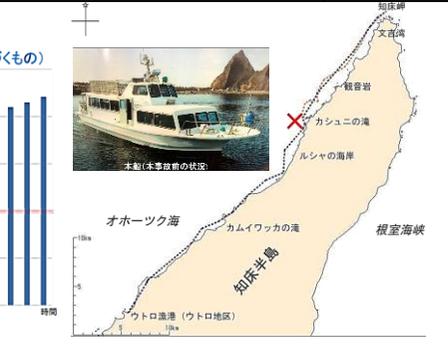


図 本事故時の航行経路(×事故発生場所)

沈没メカニズム:(1) 復路、波高の高い波を受ける状況下、波がブルワーク(防波壁)を越えて直接船首甲板部に打ち込んだ。(2) 確実な閉状態でなかった船首甲板部ハッチ蓋が船体の動揺によって開き、海水が同ハッチから船首区画に流入。(3) 当該ハッチ蓋は、操舵室から死角となるため、操船者から視認できず。(4) 船首区画に流入する海水は、倉庫区画間との隔壁の開口部下端を越え、倉庫区画に流入。このときのトリム角の変化は小さく、本船船長は浸水を認識できず。(5) 倉庫区画と機関室の間の隔壁の開口部下端を越えた海水が機関室に流入し始め、機関室の海水水位が船底から約60~70cmに達すると、主機関の電子制御系の部品が短絡、主機関が停止。(6) 船首甲板部ハッチコーミング(ハッチ開口部の周囲の立ち上がり)の上端が喫水線よりも下になり、大量の海水が同ハッチから流入。(7) 時点未特定であるが、船首トリムが増加し、船首甲板部ハッチ蓋が直接波にたたかれ、ストッパーに強く当たってヒンジが脆性破壊し、同ハッチ蓋が外れて前部客室前面中央のガラス窓に当たり、ガラスを割った。同窓からも海水が流入し、船首トリムの増加は更に加速。その後、海水を含む船舶重量が浮力より大きくなり、沈没に至った。

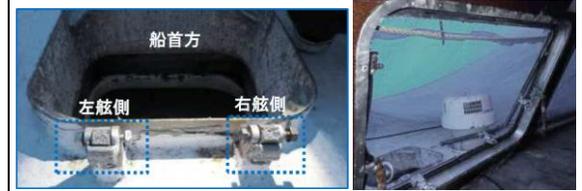


図 蓋が脱落した船首ハッチ 図 破損した前面ガラス窓

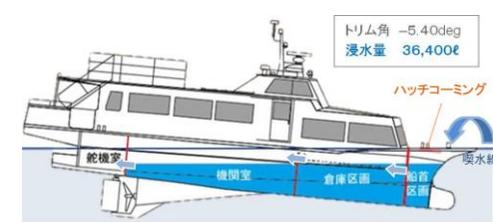


図 右記メカニズム(6)の状態

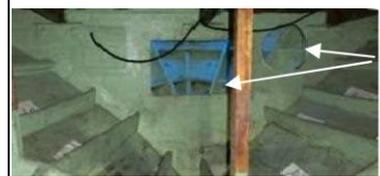


図 倉庫区画前部隔壁



図 機関室前部隔壁



図 機関室後部隔壁

○国土交通大臣は、以下の事項について、小型旅客船を運航する事業者に指導すること。

(1) 航行区域を平水区域から限定沿海区域に変更した小型旅客船の船首甲板開口部の点検
船首甲板開口部を確実に閉鎖し、波浪などがたたいた時に容易に開くことがないかを確認するなど、船体に浸水のおそれがないことを緊急に点検すること。

(2) 避難港の活用等
航行する海域における避難港の存在、活用等について再確認すること。

また、国土交通大臣は、今後、安全性を更に高める観点から、限定沿海区域を航行区域とする小型旅客船の隔壁の水密化に関し、検討すること。

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（速報）

2023 年 3 月 30 日
技 術 基 盤 課
システム安全研究部門
JAEA 安全研究センター

1. 経緯

2021 年 10 月、仏国シボー1号機の供用期間中検査において、安全注入系¹配管エルボの溶接部に複数の欠陥指示が確認された。EDF が配管を切り出し検査したところ、溶接部の近くでステンレス鋼配管内面に応力腐食割れ²（Stress Corrosion Cracking、以下「SCC」という。）による欠陥が見つかった。その後、他の発電所でも同様な欠陥指示が複数確認され、配管の切り出し検査により SCC による欠陥が見つかっている。その後の調査により、これらの SCC は、溶接熱影響部での材料の硬化、溶接残留応力や熱成層現象による応力等を複合要因とする低炭素ステンレス鋼の粒界型 SCC³であると推定されている⁴。

これを踏まえ、原子力安全局（Autorité de sûreté nucléaire、以下「ASN」という。）はフランス電力（Électricité de France、以下「EDF」という。）に対し、溶接部の検査を要求した。EDF による検査の状況は、参考 1 参照。

2. 今回発見された事象の概要

EDF は、2023 年 3 月 6 日に EDF 情報通知「複数の原子炉の補助系配管の一部における応力腐食の検出に関する重要な安全事象」を発行した⁵。また、ASN は、3 月 7 日にプレスリリース（3 月 9 日に情報更新）を行い⁶、3 月 14 日に更新内

¹ 仏国における原子炉安全注入系は、緊急停止時の事象において原子炉を冷却することを可能にする 4 つの別々のループで構成されている。各ループは、2 つのブランチで構成され、1 つは「ホット ブランチ」と呼ばれ、一次系に含まれる水を吸引するために使用される。もう 1 つは「コールド ブランチ」と呼ばれ、系にホウ酸水を注入するために使用される。

² 金属に腐食環境下で応力が働いている場合、その腐食環境にない場合より低い応力で破壊することを応力腐食割れという。オーステナイト系ステンレス鋼は高温水下で応力腐食割れが起こることがある。この発生原因は材質的要因（材質の鋭敏化：溶接の熱影響によって結晶粒界にクロム欠乏層を生じ耐食性が劣化する現象）、応力要因（溶接残留応力の存在）、環境要因（溶存酸素の存在）の 3 要因が重複した場合である。したがって、3 要因のうち一つ以上をなくせば発生を防止することができる。（ATOMICA）

³ SCC は割れの進展経路から、結晶粒界を進展する粒界型応力腐食割れ（IGSCC：Intergranular SCC）と結晶粒内部を進展する粒内型応力腐食割れ（TGSCC：Transgranular SCC）に分けられる。（ATOMICA）

⁴ T. Couvant et al., “Susceptibility to IGSCC of cold work austenitic stainless steels in non-polluted primary PWR environment,” Fontevraud 10 (2022).

⁵ https://www.edf.fr/sites/groupe/files/2023-03/EDF_ESS_CSC_MAJ_6_mars2023.pdf

⁶ <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/corrosion-sous-contrainte-a-penly-niveau-2->

容を英語版サイトで公開した⁷。さらに、放射線防護・原子力安全研究所（Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire、以下「IRSN」という。）は3月16日に情報メモを公開した⁸。概要は以下のとおり。

- 2022年9月16日、EDFは、シボー1号機、ショー1号機、パンリー1号機及びカットノン3号機に関して、ASNに対してレベル1の共通的な重要な安全事象（Significant Safety Event、以下「SSE」という。）を宣言した⁵。
- 2023年3月6日、EDFは、一連のプラントにおいて実施された検査及び評価の最新の結果を踏まえ、SSE宣言を更新した⁵。
- パンリー1号機で発見された欠陥
 - 安全注入系のホットブランチの溶接部において、配管の一部を切り出して実施した詳細な検査により⁵、SCCによる長さ155 mm（配管の円周の約4分の1）、最大深さ23 mm（配管厚さ27 mm）の欠陥が発見された^{6,7}。
 - EDFは、当該配管について、SCCの感受性がないと考えていた^{6,7}。
 - この欠陥は、熱成層現象が起こりにくい場所に位置している（図1参照）⁸。

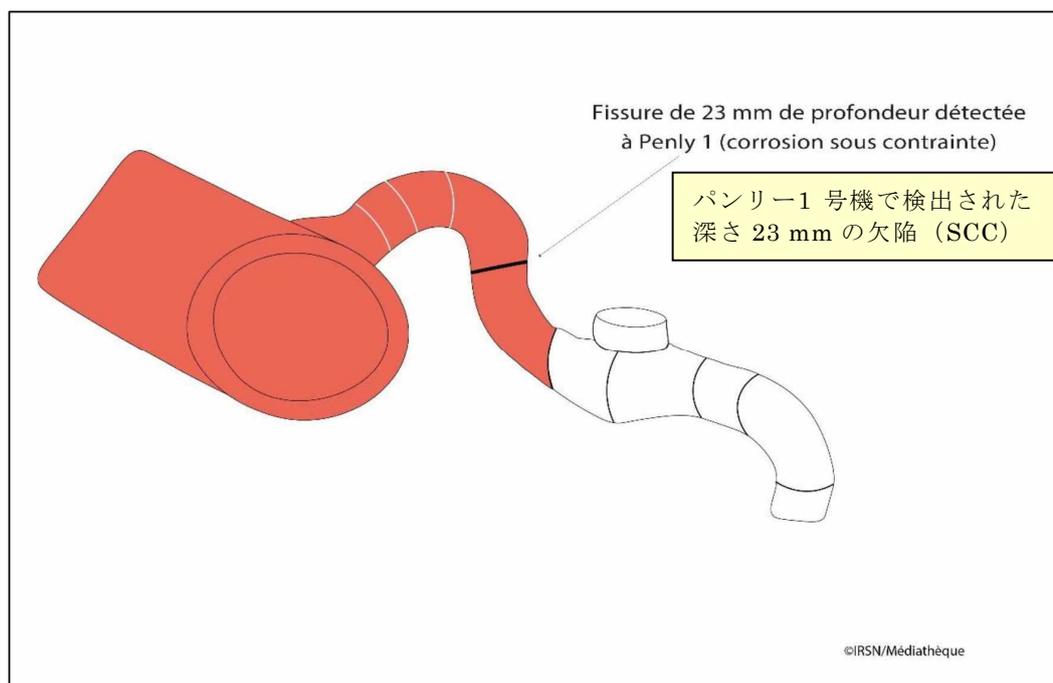


図1 一次系主配管ホットブランチへの安全注入系の接続⁸
（パンリー1号機でのSCCによる欠陥の検出箇所）

[sur-l-echelle-ines](https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-penly-nuclear-power-plant)

⁷ <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-penly-nuclear-power-plant>

⁸ <https://www.irsn.fr/actualites/nouvelles-detections-fissures-sur-tuyauteries-systeme-dinjection-securite-reacteurs-ndeg>

※図中の日本語は作成者による和訳

- この欠陥は、配管の最初の組み立てにおいて「二重補修（double repair）」された溶接部で確認された^{5,6,7}。一度目の補修は、配管部の位置ズレを修正するためのものであり、二度目の補修は、溶接欠陥を修正するためのものであった⁸。
 - この溶接部において実施された当初の補修は、SCC を助長する⁵機械的特性及び応力条件を変化させたと思われる^{6,7}。
- パンリー2号機で発見された欠陥
- 熱疲労によるものであり、安全注入系の溶接部において検出された⁵。欠陥の最大深さは12 mm、周方向長さは57 mm（配管の円周の10%未満）である^{6,7}。欠陥検出箇所は図2参照⁸。

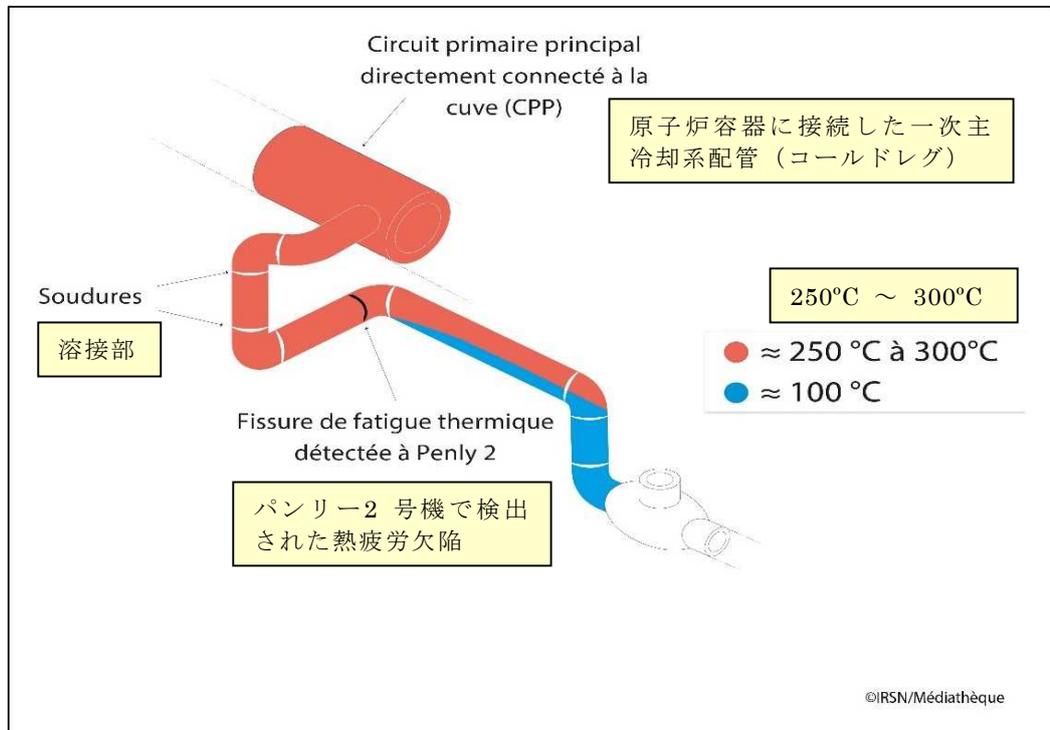


図2 一次系主配管コールドブランチへの安全注入系の接続⁸
(パンリー2号機での熱疲労欠陥の検出箇所)

※図中の日本語は作成者による和訳

- カットノン3号機で発見された欠陥
- 熱疲労によるものであり、安全注入系（の溶接部）において検出された。欠陥の最大深さは4 mm、周方向長さは165 mm（配管の円周の約1/4）である^{6,7}。
- EDFは、熱疲労の可能性が高い溶接部を優先して定期的に検査するプログラムを実施していたが、パンリー2号機とカットノン3号機の欠陥については、熱疲労に関する検査プログラムでは発見されず、応力腐食に関

する追加検査により発見された⁹。

- EDF は、パンリー1号機で発生した SCC を考慮して、SCC のリスクに関する全ての原子炉の管理・保守戦略を改定した。当該欠陥は、以前は SCC の影響を受けないと考えられていた配管溶接部に関するものであるが、製造時に特定の補修が施されていたことから、改定版では、補修経験のある溶接部の管理が強化されている。これにより、安全注入系 (RIS [SIS]: Safety Injection System) 及び余熱除去系 (RRA [RHR]: Residual Heat Removal) の溶接部 320 箇所が、発電所建設時に補修されたことが確認されており、2023 年末までに、補修経験のある溶接部の 90% 以上を確認することが可能になる⁹。
- ASN は IRSN の支援を受け、計画されたスケジュールが適切であることを確認するために EDF との技術対話を継続している。また、最近判明した主要な欠陥のうち、熱疲労が予想されていなかった溶接部に熱疲労欠陥が見つかったことについて、さらなる分析が必要であると考えている⁹。

3. 今後の進め方

公開されている情報は限定的ではあるものの、パンリー1号機については亀裂の発生した溶接部は原子炉建設中に 2 回補修されており、この部分の機械的特性や金属の内部応力が変化している可能性があるとされている。

我が国においては、SCC 及び熱疲労については、過去に規制対応が取られている (参考 2 参照) もの、2020 年 8 月 31 日に関西電力株式会社大飯発電所 3 号機において加圧器スプレイライン配管の溶接部に確認された SCC は、過大な溶接入熱に起因するものと推定されており、パンリー1号機での SCC による欠陥の検出事例とは共通点がある可能性がある。

技術基盤課では、ASN との意見交換等を予定しており、引き続き情報を収集し、まとめ次第技術情報検討会に報告することとしたい。

⁹ [Corrosion sous contrainte : l'ASN précise ses attentes sur la stratégie de contrôle d'EDF - 16/03/2023 - ASN](#)

(参考 1)

仏国における検査の状況¹⁰

表1 修理中プラントの状況

ユニット名	シリーズ ¹¹	出力 (MWe)	運開年	状況
シノン-B3	CP2	905	1987	SCCの指示は溶接部に1カ所のみで、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
ビュージェイ-4	CP0	880	1979	SCCは見つかっていない。
トリカスタン-3	CP1	915	1981	SCCは見つかっていない。
フラマンビル-2	P4	1330	1987	SCCの指示の一つは溶接部で、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
カットノン-4	P'4	1300	1992	SCCは見つかっていない。
パンリー-1	P'4	1330	1990	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
シボー-1	N4	1495	2002	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
シボー-2	N4	1495	2002	SCCを確認。
ショー-B1	N4	1500	2000	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
ショー-B2	N4	1500	2000	破壊調査継続中。

表2 調査対象プラントの状況

ユニット名	シリーズ	出力 (MWe)	運開年	状況
フラマンビル-1	P4	1330	1986	蒸気発生器取替えのため停止中。
カットノン-1	P'4	1300	1987	一時停止中。
ゴルフエッシュ-1	P'4	1310	1991	10年毎点検中。
パンリー-2	P'4	1330	1992	一時停止中。
カットノン-3	P'4	1300	1991	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。

[過去の報告一覧]

○ 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

¹⁰ EDF 情報通知（2022 年 9 月 21 日更新情報）「複数の原子炉で検出された 1 次冷却系補助配管上での複数の SCC 現象」

¹¹ シリーズ、出力、運開年は、（一社）日本原子力産業協会「2018 世界の原子力発電開発の動向」を参照した。

リーニング結果（案）、ASN 通知（20211216 仏語版）「シボ-1 号機の安全注入系で見つかった応力腐食現象」

- 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-1/2、シヨ-B、パンリー-1 号機で見つかった応力腐食現象」
- 第 54 回技術情報検討会（令和 4 年 7 月 28 日）、資料 54-2-3-1 「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）」
- 第 56 回技術情報検討会（令和 4 年 11 月 24 日）、資料 56-2-3-1 「2 次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-2（案）」

日本における関連規制の現状

(1) SCC

実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（以下「亀裂解釈」という。）において、以下の要求がなされている。

- PWR については、一次冷却材に接触する箇所材質が600系Ni基合金である溶接継手¹²については、全ての当該溶接継手の試験可能な範囲を10年に1回実施すること
- BWR については、オーステナイト系ステンレス鋼を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管類¹³に関する耐圧部分の異種金属の溶接継手¹⁴及び管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接継手¹⁵の体積試験については、全ての溶接継手の試験範囲を運転年数で5年以内の頻度で行うこと。
- オーステナイト系ステンレス鋼管溶接部の SCC による亀裂のサイジングを行う場合は、PD (Performance Demonstration) 認証を受けた者が、認証された探傷装置を用い認証された手順書に従って行う方法により行うこと¹⁶。
- SCC による亀裂に対しては、維持規格においては評価不要欠陥の適用は認められていない。

また、上記要求に当てはまらない事例が近年確認されている。2020年8月31日、関西電力大飯3号機において、関西電力が、定期事業者検査として加圧器スプレイライン配管の溶接部に対する超音波探傷試験を実施したところ、配管内面に亀裂が存在することを示す有意な試験結果が得られ、その後 SCC であることが確認された。当該亀裂の調査から、溶接入熱が過大となり、溶接熱影響部の

¹² 検出限界の亀裂を想定したうえで応力腐食割れ防止の有効性が実証された対策を施した部位は除く。

¹³ 供用開始後の実効運転年数が5年以上経過していないもの、内面肉盛工法、水冷溶接、高周波誘導加熱応力改善法若しくは固溶化熱処理法その他の応力腐食割れ防止の有効性が実証された対策を施した部位又は使用温度が100℃以下のものは除く。

¹⁴ 原子炉圧力容器における呼び径100A以上の管台とセーフエンドの溶接継手及び管における呼び径100A以上の溶接継手

¹⁵ 配管の同種金属溶接継手（呼び径100A以上）の周継手、配管の同種金属溶接継手（呼び径100A以上）の長手継手、母管と管台との溶接継手（呼び径100A以上）、管台とセーフエンドの同種金属溶接継手（呼び径100A以上）

¹⁶ 日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2005）の附属書（規定）「軽水型原子力機器に対するPD資格試験」又は日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2015）の附属書A（規定）「軽水型原子力発電所用機器のオーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部に対する亀裂高さ測定のためのPD資格試験」の規定に亀裂解釈別紙6の要件を付したものに合格し認証を受けた超音波探傷試験技術者が同規格により認証された探傷装置を用い同規格により認証された手順書に従って行う方法により行う。

硬さが高くなっていたこと等の知見が得られており、その原因等については、原子力エネルギー協議会（ATENA）により検討されているところである¹⁷。

（２） 熱疲労

日本においては、熱疲労による損傷事例としては、2003年9月10日に北海道電力株式会社泊発電所2号機において発生した再生熱交換器胴側出口配管の高サイクル熱疲労による損傷が知られている。旧原子力安全保安院は、この事例を踏まえ指示文書¹⁸を発売し、被規制者宛に熱疲労割れが発生する可能性が高い部位を特定し、当該部位のすべてについて、至近の定期事業者検査時に非破壊検査を行い、特定した当該検査の実施部位及びその特定根拠、当該検査の方法並びに当該検査の結果を、当該定期事業者検査終了後速やかに報告することを指示し、対応が行われた。

なお、技術基準規則第19条（流体振動等による損傷の防止）は、「燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。」とし、解釈において、「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）¹⁹に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講ずること。」としている（図3参照）。

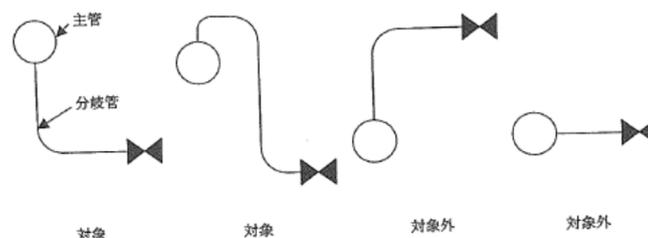


図 4.1.1-1 分枝管の形態と評価対象例

図 3 「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」における高サイクル熱疲労に対する評価対象例¹⁹

¹⁷ 関西電力株式会社大飯発電所3号機加圧器スプレイライン配管における亀裂の調査を踏まえた対策について（追加報告）（令和3年度第5回原子力規制委員会資料6）等

¹⁸ 「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について－高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について－（平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号）（NISA-163b-03-1）」

¹⁹ 日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）

安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見の状況

2023 年 3 月 30 日

1. 2 次スクリーニングの対象になったもの (i 、 ii 、 iii)

初回報告	案件名	担当	追加報告	最新状況
第 31 回 (平成 30 年 04 月 16 日)	地震調査委員会「千島海溝沿いの地震活動の長期評価 (第三版)」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・適合性審査において確認する ・地震調査委員会が公表する知見を収集
第 34 回 (平成 30 年 11 月 21 日)	PCMI 破損しきい値未満で燃料破損に至った NSRR 実験 (OS-1) について	システム安全研究部門	第 49 回 (令和 3 年 9 月 9 日)	・PCMI 破損しきい値の改定を不要としたが、引き続き、安全研究の中で確認中
第 34 回 (平成 30 年 11 月 21 日)	乾式キャスクの遮蔽評価に使用する断面積ライブラリについて	放射線・廃棄物研究部門		・2023 年度までに得られる結果を技術文書として取りまとめる
第 34 回 (平成 30 年 11 月 21 日)	大山火山のマグマ供給系に関する知見について	地震・津波研究部門		・査読論文として公表されたのち、再検討。その後、委託研究成果報告を基に令和元年 6 月バックフィット対応となる。同年 12 月に論文公表になるもスクリーニングアウト。 ・事業者から設置変更許可申請書を受理(令和元年 9 月)、その後、審査結果案の取りまとめ、意見募集等を経て、設置変更の許可及び後段規制の取扱いについて決定された (令和 3 年 5 月) こと から、 終了案件とする。
第 36 回 (平成 31 年 4 月 17 日)	地震調査委員会「日本海溝沿いの地震活動の長期評価」に	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・地震調査委員会が公表する知見の収集

	ついて			
第 37 回 (令和元年 6 月 19 日)	福島県による津波浸水想定について	地震・津波研究部門 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室		<ul style="list-style-type: none"> ・特定原子力施設監視・評価検討会等において確認 ・<u>当時の技術情報検討会での整理において、当該情報によって津波対策の計画を変更する必要がなかったため、当該情報そのものをフォローアップする必要がなく、終了案件とする。</u>
第 38 回 (令和元年 9 月 4 日)	キャスクのスラップダウン落下試験から得られた最新知見について	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・評価手法の保守性を検討し、検討結果を安全研究成果報告にて公表。
第 38 回 (令和元年 9 月 4 日)	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響に関する知見について	システム安全研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA 技術報告を発行(令和元年 8 月) ・経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会(第 3 回: 令和 2 年 5 月 22 日、第 4 回: 令和 2 年 6 月 1 日)において、電気事業者の対応状況を確認 ・NRA 技術報告発行後の高経年化技術評価書で同報告の知見を判定基準としていることを確認
第 39 回 (令和元年 11 月 20 日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA ノートを発行
第 39 回 (令和元年 11 月 20 日)	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性評価について	システム安全研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA 技術報告を発行(令和元年 11 月) ・経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会(第 3 回: 令和 2 年 5 月 22 日、第 4 回: 令和 2

				年6月1日)において、電気事業者の対応状況を確認
第41回 (令和2年5月11日)	「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について(概要報告)」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門 研究炉等審査部門 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室	第45回 (令和3年4月14日)	・現在審査中の施設(大間、東通)については、審査の中で本知見の取扱いを確認
第43回 (令和2年10月29日)	接地型計器用変圧器の支持部にガタが有る場合の衝撃耐力に係る試験結果について	地震・津波研究部門		・令和2年10月30日の面談において事業者に周知
第44回 (令和3年1月27日)	土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・事業者の自主的な取り組みである安全性向上評価の中で取り扱うのが適当
第45回 (令和3年4月14日)	NRA技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」について	地震・津波研究部門		・NRA技術報告を発行 ・令和3年4月16日のATENAとの連絡会議で事業者に周知済み
第45回 (令和3年4月14日)	NRA技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」について	地震・津波研究部門		・NRA技術報告を発行
第45回 (令和3年4月14日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		・NRAノートを発行
第50回 (令和3年10月14日)	千葉県太平洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・研究動向に注視し、情報収集を行う
第52回 (令和4年3月10日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		・NRAノートを発行
第53回	高分解能な3次元地震波速	地震・津波研究部門		・事業者に対して周知する

(令和4年5月26日)	度構造解析による始良カルデラ下のイメージングについて			
第54回 (令和4年7月28日)	NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」について	地震・津波研究部門		・NRA 技術報告を発行 ・「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添とする改定作業を実施中

2. その他

初回報告	案件名	担当	追加報告	最新状況
第32回 (平成30年6月20日)	デジタル安全保護系の共通要因故障(CCF)対策設備に関する調査結果について	技術基盤グループ	第1回検討チーム ¹ (令和元年10月30日) 第2回検討チーム (令和元年10月30日) 第3回検討チーム (令和元年12月04日) 第4回検討チーム (令和2年01月29日) 第69回原子力規制委員会 令和2年3月11日 第73回原子力規制委員会 令和2年3月23日 第15回原子力規制委員会 令和2年7月8日 第5回検討チーム (令和2年10月06日) 第33回原子力規制委員会 (令和2年10月21日) 第25回原子力規制委員会	・ATENA より実施状況の報告を定期的に受けている

¹ 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

			(令和3年7月30日) 第6回検討チーム (令和5年2月17日) 第7回検討チーム (令和5年3月20日)	
第37回 (令和元年6月19日)	「一相開放故障事象に対する国内原子力発電所の対応」 状況報告	技術基盤課	第40回 (令和2年2月26日) 意見聴取会 (令和2年8月5日) 第42回 (令和2年8月19日) 意見聴取会 (令和4年8月3日) 第55回 (令和4年9月29日)	・意見聴取の結果を第55回 技術情報検討会に報告
第39回 (令和元年11月20日)	電磁両立性(EMC)に係る 海外の規制動向の調査について	技術基盤課 システム安全研究部門	第44回 (令和3年1月27日) 意見聴取会 (令和3年12月16日) 第51回 (令和4年1月20日) 意見聴取会 (令和4年9月12日(P)) 第55回 (令和4年9月29日)	・意見聴取の結果を第55回 技術情報検討会に報告
第42回 (令和2年8月19日)	サンプルスクリーンを通過した デブリが炉心に与える影響に 関する米国の対応状況及びこれ を踏まえた国内の対応について	技術基盤課 システム安全研究部門 シビアアクシデント研究部門 実用炉審査部門	意見聴取会 (令和2年12月7日) 第44回 (令和3年1月27日) 意見聴取会 (令和3年5月28日) 第47回 (令和3年7月8日)	・事業者から聴取した結果、 長期炉心冷却に問題がないことが 確認できたため、内規の改正は 行わないこととする ・ ATENAが取りまとめた公開 文献を受領

			意見聴取会 (令和4年6月16日) 第54回 (令和4年7月28日)	
第45回 (令和3年4月14日)	非常用ディーゼル発電機の 24時間連続試験	技術基盤課	第49回 (令和3年9月9日) 第54回 (令和4年7月28日) 第57回 (令和5年1月31日)	・ 第57回技術情報検討会に報告(P)
第49回 (令和3年9月9日)	米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応	技術基盤課 システム安全研究部門		・ 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
第50回 (令和3年10月14日)	ノルウェーエネルギー技術研究所ハルデン炉における問題とその影響	原子力規制企画課 技術基盤課		・ <u>三菱重工より最終報告書を受領し、日本電気協会に提供。(令和4年12月5日)</u> ・ 今後実施される影響評価の内容について日本電気協会から聴取
第52回 (令和4年3月10日)	雷による建屋内の放射線計測装置等の挙動について	技術基盤課 実用炉監視部門		・ 関連した知見の蓄積を進める
第54回 (令和4年7月28日)	PWR 1次系ステンレス鋼配管の応力腐食割れの対応	技術基盤課 システム安全研究部門 専門検査部門	意見聴取会 (令和4年6月24日)	・ ATENA の取組及び ATENA レポートについては、面談、意見聴取等により引き続き聴取