

2023-08-04
検査監督総括課

0 次スクリーニング結果

種類	スクリーニング基準						暫定	二次 ／継続	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IRS IAEA International Reporting System	0	3	1	1	1	0	0	1	7
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
国内 法令報告、規制検査報告、ニュース	1	7	0	1	29	1	0	0	39
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	1	1	2
その他	0	1	0	0	0	2	0	0	3
計	1	11	1	2	30	3	1	2	51

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

スクリーニングシートの見方

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9117		<p>2022-05-06、米国オコニー3号機(PWR、859 MWe、停止過程モード3)において、非常用給水(EFW)系が作動した。事象発生後、A系、B系、蒸気発生器(SG)の起動用給水制御弁の起動用給水制御弁の動作不良により、非常用給水系の自動作動した。同弁を手動で絞ったが反応がなかったため、同弁のブロック弁(3FDW-42)を閉止操作したが間に合わず、過剰給水による炉心損傷のリスクが懸念された。安全常時モード3にあり、順上やヒューマンパフォーマンス上の問題は無い。炉心損傷リスクへの影響は非常に低い。公衆衛生及び安全影響もない。</p> <p>起動用給水制御弁の自動/手動操作不能の直接原因は3FDW-44の弁位置制御回路の電圧/空気(E/P)変換器の故障。</p> <p>根本原因: E/P変換器に使用されるムーア製 I/P 伝送器の製造欠陥。</p> <p>短期は正措置: ①3FDW-44のE/P変換器を交換。②解析のために当該I/P伝送器をベンダーに発送。③1/2号機のタービンバイパス弁(TBV)のI/P伝送器を、本報に取り入れて製造したものに交換。④同様に、3号機の注入系(HPI)のI/P伝送器を交換。</p> <p>長期は正措置: ①1号機の給水弁のI/P伝送器を、本報に取り入れて製造したものに交換(2/3号機は交換済)。②同様に、1/2号機のHPIのI/P伝送器を交換。③E/P変換器の信頼性向上のための代替策を評価する。</p>	2022-12-19	事務局	③	-	<p>本件は、停止過程モード3にあるPWRプラントにおいて、非常用給水系(国内では補助給水系に相当)が作動した事例である。公衆衛生、安全への影響はない。直接原因は、蒸気発生器水位が過剰給水防止設定点に到達したため。水位上昇原因は、給水流量を制御していた起動用給水制御弁の制御回路に用いられている伝送器の故障。その伝送器に製造欠陥があった。伝送器単体の欠陥であることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER287/202200200	起動用給水制御弁の動作不良による非常用給水系の自動作動	<p>2022-05-06、米国オコニー3号機(PWR、859 MWe、停止過程モード3)において、非常用給水(EFW)系が作動した。事象発生後、A系、B系、蒸気発生器(SG)の起動用給水制御弁の動作不良により、非常用給水系の自動作動した。同弁を手動で絞ったが反応がなかったため、同弁のブロック弁(3FDW-42)を閉止操作したが間に合わず、過剰給水による炉心損傷のリスクが懸念された。安全常時モード3にあり、順上やヒューマンパフォーマンス上の問題は無い。炉心損傷リスクへの影響は非常に低い。公衆衛生及び安全影響もない。</p> <p>起動用給水制御弁の自動/手動操作不能の直接原因は3FDW-44の弁位置制御回路の電圧/空気(E/P)変換器の故障。</p> <p>根本原因: E/P変換器に使用されるムーア製 I/P 伝送器の製造欠陥。</p> <p>短期は正措置: ①3FDW-44のE/P変換器を交換。②解析のために当該I/P伝送器をベンダーに発送。③1/2号機のタービンバイパス弁(TBV)のI/P伝送器を、本報に取り入れて製造したものに交換。④同様に、3号機の注入系(HPI)のI/P伝送器を交換。</p> <p>長期は正措置: ①1号機の給水弁のI/P伝送器を、本報に取り入れて製造したものに交換(2/3号機は交換済)。②同様に、1/2号機のHPIのI/P伝送器を交換。③E/P変換器の信頼性向上のための代替策を評価する。</p>	2022-12-19	事務局	③	-	<p>本件は、停止過程モード3にあるPWRプラントにおいて、非常用給水系(国内では補助給水系に相当)が作動した事例である。公衆衛生、安全への影響はない。直接原因は、蒸気発生器水位が過剰給水防止設定点に到達したため。水位上昇原因は、給水流量を制御していた起動用給水制御弁の制御回路に用いられている伝送器の故障。その伝送器に製造欠陥があった。伝送器単体の欠陥であることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>

担当者による情報受領日
もしくは情報公開日。

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

赤点線枠内は国際機関
との取り決めにより公開
できません。

補足情報
スクリーニング基準番号
(1ページの右欄参照)
注)速報等情報が十分にない
場合は暫定評価となります。

- 国際原子力・放射線事象評価尺度(INES)
元情報に記載がある場合のみ示しています。
- 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

あくまでも説明者の見解であり、
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、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。別
情報や更新情報を入手した際
は、調査分析を行います。

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
OIG-22-A-06 (2022-02-09)	偽造不正疑惑品(CFSI)に対するNRC監督のOIG監査	<p>目的:NRCの監督活動により、「事業者のプログラムが、NPPのCFSIリスクを十分に軽減させている」ことが確かなものとなっているかどうかを評価すること。</p> <p>指摘事項①:NRCはCFSIプロセスを策定する必要がある。気づき事項は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> •NRCには、CFSIに関する情報を収集、評価、周知するプロセスがない。潜在的なCFSI情報が様々なチャネルから流入し、多様な部署・方法で取り扱われている。情報にCFSIフラグを立てたり立てなかったり。 •CFSI情報は、NRC部署間で常に共有されているわけではない。例えば、リージョン1の発電所での偽造遮断器に関する報告(2021年2月発覚)について、本部と地方の少なからぬ職員が知らなかった。 •CFSI情報が外部の利害関係者に周知されていない。NPP内の第三者機関が2019-2021中旬の間に6件の潜在的CFSI情報を収集しているが、NRCは2018年以来、CFSIに関するINを出していない。 •NRCの申告管理システム(AMS)と原子炉運転経験モジュール(RPS/ROE)は、CFSI情報を含むが、両システム間で情報が整合していない。重複もない。CFSI情報を検索するのも容易ではない。 <p>原因:具体的なCFSIガイダンスがなく、CFSI監督のNRC大のアプローチが定まっていないため。</p> <p>推奨事項:1)CFSI情報の収集、処理、周知プロセスとガイダンスを開発する。2)それらのプロセスを政府機関全体に伝達周知する。3)CFSIに対する政府全体の一貫したアプローチを開発する。4)CFSIを明確に定義する。5)AMSにCFSIカテゴリを含める。</p> <p>指摘事項②:CFSIに対するスタッフの認識がばらばらである。気づき事項は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> •CFSIに対する職員の認識と理解ならびに検査との関係は、NRC内でばらばら。例えば、職員34人中15人が、CFSIに関する政府機関の立場を認識しておらず、説明もできないと回答。 •検査手順書71111.12「保守の有効性」が使用されているが、CGDや部品品質やQAプログラムを評価するためのサンプリングは、検査官個人の経験に基づき、プラント毎に異なる。 	2023-05-03	事務局	⑥	—	<p>OIG監査で示された推奨事項を再掲する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) CFSI情報の収集、処理、周知プロセスとガイダンスを開発する。 2) それらのプロセスを政府機関全体に伝達周知する。 3) CFSIに対する政府全体の一貫したアプローチを開発する。 4) CFSIを明確に定義する。 5) AMSにCFSIカテゴリを含める。 6) 検査手順にCFSIの特定例を含む検査ガイダンスを作成する。 7) 検査官向けCFSI訓練プログラムを開発する。 8) CFSIの知識管理と後継者育成計画を策定する。 <p>NRCから、OIGの指摘事項や推奨事項に対して概ね合意が示され、公式コメントはなかった(2022-01-18)。また、NRCメモランダム(ML22280A058)によると、上記8件の推奨事項は、全てクローズもしくは解消中である(2022-10-06)。</p> <p>国内CFSIについては、既に規制庁内で取り組んでいることから左上の基準にてスクリーニングアウトとする。なお、本情報を規制検査官と共有する。</p>
OIG CASE No. 20-022 (2022-02-09)	運転原子力発電所におけるCFSIに関するOIG特別調査	<p>原因:具体的なCFSIガイダンスがなく、CFSI監督のNRC大のアプローチが定まっていないため。</p> <p>推奨事項:1)CFSI情報の収集、処理、周知プロセスとガイダンスを開発する。2)それらのプロセスを政府機関全体に伝達周知する。3)CFSIに対する政府全体の一貫したアプローチを開発する。4)CFSIを明確に定義する。5)AMSにCFSIカテゴリを含める。</p> <p>指摘事項②:CFSIに対するスタッフの認識がばらばらである。気づき事項は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> •CFSIに対する職員の認識と理解ならびに検査との関係は、NRC内でばらばら。例えば、職員34人中15人が、CFSIに関する政府機関の立場を認識しておらず、説明もできないと回答。 •検査手順書71111.12「保守の有効性」が使用されているが、CGDや部品品質やQAプログラムを評価するためのサンプリングは、検査官個人の経験に基づき、プラント毎に異なる。 	<p>概要(つづき)</p> <p>原因:検査官は、NPPにおけるCFSIを探すよう指示されていないし、訓練も不足しているため。</p> <p>推奨事項:6)検査手順にCFSIの特定例を含む検査ガイダンスを作成する。7)検査官向けCFSI訓練プログラムを開発する。8)CFSIの知識管理と後継者育成計画を策定する。</p> <p>定義、背景情報</p> <p>EPRIの定義:①偽造品は、法的権利なしに、正規の製品を意図的に模倣して製造または変更した品目。本物またはオリジナルとして虚偽のものを渡すことによって詐欺する目的②不正品は、欺く目的で意図的に偽ったもの。不正品には、不正な識別書や偽造または不正確な証明書が付随する品目が含まれる。③疑惑品は、偽造品または不正品の疑いがあるが、証明されていないもの。</p> <p>商用品格上げ(CGD):商用品が、意図した安全機能を果たすことを合理的に保証するために、認可取得者(または第三者の委託事業者)はこの許容プロセス(CGDのこと)を用いる。</p> <p>NRCのベンダー検査プログラム:サプライチェーンの効果的な監督を事業者が実施する上で、規制上の義務を満足しているか検証するもの。</p> <p>認可取得者による受入れ検査:潜在的なCFSIを特定するため認可取得者は、部品の図書で、修正液、署名、複写、変更日、フォント種、部品番号、原産国及び二重ラベルを調べる。部品の仕上がり品質、オリジナル梱包、シリアル番号、ロゴ、その他製造情報も検査する。余分な梱包テープ、再塗装面、溶接修理、その他の怪しい痕跡を検査する。怪しい品目を特定すると、製造者と一緒に、是正措置レポートを作成する。EPRIやINPO、原子力調達問題機構(NUPIC)等の第三者機関を通じて他の認可取得者と相互連絡する。</p> <p>NRCの外部CFSI情報源:認可取得者・ベンダー、EPRI、INPO、IAEA、NEA、NUPIC、国土安全保障省国家知的財産権センター(NIPRCC)。</p>				 <p>参考 NRCの申告制度のカタログ NUREG BR-0240, Rev. 8</p>

OIG CASE No. 20-022 (2022-02-09) 運転原子力発電所における CFSI に関する OIG 特別調査

CFSI に対する NRC 監督の OIG 監査に並行して、申告情報に基づき、以下の3つの懸念事項に関する OIG 特別調査が実施された。①ほとんどの米国 NPP に CFSI は存在する。②NRC は CFSI の監督基準を引き下げた。③NRC は CFSI 申告を取り扱わなかった。この特別調査は、米国で稼働中の NPP における CFSI に対する NRC 監督の適切性を調査するものである。

OIG 指摘事項サマリー

①CFSI は運転 NPP に存在する。リージョン III の NPP で、CFSI が使用されているのを発見。信頼できる NRC 上級職員によるとリージョン I の NPP で2件の CFSI による故障を事業者は特定していた。②CFSI の特定や防止は、NRC スタッフの直接の役割ではないものの、重大でない限り、NRC は事業者に CFSI の報告も要求していない。CFSI は、是正処置プログラム(CAP)で必ずしも追究されるわけでもない。③NRC が CFSI 基準を下げたとする根拠はなかったが、10CFR21 の低下傾向は見られた。④第三者機関が2016年以降に10に満たない CFSI 事例を報告しているが、実際はもっと多い可能性がある。エネルギー省は2021年だけでも100件以上の CFSI 関連事例を特定し、その内5件は、原子力施設の安全関連機器である。⑤CFSI の存在に関する申告に対して、NRC は調査も実効的な措置も取っていないかった。

CFSI の監督に関わる NRC 規制

- 10CFR50 付則 B「NPP と再処理施設の QA 基準」
- 10CFR21「欠陥及び不適合報告」
- 10CFR50.55「建設許可、早期サイト許可、一体型許認可と製造許認可の条件」

運転プラントにおける CFSI

指摘-1: 事業者は運転プラントにおいて CFSI を使っている

事業者の是正措置プログラム中に、偽造品/不正品として分類された9件の報告書が見つかり、その内3件では、実際に CFSI が使用されていた。また、第3者機関(EPRI, INPO, NUPIC)が、2016年以降、10件の潜在的 CFSI を報告していた。よって、実際の CFSI 件数は、もっと多いであろう。

事例: 非常用サービス水ポンプ軸が使用開始直後に折れた事例では、偽造ポンプ軸が据え付けられていた。根本原因分析により、ポンプ軸材料が偽造品と判明したが、その事実は NRC には未報告。10CFR21 で要求されているのは、使用前に偽造品が見つかった場合と理解されているため。また、使用中部品の故障は、10CFR50.73「LER システム」の下で報告され得るが、その基準は安全機能の完全喪失と解釈されている。本ケースでは、両ポンプが故障したわけではないので、LER 報告されなかった。

事例: 主蒸気管トンネルのような安全関連領域で温度を監視する安全関連計器(約15台)が突如、高い故障率で故障した事例では、欠陥部品を使って修理した証拠があった。不十分な保守に対して、「緑」の指摘がなされたが、欠陥部品に関する情報はほとんどない。故障は数年にわたり、10CFR50.73 の下で検討され、10CFR21 で報告されることはなかった。しかも、安全機能の全喪失ではなかったため、LER も発行されなかった。

指摘-2: 事業者は CFSI の追究を行っていない。

事業者に欠陥品を追跡する CAP があることを NRC は確認しているにも関わらず、OIG が調査した4事業者の内3事業者の CAP では、CFSI を追究していなかった。事業者は品質に悪影響がある状態(CAQ)に分類される欠陥(CFSI 含む)に対しては、根本原因調査不要と解釈していた。10CFR21 の現解釈では、受入れ検査や CGD 措置の中で特定された CFSI は、報告基準未済とされる。欠陥部品の調査は常に行われているわけではない。複数の事業者は CAP の中で、「偽造品」という言葉を使用しない。OIG との面談によると、事業者は CFSI を NRC に報告する規制要求はないと口をそろえた。

CFSI 監督基準

2012年以前、NRC は CGD を含む 10CFR21 関連の検査指摘事項を図書化していたが、OIG 調査により、特に CFSI に対する違反事項を NRC が知ることはなかった(違反図書がなかった)。過去5年間の運転プラントの 10CFR21 報告数は低下傾向にあり、2011年と比較すると半減以上。ある事業者では、10CFR21 基準に合致する部品に関する報告を年に2,3件受けているが、OIG 調査では、そのような 10CFR21 報告は NRC 文書データベース(ADAMS)に登録されていない。

米政府と IAEA の CFSI に関する懸念

IAEA によると、電子機器の偽造品が増加傾向にあり検知も難しい。米国に敵対する国の NPP 用商用部品供給者が存在するが、それらの輸出入管理は商務省の管轄であり、自プラントにどの部品が最終的に納入されるかは、事業者が責任を負うべきと NRC は発言している。

NRC による CFSI 申告の取扱い

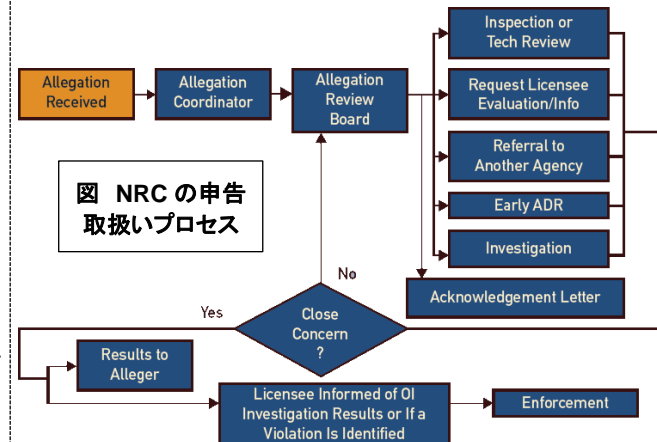
課題1: NRC は CFSI 申告を処理していない。

OIG 調査によると、ほとんどの NPP に CFSI が存在するという申告者の懸念に対して、NRC は調査もせず、実質的な措置も取っていないかった。申告者は10年にわたって、レター、電子メール、電話、公開会合での発言を介して CFSI の懸念を伝えていた。ほとんどは、シーブルック発電所のものだが、ボーグルとサマーの新設炉における基準未済の溶接に対する懸念もあった。

NRC は、申告審査会(ARB)と申告調整室(OAC)が介した申告情報を取り扱わず、代わりに、明らかに申告者が提供したのではない情報を、レビューし、申告基準に不満足と断定し、具体的な追加情報を要求していた。また、NRC リージョンオフィスは、申告された溶接について、お互いに連絡することもなかった。2014年2月の申告(シーブルック発電所における CFSI 懸念)に対して NRC は、「NextEra(事業者)は、そうした機器に対する是正措置を取っている」と回答していた。しかし、事業者は CAP で CFSI を追究していなかった。また、NRC の申告管理システムは、CFSI の申告を直接追究せず、不正行為もしくは改ざんと分類。NRC 調査局は、2010年以降の12の CFSI 関連の申告を調査したが、裏付けしたのもの、調査開始としたものもない。

課題2: NRC の申告関連の発行物

申告に関する NRC 発行物(FAQ やカタログ)は、申告基準未済情報を除外していた。例えば、FAQ の一つでは「申告情報はできるだけ詳しく」とあるだけで、申告基準に満たない情報を NRC がどう取り扱うかは書いていない。カタログも、申告基準未済情報をどう扱うかの説明がない(下図)。一般公衆から申告のスクリーニングプロセスがわからないという多くの苦情が寄せられている。



結論

NRC によると、CFSI 件数とその原子力施設への影響は比較的小さいとされる。しかし、NRC は CFSI の件数と影響を過小評価している可能性がある。なぜなら、異常な状況でない限り、CFSI を報告するよう事業者に要求していないため。

CFSI は米国 NPP に実際に存在し、NRC の規制枠組みにギャップ(CFSI が NRC によって検知されない、CFSI を NRC が適切に取り扱っていない)があることがわかった。

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング																																			
					基準/2次	INES	処理結果																																	
OIG-23-A-06 (2023-05-10)	NRCの事後検査チーム展開プロセスに関するOIG監査	<p>監査する理由</p> <p>NRCが認可した原子炉及び材料施設に関わる重大事象は、技術的に正しい方法で調査されなければならない。要求される対応レベルに応じて、事象調査チーム(IIT)、拡大検査チーム(AIT)または特別検査チーム(SIT)が対応することとなる。</p> <p>事象調査とは、事故防止を目的として実施されるプロセスのことであり、それには、情報収集と分析、事象原因を含む指摘事項や結論の特定及びNRCや産業界や公衆との調査結果の共有が含まれる。事後対応検査のレベルを決める際には、決定論的基準と確率論的リスク評価(PRA)基準に照らして事象を分析しなければならない。</p> <p>本OIG監査の目的は、運転原子力発電所における安全/セキュリティ事象に対応するためのIIT、AIT、SIT展開ガイダンスにNRCが一貫して準拠しているかどうかを評価することである。</p> <p>OIG指摘事項</p> <ul style="list-style-type: none"> 事後検査スクリーニング評価票の完成度とその記録・分析に一貫性がない。 事後対応の意思決定情報が公開されていない。 NRCには、明確かつ一貫した事後検査スクリーニングガイダンスがない。 NRCは、事後検査ガイダンスの有効性を評価したことがない。 <p>OIG推奨事項</p> <ol style="list-style-type: none"> NRCスタッフが、スクリーニング評価票を完全に埋めることと、正しく評価票をNRC文書システム(ADAMS)に登録することと、可能ならば非機密性の事後対応スクリーニング意思決定情報を公開することを要求するようにNRCポリシーを更新すること。 NRCポリシーを更新して、原子炉の安全/セキュリティ事象をスクリーニングするため、事例を含む、明確に定義された事象スクリーニングプロセスを提示すること。 マネジメント指令(MD 8.3)の効果と検査マニュアル(IMC 0309)の履行を定期的に評価すること。 <p>出口会議(2023-05-01)でのNRCコメント</p> <ul style="list-style-type: none"> 指摘事項と推奨事項に概ね賛成。 コメントなし。 	2023-06-08	事務局	⑥	—	NRCの事後検査チーム展開プロセスに関するOIG監査報告書である。事後検査を行う/行わないの意思決定に係るスクリーニングプロセスに課題があった。規制庁の検査プロセスについては、検査Gで取り組んでいることから左上の基準にてスクリーニングアウトとする。なお、本情報は検査Gと共有する。																																	
			補足情報																																					
			事後検査チーム																																					
			<p>事象調査チーム(IIT):当該施設の許認可及び検査活動に従事したことがない、または従事していない技術専門家で構成される。リードはNRCのシニアマネージャー。Executive Director for Operations(EDO)の監督下。</p> <p>拡大検査チーム(AIT):事象が発生したリージョンの技術専門家で構成され、本庁、他のリージョンまたは請負業者で補強される。当該施設の許認可及び検査活動に従事したものが含まれ得る。リージョン管理官の監督下。</p> <p>特別検査チーム(SIT):事象が発生したリージョンの技術専門家で構成され、通常、本庁、他のリージョンまたは請負業者で補強されることはない。リージョン管理官の監督下。</p>																																					
			事後検査スクリーニングプロセス																																					
			IMC0309を元にOIGが作成																																					
			表 事後検査評価数(2018-01-01/2022-07-31)																																					
			<table border="1"> <thead> <tr> <th>リージョン</th> <th>評価数</th> <th>SIT</th> <th>AIT</th> <th>IIT</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>I</td> <td>16</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>II</td> <td>38</td> <td>3</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>III</td> <td>21</td> <td>4</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>IV</td> <td>37</td> <td>3</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>計</td> <td>112</td> <td>10</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> </tbody> </table>					リージョン	評価数	SIT	AIT	IIT	I	16	0	0	0	II	38	3	0	0	III	21	4	0	0	IV	37	3	0	0	計	112	10	0	0			
リージョン	評価数	SIT	AIT	IIT																																				
I	16	0	0	0																																				
II	38	3	0	0																																				
III	21	4	0	0																																				
IV	37	3	0	0																																				
計	112	10	0	0																																				
			ADAMSを元にOIGが作成																																					
			表 事後検査評価数(2018-01-01/2022-07-31)																																					
			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">情報量</th> <th colspan="5">情報分類</th> </tr> <tr> <th>背景</th> <th>運転モード</th> <th>SSC</th> <th>TS</th> <th>NOの理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>十分</td> <td>104</td> <td>67</td> <td>86</td> <td>25</td> <td>54</td> </tr> <tr> <td>不足</td> <td>6</td> <td>39</td> <td>16</td> <td>48</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>非該当</td> <td>2</td> <td>6</td> <td>10</td> <td>39</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table>					情報量	情報分類					背景	運転モード	SSC	TS	NOの理由	十分	104	67	86	25	54	不足	6	39	16	48	55	非該当	2	6	10	39	3				
情報量	情報分類																																							
	背景	運転モード	SSC	TS	NOの理由																																			
十分	104	67	86	25	54																																			
不足	6	39	16	48	55																																			
非該当	2	6	10	39	3																																			
			ADAMSを元にOIGが作成																																					
MD 8.3 (2023-05-04)	NRC事象調査プログラム							<p>補足情報(つづき)</p> <p>MD 8.3 NRC 事象調査プログラム</p> <p>ポリシー:NRCが認可した原子炉及び材料施設に関わる重大事象が、①適時、客観的、系統的かつ技術的に正しい方法で調査されること、②各事象に関する事実情報が図書化されていること、③各事象の原因が追究されていることを確かなものにする。これらの事象は、IIT、AITまたは特別検査(SI)による事後検査対応を要する場合がある。</p> <p>IMC 0309 原子炉の事後検査意思決定根拠</p> <p>目的:①規制局(NRR)及びリージョンスタッフに、MD 8.3で規定された要件を実施するためのガイダンスを提供すること。②IIT、AIT及びSIを実施するための意思決定根拠として、決定論的基準(PRA基準と組み合わせても使用可)の詳細なリストを提供すること。③事後検査の必要性を判断するためのリスク指標とPRAの使用に関するガイダンスを提供すること。④事象対応と評価に関して内部及び外部の関係者とやりとりするためのツールの利用可能性について議論すること。⑤事後検査の意思決定を図書化する際に使用するサンプルフォーマットを提供すること。</p>																																
IMC 0309	原子炉の事後検査意思決定根拠																																							

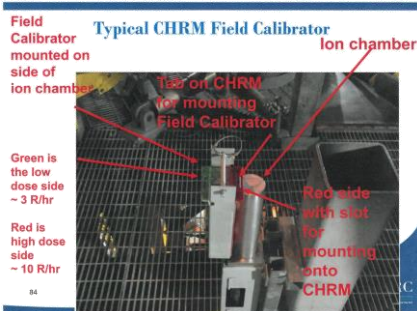
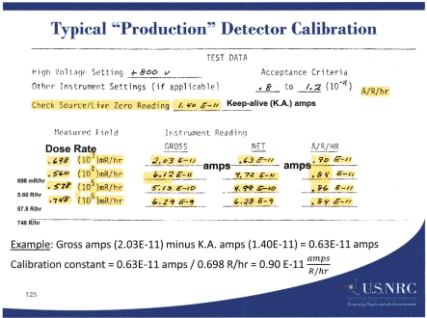
番号	件名	概要	受領日	担当	0 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
IR2022091 /382	緊急時対応検査報告書と予備的白指摘事項	<p>事業者: Entergy Operations, Inc. プラント: 米国ウォータフォード 3 号機 (PWR, 1152 MWe) 検査期間: 2022-10-23~12-07 件名: 正確な線量評価方法の維持失敗 監視領域: 緊急時対応、重要度: 予備的白 横断的要素: 作業管理</p> <p>概要: 2022-09-08、事業者がプラント排気筒広域ガスモニタ (WRGM, PRM-IRE-0110) の工学的変換係数が、2022-06-06 から誤りであったことを発見 (コンディションレポート)。WRGM は、緊急時対応に使用される放射線量評価モデルのソフトウェアへの入力となる。</p>	2023-06-02	事務局	②	-	<p>本件は、米国 NRC による白検査指摘事項に関わる検査報告書である。検査指摘事項は、「緊急時対応」なる検査監視領域における規制要求違反であり、横断的要素として作業管理が挙げられた。</p> <p>当該プラントは従前から検出器の較正に関する不適合報告が発行されており (下記 LER)、検出器の較正と工学的変換係数の誤りに起因する「緊急時対応」監視領域における白指摘 (IR2022090) も受け、違反通知が出されている。</p> <p>最新の正確なデータベース値を使用するように作業管理、情報更新手順が定められていないことが根本原因であることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>ただし、監視領域「緊急時対応」に関わる米国 NRC 検査動向については注視していく。</p> <p><u>参考: 当該プラントにおける関連 LER</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • LER382/2022001002 (2023-02-22) 放射線モニターの不適切な手順ガイダンスによる技術仕様書不適合 • LER382/202200300 (2022-06-13) 放射線モニターの較正ミスによる技術仕様書制限の逸脱 • LER382/202200400 (2022-06-23) 不適切な放射線モニターの較正手順による技術仕様書制限の逸脱 • LER382/202200600 (2022-11-07) プラント排気筒及び燃料取扱い建屋放射線モニターにおける不適切な変換係数により技術仕様書不適合
IR2023090 /382	白指摘最終重要度決定と違反通知、フォローアップ評価	<p>レビュー等から検査官は、以下を特定: ①誤りは、WRGM の保守完了後に数値をアップロードする際に変換係数データベースの誤ったバージョンを使用したことによる (2022-06-06)。②誤りは、WRGM の高レンジ検出器の機能に影響する。③高レンジ検出器は、正值より 30.5% 低い読み値を出し得る。</p> <p>緊急時対応能力に対する影響: ①EAL 分類: 高レンジ検出器は使用されないで影響ない。②線量評価: プラント排気筒放出量評価が正值よりも約 30.5% 低くなり得る。これは、敷地境界から 5 および 10 マイルの公衆に対する防護措置勧告に使用される。</p> <p>原因: 最近の計器較正作業にもとづく WRGM 変換係数の管理された更新の失敗による。2022 年 2 月に排気筒 WGRM 高レンジ検出器が再較正された際に、問題の工学的変換係数が検出器交換 (2005 年 6 月) による感度に合わせて修正された (是正措置の一環)。しかし、中装にある放射線計測系 (RMS) データベースマニュアルに記載の変換係数は更新されなかった。2022-06-06 の WRGM 低レンジ検出器の修復に引き続き、全ての検出器の変換係数に RMS データベースの値が入力されたが、それは、2022 年 2 月の修正が反映されていないものだった。</p> <p>根本原因: 最新の正確なデータベース値を使用するように作業管理、情報更新手順が定められていないこと。</p> <p>是正処置: 事業者は、事業者は、2022-09-09 に問題の変換係数を修正。RMS データベースの変換係数も更新。再発防止のための作業管理プロセスを変更した。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。WRGM の正しい機能の維持に失敗したのは、パフォーマンス劣化。</p>					

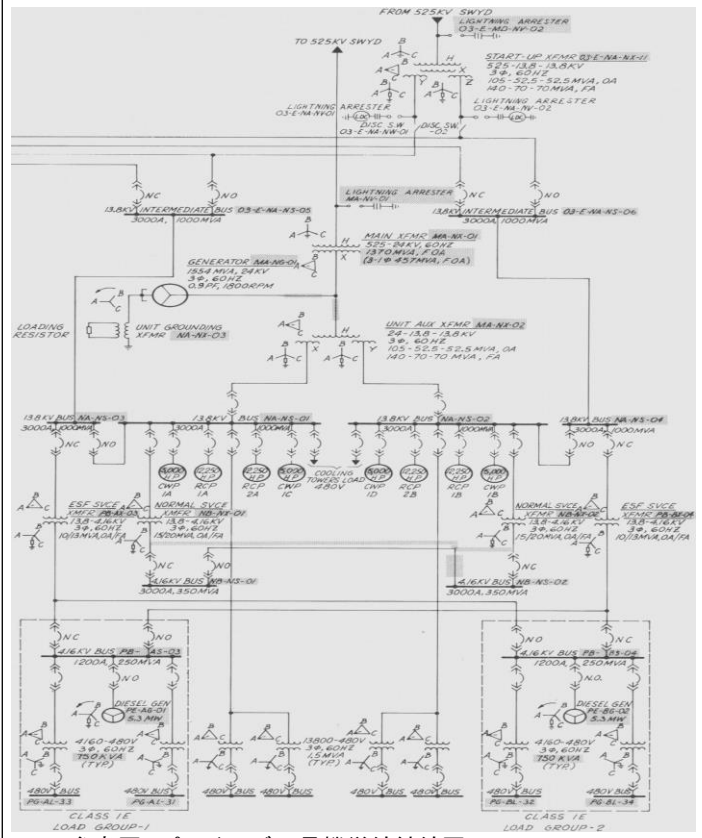
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2023-01	法令線量限度を超える従事者外部被ばく	<p>2023-02-03、仏国カットノン原子力発電所にて、EDF の契約従業員による年間個人線量限度を超える放射線防護事象が発生したことが、ASN に通知された。</p> <p>2023-02-02 に、この従業員は 3 号機 (SCC の調査・修理のため停止中) の原子炉建屋内で多様な系統の弁の断熱材の再取付けを行っていた。管理区域退出の際の放射能測定で、首の皮膚に汚染が見つかった。直ちに医療措置を受け、放射性粒子の除染を行った。この従業員は、業務中に電離放射線を受けたと考えられる。連続する 12 ヶ月の年間法令線量限度は、全身では 20 mSv、皮膚表面では 500 mSv/cm² である。</p> <p>EDF は、原子炉建屋内での従業員の足取りと作業を調査し、首の線量が法令限度を超えていると評価した。ただし、全身被ばく量は、限度を大きく下回る。</p>	2023-04-03	事務局	⑤	2	<p>本件は、仏国原子力発電所において、従業員が法定限度を超える外部被ばくを受けたことの速報である。原因は特定されていない。詳細情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
			補足情報			<p>ASN プレス (2023-03-30)</p> <p>汚染発見直後に、事業者は原因調査を行ったが、従業員が被ばくした場所に異常は見つからなかった。ASN は、2023-02-09 に現場検査を実施し、事業者は適切に事象に対処し、原因分析を行っていることを確認した。再発防止のための是正措置報告は、2 ヶ月以内に ASN に届けられる。</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	補足情報(続き)、処理結果
INES2023-02	応力腐食:パンリー1号機安全注入系上の深い亀裂	<p>2023-03-06、仏国 EDF は ASN に、「複数の原子炉に応力腐食割れ(SCC)が存在する件に関する重大安全通知」の更新情報を送付した。この更新は、カットノン 3号機、シボー、ショーB号機とパンリー-NPP、特に、パンリー1号機の高温度レグに接続する安全注入系配管の溶接部近傍に見つかった亀裂に関わる。</p> <p>亀裂長 155 mm(周長のほぼ 1/4) 深さ 23 mm(配管肉厚 27 mm)</p> <p>EDF は、その形状から当該配管は SCC 感受性がないとみなしていた。しかし、当該部位では、建設当時に二重修復溶接が行われていて、機械的特性ならびにその領域の金属の内部応力を変化させていた可能性がある。</p> <p>この亀裂があるため、当該配管の強度は保証されないものの、安全性評価では、当該配管の単一破断は考慮している。</p> <p>さらに、EDF の検査によって、パンリー2号機[1]及びカットノン3号機[2]の安全注入系で SCC 感受性があるとみなされていた配管において、熱疲労亀裂も検出された。これらの配管は、P4 シリーズ PWR の安全注入系を対象とした EDF プログラムのもとで、取替えられた。</p> <p>[1] 亀裂長 57 mm(周長 10%未満)、最大深さ 12 mm [2] 亀裂長 165 mm(周長約 1/4)、最大深さ 4 mm</p> <p>本事象による、人、環境への実影響はないが、原子炉冷却に係る安全機能に影響する。潜在的影響及び配管破断確率の上昇から、ASN はパンリー1号機の事象を INES-2 と評価した。他の事象は、INES-1。</p> <p>EDF は、安全注入系(RIS)と余熱除去系(RRA)の修復溶接に対する検査プログラムを導入中である。150 箇所以上の溶接部に対して専門家による評価が研究所で行われている。検査プログラムは2023年から、全ての原子炉をカバーする。</p> <p>なお、同内容の記事が、ASN から発行されている(2023-03-14)。 https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-penly-nuclear-power-plant</p>	2023-05-31	事務局	継続	2	<p>要求 11:特に修復溶接に対して UT を行う際には、新たな指標や周波数によりメリットを評価すること。</p> <p>要求 12:RIS と RRA の配管形状とその支持が、配管弾性計算に用いた仮定と適合していたか調査すること。支持の「適合」が未確認の場合は、定検中に確認すること。</p> <p>要求 13:P4 シリーズの RIS 低温側配管の機械的強度研究の結論を提出すること。環境条件を加味して RIS 低温側配管の摩耗因子を更新すること。</p> <p>要求 14:R&D 計画とその工程を提示すること。各シリーズ、最低 1 基に温度測定具を据え付けること。その目的は、応力腐食感受性分類に使用した仮定を検証すること。</p> <p>要求 15:PT の結果を提示すること。</p> <p>要求 16:新 NDT の開発を完了すること。</p> <p>要求 17:CP0 と CPY シリーズの 6 インチ安全注入配管に対して、①修復溶接を特定・分類すること、②保守プログラムの中で点検された溶接部とその最終点検日をリスト化し、点検方法を特定し、検知された指示情報を詳細調査すること。</p> <p>要求 18:加圧器サージライン(PSL)の応力評価結果と修復溶接部(分類含む)のリストを提示すること。当該ラインの点検を強化することを検討すること。</p> <p>要求 19:点検により PSL に指示が確認された場合は、RIS と RRA 以外のオーステナイト鋼配管に点検を拡大する方法を詳細化すること。</p> <p>要求 20:SCC 感受性のある配管に指示が確認された場合は、SCC の発生・進展リスクを特定するために詳細分析を行うこと。修理の必要性にも言及すること。</p> <p>要求 21:修理の有無にかかわらず、SCC 進展速度は最低 1 mm/y を仮定すること。</p> <p>処理結果:調査分析を継続する。</p>
<p>補足情報</p> <p>SCC 点検計画(2023-2025 年)に関する ASN レター CODEP-DEP-2023-007194 の抜粋</p> <p>以下は、RIS と RRA 配管の点検計画に関する ASN 要求事項。その結果に応じて点検計画を見直すこと。</p> <p>要求 1:修復溶接箇所の特정을完了させ、分類付けした修復溶接部のリストを ASN に送付すること。</p> <p>要求 2:修復溶接情報に抜けがないことを確実にする方法を提案すること。</p> <p>要求 3:疲労亀裂の原因分析を行うこと:①配管内の熱成層化を仮定した疲労進展計算。結果を観測した亀裂寸法で検証。②熱疲労調査計画(カットノン3号機とパンリー2号機から切り出した配管の詳細調査)を送付。③熱疲労、SCC とそれらの混合の発生範囲を特定。</p> <p>要求 4:P4 シリーズ PWR の RIS 低温側配管あたり最低 2 か所の溶接部を点検すること。</p> <p>要求 5:2024 年定検時にサンタルバン 2号機の RIS 低温側配管の A13 溶接部(指示あり)を点検すること</p> <p>要求 6:様々な修復分類の応力腐食リスクへの影響評価を継続し、評価工程を提出すること。</p> <p>要求 7:2 mm を超える指示が 1 つでも検出された低感受性もしくは非感受性配管全部に対して、①感受性分類を検証するための点検を加えること、②感受性が認められた場合は、機器の健全性に有害な欠陥がないことを保証するための点検を加えること。</p> <p>要求 8:供用中検査の確からしさを見るため、使用前検査に至るまで、合計溶接端長の 25%を超える非分析領域(ZNA)の有無を調べる。使用前検査以外で ZNA が 25%超であることが判明した場合は、有害な欠陥がないことを確認するために補足点検もしくは特別解析を行うこと。</p> <p>要求 9:2023 年前半の点検で得た ZNA の程度により、目的達成に疑問が生じた場合は、半期レビュー会にて補完点検計画を提示すること。ZNA の程度が 50%を超えるならば、定期点検中に等価溶接部にて点検を実施するか、補完点検を実施すること。</p> <p>要求 10:修復溶接の場合は、ケースバイケースで修復箇所に対する点検範囲の適切性を分析すること。必要ならば、追加点検を実施するか、溶接部を交換すること。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9051R2			2022-08-16	事務局	2次へ	—	本件は、英国のPWRにおける燃料交換停止中の点検で、制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブフランジ部の摩耗による不良が複数見つかった事例である。プラントの安全性、運転性への直接の影響は報告されていない。このフランジ部の摩耗は、仏国で発見されたものと同じメカニズムで発生したと考えられている。当該PWR製造者であるWestinghouse社の分析評価によると、摩耗の感受性が高いのは、原子炉容器上蓋低温プラント(原子炉容器頂部バイパス流量が多いもの)で、摩耗量が基準(1インチ)に達するには、最低25実行全出力運転年(EFPY)掛かる。しかし、当該英国PWRは上蓋低温プラントであるが、上蓋交換を行っているので、25EFPYには達していない。摩耗速度が評価より早かったのは、フランジ部の材料硬度が低かったため、上蓋交換の際の設計変更の影響と推定されている。
			<p>補足情報</p> <p>ONR-OFD-PAR-21-006 R0 「サイズウェル B 燃料交換停止 17 の再起動承認」抜粋 https://www.onr.org.uk/pars/2021/sizewell-b-21-006.pdf</p> <p>第17回燃料交換中に原子炉容器上蓋を取り外して炉内構造物を点検している時に、サーマルスリーブ1本が上部炉心構造物に乗っかっているのが見つかった。さらなる調査で、3箇所ですべて完全脱離はしていないが、おおきく下降しているサーマルスリーブが見つかった。合計で、13本のサーマルスリーブが、摩耗規定を超えていた。さらに、2本が次の運転サイクル中に不良になると評価された。(制御棒クラスター数:53)</p> <p>サーマルスリーブ自身に安全機能はなく、CRDMを熱過渡から保護するものである。しかし、破損すると残片が制御棒挿入を阻害する恐れがあることから、事業者は修復チームをつくり、計画を立てた:①摩耗したサーマルスリーブと残片を撤去する。②サーマルスリーブを交換する。③次の燃料交換停止まで安全に運転できるように復旧する。その間に、長期的解決策を検討する。</p> <p>ONRは、本件について事業者から報告を受けており、事業者が次回燃料交換停止まで運転する際のリスク低減策について、以下の根拠で満足している:①サーマルスリーブの撤去・交換プロセスは適切に管理されている。それに続く点検により、圧力境界の健全性を損なうことがないことが確認できる。②サーマルスリーブの摩耗メカニズムが理解され、交換したサーマルスリーブの今後の摩耗率に関する判断が十分に保守的であり、サーマルスリーブの状態を見極める方法も保守的である。その結果、次の燃料交換停止までに不良となる恐れのあるサーマルスリーブは全部交換されているとみなせる。③原子炉トリップ時に少数の制御棒が挿入されないとしても、プラントには耐性がある。制御棒落下時間も試験され、安全解析上の限度以内であった。</p>			本件は、2次スクリーニング「海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着」に追加して、調査・分析を継続する。	
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

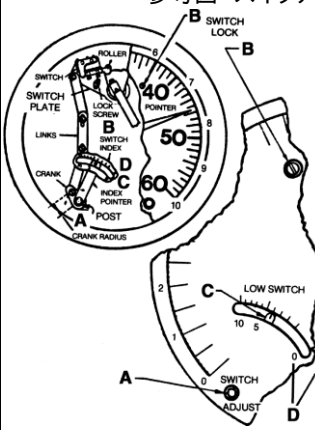
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9117		<p>2022-05-06、米国オコニー3号機(PWR、859 MWe、停止過程モード3)において、非常用給水(EFW)系が作動した。事象発生前、手動原子炉トリップ後、手順通り1台の給水ポンプ(3A FDWP)でのみ給水していたところ、B系の起動用給水制御弁(3FDW-44)が開いて3B蒸気発生器(SG)の水位が上昇していることに気付いた運転員は、同弁を手動で絞ったが反応がなかったため、同弁の入口ブロック弁(3FDW-42)を閉止操作したが間に合わず、SG過剰給水防止設定点まで水位上昇、3A FDWPは自動トリップ。全FDWPトリップ信号により、EFW系が作動した。</p> <p>安全評価:3台のEFWポンプは設計通りに作動した。非常用炉心冷却設備(ECCS)や他の安全系の自動起動には至っていない。原子炉は通常停止過程のモード3にあり、重大なプラント過渡現象はない。運転員の対応に、手順上やヒューマンパフォーマンス上の問題はない。炉心損傷リスクへの影響は非常に低い。公衆衛生及び安全への影響もない。</p> <p>起動用給水制御弁の自動/手動操作不能の直接原因:3FDW-44の弁位置制御回路の電圧/空気(E/P)変換器の故障。</p> <p>根本原因:E/P変換器に使用されるムーア製I/P伝送器の製造欠陥。</p> <p>短期是正措置:①3FDW-44のE/P変換器を交換。②分析のために当該I/P伝送器をベンダーに発送。③1/2/3号機のタービンバイパス弁(TBV)のI/P伝送器を、本教訓を取り入れて製造したものに交換。④同様に、3号機の高圧注入系(HPI)のI/P伝送器を交換。</p> <p>長期是正措置:①1号機の給水弁のI/P伝送器を、本教訓を取り入れて製造したものに交換(2/3号機は交換済)。②同様に、1/2号機のHPIのI/P伝送器を交換。③E/P変換器の信頼性向上のための代替策を評価する。</p>	2022-12-19	事務局	③	—	<p>本件は、停止過程モード3にあるPWRプラントにおいて、非常用給水系(国内では補助給水系に相当)が作動した事例である。公衆衛生、安全への影響はない。直接原因は、蒸気発生器水位が過剰給水防止設定点に到達したため。水位上昇原因は、給水流量を制御していた起動用給水制御弁の制御回路に用いられている伝送器の故障。その伝送器に製造欠陥があった。伝送器単体の欠陥であることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER287/202200200	起動用給水制御弁の動作不良による非常用給水系の自動作動		<p>追加情報:当該発電所において、本件と同様な懸念や原因を有する事象(E/P変換器の故障)が、2013年以来、本件含め4件報告されている。さらに、2021年夏にTBVのE/P変換器の故障トレンドも指摘され、ベンダーは製造技量に課題を見つけ、再発防止の是正措置を策定した。3FDW-44については、2022年5月に交換を計画していた。</p> <p>2015年の是正措置の一つは、給水制御弁の制御をより故障耐性の高い設計に変更することであり、1-3号機の給水制御弁のE/P変換器は改造済み。しかし、起動用給水制御弁は改造スコープに入っていなかった。2018年の是正措置にはI/P伝送器故障の原因が示され、3号機のI/P伝送器を交換した。しかしながら、本報告に示されたように製造欠陥により、3FDW-44が故障した。</p> <p>4件の報告(LER)</p> <ul style="list-style-type: none"> • LER 287/2022-002 (ML22182A501) 「起動用給水制御弁の動作不良による非常用給水系の自動作動」 • LER 269/2018-001 (ML18165A145) 「1号機の主給水制御弁の電気/空気変換器故障による原子炉手動トリップ」 • LER 287/2015-001 (ML15098A472) 「主給水流量調整弁流量の受容不能な過剰変動に伴う手動原子炉トリップ」 • LER 287/2013-001 (ML13358A336). 「主給水流量変動による3号機手動原子炉トリップ」 				
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	0 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
IRS9118		2022-04-24、米国ウォータフォード 3 号機 (PWR、1168 MWe、停止中モード 6) において、建設時からずっと誤った工学的変換係数を用いた原子炉格納容器高レンジ放射線モニタ B (ARMIRE5400B) が使用されていたことが判明。1984-12-27 以来、5400B は不正確な線量率を示していたことになる。本件は、モニタ較正手順にキープアライブ線源の線量率が正しく考慮されていないため、5400A が運転不能との報告 (LER 382-2022-003-00) を受け、原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの較正手順を見直していた際に見つかった。その後、工学変換係数を修正し、キープアライブ線源の線量率を考慮して 5400B を正しく較正。	2022-12-19	事務局	②	—	本件は、米国原子力発電所において、原子炉格納容器高レンジ放射線モニタ及び主蒸気ライン高レンジ放射線モニタの放射線検出器の較正が適切に行われていなかったことが判明し、それらモニタが運転不能と判断された事象である。原因は較正手順が適切でなかったため。当該事業者による検出器に係る点検保守管理に課題があることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
			是正措置: ①2022-04-24 に、キープアライブ線量率を考慮するよう原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの較正手順を改訂。②2022-05-14 に、改訂手順を使用して 5400A を較正。③2022-05-11 までに、5400B に正しい工学的変換係数を設定し、改訂手順で較正完了。④2022-05-04 に、基準値を更新した主蒸気ライン高レンジ放射線モニタの較正手順を改訂。⑤2022-05-05 に、改訂手順を使って 5500A を較正。⑥ベンダー提供の技術文書や計算結果を含めベンダーから文書を受け取る際の監督手順を確立。				
			用語と引用 LER の説明				
			<ul style="list-style-type: none"> 工学変換係数: 検出器出力 (アンペア) を線量率に変換するもの キープアライブ線源: 放射線レベルが放射線モニタのイオンチェンバーの測定下限よりも低い時でも、イオンチェンバーが機能していることを確かめるために設置するもの LER 382-2022-003-00「較正間違いにより放射線モニタ動作不能」: 原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの微小電流計及び ADC 基板が交換された時、キープアライブ線源の減衰を考慮しない間違っ手順ガイダンスを含む較正手順による、技術仕様書不適合の報告。 LER 382-2022-001-00「3 台の放射線ガスモニタにおいて不正確な変換係数を適用したことによる技術仕様書不適合」: 3 台のガス放射線モニタで使用されている工学的変換係数に誤りがあり、技術仕様書不適合。 				
LER382 /202200400	不適切な較正手順により放射線モニタ動作不能	原子炉格納容器高レンジ放射線モニタ (ARMIRE5400A と B) は、1.0E8 Rem/h (1.0E10 Sv/h) のレンジまで測定可能である。また、全測定レンジにわたって 2 桁の精度と事故後条件で測定可能なことが RG 1.97R3 で求められている。5400B はこの精度要求を満足しないので、2022-04-24 に運転不能と判定された。 2022-04-30 には、主蒸気ライン高レンジ放射線モニタ A (ARMIRE5500A) が 2000-01-01 の検出器交換以降、多くの誤較正があったことが判明。工学的変換係数は更新されたが、同モニタの較正に用いた基準値が不正確だった。そのため、検出器交換以降、較正許容範囲である ±15% を不満足。主蒸気ライン高レンジ放射線モニタは 2 台 (ARMIRE5500A と B) あるが、誤較正は A のみ。較正許容範囲を満足しないので、2022-04-30 に 5500A は運転不能と判定された。					
		安全評価: 5400A/B と 5500A が運転不能であることの実影響は、技術仕様書の要求機能を果たすことができなかったこと。5400A/B の潜在的影響は、緊急時計画に掛かる。緊急避難を要する条件にも係わらず、適用可能な緊急時活動レベル (EAL) に入らなかった可能性があったが、その活動を取れなかった場合のリスクは低いとみなされた。5500A は安全性や EAL には関係ない。SRV や ADS 作動後の線量評価に利用されるが、代替測定手段がある。 運転不能原因: 5400AB では、キープアライブ線源を考慮しない不適切な較正手順ガイダンス。5400B では誤工学的変換係数の適用。建設中にベンダーが誤計算し、監視手順も不適切。5500A では、その後の較正で使用する新しい検出器の線量率の基準値を記録するステップが較正手順に含まれていなかった。					
							<p>参考図 典型的な格納容器高レンジ放射線モニタ (CHRM) の現場較正器、ML21327A271。</p>  <p>The image shows a typical CHRM field calibrator. It is a cylindrical device with a handle and a dial. The dial has a green side and a red side. The green side is labeled 'Green is the low dose side ~ 3 R/hr' and the red side is labeled 'Red is high dose side ~ 10 R/hr'. The device is mounted on a metal structure. The text 'Typical CHRM Field Calibrator' is written above the image. The text 'Field Calibrator mounted on side of ion chamber' is written to the left of the image. The text 'Ion chamber' is written to the right of the image. The text 'Tear off CHRM for mounting Field Calibrator' is written above the image. The text 'Red side with slot for mounting onto CHRM' is written to the right of the image.</p>
							<p>参考図 訓練資料から抜粋</p>  <p>The image shows a typical production detector calibration table. The table has columns for 'Measured Field', 'Instrument Reading', and 'NET'. The 'Measured Field' column has values: 0.00 R/hr, 0.01 R/hr, 0.02 R/hr, 0.03 R/hr, 0.04 R/hr, 0.05 R/hr, 0.06 R/hr, 0.07 R/hr, 0.08 R/hr, 0.09 R/hr, 0.10 R/hr. The 'Instrument Reading' column has values: 0.0000, 0.0001, 0.0002, 0.0003, 0.0004, 0.0005, 0.0006, 0.0007, 0.0008, 0.0009, 0.0010. The 'NET' column has values: 0.0000, 0.0001, 0.0002, 0.0003, 0.0004, 0.0005, 0.0006, 0.0007, 0.0008, 0.0009, 0.0010. The table is titled 'Typical Production Detector Calibration'. The text 'TEST DATA' is written above the table. The text 'High Voltage Setting: +800 V' is written above the table. The text 'Acceptance Criteria: ± 8% to ± 2 (10^-4) A/R/hr' is written above the table. The text 'Other Instrument Settings (if applicable): ± 8% to ± 2 (10^-4) A/R/hr' is written above the table. The text 'Check Source/Live Zero Reading: ± 4% ± 0.01 Keep-alive (K.A.) amps' is written above the table. The text 'Example: Gross amps (2.03E-11) minus K.A. amps (1.40E-11) = 0.63E-11 amps or U-234 (245,000 yr T1/2) Calibration constant = 0.63E-11 amps / 0.698 R/hr = 0.90 E-11 amps/R/hr' is written below the table. The text 'USNRC' is written in the bottom right corner.</p>
							<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>

番号	件名	概要	受領日	担当	0 次スクリーニング			
					基準/2 次	INES	処理結果	
IRS9119		2022-05-04 19:55、米国パロベルデ 2,3 号機(PWR、1335/1247 MWe、定格運転中)において、2 号機 A 系及び 3 号機 B 系の安全母線(クラス 1E)の低電圧により、2 号機 A 系非常用ディーゼル発電機(2A EDG)及び 3 号機 B 系 EDG が自動起動した。クラス 1E(4.16kV)母線の低電圧は、起動変圧器(NAN-X01)がトリップしたことによる。どちらの EDG も、設計通りに起動し、各設備に給電し、両号機の安全系スプレイポンド(SP)ポンプも起動。3B EDG 起動に伴い 3B 補助給水(AFW)ポンプも起動。EDG 起動では 2A 蒸気駆動 AFW ポンプは設計上起動しない。両号機ともに、運転上の制限(LCO)3.8.1「外電の 1 系統運転不能」と 3.8.9「クラス 1E 母線の 1 系列喪失」条件に入った。ただし、LCO3.8.9 は、EDG 給電までの 1 分間のみ。2 号機は起動変圧器(NAN-X02)から給電され、翌 15:25 に LCO3.8.1 を脱した。3 号機は NAN-X03 から給電され、翌 16:53 に脱した。	2022-12-19	事務局	②	—	本件は、米国原子力発電所において、運転中の 2 号機と 3 号機の安全母線の各々 1 系統の外電が喪失し、その母線につながる EDG が起動した事例である。放射性物質の放出はなく、安全系機能の故障もない。外電喪失原因は、当該母線に給電する起動変圧器の保護回路が地絡故障により働いたため。地絡原因は、設計変更工事に伴う配線ミス。従前の類似事象の経験を反映していなかった。当該事業者による設計変更管理及び運転経験反映に課題があることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。	
補足情報			1E-NGN-L02 地絡故障の起因:ロードセンタの上部に水たまりがあったことから浸水による変圧器の短絡。しかし、根本原因はシールド線の誤配線による脆弱性と考えられる。なお、この地絡故障は、1 号機の 3 つの非安全系ロードセンタのみに影響したはずである。 短期的是正措置:2A と 3B 安全母線の外電を復旧する措置。NAN-X02 及び NAN-X03 からの代替給電。1 号機の 13.8 kV-480 V 変圧器ロードセンタ(NGN-L02)を交換。					
LER529 /202200100	4.16 kV 安全母線への外電喪失により 2,3 号機の EDG が起動	なお、1 号機(燃料交換停止中)では、NAN-X01 のトリップしたとき、3 つの非安全系ロードセンタの電源喪失を示す警報が複数発信、13.8 kV 遮断器が 50G の地絡リレーと 50/51 の過電流リレーの動作によりトリップした。この時、480 V ロードセンタ(1E-NGN-L02)でアーク故障の兆候が報告されており、その給電変圧器が地絡していた。	事象原因に対する是正措置:起動変圧器の点検。2018-02-27 に改造した NAN-X02 の配線は適切で、CT 回路の接地は 1 ヲ所。2018-01-03 に改造した NAN-X03 と 2018-12-21 改造の NAN-X01 の配線は不適切で、CT 回路に 2 つの接地がある。予備の起動変圧器は改造されていないし、将来改造される場合は、新しい手順が使用される。			 <p>参考図 パロベルデ 3 号機単線結線図、ML18193A887</p>		
		安全評価:EDG、安全系 SP ポンプ及び AFW ポンプは設計通り起動した。放射性物質の放出はなく、安全系機能の故障もない。なお、1 号機の安全母線は NAN-X01 トリップの影響を受けず、2B と 3A 安全母線も NAN-X03 及び NAN-X02 から給電継続された。 NAN-X01 トリップ直接原因:比率作動リレーの作動。共通端子盤の位置で接地され無関係の課金用変流器(CT)からつながる、NAN-X01 のキャビネットの位置にある NAN-S06E キュービクル内比率作動リレー CT 用の接地シールド線により、接地電流が回り込んだため。設計変更図書を作成するにあたって、設計厳密性に欠けたため、新たな CT 配線が既に使用されている端子接続部で接地され、設計検証試験中の追加接地の必要性を特定できなかった。 寄与因子:①設計変更図書が適切に現場作業指示に落ちていない。②設計逸脱の現場修正に関する設計変更プロセス要求が不足。特に、変更記録と水平展開要求がない。2 号機の改造工事中に認識され修正された配線ミスが、その後の 1,3 号機では修正されなかった。	2019 年と 2020 年に取られた是正措置:類似の設計変更事象と設計変更ミスの傾向に取り組んだ。設計変更プロセスと手順の改善は、設計変更図書及び改造後試験の技術根拠と許容基準をターゲットとしている。これらは、将来の類似課題に対して、助けとなる。 追加是正措置:設計変更プロセス、予想される事象や教訓について担当者へ説明すること。電気系の検査手順書を改訂し、水の侵入に対する詳細な検査を含めた。1-3 号機のタービン建物の電気筐体(ロードセンタ、モータコントロールセンタ)のウォークダウン作業指示書が作られた。					
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。								

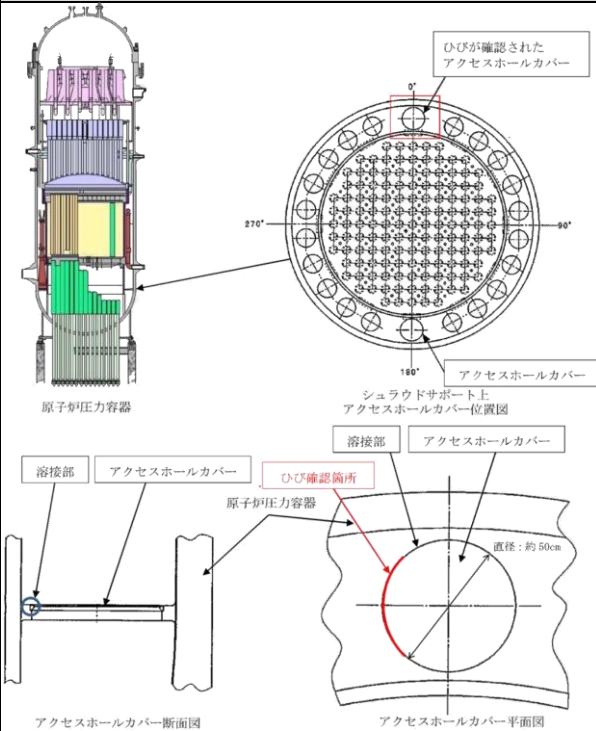
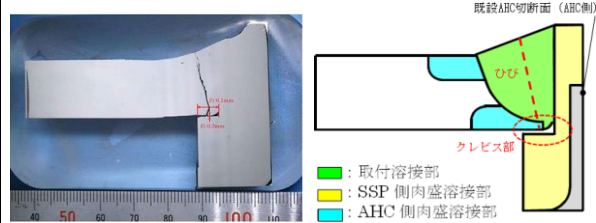
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9120		2021-11-12、米国ピーチボトム2号機(BWR、1300 MWe、定格運転中)の主制御室において、オフガス系圧縮機サクシオン圧力高警報を受信、圧縮機のバイパス弁を調整するも圧力は下がらず、オフガス系隔離設定点に到達したので、復水器真空度を制御するため原子炉出力を下げた。2021-11-14、主復水器の真空度が劣化したことから、出力79%から原子炉を手動スクラムした。それにより、格納容器自動隔離システム(PCIS)のグループII/IIIの自動隔離が作動。原子炉水は給水制御系で、原子炉圧力は電気油圧式制御装置(EHC)で、保持された。なお、3号機には影響しない。	2023-01-17	事務局	②	—	本件は、運転中の米国BWR原子力発電所において、復水器の真空度劣化により原子炉手動停止した事例である。真空度劣化原因は、復水器につながるオフガス系の圧力制御弁の弁ポジション故障(Oリングの劣化)により、圧力制御できなくなったため。当該事業者によるOリングの点検・保守に課題があることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p>是正措置: 弁ポジションを交換。エラストマは、より高温定格品に交換。他の低温軟質部品の交換を進める処置を実施中。</p> <p>寄与原因対処措置: 有効な保守のため、クリティカルなオフガス系構成機器を再スクリーニングする。プラントリーダー及び技術職員向けの、傾向識別及びリスク評価のための正式訓練に、本事象をケーススタディとして含める。</p>							
LER277 /202100300	復水器真空度劣化による手動原子炉スクラム	<p>安全評価: 原子炉スクラムは非常用炉心冷却系(ECCS)の起動を必要とせず、主蒸気隔離弁(MSIV)は開維持、主復水器はヒートシンクとして機能した。</p> <p>復水器真空度劣化原因: A系圧縮機バイパス弁の弁ポジションからの空気漏れにより、バイパス弁が閉じなくなったため。これは空気作動弁であり、圧力があれば弁が閉まるが、圧力が喪失すると、開放する(フェイルオープン)。当該バイパス弁の機能は、圧縮機のサクシオン側へのバイパス蒸気流を制御することで、当該圧縮機サクシオン圧力を保持すること。本事象後に当該弁ポジションを交換し、保守後試験を満足した。2号機は、2021-11-15に再起動し、2021-11-16に定格出力に達した。</p> <p>故障したバイパス弁/製造者: Fisher Controls International、タイプ: 圧力制御弁</p> <p>根本原因: 高温環境下での低温軟質部品の使用。分析によると、弁ポジションのベローズのOリングが劣化した。2019年に故障箇所付近で蒸気漏えいが発生した時、高温環境となり、エラストマ(Oリング素材)は、おそらく熱/温度により劣化し、破損した。</p> <p>寄与原因: ①多重性を有するオフガス系列には単一点脆弱性が具現化されないとの認識のため、設備信頼性脆弱性低減プロセス内で、当該バイパス弁を「非クリティカル」と分類したこと。この誤分類により、保守間隔が延び、故障リスク分析及びリスク緩和の機会を失った。②オフガス系の設備保守履歴とシステムパラメータによって示される経時劣化傾向を、効果的に特定、対応することに失敗したこと。</p>	<p>参考図 BWR のチャコールディレイタンクでオフガスを扱うための圧縮ガスシステム、 https://files.asme.org/Divisions/NED/31871.pdf</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。		<p>なお、当該発電所において、過去10年以内に復水器真空度劣化または類似弁故障によって原子炉スクラムした経験はない。</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9121		<p>2021-10-22、米国ビーバーバレー2号機(PWR、905 MWe、燃料交換停止中、炉心に燃料なし)において、原子炉容器上蓋の貫通部 28 及び 40 の超音波探傷検査(UT)の結果は、判定基準を満たさないと判断された。UT の指示は壁を貫通しておらず、貫通部 28 と 40 に漏えいの痕跡はない。貫通部 28 の円周方向指示は 25.5~30.0 度の間にあり、貫通管台内で最大深さ 0.223 インチ(5.66 mm)。貫通部 40 の軸方向指示は 22.5 度の位置で、貫通管台内で最大深さ 0.163 インチ(4.14 mm)。</p> <p>なお、本検査の目的は、原子炉容器上蓋圧力境界の構造健全性が損なわれる十分に前に、潜在的な欠陥/指示を特定すること(ASME コードケース N-729-6)。UT または渦流探傷検査(該当する場合は、上蓋交換完了まで、燃料取替停止毎に 2 号機上蓋上の 66 個の貫通部各々に対して実施される。特定された指示は、NRC に報告される。</p>	2023-01-17	事務局	④	—	<p>本件は、米国 PWR において、原子炉容器上蓋貫通部の検査で見つかった指示(欠陥)に関する報告である。既に、NRC 承認の方法で修復されている。欠陥の原因は 600 合金の PWSCC であり、既知問題。国内では、上蓋交換を予定している 1 基を除いて全基対応済みであることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER412 /202100300	原子炉容器上蓋検査時特定された指示	<p>安全評価:貫通部 28 及び 40 で確認された指示に係るプラントリスクは非常に低い。指示が壁貫通しておらず、一次冷却材漏えいを示すものがないため。条件付き炉心損傷頻度(CDF)及び条件付き大規模早期放出頻度(LERF)を用いて導出した頻度の差異(デルタ)も非常に小さい。したがって、貫通部 28 及び 40 で特定された指示の安全重要度は非常に低いと評価される。</p>	<p>補足情報</p>  <p>参考図 典型的な上蓋貫通管の形状、ML18072A288</p>				
		<p>欠陥/指示の原因:600 合金貫通部材の一次冷却水中応力腐食割れ(PWSCC)。本件は既知問題である。</p> <p>是正措置(完了):貫通部 28 と 40 は、プラント再起動前に NRC に承認されたプロセス(NRC Relief Request 2-TYP-4-RV-04)にある埋込欠陥修理法<Embedded Flaw Repair methodology>に従って補修された。これにより、1 次冷却材からシールされる。他の 64 個の貫通部に対する UT 結果は許容範囲内。</p> <p>計画:2-TYP-4-RV-04 に従って、次回と次々回の燃料交換停止時に、貫通部 28 及び 40 に追加の表面検査を行う。</p> <p>類似事象:2020 年、2018 年、2014 年、2012 年、2009 年、2008 年、2006 年の 2 号機燃料交換停止時にも、同様の原子炉容器上蓋指示が発見され修理されている。</p>	 <p>参考図 左:上蓋貫通管内面に適用した埋込欠陥修理法、右:上蓋貫通管外面もしくは J 溶接部の欠陥に適用した埋込欠陥修理法、ML023580117</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

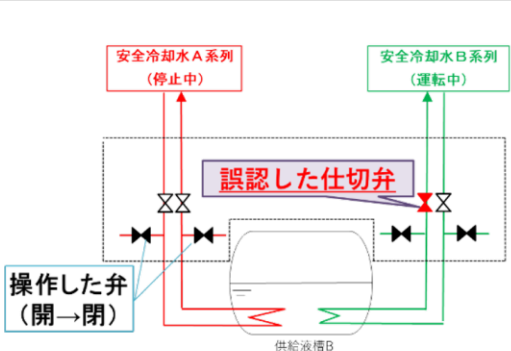
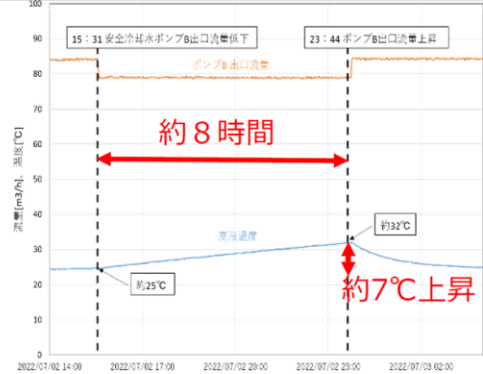
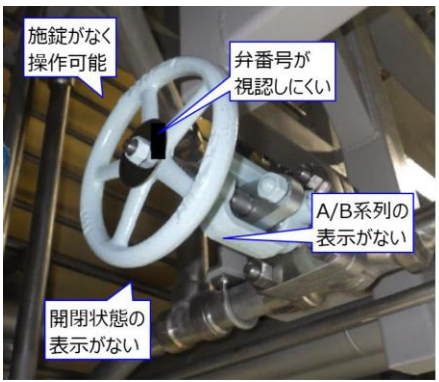
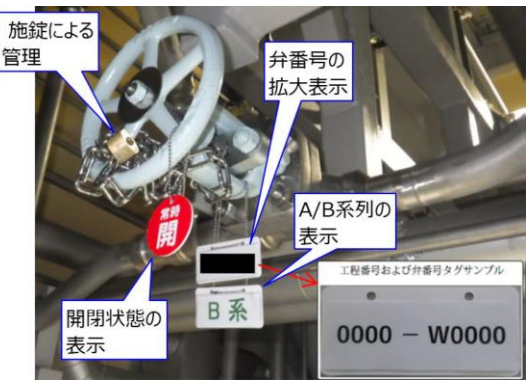
番号	件名	概要	受領日	担当	0 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
IRS9122		2021-12-15 13:50、米国サスケハナ 2 号機(BWR、1257 MWe、定格運転中)のサーベイランス試験中、B 系列原子炉容器狭域水位指示計(LISB212N024B)の設定値が技術仕様書(TS)許容値の範囲外にドリフトしていることが確認されたので、原子炉保護系(RPS)及び格納容器隔離系が運転不能とみなされ、TS3.3.1.1「RPS 計器」の運転上の制限条件 A(条件:1 チャンネル以上が運転不能。措置:当該チャンネルをトリップ状態にするもしくは関連するトリップ系をトリップ状態にする。完了時間:12 時間以内に。)及び TS3.3.6.1「格納容器隔離計器」の運転制限条件 A(条件:1 チャンネル以上が運転不能。措置:当該チャンネルをトリップ状態にする。完了時間:機能別に 12 時間/24 時間以内に。)に入った。LISB212N024B を TS 許容値内に調整し、15:42 の両 TS の運転上の制限条件を脱した。	2023-01-17	事務局	⑤	—	本件は、米国 BWR のサーベイランス中に原子炉水位計の設定値が許容範囲にないことが確認され、運転上の制限条件に入った事例である。スイッチの設定値を調整して約 2 時間後に条件を脱した。原因は、水位計内部のスイッチの経年劣化。安全上の影響はない。当該国でも安全系機能の不良とみなさないことから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER388 /202100501	経年劣化要因の設定値ドリフトによる技術仕様書逸脱状態	安全評価:運転上の制限条件にある間、他のトリップ系が使用可能であった。ただし、当該ドリフトが確認される前の 6.5 時間、そのトリップ系はサーベイランスのため使用不可であった。その 6.5 時間に、LISB212N024B のドリフトは起こっていなかったはず。その別のトリップ系のサーベイランス終了に引き続いて LISB212N024B のサーベイランスが始まったため。よって、RPS と格納容器隔離系は機能したであろうし、安全系機能の喪失とはならなかったはず。本件は、ROP の PI における安全系機能の不良とはみなされない。公衆の健康と安全への影響もない。 直接原因:当該水位計内部のマイクロスイッチ(1A)の経年劣化による機器ドリフトの増加。 寄与因子:当該スイッチの交換の作業命令書が作成されていたが、計画に入っていなかった。 是正措置:当該マイクロスイッチを調整して、TS 許容値内に復旧。LISB212N024B の交換(マイクロスイッチ(1A/1B)を含む)。 コンポーネント不良情報 機器:原子炉容器狭域水位計(LISB212N024B) システム:RPS 製造:Barton、モデル:288A、シリアル No:28879	補足情報				
			 <p>参考図 Barton モデル 288A 水位計スイッチ外観</p>				
			 <p>参考図 スイッチコンポーネント</p>				
			 <p>参考図 セットポイント調整</p> <p>図情報源: https://www.slb.com/-/media/files/vl/iom/barton-nuclear-model-288a-dp-indicating-switch-iom</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング																																						
					基準/2次	INES	処理結果																																				
国内 2000-01	原子炉一次冷却材中のよう素濃度上昇に伴う原子炉手動停止 NUCIA 通番: 226T ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2000-05-28 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-10	<p>2000-05-28 6:00 頃、監視強化中の6号機で制御棒パターンを調整中、復水器と活性炭ホールドアップ装置との間に設置されている放射線モニタの指示値に上昇傾向が認められ、原子炉一次冷却材中のよう素濃度が15.9 Bq/g (事象前: 5~7E-2 Bq/g) に上昇。監視強化中のよう素濃度の有意な上昇であったことから、燃料漏えい調査のため、20:00 より出力降下、翌日 6:27 に原子炉手動停止した。</p> <p>安全評価: 本事象による外部への放射性物質の影響はなかった。原子炉一次冷却材中のよう素濃度も、保安規定の運転制限値(1.3E3 Bq/g)未満であり、安全上の問題となるものではなかった。</p> <p>背景(事象前): 1999-08-16 6:30 頃、6号機の復水器と活性炭ホールドアップ装置との間に設置されている放射線監視モニタの指示値が事象発生前の約3.0E-12 Aから最大値8.6E-12 Aに増加後、7.0E-12 Aで安定、原子炉一次冷却材中のよう素濃度も一時的に8.3E-2 Bq/g(事象発生前: 6.0E-2 Bq/g)を示したが、その後は上昇前の値にほぼ戻ったので、1999-08-22/28に制御棒パターン調整に合わせて、漏えいが推定される燃料集合体近傍の制御棒を08-24/25に全挿入し監視強化して運転を継続した。</p> <p>放射線モニタ指示値とよう素濃度上昇原因: 燃料集合体K6Z190及びK6Z282からの漏えい。</p> <p>漏えい調査: 超音波検査の結果、両集合体に浸水燃料棒各1本を特定。ファイバースコープ点検の結果、両集合体とも異物の混入、著しい変形や腐食はなかったが、K6Z190の浸水燃料棒の下部タイプレート上部の周方向に微小な膨らみ(1か所)及び第7スペーサ下部に白色部位(1か所)を確認。K6Z282の浸水燃料棒の第3スペーサ上部に縦方向の白色のすじ(1か所、約8cm)を確認した。</p> <p>漏えい原因: 調査から、燃料の設計・製造や取扱い及びプラント運転管理の不備に起因するものではないと推定される。K6Z282の浸水燃料棒の白色すじは、被覆管の縦方向の亀裂と考えられ、異物等による一次破損後に燃料棒内に水が侵入し、被覆管内面の二次水素化が進展することで破損に至った可能性がある。また、当該燃料はコントロールセルに装荷された燃料であり、当該セルの制御棒を引き抜くパターン調整実施後に漏えいが発生したことから、ペレット被覆管相互作用(PCI)破損の可能性も考えられる。</p>	2023-04-10	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であるが、INES-0「安全上重要でない事象」と評価されていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。なお、本件は2000-05-28に発生した事例であるが、2023-04-10にNUCIA最終報告が更新され、超音波調査とファイバースコープ点検結果が公開された。また、異物フィルタ付き下部タイプレートを有する下部タイプレート改良型9×9燃料(ステップIII燃料)が、2000年12月に認可されている。</p>																																				
			<p>再発防止対策: ①漏えいが確認された燃料集合体を健全な集合体と取り替える。漏えい集合体は再使用しない。②燃料集合体内への異物混入防止のため、点検作業時における更なる異物混入防止対策の徹底を図る。③長期的な異物混入防止対策として、燃料集合体の設計面での対策(フィルタ付き下部タイプレートの採用)を検討する。</p>			<p>補足情報</p>																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料集合体シッピング調査結果(漏えい燃料)</th> <th colspan="2">漏えい燃料集合体に関する資料(概要)</th> </tr> <tr> <th>燃料体番号</th> <th>A_n/\bar{A}</th> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>K6Z190</td> <td>9.26×10^1</td> <td>燃料集合体番号</td> <td>K6Z190 K6Z282</td> </tr> <tr> <td>K6Z282</td> <td>3.91×10^2</td> <td>型式</td> <td>高燃焼度8×8燃料 高燃焼度8×8燃料</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(判定基準)</td> <td>炉内装荷日</td> <td>平成7年12月19日 平成7年12月19日</td> </tr> <tr> <td>A_n/\bar{A}</td> <td>判定</td> <td>当該燃料燃焼度</td> <td>26,371MWd/t 36,243MWd/t</td> </tr> <tr> <td>2未満</td> <td>漏えいなし</td> <td>炉内装荷位置</td> <td>17-54 25-28</td> </tr> <tr> <td>2~5</td> <td>漏えいの疑いあり</td> <td>燃料体製造日</td> <td>平成7年4月25日 平成7年4月25日</td> </tr> <tr> <td>5以上</td> <td>漏えいあり</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>図 燃料集合体漏えい検査結果 よう素 131 相対図</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>図 漏えい燃料棒の位置</p> </div> </div>								燃料集合体シッピング調査結果(漏えい燃料)		漏えい燃料集合体に関する資料(概要)		燃料体番号	A_n/\bar{A}	項目	内容	K6Z190	9.26×10^1	燃料集合体番号	K6Z190 K6Z282	K6Z282	3.91×10^2	型式	高燃焼度8×8燃料 高燃焼度8×8燃料	(判定基準)		炉内装荷日	平成7年12月19日 平成7年12月19日	A_n/\bar{A}	判定	当該燃料燃焼度	26,371MWd/t 36,243MWd/t	2未満	漏えいなし	炉内装荷位置	17-54 25-28	2~5	漏えいの疑いあり	燃料体製造日	平成7年4月25日 平成7年4月25日	5以上	漏えいあり		
燃料集合体シッピング調査結果(漏えい燃料)		漏えい燃料集合体に関する資料(概要)																																									
燃料体番号	A_n/\bar{A}	項目	内容																																								
K6Z190	9.26×10^1	燃料集合体番号	K6Z190 K6Z282																																								
K6Z282	3.91×10^2	型式	高燃焼度8×8燃料 高燃焼度8×8燃料																																								
(判定基準)		炉内装荷日	平成7年12月19日 平成7年12月19日																																								
A_n/\bar{A}	判定	当該燃料燃焼度	26,371MWd/t 36,243MWd/t																																								
2未満	漏えいなし	炉内装荷位置	17-54 25-28																																								
2~5	漏えいの疑いあり	燃料体製造日	平成7年4月25日 平成7年4月25日																																								
5以上	漏えいあり																																										

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング																												
					基準/2次	INES	処理結果																										
国内 2000-02	原子炉一次冷却材中のよう素濃度上昇に伴う原子炉手動停止 NUCIA 通番: 231T ユニット: 福島第二発電所 4号 発生日: 2000-07-25 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-10	<p>2000-07-25 3:00 頃、運転中の 4 号機の復水器と活性炭式希ガスホールドアップ塔との間の放射線監視モニタの指示値が、通常値の約 2.1E-11 A から約 4.8E-11 A に上昇しており、原子炉水中のよう素濃度も通常値の約 3.5E-2 Bq/g から最大約 14.8 Bq/g に増加していたことから、燃料集合体の漏えい調査を行うため、同日 13:00 より出力降下を開始し、23:05 に原子炉停止した。</p> <p>安全評価: 本事象による外部への放射性物質の影響はない。よう素濃度も、原子炉保安規定の運転制限値 (4.6E3 Bq/g) 未満で、安全上問題となるものではない。</p> <p>放射線モニタ及びよう素濃度上昇の原因: 燃料集合体 (2F4E28) からの漏えい。水中カメラによる外観点検の結果、燃料棒 1 本に、縦方向のすじ(割れ)を確認。</p> <p>漏えい推定原因: 以下の点から、制御棒パターン調整時の制御棒引抜に伴うペレット被覆管相互作用 (PCI) による被覆管の破損。</p> <ul style="list-style-type: none"> 当該燃料棒において、縦方向の割れ以外に異物破損の痕跡は見当たらなかった。 当該燃料はコントロールセルに使用されており、破損を生じた燃料被覆管には制御棒引抜時に PCI による応力がかかりやすい状況にあった。 当該燃料は 5 サイクル目 (比較的燃焼度が高い) であり、燃料被覆管は水素脆化の影響を受けやすい状況にあった。 <p>再発防止対策: ①漏えいが確認された燃料集合体を健全な集合体と取り替える。漏えい集合体は再使用しない。②炉心管理の運用方法として、長期間照射した燃料 (5 サイクル目燃料) はコントロールセル (制御棒を長期間挿入するセル) に装荷しないこと、また、必要に応じて制御棒パターン調整前に応力評価を行い過大な応力が加わらないよう考慮した手順とする。</p>	2023-04-10	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であるが、INES-0「安全上重要でない事象」と評価されていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。なお、本件は 2000-07-25 に発生した事例であるが、2023-04-10 に NUCIA 最終報告が更新され、漏えい推定原因が更新された。</p>																										
補足情報					<table border="1"> <caption>燃料集合体シッピング調査結果 (漏えい燃料)</caption> <thead> <tr> <th>燃料体番号</th> <th>An/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2F4E28</td> <td>18.85</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <caption>漏えい燃料集合体に関する仕様 (概要)</caption> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料集合体番号</td> <td>2F4E28</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>高燃焼度 8 × 8 燃料</td> </tr> <tr> <td>炉内装荷日</td> <td>平成 6 年 6 月 7 日</td> </tr> <tr> <td>当該燃焼度</td> <td>42.525 MWd/t</td> </tr> <tr> <td>炉内装荷位置</td> <td>31-48</td> </tr> <tr> <td>燃料体製造日</td> <td>平成 5 年 9 月 20 日</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <caption>判定基準</caption> <thead> <tr> <th>An/A</th> <th>判定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2未満</td> <td>漏えいなし</td> </tr> <tr> <td>2~5</td> <td>漏えいの疑いあり</td> </tr> <tr> <td>5以上</td> <td>漏えいあり</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>燃料集合体漏えい検査結果 よう素 131 相対図</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>漏えい燃料棒の位置</p> </div> </div> <div style="text-align: center;"> <p>漏えい燃料棒外観 [A面]</p> </div>			燃料体番号	An/A	2F4E28	18.85	項目	内容	燃料集合体番号	2F4E28	型式	高燃焼度 8 × 8 燃料	炉内装荷日	平成 6 年 6 月 7 日	当該燃焼度	42.525 MWd/t	炉内装荷位置	31-48	燃料体製造日	平成 5 年 9 月 20 日	An/A	判定	2未満	漏えいなし	2~5	漏えいの疑いあり	5以上	漏えいあり
燃料体番号	An/A																																
2F4E28	18.85																																
項目	内容																																
燃料集合体番号	2F4E28																																
型式	高燃焼度 8 × 8 燃料																																
炉内装荷日	平成 6 年 6 月 7 日																																
当該燃焼度	42.525 MWd/t																																
炉内装荷位置	31-48																																
燃料体製造日	平成 5 年 9 月 20 日																																
An/A	判定																																
2未満	漏えいなし																																
2~5	漏えいの疑いあり																																
5以上	漏えいあり																																

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2016-56R1	アクセスホールカバー取り付け溶接部のひびについて NUCIA 通番: 12605M ユニット: 島根原子力発電所2号機 発生日: 2017-02-16 登録区分: 最終	<p>2017-02-16、第17回定期検査において、水中カメラを用いた原子炉圧力容器内の目視点検中、1箇所のアクセスホールカバー※1 取付溶接部にひびを確認した。なお、本事象による周辺環境への放射能の影響はない。</p> <p>※1: アクセスホールは、島根2号機の建設時に、作業員が原子炉圧力容器底部へ出入りするためにシュラウドサポート上の2箇所に設けた穴であり、アクセスホールカバーは、運転開始前、その穴を閉止するために設置したカバー。</p> <p>直接原因: 応力腐食割れ(SCC) SCC は、材料因子、環境因子および応力因子が重畳する条件下で発生することが知られている。 当該事象で各因子に相当する条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 材料因子...取付溶接部近傍の硬化 環境因子...クレビス部内の水質悪化 応力因子...取付溶接部近傍の引張残留応力 <p>ひびの発生・進展過程: アクセスホールカバー取付溶接部のひびは、割れ残り部の形状から、(アクセスホールカバー下面の)クレビス部から発生し、アクセスホールカバー上面に進展したものと推定した。このため、アクセスホールカバー取付溶接部において、クレビス部を起点とした周方向のひびが発生・進展しやすい状況であったと推定した。さらに、径方向のひびについては、その形状等により、周方向のひびが発生・進展する過程において、枝分かれしたものと推定した。</p> <p>なお、アクセスホールカバー取付溶接部は、82 合金※2 で施工されており、すき間付試験※3において、82 合金であっても強加工した場合には、SCC が発生することが報告されている。</p> <p>再発防止策: アクセスホールカバー(ボルト締結式)への取替えを実施する。</p> <p>※2: 82 合金は、これまで SCC の発生が報告されていない溶接材 出典: https://www.istage.ist.go.jp/article/ihts/37/4/37_186/pdf ※3: 隙間付き定ひずみ曲げ試験で、SCC 感受性を評価する試験の一つ</p>	2019-05-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、BWR のアクセスホールカバー取付溶接部において SCC が見つかった事例である。本件については国内の事業者による水平展開(下記)されており、また、すでに実用炉監視部門が取り扱っている*。<u>上記基準によりスクリーニングアウトとする。</u></p> <p>*面談資料 https://www2.nsr.go.jp/data/000270735.pdf</p> <p>水平展開結果: アクセスホールカバーの取付け方式には、溶接型とボルト型がある。溶接型では、当該号機以外ではクレビス部を有さない構造となっている。当該炉では、対策材(82 合金)を用いることで SCC は発生しないと考えていた。</p> <p>島根原子力発電所2号機 シュラウドサポートの欠陥評価に関する報告(R5/2/21) https://www.nra.go.jp/data/000421405.pdf</p> <p>方法: 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」に則り、シュラウドサポートの構造健全性(余寿命)への影響が大きいシュラウドサポートシリンダ(SSC)水平方向の亀裂進展を想定し、SSC の最小必要断面積(崩壊荷重における荷重倍率が 1.5(安全率に相当)となる断面積)に到達する時期を評価する。</p> <p>評価結果 SSC の最小必要断面積: 約 514,900 mm² 30 年後(シュラウドサポート 60 年使用)の断面積: 約 733,300 mm² 荷重倍率 1.5 到達時期: 約 112 年 補修等の措置: 30 年後もシュラウドサポートの構造健全性が保たれるので、補修は行わない。ただし、ひびが生じたアクセスホールカバーは、ボルト締結式の新規カバーと交換し、相手側であるシュラウドサポートプレートにひびがないことを確認した。 以上の評価結果を踏まえ、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
 <p>図 アクセスホールカバー概略図(ひび確認箇所)</p>  <p>図 取付溶接部断面写真(左)、断面図(右)</p>							

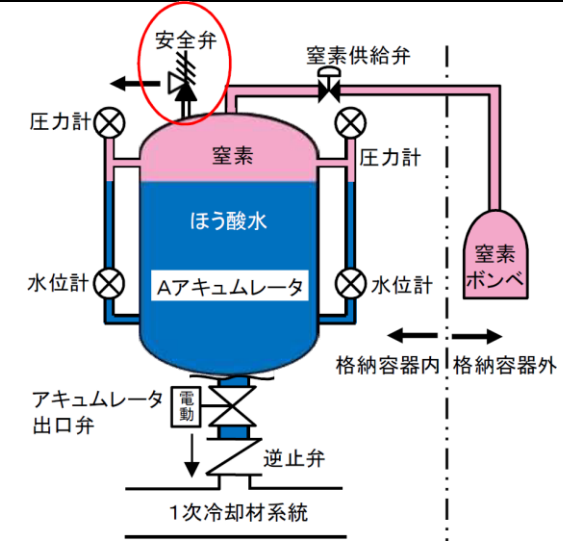
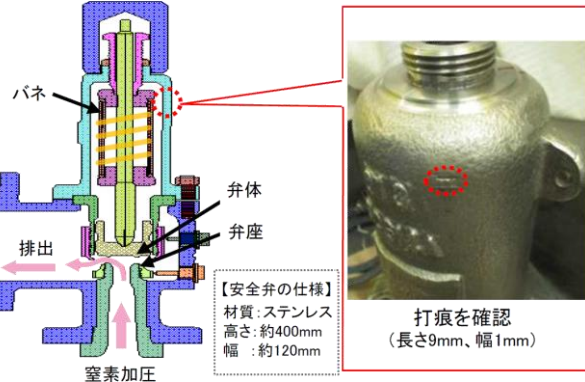
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-69	1次冷却材中のよう素濃度の上昇 NUCIA 通番: 13466M ユニット:伊方3号 発生日: 2022-03-18 登録区分:最終 更新日: 2023-04-19	<p>2022-03-18、定例の1次冷却材中のI-131濃度測定において、値が通常値(0.085 Bq/cm³)の約3倍(0.25 Bq/cm³)だったことから、監視を強化し、運転を継続。</p> <p>2022-09-18にI-131濃度が0.25 Bq/cm³に上昇するも、2023-02-23に定期検査のため運転停止するまでの最大値は0.92 Bq/cm³であった。</p> <p>安全評価:I-131濃度は、保安規定に定める運転上の制限値(32,000 Bq/cm³)を十分下回っており、安全上の問題はない。本事象に伴い、定期検査時の機器開放作業等において燃料集合体から漏えいした放射性物質が大気中に放出されたが、放出量は保安規定や安全協定の目標値を十分下回っており、環境へ影響はない。</p> <p>原因:燃料集合体からのI-131漏えい。原子炉容器からの燃料取出後、燃料集合体全数(157体)のシッピング検査を実施、燃料集合体2体に漏えいを確認した。</p> <p>漏えい推定原因:漏えい燃料2体(従来A型燃料)は、高燃焼度域において炉心最外周で使用したことや異なる燃料と隣接するなどの条件が重畳したことで、燃料棒と支持板及びばね板の接触が一部離れ、1次冷却材の流れにより燃料棒の微小な振動が発生し、燃料被覆管の摩耗によってピンホールが生じた。なお、当該2体を含め累計3体の従来A型燃料で漏えいが確認されている。</p> <p>再発防止対策:再使用可能な従来A型燃料(40体)は今後使用しない。既に採用している漏えい対策を図った改良A型燃料を引き続き使用する。なお、漏えい燃料から使用済燃料ピット水へ漏れ出る放射性物質はわずかで、ピット水も適宜浄化することから、当該漏えい燃料2体はピットに保管する。</p>	2023-04-19	事務局	⑤	—	本件は、燃料棒のピンホール漏えい事例である。1次冷却材中のI-131濃度は基準を大きく下回り、安全上の問題はない。このタイプの燃料集合体は今後使用しないこととした。左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p>図1 漏えい燃料集合体の装荷位置図</p> <p>図2 燃料集合体概略図</p> <p>図3 漏えい燃料棒の位置</p> <p>図4 燃料棒保持イメージ図</p> <p>図5 燃料棒保持状況調査結果例 (MS3M32の場合)</p>							

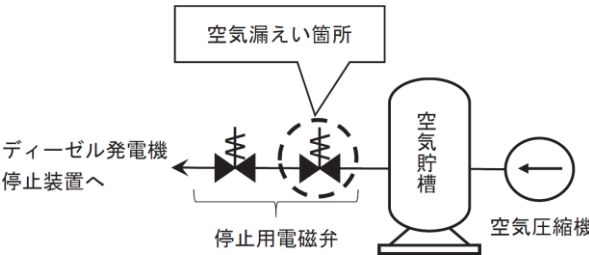
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-04	高レベル廃液ガラス固化建屋における高レベル廃液貯槽の安全冷却機能の一時喪失 NUCIA 通番: 181T ユニット: 原燃再処理 発生日: 2022-07-02 登録区分: 最終 更新日: 2022-10-26	<p>2022-07-02 18:50 頃、原燃再処理施設中央制御室の監視制御盤により、高レベル廃液ガラス固化建屋内の高レベル廃液を冷却している安全冷却水 B 系列(当時 A 系列は工事のため停止中)の流量が同日 15:31 から低下していることが確認された。23:44 に当該仕切弁を開くまで、約 8 時間、供給液槽 B の安全冷却機能が喪失。供給液槽 B の廃液温度が約 25°C から約 32°C まで上昇した。当該仕切弁を開いて後、冷却水供給停止前の温度に戻った。</p> <p>安全影響: 外部への放射性物質の放出はない。</p> <p>流量低下原因: 供給液槽 B へ冷却水を供給するための手動の仕切弁(通常開)を閉めたため。工事状況から、操作が可能な弁と当該仕切弁を作業員が誤認して操作したためと推定されている。</p> <p>冷却機能喪失特定に時間を要した原因</p> <p>①運転管理: 工事に伴う 1 系列運転にも関わらず、通常と同じ監視頻度だった。安全冷却系の流量低下警報は、系列全体流量に対して設定され、個々の貯槽の流量低下を検知できない状態だった。</p> <p>②設備管理: 当該仕切弁は運転員以外の者でも操作可能な状態であった。弁本体に弁番号表示はあったが、系列識別及び開閉状態を示すタグがなかった。</p> <p>③作業管理: 弁誤操作(閉止)による影響について、工事前リスク評価が不十分だった。A 系列の弁が設置されている室に、B 系列の弁も弁番号のみが表示された状態で設置されていた。口答で弁操作指示するなど作業対象となる弁の確認が不足していた。工事部門と当直の連携が不十分で、必要な情報共有ができていなかった。</p> <p>再発防止策</p> <p>①運転管理: 1 系列運転時は監視頻度を増やす。警報設定値を見直す。安全冷却水系各貯槽の冷却水供給流量のリストを中央制御室に配備。統括当直長等に教育を実施。</p> <p>②設備管理: 安全冷却機能に影響を与える全ての仕切弁に対し施錠管理する(工事中含む)。工事中においても、重要な弁に対して、通常時と同じ識別表示を行う。現場で手動操作が可能な仕切弁(ダンパ等を含む)に対し、上記の施錠管理及び識別管理を実施する。</p>	2022-10-26	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であるが、INES-0「安全上重要ではない事象」と評価された。また、原子力規制検査により、事業者の作業管理や誤操作防止の措置が不十分であったことは、パフォーマンス劣化、検査指摘事項に該当と判断されたが、通常運転の範囲内で安全冷却機能が復旧し、事態が進展するおそれはなかったことから、重要度は限定的かつ極めて小さいと判断された。また、事業者により是正処置が行われており、「追加対応なし」と判断されている。以上のことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報					<p>③作業管理: 安全上重要な施設の工事で想定したリスクに対する対応を工事計画書に記載する。作業要領書において、操作対象となる弁を明確化し、計画外作業禁止の周知徹底、教育を実施する。弁開閉操作に立会うホールドポイントを追加し、作業管理を徹底・強化する。中央制御室の当直員等は、工事監理員と連携し運転状態を監視する。</p>		
供給液槽 B の系統概要図					事象発生時のポンプ流量と温度推移		
							
							
対策前					対策後		

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		処理結果																																
					基準/2次	INES																																	
国内 2022-05	蒸気発生器伝熱管の損傷 NUCIA 通番: 13517M ユニット:高浜発電所4号 発生日: 2022-07-08 登録区分:最終 更新日: 2022-06-28 R04Q01 原子力規制検査報告書	<p>第24回定期検査において、3台ある蒸気発生器(SG)の伝熱管全数の渦流探傷検査(ECT)により、A-SGの伝熱管4本、B-SGの伝熱管1本及びC-SGの伝熱管5本に、管支持板付近に外面からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。また、A-SGの伝熱管1本及びB-SGの伝熱管1本について、管支持板付近に外面からの微小減肉とみられる信号指示(判定基準未滿)が認められた。小型カメラによる調査結果から、伝熱管の周方向に摩耗減肉とみられる傷と、当該伝熱管周辺の管支持板下面に接触痕を確認した。また、SG器内にスケール及びスラッジが残存していることも確認した。</p> <p>安全評価:環境への放射能の影響はない。</p> <p>推定原因:これまでの運転に伴い、伝熱管表面に生成された稠密なスケールが前回定期検査時の薬品洗浄の後もSG器内に残存し、プラント運転中に管支持板下面に留まり、そのスケールに振動した伝熱管が繰り返し接触したことで摩耗、外面減肉に至った。</p> <p>是正処置:①外面減肉が認められたSG伝熱管について、高温側及び低温側の管板部に施栓し供用外とする。②SG器内に残存するスケール及びスラッジを可能な限り除去するため、小型高圧洗浄装置を用いて管支持板上も含めたSG器内の洗浄を行う。③SG器内に薬液を注入し、伝熱管全域を薬品に浸した状態で2回洗浄を行い、伝熱管に付着している稠密なスケールを粗密化させ脆弱化させる。④毎定検時にスケールの稠密層厚さ0.1mm未滿及び摩耗体積比0.1未滿であることを確認し、それを超えた場合は薬品洗浄や高圧洗浄を実施する。</p>	2022-06-28	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であり、原子力規制委員会により、INES-0「安全上重要でない事象」と評価された。また、原子力規制検査により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されている。以上のことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>これまでの経緯(高浜発電所3、4号機における蒸気発生器伝熱管外面の損傷事例)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>定期検査</th> <th>蒸気発生器伝熱管外面の損傷事例</th> <th>調査結果概要</th> <th>スケールに対する対策</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3号機 第23回 (2018年8月~)</td> <td>A-高気発生器:1本(第3管支持板) 【減肉率:20%未滿】</td> <td>減肉指示のあった箇所付近にスケールを確認。スケールの回収中に確認したため、スケール以外の異物による減肉と推定。異物は流出したものと推定。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4号機 第22回 (2018年9月~)</td> <td>A-高気発生器:1本(第3管支持板) B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第2管支持板2本、第3管支持板1本) 【最大減肉率:63%】</td> <td>A-高気発生器内にステンレス塵を確認したが、塵粒が付着しなかったため、原因となった異物は前回の定期検査時に導入したものと推定。なお、異物は流出したものと推定。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3号機 第24回 (2020年1月~)</td> <td>B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:1本(第3管支持板) 【最大減肉率:56%】</td> <td>AおよびC-高気発生器内にガスクラフト材を確認。C-高気発生器伝熱管の損傷箇所を異物と推定。B-高気発生器伝熱管の損傷箇所となった異物は流出したものと推定。</td> <td>薬品洗浄を実施</td> </tr> <tr> <td>4号機 第23回 (2020年10月~)</td> <td>A-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第3管支持板) 【最大減肉率:36%】</td> <td>A-高気発生器の減肉箇所にはスケールが残り、C-高気発生器の減肉箇所近傍から回収したスケール3個にも接触痕を確認。原因は、スケールによる減肉と推定。</td> <td>スケール</td> </tr> </tbody> </table> <p>・4号機第23回定期検査において、蒸気発生器器内から回収したスケールの性状調査や摩耗試験などを実施した結果、蒸気発生器伝熱管外面からは回収した稠密なスケールによるものと原因を推定。 よって高気発生器伝熱管の外面減肉の原因が、スケールの可能性を否定できないことから、対策として、3号機第24回および4号機第23回定期検査において、蒸気発生器器内の薬品洗浄を実施。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>定期検査</th> <th>蒸気発生器</th> <th>摩耗のあるスケールは回収できなかったが、各蒸気発生器から採取したスケールの性状、摩耗試験等の調査の結果、スケールによる減肉と推定。</th> <th>薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施。</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3号機 第25回 (2022年3月~)</td> <td>A-高気発生器:2本(第3管支持板1本、第4管支持板1本) B-高気発生器:1本(第2管支持板) 【最大減肉率:57%】</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4号機 第24回 (今回)</td> <td>A-高気発生器:5本(第3管支持板2本、第4管支持板3本) B-高気発生器:2本(第4管支持板1本、第3管支持板1本) C-高気発生器:5本(第3管支持板3本、第4管支持板2本) 【最大減肉率:49%】</td> <td>小型カメラによる損傷箇所の調査に加え、蒸気発生器器内のスケールの形状や性状および伝熱管の外観観察等の調査を実施した結果、スケールによる減肉と推定。なお、A-高気発生器およびB-高気発生器より回収したスケールを1個に接触痕を確認。</td> <td>薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施予定。</td> </tr> </tbody> </table>	定期検査	蒸気発生器伝熱管外面の損傷事例	調査結果概要	スケールに対する対策	3号機 第23回 (2018年8月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) 【減肉率:20%未滿】	減肉指示のあった箇所付近にスケールを確認。スケールの回収中に確認したため、スケール以外の異物による減肉と推定。異物は流出したものと推定。		4号機 第22回 (2018年9月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第2管支持板2本、第3管支持板1本) 【最大減肉率:63%】	A-高気発生器内にステンレス塵を確認したが、塵粒が付着しなかったため、原因となった異物は前回の定期検査時に導入したものと推定。なお、異物は流出したものと推定。		3号機 第24回 (2020年1月~)	B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:1本(第3管支持板) 【最大減肉率:56%】	AおよびC-高気発生器内にガスクラフト材を確認。C-高気発生器伝熱管の損傷箇所を異物と推定。B-高気発生器伝熱管の損傷箇所となった異物は流出したものと推定。	薬品洗浄を実施	4号機 第23回 (2020年10月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第3管支持板) 【最大減肉率:36%】	A-高気発生器の減肉箇所にはスケールが残り、C-高気発生器の減肉箇所近傍から回収したスケール3個にも接触痕を確認。原因は、スケールによる減肉と推定。	スケール	定期検査	蒸気発生器	摩耗のあるスケールは回収できなかったが、各蒸気発生器から採取したスケールの性状、摩耗試験等の調査の結果、スケールによる減肉と推定。	薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施。	3号機 第25回 (2022年3月~)	A-高気発生器:2本(第3管支持板1本、第4管支持板1本) B-高気発生器:1本(第2管支持板) 【最大減肉率:57%】			4号機 第24回 (今回)	A-高気発生器:5本(第3管支持板2本、第4管支持板3本) B-高気発生器:2本(第4管支持板1本、第3管支持板1本) C-高気発生器:5本(第3管支持板3本、第4管支持板2本) 【最大減肉率:49%】	小型カメラによる損傷箇所の調査に加え、蒸気発生器器内のスケールの形状や性状および伝熱管の外観観察等の調査を実施した結果、スケールによる減肉と推定。なお、A-高気発生器およびB-高気発生器より回収したスケールを1個に接触痕を確認。	薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施予定。
定期検査	蒸気発生器伝熱管外面の損傷事例	調査結果概要	スケールに対する対策																																				
3号機 第23回 (2018年8月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) 【減肉率:20%未滿】	減肉指示のあった箇所付近にスケールを確認。スケールの回収中に確認したため、スケール以外の異物による減肉と推定。異物は流出したものと推定。																																					
4号機 第22回 (2018年9月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第2管支持板2本、第3管支持板1本) 【最大減肉率:63%】	A-高気発生器内にステンレス塵を確認したが、塵粒が付着しなかったため、原因となった異物は前回の定期検査時に導入したものと推定。なお、異物は流出したものと推定。																																					
3号機 第24回 (2020年1月~)	B-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:1本(第3管支持板) 【最大減肉率:56%】	AおよびC-高気発生器内にガスクラフト材を確認。C-高気発生器伝熱管の損傷箇所を異物と推定。B-高気発生器伝熱管の損傷箇所となった異物は流出したものと推定。	薬品洗浄を実施																																				
4号機 第23回 (2020年10月~)	A-高気発生器:1本(第3管支持板) C-高気発生器:3本(第3管支持板) 【最大減肉率:36%】	A-高気発生器の減肉箇所にはスケールが残り、C-高気発生器の減肉箇所近傍から回収したスケール3個にも接触痕を確認。原因は、スケールによる減肉と推定。	スケール																																				
定期検査	蒸気発生器	摩耗のあるスケールは回収できなかったが、各蒸気発生器から採取したスケールの性状、摩耗試験等の調査の結果、スケールによる減肉と推定。	薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施。																																				
3号機 第25回 (2022年3月~)	A-高気発生器:2本(第3管支持板1本、第4管支持板1本) B-高気発生器:1本(第2管支持板) 【最大減肉率:57%】																																						
4号機 第24回 (今回)	A-高気発生器:5本(第3管支持板2本、第4管支持板3本) B-高気発生器:2本(第4管支持板1本、第3管支持板1本) C-高気発生器:5本(第3管支持板3本、第4管支持板2本) 【最大減肉率:49%】	小型カメラによる損傷箇所の調査に加え、蒸気発生器器内のスケールの形状や性状および伝熱管の外観観察等の調査を実施した結果、スケールによる減肉と推定。なお、A-高気発生器およびB-高気発生器より回収したスケールを1個に接触痕を確認。	薬品洗浄の前に小型高圧洗浄装置による洗浄を実施し、薬品洗浄を実施予定。																																				
<p>補足情報</p> <p>図 発生箇所と回収したスケールの例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">伝熱管外面の観察結果</th> </tr> <tr> <th>A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)</th> <th>B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)</th> <th>C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第4管支持板側</td> <td>第2管支持板側</td> <td>第3管支持板側</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 伝熱管外面の観察結果</p>								伝熱管外面の観察結果			A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)	B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)	C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)	第4管支持板側	第2管支持板側	第3管支持板側																							
伝熱管外面の観察結果																																							
A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)	B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)	C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)																																					
第4管支持板側	第2管支持板側	第3管支持板側																																					
<p>高浜発電所4号機の蒸気発生器伝熱管の施栓状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>A蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>B蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>C蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>合計 (10,146本)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検査対象本数</td> <td>3,243</td> <td>3,247</td> <td>3,253</td> <td>9,743</td> </tr> <tr> <td>今回施栓予定</td> <td>5</td> <td>2</td> <td>5</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]</td> <td>144 (8) (7) [4.3%]</td> <td>137 (3) (3) [4.1%]</td> <td>134 (13) (11) [4.0%]</td> <td>415 (24) (21) [4.1%]</td> </tr> </tbody> </table> <p>○蒸気発生器1基あたりの伝熱管本数:3,382本 ○安全解析施栓率は10% (伝熱管の施栓率が10%の状態において、プラントの安全性に問題がないことが確認されている)</p>									A蒸気発生器 (3,382本)	B蒸気発生器 (3,382本)	C蒸気発生器 (3,382本)	合計 (10,146本)	検査対象本数	3,243	3,247	3,253	9,743	今回施栓予定	5	2	5	12	累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]	144 (8) (7) [4.3%]	137 (3) (3) [4.1%]	134 (13) (11) [4.0%]	415 (24) (21) [4.1%]												
	A蒸気発生器 (3,382本)	B蒸気発生器 (3,382本)	C蒸気発生器 (3,382本)	合計 (10,146本)																																			
検査対象本数	3,243	3,247	3,253	9,743																																			
今回施栓予定	5	2	5	12																																			
累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]	144 (8) (7) [4.3%]	137 (3) (3) [4.1%]	134 (13) (11) [4.0%]	415 (24) (21) [4.1%]																																			

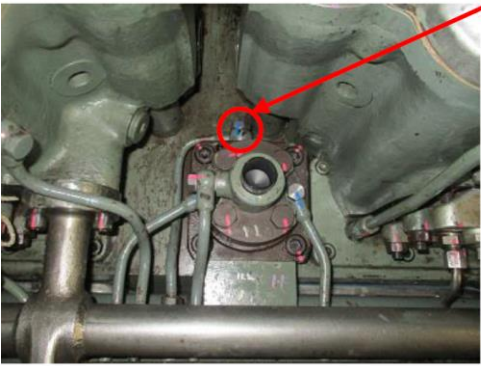
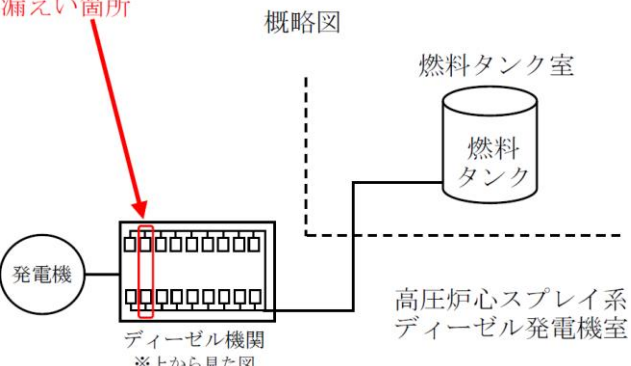
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-06	空冷式非常用発電装置の充電器の不具合 NUCIA 通番: 13519M ユニット: 伊方発電所3号 発生日: 2022-06-25 登録区分: 最終 更新日: 2022-12-16	<p>2022-06-25、通常運転中の3号機において、空冷式非常用発電装置3号のバッテリー充電器盤の「充電器/バッテリー故障」ランプが点滅していたので点検した結果、充電器盤内のバッテリーチャージャーを交換する必要があることがわかった。その後の調査でバッテリー液の比重が低下していたため、バッテリーチャージャーの交換に合わせてバッテリーを予備品と交換し、同日 20:27 に通常状態に復帰した。</p> <p>安全評価: バッテリー取り替え作業に伴い、空冷式非常用発電装置3号が起動不能となったが、保安規定に定める必要数は確保されており、本事象によるプラントへの影響はない。環境への放射能の影響もない。</p> <p>故障ランプ点滅原因: バッテリーチャージャーの制御回路基板のコンデンサが割れたことにより、抵抗器に過大な電流が流れて損傷し、入力電圧が正しく検出できなかったことからバッテリーチャージャー自身が故障と判断して充電機能を停止したため。</p> <p>コンデンサの割れ原因: 外部からの影響は考えにくく、製造工程における外観検査でも不良は確認されていない。が、製造工程上の複合要因と推定された。</p> <p>是正処置: ①当該バッテリーチャージャーを予備品と交換。②故障時の迅速対応のため、2台の予備品を保有する。③バッテリー充電器盤外観及びランプ点灯状況のデイリー確認を確実に実施する。④バッテリーチャージャーのメーカー内の不具合データベースに本事象を登録するとともに、製造工程における制御回路基板の外観検査時において、はんだ付け及びコンデンサの状態確認を強化するようメーカーに要請する。</p>	2022-12-16	事務局	⑤	—	<p>本件は、非常用発電装置の充電器/バッテリー故障ランプが点滅した事例である。プラント安全性への影響はない。保安規定違反もない。原因は、充電器制御回路の電子部品の故障に伴い、バッテリーチャージャー自身が故障と診断したため。部品故障原因は、製造不良と推定されている。部品故障はランダム故障と考えられ、機器の自己診断機能が動作したことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。部品故障原因が特定された際には再スクリーニングする。</p>
補足情報							
<p style="text-align: center;">伊方3号機 空冷式非常用発電装置3号 概略系統図</p>							
<p style="text-align: center;">電子部品拡大図</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-09	火災感知器の不適切な設置 NUCIA 通番: 13533M ユニット:泊発電所 発生日: 2022-07-22(規制検査報告書公表日) 登録区分:最終 更新日: 2023-04-26 R04Q1 原子力規制検査報告書	<p>2021年10月から12月に実施した火災感知器の設置場所の総点検の結果、原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている火災区画において、消防法施行規則第23条第4項に定められた設置条件を満足していない煙感知器を合計9か所確認した。</p> <p>原因:①工事要領書上、感知器据付位置の寸法計測を行うこととしておらず、据付位置確認はチェックシートの記録確認のみであり、法令要求を満足していることを確認するには不十分だった。②事業者と請負者は消防法施行規則の要求内容の理解不足または遵守意識の低さにより、これを厳格に遵守することの必要性を認識しなかった。また、それにより工事関係者に対する周知徹底を行わなかった。建設業務の繁忙や火災感知設備の品質管理に対する意識の低さが相まって、工事関係者内で品質管理が適切に行われなかった。③工事要領書上、消防法施行規則どおり施工できない場合の対応方法が明確でなかった。④工事関係者間のコミュニケーションが不足しており、施工上の疑義がタイムリーに解決せず、施工者が独自の判断で施工し、寸法逸脱に至った。現場管理者から施工者に対して工事要領書(消防法施行規則)遵守についての周知徹底が十分なされなかった。</p> <p>是正処置:①消防法施行規則、規制基準、許認可申請内容等の要求を満足することを確認するために必要な品質管理項目と品質管理程度を工事仕様書に記載する。②消防法施行規則に準じた施工を行う。消防法施行規則の内容を理解し、遵守すべき要求事項を明確にして工事要領書にそれを満足するための施工、検査の要領を明確に記載する。施工前に工事関係者に対して工事要領書の記載内容や不適合事例の教育・周知を行う。施工者に対して工事要領書どおりに施工することを周知徹底する。③施工上、疑義がある場合は速やかに当社へ報告、現場確認、写真・図面等により工事関係者間で情報、認識を共有し、適切な対応を判断する。その結果は必要に応じて技術連絡書、議事録、図面等でエビデンス(根拠)を残す。④現場管理者は工事要領書読み合わせ時に工事関係者に対して「施工上、疑義が生じた場合は速やかに工事関係者間でコミュニケーションを取り解決を図ること」を周知徹底する。</p> <p>追加処置:泊発電所関係者に本事象の事例と是正処置の内容について周知、教育を行う。</p>	2023-04-26	事務局	⑤	—	2022-07-22、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			<p>規制検査結果</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。当該設置条件は従前から明らかかなため、これを遵守することは合理的に予測可能であり、煙感知器の取付け検査等において予防する措置を講じることが可能であった。</p> <p>検査指摘事項:該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全—拡大防止・影響緩和」の「設備のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、その目的に悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価:緑。「附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイド」による。</p> <p>深刻度評価:SLIV(通知なし)。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、当該煙感知器について必要な是正処置を行うこととしている。</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 17R2	2022- アキュムレータ圧力低下に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13544M ユニット:美浜発電所3号 発生日: 2022-08-21 登録区分:最終 更新日: 2023-02-08 R04Q2 原子力規制検査報告書	2022-08-21 16:54、定期検査中の3号機の中央制御室において、「Aアキュムレータ圧力低」警報が発し、Aアキュムレータ圧力(4.01 MPa)が制限値(4.04 MPa)より低かったため、保安規定の運転上の制限状態に入ったと判断された。その後、圧力が4.052 MPaに回復したため、16:57に運転上の制限状態を脱した。 安全評価:本事象による環境への影響はない。 推定原因:外観点検で、当該アキュムレータの安全弁の外表面に打痕(長さ9mm、幅1mm)が確認されたことから、衝撃が加わったことにより、弁体にずれが生じ、設定値よりも低い圧力でアキュムレータ安全弁が作動したため。 推定衝撃原因:当該弁近傍で足場設置等の作業が行われており、作業で使用した資機材が接触したため可能性がある。 再発防止対策:当該弁の手入れや漏えい検査等を行い復旧した。また、安全弁への接触に関する注意事項を社内マニュアルに反映するとともに、協力会社へ本事象を説明し注意喚起を図った。足場設置等の作業を実施したエリアを対象に、資機材が接触する可能性のある全ての機器の外観点検を実施し、機能・性能に影響を及ぼすような打痕等がないことを確認した。 <u>パフォーマンス劣化:該当。過去の知見から、当該弁への衝撃により当該弁が誤動作する可能性のあったことは合理的に予測可能であり、このことは足場組立・解体作業における作業管理を適切に行うこと等により予防する措置を講ずることが可能であった。</u> <u>検査指摘事項:該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全—拡大防止・影響緩和」の属性「設備のパフォーマンス」に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的に悪影響を及ぼしているため。</u> <u>重要度:緑。出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイドによる。</u> <u>深刻度:SLIV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていない。既に本件についてCAP会議に報告し、安全弁への接触に関する注意事項を社内マニュアルに反映する等の改善活動を行っているため。</u>	2023-02-08	事務局	⑤	—	本件は、定期検査中のPWRにおいて、アキュムレータが3分間、運転上の制限状態に入った事例である。作業に伴い、偶発的に資機材がアキュムレータの安全弁にぶつかり、弁体にずれが生じたためと推定される。プラント安全性に影響はない。資機材が接触する可能性のある機器の点検で、その他の異常は確認されていない。 <u>なお本件は、令和4年度第55回原子力規制委員会(令和4年11月30日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</u>
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図アキュムレータ概要図</p>  <p style="text-align: center;">図 安全弁拡大図と打痕写真</p>							

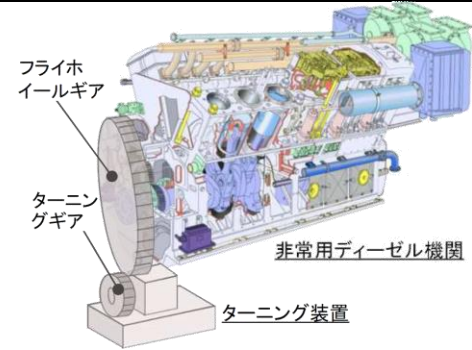
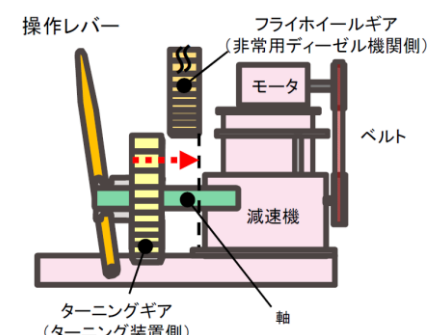
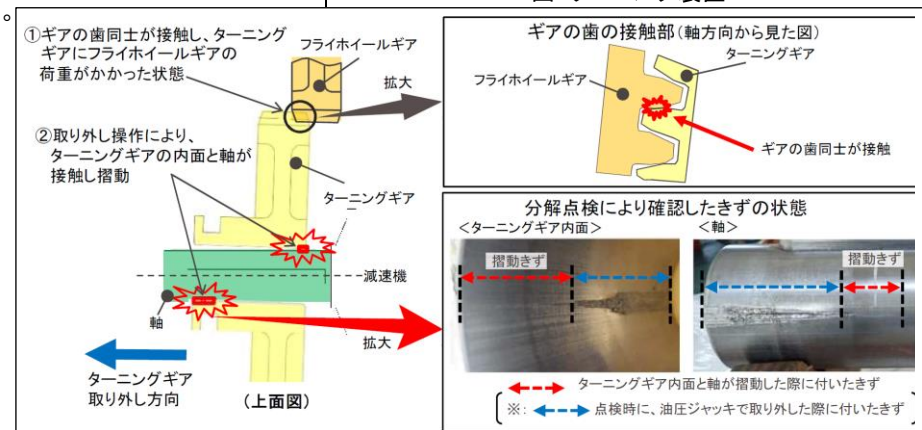
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-19	高圧炉心スプレ イディーゼル発 電機停止用電磁 弁からの空気漏 えい NUCIA 通番: 1352M ユニット: 志賀発 電所 1号 発生日: 2022-09-15 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-18	2022-08-04、巡視点検中に高圧炉心スプレイ(HPCS)の 電源であるディーゼル発電機の始動停止用圧縮空気を供 給する配管上の停止用電磁弁からの空気漏えいが確認さ れた。 安全評価: 漏えい空気量は微量であり、空気貯槽内の始 動停止用圧縮空気は、空気圧縮機により圧力が一定範囲 に保たれているため、HPCS ディーゼル発電機の機能に は影響ない。 推定原因: 弁内部の部品の劣化。 是正処置: 予備品に交換。	2023-04-18	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル 発電機の始動停止用圧縮空気系からの空 気漏えい事例である。漏えい量は微量で、 当該発電機の機能には影響しない。劣化し た内部部品を取替え済みであることから、 左上の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
		 <p style="text-align: center;">図 HPCS ディーゼル発電機始動停止用 圧縮空気供給系統</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-21	保安規定対象記録の未保存 NUCIA 通番: 13559M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2022-09-26 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-08	2022-09-08、前回のマニュアル改訂実施状況を確認していたところ、必要なチェックシートがなかったことから、過去10年分のチェックシートの保存状況を調査した結果、2022-09-27までに5件のシートが保存されていないことが確認された。 安全評価: マニュアル改訂の際には、チェックシートを使用して第三者審査を行う手順となっており、マニュアル承認過程でチェックシートを必要とすることから、改訂マニュアルのチェックは行われていた。 なお、チェックシートの保存期間は、保安規定では5年、マニュアルでは10年と定められている。 原因: マニュアルとチェックシートをセットで保存するルールの認識不足。 是正処置: チェックシートの内容をマニュアル本体に入れ込むこととし、保存漏れを防止する。改めて発電所の所員に周知する。	2022-12-16	事務局	⑤	—	本件は、マニュアル改訂時に使用したチェックシートを適切に保存していないことを、事業者自身が発見し、公開するものである。原因はルールの認識不足。既に、チェックシートをマニュアルに入れ込む等の是正処置をとっていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-22	高圧炉心スプレ イ系ディーゼル 発電機の燃料配 管からの油漏れ NUCIA 通番: 13560M ユニット: 柏崎刈 羽発電所 2号 発生日: 2022-10-04 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-08	2022-10-04、2号機原子炉建屋付属棟地下1階高圧炉 心スプレイ系ディーゼル発電機室(非管理区域)にて、点検 後の復旧作業に伴い燃料タンクからディーゼル機関への 燃料(軽油)の通油作業中、燃料配管の継ぎ手部分からの 油漏れが確認された。通油作業を中止し、公設消防へ連 絡した。油漏れは停止しており、漏れ出た量は約100Lと 推定。 安全評価: 油の外部等への流出はない。 原因: 復旧作業で誤ったガスケットを取り付けたため。 根本原因: 作業者の経験が浅かったため、適切に照合を 行わずに類似品と取り違えた。作業班長は、ガスケットの 仕様が合っているかの確認をしなかった。 再発防止策: 部品交換時の保管管理や照合の重要性を再 周知する。類似品との取り違えがないよう、作業場所に必 要以上の部品を持ち込まないことを再周知する。交換部品 の管理シートや図面で部品の照合が出来るように、部品番 号や数量に加え、寸法や材料などの詳細内容を記載したう えで作業を行い、作業班長も現場で詳細内容を確認するよ うに運用を見直す。	2023-02-08	事務局	②	—	本件は、非常用ディーゼル発電機の点検後 の復旧作業にて、燃料配管継手に誤ったガ スケットを取り付けたために、燃料油漏れが 発生した事例である。環境への影響はな い。作業者の経験不足が寄与因子。交換 部品の保管管理に課題があることから、左 記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
<div style="display: flex; align-items: center;">  <div style="margin-left: 20px;"> <p>漏えい箇所</p>  <p>概略図</p> <p>燃料タンク室</p> <p>燃料 タンク</p> <p>発電機</p> <p>ディーゼル機関 ※上から見た図</p> <p>高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機室</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">図 漏えい箇所</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-23	排気筒昇降設備の異音・発煙の発生 NUCIA 通番: 13565M ユニット: 柏崎刈羽発電所3号 発生日: 2022-09-30 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-08	排気筒塗装工事における昇降設備での降下中に、異音の発生及びモーターボックスから発煙が確認された。地上到達後、公設消防に発煙を通報。 安全評価: 公設消防により、火災ではないと判断された。 推定発煙原因: 緊急ブレーキが作動したまま降下を続けたため。 背景: 緊急ブレーキ装置は、定期点検及び定期取替えしている。当該ブレーキは事象発生日の3日前に取替えた。 緊急ブレーキ装置作動原因: ①メーカー工場出荷前にボルトの締付確認不実施。②ボルト緩み止め対策不実施。③現地機器取付時にボルトの締付確認を不実施。④リミットスイッチの作動位置調整が不適切。 再発防止策: ①メーカーでの組立作業時にボルトナットにマーキングを行うと共に、チェックシートを使用しダブルチェックする。②メーカーでの組立作業時に、締付確認後にボルトのねじ山部にポンチ打ちを行い、ねじ山をつぶすことで緩み止めを行うと共にチェックシートを使用しダブルチェックする。③メーカー及び請負会社は現地受入時に緩み止めポンチおよびマーキングがされているかチェックシートを使用し、ダブルチェックする。④メーカーの現地作業者は現地受入時に緊急ブレーキ装置が作動した際にモーターが停止するようにリミットスイッチを調整すると共にチェックシートを使用しダブルチェックする。	2023-02-08	事務局	①	—	本件は、排気筒の昇降設備で降下中に発煙を確認した事象である。ただし、火災ではないと判断されている。原因は、3日前に取り換えた緊急ブレーキが効いたまま降下し続けたため。ブレーキ取付けミスが原因。メーカー組み立て時、出荷時、現地取付け時の確認が不十分だった。原子力安全に直接関わらないことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-24	加圧器逃がし弁の出口温度上昇に伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13568M ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2022-10-21 登録区分: 最終 更新日: 2023-03-02 R04Q3 原子力規制検査報告書	<p>2022-10-21 16:34、原子炉起動準備中の4号機で「加圧器逃がし弁出口温度高」警報が発信し、B加圧器逃がし弁出口温度の上昇が確認され、逃がし弁の元弁を閉じたので、16:35、保安規定の運転上の制限を満足していない状態に入った。その後、弁体と弁座を予備品に取り替え、元弁を開放し、弁が動作可能となったことから、2022-10-29 9:45に運転上の制限を満足する状態に復帰。</p> <p>安全評価: 環境への放射能の影響はない。</p> <p>温度上昇原因: 当該加圧器逃がし弁のシートリーク。その原因は、弁の取り付け作業時に弁体等に付着していた微小な異物が弁のシート面に混入し、作動確認試験等により微小なきずが発生。その後、1次冷却材システムの圧力上昇等に伴い、異物が弁シート部から押し出され、その経路を通じて、蒸気が加圧器逃がしタンクに流れ込んだため。</p> <p>是正処置: ①微小なきずが認められた弁体と弁座を予備品(新品)に取り替える。②異物管理に関する注意事項として、機器を運搬して取り付けを行う際には直前に拭き取るなどを社内マニュアルに反映する。③協力会社へ本現象を説明し、機器取り付け時の異物混入防止に関する注意喚起を行う。</p>	2023-03-02	事務局	⑤	—	<p>本件は、令和4年度第73回原子力規制委員会(令和5年2月15日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>図 発生箇所</p> <p><弁座シート面の写真></p> <p><弁体シート面の写真></p> <p>【温度上昇メカニズム】</p> <p>③加圧器逃がしタンクへ流れ込み温度が上昇</p> <p>①弁の動作確認試験等により微小なきずが発生 ②その後、1次冷却材システムの圧力上昇等に伴い、徐々に異物が押し出された</p>				
<p>図 加圧器逃がし弁(横断面図)</p>							


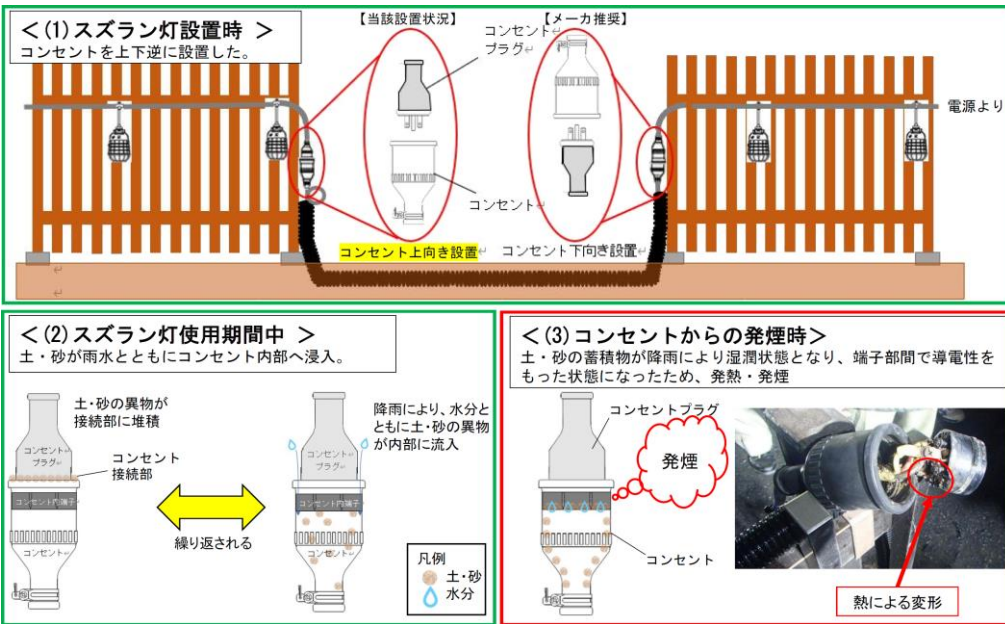
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-25	非常用ディーゼル発電機の待機除外に伴う3、4号機の運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13569M ユニット: 高浜発電所 3,4号 発生日: 2022-10-30 登録区分: 最終 更新日: 2022-12-16	<p>3号機は定格熱出力一定運転中、4号機は定期検査中のところ、3号機 A-非常用ディーゼル発電機(EDG)の定期的なターニング完了後、ターニングギアが外れなくなり同発電機が自動起動できなくなったため、2022-10-30 6:00 に3,4号機は保安規定の運転上の制限を満足していない状態に入った。その後、ターニングギアを取り外し、同発電機を正常に運転できることを確認したことから、同日 18:05 に運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>ターニング: EDG 機関の潤滑油膜の保持等のため、外部モータを駆動源とする装置を接続し、EDG の回転軸をゆっくりと回転させるもの(5日に1回実施)。</p> <p>安全評価: 環境への放射能の影響はない。</p> <p>ターニングギア取り外し不能推定原因: 微小な金属片がターニングギアと軸の間に噛み込んだため。金属片は、ターニングギアとフライホイールギアの接触により荷重がかかった状態でターニングギアの取り外し操作を行ったことで、ターニングギア内面と軸が接触し、発生したと推定された。</p> <p>根本原因: 手順書ではターニングギアとフライホイールギアが接触していないことを事前に確認することになっていなかったため。</p> <p>是正処置: ターニング装置を新品に取り替える。また、ターニングギアを取り外す際には、事前にライトを用いてターニングギアとフライホイールギアが接触していないこと(隙間)を確認する手順を追加する。</p>	2022-12-16	事務局	⑤	—	<p>本件は、EDG の保守用のターニング装置が1台の EDG から取り外せなくなったことにより、当該 EDG が使用不能となったため、運転上の制限条件に入った事例である。約 12 時間後に運転上の制限条件から脱していることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
 <p>図 ターニング装置接続イメージ</p>  <p>図 ターニング装置</p>							
 <p>図 推定メカニズム</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-26	<p>所内規定の不備による屋外アクセスルートの確保の失敗</p> <p>NUCIA 通番: 13585M</p> <p>ユニット: 高浜発電所 1号</p> <p>発生日(規制委員会判断日): 2022-11-30</p> <p>登録区分: 最終</p> <p>更新日: 2022-12-16</p> <p>R04Q2 原子力規制検査報告書</p>	<p>2022-09-06、停止中の 1 号機において、原子力検査官が緊急時対策所から北門に至る屋外アクセスルートの幅員が、可搬型重大事故等対処施設(SA 車両)のうち最も幅の大きいブルドーザ(ブレード幅約 3.7 m)に対して狭いことを確認した。従前、当該屋外アクセスルートは 8 m 以上の幅員が確保されていたが、2022-04-01 から 2023-05-31 までの間、道路改良工事のため約 70 m にわたって幅員を狭くする計画であることを確認した。</p> <p>安全評価: 当該屋外アクセスルートを使用する施設の保全のための活動(重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等)のうち直接影響がある活動は、当該屋外アクセスルートにおいて土砂流入時に、ブルドーザによる土砂撤去作業により復旧させ屋外アクセスルートを確保する活動に限定される。また、当該ブルドーザの保管場所からの屋外アクセスルートは 2 つあり、一方の屋外アクセスルートはブルドーザによる土砂撤去作業に必要な幅員を有している。</p> <p>狭い理由: 「高浜発電所重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」(SA 所達)に、ブルドーザの通行が言及されていないので、幅員を確認しなかった。また、当該屋外アクセスルートの山側斜面は、斜面崩壊の可能性が否定できないと評価されているが、土砂流入時における土砂撤去作業の成立性についても、同じ理由で影響評価していない。</p> <p>是正処置: 状態報告(CR)を発行し、屋外アクセスルートの通常時の管理について、ブルドーザの通行及び土砂撤去作業の考慮を含めた確認項目を SA 所達に加える予定。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全-重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「手順書の品質」属性に関連付けられ、その目的に悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価: 緑。(安全評価参照)</p> <p>深刻度: SLIV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていない。是正処置を行う予定である。</p>	2022-12-16	事務局	⑤	—	<p>本件は、令和 4 年度第 55 回原子力規制委員会(令和 4 年 11 月 30 日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							

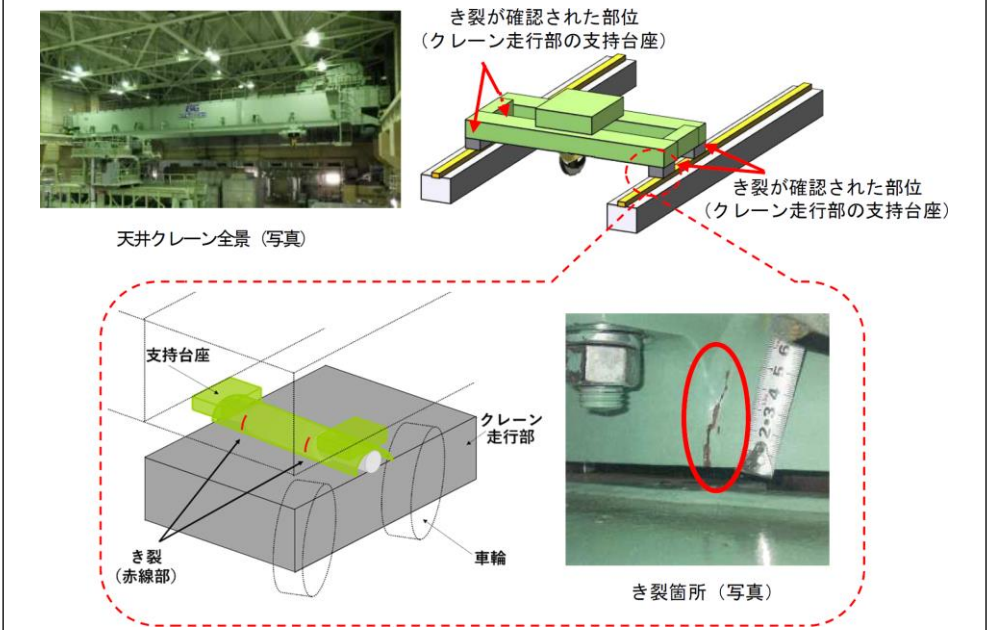
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-27	輸送本部脇の変圧器における火災 NUCIA 通番: 13557M ユニット: 東海第二発電所 発生日: 2022-09-22 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-08	<p>2022-09-13 7:48、東海港の船舶入出港に際し海象状況等を確認する輸送本部の脇の変圧器(屋外防滴形、可搬型、容量 10 kVA)から炎が発生していることが確認され、消火器にて、7:52 に消火した。通報を受け到着した公設消防は、8:10 に本事象を火災と判断し、9:12 に「鎮火」を確認。なお、公設消防による消火活動は行われていない。</p> <p>安全評価; 人身災害、発電所設備及び環境への影響はない。輸送本部内に人は数名滞在していたが、作業は実施されていなかった。</p> <p>原因: 以下が重畳したことにより、トラッキング現象の発生・進行を防げなかったため。①不十分な点検計画: 年 1 回の外観点検において、塵埃の堆積や塩分の付着に気付かなかったこと。屋外電気品に対する点検内容に不足があった。②変圧器設置環境の変化に対する認識不足: 当該変圧器の移動に伴い、変圧器下部が没水することとなったが、具体的な点検着目点及び手順が明確になっていなかったため、変圧器内部が湿潤環境となった。</p> <p>根本原因: 電気品の点検における着目点の理解、認識が不足していたため。電気火災防止の観点も不足。</p> <p>是正処置: ①当該変圧器を健全な同等品に交換し、没水環境や湿潤環境とならない場所に設置。外観点検に、劣悪環境にないことの確認を追加。新たに停電点検(2年毎)を点検計画に反映。定期点検の結果により、適宜点検計画を見直す。②当該変圧器以外の屋外非密閉性電気品に対して、以下の点検着目点及び停電点検内容等を追加。</p> <p>外観点検着目点: 周囲の状況を確認し、溜まり水が発生し導電部が没水する等劣悪な環境に設置されていないこと。</p> <p>停電点検内容: ①各部端子のゆるみ、変色等の有無確認、②塵埃、塩分の付着・堆積の有無確認及び塵埃、塩分の除去・清掃、③内部の水分(雨水浸入・結露等)の有無確認、④小動物の侵入・異物混入・雨水浸入対策の不備の有無確認、手直し、⑤絶縁抵抗測定。</p> <p>屋外電気品の設置、移動時の注意喚起: 設置環境に留意するよう全協力会社に周知。日々の巡視、工事監理等での着目点とする。発電所管理職層による現場ウォークダウンに、設置環境の確認を視点として追加し強化する。</p>	2023-02-08 事務局 ② -	本件は、原子力発電所の事務所脇の屋外可搬型変圧器の火災事象である。発炎確認後数分で消火され、人身災害、発電所設備及び環境への影響はない。原因は、点検不備。屋外電気品に対する火災防止策の理解・認識不足。当該事業者の電気設備保守点検管理に課題があったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。	<p>補足情報</p> <p>小動物侵入防止対策: 今回小動物の侵入を確認しており、総点検においても一部養生の不備等を確認。そのため、機器の移動に伴う貫通部シール部の状況確認方法等について、より具体的な方法を関連する規程に追記し、本事例のみでなく、関連する他社事例も含め定期的に振り返る。</p>	<p>< 発火元と考えられる1次側タップ ></p> <p>① 電極(タップ)間に塵埃が堆積、塩分が付着 ② 堆積した塵埃が水分を吸収 ③ タップ間に微小電流が流れ始める ④ 発熱して塵埃表面が部分的に乾燥 ⑤ 局部放電が発生し、炭化する(繰返) ⑥ 炭化導電路(トラック)が形成され、発熱・発火に至る</p> <p>< 設置環境の変化の経緯 ></p> <p>2019年9月の当該変圧器設置時 2020年5月の位置変更後</p> <p>・ 近傍に仮設事務所を設置することになり、当該変圧器の位置を変更した。 ・ このことにより、降雨(大雨)時に当該変圧器下部が水没しやすくなった。</p> <p>高瞰図 横から見た図</p> <p>図 火災発生時のメカニズム</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング				
					基準/2次	INES	処理結果		
国内 2022-29	ボーリング柱状図データ書換えに係る原子力規制検査の結果 NUCIA 通番: 13572M ユニット: 敦賀発電所 2号 発生日(規制委員会判断日): 2022-10-26 登録区分: 最終更新日: 2023-02-08 R04Q2 原子力規制検査報告書	<p>第 31 回原子力規制委員会(2020-10-07)において、敦賀発電所 2 号機の審査資料中のボーリング柱状図データ書換え事象に対し、日本原電による原因調査分析の妥当性を原子力規制検査の中で確認していくこととなった。2021-08-18 の原子力規制委員会においては、原子力規制検査において、次の 2 点が資料作成プロセスとして構築されているかについて優先的に検査を進める方針が了承された:</p> <p>①調査データのトレーサビリティが確保されること、②複数の調査手法により評価結果が審査資料に示される場合は、その判断根拠が明確にされること。これらの方針にしたがって行われた規制検査の途中経過を報告するものである。</p> <p>確認された QMS 上の不備:A) 審査資料作成のために必要な業務計画が作成されず、また、断層岩区分の評価に薄片観察結果を反映させるなどの方針変更がなされた際にも手順の明確化や関係者間の認識共有などの変更管理に必要な業務管理が適切に実施されていなかった。B) 柱状図、性状一覧表など各審査資料の記載についても記載すべき事項を明確に定めていなかったため、薄片観察結果を肉眼観察結果と同様に扱って柱状図記事欄に反映することとし、また、断層岩区分では薄片観察結果で得られたデータの採用の是非について評価が適切に行われることなく採用され、柱状図記事欄の上書きが行われるなど、適切に記載するための管理が行われなかった。なお、日本原電が審査官を錯誤させる目的で意図的に審査資料の書換えを行ったことについては確認できなかった。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。上記方針①②に係る QMS 上の業務プロセスが構築されていない。適合失敗は、合理的に予測可能であり、予防措置を講ずることが可能だった。</p> <p>検査指摘事項: 非該当。審査資料作成に係るパフォーマンス劣化であり、原子炉施設に有意な機能劣化ではない。</p> <p>深刻度: SLⅢ。敷地内破碎帯の活動性の評価という適合性審査上重要な論点の判断に用いるデータについて、正確な情報が提供されないことにより、審査に不必要な混乱や人的資源を多大に費やすことになったことは、原子力規制委員会の規制活動に影響を与えたと判断される。</p>	2023-02-08	事務局	⑥	—	<p>本件は、令和 4 年度第 47 回原子力規制委員会(令和 4 年 10 月 26 日)にて、これまでの検査により、「審査資料の信頼性が確保される業務プロセスが構築されていること」について確認されたことから、今後は、本事象に係る是正処置及びその実施状況について、通常の原子力規制検査に係る日常検査及びチーム検査の中で確認を行うことが了承された。本件は、規制庁検査 G で取り扱われることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>		
			補足情報						
			検査の結果						
			<p>1) 「設置(変更)許可申請書等に係る設計管理要領」に元となるデータを、「設計開発に用いるデータであり、観察結果、実験結果、測定結果等、変更してはならない元となる情報」と定義していた。また、審査資料作成に用いる元となるデータを技術検討書に具体的に記載することを規定するとともに、作成された技術検討書には、審査資料作成に用いる元となるデータが具体的に記載されていた。さらに、設計管理要領及び技術検討書に「複数の手法により評価した結果を示す場合は、その判断根拠を明確にすること」を規定していた。</p> <p>2) 委託先からの報告書に基づき作成する資料が技術検討書の要求を満たしていることを、設計管理要領に基づき日本原電自身が審査及び検証していた。</p> <p>3) 新たに作成した 10 本のボーリングコアに対する審査資料のうち、2 孔(H24-D1-1 孔、H27-B-1 孔)をサンプリングして柱状図の記載及び調査データの記載を確認した。その結果、確認した範囲において審査資料中の柱状図の記載が調査データまでトレースできた。また、複数の調査結果に対する評価結果とその判断根拠が審査資料に記載されていた。</p> <p>4) 設計開発の変更管理における不明確な影響評価、技術検討書のデータフロー図と実運用との不整合、総合評価資料への根拠データの不掲載という改善すべき点が認められたが、日本原電からは、設計開発の変更管理については変更内容に応じて影響を評価すること、データフロー図の不整合及び総合評価資料における不掲載についてはいずれも改善したことの説明を受けた。</p>						

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-30	予備変圧器トリップに伴う運転上の制限の逸脱および復帰 NUCIA 通番: 13598M ユニット:美浜発電所3号 発生日: 2023-01-02 登録区分:最終 更新日: 2023-01-11	2023-01-02 0:58、77 kV 受電保護リレー動作の警報が発信、予備変圧器のしゃ断器が開放した。予備変圧器を経由した外部からの受電ができない状態となったため、直ちに保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断。その後、送電線が復旧し、予備変圧器に異常がないことを確認した後、しゃ断器を投入し、同日 1:36 に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い。 原因:送電線の一部で停電が発生したため。	2023-01-11	事務局	⑤	—	本件は、送電線側の停電の影響で、原子力発電所の予備変圧器の保護回路が作動し、運転上の制限条件に入った事例である。約 40 分で復旧しており、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-31	屋外敷地内駐車場の仮設照明コンセントからの発煙 NUCIA 通番: 13588M ユニット: 東海第二発電所 発生日: 2022-12-06 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-05	<p>2022-12-06 16:49、敷地内屋外駐車場の仮設照明(スズラン灯)のコンセントからの発煙が確認され、自衛消防隊、公設消防に通報した。当該コンセントからプラグを引き抜いた後、発煙が収まっていることを確認。17:21 に当社社員が上流側遮断器を開いた。公設消防は、17:34 に火災と判断し、同時刻に「鎮火」を確認。</p> <p>安全評価: 自衛消防隊及び公設消防は消火活動を実施していない。人身災害の発生、発電所設備及び環境への影響はない。</p> <p>原因メーカ推奨とは逆向きに、コンセントが上向き、コンセントプラグが下向きとなるように設置したため、コンセント内部への水分及び異物(土・砂)の流入を防げなかった。</p> <p>寄与原因: コンセント内部への水分及び異物流入防止意識の不足</p> <p>是正処置: ①屋外コンセントの取付方向がメーカ推奨により指定されている場合はこれを遵守する。取付方向にかかわらず、コンセント接続部等の水分や土・砂が流入しやすい箇所にはコンセントキャップを取付れたり、異物流入防止用の養生等を行ったりする。その旨を、「構内立入者の遵守事項」に反映する。②屋外でのコンセント使用については①を周知する。日々の巡視、工事監理等での注意すべき着目点として周知し注意喚起を行う。発電所管理職層による現場ウォークダウンでは、設置環境の確認を視点として追加し強化していく。</p>	2023-04-05	事務局	②	-	<p>本件は、原子力発電所敷地内屋外駐車場の仮設照明からの発煙事象である。人身災害、発電所設備及び環境への影響はない。原因は、コンセントとプラグの取り付け方向が間違っていたため。屋外電気品に対する火災防止策の理解・認識不足。当該事業者の電気設備保守点検管理に課題があったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。ただし、軽微とは言え火災事象が繰り返されていることに留意する。</p>
			補足情報				
			<p>なお、本件を含め短期間のうちに重ねて火災事象が生じたことから、これまで取り組んできた発電所における火災予防活動に各火災事例からの対策を観点として加える等、火災防止に努めていく。</p>				
 <p>図 発煙場所</p>			 <p>図 火災発生時のメカニズム</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-32	ウラン濃縮工場 「排気口放射能 A 高」、「排気口放射能 A 高高」 発報 NUCIA 通番: 182M ユニット:原燃濃縮 発生日: 2023-01-12 登録区分:最終 更新日: 2023-05-17	2023-01-12 13:59、ウラン濃縮工場中央制御室にて「排気口放射能 A 高」、「排気口放射能 A 高高」が発報した。現場確認の結果、排気室(第1種管理区域)の作業用溶接機の電源を ON にすると排気用モニタ A の指示値が上昇すること、それ以外の部屋の作業用溶接機の電源の ON/OFF では排気用モニタ A の指示値が変動しないことを確認。排気室の作業用溶接機の使用を中断した以降、排気用モニタ A の指示値が通常に戻った。 警報発報原因:以下のことから、排気室の作業用溶接機の運転に伴い発生したノイズの影響による誤警報。 <ul style="list-style-type: none"> 排気室の溶接機で溶接を開始した直後に、排気用モニタ A の指示値が上昇。 再現試験において、排気室で当該溶接機の電源を ON にしたところ、排気用モニタ A の指示値が上昇。 排気用モニタ A は健全。 再発防止対策:溶接機設置時及び溶接作業箇所の変更の都度、ノイズチェックを実施することを作業要領書等で定めていたが、電源ケーブルのルート変更時にも、ノイズチェックを実施することを作業要領書等に追加した。ノイズが確認された場合は、ケーブルにノイズ低減シートを巻く等の対策をとる。	2023-05-17	事務局	②	—	本件は、燃料サイクル施設において、放射の高及び高高警報が発報した事例である。原因は、作業用溶接機からのノイズ(誤信号)。ノイズ対策(EMC対策)が不十分だったことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。 参考:JIS C 9300-10:2018「アーク溶接装置-第10部:電磁両立性(EMC)要求事項」は、アーク溶接及び関連プロセスのために用いる装置の EMC に関する要求事項及び試験方法について規定している。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-35	原子炉建屋天井クレーン走行部支持台座のき裂 NUCIA 通番: 13573M ユニット: 女川発電所 1号 発生日: 2023-01-24 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-01	2022-05 に実施した 1 号機(廃止措置段階)の天井クレーン定期点検において、クレーン走行部の支持台座にき裂が確認され、7~8 月にかけて詳細点検を実施した結果、計 8カ所のき裂が確認された。なお、このき裂は 2021-12 に実施した定期点検では確認されていない。 安全評価: この期間、当該設備は使用されていない。天井クレーン本体の落下防止機能及び燃料落下防止機能には影響しない。 推定原因: 2022-03-16 の地震 是正処置: 準備が整い次第、支持台座を交換する。	2023-02-01	事務局	⑤	—	本件は、廃止措置段階の原子炉の原子炉建屋天井クレーン走行部支持台座に複数の亀裂が確認された事例である。原因は、地震と推定されている。落下防止機能等への影響はないことから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
 <p>図 原子炉建屋天井クレーン走行部支持台座のき裂に係る概要図</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-39	出力領域中性子束急減による原子炉自動停止 NUCIA 通番: 13611T ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2023-01-30 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-06	<p>2023-01-30 15:21、定格熱出力一定運転中の4号機において、「出力レンジ(PR)中性子束急減トリップ」警報が発信し、原子炉が自動停止した。</p> <p>安全評価: 環境への放射能の影響はない。後述の対策が完了したことから、2023-03-24に原子炉を起動した。</p> <p>警報発信原因: 制御棒1本(M10)が挿入され、中性子検出器の指示値が警報設定値に至ったため。</p> <p>M10挿入経緯: 2023-01-30 0:12に、「CRDM重故障」警報が発信。制御棒(D6)の可動ラッチのコイル電流値が通常よりも低かったため、D6を含む4本の制御棒(D6, F12, M10, K4)を制御するCRDM電流制御装置を点検するため、CRDM可動ラッチコイルの電源を切った(可動ラッチ開放、保持ラッチで制御棒保持)。その状態で、M10の保持ラッチのコイル電流値が低下、保持ラッチが開放し、M10が炉心に挿入された。</p> <p>保持ラッチ電流値低下原因: 原子炉格納容器貫通部内で接続している電気ケーブルに接触不良が発生したため。</p> <p>接触不良原因: 原子炉格納容器貫通部出口(格納容器内側)と端子台の間において、貫通部出口側電気ケーブルに、コイル側電気ケーブルが覆いかぶさっていたことにより、貫通部内から引き抜かれる方向に力が働いていたため。具体的には、D6の可動ラッチコイル用、M10の可動及び保持ラッチコイル用、K4の保持ラッチコイル用の計4本のケーブルで電流低下が調査により確認された。</p>	2023-04-06	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であり、原子力規制委員会により、INES-0「安全上重要でない事象」と評価された。また、原子力規制検査により、SLIVと評価され、品質マネジメントシステム計画の違反に該当するが、規制活動への影響等の要素は確認されていない。既に改善活動を行っていることから、通知は実施しない。以上のことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<p>再発防止対策: ①3本の制御棒(D6, M10, K4)の原子炉格納容器貫通部の端子箱(原子炉格納容器外側)から同貫通部の端子箱(原子炉格納容器内側)までの電路について、電流低下が認められた電気ケーブルを介さずに、予備用として敷設されている他の原子炉格納容器貫通部のルートに変更する。②今回の事象を踏まえ、原子炉格納容器貫通部のケーブルに関する点検・保守方法や、ケーブル敷設時の注意事項を社内マニュアルに反映する。</p>							
<p style="text-align: center;">図 対策</p>							
<p style="text-align: center;">図 炉心を上から見た図 可動/保持ラッチコイル</p> <p style="text-align: center;">図 貫通部と端子箱横断面</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-40	海水管トンネル内スプリンクラー設備の火災感知装置である感知器の不適切な箇所への設置 NUCIA 通番: 13624M ユニット: 大飯発電所 3,4 号 発生日(規制委員会判断日): 2023-02-15 登録区分: 最終更新日: 2023-02-08 R04Q3 原子力規制検査報告書	<p>2022-09-12 から実施した 3,4 号機に対する火災防護(3年)チーム検査において、海水管トンネル内に設置されている煙感知器 2 個が不適切な箇所に設置されていることが規制検査で確認された。不適切な位置に設置されていた煙感知器は、以下の位置に設けられており、消防法施行規則第 23 条第 4 項第 7 号を満足していない。</p> <p>煙感知器 1: 下端が取付け面の下方 0.65 m 及び壁から 0.4 m であり、不適切。</p> <p>煙感知器 2: 壁から 0.4 m であり、不適切。下端は取付け面の下方 0.4 m であり適切。</p> <p>消防法施行規則第 23 条第 4 項第 7 号</p> <p>ハ 感知器の下端は、取付け面の下方 0.6 m 以内の位置に設けること。</p> <p>ニ 感知器は、壁又ははりから 0.6 m 以上離れた位置に設けること。</p> <p>背景: 事業者記録では、R03Q1 検査指摘事項を踏まえ、不適切な箇所に設置している煙感知器 47 個を把握し、2022-09-05 までに移設を完了していた。</p> <p>原因: 煙感知器設置場所調査範囲から、海水管トンネルが漏れていたため。海水管トンネルを調査したところ、全 19 個のうち 2 個が不適切箇所に設置されていた。</p> <p>調査漏れ原因: 煙感知器全数調査を協力企業に委託する際に、事業者は調査範囲を明確に指示しなかったため。</p> <p>寄与因子: 協力会社の調査結果は、不適切な煙感知器のみ記録されており、調査範囲や煙感知器の全数の記録がなかったため、海水管トンネルが調査範囲から漏れていることに気がつかなかった。</p> <p>事後事業者調査: 改めて煙感知器の全数調査を実施し、海水管トンネル以外に調査漏れがないことを確認。</p> <p>是正処置: 不適切設置の 2 台の煙感知器について CR 情報に登録し、移設した。適切な位置に移設されていることを 2022-10-18 に原子力検査官が確認した。</p>	2023-02-08	事務局	⑤	—	<p>本件は、令和 4 年度第 73 回原子力規制委員会(令和 5 年 2 月 15 日)にて、検査指摘事項に該当し、重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			<p>パフォーマンス劣化: 該当。スプリンクラー設備の仕様及び適用規格は明らかであり、合理的に予測可能であり、予防する措置を講じることが可能であった。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全一拡大防止・影響緩和」の「設備のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、その目的に悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度: 緑。火災防護に関する重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度: SLIV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていない。既に当該煙感知器の移設を完了している。</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	0 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
国内 2022-41	<p>ホットラボにおけるローカルサンプリングシステムの不適切な運用</p> <p>ユニット: JAEA 大洗研究所</p> <p>発生日(規制委員会判断日): 2023-02-15</p> <p>R04Q3 原子力規制検査報告書</p>	<p>2022-06-06、周辺の空気放射性物質濃度を測定する 23 カ所のローカルサンプリング端のうち、サービスエリア等の 8 カ所で運用を停止させていることが規制検査によって確認された。この運用停止について、停止の根拠、妥当性等を示す記録は確認されず、この状態は 1983-03-28 から継続していることが判明、保安規定の要件を不満足。</p> <p>当該研究所の保安規定:「第 1 種管理区域内」で「毎週 1 回」測定と記載され、注記に「使用施設等における放射線作業が 1 週間以上連続して行われなときは、測定を要しない。ただし、この場合であっても 1 月を超えない範囲内で 1 回以上、測定するものとする。」と記載されている。</p> <p>この状態を受け、事業者は 2022-08-15 以降、ローカルサンプリング端全数稼働の運用に切り替えた。</p> <p>影響評価: 過去 10 年分の「室内ダスト測定記録」、「表面密度測定記録」、「放射線管理月報」及び運転開始(1970 年)以降の従業員の内部被ばく記録を確認し、設備に起因する異常な被ばく事象は発生していないことを確認。当該 8 カ所のローカルサンプリング端の測定結果が必要になる事象はなかった。</p> <p>原因: 保安規定の注記を認識していなかったため。</p> <p>是正処置: 保安規定に基づく測定行為が一部欠落したこと等の問題点と「核燃料物質使用変更許可申請書の設備の目的と保安規定の関係性についての教育を実施する」をはじめとする 11 の再発防止対策を踏まえた是正処置が講じられている。</p>	2023-02-15	事務局	⑤	—	<p>本件は、令和 4 年度第 73 回原子力規制委員会(令和 5 年 2 月 15 日)にて、検査指摘事項に該当し、追加対応なし、深刻度「SLIV(通知なし)」と判定された。よって、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。保安規定の遵守に失敗。この失敗が発生することは予測可能だったため。</p> <p>検査指摘事項: 該当。監視領域(小分類)「放射線安全—従業員に対する放射線安全」の属性に関連付けられ、「通常の施設の操業における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること。」の目的に悪影響を及ぼすため。</p> <p>重要度評価: 追加対応なし。従業員被ばくへの影響は限定的でかつ極めて小さいため。</p> <p>深刻度: SLIV(通知なし)。情報の隠蔽、記録の改ざん、虚偽報告などの不正行為は認められなかった。既に改善措置活動を行い、是正処置計画を立案しているため。</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2022-42	監視所内電気ストーブ電源コードの焦げ跡の確認 NUCIA 通番: 13622M ユニット: 東海第二発電所 発生日: 2023-02-08 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-05	<p>2023-02-08 14:46 頃、監視所内の電気ストーブのスイッチを投入した際、当該ストーブのプラグを差し込んでいるコンセント付近から煙と焦げ臭いにおいが確認された。直ちにプラグを引き抜き確認したところ、電源コードに焦げ跡らしきものを確認。14:48 に監視所より公設消防に通報し、自衛消防隊が 14:57 に出動した。公設消防より 15:06 に鎮火が確認され、16:35 をもって本事象は火災と判断された。なお、消火活動は実施されていない。</p> <p>安全評価: 本事象に伴う人身災害はなく、発電所設備及び環境への影響もない。</p> <p>火災発生メカニズム: 無意識な「踏みつけ」「ぶつけ」「引っ掛け」により当該電源コードに外力がかかり、応力が集中するコンセントプラグ根部部の被覆に傷が発生。この状態が長年継続されることにより、被覆の傷部分の導線が部分的に断線、繰り返されることにより導通部分の面積が減少。当日、ストーブの電源投入前の段階で、何らかの外力が加わり更に断線が進行。導通面積が減少した導線部に電流が集中し、急速に過熱し被覆部が発煙・損傷した。</p> <p>根本原因: ①電源コードの保護・養生等の取扱い時の不注意が火災発生につながるという認識が不足。②当該電源コードに椅子のキャスター等が接触し、外力が加わりやすい環境で使用していた。また、当該ストーブは容易に持ち運び可能で、移動の都度、電源コードが引っ張られた可能性がある。③当該ストーブは、日々の使用前点検を実施していなかった。</p> <p>対策: ①無意識の外力による損傷防止のために、保護カバーの設置又はテープによる養生を実施する。②損傷有無の確認のために、毎日 1 回、コンセントプラグ周りに損傷がないことを確認する。③使用時以外はコンセントプラグを必ず抜く。</p> <p>追加点検結果: ①消費電力 500 W 以上の電化製品 1393 台のうち、床面に這わせた電源コードは 116 本で、このうち、保護カバー又はテープ養生なされていないものは 104 本、うち 1 本には圧痕を確認したので使用禁止とした。②500 W 未満の電化製品 3860 台のうち、床面に這わせた電源コードは 1234 本で、保護カバー又はテープ養生なされていないものは 1165 本あったが、異常はなかった。</p>	2023-04-05	事務局	②	—	<p>本件は、電気ストーブの電源コードからの発煙と焦げ跡を確認した火災事例である。プラントへの影響、人身災害、環境への影響はない。原因は電源コードの不適切な取扱い。火災リスクの認識が不足したことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>	
			<p>補足情報</p> <p>是正処置: ①当該ストーブの使用禁止、②当該電源コードを接続していたコンセントの使用禁止、③当該電源コードを接続していたコンセントの上流側電源の遮断。④緊急点検を実施し、事務本館 7 箇所、緊急時対策室建屋 2 箇所、チェックポイント建屋 3 箇所、正門守衛所 1 箇所について対策要状態を発見。複数箇所でタコ足配線・埃等を確認。器具交換・回収・使用禁止措置を進め、タコ足配線・埃等については整線・清掃を実施。⑤JIT 情報を発行し、所員・協力会社社員に周知、注意喚起。安全衛生推進協議会や防火部会を通じて本事象の周知と注意喚起を行った。</p>					

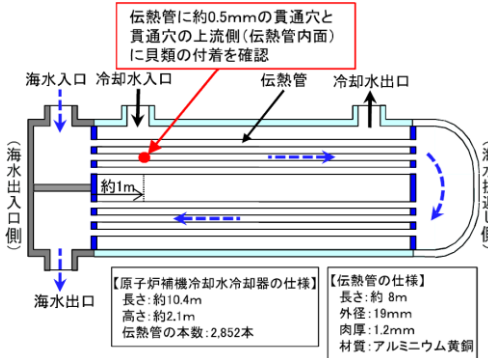
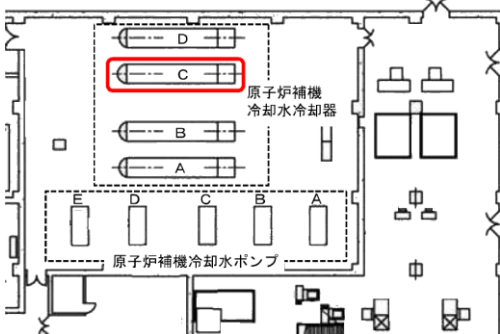
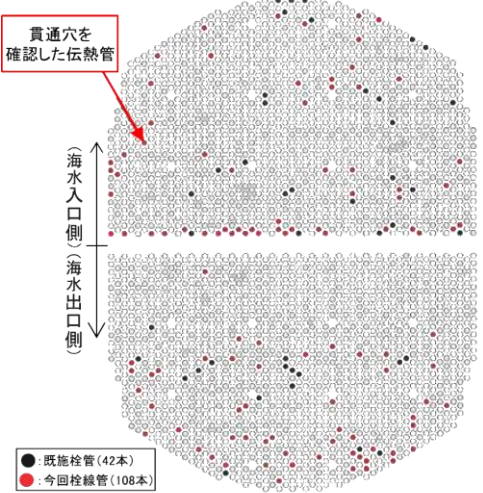
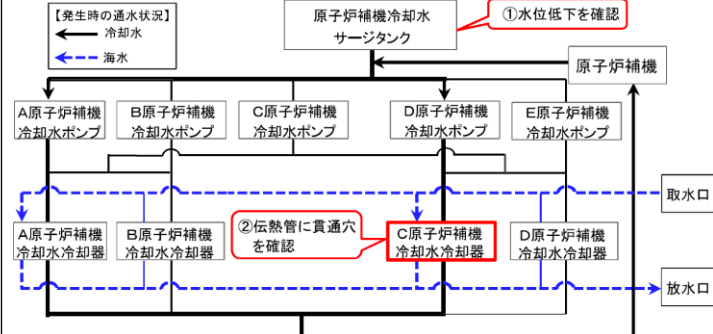


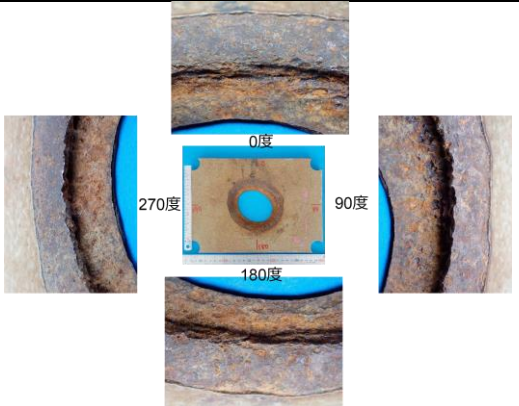
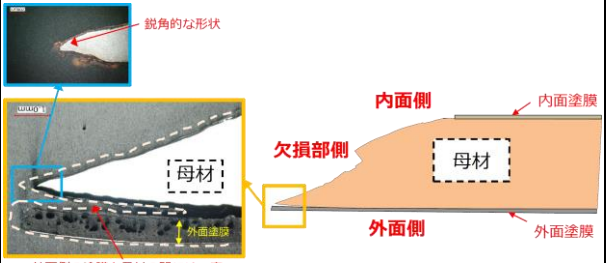
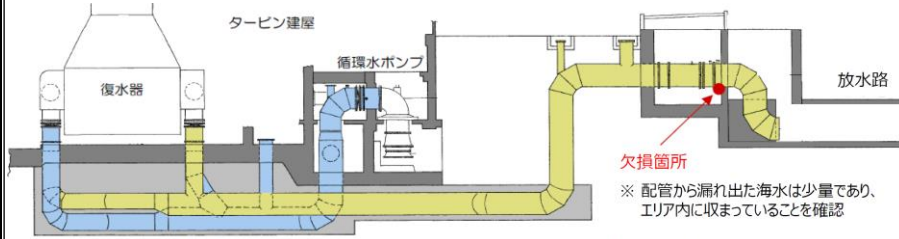
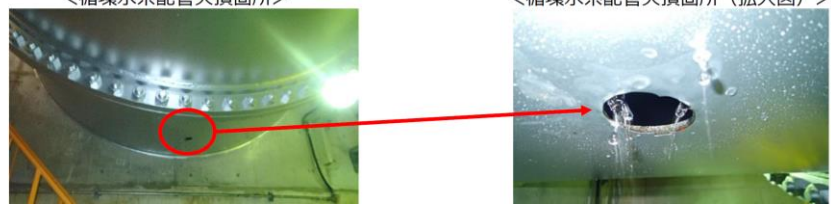
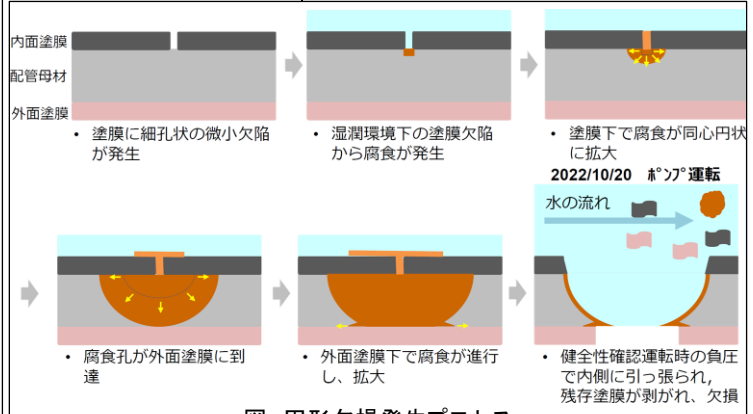
当該電源コード

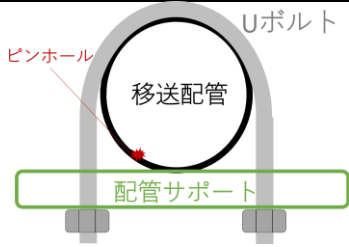


当該ストーブの寸法
高さ約 46.0cm × 幅約 32.8cm × 奥行約 17.5cm

図 当該電源コードの状況

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-44	原子炉補機冷却水漏えいに伴う運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13629M ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2023-03-16 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-12	<p>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指示値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。</p> <p>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>	2023-04-12	事務局	⑤	-	<p>本件は、定格運転中の PWR において、原子炉補機冷却系のサージタンク水位が低下した事例である。点検補修のため、原子炉補機冷却系の 1 系統を隔離したことから、保安規定の運転上の制限を満足しない条件に入った。水位低下原因は、熱交換器の伝熱管 1 本の漏えい。当該伝熱管を施栓して、保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>			 <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>海水入口 冷却水入口 伝熱管 冷却水出口</p> <p>約1m</p> <p>海水出入口側 (海水折返し側)</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>				
 <p>図 中間建屋平面図</p>			 <p>貫通穴を確認した伝熱管</p> <p>海水入口側 海水出口側</p> <p>●: 既施栓管(42本) ●: 今回施栓管(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>				
 <p>図 原子炉補機冷却水系統概略図</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-46	タービン系の主要設備の健全性確認中の不具合 NUCIA 通番: 13584M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号	2022-10-20、長期間使用していないタービン系主要設備の健全性確認のための7号機循環水ポンプの試運転後、循環水ポンプ(A)から繋がる放水路側(K7 ボール捕集器(A)下流)の循環水系配管の下部に、円形状の欠損(直径約60mm)と、少量の海水漏出が確認された。 欠損推定原因: 腐食。プラント停止後、長期間湿潤環境下となり、配管内表面に細孔状の局所的な塗膜欠陥部から塗膜下腐食が進行した。 発生プロセス(推定): ①配管内面の塗膜(ガラスフレークライニング)に、内面立入点検時の足場材や工具等の接触と推測される局所的な欠損が発生。②塗膜欠損部から海水が塗膜下に浸入し、錆(塗膜下浸食)が発生。③常時水分と接していたことで、A系配管内で塗膜下浸食が進行。なお、3つある循環水系の内、A系配管にのみ、熱交換を終えた補機冷却海水系の温かい海水が流入する。配管内の空気が温められ、外部との温度差により内面に結露が発生するため、常に湿潤環境であった。B,C系は乾燥状態であった。④2020-10-20の健全性確認運転に伴い、内側に引っ張られる力が加わり欠損。損傷確認時より前に金属部は貫通し、外面塗膜のみで塞がれていたと推定される。 是正処置: ①A系配管を補修し、健全性確認を行った上で、再度循環水系配管内部(A,B,C)の点検を実施する。②健全性確認や点検時に新たな原因を確認した際は、それらを保守・点検方法に反映する。	2023-03-27	事務局	②	—	本件は、長期停止中の原子力発電所の循環水ポンプの健全性確認のための試運転時に、放出側循環水配管に欠損(貫通孔)が出現し、海水が漏えいた事例である。欠損原因は、内部からの腐食。点検作業の影響と見られる内部被膜の初期欠陥により、母材が長期間湿潤環境にさらされ、腐食が進行した。配管内部点検の作業管理及び長期停止中の配管内の点検保守管理に課題があったことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図 内面上部からの破面</p>							
 <p style="text-align: center;">図 切断面の様相</p>							
 <p style="text-align: center;"><循環水系配管欠損箇所> <循環水系配管欠損箇所(拡大図)></p>							
 <p style="text-align: center;">図 循環水系配管欠損箇所</p>							
 <p style="text-align: center;">図 円形欠損発生プロセス</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-47	濃縮・埋設事業所内(管理区域外)軽油タンク移送配管からの軽油の漏えい NUCIA 通番: 184M ユニット: 原燃濃縮 発生日: 2023-03-20 登録区分: 最終 更新日: 2023-05-17	<p>2023-03-20、ウラン濃縮工場のオイルヤード(管理区域外)の堰内で、軽油の漏えいが発見された。現場確認したところ、軽油タンクからディーゼル発電機を収容する補助建屋(管理区域外)に繋がる移送配管から軽油が滴下していた。応急措置として、軽油の滴下箇所へ吸着マットを設置し、当該移送配管を隔離した。</p> <p>安全評価: 軽油の漏えいはオイルヤードの堰内に留まっていることから周辺環境への影響はない。</p> <p>軽油漏えい原因: 当該移送配管と配管サポートの間に雨水や雪解け水が入り込んだことで発生した錆で配管腐食が進み、移送配管にピンホールが発生したため。当該ピンホール部位は、移送配管を固定するUボルトで隠れており、配管外観点検で見逃したと推測される。</p> <p>是正措置: 当該移送配管及びその同系統で錆が進行していた配管を交換した。</p> <p>再発防止対策: 屋外に露出している全ての配管及びピット内配管について、5月上旬までに順次、錆等の写真を見本に外観点検を行う。配管サポート周辺に錆等が確認された際は、Uボルトを取り外して詳細点検を行い、劣化状況を踏まえて、保修等を実施する。日常の外観点検において、配管サポート周辺に錆等が確認された際には、Uボルトを取り外して詳細な点検を実施する。</p>	2023-05-17	事務局	②	—	<p>本件は、燃料サイクル施設の軽油移送配管からの油滴下事例である。環境への影響はない。原因は、雨水等による配管の外部腐食。配管固定用のUボルトで隠れた部分の外観検査が不十分だったと考えられることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、当該施設の屋外に露出している配管及びピット配管全てにつき、追加の外観検査が行われる。</p>
			<p style="text-align: center;">補足情報</p>  <p style="text-align: center;">図 移送配管の設置イメージ</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-50	重大事故等対策における成立性の確認訓練の不適切な実施 NUCIA 通番: 13651M ユニット: 美浜発電所3号 発生日(規制委員会判断日): 2023-05-17 登録区分:最終 R04Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-12-09、3号機の重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練(技術的能力の成立性確認)「海水を用いた復水タンクへの補給」において、訓練対象者以外の者が接続治具取付けに関する助言を行っていたこと及び事業者の成立性の確認訓練における手順の一部である復水タンク海水補給弁下流フランジへのホース接続が実施されていないことを原子力検査官が確認した。それを受け、2022-12-01から12-12までに実施した計16回の同訓練について事業者が調査した結果、訓練対象者以外からの助言については、原子力検査官が立ち会った訓練でのみ行われていた。ホース接続の不実施は、初回を除く15回の訓練で確認された。</p> <p>原因:助言は、助言をしてはならないとの認識がなかったため。ホース接続の不実施は、訓練対象者、評価者ともに勘違い。両者とも、3回目から16回目の訓練を見学して、ホース接続が実施されなかったことから、接続しなくてもよいと自己判断したため。</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。技術的能力の成立性確認訓練が適切な評価方法で実施されていなかったことになるので、保安規定を満足することに失敗している。技術的能力を満足しているか判断できないことは、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>スクリーニング:検査指摘事項に該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全-重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的にある、体制を適切に整備することに悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価:緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価:SLIV(通知なし)。「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、改善活動を行っている。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-51	可搬型重大事故等対処設備(屋外の車両型設備)の離隔距離の不備 NUCIA 通番: 13650M ユニット: 美浜発電所3号 発生日(規制委員会判断日): 2023-05-17 登録区分:最終 R04Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-12-21、3号機において、原子力検査官がNo.1電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)とNo.1可搬式代替低圧注水ポンプとの離隔距離が、工認説明資料に適合していないこと(不足)を確認した。所達において、工認説明資料の条件と異なる記載を確認した。</p> <p>原因:離隔距離不足は、点検等で動かした後に確実に離隔距離が確保できる場所の日安となるものを準備していなかったため。2022-12-01に協力会社による点検が行われた際に、車両間で必要な離隔距離を確保して保管するよう指示を出しておらず、調達仕様書においても明確に要求をしていなかったため。異なる記載としていたのは、先行プラントの同所達を基に所達の制定作業をした際に、3号機工認説明資料の反映を忘れたため。</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。離隔距離が不足していたこと及び所達において異なる記載としていたことは、可搬型重大事故等対処設備(屋外の車両型設備)に必要な離隔距離を確実に確保できる運用が実施されていないことになるため、技術基準規則及び保安規定の定めを満足することに失敗している状態である。この失敗は、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>スクリーニング:検査指摘事項に該当。基準地震動による地震力により、当該車両型設備は大きな傾きが生じ、他の可搬型重大事故等対処設備に対して波及的影響を及ぼすおそれがあった。監視領域(小分類)「原子力施設安全一重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「設備、資機材」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的にある、設備を適切に整備することに悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価:緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価:SLIV。「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、改善活動を行っているため。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。
			補足情報				

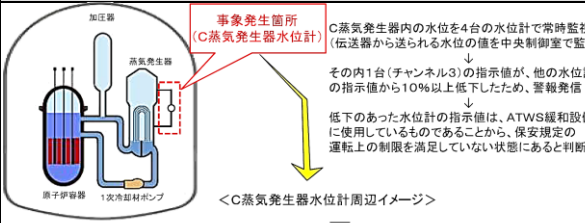
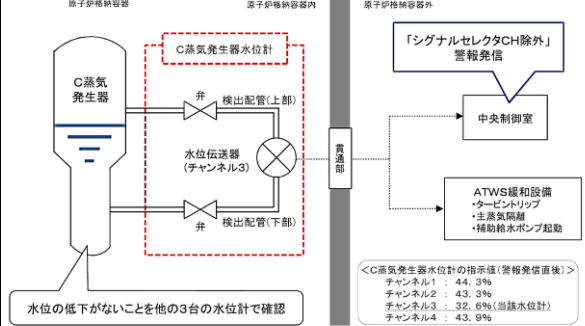
番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-52	大規模損壊訓練における有毒ガス対応内規に基づく指示を行わなかったことに対する不適切な訓練の自己評価 NUCIA 通番：13655M ユニット：伊方発電所3号 発生日(規制委員会判断日)：2023-05-17 登録区分：最終 R04Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-10-05、3号機で実施された大規模損壊訓練において、指揮者は要員に対し、要員自ら臭気等により異常を検知した場合にあらかじめ準備した防護具を着用するよう指示したが、今回の訓練シナリオとして臭気等の訓練付与情報はなく、要員は訓練終了まで防護具を着用することはなかった。有毒ガス対応内規等には、有毒ガスが多量に放出するおそれがある場合、指揮者は要員に対して防護具の着用を指示することと規定されている。しかし、事業者は、訓練実施後の自己評価プロセスにおいて、指揮者が有毒ガス対応内規等に基づく指示(防護具の着用)を行わなかったことに対して問題がないと評価し、報告書を取りまとめ、自己評価を終了させていることを原子力検査官が確認した。</p> <p>問題がないと評価した原因：防護具の準備が完了しており、要員自ら臭気等により異常を検知した場合に速やかに防護具を着用できたはずなので、要員の人命の確保及び活動継続性の確保の観点で問題がないと評価した。</p> <p>パフォーマンス劣化：該当。適切な自己評価がなされていないのは、保安規定の下部規定を満足することに失敗している。「成立性確認訓練マニュアル」に基づく適切な自己評価が実施され、問題点を特定し、必要な改善活動を行うことができたはずであることから、この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>スクリーニング：検査指摘事項に該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全—重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的にある、体制を適切に整備することに悪影響を及ぼした。</p> <p>重要度評価：緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価：SLIV(通知なし)。「原子力安全への実質的な影響」等の要素は確認されていない。事業者は、改めて自己評価を行い、報告書の改定及び状態報告(CR)を発行して必要な改善活動を行っているため。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。
補足情報							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-03	通信障害に伴う衛星電話の一部使用不能による運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番：13642M ユニット：伊方発電所3号 発生日：2023-04-20 登録区分：最終 更新日：2023-05-10	<p>2023-04-20 15:00 頃、原子力規制庁からの連絡を受け調査したところ、定期検査中の3号機において、衛星電話回線に異常があり、衛星電話の一部(4台)が使用不能となっていることを確認した(16:10)。よって、保安規定に定める運転上の制限(*1)を逸脱したと判断した。なお、他の衛星電話や通信機器は問題なく使用できた。</p> <p>*1 モード 5、6 及び使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間、動作可能な衛星電話設備の所要数(12台、その内4台は固定型、8台は可搬型)を満足すること。 (出典：https://www.nra.go.jp/data/000427700.pdf)</p> <p>同日 18:00 に、予備の衛星電話4台を配備。代替措置として、それらを固縛するとともに、必要な検査を実施し、2023-04-28 11:04 に、運転上の制限条件を脱した。</p> <p>安全評価：本事象によるプラントへの影響および環境への放射能の影響はなかった。</p> <p>衛星電話使用不能原因：通信事業者における通信障害。</p>	2023-05-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所において、衛星電話の一部使用不能により運転上の制限を逸脱した事例である。プラントへの影響および環境への放射能の影響はない。原因は、通信事業者における全国的な通信障害。保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>
補足情報			 <p>通話不能となっている衛星電話(対象4台)</p>				
			 <p>代替処置として配備した衛星電話(4台)</p> <p>※通信会社名をマスキングしています</p>				
			<p>図 衛星電話に対する代替措置状況 https://www.ensc.jp/abnormality_report/2023/file/20230420_2.pdf</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-04	<p>通信事業者の衛星通信回線不具合による衛星電話(携帯)使用不能に伴う運転上の制限の逸脱</p> <p>NUCIA 通番: 13638M</p> <p>ユニット: 美浜発電所3号</p> <p>発生日: 2023-04-20</p> <p>登録区分: 最終更新日: 2023-05-10</p>	<p>定格熱出力一定運転中の3号機において、通信事業者の衛星通信回線不具合により、衛星電話(携帯)が使用できなくなったため、2023-04-20 14:05 に保安規定の運転上の制限(*1)を満足していない状態にあると判断した。</p> <p>*1 モード1, 2, 3及び4の場合の、動作可能な衛星電話が所要数(固定9台、携帯5台、可搬1台)を満足すること。https://www.nra.go.jp/data/000427696.pdf</p> <p>安全評価: この期間、他の通信連絡設備等で当該衛星電話の機能は代替可能であり、発電所の運営に問題はない。本事象による環境への放射能の影響もない。</p> <p>2023-04-28、通信事業者から衛星通信回線の不具合解消の連絡を受け、衛星電話(携帯)に異常がないことを確認したことから、同日 13:10 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>衛星電話使用不能原因: 衛星通信を提供するインマルサット社のシステムの設備故障による電力不足のため。発生: 2023-04-17 6:36(日本時間)。</p>	2023-05-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所において、衛星電話の一部使用不能により運転上の制限を逸脱した事例である。プラントへの影響および環境への放射能の影響はない。原因は、通信事業者における全国的な通信障害。保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>インマルサットサービス障害について (2023年4月17日~4月28日)</p>							
			掲載日	2023年4月28日			
			発生日時	2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分まで			
			対象	<ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB ・インマルサット衛星携帯電話 ・インマルサットエアロ ・インマルサットC 			
			詳細内容	<p>対象サービスと影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月22日(土)午後8時45分) <p>インマルサット社の対処により応急復旧※しております。しかし、日本より西の海域、アジア圏一部エリアについては、故障した太平洋衛星ではなくインド洋衛星でのサービスとなるため、ご利用しづらい場合がございます。ご利用しづらい場合は以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。</p> <p>※応急復旧: 暫定的にサービスを復旧させること。本サービスの完全復旧について、インマルサット社は次期衛星での復旧を予定しております(年内予定)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサット衛星携帯電話 (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分) <p>インマルサット社の対処により日本国内は復旧しております。ご利用しづらい場合は、以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットエアロ (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前4時10分) <p>インマルサット社の対処により復旧しております。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットC (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前6時00分) <p>インマルサット社の対処により復旧しております。</p> <p>原因</p> <p>インマルサット社の衛星の電源設備故障による電力不足</p> <p>【復旧対処】</p> <p>インマルサット社にて、衛星に搭載している機器について、故障していない電源設備で賄える電力範囲内の機器のみを稼働させることで、サービスを復旧いたしました。</p>			
			対象地域	東アジア圏・太平洋エリア			
<p>https://www.notice.kddi.com/news/mainte/content/syougai/inmarsat_00037353.html</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-05	<p>通信事業者の衛星通信回線不具合による衛星電話(携帯)使用不能に伴う運転上の制限の逸脱</p> <p>NUCIA 通番: 13639M</p> <p>ユニット: 高浜発電所 1,3,4号</p> <p>発生日: 2023-04-20</p> <p>登録区分: 最終</p> <p>更新日: 2023-05-10</p>	<p>定検中の1号機と定格熱出力一定運転中の3,4号機において、通信事業者の衛星通信回線不具合により、衛星電話(携帯)が使用できなくなったため、2023-04-20 14:05に保安規定の運転上の制限(*1)を満足していない状態であると判断した。</p> <p>*1 モード1,2,3及び4の場合の、動作可能な衛星電話が所要数(固定21台、携帯16台、可搬1台)を満足すること。</p> <p>モード5,6及び使用済み燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間、動作可能な衛星電話が所要数(固定21台、携帯16台、可搬1台)を満足すること。</p> <p>https://www.nra.go.jp/data/000427696.pdf</p> <p>安全評価: この期間、他の通信連絡設備等で当該衛星電話の機能は代替可能であり、発電所の運営に問題はない。本事象による環境への放射能の影響もない。</p> <p>2023-04-28、通信事業者から衛星通信回線の不具合解消の連絡を受け、衛星電話(携帯)に異常がないことを確認したことから、同日 13:10に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>衛星電話使用不能原因: 衛星通信を提供するインマルサット社のシステムの設備故障による電力不足のため。発生: 2023-04-17 6:36(日本時間)。</p>	2023-05-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所において、衛星電話の一部使用不能により運転上の制限を逸脱した事例である。プラントへの影響および環境への放射能の影響はない。原因は、通信事業者における全国的な通信障害。保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>インマルサットサービス障害について</p> <p>(2023年4月17日~4月28日)</p>			<p>掲載日 2023年4月28日</p> <p>発生日時 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分まで</p> <p>対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB ・インマルサット衛星携帯電話 ・インマルサットエアロ ・インマルサットC <p>対象サービスと影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB <p>(障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月22日(土)午後8時45分)</p> <p>インマルサット社の対処により応急復旧※しております。しかし、日本より西の海域、アジア圏一部エリアについては、故障した太平洋衛星ではなくインド洋衛星でのサービスとなるため、ご利用しづらい場合がございます。ご利用しづらい場合は以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。</p> <p>※応急復旧: 暫定的にサービスを復旧させること。本サービスの完全復旧について、インマルサット社は次期衛星での復旧を予定しております(年内予定)。</p> <p>・インマルサット衛星携帯電話</p> <p>(障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分)</p> <p>インマルサット社の対処により日本国内は復旧しております。ご利用しづらい場合は、以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。</p> <p>・インマルサットエアロ</p> <p>(障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前4時10分)</p> <p>インマルサット社の対処により復旧しております。</p> <p>・インマルサットC</p> <p>(障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前6時00分)</p> <p>インマルサット社の対処により復旧しております。</p> <p>原因</p> <p>インマルサット社の衛星の電源設備故障による電力不足</p> <p>【復旧対処】</p> <p>インマルサット社にて、衛星に搭載している機器について、故障していない電源設備で賄える電力範囲内の機器のみを稼働させることで、サービスを復旧いたしました。</p> <p>対象地域 東アジア圏・太平洋エリア</p> <p>https://www.notice.kddi.com/news/mainte/content/syougai/inmarsat_00037353.html</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-06	<p>通信事業者の衛星通信回線不具合による衛星電話(携帯)使用不能に伴う運転上の制限の逸脱</p> <p>NUCIA 通番: 13640M</p> <p>ユニット: 大飯発電所 3,4号</p> <p>発生日: 2023-04-20</p> <p>登録区分: 最終</p> <p>更新日: 2023-05-10</p>	<p>定格熱出力一定運転中の3、4号機において、通信事業者の衛星通信回線不具合により、衛星電話(携帯)が使用できなくなったため、2023-04-20 14:05 に保安規定の運転上の制限(*1)を満足していない状態にあると判断した。</p> <p>*1 モード1、2、3及び4の場合の、動作可能な衛星電話が所要数(固定6台、携帯9台、可搬1台)を満足すること。 https://www.nra.go.jp/data/000427696.pdf</p> <p>安全評価: この期間、他の通信連絡設備等で当該衛星電話の機能は代替可能であり、発電所の運営に問題は無い。本事象による環境への放射能の影響もない。</p> <p>2023-04-28、通信事業者から衛星通信回線の不具合解消の連絡を受け、衛星電話(携帯)に異常がないことを確認したことから、同日 13:30 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>衛星電話使用不能原因: 衛星通信を提供するインマルサット社のシステムの設備故障による電力不足のため。発生: 2023-04-17 6:36(日本時間)。</p>	2023-05-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所において、衛星電話の一部使用不能により運転上の制限を逸脱した事例である。プラントへの影響および環境への放射能の影響はない。原因は、通信事業者における全国的な通信障害。保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>インマルサットサービス障害について (2023年4月17日~4月28日)</p>			掲載日	2023年4月28日		<p>対象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB ・インマルサット衛星携帯電話 ・インマルサットエアロ ・インマルサットC 	
<p>発生日時</p> <p>2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分まで</p>			<p>対象サービスと影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサットBGAN/FB/SB (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月22日(土)午後8時45分) <p>インマルサット社の対処により応急復旧※しております。しかし、日本より西の海域、アジア圏一部エリアについては、故障した太平洋衛星ではなくインド洋衛星でのサービスとなるため、ご利用しづらい場合がございます。ご利用しづらい場合は以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。 ※応急復旧: 暫定的にサービスを復旧させること。本サービスの完全復旧について、インマルサット社は次期衛星での復旧を予定しております(年内予定)。</p>				
<p>詳細内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インマルサット衛星携帯電話 (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前6時36分から2023年4月28日(金)午前2時40分) インマルサット社の対処により日本国内は復旧しております。ご利用しづらい場合は、以下グローバルネットワークオペレーションセンターにご連絡ください。 ・インマルサットエアロ (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前4時10分) インマルサット社の対処により復旧しております。 ・インマルサットC (障害発生時間: 2023年4月17日(月)午前7時50分から2023年4月19日(水)午前6時00分) インマルサット社の対処により復旧しております。 <p>原因</p> <p>インマルサット社の衛星の電源設備故障による電力不足</p> <p>【復旧対処】</p> <p>インマルサット社にて、衛星に搭載している機器について、故障していない電源設備で賄える電力範囲内の機器のみを稼働させることで、サービスを復旧いたしました。</p>			<p>対象地域</p> <p>東アジア圏・太平洋エリア</p>				
<p>https://www.notice.kddi.com/news/mainte/content/syougai/inmarsat_00037353.html</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-07	蒸気発生器水位計の指示低下に係る運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番：13643M ユニット：高浜発電所3号 発生日：2023-04-22 登録区分：最終 更新日：2023-05-17	<p>2023-04-22 10:32、定格熱出力一定運転中の3号機において、「シグナルセクタ CH 除外」警報(*1)が発信した。関連パラメータを確認したところ、C 蒸気発生器(SG-C)の4系統ある水位計のうち、ATWS緩和設備(*2)に使用する1系統の指示値が低下していた。他の3系統の水位計の指示値に変動はなく、水位は安定していることから、当該水位計が動作不能と判断し、同日 11:10 に保安規定の運転上の制限(*3)を満足していない状態にあると判断した。</p> <p>*1 正常なチャンネル(CH)のデータが、他の正常なCHのデータから一定値以上離れた場合、当該CHを異常として除外したことを示す警報。</p> <p>*2 運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合または発生した場合において、原子炉を未臨界に移行するための設備。具体的には、原子炉を緊急停止できない状態において、原子炉を未臨界に移行するための設備として、主蒸気隔離信号、タービントリップ信号、タービン動補助給水ポンプ起動信号、電動補助給水ポンプ起動信号の発信機能を有した設備である。</p> <p>*3 ATWS緩和設備において、モード1及び2の時にSG水位計との動作可能なチャンネル系統数が所要数(3)を満足する。</p> <p>警報発信原因：水位の値を中央制御室へ送るための伝送器の不良。</p> <p>その後、当該伝送器を予備品に取り替え、健全性に問題がないことを確認したので、2023-04-25 14:43 に運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>安全評価：プラントの運転状態に問題はなく、本件による環境への放射能の影響はない。</p> <p>再発防止対策：当該水位計の伝送器を予備品(新品)に取り替えた。</p>	<p>2023-05-17</p> <p>事務局</p> <p>⑤</p> <p>—</p>	<p>本件は、原子力発電所において、「シグナルセクタ CH 除外」警報が発し、SG 水位計の 1 チャンネルが動作不能となり、運転上の制限を逸脱した事例である。プラントへの影響および環境への放射能の影響はない。原因は、当該チャンネルに使用されている伝送器の故障。それを予備品と取り換えることで、保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>			
補足情報					<p>図 発生箇所</p>  <p>図 ATWS 緩和設備</p> 		

番号	件名	概要	受領日	担当	0次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-08	<p>空气中放射性物質濃度の測定計算書に係る係数の誤り</p> <p>NUCIA 通番：13654M</p> <p>ユニット：川内発電所 1,2号</p> <p>発生日(規制委員会判断日)：2023-05-17</p> <p>登録区分：最終 R04Q4 原子力規制検査報告書</p> <p>指摘事項名：放射線管理区域内の放射線作業環境測定における不適切な評価</p>	<p>1、2号機における放射線管理区域内での放射性物質による汚染が発生する可能性のある作業の作業環境評価に用いる放射線管理区域内の空气中の天然核種を除く放射性ダスト濃度の算出方法について、事業者の社内規定に定められている計算式に適用する定数の値に誤りがあることが確認された。具体的には、濃度を算出する過程において、測定装置で得られる測定値から、α線とβ線の正味計数率を求めるために「自然放射性ダストの$\alpha + \beta$線とα線の正味計数率の比」を定数として定めているが、正味計数率の比ではなく、測定装置のバックグラウンド値を含んだ測定値の比を用いていた。この状態は、1983年から継続しており、2003年及び2019年に測定装置を更新した際も適切な見直しが行われなかった。なお、濃度は、作業者のマスク着用判断に用いられており、不適切な濃度に基づきマスク着用要否の判断をしていた。</p> <p>安全評価：測定された濃度は、法令で定める基準値を十分下回っていると、これまでに有意な内部被ばくは確認されていない。</p> <p>原因：①・定数の値を正味計数率から算出することを、社内規定に具体的に明記していなかった。②装置を変更した場合は定数の値を算出し、定数の値の見直しの要否について検討することを社内規定に明記していなかった。</p> <p>再発防止対策：社内規定を改正し、次の運用を明確化する。①定数の値は、正味計数率から算出すること。②装置を変更した場合は定数の値を算出し、定数の値の見直しの要否について検討すること。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>規制検査報告書(抜粋)</p>			<p>2022-12-12 から実施した 1,2 号機における放射線被ばく評価及び個人モニタリングのチーム検査において、ホールボディーカウンターの定期測定ができない場合の内部被ばく評価活動を確認したところ、作業環境評価に用いる放射線管理区域内の空气中放射性物質濃度の算出に必要な管理要領に定められている計算式に適用する定数の値に誤りがあることを原子力検査官が確認した。原子力検査官が確認した記録の範囲において、空气中放射性物質濃度は、正味計数率の比を用いた場合と測定値の比を用いた場合ではα線に比例したβ線の寄与が 2 倍程度過剰に減算されることが確認された。</p> <p>パフォーマンス劣化：該当。管理要領に誤りがあること及び測定装置更新時に定数の値を再評価しなかったことは、保安規定を満足することに失敗している。この失敗は合理的に予測可能で、予防する措置を講ずることが可能だった。</p> <p>スクリーニング：検査指摘事項に該当。「従業員に対する放射線安全」の監視領域(小分類)の属性「プログラム及びプロセス」に関連付けられ、その目的「通常の商用原子炉の運転における放射性物質による被ばくから従業員の健康と安全を適切に守ることを確保すること」に悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価：緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価：SLIV(通知なし)。「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、本件について状態報告(CR)情報に登録し、定数の値を正味計数率の比に見直すこと、測定装置を更新した場合は定数の値の見直しの要否について検討することを規定文書に明記する等の是正処置の検討に着手しているため。</p>				