

# 1次スクリーニング結果（案）

2023-11-30

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 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
<b>RIS</b> U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	1	0	0	0	0	0	0	0	1	
<b>GL</b> 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。
<b>BL</b> U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
<b>IN</b> U.S. NRC Information Notices	1	0	0	0	0	1	0	0	2	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。
<b>IRS</b> IAEA International Reporting System	0	13	3	2	3	0	0	0	21	
<b>IRSRR</b> IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	6	2	0	0	0	0	0	8	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。
<b>FINAS</b> IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	1	0	0	0	0	0	1	
<b>国内</b> 法令報告、規制検査報告、ニューシア	0	5	0	0	5	0	0	0	10	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。
<b>INES</b> IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
<b>その他</b>	0	1	1	0	0	0	0	0	2	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。
<b>計</b>	<b>2</b>	<b>25</b>	<b>7</b>	<b>2</b>	<b>8</b>	<b>1</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>45</b>	

# スクリーニングシートの見方

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

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

概要は、元情報に示された発生もしくは報告事象のサマリー、安全評価、直接及び根本原因、是正措置と教訓を記述方式で示したものです。

補足情報は、元情報に示された図表等及び情報源以外から得た事象の理解に役立つ情報を示したものです。

スクリーニング基準番号(前ページの右欄参照)  
なお、速報等情報が十分でない場合は暫定評価となります。

処理結果は、あくまでも調査分析者の見解であり、原子力規制委員会の判断を示すものではありません。また、スクリーニングアウトとは、収集した調査分析対象の情報(図書)について、これ以上の調査分析を行わないことを意味します。有意な追加・更新情報が得られた場合は、スクリーニングシートを更新します。



赤点線枠内は国際機関との取り決めに公開できません。



番号	件名	概要	補足情報	処理結果						
				入手日	INES	基準				
OIG C20-012	独立使用済み燃料貯蔵施設の NRC リージョン II 検査に対する特別調査	<p>特別検査の理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>NRC の ISFSI 検査プログラム強化チームの要員から懸念が表明されたため。その懸念は、核物質安全・保障措置室 (NMSS) から転送されたもので、「リージョン II による ISFSI 検査が不適切に、権限なしで行われている」というものであった。</li> <li>とりわけ、リージョン II は NRC 検査方針を順守しておらず、運転原子炉の検査資格は持つが、ISFSI 検査プログラム下での資格を持たない駐在検査官に ISFSI 検査を実施しているというものであった。</li> <li>さらに、認可取得者が乾式貯蔵キャスクに使用済み燃料を装荷する際に、リージョン II は NRC 検査手順の要件からも逸脱したと訴えている。</li> <li>OIG は、議会やその他の利害関係者からも ISFSI に関する懸念を受け取っている。</li> </ul> <p>OIG 特別検査による指摘事項</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>リージョン II は、ISFSI 検査資格のない駐在検査官に使用済み燃料装荷反復バッチを検査する権限を与え、NRC 検査方針から逸脱した。さらに、2018 年と 2019 年のデータによると、リージョン II の駐在検査官は合計で、適用検査手順書にある想定 ISFSI 検査時間数の約 20% しか費やしていない。充てられた検査時間から、リージョン II は、手順書にある検査要件を完遂していないことは明らかである。</li> <li>リージョン II は、認可取得者による規制要件適合性を適切評価する機会を逸した可能性がある。例えば、2021 年 1 月から 2022 年 12 月にかけて、リージョン II は有資格検査官を活用し、適用検査手順の全要件にしたがうようになったが、この期間の検査で多数の違反や不適合を特定した。それらは、もっと前に特定されていた可能性がある。</li> </ul> <p>結論</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ISFSI に関して喫緊の安全懸念は特定されなかったが、リージョン II が NRC 検査方針から逸脱した結果、2012 年から 2020 年にかけての反復バッチにおいて、かなり多くのキャスクが十分な NRC 検査 (長期保管及び回収可能性の観点) を受けなかったし、今もまだ受けていないことを OIG は指摘する。</li> </ul>	<p>独立使用済み燃料貯蔵施設 (ISFSI) : 米国には高レベル放射性廃棄物の永久処分場がないため、認可取得者は ISFSI と呼ばれる乾式キャスク貯蔵施設を建設してきた。それは、使用済み燃料の中間貯蔵用に設計・建設されている。ISFSI は、貯蔵容器台、貯蔵容器、移送装置、貯蔵キャスクから構成される。ISFSI に関する構造物、系統、機器 (SSC) は安全関連 &lt;safety related&gt; ではないが、安全上重要 &lt;important to safety&gt; として分類される。</p>  <p>図 原子力発電所の貯蔵容器台上の乾式貯蔵キャスク</p> <p>NRC リージョン II : NRC には 4 つのリージョンオフィスがあり、そのリージョン内にある原子力発電所 (NPP) を監督する。米国南東部を所轄するリージョン II には、ISFSI を有する 16 の NPP がある。</p> <p>NRC 検査 : 事業者による使用済み燃料装荷の第一バッチにおいては、装荷前のリハーサル中に、NRC は手順の実施を含むリスク上重要となる観点で検査する。その後は、事業者は使用済み燃料装荷を繰り返す (反復バッチ) が、それには、使用済み燃料プール (SFP) からの使用済み燃料取り出し、貯蔵キャスクの準備、キャスクの ISFSI への移送及び 10CFR72.48「変更、検査と試験」で要求されるあらゆる変更の解析の実施といった措置が含まれる。NRC 検査官は、こうした反復バッチも見るが、通常は第一バッチほど詳しく見ない。</p> <p>反復バッチに対する NRC 検査方針 (IMC2690) : 検査は、認定 ISFSI 検査官によって実施されなければならない。その認定要件は、IMC1246 付録 B3「ISFSI 検査官の訓練要件及び認定登録簿」に記載されている。NMSS が管理するこれらの要件は、ISFSI 検査官資格取得のための最小訓練を定めている。しかし、当該 IMC の 03.05 は、ISFSI 検査官の暫定資格認定を認めており、「全要件完了前に NMSS 要員が単独で特定分野の活動を実施するための認定」を定義している。</p>	<table border="1"> <tr> <th>入手日</th> <th>INES</th> <th>基準</th> </tr> <tr> <td>2023-08-10</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> </table> <p>本件は、米国 NRC のリージョン II において、独立使用済み燃料貯蔵施設 (ISFSI) での繰り返し使用済み燃料装荷 (反復バッチ) に対する駐在検査官による規制検査が不適切であったことの申告に応じた OIG 特別検査報告である。ISFSI 及びその検査資格とも、米国特有であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>ただし、米国の ISFSI 検査方針やその検査資格や規制検査に対する監査方法等、国内検査の将来検討の参考になる情報が含まれることから、本件を検査 G 内で情報共有する。</p>  <p>参考図 米国 ISFSI の場所  <a href="https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/independent-spent-fuel-storage-installation-isfsi.html">https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/independent-spent-fuel-storage-installation-isfsi.html</a></p>  <p>参考図 米国 NRC のリージョン  <a href="https://www.nrc.gov/images/reading-rm/doc-collections/maps/nrc-regions-text.png">https://www.nrc.gov/images/reading-rm/doc-collections/maps/nrc-regions-text.png</a></p>	入手日	INES	基準	2023-08-10	—	③
入手日	INES	基準								
2023-08-10	—	③								
	発行日 2023-02-21									
										

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IR2023090 259+260	検査報告書と予備的白指摘事項と明白な違反	事業者:Tennessee Valley Authority (TVA) プラント:米国ブランズフェリー1号(BWR-4、1133 MWe) 検査期間:2023-01-01~02-01 件名:2022-07-12のHPCI運転不能 監視領域:緩和系、重要度:予備的白、横断的要素:評価 指摘事項:事業者は、高圧注水系(HPCI)の電氣的調速機油圧制御装置(EGR)とその遠隔サーボ部品に関する品質に悪影響を与える状態の検知と是正に失敗しており、これは10CFR50付則Bの基準XVII「是正措置」に対する明白な違反である。この結果、2022-07-12に1号機HPCIが運転不能となった。特に事業者は、2018-10-27のEGRの予防保全内部点検において、劣化状態の検知に失敗した。その時に見つけたさびと湿分を手順書にしたがって報告すべきだったし、CRに落とすべきだった。	EGR点検:2018-10-27に、事業者予防保全点検で1号機のEGRは問題なしと報告。手順書によると、もし、内部腐食や湿分が少しでも確認されたら、CRに落とさないといけない。一般産業ガイダンスはEGR交換を推奨。2023-01-05、事業者は2018年点検時の写真を発見し、それには、金属表面からEGR内部全体に広がるオレンジ色の変色(腐食と湿分混入の跡)が見られた。つまり、内部腐食と湿分混入を2018年に見ていたにも関わらず、その事実が報告されることがなかった。  一般産業ガイダンス:2021年12月、EPRIはTTUG会議でタービン内の湿分限度が0.5から0.05%に変更されたこと(ガイダンス)を公開した。事業者は2021年に、HPCIの制御油中の湿分が0.05%を超えたことを把握したが、TTUGによる限度変更は知られていなかったと述べた。しかし、 <b>NRC検査官は、事業者のHPCIエンジニアが、先のTTUG会議に出席したことを示す報告書を発見。その報告書には、湿分限度のことは直接書かれていないが、調速機潤滑油とEPRIガイダンスについて考察することを要求していた。</b>  是正処置:HPCIのEGRを交換。2号機と3号機のグランドシール配管のウォークダウンを実施し、HPCI及びRCIC(3号機)を点検した。  パフォーマンス劣化:該当。EGRと関連部品の品質劣化の検知と是正に失敗しているが、そ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。  スクリーニング:軽微を超える。緩和系の機器性能(可用性、信頼性、能力)に関わる。特に、1号機HPCIの設計基準機能の発揮に関わる。  重要度:予備的白(低から並の間)。 ΔCDF:4.75E-6~5.65E-6、ΔLERF:2.41E-7。 劣化状態の継続期間:48日(前回のサーベランス試験合格日(2022-04-13)から本事象発生日まで)  横断的要素:評価。事業者は、2018年のEGR点検で見つかった状態も、2021年のTTUG会議における状態監視の変更も、それらに伴う安全重要度も評価が不十分。	入手日 2023-08-29	INES -	基準 ②
IR2023091 259 (EA-22-122)	白指摘事項の最終重要度決定と違反通知とフォローアップレター	事象:2022-07-12、HPCIの四半期サーベランス試験中、手順にしたがって補助油ポンプを動作させた後、調速弁が開かなかったので試験を中断し、HPCI運転不能を宣言。事業者分析の結果、HPCI制御油内に混入した許容量を超える湿分による腐食により、調速弁を制御するEGRとサーボが固着したことを特定した。				
LER259 /202200200	駆動装置腐食による高圧注水系の運転不能	HPCIの潤滑油及び制御油系統に湿分が混入すると、ポンプを介して系統中に行きわたる。EGRがタービン軸受け潤滑油系統を共用している場合、油中の湿分レベルは最小限に抑える必要がある。0.04~0.05%を上回る湿分レベルでは、油の流れ及び混合が停止すると、油中に遊離水が形成され、この水により腐食が起き得る、実験研究では、金属表面に遊離水が接触すると3日程度で腐食が観察された。  配管構成:2013-03-29に、HPCIのグランドシールリークオフ配管を下向きにするよう作業指示書が出た。グランドシールの最終段圧力を、リークオフラインを介して抜くため。指示書には、背圧が高すぎると、リークし、潤滑油水混入の共通要因となると示された。2019-02-25、リークオフ配管に丘越えがあると凝縮水で配管が閉塞し、部品劣化が急進し得るため、その作業指示を是正優先度高に分類することが提案された。が、作業指示書は古いと言う理由で、優先度低に分類。2021年には、HPCIグランドシールリークオフ配管の湿分悪化(上昇)傾向が見られ、タービンユーザーグループ(TTUG)が更新した状態監視基準では、0.05%超の湿分確認時には、油系全体を洗浄・フラッシングし、EGRを交換するとなっていた。				
赤点線枠内は掲載許可を得ていないので公開できません。			違反:①10CFR50付則Bの基準XVII「是正措置」、②TVA手順書「原子力QAPの劣化状態に対する是正措置」、③TVA手順書「ブランズフェリーの是正措置」、④ブランズフェリーサイト手順書「HPCIタービン予防保全」等。 最終重要度:白			



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
RIS2022-03	非執行機関との「管理された非機密情報 (CUI)」共有協定策定のための NRC 計画	<p>宛先: NRC 認可取得/申請者、適合証明保有者、協定州放射線管理プログラム責任者、州リエゾン担当者及び部族。</p> <p>意図: ①慎重に扱うべき非機密非安全保障情報 (SUNSI と呼ばれる。) に関するプログラムを廃止し、CUI プログラムを 2023 年秋頃に実施するという NRC 計画を通知すること。②非執行機関 (宛先にある機関等) と CUI 共有する前に、それらの機関と公式 CUI 共有協定を結ぶという NRC 計画を議論すること。</p>	<p>NIST SP 800-171 に適合しない非執行機関には、NRC は「閲覧のみ」モードで CUI 共有する意向である。この「閲覧のみ」モードでは、CUI を非連邦情報システムに保存することなく、電子的に CUI を閲覧できるし、不注意に CUI を保存することを抑止できる。ただし、特定の CUI を非執行機関が保存するための既存要件が存在するなら、または非執行機関の情報システム上に NIST SP 800-171 とは異なる CUI 管理要件が既に存在するなら、NRC はそれらの要件に適合する方法で CUI を提供する。</p>	入手日	INES	基準
<p>定義: 管理された非機密情報 (CUI) とは、米国政府が定めた情報区分であり、米国各政府機関が取り扱う安全保障及び原子力情報のうち、機密指定には至らないが適切に管理すべき情報のこと。</p> <p>NRC の CUI 分類の大別</p> <p>CUI 基本分類: 緊急時管理計画、個人情報、商業機密情報、情報システムの脆弱性情報など</p> <p>CUI 特定分類: 輸出管理情報、国際的な合意書、原子力テロ対策情報、SGI など</p> <p>CUI を含む図書の例</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>認可取得者、申請者、協定州、原子力供給業者、米国立研究所、国際機関と共有される非公開情報</li> <li>許認可申請関連: 許認可変更要求、トピカルレポート、救済要求、許認可更新、追加情報要求、ドラフトガイダンス</li> <li>NRC 作成報告書</li> <li>無修正 UFSAR</li> <li>検査報告書</li> <li>事業者財務情報</li> <li>原子炉運転員の試験記録、質問、医療記録など</li> </ul>				2022-12-16	-	①
<p>この「閲覧のみ」モードは、NRC スタッフが CUI を含む文書ドラフトを特定の利害関係者と共同作業する場合に影響を与える可能性があるが、NRC スタッフはこのような影響を最小限に抑えるよう努める。協定締結者はまた、「閲覧のみ」に制限された電子的アクセスの代わりに、CUI 文書のハードコピーの提供を NRC に要求できる。</p> <p>NRC の CUI 共有協定が最終化され、活用可能になれば、NRC スタッフは各署名者の反応と CUI 受信方法の好みを分析する予定。</p> <p>NRC と公式 CUI 共有協定を締結していない非執行機関に CUI を配布することが NRC の使命上必要な場合、32CFR 2002.16(a)(5)(ii)「正式な協定を結んでいない CUI の共有」にしたがって、NRC は相手先と次の連絡をする必要がある: ①米国政府は、大統領令 13556 及び国立公文書記録管理局 (NARA) の CUI 登記簿に従って CUI を保護することを非執行機関に強く奨励する、②CUI がさらに第三者に配布される場合にも、それらの保護要件への適合が求められる。NARA ウェブサイト: <a href="https://www.archives.gov/cui">https://www.archives.gov/cui</a></p> <p>しかし、NRC が協定を結んでいない機関と、「閲覧のみ」以外のモードで CUI を電子的に共有するような緊急事態が発生する可能性がある。NRC の使命を達成するため、または法的もしくは規制要件または政府全体方針の遵守のために、「閲覧のみ」以外のモードでの電子的共有が必要と特定される場合もある。</p> <p>スケジュールを含め、CUI 共有協定の最終化に向けて、宛先機関との追加の NRC 公開会合が予定されている。NRC の CUI ウェブサイト (<a href="https://www.nrc.gov/reading-rm/cui.html">https://www.nrc.gov/reading-rm/cui.html</a>) では、NRC の CUI 移行計画に関する追加情報を提供している。NRC の CUI 公開ウェブサイトには、CUI に関する詳細情報を求める NRC 利害関係者向けの FAQ も掲載されている。</p>				<p>本件は、非執行機関との「管理された非機密情報 (CUI)」共有協定策定のための NRC 計画の情報通知である。原子力施設の運転経験情報ではないことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>背景: ①大統領令 13556 (2010 年) により、CUI を扱うための執行機関全体にわたってオープンで統一されたプログラムを策定することとなった。2016 年に CUI 規則 (32CFR) が発効。NRC は、SECY-18-0035 にて、従来の SUNSI 保護プログラムを CUI プログラムに置き換えることを表明。CUI 規則は、直接的には非執行機関に課されていないが、執行機関が非執行機関と公式協定を結ぶことを要求している。②NRC は、2021 年に 11 月に CUI 見解書、同年 12 月に NRC 統括指令 (MD 12.6) を発行し、CUI 方針を提示。並行して、NRC は公開会合を実施した。</p> <p>概要</p> <p>32CFR 2002.16(a)(5)(i)に基づき、NRC 機関は、いかなる形式 (ハードコピーまたは電子的) であれ、非執行機関と CUI を共有しようとする場合、それが適切であるならば、公式 CUI 共有協定を締結しなければならない。その協定は、NRC が相手先と共有する CUI の保護管理、アクセス管理及び配布管理を規定する。ただし、相手先が自ら作る情報を規定するものではない。</p> <p>NRC は 2023 年夏を目標に、相手先と公式 CUI 共有協定の締結を開始する予定。公式協定が結ばれ、NRC が CUI に移行すると、NRC は非執行機関にハードコピーまたは電子で CUI を配布する。NRC との情報共有協定への署名は任意であるが、そうすることで相手先と継続的な CUI 共有が容易になる。</p> <p>32CFR 2002.14(h)(2)を満たすため、NRC は CUI 共有協定に、CUI 機密性保護のための情報セキュリティに関する米国立標準技術研究所基準 (NIST SP 800-171) を規定する意向である。NIST SP 800-171 適合者は、NRC から受け取った CUI をその非連邦情報システムにダウンロードまたは印刷できるようになる。</p>				<p>NRC 公開会合資料 (2022-06-02) 抜粋 (ML22145A550)</p>  <p>The screenshot shows two columns of CUI categories. The left column lists 'CUI Basic Categories' including Archaeological Resources, Emergency Management, General Law Enforcement, General Privacy, General Proprietary Business Information, Information Systems Vulnerability Information, Investigation, Legal Privilege, Operations Security, Physical Security Information, and Whistleblower Identity. The right column lists 'CUI Specified Categories' including Budget, Critical Electric Infrastructure Information, Criminal History Records Information, Export Controlled, Historic Properties, International Agreement Information, Naval Nuclear Propulsion Information, Nuclear Security-Related Information, Protected Critical Infrastructure Information, Safeguards Information, Source Selection, and Unclassified Controlled Nuclear Information - Energy. Below this is a URL for the NARA CUI Registry. A process flow diagram at the bottom shows steps: CUI RIS (August 2022), Agreement (DMR approval) (March 2023), Sign Agreements (April 2023), Tracking (May 2023), and Maintenance (Ongoing).</p>		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果						
					INES	基準				
IN2023-01	高エネルギーアーク損傷の運転経験と分析から得られるリスクに関する知見	<p>目的: 高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する国内外運転経験を共有すること。LIC-504「緊急事態に対するリスク情報を用いた統合意思決定プロセス改訂 5」を用いて、運転経験から得られた定性及び定量リスクに関する知見について考察する。NRCとEPRIが共同開発したPRA手法の可用性についても情報提供する。IN2017-04「アルミ材を含む電気機器におけるHEAF」を超えるような運転経験に係る課題への取り組みについても情報提供する。</p> <p>背景: HEAF問題は一般課題プログラム(GIP)にそぐわないと判断し(2021年)、NRCは2方向アプローチをとることとした: ①LIC-504プロセスを開始して、利用できる最良情報を用いてHEAF問題を閉じるため、リスク情報を活用したオプションを開発、図書化する。②EPRIと連携して、一連のHEAFデータ、ツールと手法を完成させる。</p> <p>運転経験: NRCスタッフが特定したリスク情報が得られ、HEAFリスクに寄与するコンポーネント特定に資する4情報: ①ASPダッシュボード、②EPRI報告(参照: 処理結果中段)、③NRC報告「1986-2001年のNPP火災の原因となった開閉器(4.16-13.8 kV)及びバスダクトの電気故障」。④2基のリファレンスプラントにおける火災事象(*1、*2)PRA。</p> <p>NRCスタッフが得たリスク情報に関する知見: ①リスク管理の観点から、HEAF防止に焦点を当てるのが重要であるが、爆発、発煙、イオン化ガス発生及び運転員操作ミスによる後続影響が大きいと、後続影響に備え、緩和することも重要。②SBOにつながるようなHEAF(例: 2001馬鞍山*3)は、優先電源または待機電源等からの母線または開閉器で発生する可能性が高いので、その発生確率を最小にすることがHEAFリスクの低減及び多重化バスの損傷とSBOリスクの低減に寄与する。③主発電機から安全系母線を隔離する遮断器の保守が重要。それが故障すると、HEAF継続時間が長くなる。運転経験から、それらの遮断器は自動電源切替時に故障しやすい。④高電流のため給電遮断器のHEAF損傷範囲が大きく、適切な操作が電気故障を隔離するのに必要であることから、給電遮断器の保守が特に重要。⑤火災PRAでのフルスコープHEAFシナリオをモデル化することで、プラントリスクに影響するコンポーネントの特定が容易になる。⑥SBOに至るHEAFが最大のリスクであり、10CFR50.155「設計基準事象を越えた緩和」の設計想定外事象の緩和に採用された設計及び運転変更の利用がHEAFリスク低減に寄与し得る。</p>	<p>HEAF PRAの新手法の改善点: ①最近の運転経験を用いてHEAF発生頻度と消火失敗確率を変更、②非相分離バスダクトと低・中圧開閉器に対するZOIを変更、③HEAF損傷防止手段としてのHEAF ZOIにおける電気トレイ防火システム(ERFBS)の考慮、④電気故障解消時間に従ったHEAF損傷程度の評価能力。</p> <p>2基のリファレンスプラントに対する新火災PRA評価から得られた知見: ①新手法では、故障解消時間を考慮し、より現実的にHEAF損傷をモデル化しているため、ZOI及び関連リスクが、NUREG/CR-6850と比較して増減する。解消時間が長いプラントでは、ZOIが大きくなりHEAFリスクが増大する。②新手法ではZOIの起点が移動する。非相分離バスダクトの外表面にZOIの起点が移動すると、HEAF損傷ゾーン内の被影響機器を追加することとなる。③新手法を開閉器に適用すると、垂直方向ZOIはNUREGと比較して小さくなる。新手法では、NUREGでは扱っていなかった筐体そば(直上と前面)のHEAF火災損傷を予測できる。この領域に被影響機器があると、リスクが増加し得る。④新手法では、従来NUREGと違って、ERFBSがバスダクトや開閉器のHEAF ZOI内にあるケーブルの損傷防止を考慮し、リスク低減を期待し得る。⑤上記の影響により、リスクは従来手法と比較して、高くも低くもなり得、プラント仕様によって大きく異なる。</p> <p>本INの意味合い: リスク情報に関する知見は、原子力施設の許認可基準を満たすために使用される火災PRAとは関係なく、幅広く適用可能。10CFR50の下では、火災PRAの開発は求められていないが、自発的にリスク情報を活用したプログラムを採用している事業者は、そのNRC承認を得るために火災PRAを開発した。そうした事業者は、かれらのPRAにas built, as operated, as maintainedのプラント状態を反映し続けることが要求される。なお、本INの記載事項は、事業者による措置を求めるものではない。</p> <p>リスク情報を活用した取り組みの例: ①10CFR50.48(c)(NFPA805)「火災防護パフォーマンスベース基準」、②RITS-4b「リスク管理にもとづく技術仕様書」、完了時間、③RITS-5b「事業者のサーベランス頻度管理プログラム」、④10CFR50.69「NPPのSCCのリスク情報を活用した分類」</p> <p>*1 事象: グリッド擾乱で主発電機保護作動。高速切替失敗し、主発電機はUATを介してSUTと並列。過電流保護によりUAR遮断器トリップ、位相ずれにより遮断器故障。主発電機とSUTの並列を防ぐインターロックがなかった。</p>	<table border="1"> <tr> <td></td> <td>INES</td> <td>基準</td> </tr> <tr> <td>2023-04-07</td> <td>—</td> <td>⑥</td> </tr> </table> <p>本件は、米国では、HEAFは一般課題プログラムからはずれ、リスク情報を活用し、EPRIと連携したアプローチを用いて取り組みることとなったこと、HEAFのリスク情報に関する知見等を通知するものである。規制庁においても、NRCとも協働してHEAFに取り組んでいる。</p> <p>参考: <a href="https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/12348280/www.nra.go.jp/data/000260611.pdf">https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/12348280/www.nra.go.jp/data/000260611.pdf</a></p> <p>EPRI報告「HEAF防止に関する重要保守知見」から抜粋(<a href="https://www.epri.com/#/pages/product/00000003002015459/">https://www.epri.com/#/pages/product/00000003002015459/</a>)</p> <p>産業界情報の分析によると、HEAF事象の64%は防止可能で、不十分な保守が原因だった。有効な保守の例: ①日常予防保全や分解点検を含む定期的な遮断器保守(特に、UAT遮断器及びバスと遮断器の接点)、②高速母線切替に係る遮断器のタイミング試験、③ボルト締結部のバスダクト目視検査、トルクチェック、増し締め、④バスダクト接続部の接続抵抗測定、⑤保護レーの定期校正及び検査と電気・機能試験、⑥ケーブル端子と絶縁体の定期的目視検査、⑦ケーブル端子とスプライスの定期的赤外線サーモグラフィ、⑧絶縁劣化監視のためのタンデルタ試験、⑨定格8 kV以上のケーブルの定期的な部分放電試験、⑩低周波高圧試験の定期的実施</p> <p>*2 事象: 6.9 kV電源システムの故障で原子炉スクラム、タービントリップ。非相分離バスダクトが損壊、火災損傷に至る。</p> <p>*3 2001馬鞍山SBO事象: 嵐(潮)により外電喪失。外電復旧時に4.16 kV遮断器のブッシングが損傷し、EDG-A/Bが起動したが、安全母線A/Bの故障リレー作動によりSBOとなった(2時間8分)。TD-AFWにより、原子炉は安全停止状態を維持。</p>		INES	基準	2023-04-07	—	⑥
	INES	基準								
2023-04-07	—	⑥								



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IN2023-02	固定式測定器のシャッターが閉位置で固着した場合の報告	<p>目的: 副産物質(U、Puの濃縮物質(特殊核物質)の生産の過程もしくは照射によって放射化されたもの。特殊核物質を除く)を内蔵する固定式測定器を使用する事業者に対して、シャッターが閉位置で固着した場合の報告要件を通知すること。</p> <p>NRCが受けた質問: 固定式測定器のシャッターが閉位置で固着した場合は、10CFR30.50(b)(2)に従って24時間報告しなくてはならないかどうか。</p> <p>10CFR30.50(b)(2): 以下の3条件を満たす場合、機器が動作不能もしくは設計どおり機能しなければ、報告することが要求される: ①その機器は、規制または許可条件により、規制限度を超える放出を防止する、もしくは、規制限度を超える被ばくを防止する、もしくは、事故の影響を軽減するために必要とされているものである。②その機器は、無効または不作動の場合でも、使用・動作可能である必要がある。③必要な安全機能を果たす使用・動作可能な冗長機器がない。</p> <p>考察: シャッターが閉位置で固着した固定式計測器は、線量を低く保つ上で必要とされる安全機能を有する。10CFR20, 30, 31, 34, 39, 40 および 70 の報告義務に関する考慮項目は、①装置の設計または使用に問題があることと、②発生源の再遮蔽を妨げる問題があること。閉位置で固着した固定式計測器は、そのうちの1つしか満たさない。また、10CFR21「欠陥および不適合の報告書」も、欠陥が安全上の実ハザードの原因となる可能性がある状態と定義しているため、適用されない。</p> <p>結論: 固定式計測器のシャッターが閉位置で固着した場合は、報告対象事象ではない。</p>		2023-03-23	—	①
				<p>本件は、副産物質使用施設を対象とした報告要件に係る通知である。右上の基準によって、スクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9123		[Redacted Summary]		2023-02-20	0	②
				<p>本件は、海外原子力発電所にて起動過程で復水器真空度が高まる前に、真空度低信号により、タービントリップし、安全保護系が作動した事例である。安全上有意な実問題はない。原因は、真空保護リレーの誤操作。根本原因は手順書が不明確なこと。当該事業者による運転管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9124		<p>2022-04-14 09:28、米国ノースアナ 1 号機 (PWR、948 MWe、定格運転中) にて制御棒動作定期試験中、出力領域中性子束減少率高により自動原子炉トリップした。その時、制御棒バンク選択スイッチの操作中で、停止バンク B グループ 2 (SBB-2) の制御棒が挿入された。トリップ後、タービンドレン弁 (モータ駆動弁: MOV) が開閉を繰り返したので、関連の遮断器を開いて、開状態とした。</p> <p>安全評価: 本事象による重大な安全上の影響はない。</p> <p>出力領域中性子束減少率高の原因: SBB-2 の制御棒が落下挿入したため。</p>	<p>追加是正措置: ①制御棒制御系に係る摩耗を低減し、システム信頼性を向上させる観点で、制御棒動作定期試験の頻度を低減するための評価を行う。②タービンドレン弁が繰り返し開閉動作した原因であるリレーの機械的固着を検討するための作業指示が発行され、作業と試験は完了した。③中間領域中性子束検出器は、補償電圧が再調整された。</p> <p>(参考)</p>	2023-02-20	—	⑤
LER338/ 2022001R01	制御棒動作試験中の自動原子炉トリップ	<p>制御棒挿入原因: Westinghouse 社 (当該制御棒制御装置供給者) のテストによると、ロジックキャビネット (制御棒制御回路が収納されている盤) 内の I/O 用 AC アンプカード (A813) の故障で SBB-2 制御棒の制御系への電流が不足したため。A813 の故障で、SBB-2 の保持ラッチと可動ラッチコイルの両方に、同時にゼロ電流指令 (*1) が出力された。結果として、両コイルの制御棒保持用電流が低下。さらなる故障により多重化警報が出て、選択した SBB-2 と従前に選択した制御バンク B グループ 2 (CBB-2) の間で低減電流が分配され、その結果、可動ラッチコイルに最小電流が流れることとなり、(フェイルセーフによりラッチが開いて、) SBB-2 の制御棒が落下した。さらなるテストが行われ、A813 アンプカードの故障原因となったサブコンポーネントを特定する予定である。</p> <p>*1 電流指令は、フル、低減またはゼロのいずれか。</p> <p>類似事象: 1996-08-27、同 1 号機 (定格運転中) での制御棒動作試験において、制御棒を制御バンク B (CBB) に挿入開始したとき、高中性子束原子炉トリップ信号により自動原子炉トリップした。CBB の複数の制御棒が挿入。原因は、制御棒駆動系の入・出力アイソレーションアンプカードの故障、すなわち、故障により CBB グループ 2 にフル制御棒保持電流指令が出なかったためである。</p> <p>是正措置: 故障した入・出力アイソレーションアンプカード及びトラブルシューティング中に特定された他のカードを全部交換。</p>	<p>LER338/2022001R00 (本 IRS と同じ) に記載の原因: Westinghouse 社のテストによると、制御棒挿入落下原因は、ロジックキャビネット内の I/O 用 AC 増幅カード (A813) の故障で、SBB-2 制御棒の保持コイルへの電流が不足したため。A813 の故障で、SBB-2 制御棒の保持コイルに電流が流れなかった。その結果、可動ラッチコイルのみが SBB-2 制御棒の保持を担うこととなった。制御バンク選択スイッチを回すと、既に低下している可動コイルの電流が、選択した SBB-2 と従前に選択した CBB-2 の間で分配され、その結果、可動コイルに最小電流が流れることとなり、SBB-2 の制御棒が落下した。</p>	<p>本件は、定格運転中の米国 PWR において、制御棒動作試験中に自動原子炉停止した事例である。原因は、制御棒制御系のカード故障によるフェイルセーフで、制御棒が落下挿入されたため。カード故障の原因は未特定。当該国では軽微な事象として取り扱われていることから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、原因等について有意な情報更新があれば、再調査・分析を行う。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9125		2022-02-05 03:43、米国オコニー2号機(PWR、848 MWe、定格運転中)において、全4台の原子炉冷却材ポンプ(RCP)の電源が喪失し、原子炉保護系(RPS)により自動原子炉トリップ。RCP停止状態なので、圧力調整のために加圧器スプレーが使用できないので、原子炉冷却材系(RCS)の圧力が一時的に加圧器逃し弁(2RC-67)の設定点まで上昇した。また、統合制御系(ICS)により、主給水(MFW)が貫流型蒸気発生器の非常用給水リングに、設計通り切り替えられ、MFWが西貫通室(WPR)にある非常用給水配管を通して流れた。しかし、非常用給水配管の外側塗料(2001年塗布)は、MFW温度(400°F(204°C))以上級ではないため、大量に発煙し、火災検知器が動作し(03:47)、異常事象宣言が出された(03:57)。オンサイト消防隊は、本件は非火災と判断し、異常事象宣言は08:11に解除。2号機の再起動までに、関連する塗料は全部剥がされた。	<p>参考図 B&amp;W 社貫流型蒸気発生器断面図  <a href="https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf">https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf</a></p>	2023-02-20	—	②
LER270/ 2022001R00	原子炉冷却材ポンプの電源喪失による自動原子炉トリップ	安全評価: 原子炉トリップ直後、2号機主排気筒放射線モニタの指示が一瞬増加したが、現場確認により放射能放出なしと判断された。指示値増加原因は、検出器電源が一時的に停止したため。非常用炉心冷却系やその他の安全システムの作動はなく、運転員の異常時対応にも問題はなかった。公衆衛生・安全への影響はない。		本件は、定格運転中の米国PWRにおいて、常用電源喪失によりRCP全台が停止し自動原子炉トリップした後、火災検知器が作動し緊急事象宣言が出された事例である。公衆衛生・安全への影響はない。常用電源喪失原因は、当該電源系統のPTのヒューズ故障により、不足電圧リレー(保護回路)が作動したため。火災検知器作動原因は、非常用給水系の配管外側塗料から発煙したためで火災ではない。発煙原因は、塗料の使用温度上限が非常用給水系の冷却材温度より低かったため。不足電圧リレーが作動したのは、当該プラント固有の設計による。塗料は事業者の設計管理に課題があった。以上のことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。		
IIR270/ 2022001	オコニー原子力発電所統合検査報告書	RCP電源喪失原因: RCPの6.9kV常用電源の不足電圧リレーに給電する計器用変圧器(PT)回路のヒューズの機械的故障。それにより、PTのライン側が停電状態となり、不足電圧リレーが動作し、常用電源系の遮断器(2TA-2と2TB-5)が開放したので、6.9kV開閉装置(2TAと2TB)が停電した。				
		非常用給水配管の不適切塗料の原因: 設計管理 是正措置: 6.9kVの電圧検出回路におけるヒューズ自体を改善する。もしくは、電圧検出回路設計を改善する。 検査指摘事項: 該当、明らかな緑(通知なし) 違反規則: 10CFR50付則B、基準III「設計管理」				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9126				2023-02-20	—	②
				<p>本件は、海外原子力発電所にて、非安全系ポンプモータで地絡が発生したが、地絡保護用のプログラマブル多機能保護リレー（P-MPR）が動作しなかった事例である。遅れて、過負荷保護リレーが作動し、ポンプは停止した。地絡原因は、モータ巻線の絶縁体損傷。P-MPR リレー不動作原因は、構成ミス。構成ミス原因は、試運転試験プログラムの間違いにより、構成を適切と判定したため。この間違いは、複数の同型 P-MPR の不動作・誤動作により潜在的に安全機能の共通要因故障をもたらした。根本原因は、試験プログラムは他プラントの仕様に基づき、当該プラントの仕様を考慮していなかったこと。また、定期試験プログラムも間違った試運転試験プログラムに基づいていたので、定期試験でも構成エラーを検知できなかった。当該事業者による施工管理及び保守・試験管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。ただし、本件の潜在的共通要因故障に関して更新情報が得られた場合には、再スクリーニング調査・分析を行う。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9127				2023-02-21	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所にて、原子炉建屋のポンプ室内で一次冷却材のピンホール漏えいが発生し、手動原子炉トリップした事例である。漏えい箇所は、ECCS 注入ラインにつながる小口径配管の分岐接続継手の溶接接続部。原因は分岐接続継手溶接部の内側と ECCS 配管外表面の間にくぼみがあり、そこにクラッドが堆積したことによる孔食。配管接続工事の際に ECCS ラインに開けた穴径が小さすぎた。根本原因は工事管理・品質管理が不適切だったこと。当該事業者によるマネジメントに課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9128				2023-02-21	—	②
				<p>本件は、停止中の海外原子力発電所にて、ケーブルトレイの耐火ラッピングに、防火壁機能を喪失するような損傷が複数見つかったことの報告である。水平展開で、他のプラントでも同様の損傷が見つかった。原因は、問題となるケーブルトレイが床面にあり、作業員が踏みつけたため。物理的防護や注意標識もなかった。ラッピングの防火壁機能や踏みつけにより機能喪失し得ることも認知されていなかった。当該国の事業者による火災防護管理、施工管理、保守作業管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9129				2023-02-21	—	②
				<p>本件は、停止中の海外原子力発電所における液体浸透探傷試験の作業員の1人が、作業完了後に、管理区域出口の汚染モニタで、年間法定限度線量の1/4を超える汚染が検出されたことの報告である。直ちに除染された。原因は、防護衣の不適切着衣及び確認不足。事業者の放射線防護管理に課題があったことから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9130				2023-03-03	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所において、発電機変圧器が故障し、タービントリップ、原子炉トリップするとともに、故障した変圧器で火災が発生し、流出した絶縁油の一部が海岸に達した事例である。油の環境への流出以外に、重大な安全・環境への影響はない。変圧器故障の原因は、タップチェンジャー部分の絶縁破壊。根本原因は未特定だが、運転経験を活用せず、故障箇所付近の放電痕等異常があったにも関わらず対処しなかったことが寄与因子。油流出原因は、消火水と油からなる廃液が、当該プラントの処理能力を超えたため。消火に当たって、廃液の処理能力に対する考慮が不足していた。当該事業者の変圧器に対する保守管理及び消火活動管理に課題があったことから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9131				2023-03-03	—	④
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所(原子炉2基)において、暴風を伴う悪天候時に、1基がタービン発電機トリップ後自動原子炉トリップし、もう1基を翌日手動原子炉トリップさせた事例である。トリップ後の冷却に問題はなかった。発電機トリップの原因は、変電所の送電線が悪天候によりフラッシュオーバーしたため。もう1基の手動トリップは、自動トリップのリスクがあったので、保守的に行った。寄与因子は、当該変電所で採用している送電線碍子洗浄システムが、今回の悪天候による汚れ程度に対応していなかったこと。恒久停止まで1年を切っているため、抜本的対策もとっていない。国内原子力発電所においては、台風・塩害対策が取られていることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
						
				<p><b>がいし洗浄装置</b></p> <p>海岸線や工業地帯などでは、大気に含まれる塩や塵埃が多く、それががいし表面に付着することにより、がいしの絶縁特性が低下する場合があります。がいし活線洗浄装置は、発電所や変電所にて機器の性能を保つため、注水洗浄する装置です。</p> <p>参考図 碍子洗浄装置の例  <a href="https://www.ngk.co.jp/product/search-business/insulator/">https://www.ngk.co.jp/product/search-business/insulator/</a></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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9132				2023-03-03	—	②
				<p>本件は、高温停止中の海外原子力発電所において、技術仕様書上、全引き抜きされていなければならない安全棒が1本炉心に挿入され、その状態のまま技術仕様書で許容されない制御棒交換を行った技術仕様書不適合事例である。安全上の実影響はない。なお、当該原子炉では、原子炉安全停止中は安全棒と呼ばれる制御棒の一種は、全数引き抜き状態であることが求められる。安全棒が挿入された原因は、制御設備の部品の経年劣化。根本原因は、経年劣化管理が不十分だったから。制御棒交換を行った原因は、安全棒挿入を認識していなかったから。根本原因は、運転員の注意力散漫。作業環境、要員リソース管理にも課題があった。事業者のマネジメントに課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9133		<p>2021-10-16 04:28、米国ドレスデン 3 号機 (BWR、879 MWe、定格運転中) の主変圧器の故障により自動原子炉保護系が動作、全ての制御棒は完全に挿入された。原子炉スクラムに引き続き、全システムが期待通りに動作した。</p> <p>主変圧器故障は地絡によるものであるが、起因となるようなプラント/送電系事象はなかった。また、故障の前兆となる変圧器故障を示す警報もなかった。さらに、事象の 2 時間前に実施された変圧器油サンプルのガス分析でも、劣化傾向はなかった。</p>	<p>LER237/2014-002-02 「主変圧器損傷による原子炉スクラム」事象概要</p> <p>2014-04-12、米国ドレスデン 2 号機 (BWR、850 MWe、定格運転中) の主変圧器 (4 年 5 カ月間使用) が警報も伴わず故障し、原子炉スクラムした。主変圧器故障により、タービントリップ、原子炉トリップして、全制御棒が挿入された。全システムが期待通りに動作した。</p> <p>安全評価: 本事象の安全上の重要性は低い。</p> <p>故障直接原因: 低圧リード線 A 相から、高圧コイル A 相に至る放電。</p> <p>最も確からしい根本原因: 製造プロセスにおけると思われる複数の絶縁に関する課題の組み合わせ。複数個所で絶縁ワニスが剥落しており、また下部の健全性を維持している絶縁紙のワニスに複数の機械的な擦り傷を特定した。さらに、このような擦り傷が存在した個所の一つは炭化しており、これは変圧器動作中にストランド(より線)間の部分放電により形成された可能性がある。このような痕跡は、健全だった別の相の同一箇所にはなかった。したがって、絶縁に関わる複数の課題の組み合わせによって発生したと推定した。</p> <p>是正措置: ①当該主変圧器を、別の製造社による異なる設計のものと交換。②絶縁部位の健全性確保のため、構造検査及び配線の取扱い/据付け検査に関する重要ステップを確実に実施するように変圧器製造時の監視を強化する。③製造プロセスにおける重要検査を確実に行うため、手順類を改訂する。検査計画では、電力事業者もしくはその代理者による検査のためのホールドポイントを特定する。</p> <p>主変圧器情報: シーメンス社製、モデル: ELIN SN: 1731658、タイプ: TDQ-A27D9K-99</p>	2023-02-20	—	③
LER249/ 2021001R01	主変圧器の故障による原子炉スクラム	<p>見たところ、主変圧器の A 相の高圧ブッシング、避雷器、コントロールキャビネットが壊滅的な損傷を受けていた。補助系や変圧器の機器は、多様な損傷を受けていた。保護された区画の火災が 60 分未満で消火されなかったため、異常事態が宣言されたが、07:09 に解除。</p> <p>安全評価: 発電所や公共の安全に影響はなく、安全機能の喪失もなかった。</p> <p>主変圧器情報: シーメンス社製、モデル: ELIN SN: 1731659、タイプ: TDQ-A27D9K-99</p>	<p>事象の原因: 主変圧器高圧部分に使用された油浸紙ブッシングの予期せぬ突発性壊滅故障。この結論は、Trench Condenser Oil Transformer 社の ANSI 高圧油浸紙ブッシング (COTA HV OIP) に関する故障経験の分析を含む種々の分析にもとづく。</p> <p>従前の発生事象: 当該発電所におけるもっとも最近の変圧器故障は、2014 年 4 月のもの (LER237/2014-002-02)。この時、2 号機の主変圧器は内部故障により故障したが、最も可能性の高い原因は、絶縁に係る課題の組み合わせと考えられた。この事象により、主タービンがトリップし、原子炉がスクラムした。変圧器は、異なる設計製造者のものと交換された。</p> <p>是正措置: ①故障変圧器を、異なる設計・製造業者のものと交換。②故障したブッシング (COTA HV OIP) は使用/購入しない。③主変圧器と所内変圧器、予備変圧器の制御キャビネットの電源を即時に遮断する方法を開発する。</p> <p>これらの是正措置は、通電回路の故障による変圧器制御キャビネット内の火災による再放電に対処するものである。</p>			
				 <p>参考図 Trench Condenser Oil Transformer 社の油浸紙ブッシングの例 (本件のものではない) <a href="https://trench-group.com/wp-content/uploads/2022/08/PS-Bushing - 2022-web-version.pdf">https://trench-group.com/wp-content/uploads/2022/08/PS-Bushing - 2022-web-version.pdf</a></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。					

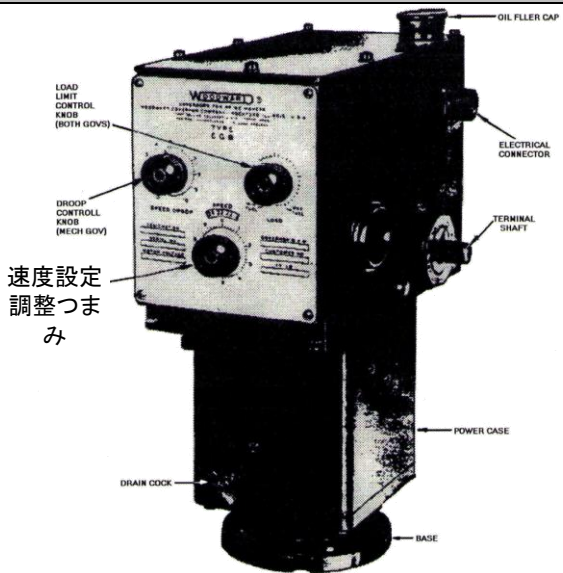


番号	件名	概要	補足情報	処理結果						
				入手日	INES	基準				
IRS9134		<p>2021-07-20、米国クリントン1号機(BWR、1062 MWe、98%出力運転中)において炉心監視システムソフトウェアのモデリングの誤りにより、技術仕様書(TS)によって禁止された状態に複数回入ったことがあることがわかった。</p> <p>背景: GEH社が2021-04-19に発行したSC21-04R0「BWR/6の炉心支持板直交ビーム箇所の燃料支持金具の側面オリフィス(SEO)における準安定流」は、ある炉心状態で周期的に形成される流動様式を特定した。この状態では、燃料集合体バイパス流が炉心監視システムで正確にモデル化されていない。この状態は、BWR/6の炉心支持板の2体のビームに隣接する燃料集合体の位置で発生する。この位置は、1号機の場合では、燃料集合体の約25%で見られる。この状態は、TS3.2.2「最小限界出力比(MCPR)」に影響するので、当該発電所では、規定2021-04「制限限界出力比最大部分(MFLCPR)管理」を発行し、炉心大で熱的制約を掛けることとした(*1)。</p> <p>2021-06-17発行のR1では、ガイダンスを追加し、R0を明確化した。炉心大のMFLCPRに掛けていた従前のペナルティ(0.05)に、プラント特有の条件で計算したものに変更、それは炉心出力、流量と機器停止状態と異なる。</p>	<p>*1 OLMCPRは、想定運転過渡時でも燃料損傷が発生しない(99.9%の燃料棒が沸騰遷移を避けられる)ための制限値である。OLMCPRを計算MCPRで割ったものがMFLCPRであり、&lt;1.000ならばCOLRはTS3.2.2を満足することになる。&gt;1.000ならば、2時間以内にMFLCPRを戻さなければならない。さもなければ、熱出力を次の4時間以内に21.6%未満に低下させる必要がある。</p> <p>SC21-04R1(ML21109A337)から抜粋</p> <p>BWR/6の炉心支持板下の格子構造(直交ビーム)に対するSEOの向きにより上流側流路が異なるため、SEOの入口圧損が異なる。これらの違いがSEOの流動様式に影響を与え、準安定圧損が発生し得る。なお、ABWRの一部もBWR/6と類似の直交ビームを持つが、SEO付近の設計やオリフィス径が異なり、ABWRには当てはまらない。</p> <p>BWR/6のSEOの入口圧損の流路依存は既知問題で昔から取り組まれてきた。2020年にIRM/SRMの位置では入口流路が制限されていることの影響を、炉心監視データバンクに組み込んだ(ML20176A432)。直交ビーム位置における下部プレナム内の流動様式のランダムな挙動がSEOの圧損を増加させ得る。米国BWR/6では、これらの位置でのSEO圧損は、潜在的に現行設計基準の約1.9倍と評価されたが、その発生頻度は不明。直交ビーム位置での準安定損失によるMCPRへの影響は0.01より大きくなるが、これは計算値の丸めや不確かさより大きい。</p> <p>推奨措置: GNF社製炉心監視システムを使用するプラントでは、監視システムにペナルティ付きOLMCPRを入れるべき。例えば、問題の位置でのMFLCPR限度を0.95として、MCPRが確実にOLMCPRよりも大きくなるようにする。むろん、これを炉心大に適用してもよい(保守的)。</p>	<table border="1"> <tr> <td>入手日</td> <td>INES</td> <td>基準</td> </tr> <tr> <td>2023-03-27</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> </table> <p>本件は、米国BWR/6プラントにおける運転記録のレビューによって、技術仕様書の最小限界出力(MCPR)に係る要件を満足しない期間があったことが判明した事例である。その期間に、安全性に影響するような事象は発生していない。原因は、MCPR等を評価する炉心監視システムのソフトウェアに誤りがあったため。ただし、その誤りは2021年になって判明したものである。本件は、国内対象プラントでは問題ないことが既に示されている(下記)ことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>原子力規制庁被規制者等との面談概要・資料(令和3年08月18日)「BWRクロスビームプラントの燃料支持金具オリフィス圧損に関する資料提出」  <a href="https://www2.nra.go.jp/data/000362453.pdf">https://www2.nra.go.jp/data/000362453.pdf</a></p>	入手日	INES	基準	2023-03-27	—	③
入手日	INES	基準								
2023-03-27	—	③								
LER461/ 2021001R00	炉心監視システムソフトウェアのモデリングの誤りによる技術仕様書禁止状態の発生	<p>R1を用いて運転履歴を見直した結果、2019-05-25と2019-06-22~08-03の間に、TS3.2.2の不適合期間を特定。MFLCPRが6時間以上1.0を超えていた。</p> <p>安全評価: 運転履歴をレビューした結果、この期間に安全限界MCPR(SLMCPR)に到達し得る制限過渡事象(バイパスなしのタービントリップ、給水制御失敗による全開等)は発生していない。よって、SLMCPRと運転限界MCPR(OLMCPR)のマーージンは、R0でもR1評価でも十分である。公衆又は従事者の健康及び安全に影響を及ぼすこともなかった。</p> <p>事象の原因: R1に記載の通り、一部の燃料集合体位置では、SEO損失係数が過小評価され、炉心監視ソフトウェアでMCPRマーージンが過大評価され得るため。この過大評価は、炉心支持板の直交ビームにおける核計装支持構造に係る流路制限をもともと考慮していなかったため。その原因は、原子炉供給業者の昔の設計計算ミスである。</p> <p>是正措置: ①現行MFLCPRが推奨値内であることを確認。②R0/R1の推奨を守る規定を発行。③炉心運転制限図書(COLR)等を改訂。④炉心監視システムを更新。</p>	<p>図 直交ビームで囲まれたセルとSEO、IRM/SRMの位置</p>	<p>参考図 国内BWRプラントの炉心支持板と燃料支持金具の例</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。									

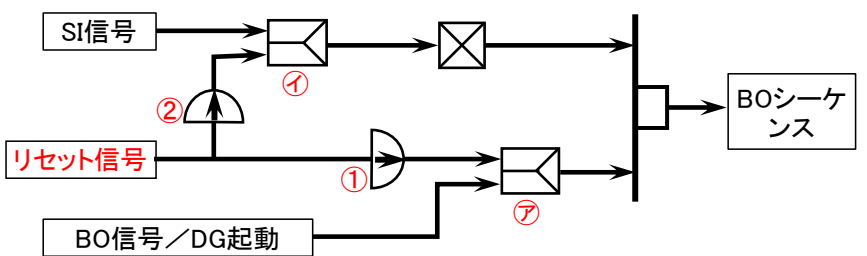
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9135		2021-10-15 01:33、米国サウステキサス 2 号機(PWR、1280 MWe、定格運転中)において、蓄圧タンク 2B 充てんのため、高圧安全注入(HHSI)ポンプ 2B を起動したが、HHSI ポンプ室ファン(VAH-005)と格納容器サンプ隔離弁区画ファン(VAH-013)は、期待と異なり自動起動しなかった。HHSI ポンプ 2B 室の空気取扱いユニット(AHU、VAH-005 と 013)が起動しないので、B 系の非常用炉心冷却系(ECCS)及び格納容器スプレイ(CS)系は、動作不能と宣言された。13:19 に B 系ハンドスイッチ(SI ポンプ室と CS ポンプ室を冷却するファンを動かすために操作される)が固着し、修理が必要なことを確認。スイッチは 2021-10-05 に VAH-005 を停止させたときに壊れたと推定された。よって、2021-10-15 23:18 にスイッチ交換されるまで、熱除去の安全機能が不能だった。これは、ECCS と CS の技術仕様書(TS)の措置の許容除外時間(7 日間)を超えている。	<p>ハンドスイッチ情報:産業界で広く使用され、当該発電所でも多数使われている GE 社 SBM ロータリスイッチ。ほとんどが、制御室の制御盤もしくは配電システムの開閉装置で使用。高い信頼性で堅牢な設計。しかし、本件から、まれにリレーの作動を妨げるような高い接触抵抗を示す可能性がある。NRC 特別検査報告書(ML21321A365)によると、米国デービスベッセ原子力発電所で SBM スwitch が作動しなかったことがあり、原因はスイッチの接点に汚れがあり、電流が妨げられていたこと。汚れは予防保全活動が行われていないことが原因と判明した。</p>  <p>参考図 GE 社モデル SBM ロータリスイッチの例 <a href="https://www.gegridsolutions.com/multiin/catalog/sbm.htm">https://www.gegridsolutions.com/multiin/catalog/sbm.htm</a></p> <p>追加情報:本件では、燃料取扱い建屋(FHB)の換気空調(HVAC)系の B 系補助クーラー一部の故障も関係していた。ただし、B 系 SI と CS の FHB HVAC 補助クーラーへの依存性は、事業者により承認された設計の想定影響の一つであり、他のシステムは直接影響を受けない。</p> <p>背景:FHB の HVAC 系は、FHB 内にあるシステム、コンポーネントのオペラビリティを確保するために要する環境条件を維持するものである。通常運転中、給気サブシステムはフィルター介して外気を建物に供給する。非</p> <p>安全系の冷凍水サブシステムによって給水される冷却コイルは、建物を設計雰囲気温度内に維持する冷却能力を有する。同様に、電気加熱コイルは、外気加熱能力を有する。ESF が作動すると、給気サブシステムが停止され、緊急空気逃がしダンパーが開き、外気が建物内に流入し続ける(安全関連排気サブシステム)。排気サブシステムは、ポンプ室内の戻り空気レジスタと排気換気ダクトを介して空気を取り込み、プラントの主排気筒を通して排出する。FHB HVAC は、ECCS 及び CS システムに必要なサポート システムである。</p>	2023-03-27	—	②
LER499/ 2021002R01	非常用炉心冷却系及び格納容器スプレイ系運転不能による技術仕様書禁止状態	安全評価:B 系ハンドスイッチの故障中は、VAH-005 と 013 は工学的安全施設(ESF)作動信号によって、起動され得なかったはず。VAH-005 は、室温高でも起動し得なかった。VAH-013 は弁室で室温高が検知されるので起動し得、重要冷凍水による熱除去設計能力を果たせたはず。				
		B 系の SI ポンプ室及び CS ポンプ室の内容積、排気サブシステムによる外気冷却、VAH-013 の室温高での起動を考慮すると、LHSI ポンプ 2B、HHSI ポンプ 2B 及び CS ポンプ 2B の各モータは継続作動可能だったはず。よって、B 系ハンドスイッチの故障は、プラントの安全性を有意に損なうことはなかったはずである。				
		ファン自動起動失敗原因:ハンドスイッチの固着またはスイッチ内の接触抵抗が高かった。なお、故障したスイッチは、詳細分析を行うことなく廃棄。交換前に操作したところ当該ハンドスイッチは動作したので、一時的な故障だった可能性もある。スイッチはスプリングで、自然に中央(AUTO)に戻るのもので、何かなければ閉から開位置に動くことはない。よって事業者は、2021-10-05 に VAH-005 を止めた時に、スイッチが中央に戻る際に故障したと結論。				
		是正措置:①故障したハンドスイッチを交換。②予防保全で手動スイッチを 5~6 回捻回させて潜在的な固着有無を確認し、劣化が確認された場合は交換(産業界標準)。予期しない故障後、さらなる分析のために取り外した機器を保管するよう、プロセスを変更。③プラント内の他のハンドスイッチ調査で異常がなかったことから、予防保全頻度を 468 週から 234 週に変更する案を中止した。				
	赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。					

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9136		2021-10-03、米国 ANO-2 号機(PWR、988 MWe、燃料交換停止中)の原子炉容器上蓋の供用期間中検査(ISI)において超音波探傷検査(UT)で、米国機械学会(ASME)ボイラー及び圧力容器コード要件の下では許容できない欠陥が検出された。欠陥位置は上蓋の制御棒駆動装置(CEDM)ノズル 46 の面接合部。翌日、この欠陥指示は ASME コードケース N-729-6 に定義された許容基準に不適合と判定された。この欠陥指示は、一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)と判断された。ノズル 46 の UT 及びベアメタル検査(BMV)では、CEDM の J 形グループ溶接部上の上蓋を貫通するリークパスも上蓋外表面上のほう素堆積物も確認されなかった。これは、上蓋への一次冷却系(RCS)漏えいに至る J 形グループ溶接の 3 重点にまでは、亀裂が進展していないことを示している。		2023-03-27	—	④
LER368/2021002R00	ASME セクション XI では許容できない一次冷却系の材料欠陥	<p>安全評価: 一般公衆の安全、原子力・放射性安全に影響はない。欠陥サイズは小さく、クリティカルな亀裂に至るまでには相当なマージンがある。なお、N-729-6 要件に従った事業者の上蓋検査プログラムは、安全性に影響するような PWSCC 劣化事象を阻止できる。米産業界による材料信頼性プログラム(MRP110)は、周方向亀裂がクリティカルサイズ(典型的には 330 度)に達するまでの時間余裕があるので、ノズルが外れるまでのマージンは大きいと証明している。さらに、定期的な(燃料交換停止ごとの)上蓋表面の BMV によって、重大な低炭素鋼材料の減耗を阻止できる。</p> <p>欠陥の原因: PWSCC 感受性のあるインコネル 600 合金材で作られているため。</p> <p>是正措置: ①ハーフノズル補修を実施。欠陥を含むノズルの下部を機械加工で取り除き、その後、ノズルの残りの部分を上蓋に溶接して新しい圧力境界を形成した。②新しい溶接部で交換用の下部ノズルも取り付けられ、そこにガイドコーンが再び取り付けられた。③ノズル 46 に対して、N-729-6 で要求され、追加情報要求応答(ML21312A017)に記載されている検査(溶接後 UT)を実施した。</p>				
			<p>図 欠陥指示の位置(ML21309A007)</p> <p>図 ハーフノズル補修(ML21309A007)</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9137		<p>2021-07-21、米国ディアブロキャニオン 2 号機 (PWR、1188 MWe、定格運転中) の非常用ディーゼル発電機 (EDG2-3) の定期サーベイランス試験で、モードスイッチ AUTO 位置 (EDG が 4 kV 母線に給電 (負荷) する構成) にして、模擬不足電圧 (UV) 信号で EDG を起動、周波数表示は 58.90 Hz (速度: 880 rpm) であった。サーベイランス試験手順 (及び技術仕様書 TS3.8.1) では、調整前の起動時の周波数は 59.5~60.5Hz でなくてはいけないので、EDG 2-3 を手動モードにして、周波数と速度を規定の範囲に調整し、全ての許容基準を満足して試験を完了したが、自動 UV 起動後の周波数 (58.90 Hz) により、EDG2-3 は運転不能と宣言された。この不適合状態は、2021-06-30 (従前の試験合格日) から 2021-07-22 (運転可能状態復旧日) まで継続していたとみなされた。なお、手動運転には影響なかった。</p> <p>安全評価: この事象による安全影響はない。一般公衆及びプラント職員の健康及び安全にも影響はない。その後の評価で、EDG2-3 及び 4 kV と 480 V 母線から給電される機器は、その安全機能を果たすことができたことが示された。</p> <p>低周波数原因: 保守後試験が不適切だったため。保守作業に引き続く EDG ガバナの設定後に周波数再確認の必要性が、試験手順に十分考慮されていなかった。</p> <p>是正措置: 2021-07-22、ガバナ設定を修正し、EDG は運転可能状態に復帰。当該発電所の是正措置プログラムに従って、再発防止のためのフォローアップ措置が管理される。</p>	 <p>速度設定調整済み</p> <p>参考図 電気式ガバナ油圧アクチュエータの例 (ML11229A130)</p>	2023-03-27	—	②
LER323/ 2021001R00	定期サーベイランス中に確認された低周波数による EDG 運転不能判定			<p>本件は、米国原子力発電所において、1 台の EDG が、技術仕様書要件不満足のため、約 1 月間運転不能だったとみなされた事例である。安全機能は果たせた。原因は、当該 EDG の保守後にガバナの設定を適切に戻さなかったため。試験手順書にも課題があった。事業者の保守管理や試験手順管理に課題があったことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

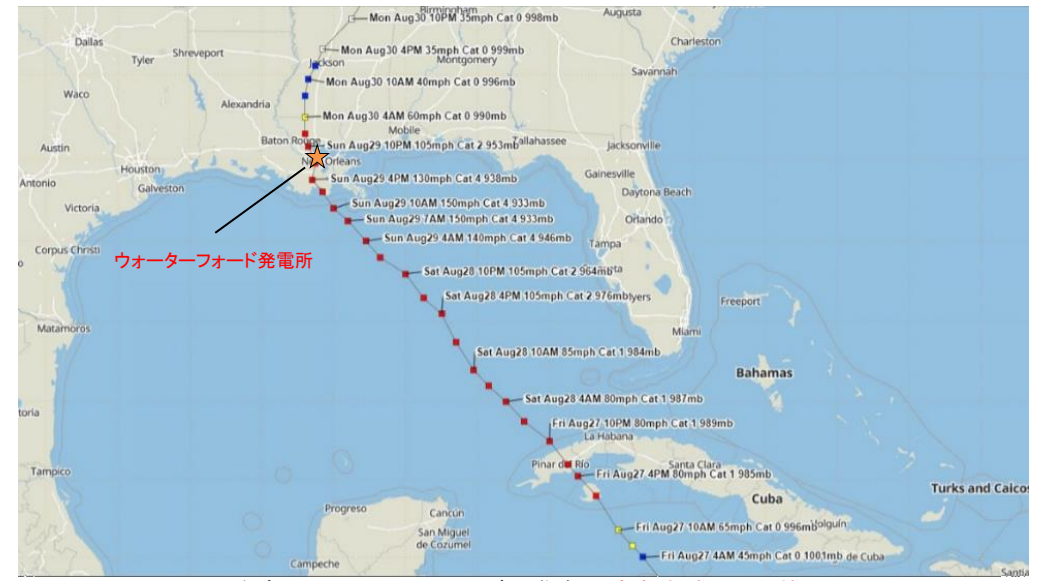
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9138		2021-09-25 03:41、米国ナインマイルポイント1号機 (BWR、613 MWe、定格運転中)の中央制御室にて、無停電電源系(UPS 162A)につながる原子炉保護系(RPS)の計装母線#11の停電と復電と同時に、複数の警報を受信した。これにより、ハーフスクラム、原子炉浄化系(RWCU)隔離及び#11と#12非常用復水器(EC)隔離が発生。EC系が運転不能とみなされ、関連する技術仕様書(TS)の運転上の制限条件に入った。母線切替えを行い、両ECは運転制限状態から04:29に復旧した(48分間動作不能)。	<p>ナインマイルポイント1号機非常用復水器系統数は2、1系統あたり2基の復水器を有する。</p> <p>参考図 シングルトレイン非常用復水器の簡素化概念図  <a href="https://nrcoe.inl.gov/publicdocs/SystemStudies/ic-system-description.pdf">https://nrcoe.inl.gov/publicdocs/SystemStudies/ic-system-description.pdf</a></p>	2023-03-27	—	⑤
LER220/ 2021002R00	UPSの喪失による両非常用復水器の隔離	<p>安全評価: 本事象による安全上の実影響はなかった。ECの隔離信号はバイパス可能(手動解除可能)。本事象の安全上の重要性は低く、公衆及び従事者の健康・安全への脅威もない。なお、2号機への影響もなかった。</p> <p>EC自動隔離の原因: 計装母線の電圧過渡に伴う偽隔離動作。</p> <p>偽隔離動作の原因: ベンダーと協議し、UPSの周波数発振器の基板(X2)と同期装置の基板(X5)を同時交換し、UPS 162Aを再起動したところ、周波数と電圧は安定した。UPS 162A復旧後の出力は数日間監視され、その後異常が認められなかった。よって、UPS 162Aの基板X2とX5の故障が原因と特定した。</p> <p>事象発生時の措置: ①RPS計装母線#11を計装母線130Aに切替え。②EC#11を当日04:20に、#12を04:29に待機状態に復旧。③UPS 162Bを用いてRPS計装母線#11を復旧。</p> <p>再発防止: X2とX5を交換。</p>		<p>参考図 1-out-of-2-twice ロジックのRPSトリップシステムの例(ML11258A345)</p>		
		<p>類似事象: (LER 2016-002-00)2016-07-28 23:57、定格運転中の米国ナインマイルポイント1号機において、UPS 162Bの喪失により、RPS母線#11が停電、EC#11と#12が隔離するとともに、ハーフスクラム、ハーフ隔離信号が出た。EC#11は翌日00:41に、EC#12は00:45に復旧。原因は、UPSのコンデンサーの故障と電源切替え(バイパス)設定点が低すぎたこと。是正措置: コンデンサを高規格のものとの交換。低電圧バイパス電源切替え設定点を調整。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9139		2021-09-13 00:11、米国マクガイヤ 2号機(PWR, 1158 MWe、燃料交換停止中)の B 系列工学的安全施設起動系(ESFAS)の定期試験において、安全注入系(SI)単独動作試験中、非常用ディーゼル発電機(2B DG)は SI 信号により起動したが、4160 V の非常用母線(2ETB)は外電から給電されていたため、2ETB へ給電しない状態で、2B DG の負荷シーケンスのリセット中に、停電(BO)ロジックが誤って作動し、2ETB の開閉装置が開放して負荷も遮断されたが、2B DG の遮断器が投入され、2B 電動補助給水(AFW)ポンプを含む BO 負荷が適切な順番で接続された。その後、外電から 2ETB への給電が復旧し、手順により、2B DG と 2B 電動 AFW ポンプが隔離された。	<p>DG 負荷シーケンス: DG や補助変圧器に瞬間的に過負荷を与えないように、必要な停電(BO)負荷や安全注入(SI)負荷を所定の順序で通電する機能。DG 負荷シーケンスには 3 つの動作モードがある。①BO と同時の SI、②単独 SI、③単独 BO。BO と同時の SI 及び単独 SI の場合、DG 負荷シーケンスの BO ロジックは、不用意な作動を防ぐために、ブロックしておく必要がある。</p> <p>原因分析で判明した過去の類似事象: 2021-09-12、BO と SI の同時試験実施中に、BO ロジックが誤動作していたことが判明した。22:16 頃、2ETB の受電遮断器はすでに開いており、2ETB は 2B DG から受電していた。しかし、2B DG の負荷シーケンスがリセットされると、タービン駆動 AFW 蒸気供給弁(2SA-48ABC と 2SA-49AB)が開いた。これは、BO ロジックが誤って作動したことを示している。</p>	2023-03-27	—	②
LER370/ 2021001R00	非常用 AC 電源と補助給水系の作動	<p>安全評価: B 系列の ESFAS は供用除外されていたので、プラントへの実影響はなかった。実際に SI 事象が発生したとしても、負荷シーケンスが設計どおりに動作する。運転員がシーケンスをリセットした場合は、シーケンスは安全母線を隔離し、BO 関連負荷を掛けたに違いない。緊急時手順に従い、機器を制御するためシーケンスの電源を切り、運転員は SI 関連負荷を手動で投入したはず。本事象のリスクへの影響は低く(ΔCDF で 1E-6 未満)、公衆又は運転員への健康及び安全への影響はない。</p> <p>BO ロジック誤作動の原因: 負荷シーケンス回路内の設計マージンに関わる隠れた設計ミス。具体的には、SI ブロックのリセットと BO 回路のリセットとの間のマージンが約 5 ms しかないこと。2 号機は 2020 年春の燃料交換停止中に、D87 タイマー(Cutler-Hammer 製)を同等品(Curtiss-Wright 製)に交換した。旧タイマーは入出力間に遅延はなかったが、新タイマーは約 15 ms の遅延があった。設計マージンの不足とタイマーの遅延特性により、BO と SI が同時もしくは単独 SI 時に、シーケンスのリセット中に BO ロジックが誤起動し得る。</p> <p>是正措置: リセットリレー EB(RRB)からの接点を BO 回路に直接追加し、設計マージン問題を解消し、タイマーのピックアップ時間(入出力遅延)に依存しないように設計変更した。すなわち、負荷シーケンスのリセットボタンを押したときに、BO ロジックを満足しないように、接点開のための直接回路を提供することで、リセット時のリレー競争をなくしている。この改造は、2A と 2B DG の負荷シーケンスに施した。1 号機にも適用予定だが、それまでは代償措置として、シーケンスのリセットボタンを押す代わりに、負荷シーケンスの制御電源遮断器をオンオフする。</p>	 <p>参考図 BO シーケンスのロジック回路(LER 本文からの推測図)</p>			
			<p>前日(2021-09-12)の BO と同時の SI 試験時に DG 負荷シーケンスをリセットしたが、本来先に動くはずの①タイマーが動かず⑦保持回路が TRUE のまま、②タイマーが動いて④保持回路をリセット、すなわち SI 信号をキャンセルした結果、BO ロジックが成立し、BO シーケンスが実行されたと考えられる。</p> <p>翌日(2021-09-13)の単独 SI 試験時に DG 負荷シーケンスをリセットしたが、本来先に動くはずの①タイマーが動かず⑦保持回路はリセットされず TRUE のまま、②タイマーが動いて、④保持回路をリセット、すなわち SI 信号をキャンセルした結果、BO ロジックが成立し、BO シーケンスが実行されたと考えられる。</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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9140		2021-10-03 9:50 ごろ、米国クリントン1号機(BWR、1062 MWe、燃料交換停止中)にて、中性子源領域モニター(SRM-A)が運転不能状態時に、燃料集合体が炉心北西象限の座標位置 07-44 に移動されたことが判明した。また、同象限内座標 21-36 に別の燃料集合体に移され、燃料取扱い装置の掴み具から解放されていない状態であった。この状態を受け、技術仕様書(TS)の措置①「制御棒挿入以外の炉心変更作業を直ちに停止」し、②「1体以上の燃料集合体を含むセルに、挿入可能な全制御棒を直ちに完全挿入した。		2023-04-07	-	②
LER461/ 2021002R02	技術仕様書で禁止されている中性子源領域モニター動作不能状態での炉心変更	安全評価: この状態は TS によって禁止されている状態に該当する。発電所手順にしたがい、炉心の停止余裕を評価し、この集合体移動は、北西象限 1/4 炉心内の燃料シャッフルとして事前に解析されたシーケンスに包絡されることが判明した。よって、公衆及び従事者に対する健康、安全への影響はない。安全系の機能喪失にも当たらない。  根本原因: 燃料交換運転主任が、SRM-A が動作不能状態であることを知らなかったため。シフト交代手順書に、燃料移動を開始する前に、SRM の状態を制御室に問い合わせるステップが含まれていなかった。  寄与因子: ①燃料移動シートの注釈に燃料移動に関する具体的なガイダンスがない、②手続き主導の作業慣行及び SRM 動作不能状態時の炉心変更に係る事象が最近ないため、現場作業が業界のベストプラクティスから外れてしまった。  是正措置: ①シフト交代手順書を改訂し、燃料移動開始前に、燃料交換運転主任が SRM の状態を制御室に聞くステップを追加。②保守要員及び原子炉技師に対する保守前研修として、保守作業意思決定に関するケーススタディの提示。③本件を含めて、燃料移動シート作成に関する訓練を原子炉技師向けに実施。④炉心変更のための原子力発電所及びその業界標準に沿った最適方法のレビュー。				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

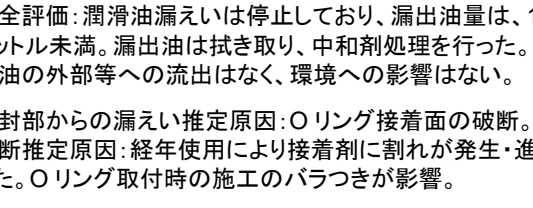
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9141				2023-03-27	—	②
				<p>本件は、建設中の海外原子力発電所において、据え付けた設備の保守・保全状態にリスクが特定された事例である。原子力安全への実影響はない。原因として、①保守保全要求事項が不明確、②事業者と請負業者の責任所掌が不明瞭、③原子力安全の理解不足が挙げられている。いずれも事業者のマネジメントに課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9142		<p>2021-08-29 18:04、米国ウォーターフォード3号機 (PWR、1168 MWe、温態停止中)は外部電源喪失を経験した。これにより、A及びB系列の非常用ディーゼル発電機(EDG)が自動起動し、安全母線に給電。運転員は非常用給水(EFW)ポンプAを起動して、蒸気発生器(SG)に給水した。以下は、主要時系列。</p> <p>08-26、セントチャールズパリッシュにハリケーン注意報が出たので、3号機は「悪天候と洪水」手順に入った。</p> <p>08-27、当地にハリケーン警報発令。3号機準備継続。</p> <p>08-28、国立気象局の予測(ハリケーンが3号機に到達)に従い、プラント停止を判断。</p> <p>08-29 08:13、プラント停止を開始し、10:31にモード3(温態停止)到達。13:20に両大気ダンプ弁(ADV)を手動操作してクールダウン開始、17:28にモード4到達。</p> <p>08-29 18:04、外部電源喪失(LOOP)。両原子炉冷却材(RCS)ポンプ、使用済燃料プール冷却ポンプ、補助給水ポンプが、電源喪失。A及びB系列EDGが自動起動し、クラス1E安全母線に給電。緊急時作業手順に入った。RCS温度が上昇し、18:06に炉心出口温度が350°F(177°C)を超過したのでモード3入りを宣言。RCS温度を下げるため、ADVを手動調節。</p> <p>08-29 18:12、3号機は外電喪失異常事態を宣言。18:27にRCS降温のためADV操作。18:37に原子炉停止時冷却系(SDC)を運転するためラインアップ。18:47にRCS温度が350°F(177°C)を下回り、モード4に戻る。19:00に、A系列EFWポンプを起動。19:33にA系列SDC作動、22:11にB系列SDC作動。</p> <p>08-29 23:38、モード5(冷温停止)に到達。RCS温度は200°F(93°C)以下。</p> <p>08-31 23:30、外部電源復旧。23:45に異常事態解除。</p> <p>安全評価:ハリケーンの影響を受けた時、開閉所は設計通りに動作し、送電系統を切り離した。プラントは外電喪失に備えて原子炉停止しモード4。両EDGは自動起動し、設計通りに安全母線に給電。安全に有意な影響はなく、公衆の安全、原子力安全、産業安全、または放射線安全への影響はなかった。</p> <p>外電喪失原因:強風、大雨、局地的な洪水により、外部電源の両系統が損傷したため。</p> <p>是正措置:本事象は設計基準外事象ではなく、系統及び機器は設計どおりに動作。特別な是正措置は不要。</p>	<p>ハリケーン・アイダ 2021年8月29日にルイジアナ州ポートフォーション付近に上陸したカテゴリー4(最大風速130~156mph)のハリケーン。最大風速(MSW):150mph(67m/s)、最低中心気圧:931 millibars(hPa)</p>	2023-03-27	—	⑤
LER382/ 2021002R00	ハリケーン・アイダによる外部電源喪失			<p>本件は、米国原子力発電所がハリケーンによる外部電源喪失を経験したことの報告である。発電所の手順にしたがい、外部電源喪失する前に原子炉を手動停止状態にするなど準備を行った。系統及び機器は設計通り動作し、安全への影響はない。右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
				 <p>ウォーターフォード発電所</p> <p>参考図 ハリケーン・アイダの進路(一部規制庁にて加筆) <a href="https://www.weather.gov/lch/2021Ida">https://www.weather.gov/lch/2021Ida</a></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	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9143				2023-04-06	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所において、環境条件に伴い原子炉格納設備の温度が上昇した際、規制承認を受けずに、工学的判断により安全運転範囲を広げて運転継続した事例である。原子力安全への実影響はないが、安全マージンが減少した。原因は、事業者の安全運転範囲管理の欠如。過去にも、安全運転範囲を変更していた。事業者の運転管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>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>						

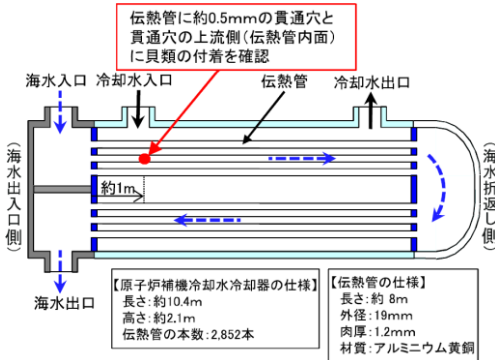
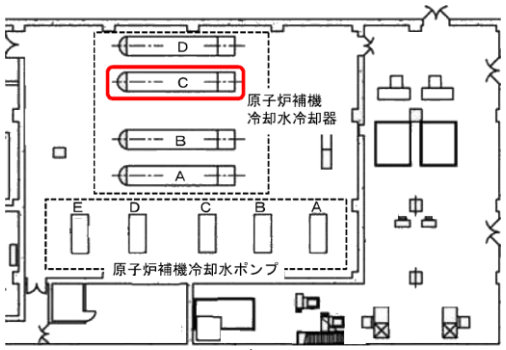
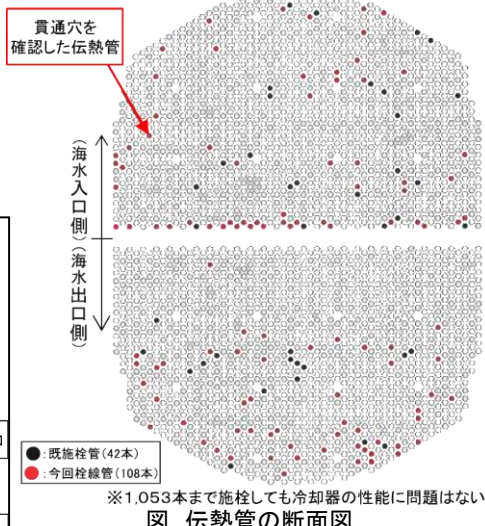
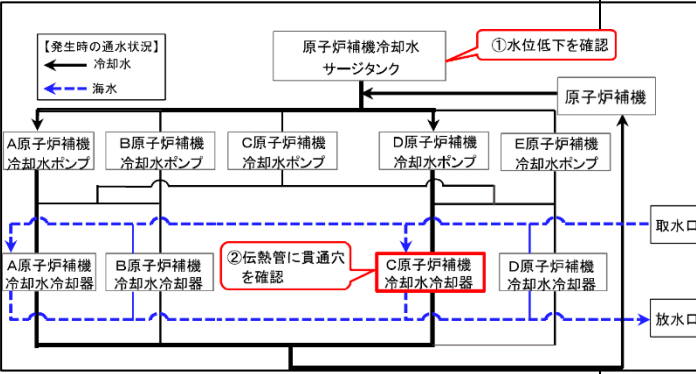


番号	件名	概要	補足情報		処理結果														
			均一・均質固化体	充填固化体	入手日	INES	基準												
国内 2021-11	ドラム缶表面のさびの発生	<p>2021-05-31 と 06-02 に実施したドラム缶の外観確認において、固体廃棄物貯蔵庫 3 棟 1 階にあるドラム缶 4 体の表面にさびの発生を確認した。</p> <p>安全評価: ①当該部位のスミヤ測定及び雰囲気中のダスト測定を行い、汚染なしを確認。②目視確認を行い、腐食孔がないことを確認。</p> <p>均質固化体(*1)全ドラム缶(655 本)の開缶調査を実施し、セメント固化体の上端部及びつなぎ目部分周辺に腐食を確認。よって、均質固化体製作時の変形防止治具(*2)を取り付けていない時期に腐食が発生していたと考えられる。</p> <p>*1 濃縮廃液等をドラム缶にセメントを用いて均質・均一に固化したもの。</p> <p>*2 ドラム缶にセメントを充填後、養生する際に取り付けるもの。セメントをドラム缶に充填したのち、治具を取り付け、2 日程度養生後、治具を取り外し、ドラム缶蓋を取り付ける。</p> <p>腐食発生推定原因: 養生時にドラム缶が変形し、固化時にドラム缶の内面塗装が剥離し、その部分に濃縮廃液中に含まれる塩素成分及び自由水が作用したため。</p> <p>ドラム缶変形原因: 変形防止治具を取り付けていない時期だったから。</p> <p>再発防止対策: ①応急処置として、ドラム缶の外部腐食が生じている箇所の養生を行い、BOX コンテナ内に保管する(汚染拡大防止)。②今後製作する均質固化体は、従来導入している変形防止治具を活用し、耐腐食性の高い亜鉛メッキドラム缶を使用する。</p>	<table border="1"> <tr> <td>概要</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>内容物</td> <td>濃縮廃液、使用済樹脂、焼却灰など</td> <td>金属類、プラスチック、保温材料、フィルター類など</td> </tr> <tr> <td>固化方法</td> <td>セメント、アスファルト、プラスチックを用いてドラム缶に均質・均一に練り混ぜて固化</td> <td>切断・圧縮・溶融処理などを行い、ドラム缶に収納後モルタルで固化</td> </tr> </table> <p>参考図 廃棄体の例  <a href="https://www.aesj.net/uploads/dlm_uploads/hairohaikibutubunkakai_tyukanhoukokusyo0714.pdf">https://www.aesj.net/uploads/dlm_uploads/hairohaikibutubunkakai_tyukanhoukokusyo0714.pdf</a></p>	概要			内容物	濃縮廃液、使用済樹脂、焼却灰など	金属類、プラスチック、保温材料、フィルター類など	固化方法	セメント、アスファルト、プラスチックを用いてドラム缶に均質・均一に練り混ぜて固化	切断・圧縮・溶融処理などを行い、ドラム缶に収納後モルタルで固化	<table border="1"> <tr> <td>入手日</td> <td>2023-08-15</td> <td>INES</td> <td>—</td> <td>基準</td> <td>⑤</td> </tr> </table> <p>本件は、発電所の固体廃棄物貯蔵庫にあるドラム缶 4 体の表面にさびを確認した事例である。表面汚染はなく、応急処置及び再発防止対策も講じられていることから、上記基準にてスクリーニングアウトとする。</p>	入手日	2023-08-15	INES	—	基準	⑤
概要																			
内容物	濃縮廃液、使用済樹脂、焼却灰など	金属類、プラスチック、保温材料、フィルター類など																	
固化方法	セメント、アスファルト、プラスチックを用いてドラム缶に均質・均一に練り混ぜて固化	切断・圧縮・溶融処理などを行い、ドラム缶に収納後モルタルで固化																	
入手日	2023-08-15	INES	—	基準	⑤														
NUCIA 13311M	<p>ユニット: 柏崎刈羽発電所</p> <p>発生日: 2021-05-31</p> <p>報告状態:最終 更新日: 2023-08-15</p>																		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2021-75	非常用ディーゼル発電機からの油漏れ	<p>事象 1: 2022-03-17、6号機原子炉建屋1階(非管理区域)において、非常用ディーゼル発電機(EDG-A)の24時間連続運転試験を実施していたところ、EDG-Aの軸受部からの潤滑油漏えいを確認。EDG-Aを停止した。</p> 	<p>事象 5: 2022-07-22、検証試験開始後約50分で油飛散ガードの外への油漏れが確認され、運転停止。これまでと同様に、カバー合わせ面からの油漏れと推定。</p> 	2023-08-22	—	⑤
NUCIA 13467M	<p>ユニット: 柏崎刈羽発電所6号</p> <p>発生日: 2022-03-17</p> <p>報告状態: 最終</p> <p>更新日: 2023-08-22</p>	<p>安全評価: 潤滑油漏えいは停止しており、漏出油量は、1リットル未満。漏出油は拭き取り、中和剤処理を行った。潤滑油の外部等への流出はなく、環境への影響はない。</p> <p>軸封部からの漏えい推定原因: Oリング接着面の破断。破断推定原因: 経年使用により接着剤に割れが発生・進展した。Oリング取付時の施工のバラつきが影響。</p> <p>事象 2: 2022-03-26、EDG-Aの軸受部のOリングが切れていたため交換し、2022-03-28に確認運転したところ、開始直後に白いモヤと、軸封部カバーの合わせ面から潤滑油漏えいが確認され、運転を停止した。2022-03-31の分解点検により、軸封部可動部に金属同士が接触したような痕(摺動痕)とOリングの破断が確認された。</p> 	<p>実施対策: ①油飛散防止・油飛散時のガード新設、②軸の接触防止のため、軸とカバーの隙間調整(コンマmm単位)、③Oリング切断防止のため、Oリング取付け精度を向上(取付け治具の使用、接着剤の適切塗布)、④油漏れ防止のためカバー合わせ面を調整、治具を用いたシール材(液状ガスケット)を適切塗布。</p>	<p>件名: 柏崎刈羽原子力発電所6号機 不十分な不適合処置による非常用ディーゼル発電機(A)の複数回にわたる復旧失敗</p> <p>監視領域: 拡大防止・影響緩和</p> <p>重要度/深刻度: 緑/SLIV(通知なし)</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。不適合事象に対する処理内容について作業前に適切に検討されていれば合理的に予測可能であり、予防可能であった。品質管理基準規則の規定を満足していない。</p> <p>関連属性: 設備のパフォーマンス。</p> <p>規制措置: SLIV(通知なし)。「原子力安全への実質的影響」「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。事業者からは、本件に関する原因分析、保全対応等を実施していることを聴取し、対策に着手していることなどから、違反等の通知は実施しない。</p>		
R04Q2	原子力規制検査報告書	<p>事象 3: 2022-04-22にOリング交換し、2022-04-25に確認運転したところ、再度、軸封部カバーの合わせ面から潤滑油漏えいが確認された。</p> <p>事象 4: 翌日、漏えい箇所にシール材でコーキング処理(隙間を埋める処理)後、2022-04-27に確認運転したが、再び、潤滑油の僅かな漏えいが確認された。</p> <p>実施対策: ①油飛散防止時のガードを新設、②軸の接触防止のため、軸とカバーの隙間調整(コンマmm単位)、③Oリング切断防止のため、Oリング取付け精度を向上(取付け治具の使用、接着剤の適切塗布)、④油漏れ防止のためカバー合わせ面を調整、治具を用いたシール材(液状ガスケット)を適切塗布。</p> 	<p>事象 2-5の軸封部カバー合わせ面からの漏えい推定原因: ①軸封部カバーでわずかな部品の変形を。②Oリング交換のために軸封部の手入れを行った際の施工管理に問題があり、軸封部カバーを変形させた。</p> <p>実施対策: ①OリングをVリングに交換。②軸封部カバーにわずかな変形が確認されたため、新品と交換。</p> 	<p>事象 6: 2023-03-22~23にかけて、EDG-Aの24時間運転を実施し、完了。</p> <p>再発防止対策(繰り返し補修): ①現場において、設計上のノウハウを有する製造メーカーの指導員から指導・助言を受け、事業者要員の作業習熟度を上げるよう体制を強化。②製造メーカーが実施する作業手順を観察し、問いかける機会を設け、観察により気付いた内容を事業者の作業手順に反映。③事業者要員が作業するにあたり、作業の流れや順序を踏まえた専門的なレビューが不足していたことから、製造メーカーによる作業の流れや現品の状態、作業環境を踏まえた作業手順のレビューを依頼した。</p>		

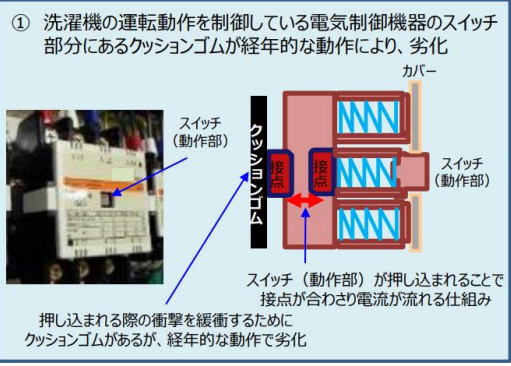
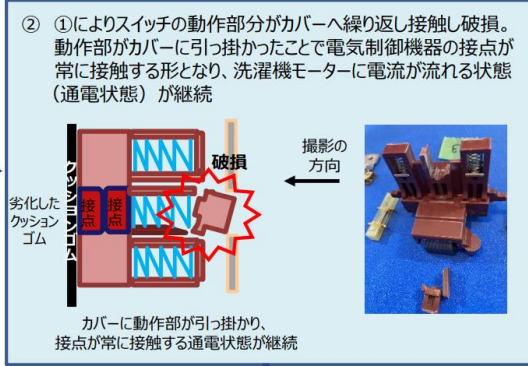
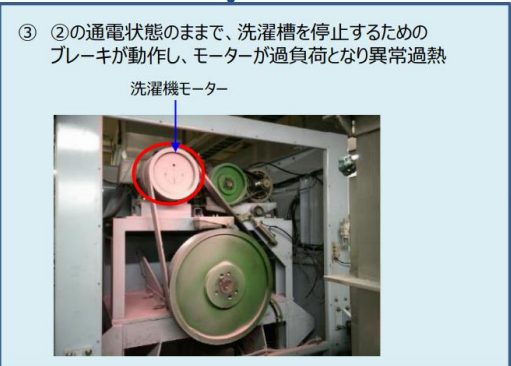
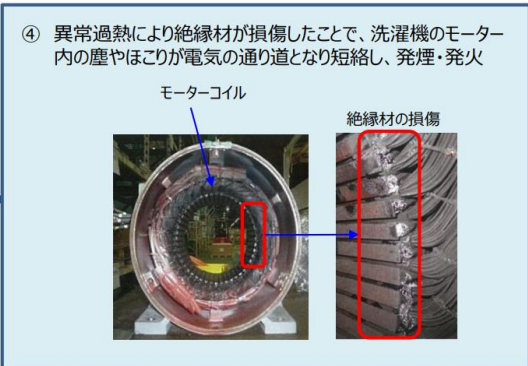
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2022-34	ノートパソコンからの出火	<p>2023-01-17 3:41、当該発電所免震重要棟火報盤に火災警報、現場確認により、免震重要棟 2 階会議室 4 室内にて、パソコンからの出火を確認し、初期消火を実施、3:46 に公設消防に通報。4:06、公設消防入構（サイレン有、消防車合計 5 台、救急車 1 台）。4:13 に公設消防の現場確認により「鎮火」を確認。公設消防による現場検証では、ノートパソコンのバッテリー部分から出火したものと推定された。</p> <p>安全評価：けが人は発生していない。プラントへの影響はない。出火箇所は、ノートパソコンのディスプレイとキーボードの接続部付近。</p> <p>出火推定原因（公設消防、メーカーによる）：AC アダプタのプラグ内部にて絶縁材を難燃化するため使用していた材料の耐水性に不具合があったことで、絶縁材の劣化が進行。AC アダプタのプラグ内部でトラッキングが発生した。なお、同型式の AC アダプタは、他に使用されていない。</p>	<p>赤点線枠内は掲載許可を得ていないので公開できません。</p>	2023-08-09	—	⑤
NUCIA 13604M	<p>ユニット： 柏崎刈羽発電所 発生日： 2023-01-17 報告状態：最終 更新日： 2023-08-09</p>	<p>本件は早朝の会議室のパソコンからの出火事例であり、火災警報から約 30 分で公設消防により鎮火が確認されている。負傷者もなく、プラントへの影響もない。原因は、当該パソコンの AC アダプタの不良。国内発電所間での水平展開も開始されていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>				
		 <p>図 現場写真</p>  <p>図 AC アダプタのプラグ部分</p>				



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2022-44R1	原子炉補機冷却水漏えいに伴う運転上の制限の逸脱	2023-02-28、定格熱出力一定運転中の3号機において、原子炉補機冷却水サージタンク水位の低下が確認された。原子炉補機冷却水冷却器の詳細点検を行うため、当該冷却器を隔離したことから、2023-03-15 17:00に、保安規定の運転上の制限を満足しないと判断された。点検により、C原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管1本に微小貫通穴が確認された。また、当該冷却器の伝熱管全数(既施栓管を除く2810本)について、渦流探傷検査を実施し、当該伝熱管1本を含む108本の伝熱管厚さが判定基準を不満足。それらの伝熱管を施栓し、耐圧試験や通水確認を実施し、異常がないことを確認したので、2023-03-20 21:30に運転上の制限を満足した。	水位低下原因:C原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管1本に微小貫通穴。 貫通穴発生原因(推定):貫通穴の上流側(伝熱管内面)に貝類の付着が確認されたことから、配管内を流れる海水に乱流が発生し、配管が減肉したため。 是正処置:当該伝熱管を含む判定基準不満足の108本を施栓し、使用しないこととする。	2023-04-12	—	⑤
NUCIA 13629M	ユニット: 高浜発電所3号 発生日: 2023-03-16 報告状態:最終 更新日: 2023-08-29	安全評価:環境への放射能の影響はない。保安規定に示される完了時間内に運転上の制限を満足する状態に復帰した。また、当該冷却器の伝熱管は1053本まで施栓しても、冷却器性能に問題はない。	 <p>伝熱管に約0.5mmの貫通穴と貫通穴の上流側(伝熱管内面)に貝類の付着を確認</p> <p>【原子炉補機冷却水冷却器の仕様】 長さ:約10.4m 高さ:約2.1m 伝熱管の本数:2,852本</p> <p>【伝熱管の仕様】 長さ:約8m 外径:19mm 肉厚:1.2mm 材質:アルミニウム黄銅</p> <p>図 C 原子炉補機冷却水冷却器</p>	2023-04-12	—	⑤
R05Q1	原子力規制検査報告書	 <p>図 中間建屋平面図</p>	 <p>貫通穴を確認した伝熱管</p> <p>● 既施栓管(42本) ● 今回検査管(108本)</p> <p>※1,053本まで施栓しても冷却器の性能に問題はない。</p> <p>図 伝熱管の断面図</p>	検査指摘事項	<p>件名:高浜発電所3号機 原子炉補機冷却水冷却器の連続運転時間の管理不備による冷却器伝熱管漏えい</p> <p>監視領域:拡大防止・影響緩和</p> <p>重要度/深刻度:緑/SLIV(通知なし)</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。品質管理基準規則第23条(個別業務に必要なプロセスの計画)第4項及び保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)7.1(個別業務に必要なプロセスの計画)の規定を満足することに失敗している。この失敗は容易に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>関連属性:設備のパフォーマンス。</p> <p>規制措置:SLIV(通知なし)。「原子力安全への実質的影響」「規制活動への影響」等の要素は確認されていない。事業者は、既に本件についてCAP会議に報告し、社内マニュアルを改訂する予定であること等、改善活動を行っていることなどから、違反等の通知は実施しない。</p>	
		 <p>図 原子炉補機冷却水系統概略図</p>				



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2022-53	個人線量計のバッテリー残量の低下による測定機能停止	<p>2023-03-14、1、2号機(管理区域)及び5号機(管理区域)の現場作業員15名が着用する個人線量計(EPD、計15台)の被ばく線量測定機能が停止した。1、2号機作業員(9人)のEPDは、管理区域退出前に線量測定機能が停止した。5号機作業員(6人)のEPDは、管理区域退出後に被ばく線量機能が停止した。</p> <p>安全評価:1、2号機作業員の管理区域滞在期間の被ばく線量は、EPDが健全であった同行者の線量、移動経路及び作業場所の雰囲気線量当量率や作業時間から評価し、最大0.01mSvであり、計画外被ばくはないことを確認。5号機の作業員の被ばく線量測定には影響はなかった。</p> <p>機能停止原因:EPDのバッテリー切れ。</p> <p>バッテリー切れ推定原因:当該EPDにバッテリーを取り付けた状態で、EPDを充電せずに長期間(約5か月間)保管したことで、バッテリーが完全放電した。</p> <p>寄与因子:本来のEPDの入れ替え計画では、予備として保管していたEPDを現場に配備する際は、年に1回の点検時にバッテリーを交換したうえで、速やかに配備することとしている。</p> <p>再発防止対策:EPDを充電せずに保管する場合は、バッテリーを取り外しておくことを、マニュアルに追加した。</p>		2023-08-09	—	②
NUCIA 13668M	ユニット: 浜岡発電所 1,2,5号 発生日: 2023-03-14 報告状態:最終 更新日: 2023-08-08			<p>本件は、管理区域内作業員が着用する個人線量計(EPD)15台が、バッテリー切れのため、線量測定が不能となった事例である。管理区域内作業中の線量測定ができなかったのは9台であるが、その時間に問題となる被ばくがなかったことは別方法で評価できている。なお、いずれのEPDも入域前に満充電であることは確認され、バッテリー切れ前に警告音により退域が促されたが、9台については間に合わなかった。急なバッテリー切れの原因は、当該EPDにバッテリーをつけたまま長期間(約5か月)保管したことによる完全放電の影響で、バッテリーが劣化したため。是正措置として、長期間保管した全EPD(366台)のバッテリーは新品に交換された。</p> <p>事業者のEPD保管管理に課題があったことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果			
				入手日	INES	基準	
国内 2023-01	ランドリ建屋(管理区域)火災事象	<p>2023-04-11 11:05 頃、5号機ランドリ建屋1階の管理区域にて、洗濯機モーター付近からの発火を確認、11:08に公設消防に通報、初期消火を行い、公設消防現場確認により、12:00に鎮火を確認。</p> <p>安全評価:本事象によるけが人、周辺への放射能の影響及びプラント安全上の影響はない。洗濯機モーターの回路に設置している電気制御機器のスイッチ部分の破損を確認した。</p> <p>発火経緯(原因):①洗濯機の電気制御機器のスイッチ部分が経年繰り返し動作により劣化し、最終的に破損。②破損により、電気制御機器の接点が接触、洗濯機モーターが継続通電状態。③洗濯機のブレーキが動作した際、モーターが過負荷となり、異常過熱。④異常過熱によりモーター内の絶縁材が損傷。モーター内の塵や埃が電気の通り道となり短絡の結果発煙・発火。</p>	<p>是正措置:火災発生後に停止をしていた荒浜側にある洗濯機について、モーターや電気制御機器等の設備点検を実施し、異常がないことから、2023-07-03より運転再開。</p> <p>再発防止対策:①当該洗濯機を含め、大湊側にある洗濯機すべてを設備更新。②洗濯機の電気制御機器及びモーターについて、頻度・項目を定めの分解点検を実施する運用に変更。</p>	2023-08-09	—	②	
NUCIA 13636M	<p>ユニット: 柏崎刈羽発電所5号</p> <p>発生日: 2023-04-11</p> <p>報告状態:最終更新日: 2023-08-09</p>	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="display: flex; justify-content: space-around; width: 100%;"> <div style="width: 45%;"> <p>① 洗濯機の運転動作を制御している電気制御機器のスイッチ部分にあるクッションゴムが経年的な動作により、劣化</p>  <p>押し込まれる際の衝撃を緩衝するためにクッションゴムがあるが、経年的な動作で劣化</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>② ①によりスイッチの動作部分がカバーへ繰り返し接触し破損。動作部がカバーに引っ掛かったことで電気制御機器の接点が常に接触する形となり、洗濯機モーターに電流が流れる状態(通電状態)が継続</p>  </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; width: 100%; margin-top: 20px;"> <div style="width: 45%;"> <p>③ ②の通電状態のまま、洗濯槽を停止するためのブレーキが動作し、モーターが過負荷となり異常過熱</p>  <p>洗濯機モーター</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>④ 異常過熱により絶縁材が損傷したことで、洗濯機のモーター内の塵やほこりが電気の通り道となり短絡し、発煙・発火</p>  </div> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 火災発生メカニズム</p>					
				<p>本件は、ランドリ建屋の管理区域にある洗濯機からの出火事例である。直ちに消火、鎮火され、けが人、安全上の影響等はない。出火原因は、洗濯機モーター内の絶縁損傷による短絡。絶縁損傷原因は、モーターの過負荷。過負荷原因は、ブレーキ作動状態でのスイッチ故障によるモーター常時通電。スイッチ故障は経年劣化。モーターや制御回路の点検保守管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>			

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-09	放射性同位元素等の規制に関する法律に基づく表示付認証機器の届出不備	<p>当該発電所にて保有する表示付認証機器(※)のうち、2021年4月及び2023年4月に購入した機器について、台数変更に係る届出を行っていなかったことを確認したことから、2023-06-08、原子力規制委員会に対し、当該機器に関する「表示付認証機器使用変更届」を提出した。</p> <p>なお、「放射性同位元素等の規制に関する法律」に基づき、表示付認証機器の台数等を変更した際には、「表示付認証機器使用変更届」を原子力規制委員会に提出する。</p> <p>※表示付認証機器：放射性同位元素等の規制に関する法律に基づき、原子力規制委員会又は登録認証機関が、通常の使用方法であれば、特別な管理を要することなく安全性が担保できることを認証した、放射性物質を内包する機器。</p> <p>安全評価：当該表示付認証機器は、適切に使用、保管されており、本件によるプラントへの影響はない。</p> <p>未届の原因：変更届を作成する部署(作成部署)が届出の必要性を認識していなかったため。</p> <p>寄与因子：①表示付認証機器の購入部署と作成部署が異なる。②社内規定に情報伝達方法についての具体的な定めがない。③結果として、両者間の情報伝達が不十分。</p> <p>再発防止対策：①社内規定を改定し、情報伝達方法について具体化する。表示付認証機器が発電所に搬入された時点で、変更届の要否を作成部署が確認できるよう様式を見直す。②表示付認証機器の購入計画について、作成部署より購入部署へ確認する仕組みを導入する。</p>		2023-06-14	—	②
NUCIA 13659M	ユニット： 伊方発電所 発生日： 2023-06-08 報告状態：最終 更新日： 2023-06-14			本件は、表示付認証機器使用変更届が未提出だった事例である。安全への実影響はない。根本原因は、組織内の情報伝達が不十分だったこと。当該事業者の調達管理・情報管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。		

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-10	復水器内への海水混入	2023-05-29 20:13、4号機(定格運転中)において、「復水ナトリウムイオン濃度注意」の警報が発信、復水ポンプ出口のナトリウムイオン濃度指示値、2-復水器及び蒸気発生器(SG)ブローダウン系統のカチオン(陽イオン)電気伝導率指示値の上昇を確認。同日 21:15に、2-復水器への海水混入と判断した。海水が混入した復水器 A2 水室の渦流探傷検査(ECT)により、細管 192 本に微小な傷(信号指示)が検出された。また、ピンホール検査により、空気抽出管フランジ部の充填剤の一部に小さな穴が空いていることを示す有意な指示を確認した。	安全評価:翌日 0:34 に、A2 水室の海水系統を隔離した結果、関連指示値が低下し、その後、当該復水器以外の計器の指示値に異常はなく、復水器冷却機能も電気出力等も安定していることから、プラントの運転状態に問題はないと判断した。本件による環境への放射能の影響はない。 指示値上昇原因:微小な傷が検出された細管 192 本及び空気抽出管フランジ部のいずれかからの海水混入。 是正措置:①微小な傷が検出された細管全数を施栓した(581 本まで施栓しても復水器の性能に問題はない)。②ピンホールが検出された空気抽出管フランジ部の充填剤を再施工した。③その後、2023-7-19 に A2 水室への通水を復旧し、関連計器の指示値に異常がないことを確認した。	2023-08-09	—	⑤
NUCIA 13657M	ユニット: 高浜発電所 4 号 発生日: 2023-05-29 報告状態:最終 更新日: 2023-08-08					

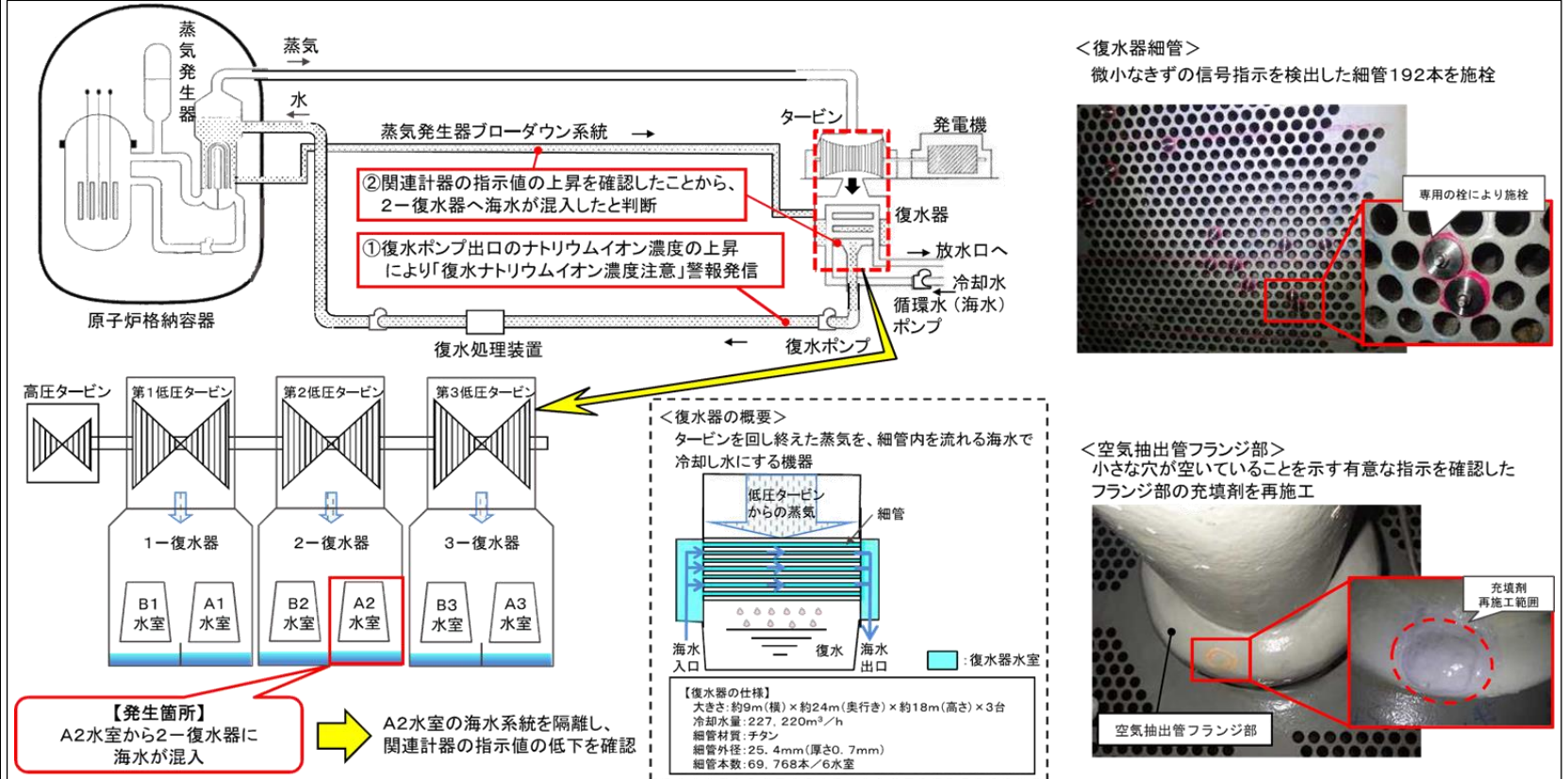
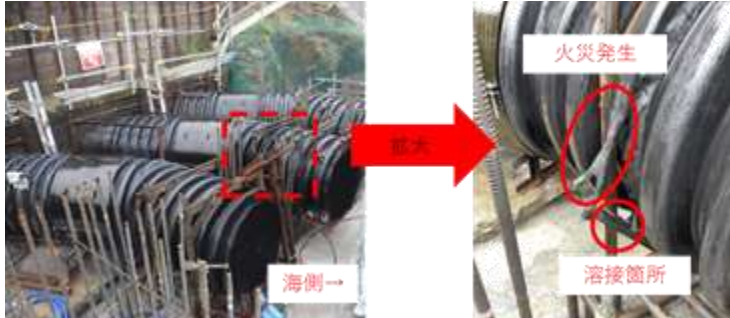
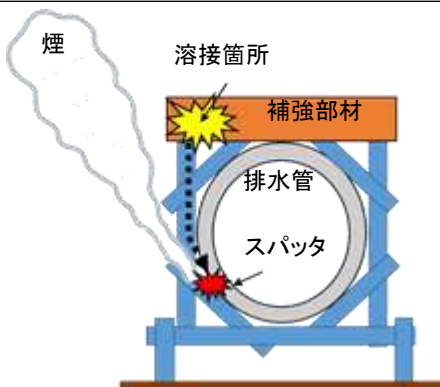




図 復水器への海水混入事象概要



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-11	発電所敷地内における火災の発生	<p>2023-06-14 9:35、発電所敷地南側の排水路設置工事において、プラスチック製排水管を固定する架台の協力会社による溶接作業中、排水管から発煙を確認し、初期消火を行った。10:28に公設消防へ通報、公設消防により、発煙及び鎮火がいずれも9:35であることが確認された。</p> <p>安全評価：本火災による負傷者はない。発電所設備への影響ならびに環境への放射能の影響はない。</p> <p>発煙経緯：溶接作業時に発生したスパッタが、排水管が接する架台下部の斜材に堆積し、その熱により排水管の一部が溶けて発煙したと推定される。</p>	<p>再発防止対策：①当該協力会社は、a)作業計画書に、火気作業の有無、火気作業の内容及びリスク、火気対策と発電事業者による立会計画を明記する。b)火気養生計画書に火気作業エリア内にある全てのものをリストアップする。また、火気作業の方法やリストの内容を変更した際には、火気養生計画書を更新の上、事業者作業担当に再提出する。c)火気作業時における責任者の立会及びパトロールを強化する。d)火気作業に対する危険感受性を高める教育を実施する。②事業者は、当該協力会社に限らず、上記①a)の旨を社内文書に規定する。また、作業計画書が提出された際には、その内容に応じて適切な現場の確認、管理を行う。③事業者は、次を水平展開する。a)本事例を周知し、各火気作業エリアの火気対策を再確認する(実施済)。b)協力会社が定める火気作業マニュアル・火気教育テキストや、火気教育実績を審査するとともに、火気教育の実施状況について監査を行う。c)防火管理専門家によるパトロールの対象範囲に、屋外を追加する。</p> <p>通報遅延再発防止対策：①事業者は構内作業員に対し、火災発生時の通報連絡に係るルールを再周知する(実施済)。②構内作業員は、火気作業に関する作業前ミーティングの都度、火災発生時の通報連絡に係るルールを再確認する。③事業者は、火気作業の現場監視人(構内協力会社)に、自らの役割や、火災発生時の通報連絡に係るルール等を記載したカードを携行させる。また、現場監視人への教育内容や実績について、構内協力会社への審査・監査を通じて確認していく。④事業者は、構内作業員に対し、通報連絡の方法や重要性を継続的に周知することで、意識向上を図る。</p>	<p>2023-07-12</p> <p>—</p> <p>②</p> <p>本件は、発電所敷地内の排水路設置工事中に発生したプラスチック製排水管の火災事例である。公設消防への通報も遅れた。直ちに消火され、負傷者はいない。発電所設備や環境への影響もない。原因は、溶接スパッタに蓄積。火気養生が不十分であり、その根本原因は、火気作業管理が不十分なこと。ルールの徹底も不十分で、通報遅延につながった。事業者の火気作業管理や協力会社管理に課題があったことから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
NUCIA 13665M	<p>ユニット： 女川発電所 1,2,3号 発生日： 2023-06-14 報告状態：最終 更新日： 2023-07-12</p>	<p>発煙根本原因：①当該協力会社は、「排水管はスパッタでは燃えない」という誤った認識を持っていた。そのため、当該溶接作業に係る火気養生計画書作成の際、排水管への火気対策は不要と考えた。②当該事業者の社内文書において、作業計画書に火気作業のリスクや対策を明記することが規定されていなかった。そのため、当該協力会社は、その作業計画書にリスクや対策を記載しなかった。③火気養生計画書や作業計画書の不備のため、当該事業者は、溶接工事に係る火気対策を確認、管理しなかった。</p> <p>通報遅延原因：①協力会社の現場作業員は、初期消火が成功したこと及び発煙のみであったことから、公設消防への連絡は不要と判断した。連絡を受けた当該協力会社の関係者も、初期消火が完了していたことから、現場状況を確認した上で当該事業者の作業担当に連絡することとした。②事業者は、「屋外で発煙を確認した場合、発見者自ら消防へ通報連絡するとともに、当社へ連絡する」と規定していたが、当該協力会社は認識不足。</p>				
		 <p>図 現場写真</p>	 <p>図 本事業象発生メカニズム</p>			

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
国内 2023-18	ウラン濃縮建屋(管理区域内)における放射性物質を含まない水の漏えい	<p>2023-04-13 18:08、ウラン濃縮工場のウラン濃縮建屋(管理区域内)の1階モニタエリアにおいて、手洗廃水配管溝からの溢水が確認された。現場で、電気温水器の配管の水抜き弁が開いていることを確認、速やかに当該弁を閉止し、漏えいを停止させた。</p> <p>安全評価：漏れた水は放射性物質を含まない。漏えい量は約1,000リットル。周辺環境への影響はない。</p> <p>漏水直接原因：、本来「閉」であるべき電気温水器配管水抜き弁が「開」となったため。</p>	<p>再発防止対策：①意図しない弁操作を防ぐため、当該弁のレバーハンドル部分を取り外した。②図面に当該水抜き弁を記載し、所掌を運転管理課とし、系統確認の点検対象となるよう設備管理することとした。③本事象の周知・教育を機械保全課員に実施し、経験の浅い要員が不良対応する際に上位職が現場で確認することをマニュアルに反映した。④不適合登録に関する社内ルール、点検作業終了時における引継ぎに関する再教育を機械保全課員に実施した。⑤点検結果の記載方法に関する教育を機械保全課員に実施した。</p>	2023-08-24	—	②
NUCIA 185M	<p>ユニット：原燃濃縮</p> <p>発生日：2023-04-13</p> <p>報告状態：最終</p> <p>更新日：2023-08-24</p>	<p>当該弁が開となった経緯：未特定。</p> <p>寄与因子(開状態に気づかなかった推定原因)：①当該弁はレバーハンドルタイプのため、接触したはずみで自覚なく操作し得る。②当該弁は図面に記載されておらず所掌も不明確で管理されていないため、点検後の系統確認の対象になっていない。③点検時に電気温水器の内圧が上がらない事象は確認されていたが、機械保全課員の知識・経験不足により、圧力計の不良と判断した。④その不良の不適合登録及び関係部署への共有を行っていない。⑤点検を実施した機械保全課員が、報告書の記載方法を誤った。</p>				
		<p>図 電気温水器系統概略図</p>				

番号	件名	概要	補足情報	処理結果																																											
				受領日	INES	基準																																									
IRSRR240			 <p>解体用セル 参考図 ホットセル施設の例(本件の施設ではない) <a href="https://hotlab.sckcen.be/proceeding/1203/attachment/0">https://hotlab.sckcen.be/proceeding/1203/attachment/0</a></p> <p><b>原子力施設用チャコール・フィルタ Wタイプ</b></p>  <p><b>CHARCOAL FILTER</b></p> <table border="1"> <tr> <td>型 式</td> <td colspan="2">FD-J-1504</td> </tr> <tr> <td>ベッド厚</td> <td colspan="2">50.8mm</td> </tr> </table> <p>標準仕様表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">型 式</th> <th rowspan="2">定格流量 (m³/min)</th> <th colspan="2">圧力損失 (Pa)</th> <th colspan="3">外形寸法 (mm)</th> <th rowspan="2">重量 (kg)</th> </tr> <tr> <th>初期</th> <th>使用</th> <th>幅</th> <th>高</th> <th>奥行</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>FD-J-1504</td> <td>17</td> <td>825以下</td> <td>810</td> <td>810</td> <td>388</td> <td>67</td> </tr> </tbody> </table> <p>材質</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">材 質</th> <th colspan="2">型 式</th> </tr> <tr> <th>FD-J-1504</th> <th>FD-J-1504</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>定積材</td> <td colspan="2">ヤン酸添着活性炭</td> </tr> <tr> <td>外 筒</td> <td colspan="2">ステンレス</td> </tr> <tr> <td>取付ネット</td> <td colspan="2">クロロブレン</td> </tr> </tbody> </table> <p>参考図 活性炭(チャコール)フィルタの例(本件のフィルタではない) <a href="https://cambridgefilter.com/wp/wp-content/uploads/2017/01/wCat-AD-7050-10-2017.01.16_LNX.pdf">https://cambridgefilter.com/wp/wp-content/uploads/2017/01/wCat-AD-7050-10-2017.01.16_LNX.pdf</a></p>	型 式	FD-J-1504		ベッド厚	50.8mm		型 式	定格流量 (m³/min)	圧力損失 (Pa)		外形寸法 (mm)			重量 (kg)	初期	使用	幅	高	奥行	FD-J-1504	17	825以下	810	810	388	67	材 質	型 式		FD-J-1504	FD-J-1504	定積材	ヤン酸添着活性炭		外 筒	ステンレス		取付ネット	クロロブレン		<table border="1"> <tr> <td>2023-03-27</td> <td>0</td> <td>②</td> </tr> </table> <p>本件は、海外研究炉のホットセル施設カーボンフィルタ保持効率年次試験において、保持効率が著しく低下しているのが確認された事例である。前回保持効率試験合格時以降、当該セルにて照射済み燃料は扱われていないので、放射性物質の漏えいはない。原因は未特定だが、フィルタの長期間使用による急速劣化を疑っている。是正措置として、フィルタに時間保全(取替寿命)を適用し、予備フィルタにも保管期間限度を設ける。当該事業者のフィルタ管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>	2023-03-27	0	②
型 式	FD-J-1504																																														
ベッド厚	50.8mm																																														
型 式	定格流量 (m³/min)	圧力損失 (Pa)		外形寸法 (mm)			重量 (kg)																																								
		初期	使用	幅	高	奥行																																									
FD-J-1504	17	825以下	810	810	388	67																																									
材 質	型 式																																														
	FD-J-1504	FD-J-1504																																													
定積材	ヤン酸添着活性炭																																														
外 筒	ステンレス																																														
取付ネット	クロロブレン																																														
2023-03-27	0	②																																													

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				受領日	INES	基準
IRSRR241				2023-03-27	0	②
				<p>本件は、燃料交換停止中の海外研究炉において、炉心装荷の際に、炉心の構成要素である反射体と燃料集合体の一部が変形、損傷した事例である。放射性物質の放出はない。原因は、反射体の変形して空隙が小さくなったところに、燃料集合体を装荷しようとしたため。反射体の変形は経年劣化管理が不適切だったため。炉心装荷手順、治具にも問題があった。当該事業者の経年劣化管理、運転・保守管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</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	補足情報	処理結果		
				受領日	INES	基準
IRSRR242				2023-03-27	—	③
				<p>本件は、海外研究炉において、照射サンプルの入った照射容器を炉心部から吊り上げる途上で、それらがなくなった事例である。吊り上げ線からはずれて、照射容器が落下したとみられる。はずれた原因は吊り上げ線（釣り糸）の照射損傷と推測される。寄与因子は、照射容器、吊り上げ線と吊り上げ手順を変更したことが作業員に周知されておらず、従来手順で吊り上げられたこと。照射容器と吊り上げ線の耐放射線性に係る要件も不明確。照射容器をつり上げる手順及びつり上げ線材は、当該研究炉特有であることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSRR244P				2023-03-27	—	②

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。

本件は、海外の研究炉の燃料交換作業において、1体の燃料要素が格子板に固着して移動できなかった事例の予備的報告である。燃料取り出し治具を改造して対処した。事後の点検で、当該燃料要素に傷は見つからなかった。原因は、前回の燃料装荷時に問題があった。当該事業者の燃料交換作業管理に課題があると考えられることから、右上の基準にてスクリーningアウトとする。

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSR245P		2022-01-06 から 2022-10-17 日まで、米国テキサス大学の研究炉 (TRIGA Mark II 型、250 kW) において、未認可のアルミ被覆燃料要素が原子炉に装荷され、運転に使用されていたことが判明した。技術仕様書 (TS) によれば、ステンレス鋼被覆の燃料要素を用いた運転のみが許可され、安全解析書で解析されている。	NRC 特別検査報告書のサマリー  明白な違反: 技術仕様書 (TS) 5.3.1「燃料要素被覆は 304 ステンレス鋼で、呼び肉厚 0.02 インチとする」に反して、事業者は 2022-01-06 から 10-17 に、2 体のアルミ被覆燃料要素を炉心に入れて運転した。本件は明白な違反である。  経緯: 2004 年に研究所は、イリノイ大から 2 体のアルミ被覆燃料要素を含む燃料を受領し、アルミ燃料は貯蔵槽に保管された。2018 年にほとんどの照射済み燃料 (当該アルミ燃料含む) は、エネルギー省への搬送が待たれるので、原子炉プールのラックに移動された。2022-01-04 に 2 年毎事業者燃料検査を実施。2022-01-06 に、研究所は反応度を増やすため炉心変更することにし、装荷する燃料を検査の上、10 体を炉心に装荷。その内 2 体はアルミ燃料。その後 2022-10-17 まで運転したところで、原子炉管理者が問題に気づいた。原子炉は停止され、アルミ燃料は取り出され、目視点検を実施。研究所は 2022-10-17 に NRC に通知し、11-02 に公式報告 (EN56198) を提出した。  NRC 検査評価: ①目視検査で、1 体のアルミ燃料要素の溶接部からの泡を確認。事業者は、泡は溶接の問題によるもので、水素と特定。独立して泡の原因を確認し、適当と判断。2 体のアルミ燃料には損傷なしと判断。一方で、本件は報告事象であるが、報告納期要求は不満足だった。②事業者によるアルミ燃料の運転中の影響解析を、独立検証し、計算も実施。運転中にアルミ燃料要素の温度が 500°C に達する恐れはなかったと判定。よって、燃料損傷は発生しておらず、原子力安全への実影響はなかったと特定。③事業者は、2022-01-06 から 10-17 まで、燃料被覆管の損傷や FP バリアの健全性喪失の可能性を高める未解析の状態での原子炉を運転したことを確認した。ただし、アルミ燃料に実損傷は発生していないので、安全重要度は低と判定。仮に、被覆管が破損し FP が放出されたとしても、原子炉プール水中に留まったはず。④更新された燃料取扱い手順と燃料測定・点検手順をレビューし、更新された手順と強化された工学的・マネジメント管理が、事業者の是正措置に合致し、再発防止に適当と判断。⑤事業者の根本原因 (概要欄参照) と寄与因子 (概要欄参照) を妥当と判断。安全文化に関して、次の項目に弱点を特定: a) 作業プロセス (安全が維持されるように作業を計画、管理するプロセス)、b) 疑問に思う態度。⑥事業者の是正措置 (概要欄参照) は再発防止に十分と判断。今後の定期検査で、是正措置をレビューしていく。⑦新たな炉心構成をレビューし、起動を認めるに必要な原子炉パラメータを計算し、TS 要求に合致していると判断。	2023-03-27	—	②
SIR602 /2022201	NRC 特別検査報告書	<p>なお、アルミ被覆燃料は他の TRIGA 炉で使用認可されているが、健全性を維持するため、ステンレス鋼被覆燃料 (ピーク燃料温度: 約 1,000°C) よりも保守的な安全限界 (ピーク燃料温度: 500°C) が設定されている。</p> <p>安全評価: 判明時点で、原子炉運転は停止され、アルミ被覆燃料は炉心から取り出され、損傷の有無を検査した。損傷はなく、解析では、この期間の全ての運転において、アルミ被覆燃料は設計上の温度制限を下回っていた。</p> <p>根本原因: 未認可燃料を特定して、炉心外に維持する手順が不十分だったこと。</p> <p>寄与因子: ①炉心に使用する燃料を選択する際の注意不足。②未許可燃料要素を容易に識別するための業務管理や設計管理が不十分。③適切な手順改訂につながらない不十分な安全重視作業環境。④単一点故障につながった監督管理の欠如。</p> <p>是正措置: ①アルミ燃料要素を炉心から取り出す、②燃料要素検査・測定の手順を改訂する、③事象発生時に炉心装荷された全燃料要素及び事後に装荷される要素について、改訂燃料要素検査・測定手順を実施する、④TS サーベランスを満たす他の手順をレビューし、他の不適合の有無を評価する、⑤制御棒値を較正する、⑥燃料管理簿に、a) 最終燃料検査日と b) 燃料の「認可」/「未認可」フラグ、⑦手順遵守の重要性、手順変更管理プロセス、許認可・TS 申請に注意して施設要員と事象をレビューする、⑧未試験燃料を要する燃料取扱手順を改訂し、装荷前に次の確認を義務付ける。a) 使用認可/未認可、b) 過去 2 年以内に完了した検査、c) 起動前に施設管理者によって検証された認可燃料のみの炉心、⑨使用不可と可視する専用燃料ラックを開発する。</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。						

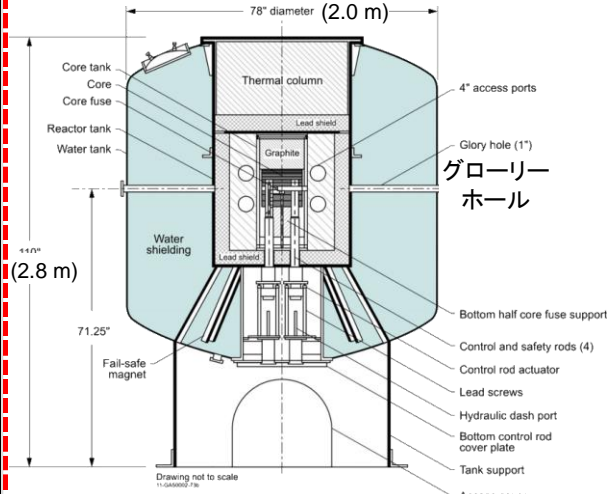
米国原子力学会記事「テキサス大学研究炉における不適切な燃料使用に対する NRC 調査」(2002-11-24) から抜粋  
<https://www.ans.org/news/article-4520/nrc-investigates-improper-fuel-use-at-university-of-texas-research-reactor/>  
 テキサス大の研究所が 2022-10-17 に、同大の研究炉が技術仕様書に不適合である可能性を確認した。研究炉では、ステンレス鋼被覆管を使用した TRIGA 燃料要素が認可されているが、2022 年 1 月から 10 月まで、炉心にアルミ被覆管を使用した燃料要素を 2 体入れて運転していた。発見後、運転を停止し、炉心からアルミ被覆管を取り出した。安全余裕は維持されていたが、NRC 検査官に通知した。

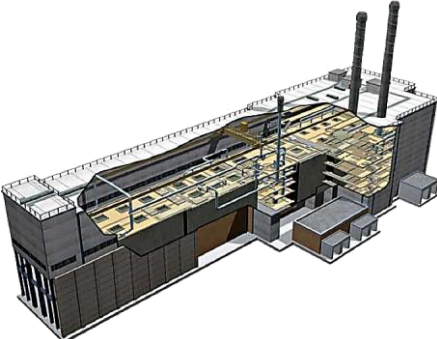
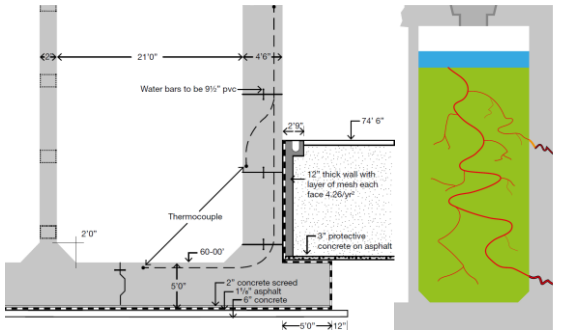


図 TRIGA Mark II 型研究炉



番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSRR246P				2023-03-27	—	②
				<p>本件は、海外研究炉における試運転前の実験中に発生した反応度投入事故の予備的報告である。反応度印加は少なく、スクラムにより原子炉安全停止した。異常な被ばくもない。原因は、実験手順を遵守せずに、臨界状態にある炉心に中性子源を挿入したため。また、手順は未承認であり、それを用いて実験を行ったのは、安全文化の欠如とみなされた。当該事業者の運転・実験管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSR247P			<p>事象通知 EN56313「意図しない高レベルスクラム」</p> <p>2022-11-23 12:22、米国ニューメキシコ大学の研究炉 AGN-201M において、4 W で照射するためにヨウ素化塩サンプルを炉心中央に挿入し、12:27 に原子炉は 4 W で臨界に到達、13:20 までサンプルを照射した。13:20、上級運転員が運転員に塩サンプルを取り出すと連絡。サンプルが取り出された際に、原子炉は正のペリオドに入り、出力が 6 W に上昇、意図しない高レベルスクラムとなった。上級運転員は主任監督に緊急通知し、彼は事象報告を作成するよう指示した。主任監督は、将来的には、挿入されたサンプルと燃料棒との反応度の違いを頭に入れるためには、より良いコミュニケーションが必要であると助言した。この事象は、将来の研修生のために「教訓」に加えられる。なお、全ての原子炉システムは、期待通り動作した。</p>	2023-03-27	—	②
EN56313	意図しない高レベルスクラム		 <p>参考図 AGN-201 正面図  <a href="https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454919305055">https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454919305055</a></p>	<p>本件は、運転中の米国の研究炉において、照射サンプルを炉心から取り出した際に、出力高スクラムしたことの予備的報告である。原子炉システムは期待通り作動した。出力高になった原因は、照射サンプルが大きな負の反応度を有したため。寄与因子は、運転員と照射サンプル取扱い者との間の連携が悪く、制御棒を入れるタイミングを逃した。当該事業者の運転・作業管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
FINAS298R1			セラフィールド社技術公募パンフレット「挑戦：漏えい防止又は最小化」から抜粋 <a href="https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent">https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent</a> 現在の漏えい率：約 1.5～2.5 m <sup>3</sup> /d 漏えい源：特定不能。6 サイロ区画のどれかも不明 公募締め切り：2021-06-25 マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロ(MSSS)は、1962年建設の旧建屋と1972～1982年に建てられた3つの拡張建屋からなる。サイロには、マグノックス燃料から剥がされたマグネシウム被覆管(スワーフと呼ぶ)が水中保管されているが、長年にわたり、内容物が腐食し、熱や水素を発生させているので、継続的な管理と監視を要する。内容物の発熱反応により、内容物自身や構造物に局所的な温度上昇が発生している。 旧建屋は鉄筋コンクリート製で、1次格納容器の基礎スラブは1.5 m厚、外壁は1.4 m厚。2次格納容器はない。サイロは6区分され、各区分は縦6.4×横6.4×深16 mで、1.2 m厚のコンクリート蓋で覆われ、区分間は0.6 m厚の壁がある。旧建屋は約6 mが地中にある。そのため、各区分は視認することもアクセスすることも困難である。地下は、アスファルト層と300 mm厚のコンクリートの下が土壌となる。 経年劣化でコンクリートに亀裂が発生していると考えられるが、箇所の特定は困難。よく知られた亀裂原因は、コンクリートの炭酸化により低いpH環境が作られ、内部の鉄筋が腐食すること。構造の引張や圧縮でも亀裂は発生し得る。	2022-06-14	2	③
INES2019-07	マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイトの旧建屋から放射能水漏れ			本件は、INES2019-07の情報更新である。英国マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロからの放射能液体の環境への漏えいが、2019年11月以降続いている。ただし、公衆、サイト内従事者への安全影響は低い。原因は、サイロ構造材である鉄筋コンクリートの経年劣化による亀裂と考えられるが、漏えい箇所は特定困難で、抜本的解決策を探求中である。貯蔵している廃棄物も設備構造も国内のものとは異なり、漏えい箇所の特定が困難である状況も特殊であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。 		
				マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵サイロ <a href="https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent">https://www.gamechangers.technology/static/u/GC%20Challenge%20Statement%20-%20Leak%20Prevent</a> 本件に関する英国原子力規制局(ONR)のプロジェクト評価報告書(ONR-SDFW-PAR-22-003, Revision 3)が2023年6月に発行された。概要を次ページに示す。 		
				サイロ区画断面図      漏えい経路のイメージ		

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(エグゼクティブ・サマリー)	処理結果		
			入手日	INES	基準
ONR-SDFW-PAR-22-003, Revision 3	マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵槽(MSSS)の回復見込み	<p>本報告は、マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵庫(MSSS)旧建屋からの地中漏水に対する ONR ポジションである。</p> <p>MSSS は、セラフィールド・サイトにある歴史的な中間レベル放射性廃棄物(ILW)貯蔵施設であり、1964年から1983年の間に4段階に分けて拡張され、1990年代の廃棄物搬入以来、静止状態にある。MSSSは、22基の鉄筋コンクリートサイロ(槽)で、再処理で発生したILW(主にマグノックス燃料被覆管マグネシウム合金の切断物)を貯蔵する。廃棄物は、発火を防ぎ、槽内の温度を許容範囲内に維持するため、水面下に保管される。その水は、ILWの溶解による放射性物質で汚染されている。</p> <p>1970年代、旧建物から地下に汚染水が漏れいていることが判明。最大で1日3m<sup>3</sup>の貯水減少率は、10年で月5m<sup>3</sup>まで減少(蒸発や廃棄物層深さの季節変化で規格化)。当時の検査局は、事業者に対し、貯蔵廃棄物の回収・処理方法を開発し、MSSSのハザードに対処するよう要求した。しかし、回収方法を開発・実施するのは難しく、2022年4月の拡張建屋からの最初の回収開始までに20年以上を要した。回収完了は2045から50年までかかると計画されている。また、事業者も規制者も、回収準備と回収作業により、過去の漏れい経路が再開したり、新たな経路ができたりする可能性を認識していた。</p> <p>2019年11月、事業者は地中漏れいの可能性をONRと環境庁に報告。旧建屋の貯水減少率は5m<sup>3</sup>/月から約1.3m<sup>3</sup>/日に増加。2021年4月、貯水減少率がさらに増加し、約2.4m<sup>3</sup>/日になり、現在は2.3~2.5m<sup>3</sup>/日で比較的一定している。この漏れいは、旧建屋の廃棄物を回収する2045から50年まで続く予想されている。</p> <p>その後、事業者は、旧建屋北壁外側に浸みを確認した。旧建屋と第一拡張槽の間の南北空間部の検査で、内壁に相互に離れた浸みが見つかり確認された。事業者は、この浸みによる作業者と公衆へのリスクは低いので、修復の必要はないと判断した。ONRは事業者対応に満足し、規制措置は不要と判断した。</p> <p>事業者は、旧建屋漏水を緩和し、監視強化するための別策を進めている。それらの策の開発には、実施まで数年かかる。22基すべてからの廃棄物回収の間、漏水の化学的特性と進展に関する理解を深めていく。旧建屋漏水管理の広範な監督とガバナンスも策定した。</p> <p>全体として、事業者は、旧建屋漏水に起因する作業、公衆及び環境に対するリスクは、ALARPに則り継続低減されると判断している。</p>	<p>2023-08-15</p> <p>2</p> <p>③</p> <p>本報告は、MSSS旧建屋からの地中漏水に対する事業者の措置プログラムは、ONRが示した規制課題に十分対処していることから、当該規制課題をクローズすることを勧告するポジション文書である。従前の処理結果には影響しない。</p>	 <p>図 MSSSの全体外観</p>	
		<p>地中漏水再発に対する ONR の期待を示す共同規制書簡(環境庁と)を発行し、規制措置調査を実施。許可条件 34(放射性物質及び放射性廃棄物の漏出及び漏えい)の不適合があったとして、事業者に規制措置文書を発行。事業者が、MSSSに含まれる放射性物質を現時点で合理的に可能な限り適切に管理、閉じ込めることに失敗したと判断。</p> <p>規制措置文書に関連して、ONRは規制課題8145を提起し、許可条件34の不適合に対する10の要求措置(下記)を提示。事業者は、それらの対応プログラムを策定・発出。ONR担当者は、そのプログラムにより、旧建屋の漏水リスクがALARPであることを示していると判断。また、漏水の化学的性質、監視、進展及び作業員や公衆に対するリスクも適切に特徴づけられ、低いままであること示された。MSSSの土木構造は強固で、漏水に対して堅牢である。事業者は、漏水を緩和・防止し、漏水の特性評価と監視をさらに改善する方策を特定し、実施している。</p> <p>規制課題8145の10の要求措置:①漏水リスクをALARPにするために、MSSSの地中漏水の環境/安全評価をレビューし、分析すること。②放射性物質、放射能、漏えい源を把握すること。③漏水の地中進展経路十分に把握すること。径路ごとの緩和対処計画を示すこと。その計画には、解決策を開発・実施に要する時間を考慮すること。④漏水の潜在的影響を適切に評価すること。⑤旧建屋漏水の監視継続に取り組むこと(検知監視システムの向上含む)。⑥漏水影響を防止、最小化、緩和、是正するための策を評価し、取り組むこと。それらの策を定期的に見直すこと。⑦回復計画には、リスクがALARPに保たれ、回復が達成可能であることを考慮すること。⑧漏水に対する旧建屋の土木構造健全性を適切に評価すること。⑨旧建屋鉄筋コンクリート格納容器の劣化管理を適切に行うこと。⑩上記の措置に関わるタスクを実施、完了するに十分なリソース計画を有すること。</p> <p>全体として、事業者回答は規制課題8145のクローズに対して十分と判断。廃棄物が旧建屋槽から回収されるまでの数十年間、漏水が続く可能性を認識した上で、その漏水が許可条件34に適合するとする事業者の主張を裏付ける十分な証拠が提供されていると判断した。一方で、規制検査官は、将来の作業プログラムに関連する許可条件34不適合を確認したが、これらは低規制問題として監視される。</p> <p>推奨事項:①ONRの当該責任者は、事業者のMSSS旧建屋漏水管理に対するONRポジションを受諾する。②ONRの当該管理委員会は、規制課題8145のクローズを承認することを勧告する。</p>	 <p>格納容器 地上排水 地表面 ① ② ③ 防護被覆 アスファルトライナー</p> <p>①亀裂や継手部からの漏えい。格納容器と防護被覆の間を通して地中に出た可能性もある。②亀裂や継手部からの漏えい。③格納容器と被覆防護の間を上昇して地表に湧き出る可能性もある。</p>		
			 <p>図 旧建屋の漏えい箇所</p> <p>2次格納 格納容器 液面計・サンブ排水系 サンブ内の静水 ① ② ③ ④ 防水膜 地表面</p> <p>①液面計・サンブ排水系の隙間からの漏えい可能性。②基礎スラブからの漏えい可能性。③排水用ポートからの漏えい可能性。④2次格納壁からの漏えい可能性</p>		
			<p>図 第一拡張槽の漏えい箇所</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。				