

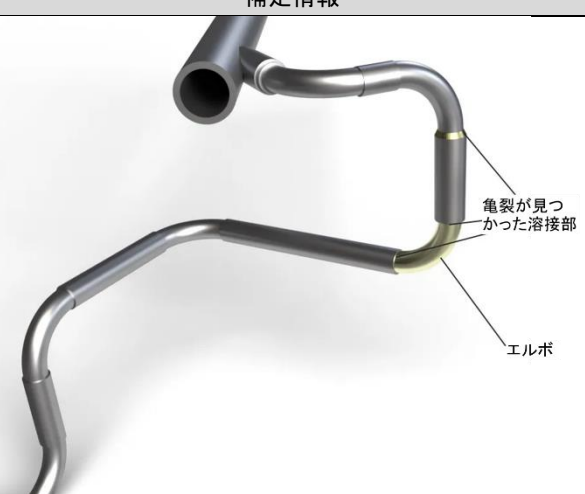
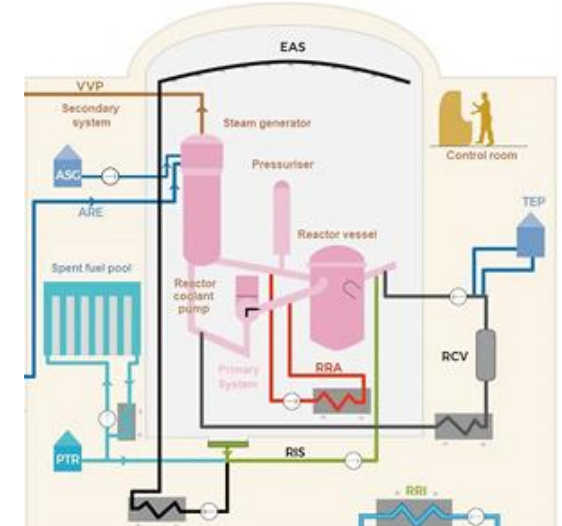
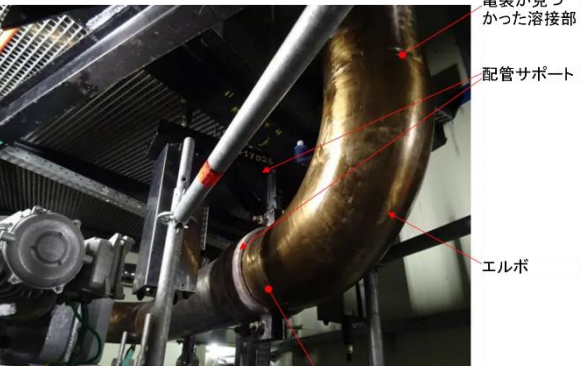
1次スクリーニング結果（案）

2022-01-20
 技術基盤課

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

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

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

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

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

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

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



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

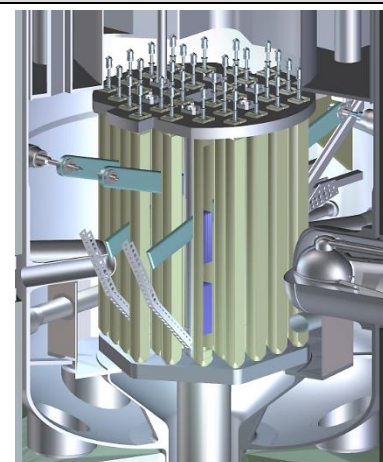


図 試験炉の炉心

<https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf>

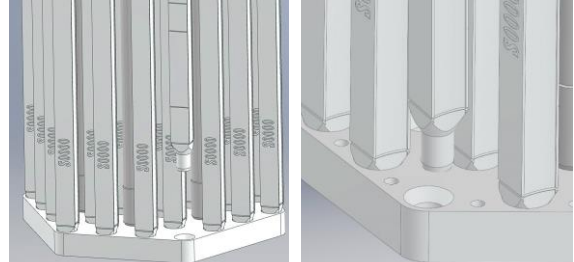


図 左: 非固定の燃料要素が冷却材流で浮き上がった様子
右: 燃料要素が格子板円錐状座面からずれて着座した様子
<https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf>



燃料要素固定方法:
要素を下部炉心支持板に載せたら、要素頂部のラッチスプリング(左図)を回転させ、上部格子板の下のノッチに要素を固定する。それにより、炉心冷却が開始されても、要素は動かない。

図 ラッチスプリングとノッチにラッチが固定されている状態
<https://www.nrc.gov/docs/ML2127/ML21274A019.pdf>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IN2021-01	原子力発電所の動力作動弁の設計基準性能に対するNRC検査から得られた教訓に対する最近の情報について注意喚起すること。事業者の施設における本情報の適用性を検討し、同様な課題を特定、取り組むべく適切な措置をとることが期待される。	<p>目的:原子力発電所(NPP)における動力作動弁(POV)の設計基準性能に対するNRC検査から得られた教訓に関する最近の情報について注意喚起すること。事業者の施設における本情報の適用性を検討し、同様な課題を特定、取り組むべく適切な措置をとることが期待される。</p> <p>背景:NPPでは数多くのPOV故障が発生し、その運転経験や調査の結果から、静的条件での試験では設計基準条件下でこれらの弁が性能を発揮することを必ずしも示せないことが分かり、GSI-158が発行された。その後、業界の取り組みなどにより、POVの設計基準性能を確認する定期的検証プログラムが実行され、RIS2000-03では、現行規制がPOVの設計基準性能の検証を実施するために適切な要求事項を与えており、新たな規制要件が不要なことに基づき、NRCはGSI-158をクローズしたことが述べられている。しかし、NRCは継続してPOVが設計基準条件下で、その安全機能を果たす能力があることを確認するための事業者の活動を継続監視していくこととなった。</p> <p>状況:NRC検査手順書IP71111の添付21N.02では、リスク上重要なPOVが、設計基準事象(DBA)条件下で、その信頼性や機能達成能力、設計基準性能を維持できるかどうかを評価する。</p> <p>考察:NRCスタッフは、POV検査中に以下に示す問題について事業者と詳細に議論した。事業者はこれら問題の目前の懸念に対する措置を講じている。場合によっては、是正処置プログラムとして長期的対応が必要なものもある。NRC検査報告書では、これらの指摘事項は緑か安全重要度が非常に低いと判定している。</p> <p>以下の表は、添付21N.02を用いたNRC検査で得られた主要な14の教訓ならびにPOVの設計基準性能に関する背景情報をまとめたものである。</p>	2021-05-20	事務局	④	—	<p>本件は、米国NPPにおける安全上重要なPOVの設計基準条件下での性能に対する米国規制検査で見つかった教訓を通知するものである。POVの設計基準性能検証について、規制者と産業界が取り組み、一般安全課題(GSI-158)はクローズされているが、未だに、検査指摘事項が少なくない。ただし、それら指摘事項の安全重要度は緑と評価されている。</p> <p>国内においては、ASME OMコードを基にJEAG4803-1999「軽水型原子力発電所の運転保守指針」が策定され、国内NPPでは、重要な安全関連弁の安全機能確認は、定期事業者検査において行われていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。ただし、規制検査等の機会を利用して、POV性能検証に関して米国と同様な懸念がないか事業者を確認していくことは意義があると考えられる。</p>
補足情報							
<p>動力作動弁(POV): モータ作動弁(MOV)、空気作動弁(AOV)、ソレノイド作動弁(SOV)、油圧作動弁(HOV)等の動力アクチュエータを有する弁</p>							
<p>参考図 左:MOVの例、右:SOVの例 https://www.sankyo-s-s.co.jp/technology/007.html</p>							
<p>検査手順書 IP71111: INSPECTION PROCEDURE 71111, REACTOR SAFETY—INITIATING EVENTS, MITIGATING SYSTEMS, BARRIER INTEGRITY「原子炉安全—起因事象、緩和システム、防護バリアの健全性」</p> <p>添付 21N.02: INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.02, DESIGN-BASIS CAPABILITY OF POWER-OPERATED VALVES UNDER 10CFR50.55a REQUIREMENTS「50.55a 要求に基づく動力作動弁の設計基準性能」</p> <p>10CFR50.55a: Codes and standards</p> <p>GSI-158: Performance of Safety-Related Power-Operated Valves Under Design Basis Conditions「設計基準条件下の安全関連 POV の性能」</p> <p>RIS2000-03: Resolution of Generic Safety Issue 158 「GSI-158 の解決」</p>							

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

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


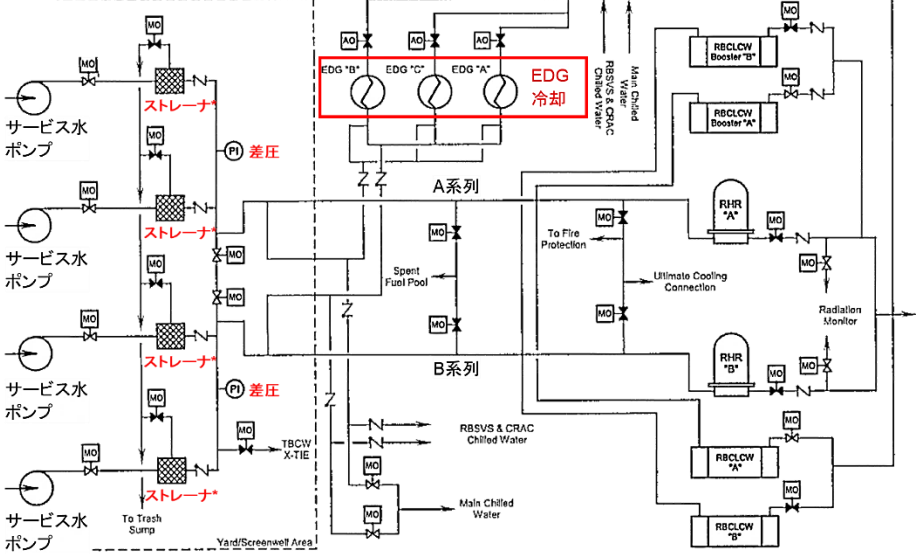
教訓	補足情報	国内状況
<p>9. POV 試験が適切に実施されず、POV がその安全機能を果たすことが十分に実証されていない場合があった。例えば、POV 試験許容基準が、POV 設計計算書から試験要領書に正しく反映されていなかった。POV 試験及び結果評価において、診断機器が適切に設置され動作することを検証していなかった。弁の全行程にわたる動作要件が評価されていなかった。必要なパラメータ（弁摩擦係数、弁軸係数、負荷率等）が算出され、それらが許容範囲内であることを確認するための POV 試験データ評価が完遂していなかった。JOGP を実施する際に、試験からの弁摩擦係数を JOG しきい値と比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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

[なお、DAEC の CCDF は 8E-4 と算出されている。[5]]

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

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

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

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

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

以上の安全裕度評価により、即時規制対応の必要性はないと判断した。

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

参考情報

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

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

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

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

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

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

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

標準プラント解析リスク(SPAR)モデルからの主要な変更点:

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9017		2019-01-23、米国ターキーポイント 3号機(PWR、693 MWe)において、安全関連機器の保守記録を完全かつ正確に維持していないという規則違反が見つかった。NRC 検査官は補助給水系(AFW)区画に何度も立ち入ったが、作業指示書(WO)で「済」とされていた AFW 逆止弁の分解がなされた様子がなかった。記録:(i)同日の AFW 区画の出入口におけるバツジ読み取り記録(BATR)と(ii)同日の測定・試験機器(M&TE)の出入使用者ログ、の間でも矛盾があった。(ii)によると、保守作業に必要な4つの精密測定工具のうち3つが、(i)による作業期間内に出入されていない。つまり、使われた形跡がなかった。	2021-05-06	事務局	⑤	—	本件は、米国原子力発電所において、事業者保守作業要員による安全関連機器の保守記録要件に関する規則違反をNRC 検査官が特定した事例である。求められている逆止弁の分解測定を適切に行っていなかったにも関わらず、保守作業要員が測定したと虚偽記録した。記載された測定値も虚偽の疑いがある。作業要員による故意の要件違反であるが、NRC 検査官による判定は、軽微なパフォーマンス劣化とされていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。 なお、本件は、米国規制検査官が立ち入り及び作業記録情報から事業者保守作業員による不正を見出した事例で、国内規制検査においても参考になることから、検査官会議等を利用して情報共有する。
IR250-2020011/調査報告書 2-2019-011	NRC 検査報告書/補助給水の保守に関連する不完全かつ不正確な情報	作業指示書(WO)のステップ 4.6 では、逆止弁データシート(CVDS)を用いて逆止弁検査を行うことになっており、CVDS には3つの測定欄(ディスク直径、ディスク重量、弁体内径)がある。WO のステップ 4.6 は済となっていたが、3人の作業要員は、逆止弁の分解作業に CVDS を携帯していなかった。つまり、WO の「済」という情報は不正確。 ステップ 4.11 では、CVDS と作業要員報告書(JWR)に指摘事項を記録することになっている。先述の3つの測定には、精密測定工具を要するが、M&TE 出入使用者ログに、持ち出された記録がない。つまり、精密工具使用に関する JWR の情報は不正確。更に、CVDS に記入された測定値が2015年の測定値と同一であり、正確さに疑問がある。 安全評価:NRC 検査官により、この規則違反は原子炉監視プロセス(ROP)に言及されている軽微なパフォーマンス劣化と判定された。 原因分析:ROP 影響度判定プロセスでは、事業者のパフォーマンスにおける故意性(willfulness)は特に考慮しない。故意性を伴う本件は、不適合防止のための従来型の強制力(enforcement)を用いて対処する必要がある。なお、NRC は、本件事象の根本原因評価を要求されていない。 是正措置:①事業者は、本件の内部調査を実施。②本件に関与した作業要員に対して、発電所立入り禁止及び雇用終了を含む懲戒的措置を実施。③原子力安全文化の重要性と、完全かつ正確な作業及び誠実さ要求への対応を通知。④BATR や M&T ログのような記録情報と実作業を比較することで作業完了状態を確認するため、半年ごとの WO 抜き打ち監査の実施。 教訓:安全関連機器の点検記録は、事業者が運転手順書やNRC 規制に従って品質、安全関連作業を行っているかどうかを示すので、NRC にとって重要な材料である。					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9019			2021-06-07	事務局	④	—	<p>本件は、複数の原子力発電所で、地震時に耐震性要求のない機器・設備が落下するなどして、耐震性のある安全関連機器に損傷を与え、その結果、原子炉停止や安全停止機能に影響を与え得ることが見つかったことの報告である。そのような機器の組合せが特定され、影響度に応じて、耐震性要求のない機器の取り外しや移動等の措置がとられる計画である。当該原子力発電所では、耐震性要求のない機器・設備（照明、通路、消防ホース等）であって、安全関連機器の近傍に設置されたものが、地震時にそれらの安全関連機器を損傷させる可能性を考慮していなかった。</p> <p>国内では、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の別記2第4条に「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。」と定められていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9020			2021-04-02	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の4基のPWR全てで、ポークレーンの平衡シリンダ流量制御弁が逆向きに設置されていることが確認された事象である。流量制御弁が逆向きに設置されていると、片側のワイヤが切断された際に、もう片側のワイヤに加わる衝撃荷重を減衰させられず、重量物落下防止に関わる単一故障基準を満足しないおそれがある。逆向き設置の原因は、流量制御弁サブライヤの設計図面に間違いがあったため。さらに、当該サブライヤから2度も図面間違いの通知を受けたにもかかわらず、クレーン製造業者は許認可取得者にその旨を通知していなかった。</p> <p>事業者の調達管理と施工管理、不良情報伝達管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、国内PWRでは、当該流量制御弁を用いたポークレーンは使用されていない。</p>
					補足情報		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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

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

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

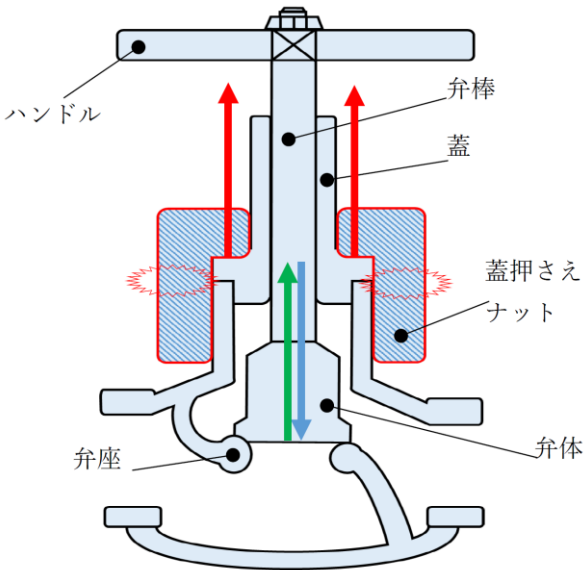
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR222P			2021-08-02	事務局	⑤	—	<p>本件は、スイミングプール型研究炉において、数年前からプール水が漏えいしていることが判明したことの予備的報告である。推定原因は、プールのアルミ製ライナーの欠陥。根本原因は、経年劣化と設計欠陥の可能性がある。予備的報告で教訓等が示されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。最終報告が発行された際には、再度スクリーニングを行う。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開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



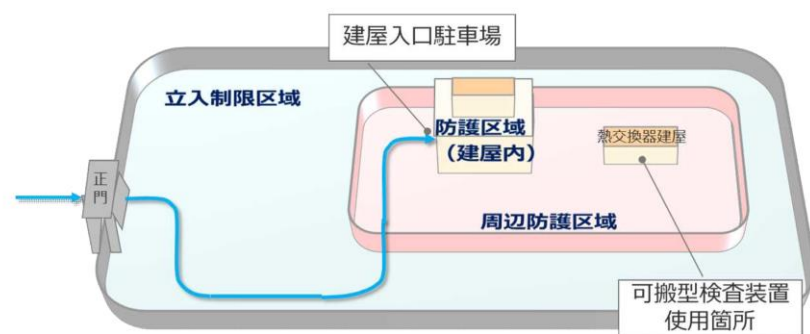
IRSRR 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR223P			2021-08-02	事務局	⑤	—	<p>本件は、スイミングプール型研究炉において、10年以上前からプール水が漏えいしていることの予備的報告である。推定原因は、プールのアルミ製ライナーもしくは埋め込み配管の欠陥。根本原因は、仕様、製造、建設における設計欠陥の可能性。予備的報告で教訓等が示されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、最終報告が発行された際には、再度スクリーニングを行う。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際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

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

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

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

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

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

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

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

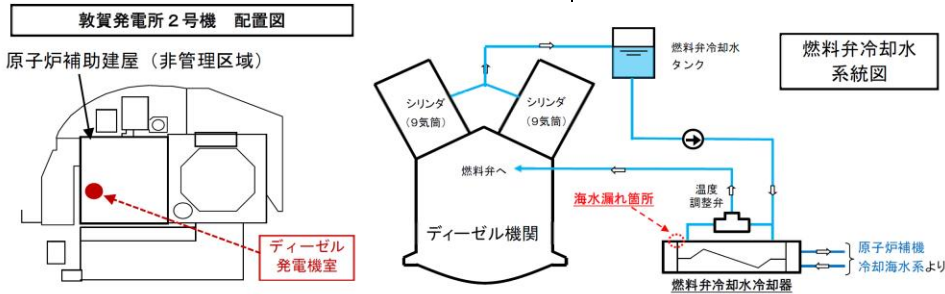
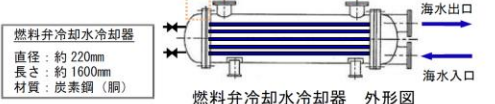
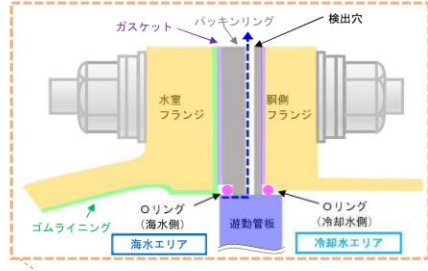

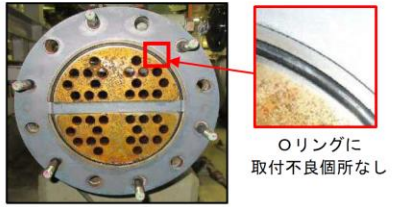
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-17	高浜発電所 3 号機 ほう酸ポンプ室前の通路に設けられた煙感知器の不適切な箇所への設置 NUCIA 通 番 : 13333M ユニット : 高浜発電所 3 号 発生日 : 2021-07-28 登録区分 : 最終 R03Q01 原子力規制検査報告書	高浜発電所 3 号機の原子力規制検査(火災防護のチーム検査)において、ほう酸ポンプ室前の通路に取り付けられている煙感知器が1時間耐火シートで覆われたケーブルトレイに周囲を囲まれてくぼみに設置された状態になっており、消防法施行規則を満足していない※ことが確認された。 安全評価:同通路のケーブルトレイ内には火災感知チューブを備えた消火設備があることから、安全停止に必要な設備保護のためのシステムに悪影響を及ぼすことはない。 直接原因:新規制基準適合に係る工事により、天井に設置されていたケーブルトレイを1時間耐火シートで覆ったため天井面が約90cm低くなったが、当該工事以前に設置されていた煙感知器の位置をそのままにしていた。 根本原因:消防法の理解・認識が不足していた。 再発防止対策:既にCAPシステム内の会議体に諮りスクリーニングを実施して適切な箇所に設置する是正を行うこととしている。	2021-08-12	事務局	⑤	-	本件は、規制検査で火災感知器 1 台の設置位置が不適切なことが指摘された事象である。安全停止に必要なシステムへの影響は無い。原因は、新規制基準適合に係る工事を行う際に、消防法の理解・認識が不足していたこと。工事施工会社から相談があったにもかかわらず適切な処置を講ずることができなかったことから、パフォーマンス劣化及び検査指摘事項と判断された。 規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
※ 消防法施行規則第 23 条第 4 項第 7 号二では、感知器は壁又は梁から 0.6m 以上離れた位置に設けることとなっている。							

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-19	空冷式非常用発電装置の始動用バッテリーの電圧低下について NUCIA 通番：13350M ユニット：伊方発電所3号 発生日：2021-07-23 登録区分：最終	<p>2021-07-23、伊方発電所3号機(PWR、890MWe 定期検査・燃料取出中)中央制御室において、空冷式非常用ディーゼル発電機^{*14} 号の異常を示す信号が発信され、始動用バッテリーの電圧が低下していることが確認された。予備の始動用バッテリーに交換し、翌日に復旧した。</p> <p>安全評価：本事象によるプラントへの影響および周辺環境への放射能の影響はなかった。また、事象発生から翌日の復旧までの間、保安規定で要求される非常用電源の所要数^{*2}は満たしていた。</p> <p>直接原因：月例点検においてバッテリー電圧の確認を行った際に、作業責任者が充電モード選択スイッチを「切」から戻し忘れたため(補足情報の図参照)、バッテリーから制御装置への給電が継続したことにより、始動用バッテリー電圧が低下した。</p> <p>根本原因：作業要領書の不備。月例点検における電圧データ採取時の注意事項欄に「充電モード『切』で確認」とのみ記載しており、データ採取後充電モードスイッチの復旧をする手順が記載されていなかった。また、データ採取を作業責任者1人で行っており、他の作業員が充電モード選択スイッチの復旧に気づけなかった。</p> <p>再発防止対策：スイッチ操作を伴う作業要領書に復旧手順を追記した。作業時におけるダブルチェックや手順書のステップ確認等のヒューマンエラー防止対策について、改めて関係者に周知を実施した。</p>	2021-08-12	事務局	⑤	—	<p>本件は空冷式非常用ディーゼル発電機の始動用バッテリーの電圧低下が確認された事象である。プラントや周辺環境への放射能の影響はなかった。直接原因は、月例点検後に充電スイッチの復旧操作ミス(戻し忘れ)。根本原因は作業要領書の不備。復旧までの間、保安規定で要求される非常用電源の所要数は満たしていたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			<p>※1：非常時において、非常用ディーゼル発電機が2台共に使用できない場合のために、常設の空冷式ディーゼル発電機(3号と4号)2台を設置している。その他に、非常用ガスタービン発電機も設置している。</p> <p>※2：保安規定で要求される非常用電源に関し、燃料を取り出して使用済燃料ピットに貯蔵している期間は、非常用ガスタービン発電機1台または空冷式非常用発電装置1台の待機が要求されている。</p>	
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">空冷式非常用発電装置4号</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; width: 45%;"> <p style="text-align: center;">所内雑動力分電盤</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 空冷式非常用発電機4号 概略系統図</p>							

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-26	Bディーゼル発電機燃料弁冷却水冷却器フランジ部からの海水漏えいについて NUCIA 通番：13362M ユニット：敦賀発電所 2号 発生日：2021-08-18 登録区分：最終	<p>2021-08-18、敦賀発電所 2号機(PWR、1160MWe、定期検査中)において、前日に海水のにじみが確認されたBディーゼル発電機燃料弁※冷却水冷却器のフランジ部を点検するため当該部を清掃したところ、海水の漏れ(糸状)が発生した。このため、当該冷却器を隔離し漏れは停止した。</p> <p>安全評価：本事象は外部への放射能の影響に係る事象ではない。また、人身災害もなく、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。</p> <p>直接原因：当該フランジ部の止水 O リングに、本来の仕様より線径が 0.3mm 細い製品が使用されていた。</p> <p>根本原因：点検を行った協力会社が、点検対象の発電機用ではないA号機用の O リングを発注して使用していた。</p> <p>是正措置：本来の仕様の O リングに交換した上で漏れが無いことを確認し、2021-08-27 に復旧した。</p> <p>再発防止対策：発注や納入時等に O リングの仕様を明確に確認できるよう、発電機毎に異なる部品番号を用いるよう図面改正を行う。</p>	2021-05-11	事務局	②	—	<p>本件は、定期検査中の PWR プラントにおいて、ディーゼル発電機の冷却水冷却器のフランジ部から水漏れが確認された事象である。人身災害や、発電所のプラント設備、核物質防護に与える影響はない。原因は、点検を行った協力会社のミスにより当該フランジ部に仕様とは異なる止水 O リングが使われていたこと。</p> <p>当該事業者の工事管理不備であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
※：燃料をシリンダに噴射するための部品であり、過熱防止のための内部を冷却水が循環する構造となっている。							
敦賀発電所 2号機 配置図							
 <p>原子炉補助建屋（非管理区域）</p> <p>ディーゼル発電機室</p> <p>燃料弁冷却水タンク</p> <p>シリンダ (9気筒)</p> <p>シリンダ (9気筒)</p> <p>燃料弁へ</p> <p>ディーゼル機関</p> <p>海水漏れ箇所</p> <p>温度調整弁</p> <p>燃料弁冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却海水系より</p>							
燃料弁冷却水冷却器 外形図							
 <p>燃料弁冷却水冷却器</p> <p>直径：約 220mm</p> <p>長さ：約 1600mm</p> <p>材質：炭素鋼 (鋼)</p> <p>冷却水出口</p> <p>冷却水入口</p> <p>海水出口</p> <p>海水入口</p>							
図 事象発生箇所							
 <p>ガスケット</p> <p>バックリング</p> <p>検出穴</p> <p>水室フランジ</p> <p>胴体フランジ</p> <p>ゴムライニング</p> <p>Oリング (海水側)</p> <p>Oリング (冷却水側)</p> <p>遊動管板</p> <p>海水エリア</p> <p>冷却水エリア</p>							
 <p>漏れのあった箇所</p>							
 <p>冷却器の開点検</p> <p>Oリングに取付不良箇所なし</p>							

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