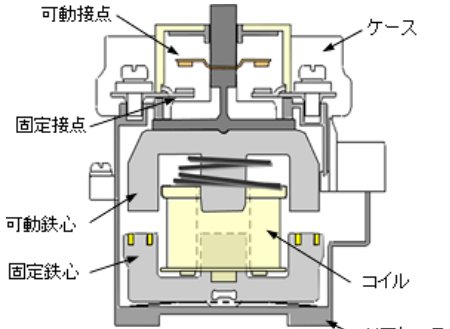


1次スクリーニング結果(案)

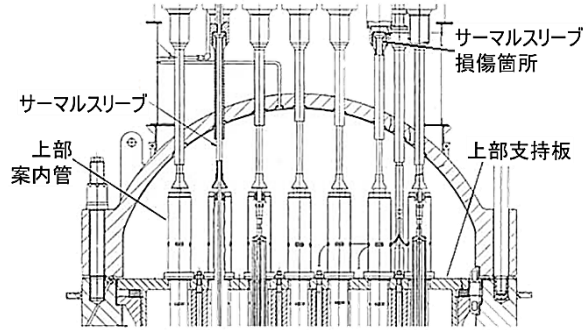
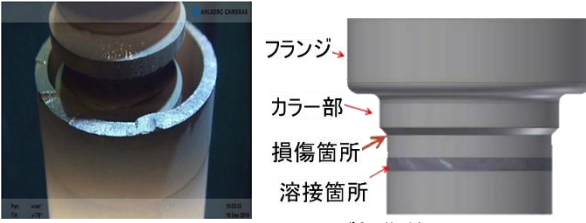
2020-08-19
 技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	2	0	0	0	0	0	0	0	2
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	1	0	0	1	0	0	2
IRS IAEA International Reporting System	0	18	7	4	3	0	0	3	35
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	3	0	0	0	0	0	0	3
国内 法令報告書、保安検査報告書、ニューシア	0	4	0	0	5	12	0	0	21
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	2	0	2
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0
計	2	25	8	4	8	13	2	3	65

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																																																								
					基準/2次	INES	処理結果																																																																						
IN2019-10	EATON/CUTLER HAMMER A200 及び Freedom シリーズ電磁接触器で報告された故障	<p>目的: Eaton/Cutler Hammer A200 および Freedom シリーズの電磁接触器の多くは原子力安全関連にも適用されているが、特定の条件下で閉じたままとなり、その安全機能を果たせない場合があることを告知すること。原子力事業者は、本 IN が自施設に関連するかどうか、措置の要否について検討することが期待されている。</p> <p>A200 シリーズ電磁接触器に関して以前発生した故障は、製造工程で使用される特定の材料に起因し、特定の製造日に限定されると考えられていた。しかし、広範な故障製品分析の結果、製造日以外の故障メカニズム、すなわち、電磁接触器の固定鉄心と可動鉄心との積層体から出た有機物がそれぞれの接触子面を汚染するというものである。それは最近の設計変更に伴うものではなく、オリジナル設計からそうである。様々な試験により、ある条件下で有機系非金属材料が浸出し、固定鉄心と可動鉄心の合わせ面に移動してくることを確認した。磁極面表面への移動が起こると、その材料は熱、水分、酸素によって劣化し、電磁接触器を固着させる。その故障モードの寄与・加速因子は、①温度(低電圧ドロップアウトコイル、コイル印加電圧、環境温度)、②時間(励磁時間、開閉動作サイクルの長時間欠如)。この材料を用いている製品は、A200(サイズ 1-4)と Freedom(サイズ 2-4)である。D15、AR、BF リレー製品にも同種の材料が用いられているが、故障報告はない。</p> <p>NSAL-19-2 によると、Eaton/Cutler Hammer は、市販の電磁接触器に使用される積層コーティング材料の変更を計画している。Freedom と A200 シリーズ製品(サイズ 1-4)は、多くの異なる安全及び非安全関連用途で使用されているが、この故障モードは連続的に励磁される用途に限定されるとしている。よって、この問題の安全上の重要度は、サイト依存であり、その使用状況によって変化する。安全重要度に影響を及ぼす因子: ①モーターコントロールセンターキュービクルにおける遮断器手動開放の有無及び手動開放頻度、②特定の事故シナリオ中に自動的に給電停止する目的で電磁接触器を開放する必要性の有無。</p> <p>推奨措置: ①据付け開閉されず連続励磁状態にある Freedom 及び A200 シリーズの電磁接触器は、できるだけ早い機会に開閉動作サイクルを行うこと、②開放に失敗する A200 及び Freedom シリーズ電磁接触器は、新材料を使用した製品と交換すること。③重要系統に用いられ連続使用されているがのべ使用時間が 1 年未満のものも新品を交換すること。これら一般製品の安全系転用手順についても改定する。</p>	2019-12-04	事務局	③	—	<p>本件は、EATON/CUTLER HAMMER A200 及び Freedom シリーズ電磁接触器の不良製品報告である。いずれも一般商用品の安全系転用において、開放固着の可能性が示された。</p> <p>国内では、当該製品の原子力安全系への転用が認められておらず、国内プラントの安全系では用いられていないことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>  <p>参考図 電磁接触器内部構造例 (本件のもではない) https://www.mitsubishielectric.co.jp/fa/products/lvd/lvsw/pmerit/sscon/endurance.html</p>																																																																						
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。		<p>状況説明: 電源が切られたときに Eaton/Cutler Hammer の電磁接触器が閉じたまま固着する事例に関する Part 21 報告が複数出ている。ディアブロ・キャニオン発電所で 8 回、サスケハナで 7 回、ラサールで 6 回など。これらの電磁接触器は、安全系に転用使用されている一般産業品である。A200 シリーズ接触器の多くは、元々、ウェスティングハウス(WH)によって供給され、WH 製モーターコントロールセンター(MCC)に設置されていた。</p> <p>最近、ラサール及びサスケハナ原子力発電所において故障した電磁接触器が、それぞれの供給業者(WH 及び AZZ/NLI)に戻され、両社が故障根本原因評価を行った。AZZ/NLI による根本原因分析は、特定の返品された機器に限定されたが、両評価は、同様の結論に達した。</p> <p>NSAL-19-2 R0、「非通電時の開放に失敗した電磁接触器」 https://www.nrc.gov/docs/ML1926/ML19269B709.pdf</p> <p>Part 21 2019-05-00、「Part 21 初回報告: EATON A200 シリーズ起動器/電磁接触器」 https://www.nrc.gov/docs/ML1905/ML19053A499.pdf</p> <p>Part 21 2015-81-00、「Eaton/Cutler Hammer A200 シリーズの起動器と電磁接触器」 https://www.nrc.gov/docs/ML1535/ML15357A042.pdf</p>			<p>NSAL-19-2 に示された当該電磁接触器納入プラント名</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Angra</th> <th>高浜*1</th> <th>Prairie Island</th> <th>Limerick</th> <th>Fermi</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Braidwood</td> <td>Vandellòs</td> <td>Salem</td> <td>Nine Mile Point</td> <td>Grand Gulf</td> </tr> <tr> <td>Callaway</td> <td>Watts Bar</td> <td>Shin Kori</td> <td>Palisades</td> <td>Kori</td> </tr> <tr> <td>Columbia</td> <td>ANO</td> <td>Three Mile Island</td> <td>Quad Cities</td> <td>McGuire</td> </tr> <tr> <td>Daya Bay</td> <td>Browns Ferry</td> <td>V.C. Summer</td> <td>Seabrook</td> <td>North Anna</td> </tr> <tr> <td>Doel</td> <td>Calvert Cliffs</td> <td>Wolf Creek</td> <td>Sizewell B</td> <td>Palo Verde</td> </tr> <tr> <td>FitzPatrick</td> <td>Cooper</td> <td>Ascó</td> <td>Turkey Point</td> <td>River Bend</td> </tr> <tr> <td>Hatch</td> <td>D.C. Cook</td> <td>Brunswick</td> <td>Vogtle</td> <td>Sequoyah</td> </tr> <tr> <td>Krško</td> <td>Duane Arnold</td> <td>Catawba</td> <td>Hanbit</td> <td>STP</td> </tr> <tr> <td>Millstone</td> <td>Fort Calhoun</td> <td>Comanche Peak</td> <td>Beaver Valley</td> <td>Hanul</td> </tr> <tr> <td>Oconee</td> <td>Hope Creek</td> <td>Diablo Canyon</td> <td>Byron</td> <td>Waterford</td> </tr> <tr> <td>Peach Bottom</td> <td>LaSalle</td> <td>Farley</td> <td>Clinton</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Robinson</td> <td>Monticello</td> <td>GINNA</td> <td>Davis Besse</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Shearon Harris</td> <td>Oyster Creek</td> <td>Indian Point</td> <td>Dresden</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 使用されていないことを確認済み。</p>			Angra	高浜*1	Prairie Island	Limerick	Fermi	Braidwood	Vandellòs	Salem	Nine Mile Point	Grand Gulf	Callaway	Watts Bar	Shin Kori	Palisades	Kori	Columbia	ANO	Three Mile Island	Quad Cities	McGuire	Daya Bay	Browns Ferry	V.C. Summer	Seabrook	North Anna	Doel	Calvert Cliffs	Wolf Creek	Sizewell B	Palo Verde	FitzPatrick	Cooper	Ascó	Turkey Point	River Bend	Hatch	D.C. Cook	Brunswick	Vogtle	Sequoyah	Krško	Duane Arnold	Catawba	Hanbit	STP	Millstone	Fort Calhoun	Comanche Peak	Beaver Valley	Hanul	Oconee	Hope Creek	Diablo Canyon	Byron	Waterford	Peach Bottom	LaSalle	Farley	Clinton		Robinson	Monticello	GINNA	Davis Besse		Shearon Harris	Oyster Creek	Indian Point	Dresden	
Angra	高浜*1	Prairie Island	Limerick	Fermi																																																																									
Braidwood	Vandellòs	Salem	Nine Mile Point	Grand Gulf																																																																									
Callaway	Watts Bar	Shin Kori	Palisades	Kori																																																																									
Columbia	ANO	Three Mile Island	Quad Cities	McGuire																																																																									
Daya Bay	Browns Ferry	V.C. Summer	Seabrook	North Anna																																																																									
Doel	Calvert Cliffs	Wolf Creek	Sizewell B	Palo Verde																																																																									
FitzPatrick	Cooper	Ascó	Turkey Point	River Bend																																																																									
Hatch	D.C. Cook	Brunswick	Vogtle	Sequoyah																																																																									
Krško	Duane Arnold	Catawba	Hanbit	STP																																																																									
Millstone	Fort Calhoun	Comanche Peak	Beaver Valley	Hanul																																																																									
Oconee	Hope Creek	Diablo Canyon	Byron	Waterford																																																																									
Peach Bottom	LaSalle	Farley	Clinton																																																																										
Robinson	Monticello	GINNA	Davis Besse																																																																										
Shearon Harris	Oyster Creek	Indian Point	Dresden																																																																										

IRS 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準 / 2 次	INES	処理結果
IRS8732 更新 2019-04-19			2019-04-19	事務局	2 次	1	<p>本件は、仏国 PWR で発見された CRDM のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により完全に分離し、その残片が制御棒動作を妨げた報告 (IRS8732) の更新情報である。米国からの報告と合わせて、二次スクリーニング調査・分析に移行している。</p> <p>参考情報: 運転寿命を延ばすサーマルスリーブ修理技術 (抜粋)</p>  <p>最近、複数の原子炉容器上蓋の供用中検査にて、サーマルスリーブの摩耗が見つっている。摩耗は、サーマルスリーブと CRDM 管台内側表面との接触による。フラマトム社は、世界で 70 プラントを検査し、32 本以上のサーマルスリーブを修理・交換してきた。</p> <p>2018 年に、仏国の運転事業者が起動中に、制御棒固着が発生したことを報告した (INES-1)。固着は、摩耗して CRDM 管台内に挟まったサーマルスリーブ分離片による可能性が示された。このプラントの運転期間は、上蓋交換後、18 全出力炉年未満であった。当該サーマルスリーブは中央位置のもので、交換された。その後、運転事業者は仏国の全ての上蓋を調査することを決めた。</p> <p>フラマトム社が開発したサーマルスリーブ放電加工機は、管台の内側で使用でき、上蓋の下からサーマルスリーブを取り除くことができる。また、下から挿入して溶接も可能な新サーマルスリーブも開発した。さらに、補強材として機能し、サーマルスリーブ摩耗も防ぐスペーサーも開発した。2020 年に仏事業者に提供予定である。</p> <p>https://www.framatome.com/EN/business-news-1648/thermal-sleeve-repair-technology-extends-operating-life.html</p>
					補足情報		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング				
					基準/2次	INES	処理結果		
IRS8837		<p>本報告は、ウェスティングハウス社(WH)から、Part 21 2019-39として報告されたものであり、仏国で見つかったサーマルスリーブ摩耗・分離とは異なる形態のサーマルスリーブの破損事象である。</p> <p>あるウェスティングハウス社(WH)製 PWR で、2019 年の計画停止中に、制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブが破損し外れているのが確認された。破損は、サーマルスリーブ管の全断面においてフランジの摩耗領域直下で発生。サーマルスリーブに関する今までの運転経験と異なり、摩耗とは形態の異なるサーマルスリーブ劣化に関連する欠陥が特定された。影響を受けたプラントデータによると、フランジカラー領域に亀裂のような兆候を有する場所がある。制御棒の動作が妨げられた証拠はないが、WH社は、保守的にこの状態が修正されなければ、実質的な安全上の危険性(SSH)を生じる可能性があるとして報告した。</p> <p>事象原因:①フランジ摩耗領域直下にはカラー部があり、その形状変化部には応力集中が生じる。②機械的疲労及び破損に関連する欠陥。以上から、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し、疲労割れに至ったと推測される。</p> <p>安全評価:①制御棒の機能性は、LTR-NRC-18-34で報告されているフランジ摩耗(Part 21 2018-10)だけでなく、それと同時に別のサーマルスリーブ管の破損・分離によっても悪影響を受ける可能性がある。②この状態は、PWROG-16003-P改訂2で設定されたフランジ摩耗基準に達する前に発生する可能性がある。③今までにPWROG-16003-P改訂2、およびNSAL-18-1は、今回の運転経験を言及していない。④この状態を監視及び修正しない場合、複数の制御棒の挿入が阻害されSSHが発生する可能性がある。</p> <p>ただし、これがSSHをもたらす可能性は低い。この経験が初めて見つかったものだから。WH社は、影響を受けたプラントが、現在の運転サイクル中に制御棒が2本以上固着することはないと考えている。たとえ複数の制御棒固着が発生したとしても、そのような事象は、許可取得者のATWS解析によって包絡されている。既知の摩耗条件及び摩耗率に基づくと、プラントは、少なくとも1サイクルの間、または目視検査を実施する次の機会まで安全に運転することができる。</p>	2020-01-09	事務局	2次へ	-	<p>本件は、PWRのCRDMのサーマルスリーブの破損事象の報告()である。この事象は、IN2018-10「サーマルスリーブフランジ摩耗による制御棒固着」とは異なる破損モードである。</p> <p>本事象にはCRDMの運転時間が関わることから、国内PWRでただちに発生する問題とは考えにくい。IN2018-10と合わせて2次スクリーニングに移行する。</p> <p>「Part 21 2019-00-39より抜粋」</p> <p>影響を受ける可能性のあるプラントは、次のWH社設計プラントである:①T-Coldプラントとして知られる、原子炉容器頂部バイパス流量が大きい状態で運転されているプラント。②フランジの直下にカラー(又は上部センタリングパッドリング)を有するサーマルスリーブが用いられているプラント。</p> <p>Asco 2, Braidwood 1/2, Byron 1/2, Callaway, Catawba 1/2, Comanche Peak 1/2, Doel 4, Hanbit 1/2, Kori 3/4, Maanshan 1/2, Seabrook, Sizewell B, Tihange 3, Vogtle 1/2, Wolf Creek</p> <p>関連文献</p> <p>Part 21 2019-00-39, https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML2006J583.pdf</p> <p>Part 21-2018-01-01, https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML1819A275.pdf</p> <p>Part 21 2018-01 00, https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML1814B678.pdf</p> <p>NSL-18-1, https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML1819A275.pdf</p>		
Part 21 2019-39	原子炉容器貫通制御棒駆動機構サーマルスリーブの切断損傷		補足情報						
			<p>是正措置:①この欠陥を知らせるために、WH社は、2020年初頭に影響を受ける許可取得者に書信を提供する予定。②その書信は、今後の検査ガイダンスに関する最新の推奨事項を提供する予定。</p> <p>背景情報: 仏国PWRにおける制御棒駆動機構(CRDM)サーマルスリーブの劣化はIRS8732で報告された。2018-05にウェスティングハウス社(WH)より、Part 21 2018-10が報告された。サーマルスリーブフランジ部摩耗に着目したもので、摩耗が進展し、サーマルスリーブが分離すると、制御棒動作に影響を与える潜在的リスクがある。又、サーマルスリーブ摩耗が、より進展し易いのは、原子炉容器頂部バイパス流量が大きいT-Coldプラントとしている。</p>						
			 <p>図 原子炉容器上蓋</p>						
			 <p>図 サーマルスリーブ損傷箇所</p>						
			<p>https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML2006J583.pdf</p>						
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。									

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8769			2019/03/27	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の24時間連続運転試験を行った後に、EDG室天井部の排気管貫通部付近で小火が発生した事例である。原因は、高温の排気管で貫通部が熱され、天井コンクリートの温度も上がり屋根部のタール紙が溶け木製の帯板(補強目的)に落下したため。根本原因は、排気管貫通部のクリアランスがなく、空冷が十分なされない設計と、その周辺に可燃物が用いる設計である。いずれも、設計段階のリスク評価に課題があった。</p> <p>建屋・構造設計における品質保証、リスク管理の問題であることから、以上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>「EDGの24時間連続運転試験について」</p> <p>国内原子力発電事業者は、標準保安規定を検討する際に、米国の標準技術仕様書を参考にしたが、サーベランス要求「力率[0.9]以下で24時間以上運転」は、以下の理由で採用していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> • PWRにおいては、運転中の負荷試験、定期検査ごとの「非常用予備発電装置機能試験」、「非常用ディーゼル発電機分解検査」によりディーゼル発電機の健全性は確認できる。 • BWRにおいては、現状の負荷運転(100%負荷で30分保持)で機関各部の温度は安定するので長時間運転しなくても健全性は確認できていると考えられる。 <p>ただし、国内でも工場出荷前試験およびサイト使用前試験では、長時間運転を行なっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 工場出荷前試験:24時間運転 • サイト使用前試験:3-4時間連続負荷運転
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めににより公開できません。							

参考情報: EDG の 24 時間連続運転試験について

米国規制ガイド(RG)1.9「非常用ディーゼル発電機の試験要求」

RG1.9 では、IEEE Std 387-1995 (R2007)を参照して、「耐久負荷」試験を、「使用前試験」時と「システム運転試験」時に行うことを求めている。

耐久負荷試験

RG1.9: IEEE387を補足。少なくとも24時間、EDGが最悪の出力で連続運転できる能力を示すこと。このうち2時間は連続運転定格の105-110%で、22時間は90-100%とする。試験プロセスは、要求周波数と電圧が保持されることを検証するものであること。

IEEE 387: 少なくとも8時間の負荷容量能力があることを示すこと。このうち2時間は、EDGの短時間定格と等価で、6時間は連続運転定格の90-100%であること。使用前試験時は、それぞれ、2時間と22時間とする。電圧と周波数要求が保持されることを検証する。

使用前試験

RG1.9 (IEEE 387): サイト受入れ試験完了後に、EDGとそのシステムが、適切に起動、運転できることを示す目的の試験。

システム運転試験

RG1.9 (IEEE 387): 一連の試験により、模擬した事故条件下でEDGが意図した機能を果たすことができることを示す。この試験は、2年ごとの燃料交換停止時に行うこと。

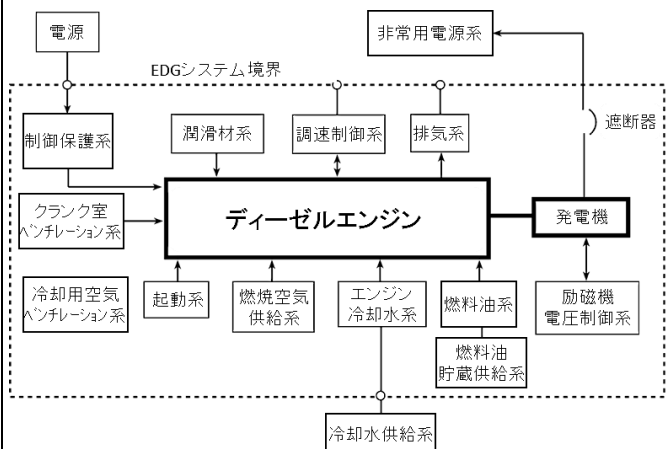


図 EDG システムの境界 (RG1.9のFigure 1から技術基盤課が作成)

米国標準技術仕様書と国内標準保安規定

出典: (独)原子力安全基盤機構、原子炉施設保安規定とStandard Technical Specificationsの比較表(その1)(BWR)、(その2)(PWR)、平成17年4月

BWR SR3.8.1.14: DG毎に力率[0.9]以下で24時間以上の運転が行われることを確認する。/頻度[18ヵ月]

- a. [3,100]kW以上、[3,400]kW以下の負荷で[2]時間以上。
- b. [2,850]kW以上、[3,150]kW以下で、残余の試験時間。

国内 BWR: 当該サーベランス要求は保安規定にない。現状の負荷運転(100%負荷で30分保持)で機関各部の温度は安定するので長時間運転しなくても健全性は確認できていると考えられる。

PWR SR3.8.1.14: DG毎に力率[0.9]以下で24時間以上の運転が行われることを確認する。/頻度[18ヵ月]

- a. [5250]kW以上、[5500]kW以下の負荷で[2]時間以上。
- b. [4500]kW以上、[5000]kW以下で、残余の試験時間。

国内 PWR: 運転中の負荷試験、定期検査ごとの「非常用予備発電装置機能検査」、「非常用ディーゼル発電機分解検査」によりディーゼル発電機の健全性は確認できる。また、ディーゼル発電機1台が起動失敗したとしても安全解析上単一故障を考慮している。

(参考情報)国内でも工場出荷前試験およびサイト使用前試験では、長時間運転を行なっている。

- 工場出荷前試験: 24時間運転
- サイト使用前試験: 3-4時間連続負荷運転

出典: 電力中央研究所、研究報告 P00001、原子力発電所に関する確率的な安全評価の機器故障率の算出(1982年度~1997年度16ヵ年49基データ改訂版)

故障率の差の考察(抜粋): 日本と米国のプラント機器に対するメンテナンスを比較した場合、米国の予防保全は、主に技術仕様書(TS)に基づくサーベランステストとASME Code(O&M OF NPPs)に基づく検査であり、TSに基づくサーベランステストが安全系の機器を対象とするのに対し、日本の定検における予防保全は、安全系に限らず広範囲に実施され、また米国が機能試験を中心としているのに対し、日本では分解点検を重視している。このようなメンテナンスの差が、機器の信頼性の差の一因をなすものと思われる。

EDG 故障発生頻度、故障率

出典: J. of the Institute of Nuclear Safety System, 2011, Vol. 18、日米の原子力発電所における非常用ディーゼル発電機不具合の傾向分析

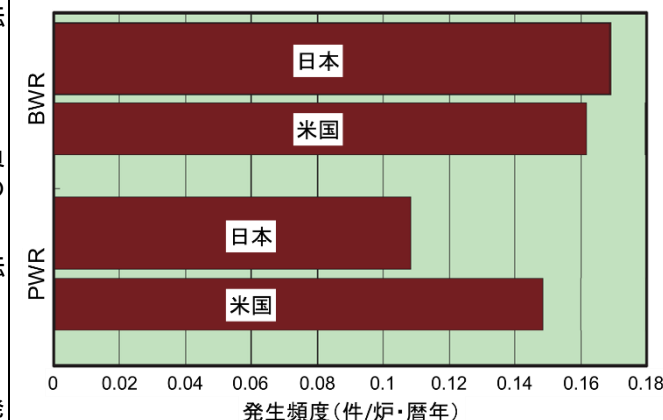


図 日米の EDG 炉型毎の故障発生頻度 (出典の図 5、10 から技術基盤課が作成)

出典: JANSI-CFR-02、故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定、2016年6月

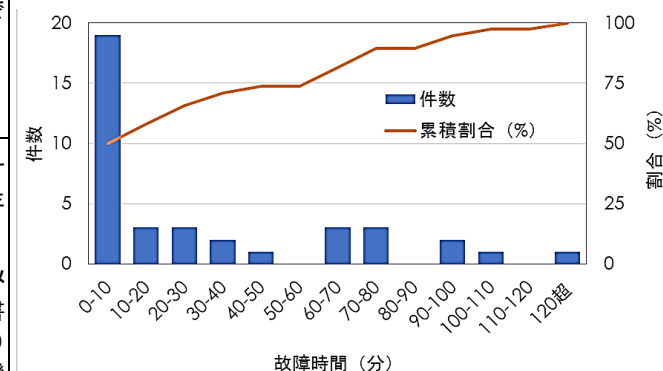
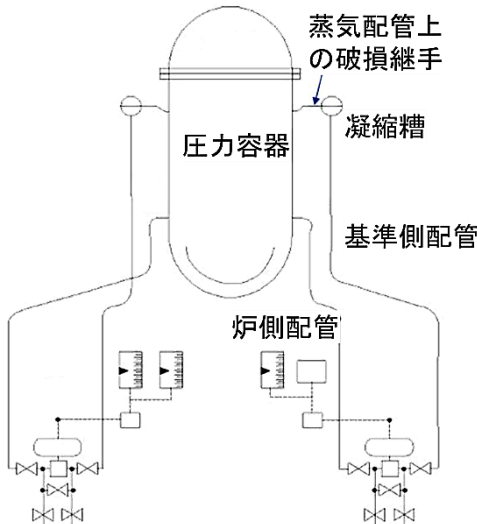




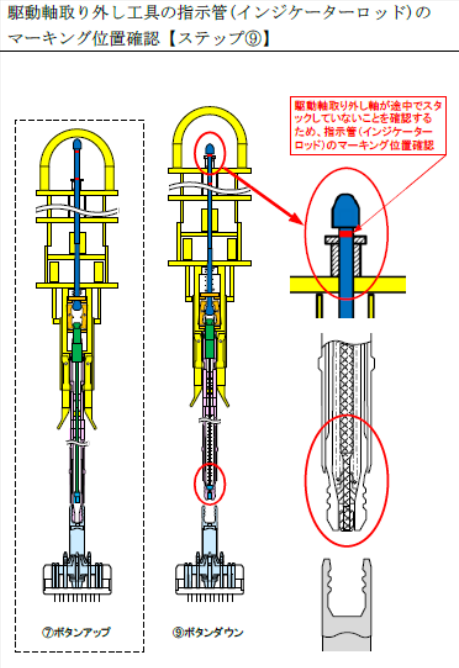
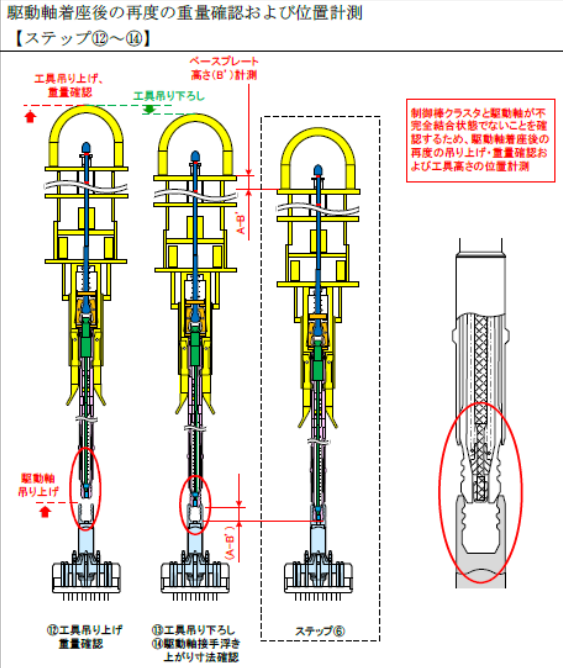
図 国内 EDG 起動失敗事象における故障までの時間 (出典の表 4-2 から技術基盤課が作成)

考察: 日本の EDG 故障率は、米国と同等か低い。EDG 故障は、約 75%が 60 分以内で、50%以上が 10 分以内に発生している。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8832		2019-03-28、米国のブランズウィック-1号機(BWR、938 MWe、定格出力中)において、狭帯域原子炉水位計異常高、ドライウェル(DW)圧力及びDW床ドレン漏れが増加し始めたので、手順に沿ってDWベントを行い原子炉停止させた。停止後操作で、炉圧を制御するために手動で主蒸気隔離弁(MSIV)を閉じた後、外側MSIV開ける途上、内側MSIV閉状態時に格納容器隔離系(PCIS)が作動し、外側MSIVが閉止。その後、原子炉水位低により原子炉保護系(RPS)が作動。制御棒は全挿入されている。原子炉停止中の漏れ箇所不特定の原子炉冷却系(RCS)漏れ量は15分以上10 gpmを超え、当該発電所規定の異常事象が宣言された。	2020-01-09	事務局	2次へ	—	<p>本件は、BWRプラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている1インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980年代)は、当該継手の水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏れ量のトレンドからは前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p>
LER 325 /2019-002	安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動	安全評価:原子炉は安全停止され、RCS保有水レベルは問題にならず、格納容器圧力は警告しきい値未満に維持された。DWベントにする放射線放出量は、技術仕様書制限内であった。	補足情報				
NRC IR 325 /2019-040	NRC 検査報告書	<p>事象原因:狭帯域水位計基準側配管の蒸気配管の継手(商品名:Cryofit)が中央部で完全分離(破損)したため。破損原因は水素脆化である。なお、この継手は1インチ以下の配管に使用され、極低温で相変化を起こすニッケル・チタン・鉄(Tinel合金)を主成分とする形状記憶合金製であり、溶接を要しない「冷やしばめ」を可能にする。</p> <p>根本原因:高濃度の水素を含む高温水蒸気条件でTinel合金を選択することが不適切。しかし、Tinel合金の水素脆化脆弱性は、水位計ラインに本継手を選択した当時(1980年代)は認識されていなかった。</p> <p>なお、1991-12にシーブルック発電所において加圧器気相部サンプリングラインのCryofit継手の破断が起こり、IN 91-87「Raychem製Cryofit継手の水素脆化」が報告されている。</p>	 <p>図 原子炉水位計基準側配管と破損継手の位置 https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A149.pdf</p>				
NEI 99-02 FAQ 19-02	ブランズウィック原子炉冷却系漏れ	<p>修正措置:①破損したCryofit継手を溶接継手に交換。当該発電所の1、2号機で用いられている継手を評価し、原子炉蒸気に長年晒され水素脆化の感受性が高まっているものは溶接継手に交換された。②Cryofit継手の使用を、高温及び高濃度水素に晒されない場所に制限するように配管仕様書を改訂する。③Cryofit継手の水素脆化を経年劣化管理プログラムに追加する。</p>	 <p>図 破損した1インチ継手 https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19141A149.pdf</p>				
		また、自動PCIS及びRPS作動に対処するため、MSIVの再開放に関連する要領の改善検討を開始する。					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2017-64	原子炉建屋内における放射性物質を含まない水の漏えい 更新日: 2020-05-07 NUCIA 通番: 12689S ユニット: 浜岡発電所 4号 発生日: 2017-07-14 登録区分:最終	2017-07-14、定期検査中の4号機原子炉建屋地下1階の漏えい警報が点灯、同階及び中地下1階の階段室付近で、約2m ³ の漏えい水(非放射能脱塩水)が確認された。本事象に伴う外部への放射性物質による影響はない。 漏えい箇所:原子炉建屋地下2階に設置されるスチームドレンサンプタンクへ排水する途中の床排水枘(3箇所)。 漏えい直接原因:非放射性的の水を排出するためのスチームドレン系統に、設計流量を超える水が流入したこと、当該系統の排水配管の一部に錆の塊による詰まりがあり、床排水枘から水があふれ出たため。 設計流量を超えた原因:送電線への落雷の影響により、非常用母線(E,F,H)に具備された一相開放故障(OPC)検知器が誤作動し、当該母線が遮断。停電により、高圧炉心スプレー機器冷却系サージタンクレベル調整弁がフェイルオープンし、同サージタンクへの脱塩水の供給が継続し、オーバーフロー水がスチームドレン系に流入しつづけたため。	2020-04-20	事務局	⑥	—	本件は、原子炉建屋地下階において非放射能脱塩水の漏えい事例である。原因は、送電線への落雷の影響による停電により、サージタンクレベル調整弁がフェイルオープンし、設計流量を超える水がスチームドレン系統に流入したこと。 実用炉監視部門にて既に取り扱っていることから、上記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:高圧炉心スプレー機器冷却系サージタンクレベル調整弁の開度を調整し、供給水量を低下させる運用を行う。配管の詰まりを除去する。錆の発生しにくい材質の配管に取替える。</p> <p>参考情報:OPC検知器 外部電源に接続している変圧器の一次側において、OPCが生じたことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更を行うことによって、安全施設への電力供給の安定性を向上させるもの。4号機では、変圧器の結線方法により、2種類の検出方法を採用している。</p>					<p style="text-align: center;">6.9 kV 非常用母線に給電する所内電源経路図 https://www2.nsr.go.jp/data/000197529.pdf</p>		
<p style="text-align: center;">スチームドレン系統概略図 https://www2.nsr.go.jp/data/000197529.pdf</p>					<p>【直結変圧器 (A) - (A) 結線】 検出箇所: 6.9kV 非常用母線電圧 継電器: 不足電圧継電器 (写真①)</p> <p>【起動変圧器、緊急時変圧器 (A) - (A) 結線】 検出箇所: 変圧器一次側中性点電流 (写真②) 継電器: 過電流継電器 (写真③)</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-10 法令報告	蒸気発生器伝熱管の損傷 報告日: 2019-10-17 NUCIA 通番: 13039T ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2019-10-17 登録区分:最終	<p>2019-09-18 から定期検査中の高浜 4 号機において、3 台の蒸気発生器 (SG) の伝熱管について渦流探傷試験 (ECT) を実施したところ、A-SG の伝熱管 1 本、B-SG の伝熱管 1 本及び C-SG の伝熱管 3 本に、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 (図 1)。本事象に伴う外部への放射能の影響はなかった。2019-10-17、本事象は原子力規制委員会に報告された。</p> <p>原因: SG 器外から流入した異物による摩耗減肉が発生した可能性が高い。SG 伝熱管の摩耗痕の位置及び形状から、異物は長さ約 18~24mm、幅約 6~8mm、厚さ 1mm 以下と推定される。</p> <p>メカニズム: ①前回定期検査における機器開放点検作業中に混入した異物が、目視確認が困難となる範囲に残留。②原子炉起動後、残留異物は主給水系統を通じて SG に到達し、SG 内の上昇流に乗って第二、第三管支持板下面に到達し伝熱管と接触。③伝熱管と接触した異物は、運転中に生じる伝熱管の振動によって、伝熱管外表面を摩耗させ、伝熱管外面に傷をつけた。④今回の定期検査における原子炉停止後、SG 内の上昇流喪失し異物は落下、SG ブローダウン系統から海水管に放出された。</p> <p>摩耗減肉が認められた SG 伝熱管は、高温側及び低温側の SG 管板部で施栓し、供用外とする。</p> <p>再発防止対策 (異物混入): 以下を作業手順書等に追加し、現場パトロール等による管理強化を図る。更に、当該対策については、必要に応じて見直しを行う。①機器内部に立ち入る前の作業服の着替え、靴カバーの着用 (図 2 参照)。②開口部に周辺作業と隔離したエリアを設置。③垂直配管に取り付けた弁等の点検において、直接目視で異物確認できない範囲は、ファイバースコープで確認する。④ウエスは、新ウエスを使用し、再使用ウエスと区別して管理する。</p> <p>上記の対策は、美浜発電所及び大飯発電所に対しても水平展開していく。</p>	2020-01-21	事務局	⑥	0	<p>本件は、第 50 回原子力規制委員会 (2019-12-25) にて報告済みである。規制委員会としては、今後も定期事業者検査 (SG 伝熱管体積検査) の結果について確認するとともに、異物混入防止対策及び現場パトロール等の実施状況について、原子力運転検査官が現場にて確認を行うこととする。本件は、原子炉施設の安全に影響を与えない事象であるので、INES レベル 0 の「安全上重要でない事象」と評価されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
図 1 SG 伝熱管信号指示箇所概要図 https://www.nsr.go.jp/data/000296112.pdf							
図 2 SG 伝熱管信号指示箇所概要図 https://www.nsr.go.jp/data/000296112.pdf							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-17 法令報告	原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御棒引き上がりについて 更新日: 2020-03-24 NUCIA 通番: 13071T ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2020-01-12 登録区分: 中間	<p>2020-01-12、第15回定期検査中に、原子炉からの燃料取出の準備作業のため、原子炉容器上蓋を開放し、制御棒クラスタと駆動軸との切り離しを行った後、原子炉容器の上部炉心構造物を吊り上げていたところ、制御棒クラスタ1体が上部炉心構造物とともに引き上げられていることを確認した。その後、上部炉心構造物を吊り下ろして当該制御棒クラスタと駆動軸が結合されていないことを確認した後、再度上部炉心構造物を吊り上げ、当該制御棒クラスタが引き上がらないことを確認した。引抜き操作を行っていない制御棒が管理位置から移動したこと、その際、炉心に燃料体が装荷された状況であったことから、法令報告に該当すると判断した。なお、本事象による外部への放射能の影響はない。</p> <p>作業記録や海外事例などの詳細調査から、制御棒クラスタと駆動軸の切り離し操作自体に問題となる点はなかった。制御棒クラスタと駆動軸との切り離し作業の作業手順の確認から、次の推定直接原因(メカニズム)が特定された。</p> <p>①駆動軸取り外し軸下降時、ロックボタン廻りに付着したスラッジ(一次冷却材系統機器由来の鉄酸化物)が位置決めナットと接手の間に挟まり、駆動軸取り外し軸が詰まった。 ②その状態で制御棒クラスタに駆動軸を着座させた後、駆動軸が制御棒クラスタのスパイダ頭部内へ沈み込む不完全結合状態となり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタも引き上がった。</p> <p>推定根本原因: 駆動軸着座後に制御棒クラスタと駆動軸が再結合するような状態を確認する手順がなかったこと。</p> <p>再発防止対策: ①上部炉心構造物吊り上げ時の水中カメラによる監視を引き続き実施。②駆動軸取り外し軸が下降時にスタックしていないことを、駆動軸取り外し軸の押し下げ動作状況により確かめるため、駆動軸取り外し工具の指示管のマーキング位置を確認する手順を追加。③さらに、駆動軸着座後の再度の重量確認および位置計測(ベースプレート高さ)をする手順を追加。④制御棒クラスタのスパイダ頭部内には、プラント運転中などに発生したスラッジが堆積する可能性があることから、定期検査毎に使用済燃料ピット内で制御棒クラスタ(次サイクルで使用するもの)のスパイダ頭部内の状況を確認し、堆積物が確認された場合は除去。</p>	2020-03-24	事務局	⑥	0	<p>本件は、意図しない制御棒の引き抜き事象である。一次冷却水中のホウ酸濃度が高く維持され、制御棒挿入状態に関わらず未臨界は維持されるため、安全重要度は低い。既に、原子力規制委員会への法令報告も完了していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
					 <p style="text-align: center;">図 制御棒クラスタ水中写真</p>		
					<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>駆動軸取り外し工具の指示管(インジケータースタッド)のマーキング位置確認【ステップ⑧】</p>  </div> <div style="width: 48%;"> <p>駆動軸着座後の再度の重量確認および位置計測【ステップ⑩～⑫】</p>  </div> </div> <p style="text-align: center;">図 駆動軸取り外し作業手順の見直し箇所概要</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-27	伊方発電所 18万7千V送電線からの受電停止について 更新日: 2020-03-24 NUCIA 通番: 13075M ユニット: 伊方発電所 1,2,3号 発生日: 2020-01-25 登録区分:中間	<p>2020-01-25、伊方発電所 1,2号機の屋内開閉所において、187kV 母線保護継電装置取替えに伴い、母線連絡遮断器の健全性確認試験を行うため、母線切替を順次行っている際に、母線保護リレーが動作し、乙母線に接続されている 187kV 送電線 4回線すべての遮断器が開放して受電が停止した(図 1)。直ちに、1,2号機は 66kV の予備系統から受電した。3号機は、起動した非常用ディーゼル発電機(EDG)から受電し、その後、500kV 送電線からの受電に切替えた。その後、設備故障が確認された電路を隔離し、01-27、187kV 送電線の 3回線が回復した。本事象による環境への放射能の影響はない。</p> <p>全 4回線遮断器開放直接原因:伊方南幹線 1号線乙母線遮断器ユニットの短絡故障。</p> <p>短絡故障原因:①当該遮断器の開閉を行う内部部品の結合部分に、ごく稀に隙間が生じる構造となっていたため放電が発生し、放電に伴う発熱により結合部が損耗し、隙間が拡大した。②遮断器開閉時に結合部の擦れが生じることで金属片が落下し、相间短絡が発生した。</p> <p>全 4回線遮断器開放寄与因子:今回の健全性確認試験(方向試験)では、遮断器が故障すると 1,2,3号機とも同時に停電する電源系統構成となっていたこと。</p> <p>是正措置:①当該遮断器の絶縁操作軸、可動接触子等損傷した部品を新品に取替える。その他の同構造遮断器は、ギャップ放電の発熱による溶融が進展していないことを確認(済み)。構造が異なる遮断器も、異常がないことを確認する。②同一構造および使用状態が同じ遮断器(13台)は、計画的に内部開放点検を行い、異常がないことを確認する。③当該遮断器ならびに同一構造および使用状態が同じ遮断器(13台)は、部分放電診断、内部異物診断を定期的実施し状態監視を強化する。</p> <p>また、健全性確認試験の再開に際し、3号機の所内負荷を接続しない試験系統構成(模擬負荷を使用)にて実施する。今後実施する保護リレーの方向試験においては、リスク低減に係る取り組みを実施する。</p>	2020-03-24	事務局	⑥	—	<p>本件は、複数号機原子力発電所において、リレー取替後の電源系統設備の健全性確認試験の準備中に短時間ながら、全号機停電が発生した事例である。直接原因は、遮断器の短絡故障により、母線保護リレーが働いたこと。寄与因子は、単一の遮断器故障により全号機が停電するような電源系統構成を組んでいたこと(次ページ参照)。</p> <p>既に、規制庁との面談、公開会合等で取り上げられていることから、上記の基準により、スクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>面談記録(令和2年01月27日): https://www2.nsr.go.jp/data/000299989.pdf</p> <p>面談記録(令和元年02月07日): https://www2.nsr.go.jp/data/000301766.pdf</p> <p>面談記録(令和元年03月02日): https://www2.nsr.go.jp/data/000304981.pdf</p> <p>第12回公開会合(令和元年03月26日): https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_trouble_facilities/290000025.html</p>			<p>図 1 事象概要図</p> <p>https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/publish/page_12/20200317_04-2.pdf</p>				

1-3号機が同時外部電源喪失した背景

1. 事象概要

2020-01-25、伊方発電所 1,2号機の屋内開閉所において、187kV 母線保護継電装置の取替えに伴い、母線連絡遮断器の健全性確認試験(方向試験と呼ぶ。)を行うため、母線切替を順次行っている際に、母線保護リレーが動作し、乙母線に接続されている 187kV 送電線 4 回線すべての遮断器が開放して受電が停止した。その結果、数秒間であるが、伊方発電所の全号基(1号廃止措置中、2号恒久停止中、3号定検停止中)が同時外部電源喪失した。

4 回線遮断後(15:44)、直ちに、3号機は、起動した非常用ディーゼル発電機(EDG)から受電し(15:44)、その後、500kV 送電線からの受電に切替えた(15:51)。1,2号機は、遮断直後に 66kV の予備系統から受電した(15:44)。その後、設備故障が確認された回路を隔離し、翌 17:13 に、187kV 送電線の 3 回線が回復した。本事象による環境への放射能の影響はない。

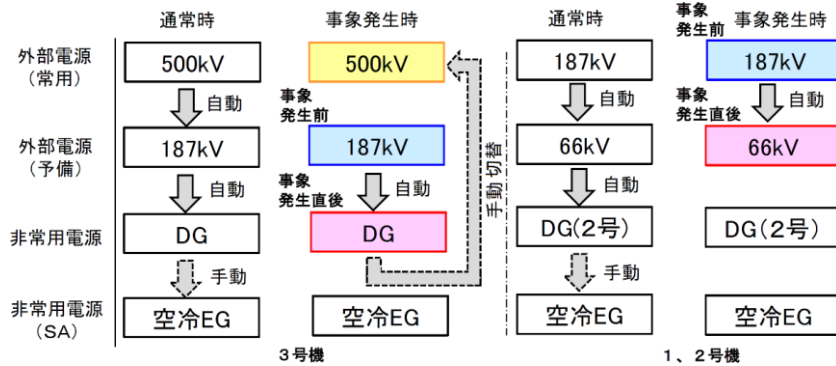


図 1 通常時と事象発生時の所内電源系統の切替え状況

187kV 送電線 4 回線すべての遮断器が開放した直接原因は、伊方南幹線 1 号線乙母線遮断器の短絡故障により、大洲変電所からつながる 4 回線のすべての母線保護リレーが働いたためである。当該遮断器の短絡故障の発生メカニズムは：①当該遮断器の開閉を行う内部部品の結合部分に、ごく稀に隙間が生じる構造となっていたため、放電が発生し、放電に伴う発熱により結合部が損耗し、隙間が拡大した。②遮断器開閉時に結合部の擦れが生じることで金属片が落下し、相間短絡が発生したと推定されている。

遮断器の相間短絡に対する是正措置は次のとおりである。①当該遮断器(1 台)の絶縁操作軸、可動接触子等の損傷部品を新品に取替える。なお、187kV ガス絶縁開閉装置のすべての遮断器について、ギャップ放電の発熱による溶融が進展していないことは確認済み。②同一構造および使用状態が同じ遮断器(13 台)について、計画的に遮断器の内部開放点検を行い異常がないことを確認する。③それら遮断器は今後も部分放電診断、内部異物診断を定期的実施し、状態監視しつつ、恒常的な対策について検討していく。

一方で、伊方発電所の全号基が数秒間外部電源同時喪失した原因と是正措置については不明瞭だったため、事業者面談を行って情報収集した。以下に、原因と是正措置、今後の対応を記す。

2. 原因と是正措置

全号基が数秒間外部電源同時喪失した直接原因は、前述の通り、187kV 送電線 4 回線すべての母線保護リレーが働いたためである。寄与因子は、以下の通りである。

①母線連絡遮断器の方向試験のためには、乙から甲母線の向きに負荷電流を流す必要があった。そのため、187kV 送電線 4 回線をともに乙母線側に、負荷を甲母線に接続する必要があった。なお、伊方発電所では、1,2号機が共に 187kV 送電線を用いて送電していたことから、容量の観点で 187kV 母線を二重化(甲乙母線)している。二重化した母線には、母線連絡遮断器が具備され、1,2号機の合計負荷に応じて開閉する運用を行っていた。通常運用では、甲母線には 1号機負荷/伊方北幹線 1 号線/伊方南幹線 1 号線、乙母線には 2号機負荷/伊方北幹線 2 号線/伊方南幹線 2 号線を接続する。

②方向試験にはある程度(約 7 MW に相当)の負荷電流が必要であった。1号機は廃止措置中で、2号機は恒久停止のため、合計負荷は約 4 MW であることから、3号機(約 3 MW)の所内電源を予め 500kV から 187kV 母線に切替えて、負荷に充てていた。

なお、事業者は方向試験の計画に当たっては、想定されるリスクの特定と影響評価を実施している。例えば、乙母線の電気故障により所内負荷が停電するリスクを特定し、影響評価を行い、外部電源、非常用電源の確保等の措置を講じていた。実際に、本件では、1,2号機では 66kV 予備系統からの受電に切替え、3号機では、EDG、その後、500kV 送電線からの受電に切替えられている。

しかしながら、本件を踏まえ事業者では、全号基外部電源喪失の発生リスクを下げるため、寄与因子②に関わる回避策を提案している。すなわち、方向試験の負荷に 3号機ではなく、模擬負荷(仮設)を充てることである。これにより、全号基外部電源喪失リスクは下げられる。

3. 今後の対応

伊方発電所の全号基が数秒間外部電源同時喪失した起因は、母線遮断器の短絡故障であり、検査 G により既に取り扱われ、原因と是正措置が示されている。

根本原因は、母線連絡遮断器の方向試験を実施するにあたり、所内負荷が停電するリスクは認識していたが、その影響緩和策を講じることで対策十分と判断したためと考えられる。また、当該電源系統特有の事情から、3号機の負荷を当該方向試験の負荷として一時的に使用したことも、EDG や 500kV 外部電源への切り替えが可能であることを前提としたものであった。いずれも、事業者の運用に関わるが、プラントは想定通り応答しており、運用上の課題とは言い難い。

一方で、方向試験時の全号基外部電源喪失発生リスクを抑えるため、3号機の負荷に代わり、模擬負荷の使用が提案されており、本件の情報は事業者間で情報共有されている。これは事業者によるさらなる安全性向上活動ととらえられる。以上のことから、本件は、一次スクリーニングアウトとする。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2019-08	ハンビット1号機において不注意な制御棒引き抜きによる補助給水系起動と手動原子炉停止	<p>2019-05-10、韓国ハンビット1号機(PWR、995 MWe、起動中)にて、制御棒価値を測定するため低出力炉物理試験を実施中、原子炉出力が18.06%に至るまで急上昇した。一次冷却系からの伝熱により蒸気発生器(SG)の水位が上昇し、高一高設定点を越えたため、主給水隔離並びに全主給水ポンプ(MFWP)トリップ信号が発出した。その結果、SGへ給水するため電動駆動補助給水ポンプ(AFWP)が作動した。</p> <p>経緯:まず、運転操作ミスにより、1本の制御棒位置が要求値からずれた。問題解決中に、制御棒アセンブリが固着したような挙動を示した。次に、制御バンクの制御棒クラスタを不注意に引き抜いたところ、原子炉出力が18.06%に至るまで急上昇した。それは、技術仕様書(TS)の運転上の制限(LCO)である5%を超える。この場合、TSの要求措置にしたがって原子炉は緊急停止させなければならない。しかし、異常事態と認識しながら、運転員はTSで要求されている原子炉停止遮断器を開放操作する代わりに、制御棒を手動挿入した。その後、原子炉出力はゼロまで下がった。過渡状態から約11時間掛かって、点検や調査のために手動原子炉停止した。</p> <p>調査の結果、制御棒ステップの位置ずれの原因は、制御棒操作に掛かる運転員の誤解であることがわかった。制御バンクの引き抜き原因は、問題解決時の不適切な保守作業プロセスのためである。TS違反は、シフト交代時の作業前打ち合わせを省略したことと、炉物理試験中のLCOに対する理解が不足していたためである。M6制御棒の一時的な固着は、制御棒駆動機構のラッチの目詰まり(CRUD)と推定された。</p> <p>本事象によるプラント安全性への影響はない。作業員の被ばく、環境への放射性物質の漏えいもなかった。</p>	2020-06-18	事務局	暫定②	2	<p>本件は、PWR 起動時の炉物理試験において操作ミスにより原子炉出力が運転上の制限(5%)を超え、かつ、技術仕様書に従わずに手動原子炉停止操作を行った事例である。運転管理、訓練、安全文化に課題がある。</p> <p>本件は、第39回技術情報検討会(令和元年11月20日)にて、国際会議トピックス速報として報告済みである。 https://www.nsr.go.jp/data/000291223.pdf</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2020-01	燃料ペレット加工作業場にて作業員内部汚染	<p>2020-02-11、仏国 Orano Cycle 社 Melox 燃料製造工場の MOX 燃料ペレット加工作業場では、MOX 粉末をペレットに圧縮する作業がグローブボックス内で行われている。圧縮機が入っているグローブボックスの洗浄中に、グローブの一つに穴があいて、作業エリアで雰囲気汚染が発生した。汚染は、部屋の放射線モニターで検知され、手順に従い、エリアにいた作業員(3人)は退避したが、1人は汚染した。</p> <p>仏国原子力庁(CEA)のマルクール医療サービスが、その作業員を預かった。翌日、Orano Cycle 社から原子力安全局(ASN)に、預託線量分析を行なっていることが報告された。</p> <p>数ヶ月の分析により、預託線量は年間限度(20 mSv)を超えている可能性が示された。Orano Cycle は、2020-06-24 に本事象を重大事象と報告した。ただし、CEA マルクールと Orano Cycle は預託線量分析を継続している。この値は、放射線モニターの測定値を元に推定した線量より、かなり高いためである。</p> <p>この事象による、施設や環境への影響はない。Orano Cycle は部屋を除染し、使用された機器の評価を行なっている。事業者は、グローブの強度と作業台の構成を改善する作業を開始した。ASN も、モニター測定値と評価された線量との関係について調査を行う予定である。</p> <p>ASN 記事 : https://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controler/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires/Usine-Melox-contamination-interne-d-un-travailleur</p>	2020-07-04	事務局	暫定⑤	暫定 2	<p>本件は、仏国の MOX 燃料製造工場にて、作業員の一人が内部被ばくした事象の速報である。</p> <p>事象経緯、原因、教訓等の情報が得られたら、再スクリーニングする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
RIS2019-03	事故耐性燃料に関する申請前のコミュニケーション及び計画立案	<p>事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel:ATF)関連申請の最終審査に備え、予算及び人員の計画策定に役立てるため、ATFの製造、輸送及び保管に係る申請を予定している事業者に対し、任意で情報の提供を求めるもの。</p> <p>米国で、事故耐性を強化した様々な燃料を設計し、その認可を得るため、ATF開発を行っている。NRCが、これらの事前の燃料設計を審査するための準備として、(ATFプロジェクト計画*による)事前の計画を実施しており、規制基盤をレビューし、追加の分析能力が必要かどうかを確認している。</p> <p>*ML18261A412</p> <p>レポート内容</p> <p>NRCは、申請予定者から申請前の活動、トピカルレポート及びその他認可に必要な資料の提出に関するスケジュール情報を得ることで、予算の配分及び専門知識を有する人員の配置を適切に行うことができ、効率的な審査が可能となる。</p> <p>NRCは、提供を求める内容を質問形式で記載しており、燃料以外に梱包、輸送及び貯蔵も影響するため、燃料製造者以外に燃料輸送/貯蔵認可取得者に向けた質問も含まれている。質問の概要は以下のとおりである。</p> <p>(1)燃料製造者向け</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開発中のATFは、どんなコンセプトか。 ・どんな先行試験燃料(LTA)/先行使用燃料(LUA)の装荷及び本格装荷の計画、認可(変更)申請の時期はいつか。 ・認可のために、どんな種類の試験を実施する予定なのか。その試験に関する現在の計画はどんなものか。NRCに求める対応はあるか。 ・どんなトピカルレポート及び補足資料を提出する予定なのか。また、それらの提出時期はいつか。 ・高燃焼度化又は5wt%超濃縮度のATRを目指す計画はあるのか。その申請時期はいつか。 ・新たな規制の作成又は現行規制の適用除外が必要になる見込みか。また、既存のNRCガイダンスの修正又は新しいNRCガイダンスの作成が必要になる見込みか。 ・5wt%超濃縮度、新しい化学物質によるハザード及び取扱いによるハザード等、現在認可されている燃料製造施設で対応できない可能性はあるか。 	2018/12/21	事務局	①	—	<p>本RISはATF製造者等に対し、任意で情報の提供を求めるものであり、原子力安全と直接関連しない内容である。</p> <p>上記によりスクリーンアウトとする。</p>
			補足情報			<p>(2)燃料製造者/燃料輸送/貯蔵認可取得者向け</p> <ul style="list-style-type: none"> ・LTA/LUA装荷及び本格装荷時の新燃料輸送時の梱包に関する適合証明書(CoC)の変更申請又は書面承認の提出をする予定はあるか。またその申請時期はいつか。それら申請で新たに適用する材料に対し、安全性に係る議論が必要か。安全上重要となる新たな材料(被覆材や燃料の材料等)の材料特性を議論する予定か。 ・燃料ペレット及び/又は粉末形状での新燃料の輸送について、輸送時の梱包に関するCoCの変更申請をする予定か。またその申請時期はいつか。 ・輸送時の梱包に関するCoCの変更が必須となる5wt%超濃縮度ATFを製造する予定か。またその申請時期はいつか。 ・使用済ATFの輸送時の梱包及び乾式貯蔵システムに関するCoCの変更申請する予定はあるか。またその時期はいつか。使用済燃料に適用予定の輸送時の梱包及び乾式貯蔵システムの製造で、新たな材料が必要となる見込みか。追加のニーズ(例えば、材料試験)を明らかにするために、どんな計画があるか。 ・輸送時の梱包又は新/使用済燃料の乾式貯蔵のCoCの変更申請において、新たな規則の作成又は10CFR Part 71(放射性物質の梱包及び輸送)、10CFR Part 72(独立使用済燃料貯蔵施設への使用済燃料の貯蔵に関する認可要件)いずれかの規則の免除を想定しているか。 ・輸送時の梱包又は新/使用済ATFの乾式貯蔵のCoCの変更申請に係る安全審査において、既存のNRCガイダンスの修正又は新たなNRCガイダンスの作成が必要になる見込みか。 <p>これら質問への回答については、NRCから他の政府機関への情報提供する可能性があるため、10CFR 2.390(公衆閲覧、適用除外、不開示の要請)等の規則に基づき商業機密(Proprietary)を指定し、不開示とすることができる。</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
RIS2020-01	オペレータライセンス試験の準備及びスケジュールリング	<p>目的: 予定されたサイトのオペレータライセンス試験スケジュール及びオペレータライセンス試験を受ける予定の出願者数に関する最新情報が必要であることを通知するもの。RIS 2019-02 (2019-04-17) の更新情報である。</p> <p>背景: 10CFR55「オペレータライセンス」のサブパート E「筆記試験及び運転試験」には、オペレータライセンス試験に関する NRC 規則が含まれており、認可取得者自身が 10CFR55.41「筆記試験: オペレータ」及び 10CFR55.43「筆記試験: 上級オペレータ」が要求する筆記試験を作成し、監督し、等級付けすることが許されている。また、認可所得者は、特定の条件に従い 10CFR55.45「運転試験」が要求する NRC 管理運転試験を準備することもできる。一方、自らの筆記試験を準備し、監督し、等級付けしないことを選択し、自ら運転試験も準備しない許認可所得者は、書面により、NRC に対して筆記試験および運転試験を準備し、監督し、等級付けをすることを要求することもできる。</p> <p>概要: NRC は、認可所得者が準備した試験を見直し、承認し、管理し、文書化するために行うのとはほぼ 2 倍の人員を要して試験を準備する。試験認可の数は、毎年変動する。その結果、NRC は、原子炉施設の認可所得者の運転ライセンス試験のニーズを毎年更新することが必要であり、認可所得者に対し自主的に試験計画案及び申請人数の提出を求める。更新においては、認可所得者又は NRC が試験を準備するかどうかを示さなければならない。</p> <p>試験準備スケジュール案: 認可所得者は、2022~2025 年までの間に、認可所得者が準備しようとする試験の数および NRC に準備を求める試験の数を決定すべきである。認可所得者は、本 RIS に対する返信の提出後に発生するスケジュール変更や試験管理の調整や変更について、対応する NRC リージョナルオフィスに通知すべきである。</p> <p>初期オペレータライセンス試験: 希望する試験ごとに、認可所得者は、試験を受ける予定の出願者数を決定し、試験の第一候補の日程および代替の日程を入力しなければならない。第一候補の日程および代替の日程は、少なくとも 1 ヶ月離れていなければならない。年ごとに複数の審査を要求する場合、認可所得者は、必要に応じて、2025 年まで、該当する欄を記入すべきである。</p>	2020-02-19	事務局	①	—	<p>本件は、オペレータライセンス試験の準備及びスケジュールリングに関する NRC からの連絡である。直接原子力施設の安全性に関わるものではないので、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IN2012-22R1	偽造品、不正品、疑惑品に係る研修の提供	<p>本 IN の目的は、サプライチェーンに入り得る潜在的な偽造品、不正品、および疑惑品 (CFSI) を検知する上で役立つ研修情報を通知すること。CFSI 問題の認知の向上にも役立つ。表 1 には、CFSI 研修の実施機関や講座等の情報がリストされている。また、反 CFSI 技術の新しい進歩への注意喚起も目的である。なお、講座情報等の問い合わせは、各訓練機関に直接行うこと。</p> <p>関連 NRC 一般情報</p> <p>GL89-02「偽造および不正に販売された製品の検知を改善するための措置」: NRC 検査の際に特定された効果的な調達および格上げプログラムの特徴は以下の3つである。 ①調達および製品受入プロセスにエンジニアリングスタッフが関与する、②効果的な供給元検査、受入検査、および試験プログラムが実施される、③商用品の安全系用途適合性に関わる、レビュー、試験、および格上げ認定には徹底的なエンジニアリングベースのプログラムが存在する。これらは、偽造品または不正販売品を検知する能力を強化し、調達品の品質保証に今なお有効である。</p> <p>IN89-70「不正表示されたベンダー製品の検知可能性」と同補遺 1: 不正表示された製品を許可取得者に通知し、それらを検知する方法に関する情報を提供。</p> <p>IN2008-04「原子力発電所に供給される偽造部品」: 偽造部品がサプライチェーンに入る可能性を通知。</p> <p>IN2012-22「偽造品、不正品、疑惑品に係る研修の提供」: 商業用原子力サプライチェーンに入る可能性のある CFSI を検知することを扱う様々な CFSI 研修の例を通知。</p> <p>RIS2015-08「原子力産業における偽造品、不正品、及び疑惑品の監視」: 既存の NRC 規制を要約し、CFSI へのそれらの適用を説明。</p> <p>最近の事例</p> <p>2017 年 - 神戸製鋼は、独立調査委員会の報告書を公表し、出荷した材料の試験データの取り扱いにおいて「不適切な行為」を行っていたことを明らかにした。内部調査の結果、4 つの検査データ改ざん事例が確認されたが、すべて商業用原子力産業以外であった。IN2018-11「神戸製鋼品質保証記録改ざん」にて、5 年間にわたる神戸製鋼の品質保証記録の広範囲な改ざんについて警告した。</p> <p>(補足情報欄につづく)</p>	2019-12-16	事務局	⑥	-	<p>本 IN は、偽造品、不正品、および疑惑品 (CFSI) に関わる最近の事例を紹介するとともに、CFSI を事前に検知する上で役立つ研修情報を提供するものである。</p> <p>神戸製鋼の不適切行為や仏国クルゾフォルジュに関連する事例 (大型鍛造製品の炭素偏析問題) などは既に規制委員会などで取り上げられている。以上のことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>表 1 補足: 様々な供給元から提供される CFSI 研修講座を列挙している。このリストは、製品開発から製品受領までの従来のサプライチェーン調達の責任者に焦点を当てている。また、知的財産権の確立と保護に焦点を当てた研修を含む、しばしば見落とされるサポート機能も含まれている。表 1 は以下から入手可能。 https://www.nrc.gov/docs/ML1901/ML19017A117.pdf</p>
補足情報			<p>2017 年 - 仏国原子力安全局 (ASN) は「不法行為と改ざん - 背景と改善提案」を発表し、クルゾ・フォルジュの事例に関して規制検査を増やすと説明した。この増加は 2015 - 2016 年の調査に基づき、AP1000 向けの材料の改ざん証明書を送信事例も含まれる。①情報と通知、②管理と試験、③監督と検査の分野でいくつかの改善を提案した。</p> <p>2017 年 - 米国建設産業研究所 (CII) は RR307「大規模設備産業における偽造材料の脅威の緩和」を発行し、その他の研究とともに、CFSI が建設産業にとって脅威であり続けることを示した。建設産業では、弁、締結具、ボルト、および配管に、CFSI が最も報告されている。CFSI の 53% は設置および工事完了後に検知されており、防止するためには人員の包括的な研修が必要。</p> <p>2016 年 - ASN は、クルゾ・フォルジュに対する検査報告書が改ざんされていたことを公表した。この情報は、長期間の国際的調査につながった。2017-01 に NRC 広報は、米国の原子力発電所においては、クルゾ・フォルジュによって引き起こされた安全上の懸念はないと表明した。</p> <p>2013 年 - IN2013-15「意図的な不正行為/記録の改ざん及び原子力安全文化」を発行し、米国の原子力施設で発見された意図的な不正行為の最近の事例を通知した。</p> <p>2010 年 - CII は、8 カ国の 187 の産業界代表と政府指導者の面談を要約した RT264「低コスト調達国における製品の完全性の懸念」を発行した。統一見解は、問題の規模が「大」から「非常に大」に拡大したということだった。</p> <p>議論: ①多くの好例が示すように、CFSI 事前対応方針に重要なのは、CFSI 情報を共有し、その要員を研修することである。多くの産業では既に、CFSI の脅威に対応すべく購入方針や対応要領を変え始めている。CFSI 研修に対する各組織のコミットメントは多様であるが、共通するのは製品を選択、調達、据付けに関わる各人に CFSI と戦う責任を負わせていることである。②これらの個人に研修や啓発プログラムを提供することは、不注意による不適合部品のサプライチェーンへの導入を防ぐのに役立つ。特に重要なのは、全ての最終調達決定者が、自動化されたシステムの最終ステップも含めて、最終調達する前に可能な限り最良の反偽造購入プラクティスを考慮することである。</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8816			2019-12-05	事務局	③	1	<p>本件は、EDG1基が運転不能時に、別のEDGの過給機内冷却水が漏えいし、当該EDGも運転不能と判断され、原子炉停止した事例である。なお、当該プラントでは、非常用電源にN+2基準を適用している。また、バックアップ電源システムとして、さらに4基のEDGを設置している。冷却水漏えい原因は、過給機筐体に低サイクル疲労により亀裂が発生したため。亀裂原因は、EDGの起動停止数が許容数を越えたことと推定され、起動停止数が多い原因は、中古EDGを使用していたことと、当該プラントではEDG試験数が他プラントより多いことが挙げられている。根本原因は調査中である。課題としているのは、当該EDGのもう一方の過給機で約1年前に同様な事例が発生していたにもかかわらず、その経験をEDG保守プログラムに考慮していなかったこと。さらに、当該プラント特有の条件(EDG試験数が多い、中古EDGを使用)が、EDG保守プログラムに考慮されていなかったことである。</p> <p>中古EDGの使用やEDG試験数が多いといった当該プラント特有の条件により発生した事例と考えられることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8818			2019-12-05	事務局	②	—	<p>本件は、PHWR プラントの起動中に原子炉出力を上昇させる際に、意図せず原子炉停止系(SDS)が作動した事例である。安全機能は設計通りに作動しており、安全性には影響ない。なお、当該 SDS には、原子炉出力がある設定点以下の場合、一次熱移送系(PHT系)の圧力が測定範囲外の場合に発せられるフェールセーフトリップ信号を無効とするロジックが組まれており、本件が発生する直前は、原子炉制御系(RRS)に示される出力は設定点以下のため、PHT系からの圧力測定範囲未満によるフェールセーフトリップ信号は無効とされていた。</p> <p>意図しない SDS の作動原因は、出力上昇コマンドを出した際に、中性子計装に基づく SDS の原子炉出力値が設定点以上だったため。すなわち、SDS と RRS の出力測定値に差異があったためである。差異があった根本原因は、起動手順書を遵守せず、出力上昇前に PHT 系圧力を測定範囲内に制御することを怠ったこと。寄与因子は、中性子計装固有の測定精度により、SDS と RRS の原子炉出力値に差異があることを起動手順書に考慮していなかったこと。</p> <p>運転員が原子炉起動手順書に従わなかったことが根本原因なので、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8819			2019-12-05	事務局	③	—	<p>本件は、大規模更新工事中の PHWR プラントにおいて、圧力管取出し作業中に作業員の個人線量計が警報を発した事例である。作業員の被ばく線量は管理制限値未満であり、環境への影響もなかった。原因は、除染作業に伴い、放射化した圧力管の部材が圧力管を保管する遮へい容器から外に出てしまったため。根本原因は、除染器具（真空掃除機）設計が不適切で吸引先が見えないことと、器具の使用訓練が行われていないし、その使用目的も明示されていないこと。</p> <p>国内にないタイプの原子炉設備における大規模更新工事の特殊な作業過程で発生した事例であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8820			2019-12-10	事務局	②	1	<p>本件は、PWR プラントにおいて3系統安全システム上の非常ディーゼル発電機(EDG)の1台が定期総合試験中に過速保護システムが作動して動作不能となった事例である。さらに、技術仕様書要件(1台のEDGが運転不能な場合に他の2台のEDGの運転性確認試験の実施)を満足しなかった。前者の原因は、保守不足による速度制御装置の故障で、根本原因は当該プラントでは速度制御装置の保守点検を求めていなかったこと。後者の原因は運転員の誤解による人的過誤。監督や訓練が不十分だったことも課題である。</p> <p>本件は事業者によるEDG保守手順書やその実施に課題があることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8821			2019-12-13	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所で実施中の腐食プログラムの状況を報告するものである。このプログラムでは、環境腐食の影響を受けやすい系統に着目して点検と修理を行なっている。許容不能な腐食レベルに達しているものもあり、深層防護の考え方の欠如が指摘されている。</p> <p>本件は事故・トラブル情報ではなく、事業者による保全活動の状況を報告するものであることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8822			2019-12-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、燃料装荷前の PWR プラントにおける温態機能試験時に加圧器サージラインで過大な振動が観測され、制振策として当該サージラインに粘性ダンパーを適用した事例である。原子力安全への直接の影響はない。加振源が特定できず振動の根本原因は不明である。粘性ダンパーの効果は、計算と試験で確認した。粘性ダンパー採用のリスク分析も行い、ダンパー内の作動流体が漏れ出した場合は、安全注入系等のフィルターを詰まらせる可能性が否定できなかったことから、フィルターを追加した。</p> <p>本件は、温態機能試験時に見つかった振動とその対策を紹介するものであり、振動の根本原因は未特定であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

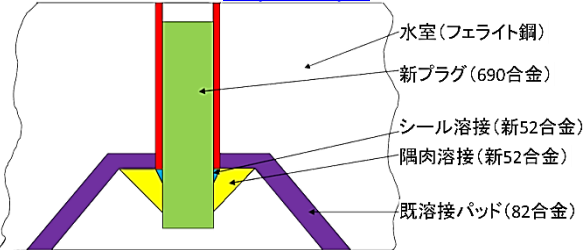
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8823			2019-12-13	事務局	②	1	<p>本件は、PWR プラントの原子炉保護系のサーベランス試験において、加圧器ヒーターバンクのトリップ機能が正常動作しなかった事例である。さらに、その不良が約2年間に7回繰り返された。安全評価上は、1年超の原子炉保護系の多重性の喪失。直接原因は、2016年の保全作業後に、当該トリップ機能に関わる直流電源を適切に復旧しなかったこと。根本原因は、従前の設備改造に伴う設備図面や手順書の改定を怠ったこと。トリップ機能の不能を繰り返し見逃した原因は試験手順書の不遵守。根本原因は未特定であるが、安全文化の欠如が指摘されている。</p> <p>本件は、事業者によるサーベランス試験実施に関わる不適合であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8825			2019-12-13	事務局	②	—	<p>本件は、PHWR プラントの一次熱輸送系 (PHT) から温度測定値異常警報が発出し、温度高信号により保護チャンネルが一つがトリップした。さらに、PHT のヘッダー付近で煙を目視確認したことから、手動原子炉停止させた事例である。安全系への影響はない。原因は、PHT ポンプモータから漏れ出て保温材に含浸した潤滑油が、ポンプ運転に伴い温度が高くなり油煙が発生したため。潤滑油漏えい原因は、ラビリンスシールの設計変更が影響している。清掃不十分で残った油の影響やポンプ軸受け温度を設計値に抑えていなかったことも寄与要因である。</p> <p>本件は、事業者による変更管理や運転・保守管理に関わる不良であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8826			2020-03-03	事務局	③	—	<p>本件は、新型 PWR の 1 台の一次冷却材ポンプから故障警報が発信し、当該ポンプが停止することにより、一次冷却材流量が低下、流量低信号により原子炉停止した事例である。安全停止しており、環境への影響はない。故障警報の原因は、当該ポンプの巻線室のシール破損による地絡。シール破損の原因は、スラスト軸受けの部材が破損した影響と推定される。部材破損の根本原因は、当該部材取り付け時に発生した初期欠陥が、ポンプ冷却水流動との局所的な共鳴により成長したためと推定されている。</p> <p>当該ポンプは国内では用いられおらず、設計が特殊であることと据付け、保守方法も当該プラント固有と考えられることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8827			2019-12-18	事務局	②	—	<p>本件は、GCR プラントの原子炉建屋内の高線量エリアに通じるドアの一つの鍵が実質的に掛かっていない上に、そのドアの状態を監視して侵入警報を出す機能が不能となっていた事例である。被ばく等の実影響はなかったが、誤って人が入ると被ばくした可能性がある。鍵が掛かっていない原因は、通常の鍵が掛ったままでもドアを開けられる緊急開放ハンドルが開状態で固着していたため。警報が不能な原因は、使われているスイッチが故障していたため。根本原因は、どちらも保守ならびに保守管理が不十分だったこと。</p> <p>本件は事業者による保守ならびに保守管理の不良問題と考えられることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8828			2019-12-23	事務局	④	1	<p>本件は、PWRの蒸気発生器(SG)ドレンライン上で漏えいが発生し(事象1)、数か月後に同ドレンラインの異なる箇所でも漏えいが発生した(事象2)。両事象とも原因はソケット溶接部の欠陥。根本原因は、事象1は最近の修理時に実施された当該ソケット溶接部の不適切な溶接プロセス。事象2は、当該ソケット部の溶接欠陥と最近の修理時に行われた設計変更に伴う高振動の影響。なお、当該PWRでは、約9か月前に異なるSGのドレンラインで溶接部の応力腐食割れにより漏えいが発生し、その対応で行われたのが上記の最近の修理である。</p> <p>国内PWRのSGは、ドレンラインを有さない。本件では、事業者が運転経験を適切に反映していないが、ソケット溶接が振動に対して脆弱であることは既知問題である。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8829			2020-01-09	事務局	④	—	<p>本件は、PWR プラントにおいて燃料交換停止中の巡回で、蒸気発生器(SG)ドレンラインからの漏えい痕を見つけた事例である。ピンホール漏えいのため、運転中は検知されず、安全性への影響は低い。漏えい原因は、SG 水室とドレンライン接続部のシール溶接の PWSCC。根本原因は、当該溶接部の PWSCC 感受性が高いことを把握し監視体制をとっていながら、予防保全などの対策を取らなかったこと。</p> <p>国内 PWR の SG は、ドレンラインを有さない。また、ピンホール漏えいが起こったシール溶接材の PWSCC 感受性が高いことは既知問題である。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					<p>補足情報</p> <p>参考公開資料(第 15 回燃料交換停止)</p>  <p>参考図 SG 土台部の白色堆積物 https://community.magnoxsocioeconomic.com/wp-content/uploads/2017/11/Sizewell-B-refuelling-outage-15-photos.pdf</p>  <p>参考図 修理後のシール溶接部 https://community.magnoxsocioeconomic.com/wp-content/uploads/2017/11/Sizewell-B-refuelling-outage-15-photos.pdf</p>  <p>参考図 SG ドレンライン修理 http://www.onr.org.uk/pars/2018/sizewell-b-17-013.pdf</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8831			2020-01-09	事務局	②	—	<p>本件は、定期検査中のBWRプラントにおいて、格納容器総合漏えい率試験中に漏えい率が上昇し、許容値の数倍になった事例である。直接原因は、エアロックの外側ドアの均圧弁が開いたため、格納容器内と原子炉建屋間の漏えいパスが形成されたため。なお、内側ドアは開放状態にあった。均圧弁が開いたのは、弁と機械的に連結しているエアロックドアのロック機構が異常だったため。異常の原因は、ロック機構の構成要素である圧力制限弁の設定値が不適切だったことと、同要素の逆止弁が微小漏えいしていたためと推定されている。根本原因は、ロック機構の構成要素は従前に交換されているが、その際、設定値を調整していないことと、問題となった両弁は定期点検をおこなっていなかったこと。点検手順書にも不備があった。</p> <p>事業者によるエアロックドアのロック機構の構成管理と保守管理が不適切であったことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8833		<p>2019-05-16、米国のキャラウェイ(PWR、1215 MWe、原子炉起動中)にて、線源領域(SR)中性子束高トリップ信号により原子炉トリップし、原子炉保護システム及び補助給水系が作動した。安全系は、設計通りに動作しており、実際にも、潜在的にもプラント安全性には影響はない。</p> <p>背景:起動時は、P6 インターロックによって、SRトリップ設定点(10E5 cps)に達する前に中間域中性子計装が炉出力を監視する。中間域計装が反応始めたら、P6によってSR中性子束高トリップのブロックが許可される。その際、中央制御室にP-6 SRブロック許可表示灯が点灯する。</p> <p>トリップ信号発信の直接原因:運転員によるブロック操作が遅れたため。</p> <p>寄与因子:①運転員がSR中性子束計装を監視する適切な方針を持ち合わせていなかったこと。トレンドに焦点を合わせていたこと、ブロック操作を行う時間余裕があると信じていた。②制御室監督者が反応度管理上級運転員の役割を忘れていたこと。監督者も当直長も緊急性のないアラームに注意が向き、反応度操作監視が不適切になった。③原子炉起動手順書が、SR中性子束高トリップ信号の手動ブロック操作は迅速な対応が要求されることを明記していなかったこと。④運転員が、SR中性子束高トリップをブロックする時間制約を知らなかったこと。</p> <p>是正措置:①原子炉起動手順書を改定して、SR中性子束状態(カウント値)を監視するステップとSR中性子束高トリップをブロックするためのステップを明記する。②反応度管理上級運転員は、反応度管理に専念できる上級運転員を追加で配備する様に、標準を改定する。</p>	2020-02-13	事務局	②	—	<p>本件は、原子炉起動時に運転員による線源域中性子束高トリップ信号のブロック操作が遅れたことにより発生した原子炉トリップ事例である。安全系は期待通りに働き、プラント安全性には問題がなかった。当該運転員のみならず、上級運転員も制御室監督者も注意が疎かになっていたことが原因。</p> <p>本件は、事業者による運転管理上の不備であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 483 /2019-003	線源領域中性子束高による原子炉トリップ		補足情報				
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8834		<p>2019-05-03、米国のマクガイア1号機(PWR、1158 MWe、定格運転中)にて、原子炉冷却系における圧力過渡に続いて、過大温度ΔT高信号により原子炉が自動トリップした。その後は全システムが正常に動作し、運転員が手動で電動補助給水ポンプを起動した。</p> <p>安全評価:安全系は、設計通りに動作しており、実際にも、潜在的にもプラント安全性には影響はなかった。</p> <p>事象経緯・原因:加圧器ヒータの保守終了後、運転員は加圧器を自動制御モードに戻すために、加圧器圧力を上昇(ヒータ)させるつもりで、加圧器圧力マスタ制御器の出力上昇操作を行った(上昇ボタンの押し操作)。しかし、出力上昇操作は、加圧器圧力を低下させる操作(スプレイ)であり、加圧器スプレイ弁が開き、加圧器圧力が急速に低下して過大温度ΔT高信号により原子炉がトリップした。</p>	2020-02-13	事務局	②	—	<p>本件は、定格運転中のPWRにおいて、加圧器操作を誤り、過大温度ΔT信号により原子炉トリップした事例である。安全系は期待通りに働き、プラント安全性には問題がなかった。思い込みによる誤操作が原因。作業前説明を怠ったことが根本原因。</p> <p>本件は、事業者による運転管理上の不備であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 369 /2019-001	原子炉保護系と補助給水系の作動	<p>手動操作で圧力が正しく上昇しない場合には、加圧器ヒータの状態を確認(電源が入っているか等を確認)することが決められているので、運転員は、事象発生後半では、ヒータの復帰等の操作を実施した。しかし、加圧器圧力マスタ制御器の出力を上昇させると加圧器圧力が上昇すると信じていたため、圧力上昇操作を連続して実施した為、加圧器スプレイ弁が開側に動作して、逆に加圧器圧力が急速に低下してしまったことが根本原因である。</p> <p>根本原因:制御室監督者も原子炉運転員も、管理標準に則った適切な作業前確認を行わなかったこと。行っていれば、加圧器マスタ制御器の手動操作の前に、人的因子や代替措置を適切に考慮できたに違いない。</p> <p>短期是正措置:①制御室監督者と原子炉運転員の職務を停止。②発電所内で運転部門を休止させ、本事象の教訓を議論。③緊急調査チームを形成し調査を実施。</p> <p>長期是正措置:①制御室監督者と原子炉運転員の改善計画策定、②事象に関係した個人へのコーチング、③制御室監督者全員参加会議を開き、本事象の教訓を示し、各監督者に対して標準の遵守を監視要求の強化、④当該発電所の運転班長全員参加会議を開き、本事象の教訓を示し、各班長に対して標準の遵守を監視要求の強化、⑤運転員に対して中間業務認証プロセスを導入し、業務実行に係る覚悟を客観的に評価、⑥月例の班長レビュー会議を開き、パフォーマンス・ギャップを特定するためのリーダーシップに焦点を当てる、⑦加圧器の運転手順書を変更して、ステップの前に「注意」を加える。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8835			2020-01-09	事務局	②	1	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の1台が長期間運転可能状態になかった(技術仕様書違反)可能性があることが判明した事例である。長期間技術仕様書違反に気がつかなかった原因は、EDG 定例試験時に発生した EDG 遮断器の補助スイッチの不良を抜本解決することなく定例試験時のみに有効な回避策(手動操作)をとったこと。根本原因は、当該スイッチの不良は再発していたにも関わらず、電気設備や EDG システムの保守専門家交えた不良影響評価を行わなかったこと。EDG の自動起動シーケンス試験も行っていなかった。</p> <p>本件は、事業者による運転経験反映の不足並びに保守管理の不適合問題である。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内原子力発電所では、EDG サーベランス試験で不良が発見された場合は、社内規則に基づき発電部門長に報告し、関連部門の長は、影響評価と原因究明を行わなければならない。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8836			2020-01-09	事務局	②	—	<p>本件は、運転中の原子力発電所のタービン発電機の下方で油煙が上がり、タービン建屋火災警報が発信した事例である。油煙の原因は、タービン蒸気管の保温材に染み込んだ潤滑油が昇温により発煙したため。潤滑油が染み込んだ原因は、従前の保守作業中に油ポンプが意図せず動作せず油がこぼれ落ちたため。意図せず動作した原因は、当該ポンプのタグ管理(運転注意)を適切に行なっていなかったため。作業手順書に不備があった。</p> <p>本件は、事業者による保守管理の問題である。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8838			2020-01-09	事務局	②	—	<p>本件は、GCRにおいて制御棒の自動駆動が応答しなくなった事例である。手動操作は可能で、安全上の影響はなかった。しかし、故障に気がつかなかつたら、冷却材温度が高くなり警報を発した可能性がある。原因は、従前のリレーモジュール基板交換の際の配線ミス。まれな作業だったことが寄与因子。また、作業後の結線確認や機能確認試験を実施していなかったと推測される。</p> <p>本件は、事業者による保守管理の問題である。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8839			2020-01-09	事務局	③	—	<p>本件は、非常用ディーゼルエンジンのオイルフィルタの欠陥品が、原子力発電所にて使用され、また、予備部品としても納入されていた事例である。納入された原因は、詳細な受入検査が行われなかったため。その理由は、従来品のフィルタ・サプライヤと異なるフィルタ・サプライヤであるにも関わらずフィルタユニットの部品番号が変更されていなかったこと、フィルタユニットの外観ではフィルタが異なることが見つけにくいため。推定寄与因子は、フィルタユニット・サプライヤは、新たなフィルタを用いたユニットの機能試験を行っていなかったこと。実害は報告されていないが、当該オイルフィルタが詰まると、ディーゼルエンジンに影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>当該非常用ディーゼルエンジンは、国内原子力発電では用いられておらず、オイルフィルタも異なる。よって、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、本件は部品番号管理を含む調達管理を適切に行うことの重要性を示す好例なので、IRS ユーザーである JANSI と情報共有する。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8841		2019-03-31、米国パロ・ベルデ1号機(PWR, 1311 MWe 定格運転中)にて、A系非常用原子炉冷却系(ECCS)の高圧安全注入系(HPSI)ドレン弁からの漏えいは静圧状態で100 ml/分と測定された。この値は、大破断冷却材喪失事故(LOCA)時解析値3000 ml/時(格納容器外部の漏えい源からの加圧状態時のECCS漏えい)を超える。A系HPSIポンプミニマムフローでラインが加圧されると、漏えいは1800 ml/分に増加した。	2020-02-20	事務局	④	—	本件は、PWRのHPSIドレン弁のシートリークによる格納容器外漏えい事象であり、その漏えい量がLOCA時解析値よりも多く、未解析の状態であることを報告するものである。漏えい量が多いのは、HPSIドレン弁が開放端を持つドレンヘッドに接続されているため。事故条件では、格納容器外の放射性物質漏えい量が問題になる可能性がある。
LER 528 /2019-001	未解析状態に至った非常用炉心冷却設備の弁漏えい	<p>過大な漏洩は、ドレン弁SIA-V811からのシートリークと特定された。04-01に、当該ドレン弁を排水し、漏えい量を解析値未満の600 ml/時にまで減少した。トラブル解決作業は続けられ、04-08にHPSIドレン弁は交換された。2019-04-23、加圧状態ECCS漏えい試験を実施し、漏えいがないことが確認された。</p> <p>背景:2019-01-31、トラブル解決作業により、ほう酸補給ポンプの再循環ヘッドのドレン弁のシートリークにより共通ドレンヘッドに漏れが発生していたことが判明。安全注入(SI)のドレン弁から、共通ドレンヘッドに漏れが生じていないか、追加のトラブル解決作業を計画した。トラブル解決作業再開した03-31に、SIのウォークダウン中に、共通ドレンヘッドからの漏洩を確認した。</p> <p>漏えい量が高い原因:潜在的設計問題。すなわち、格納容器外側で開放端をもつドレンヘッドにECCSドレン弁が接続されているため、シートリークによる潜在的な放射線影響を限定できないことである。</p> <p>安全評価:この事象は、更新最終安全解析書に示された事象よりも深刻な過渡状態はもたらさず、環境への放射性物質の放出をもたらさなかった。この事象では、実際の安全性への影響はなく、一般公衆の健康及び安全に悪影響を及ぼさなかった。最近の試験データを用いて計算されたECCS漏えいの放射線量評価値は、規制で定める値より低かった。よって、この状態は、構造物またはシステムの安全機能の遂行を妨げるものではなかった。</p> <p>是正措置:ドレン弁を洗浄通水し(シート異物を取り除く)、漏えい量を許容範囲内に抑え、その後、プラント停止中に交換された。</p> <p>3基すべてで、HPSI系ドレン弁に配管キャップを設置する設計変更を予定している。</p>			補足情報	国内原子力発電所では、ドレン弁出口ラインに配管キャップを取り付け、ドレン弁を二重化するなどの対策もとられており、上記基準によりスクリーニングアウトとする。	
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8842		2019-08-24、米国セコイヤ2号機(PWR, 1139 MWe、定格運転中)にて、補機冷却水系統(CCS)熱交換器へ通水洗浄するために、その系統弁の一つを数ヶ月前に一時的な変更として決めた開度に開けた途端、制御室でCCS警報を受信。運転員は通水洗浄を終了し、非常用原水冷却水(ERCW、CCS熱交換器の冷却水)の流量を回復させた。試験データを評価したところ、設定された絞り弁開度では必要な流量を確保できないことがわかった。08-28に流量バランス試験により、適切な絞り弁開度が決められた。	2020-02-26	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の補機冷却水系統において、機能低下した電動弁の機能を既設の手動弁で置き換えた際、補機冷却水系統から警報が発信し対処した結果、当該系統が技術仕様書の定める許容運転不能時間を超えて運転不能となった事例である。直接原因は、設定した手動弁の弁開度が誤っていたため、それを修復するのに時間を要したため。弁開度を誤った原因は、試験ではなく誤った仮定を用いた計算で開度を求めたこと。寄与因子は、設計変更をリスク評価等行わずに実施できる事業者の仕組み。</p> <p>本件は、事業者による不適切な対応によって発生した事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 328 /2019-001	許容時間以上の補機冷却水系統運転不能状態	<p>背景：2019-06-17、ERCW 系統に一時的な変更を行った。この目的は、機能低下した電動弁(2-FCV-67-146)の機能を、手動弁(2-VLV-67-551)で一時的にまかなうこと。電動弁は中央制御室から開度調整できるが、手動弁は現場で弁開度を調整する必要がある。その弁開度は、流量試験の代わりに、計算により求められた。</p> <p>事象原因：①電動弁と手動弁の内部構造は同じであり、2つの弁のハンドル回転数に基づいて弁開度は導出できると仮定した。手動弁の流量特性曲線は線形と考えていた(後に非線形と判明)。②流量配分調整試験は、停止工程に影響を与えると誤解され、行わないことにした。この一時的な変更処置は、2018年の原子炉停止中の24時間交代勤務の中で検討され、工程短縮要求もあったため。</p> <p>安全評価：①2号機で冷却材喪失事故(LOCA)や安全注入(SI)を必要とする過渡事象が発生した場合、ERCW系及びCCSは、更新最終安全解析書で要求される炉心冷却及び格納容器防護機能を果たすことが可能。さらに、ERCW系及びCCSは、1号機に必要な設備冷却機能を提供できた(CCSとERWCSは1/2号機共用)。しかし、1号機でLOCA又はSIを必要とする過渡現象が発生した場合、2号機のCCS A系は、運転員の介入なしには必要な設備冷却機能を果たせない。2019-06-17から08-28まで、2号機CCS A系は運転不能であった。技術仕様書の運転制限条件では、許容運転不能時間は72時間としているため、これは技術仕様書違反である。</p> <p>即時是正措置：手動弁の正しい弁開度を決定するために流量配分試験を完了。</p> <p>教訓：①設計変更の際には、故障モードを緩和するため、リスクと対策を十分に特定する。②従前はコメントシートに書いていたような設計課題や批判思考を文書化する。③時間余裕のない作業に対して、対処措置を考慮する。④設計変更の際は、仮定を適切に特定し、検証する。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

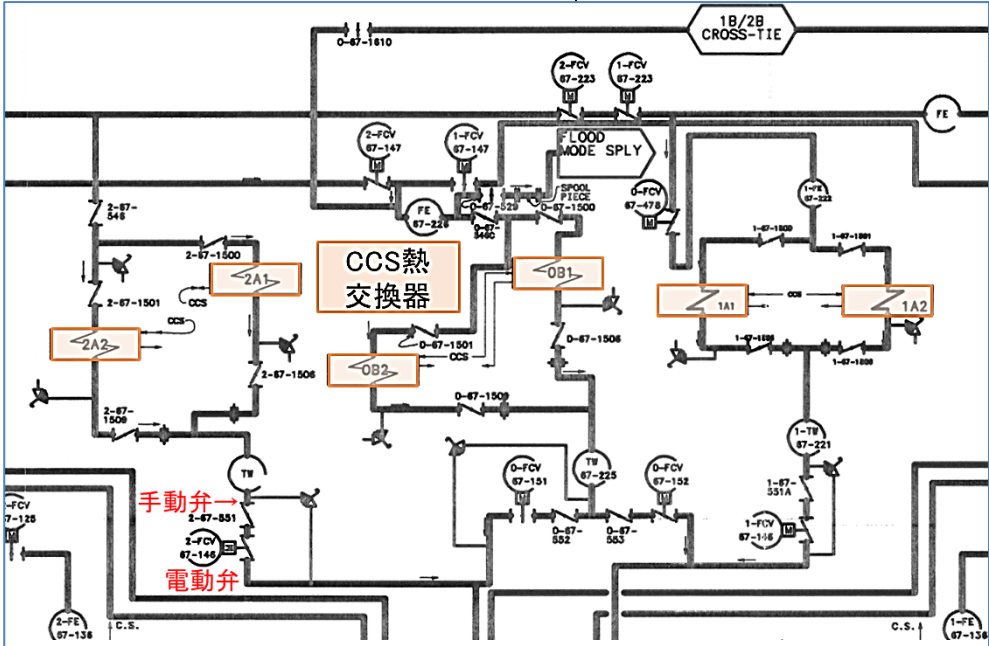
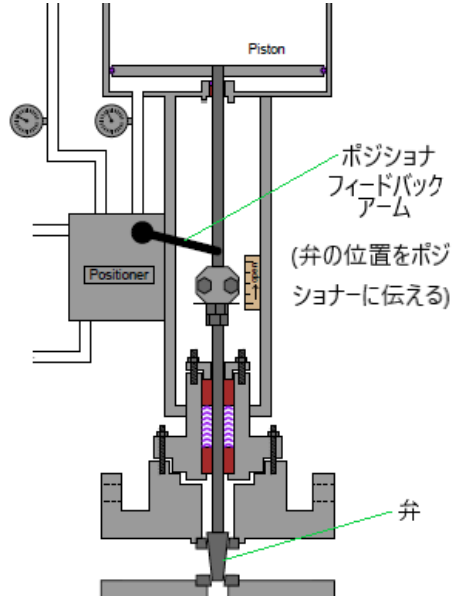


図 セコイヤ原子力発電所非常用原水冷却水(ERCW)系統図部分
<https://www.nrc.gov/docs/ml1208/ML12089A492.pdf>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8843			2020-01-09	事務局	③	—	<p>本件は、燃料交換停止中の PWR の横置き蒸気発生器 (SG) において、伝熱管検査の準備のため高温側ヘッダにプラグを挿入する際に、プラグがプラグ挿入機構から落下し、ヘッダ下部に挟まってしまった事例である。原子炉に燃料はなく、一次冷却材も排水してあるので安全性に影響はない。プラグが落下した原因は、プラグ挿入機構の操作ミス。根本原因は、プラグ挿入機構の設計や挿入作業管理において、リスク評価が不十分なこととされる。</p> <p>当該 SG 並びにプラグ挿入機構は、国内 PWR では用いられていないことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8844		<p>2018-09-30、米国のピーチ・ボトム -3号機(BWR、1251MWe、高温停止状態)において、復水ポンプ喪失後に原子炉が自動停止した。2018-10-01、モード4への移行準備中、原子炉圧力 10psig 到達時に4本の主蒸気ラインの隔離弁(MSIV)8個を閉じたが、うち1個(格納容器内側 B-MSIV)が全閉しなかった。</p> <p>安全評価:当該主蒸気ラインの格納容器外側 B-MSIV には問題は無く、格納容器隔離機能を達成することは可能である。</p>	2020-03-18	事務局	②	—	<p>本件は、BWR プラントにおいて、モード4への移行準備中に主蒸気ラインの格納容器の内側隔離弁(MSIV)の1つが全閉できなかった事象である。外側 MSIV には問題なく、格納容器隔離は達成できている。</p> <p>直接原因は当該 MSIV 構成部品の故障である。根本原因は、約30年前に、当該 MSIV の構造上の問題がベンダーから通達されていたにもかかわらず、事業者が対応を怠っていたことである。事業者の調達管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内プラントにおいては当該 MSIV(Atwood & Morrill model 20851-H) は使用されていない。</p>
LER 278 /2018-004	主蒸気隔離弁全閉失敗	<p>直接原因:当該 MSIV、Atwood & Morrill (model 20851-H)製 26インチ Y型玉型弁では、ポペット(弁座)がステムとともに9インチ移動し、ステムのみがさらに1インチ移動してポペットのパイロット穴を閉じる(全閉する)。ポペットは通常通り移動したが、ステムの回転防止ラグがポペットキャップガイドに引っかかり、パイロット穴を閉じることができなかった。蒸気流によるポペットの振動により、ポペットキャップガイドが回転防止ラグと接触し、磨耗によりポペットキャップガイドに凹みが生じたことが原因である。</p> <p>根本原因:当該 MSIV のベンダーは、1988年に General Electric サービス情報レター (GE-SIL 473) を通じて MSIV の改造を推奨していたが、発電所サイトは改造を実施していなかった。</p> <p>是正措置:2つの MSIV のステム及びポペットキャップガイドは交換され、またポペットの安定性を高める(振動を低減する)改造が行われた。なお、4本の主蒸気ラインの格納容器外 MSIV は回転防止ラグを有しておらず、この事象特有の故障メカニズムに影響を受けない。</p>	<p>補足情報</p>  <p>参考図 Atwood & Morrill 製 主蒸気隔離弁の例 (本事象のものではありません) https://www.trilliumflow.com/wp-content/uploads/2019/11/Trillium_19_Sales-and-Tech-Bulletin.pdf</p>				
NRC IR 277 and 278 /2019-001	NRC 検査報告書						
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8845		<p>2018-09-14、米国のセーラム -2号機(PWR、1158 MWe、90%出力運転中)において、第3ループ蒸気発生器の水位が高-高設定値に達し、原子炉が自動停止した。これにより、主タービン発電機、両蒸気発生器給水ポンプも停止、給水隔離弁及び制御弁が閉じた。</p> <p>安全評価：補助給水ポンプが蒸気発生器水位維持のために起動、全システムは期待通り作動し、通常の高温停止(モード3)で安定した。この事象に関連する安全上の問題は無く、給水隔離により主給水は停止し、過剰な熱除去を防止した。</p>	2020-03-18	事務局	②	—	<p>本件は、PWRプラントの蒸気発生器の水位が高-高設定値に達し、原子炉が自動停止した事象である。安全系のシステムに問題は無く、プラントは通常の高温停止(モード3)で安定した。</p> <p>直接原因は、蒸気発生器水位制御弁が振動(共振)により故障し、弁が開かなくなったためである。根本原因は、給水制御システムの更新により運転可能出力範囲が広がったのに対し、給水制御系の振動に対する影響評価と対策が不十分であったことである。事業者は、3年前の出力上昇試験時に特定出力における過振動を経験していたが、共振による故障の可能性を見逃していた。</p> <p>当該事業者のリスク管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 311 /2018-002	蒸気発生器水位高による自動原子炉トリップ	<p>直接原因：第3ループBF19(蒸気発生器水位制御弁)のポジシオナフィードバックアームが振動による疲労で損傷し、当該弁が開かなくなった。疲労損傷の原因は、デジタル給水制御システムの設計変更により給水制御弁を絞った運転が可能となったため、弁差圧が上昇し、2号機のコーストダウン運転※中の約90%出力運転時に給水制御システムに共振が発生・持続したためである。</p>	補足情報				
NRC IIR 311 /2019-001	NRC 統合検査報告書	<p>根本原因：設計変更後の出力上昇試験時(2015-11-04)において、原子炉の熱出力が77-87%の範囲で給水制御系の過度の振動を経験したが、87-90%出力では振動レベルが正常であったことから、システムが通常動作可能であると判断していた。すなわち、設計変更及び出力上昇試験の影響評価が不十分であった。</p> <p>是正措置：ポジシオナフィードバックアームをアップグレードするとともに、当該弁及びバイパスバルブに振動監視装置を設置した。また給水制御システムの振動を低減するためにシステムパラメータを調整するように修正する予定。</p> <p>※コーストダウン運転：燃料が燃焼に伴って徐々に消耗し、制御棒引き抜きによる出力維持範囲を超えて、出力が緩やかに低下していく運転状態。</p>	 <p>参考図 ポジシオナフィードバックアームの例 (本事象のものではありません) https://automationforum.co/control-valve-positioners/</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

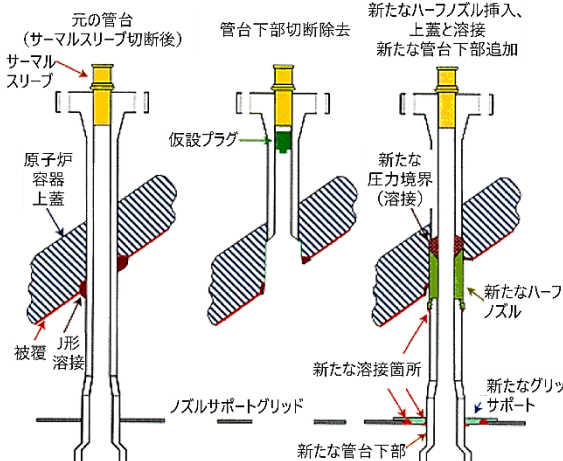
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8846		2018-10-12、米国のセントルーシー-2号機(PWR、987MWe、定格出力中)において、2018-10-11にSF6ガス容器の破損が確認された受電遮断器を修理するために、6.9kVの高圧常用母線2A1を2A所内変圧器(UAT)から2A起動変圧器(SUT)に切り替え操作を実施したところ、当該受電遮断器の故障が発生し、給水ポンプ及び1次冷却材ポンプへの電力供給が絶たれ原子炉が自動停止した。また、変電設備に火災が発生した。	2020-03-22	事務局	②	-	本件は、運転中のPWRプラントにおいて、高圧母線の遮断器故障により外部電源喪失、原子炉が自動停止した事象である。また、変電設備に火災が発生した。安全系のシステムに問題はなく、プラントはモード3に移行した。
LER 389 /2018-002	6.9 kV 高圧母線の遮断器故障による自動原子炉トリップ	安全評価:原子炉の安全系の設備への電力供給に問題はなく、プラントはモード3を維持した。また、火災は所員により消火された。	補足情報				
		直接原因:六フッ化硫黄(SF6)ガス容器の破損*により絶縁性能が低下した遮断機を、負荷中に開放しようとしたことによるアーク放電と短絡の発生。					
		根本原因:絶縁性能が低下した当該受電遮断器を交換するにあたり、負荷中に切り替えを行うことは故障や原子炉停止につながる可能性があったが、緊急事態対策を策定した上で、原子炉を停止せずに切り替え作業を行った。					
		是正措置:当該受電遮断器及び他の7箇所の遮断器を良品に交換する。また、同様の事象が生じた際の行動計画を策定する。					
		※:当該受電遮断器(安川電機製)の設計不備に起因する経年劣化事象					
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。							

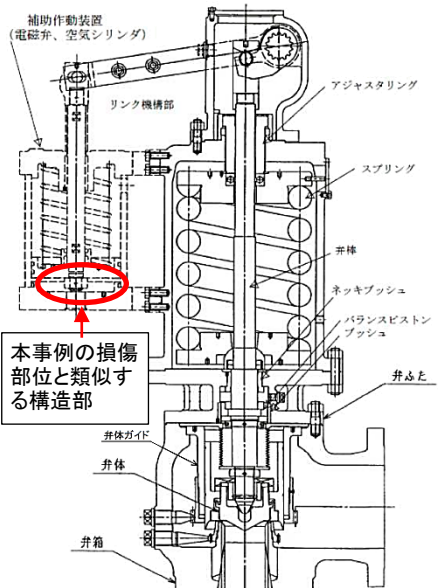
図 セントルーシー原子力発電所単線図

<https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML12300A422>

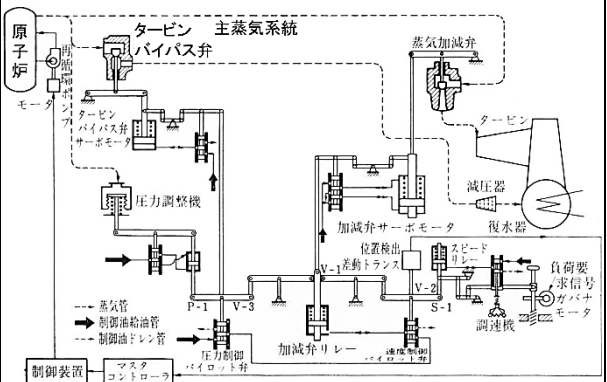
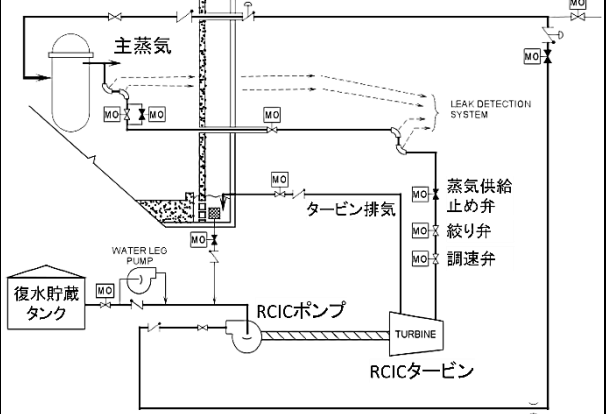
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8847		2019-07-15、米国のセントルーシー-1号機(PWR、981MWe、定格出力中)において、1B非常用ディーゼル発電機を月例の1時間の負荷運転試験のために起動させたところ、40分後に冷却水温度「高」のため停止した。冷却ファンシステムとの接続部である、1B2ディーゼルエンジンのクランクシャフトのテーパエンドがせん断破壊しており、ファンが回転していなかった。調査の結果、前月の負荷運転試験終了時にクランクシャフトは破壊寸前であったと推定された。すなわち潜在的な故障期間は28日間となり、非常用DGの許容停止時間(AOT 14日間)を超えていた。	2020-03-23	事務局	②	—	<p>本件は、運転中のPWRプラントにおいて、月例負荷運転試験時に非常用ディーゼル発電機が運転不能となった事象である。潜在的な故障期間は非常用ディーゼル発電機の許容停止時間を超えていたが、外部電源及び他号機の非常用ディーゼル発電機が利用可能であったことから、原子力安全に大きな影響はないとされた。</p> <p>直接原因は、冷却ファンシステムとクランクシャフトとの接続部に存在していた亀裂が長年の負荷により進展して破壊したためである。</p> <p>根本原因は、結果論ではあるが、過去のトラブル(高振動事象)の保全後確認が不十分であり、亀裂の発生を認識していなかったことにある。</p> <p>本事象は、当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 335 /2019-003	クランクシャフトの破損に伴う非常用DGの運転不能	安全評価:2019-07-1から実施されていた月例サーベイランスのために、1A非常用ディーゼル発電機も待機状態から外されており、本事象により2系統の両ディーゼル発電機とも稼働不能となった。しかし、外部電源は利用可能であったことと、必要に応じて2号機の非常用ディーゼル発電機が利用可能であったことから、公衆の安全衛生に大きな影響は無いとされた。	補足情報				
		直接原因:曲げ荷重によるクランクシャフトのテーパエンド部での亀裂の発生と、長年の繰り返し運転のねじり振動による疲労亀裂の進展により、せん断破壊に至った。					
		根本原因:28~31年前、当該冷却ファンシステムにクランクシャフトと冷却ファンシステムの軸芯のずれに起因する高振動事象が生じ、振動低減の是正措置が実施されたが、クランクシャフトに亀裂が発生していることを認識できなかった。なお、本事象は業界で初めて経験したものであり、本クランクシャフトの故障モードは想定されておらず、予防保全の範囲には分解点検が含まれていなかった。					
		是正措置:故障した1B2ディーゼルエンジンの修理及び1B1ディーゼルエンジンの検査を実施し、問題がないことを確認した。また、他の非常用ディーゼル発電機についても検査を予定している。					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8848		<p>2018-10-11、米国のカルバートクリフス-2号機(PWR、855MWe、定格出力中)において、始動空気系のヘッダ圧力が低下し、待機中の2A及び2B非常用ディーゼル発電機の両系列が運転不能となった。圧力低下の原因である1B非常用ディーゼル発電機の始動空気弁を手動で隔離したことにより、ヘッダ圧力は30分後に回復し、両系列とも通常待機状態となった。</p> <p>安全評価:2A及び2B非常用ディーゼル発電機の起動不能状態は短時間で回復したため、確率論的リスク評価分析では炉心損傷頻度の評価値は10^{-7}/炉年未満であり、十分に低い値となった。</p> <p>直接原因:1号機の1B非常用ディーゼル発電機の保守後の起動試験において、始動空気系の制御回路のダイオードが短絡したことでサージ電流が発生し、回路内の2つのヒューズが溶断された。これにより、始動空気弁の閉止信号が遮断され、始動空気系の1及び2号機共通ヘッダ圧力が低下した。</p> <p>根本原因:1及び2号機の全4台の非常用ディーゼル発電機の始動空気系は当該ヘッダで常時つながっていた。すなわち、始動空気系制御回路の一つのヒューズが溶断されると、ヘッダを共有している他の(複数の)ディーゼル発電機の始動空気系の圧力低下を招く設計になっていた。</p> <p>是正措置:故障したヒューズ及びダイオードを交換し、当該共通ヘッダ内に手動遮断バルブを設置した。</p>	2020-03-23	事務局	③	—	<p>本件は、運転中のPWRプラント(2号機)において、非常用ディーゼル発電機が2系列とも運転不能にあることが判明した事象である。</p> <p>直接原因は、1号機側の非常用ディーゼル発電機の始動空気弁が故障により閉止できず、始動空気系の圧力が低下したことである。根本原因は、1及び2号機の計4台の非常用ディーゼル発電機が始動空気系を共有しているという設計の脆弱性のためである。</p> <p>国内プラントにおいては、非常用ディーゼル発電機の始動空気系統は分離されており、設備構成が異なることから上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER318/2018-001	始動空気系の共通ヘッダ圧力低下によるユニット2の非常用ディーゼル発電機の両系列運転不能		補足情報				
NRC IIR318/2019-001	NRC検査報告書						
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8850		2018-11-10、米国パリセード原子力発電所(PWR、805 MWe、燃料交換停止中)にて、原子炉容器上蓋のベアメタル検査の際、管台 25 の領域に壁貫通欠陥を示す乾燥ほう酸が確認された。この欠陥は、最初の超音波探傷試験(UT)では確認されなかったが、UT 結果の再評価により、漏えい経路の指示と一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)の軸方向欠陥特徴が確認された。この結果を踏まえ、再評価したところ、4 つの管台(33,34,35,36)のレビューが必要とされた。管台 33 は PWSCC と一致する特徴指示を有し、管台 36 には、表面破壊の PWSCC タイプの欠陥が見つかった。管台 34 と 35 は許容可能と判断された。これらを踏まえ、管台 25、33、36 は修理された。	2020-03-25	事務局	④	—	<p>本件は、PWR 上蓋の CRDM 管台に壁貫通欠陥が見つかった事例である。原因は、PWSCC であり、原因は材料が PWSCC 感受性の高いインコネル 600 だったこと、検査方法・手順が未熟だったこと。さらに、運転経験反映が不十分だったこと。</p> <p>国内 PWR においては、インコネル 600 を用いた上蓋は 690 に交換が進められ、対応済みであることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER255 /2018-00301	原子炉压力容器上蓋管台貫通部における欠陥	安全評価:ほう酸による原子炉容器上蓋の損耗はない。運転中、管台 25 の欠陥による安全上の重要性は最小。当該発電所の原子炉容器検査プログラムは、ASME コードケース 729-4(压力容器上蓋貫通部の修理)の要件に適合。この事象による公衆の一般的な安全性、原子力、産業、放射線安全性への影響はない。	補足情報				
IIR255 /2019002	NRC 統合検査報告書	原因:PWSCC。管台材料は、PWSCC の感受性の高いインコネル 600 合金材であった。 寄与因子:保守業者(Framatome 社)によると、過去 10-15 年のほとんどすべてが外面(OD)表面欠陥なので、OD 起点(欠陥兆候)の有無が、原子炉容器検査の焦点となっていた。	 <p>元の管台 (サーマルスリーブ切断後) 管台下部切断除去 新たなハーフノズル挿入、上蓋と溶接 新たな管台下部追加</p> <p>サーマルスリーブ 原子炉容器上蓋 仮設プラグ 新たな圧力境界(溶接) 新たなハーフノズル</p> <p>J形溶接 新たな溶接箇所 新たなグリッド サポート</p> <p>ノズルサポートグリッド 新たな管台下部</p> <p>参考図 パリセードにおけるハーフノズル溶接修理方法による管台修理概念図</p> <p>https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2006-027.pdf</p>				
		是正措置:1)管台 25、33 で観察された欠陥特性について、ジャストインタイム(JIT)訓練を実施。その訓練を、全ての欠陥管台を確実に特定できるように、残りの再検査に適用。2)Framatome 社は、内表面テンパービードハーフノズル溶接修理方法を用いて、欠陥管台を修理した。原子炉容器は供用状態に戻った。3)今後の検査では、この運転経験に基づく事前訓練が必要となる。対象の管台が特定されたら、欠陥のあるすべての管台に適切に対処できるように ECT を含む技術が使用される。4)自己評価により特定された弱点は以下の通り:①原子炉容器検査の監視に関する管理基準がない。②認可取得者には、作業前説明会と UT データ分析者の独立性に対して、請負業者向けに手順要件を設ける気力が欠如。③2013 年に発生した類似事象(LER400/2013-003)を反映させていない。5)原子炉容器上蓋検査契約では、UT 漏えい経路検出するための手順と訓練を要件化する。					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8851			2020-05-07	事務局	③	—	<p>本件は、PWRの蒸気発生器の逃し安全弁にて、逃し機能を無効にした安全弁動作試験を行った際に、安全弁非閉止警報が発信し、2基の逃し安全弁で制御部(補助作動装置)のピストン軸の破損が見つかった事例である。安全弁非閉止の原因は、逃し機能を無効にする作業の不良と、それを確認せずに試験を開始したこと。ピストン軸破損の原因は、共鳴振動による疲労破壊。根本原因は、作業手順の不適合と不適切な工具の使用。作業員と運転員間のコミュニケーション不良。</p> <p>逃し安全弁の逃し機能を無効にする作業は他に類を見ないものであることと、作業手順逸脱であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>  <p>参考図 逃し安全弁の例(本件の安全弁とは異なる) https://www.tepco.co.jp/about/power_station/disaster_prevention/pdf/nuclear_power_151119_04.pdf</p>
補足情報							

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS8852		2018-12-12、米国グランドガルフ1号機(BWR、1401 MWe、定格運転中)にて、タービンバイパス弁(TBV-A)が開き始め、90分間0~10%開度で開放した。この間、運転員は都度、出力調整を行ったが、90分後、弁は速度を増加し開き始め、約50%に達した。運転員は手動原子炉停止し、急な減圧を防ぐために、主蒸気隔離弁(MSIV)を手動で閉止した。続いて、制御棒駆動ポンプ(CRDP-B)が、入口差圧高と入口圧力低で不意にトリップしたので、CRDP-Aを手動起動した。原子炉圧力は逃がし安全弁(SRV)を使用して制御され、最終的に運転員は手動で原子炉隔離時冷却(RCIC)を開始して、原子炉水位を制御範囲に維持しようとした。しかし、RCICからの初期注入流量が、期待どおりではなかったため、運転員は手動で高圧炉心スプレイ(HPCS)を起動させた。1分後にHPCSは止まり、RCICが注水開始した。約11分後に、原子炉水位高に達し、RCICへの蒸気供給が自動隔離。RCIC系統は約8分後に復旧し、設計通りに機能した。	2020-05-07	事務局	⑤	—	本件は、BWRプラントにおいて、タービンバイパス弁の制御機器が故障し、当該バイパス弁が異常開放したため、手動原子炉停止した事象である。原子炉停止の際、最終的なRCIC注水が遅れた。しかし、手動停止操作後は、プラントパラメータは制限範囲内に制御されたことから、本事象の安全重要度は低いと判断されている。RCIC遅延原因は、手順書やシミュレータ訓練がプラント実条件と合致していなかったことが寄与因子である。	
LER 416 /2018-010	タービンバイパス弁ドリフト開放により原子炉手動停止		補足情報					
			 <p style="text-align: center;">参考図 BWR タービン制御系統概要図 http://www.hitachihyoron.com/jp/pdf/1971/06/1971_06_03.pdf</p>					タービン系統の制御機器の偶発故障に対応して手動原子炉停止し、プラントパラメータは安全制限値内に制御された事象であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。
SIR 416 /2018-050	NRC 特別検査報告書	安全評価:この事象による一般公衆安全、原子力安全、産業安全、又は放射線安全への実影響はなかった。原子炉停止は手順通りで、プラントパラメータは安全限度内だったので、安全重要度は低い。 TBV開放の直接原因:TBV-Aのアクチュエータの弁開度指示器の線形可変差動変圧器(LVDT)の故障。この故障により開度誤信号が出て、不測の弁動作が生じた。 寄与因子:タービン電子油圧制御操作手順書に、故障した制御器から補助制御器に手動で切り替える手順がなかったこと。切り替えていれば、TBV-Aを手動で閉止することができたはずである。また、本事象に限っては、制御器を自動で切り替える回路が無効となっていた。 RCIC応答遅延原因:RCIC吐出圧表示と制御弁ランプが期待通りできなかったため。さらに、RCIC手動起動において、運転員が十分なポンプ吐出圧(炉圧+30 psig以上)を確立しなかったため。シミュレータ訓練の要求でも、炉圧+10 psig以上であり、本事象時は、炉圧+23 psigだったので、運転員は十分と判断した。 是正措置:①故障したLVDTから予備LVDTに接続変更し、弁制御器は復旧した。②同様の問題が発生し、補助制御器への自動切換え不能場合に備えて、手動で補助制御器に切換えるよう、操作手順書を改訂した。③シミュレータモデルを実プラント特性と整合させ、必要RCIC吐出圧(差圧)を増やした。						
			 <p style="text-align: center;">参考図 BWR/6のRCIC系統概略図 https://www.nrc.gov/docs/ML1414/ML14140A178.pdf</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めに公開できません。								

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8853		2019-04-09、米国ポイントビーチ1号機(PWR、591 MWe)にて、燃料交換停止のための原子炉冷却材系統(RCS)の冷却後、低温側温度が圧力温度制限報告書(PTLR)制限内に維持されていないことが確認された。遡り調査の結果、1、2号機ともPTLR温度制限外で運転していた期間(1号で11時間、2号で12時間)が特定され、この期間は技術仕様書(TS)の復旧操作完了時間を不満足だった。TSでは、RCS圧力、温度、及び昇温速度と冷却速度をPTLR制限内に維持することを要求しており、制限を超えた場合、運転員はパラメータを元へ戻すための操作を開始し、モード4に入る前にRCS運転継続の可否を判断する必要がある。なお、RCSの昇温率及び減温率は制限内だったが、温度は下限を下回り、RCS運転継続判断は、モード4に入る前に完了していなかった。	2020-05-07	事務局	②	—	<p>本件は、PWRプラントの停止冷却後に、低温側温度が圧力温度制限報告書(PTLR)制限を逸脱していることが確認された事例である。遡り調査により、過去にもPTLR制限を逸脱した期間が特定された。安全上の問題はない。逸脱原因は、運転要領書にPTLR制限が適切に反映されていないため。</p> <p>事業者の運転管理に関わる課題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 266 /2019-002	技術仕様書に要求される圧力温度制限を逸脱した運転	安全評価:本事故及びその後の運転中、安全系のシステム、構造物、または機器の不良はなかった。PTLR制限逸脱による原子炉圧力容器の構造健全性の低下はなかった。設計または安全限界に係る問題もなく、すべてのプラントシステムは要求通りに機能した。事象中の反応度変化は、炉心の安全性に影響なく、RCSは健全と判断された。本事象の安全上重要度は非常に低く、公衆の健康と安全にも影響はなかった。過去3年に、PTLR制限逸脱が原因となる類似事象は報告されていない。	補足情報				
SIR 266 /2018-050	NRC 特別検査報告書	事象原因:PTLR要件がプラント運転要領に適切に反映されていなかった。PTLRは、当該発電所の技術要求マニュアル(TRM)に含まれている。当該発電所では、PTLRを満足するように、運転要領とRCS昇温・減温プロットを使って、プラントの昇温と減温のトレンドをプロットし管理している。しかし、運転要領には、昇温率、減温率、加圧中または昇圧開始時の最低温度に関する数値制限が明示されていなかった。	<p>参考図 ワッツバー-2号機 RCS 昇温制限 https://www.nrc.gov/docs/ML1804/ML18040A434.pdf</p>				
		是正措置:モード4に入る前にRCS条件は評価され、継続運転可能と判断された。温度下限を下回った過去の事例も、ASMEのガイダンスによって許容可能と評価された。運転要領にPTLR要求を統合する活動は、是正措置プログラム(CAP)で管理される。	<p>参考図 ワッツバー-2号機 RCS 冷却制限 https://www.nrc.gov/docs/ML1804/ML18040A434.pdf</p>				
		モード4に入る前に、ASMEコード付録Eのガイダンスに基づいて、運転継続的が許容されることを確認し、これらの評価はNRCに提供された。PTLR要件をプラント運転要領に適切に反映させるための活動は、プラントは是正措置プログラムを通じて実施する計画である。					
		赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。					

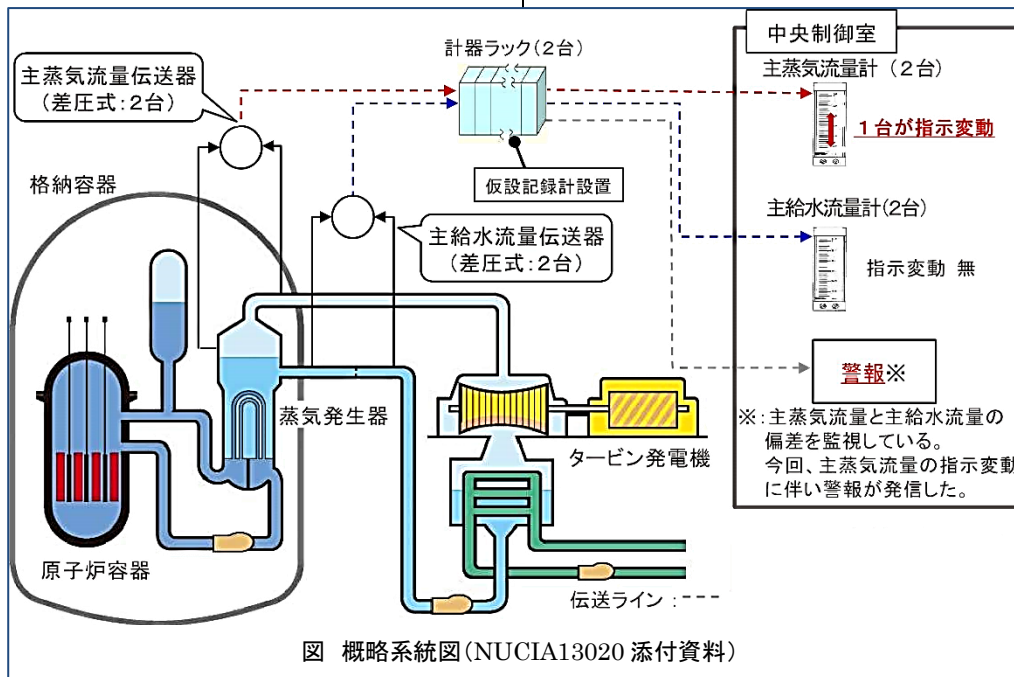
FINAS 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準 / 2 次	INES	処理結果
FINAS284			2020-02-23	事務局	②	—	<p>本件は、ウラン濃縮工場のウラン廃棄物貯蔵施設において、貯蔵容器が臨界安全規程を逸脱する間隔で置かれていることが判明した事例である。また、容器容量も設計仕様要求を満たしていなかった。なお、臨界安全評価により、未臨界性が維持されていることは確認されている。</p> <p>原因は、容器を規則正しく並べるためのアレイ(木枠台)の設計が誤っていたため。根本原因は、当該工場の安全規定図書が不明確なため、仕様要求が不十分で、受入れ検査も実施されていなかったことと、従前と同じという思い込みによる誤認識。</p> <p>事業者が取り組むべきマネジメントの課題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めににより公開できません。</p>							

FINAS 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
FINAS285			2020-02-13	事務局	②	2	<p>本件は、再処理施設において、高放射能試料をサンプリングする際に発生した作業員の手表面の汚染事例である。被ばく量が、法定等価線量限度を超えていたため、INES-2 と評価された。指摘しているのは、作業員も放射線管理者も被ばくに気が付かなかったため、規定の汚染チェックを怠ったことと、除染までに時間が掛かったこと。放射線防護具も不適切だった。作業員個人の規則不遵守の問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
INES2017-01	再処理施設での個人汚染		<p>補足情報</p> <p>INES2017-01 から抜粋 https://www.nsr.go.jp/data/000213541.pdf</p> <p>2017-01-08、英国セラフィールドのマグノックス再処理施設で、放射性物質のサンプリングが行われていた。サンプリングは 1 日に 2 回行われる。この時は、シフトチーム長が作業しており、建屋を出る際のハンドボディモニターで、自分が汚染していることを知った。保健物理医に右手の指 1 本が汚染したことを報告し、通常の除染を行った。線量評価では、1 Sv であった。これは、手の年間法定等価線量 (500 mSv) を超えている。</p> <p>ONR-SDFW-PAR-17-006 Rev.B から抜粋 http://www.onr.org.uk/pars/2017/sellafield-17-006.pdf</p> <p>1) 根本原因は、要領書に明確に記述されているにも関わらず、作業員と保健物理医が作業の事後サーベイと個人チェックを確実に実施しなかったことである。 2) 汚染した個人以外に被ばく者いない。施設境界外への汚染の移行はない。 3) 汚染防止のバリアが数多くあったが、個人の判断によって無視された。 4) 原子力規制局 (ONR) では、施設に対して改善通知を発行する必要はないと結論づけている。</p> <p>バルジ</p> <p>通常、遮蔽されたステンレス製の窓のないグローブボックス型の筐体のこと。機械的にシールドされた開口部があり、そこから遠隔操作で遮へいポートを経由して、内容物を移送用遮へい容器の中に取り出すことができる。 https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1744_web.pdf</p>				
ONR-SDFW-PAR-17-006 Rev.B	マグノックス再処理施設での汚染事象の調査						
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。							

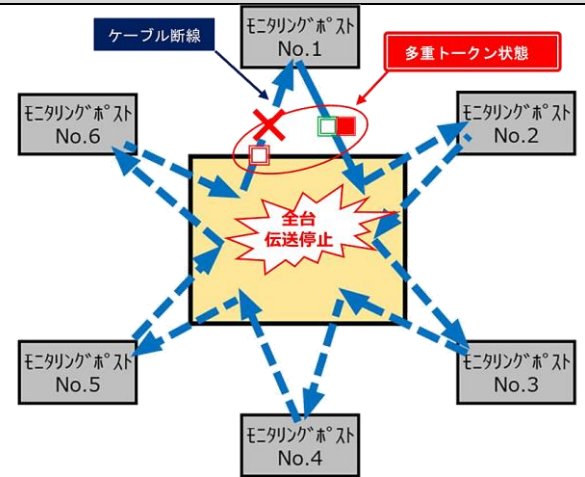
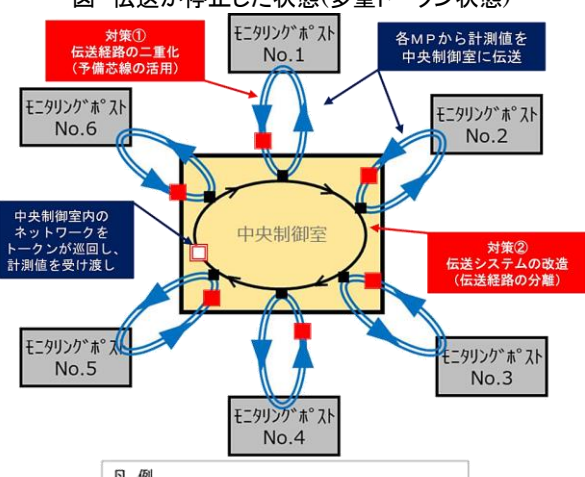
FINAS 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準 / 2 次	INES	処理結果
FINAS286			2020-02-13	事務局	②	1	<p>本件は、ウラン濃縮工場の貯蔵施設に使用済みフィルタートラップが、安全運転要件確認せずに移動・保管されていることが見つかった事例である。規定違反であるが、臨界安全に関わるリスクはないと評価されている。規定では、当該トラップを移動する前に、当該工場の安全運転要件を遵守していることを正規認定者が確認することになっていた。通常の作業者ではない保守技術者が作業を行っていたことと、保守作業指示書にも不備があったことが原因とされている。</p> <p>事業者によるマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2018-42	<p>手順書で定められた入退域手順未実施での第2チェックポイント管理区域境界通過</p> <p>NUCIA 通番: 12939M</p> <p>ユニット: 島根発電所 1,2号</p> <p>発生日: 2019-02-08</p> <p>登録区分:最終</p>	<p>2019-02-08、第2チェックポイントの管理区域境界(非管理区域側)の管理区域入域ゲート等の点検作業中に、個人線量計未着用の作業員が管理区域へ入り、また、身体汚染検査を行わずに、管理区域から出た。なお、当該作業員の身体および床面の汚染検査を実施して、汚染がないことは確認されている。</p> <p>原因:①第2チェックポイント内作業時の注意喚起が不足していた。②管理区域入域ゲートおよび体表面モニタ(身体汚染検査装置)の使用規制表示、不用意な入退域の防止措置(フェンス等による追加区画)が不足していた。③管理区域標識が見えにくい位置に掲示されていた。④第1チェックポイントの監視員から第2チェックポイントの作業員に対して、注意事項を即座に伝達する手段がなかった。</p> <p>再発防止策:①第2チェックポイント入口扉の鍵を貸出す際は、放射線管理上の注意事項を借用者へ貸出の都度伝達する。②入域ゲートおよび体表面モニタの出入扉からの侵入ルートについて、バリケード等を用いて封鎖する。③管理区域標識を見えやすい位置に取り付ける。④第2,3チェックポイントからの入域にあたり、監視員から必要な指示を行なえるよう会話装置を設置する。</p>	2019-07-30	事務局	②	-	<p>本件は、管理区域入域ゲートが点検中の場合に無手順入域を防止する策が不十分だった事例である。事業者が取り組む運用に関わる課題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-07 2019Q2	蒸気発生器の蒸気流量に関する運転上の制限逸脱 判定日: 2019-09-08 NUCIA 通番: 13020M ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2019-09-08 登録区分:最終	<p>2019-09-08、定格熱出力一定運転中の4号機において、蒸気発生器(A)の蒸気流量に関する警報が発信、復帰を繰り返した。関連計器を確認し、2系統あるうちの1系統の蒸気流量の指示値が低下していたことから、保安規定第34条表34-1(*)の運転上の制限を満足していないと判断(09:20)。指示が低下した系統の信号を使用しないように当該計器から切り離し、もう一方の系統の入力信号により当該計器の信号が出力される状態とした(指示値低下した系統を動作信号出力状態に固定)。これにより、当該計器の機能が維持できたことから、同日12:50に、保安規定の運転上の制限の逸脱から復帰した。</p> <p>*主蒸気ラインごとに2系統が動作可能であること。</p> <p>同日、現地運転検査官による立入検査により、当該計器が保安規定で定める動作可能な状態であることを確認した。その後、故障している系統の入力カードを予備品に交換して通常状態に復帰した。</p>	2019-10-30	事務局	⑤⑥	—	<p>本件は、<u>その後の伝送器製造者による調査により、原因は伝送器製造工程で異物が混入したと特定された。伝送器製造者において検査体制を強化するとともに、他のPWR設置者にも情報共有を行うとのこと。</u>すでに事業者の取り組みにより対策が採られて「令和元年度第2四半期の保安検査の実施状況等について」で報告され、運転上の制限逸脱と判定されている。当該計器に異常は認められず、偶発的な指示値変動と推定されている、許容時間内に運転上の制限の逸脱から復帰していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
NUCIA13020情報							
指示値低下の原因:調査した結果、関連パラメータ、伝送器、伝送ケーブル、計器ラックについて、異常は認められなかったことから、偶発的に当該流量計の指示値が変動したものと推定される。							
再発防止策:念のため計器ラックの入力カード(電子基板)を予備品に取り替えた。また、定期検査時に伝送器も取り替える。							



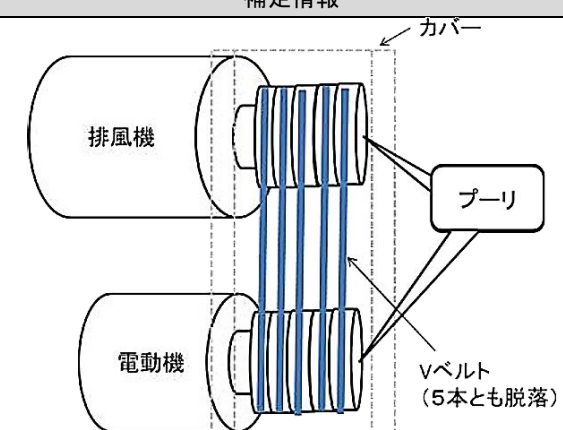
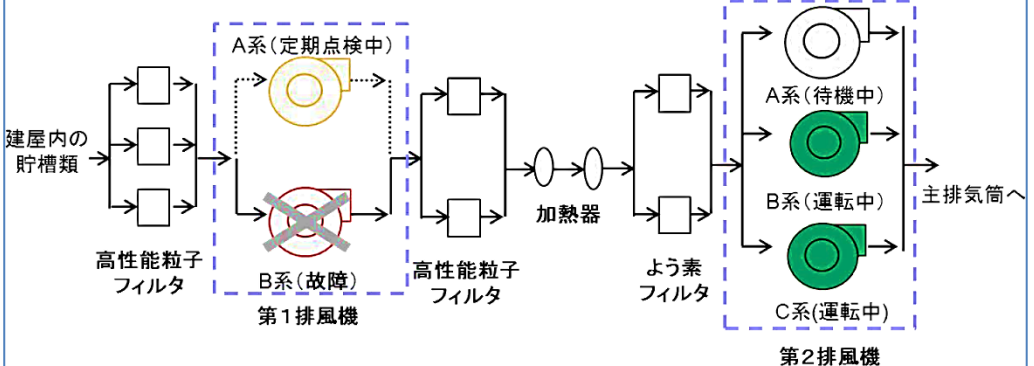
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-11	大湊側補助ボイラー建屋における火災の発生について 更新日: 2020-04-15 NUCIA 通番: 13040M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2019-10-18 登録区分:最終	<p>2019-10-18 15:47、大湊側補助ボイラー建屋において、電源盤の受電切替を行ったところ、電源盤からの発煙が確認された。火災と判断され、119番通報、消火活動を行い、消火を確認。16:40に、公設消防により鎮火を確認。電源盤の扉を開き、電源切替器内部の切替器操作コイルの焼損を確認した。</p> <p>当該電源切替器は、電源盤の操作用切替スイッチからの切替信号にて内部の補助リレーが動作し、操作用コイルへ通電し、その後、切替動作の完了信号にて、操作用コイルへの通電を解除する回路である。当日午前の当該電源切替器操作(B系→A系)の際は正常に動作し、発煙及び発火はなかった。午後の復旧作業で切替操作(A系→B系)を実施した際に、切替不動作が確認され、発煙及び発火に至った</p> <p>火災推定原因:工場詳細調査及び回路構成から、機構部および充電部摺動部の潤滑剤の経年劣化・消失により、機械接触面の摩擦力が増大、切替動作時の操作用コイルの力では動作しきれず、操作用コイルへの通電が継続したため。</p> <p>操作用コイル焼損メカニズム:①切替操作により電源切替器に指令が入り、動作指令は内部回路にて保持された。②制御リレーが動作し、操作用コイルへ通電され、電源切替動作を開始したが、機械的な動作が完了せずに操作用コイルへの通電が継続した。③操作用コイルは瞬時動作(100ms)であり、操作用電流が流れ続けたことからコイル焼損に至った。</p> <p>再発防止対策:①機構部及び充電部摺動部への潤滑剤の注油及び切替動作を確認し、健全性を確認。②当該電源切替器と同型(1987年製)及び後継機種(1995年製)は、潤滑剤塗布及び動作確認を実施し健全性確認したが、取替を計画する。後継機種(2012年製)は、無注油(3万回以内)での使用可能製品である。③電源盤点検と同じ周期で動作確認を行っていた電源切替器の点検内容を改善する(潤滑剤の点検、補充)。④機械的動作に起因しコイルが連続通電して焼損に至る可能性のあるその他の電源切替器についても確認を進め、必要な対応を実施する。</p>	2019-11-29	事務局	②	—	<p>本件は、ボイラー建屋内の電源盤における小火事象である。本事象における外部への放射能の影響および、けが人の発生はない。原因は、切替器摺動部の潤滑油切れにより動けなくなり、電流が切れなかったため。事業者による保守管理に課題があったため、点検要領を見直した。</p> <p>事業者による保守管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図 電源盤の扉を開放</p>							
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>機械部品<充電部(主接点)摺動部></p>  <p>充電部(主接点)摺動部 機械部品の中で、機械的及び電気的に接触して可動する部位。接触抵抗を少なくするために潤滑剤を塗布している。</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>可動部</p>  </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: center; margin: 10px 0;">  </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 30%;"> <p>可動部(側面)</p>  <p style="background-color: yellow; padding: 2px;">潤滑剤の劣化・消失</p> </div> <div style="width: 30%;"> <p>可動部(側面)</p>  <p style="background-color: yellow; padding: 2px;">接触面に摩耗痕</p> </div> </div> <p style="text-align: right; color: red; font-weight: bold;">TEPCO</p> <p style="text-align: center;">https://www.tepco.co.jp/kk-np/data/publication/pdf/2019/2019112802.pdf</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-12	女川原子力発電所モニタリングポストNo.1～6の計測値に係る伝送異常の原因と対策について NUCIA 通番: 13043M ユニット: 女川発電所 1,2,3号 発生日: 2019-10-26 登録区分: 最終	<p>2019-10-26、敷地境界の環境放射線測定用モニタリングポスト No.1～6(全台)の計測値が伝送されない状態となった。これに伴い、東北電力ホームページへの計測値表示が停止し、原子力規制庁及び宮城県環境放射線監視センターへの伝送も停止した。なお、全てのモニタリングポストは正常に計測できており、伝送機能以外に異常はない。2019-10-28、断線した伝送ケーブルの芯線を予備の芯線に繋ぎ替え、モニタリングポスト全台の伝送機能を復旧した。</p> <p>安全性評価: 排気筒モニタ及び放水口モニタの値に異常はないことから、環境への影響はない。</p> <p>原因: モニタリングポスト No.1 の伝送ケーブルのうち1本の芯線が断線したことにより、モニタリングポスト No.1 は、中央制御室からのトークン*を受信できない状態となった。</p> <p>トークンを受信できないモニタリングポスト No.1 は、No.2以降のモニタリングポストから中央制御室への計測値の伝送を継続するため、新たなトークンを計測値とともに発信した。これにより、伝送システム内に2つ存在する「多重トークン」の状態となったことから、同システムが異常と検知し、モニタリングポスト全台の伝送が停止した。</p> <p>*トークンは、当該伝送システムで使用されており、各モニタリングポストが計測値を中央制御室に伝送する順番を管理する信号のことである。また、トークンは、通常、伝送システム内に1つ存在する。</p> <p>再発防止対策:</p> <ul style="list-style-type: none"> 伝送ケーブルの芯線の一部が断線しても計測値を伝送できるように、今まで使っていなかった予備の芯線を活用し、各モニタリングポストの計測値の伝送経路を二重化する。 伝送ケーブルの芯線が断線してもシステム上全てのモニタリングポストが伝送停止しないように、中央制御室へ計測値を伝送する経路と、中央制御室内でトークンを巡回させる経路を分離する。 	2019-11-01	事務局	⑤	—	<p>本件は、伝送ケーブルの芯線の断線起因として、全ての環境放射線測定用モニタリングポストが伝送停止した事象である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 当該モニタリングポストについては、技術基準における安全設備ではない。 宮城県環境放射線監視センターへの伝送については、県との協議のうえ行っているものであり、安全協定に基づくものではない。 中央制御室への伝送は、技術基準で要求されていない。 当該システムは、本発電所固有のものである。 本事象が保安規定違反でないことは、以下の令和元年度(第3回)保安検査報告書で確認した。 https://www.nsr.go.jp/data/000300225.pdf <p>これらのことから、本件は、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>参考情報: 女川原子力発電所原子力事業者防災業務計画(平成29年10月)では、警戒事象が発生した場合は、原子力規制委員会や関連地方自治体に通報することになっている。通報基準(EALの基準)の一つは、放射線測定設備(モニタリングポスト)について、単位時間(2分以内のものに限る。)ごとのガンマ線の放射線量を測定し1時間あたりの数値に換算して得た数値が1μSv/h以上の放射線量を検出することである。また、モニタリングポストが故障等により監視不能となった場合、速やかに修理するとともに、他のモニタリングポストの監視強化等の手段を講じることになっている。 https://www.nsr.go.jp/data/000207992.pdf</p>
<p>補足情報</p>  <p>凡例 □: トークン ■: 計測値 →: 伝送ケーブル □: 新たなトークン</p> <p>図 伝送が停止した状態(多重トークン状態)</p>  <p>凡例 □: トークン ■: 計測値 →: 伝送ケーブル</p> <p>図 対策後の状態</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-13	管理区域における作業員の個人線量計の一時的な未着用について 更新日: 2019-12-26 NUCIA 通番: 13057M ユニット: 敦賀発電所 2号 発生日: 2019-11-19 登録区分:最終	<p>2019-11-19、敦賀発電所 2号機において、エレベータの点検作業員 1 名が、個人線量計を着用しないまま入域した。当該作業員はその後、個人線量計を着用していないことに気づき、直ちに管理区域から退域した。なお、当該作業員の被ばく線量は、同一行動をしていた作業員の被ばく線量から 0.00 mSv と評価された。</p> <p>原因:管理区域に入域するために着衣場で着替えた際、首から吊り下げていた個人線量計を一旦近くの台に置いたが、着用を忘れてそのまま作業場所に向かったため。なお、着衣場には個人線量計の着用を促す注意喚起表示が掲示されている。</p> <p>再発防止策:①再度、個人線量計の着用確認の周知・徹底を図る。②個人線量計を着用していないと着衣場出口を通過することができない装置を設置する。</p>	2019-11-29	事務局	⑤	—	本件は、個人線量計の一時的な未着用事例である。未着用時に異常な被ばくはなかった。軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>原子炉補助建屋</p> <p>サービス建屋</p> <p>作業場所</p> <p>体表面モニタ</p> <p>管理区域 ゲート (入域・退域)</p> <p>作業服脱衣場及び手洗い場</p> <p>作業服着衣場</p> <p>個人線量計を着用しゲートを通過</p> <p>管理区域</p> <p>【凡例】</p> <ul style="list-style-type: none"> — 管理区域境界 - - - 作業員動線 ★ 個人線量計置き忘れ箇所 <p>(対策) 携帯確認装置を設置</p> <p>【装置イメージ】</p> <p>図 サービス建屋着衣場配置(イメージ)</p> <p>http://www.japc.co.jp/tsuruga/news/2019/pdf/tsuruga_1912.pdf</p> </div> <div style="width: 45%; text-align: right;"> <p>原子炉補助建屋</p> <p>サービス建屋</p> <p>作業場所</p> <p>体表面モニタ</p> <p>管理区域 ゲート (入域・退域)</p> <p>作業服脱衣場及び手洗い場</p> <p>作業服着衣場</p> <p>個人線量計を着用しゲートを通過</p> <p>管理区域</p> <p>【凡例】</p> <ul style="list-style-type: none"> — 管理区域境界 - - - 作業員動線 ★ 個人線量計置き忘れ箇所 <p>(対策) 携帯確認装置を設置</p> <p>【装置イメージ】</p> <p>図 サービス建屋着衣場配置(イメージ)</p> <p>http://www.japc.co.jp/tsuruga/news/2019/pdf/tsuruga_1912.pdf</p> </div> </div>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-15	所内の玄海変電所における火災の発生 更新日: 2020-03-06 NUCIA 通番: 13063M ユニット: 玄海発電所 発生日: 2019-12-10 登録区分:最終	<p>2019-12-10 15:58、所内の玄海変電所の火災発生を知らせる警報が発信し、同変電所で発煙を確認したため、公設消防へ通報した。16:38 に、同消防により鎮火を確認。現場確認により、変電所内の配電盤の一部に、焦げあとや部分的な損傷が確認された。また、火災発生当時、唐津横竹線2号線の計画的な停電作業後の復旧操作中であった。</p> <p>火災原因:変電所の受電遮断器(6-20)の下流受電用遮断器(M-100)における短絡と推定。</p> <p>短絡要因:点検にあたって、M-100の下流側に取付けるべき接地器具を上流側に取付けていたこと。受電前の接地器具取外し確認が不十分だったこと。</p> <p>再発防止策:次のことを規定文書及び操作手順書に明記する。①遮断器の接地器具取付け位置に、上流側と下流側が明確に識別できる標識を取付ける。②受電前に接地器具等が取外されていることの確認を徹底する。</p> <p>また、今回の原因及び対策について、関係者へ速やかに教育を行うとともに、定期検査前の教育の場等において、継続して周知徹底を図る。</p>	2020-03-06	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所内の変電所の配電盤における小火事例である。直ちに消火された。停電作業後の復旧作業のミスにより、遮断器で短絡したことが原因。作業後の状態確認も不十分であった。事業者における作業管理が不十分である事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>【玄海変電所外部電源系統】</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>【玄海変電所内電源系統図】</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p>【配電盤外観】</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>【配電盤内状況】</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">【配電盤焼損状況】</p> <p style="text-align: center;">図 玄海変電所火災発生場所</p> <p style="text-align: center;">http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0231/6860/cx31vre1.pdf</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-16 2019Q4 保安 検査報告書	中央制御室非常 用循環系の過去 の点検時期誤り について 更新日: 2020-02-12 NUCIA 通番: 13070M ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2020-01-06 登録区分:中間	<p>2020-01-06、第 15 回定期検査中に、前回定期検査時のモード 5 時に実施した中央制御室非常用循環系の点検作業が、保安規定に定める運転上の制限を満足していなかったことを見つけた。すなわち、当該循環系を隔離して点検を行うには、保安規定第 88 条適用時期(モード 1~6 及び使用済燃料ピットでの照射済燃料移動中以外の時期)に「点検時の措置」を実施する必要があったが、モード 5 時に当該循環系を隔離していた。結果として、保安規定第 84 条が定める運転上の制限「当該循環系の機能要求期間は、モード 1~6 および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間」を満足していなかった。なお、前回点検時の点検では、当該循環系に異常はなく、本事象による環境への放射能の影響もない。過去の定期検査および現在実施中の定期検査においても、同様の事象がないことは確認済み。</p> <p>推定原因:作業担当課が第 88 条を誤解釈(燃料移動中以外は隔離可能)していたこと。作業許可申請を受ける関係課長、各主任技術者、所長および系統管理課長により、確実にチェックできる仕組みが構築できていなかったこと。「問いかける姿勢」が欠けていたこと。</p> <p>対策:①本事象及び保安規定遵守について、全所員及び関係会社作業員に対し、周知徹底を図った。②保全計画等に基づき計画的に運転上の制限外に移行する場合の以下の運用を社内規定に反映し、関係者へ周知徹底した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 保安規定の適用可能時期に係る記載を追加し、当該規定の解釈の明確化 計画の妥当性を確認するチェックシートを作成し、このチェックシートを作業票に添付して、確認または承認を受ける運用 <p>③関係者に対して次に関する教育を実施する:保安規定改定、保安規定第 88 条の運用、所属する部署に関わらず知っておくべき重要な社内規定類。④「問いかける姿勢」の定着のために、安全文化醸成活動を継続的に取り組む。長期的に「問いかける姿勢」が定着するよう全所員に繰り返し意識付けを実施する。作業担当課と関係課長、各主任技術者及び所長との相互コミュニケーションをとり、お互いに認識不足や解釈の誤りがないことを確認し合える環境となるよう、関係者へ周知する。</p>	2020-03-06	事務局	⑥	—	<p>本件は、前回定期検査中に行った中央制御室非常用循環系の点検に伴い当該循環系を隔離した期間が不適切だったことが判明し、当該循環系の運転上の制限を逸脱していたことがわかった事例である。安全上の影響はなく、同様な逸脱は、他には過去にも現在にも確認されていない。</p> <p>既に、令和元年度第 4 四半期保安検査報告書で取り扱われており、保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2019-18 2019Q3 保安 検査報告書	ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋における廃気処理設備の第1排風機両系の停止について 更新日: 2020-03-18 NUCIA 通番: 172M ユニット: 日本原燃再処理工場 発生日: 2019-08-26 登録区分:最終	<p>2019-08-26、制御建屋中央制御室監視制御盤において、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋廃気処理設備の第1排風機B(運転中)の異常警報が発報。排風機と電動機を連結しているVベルト5本全ての脱落を確認。なお、第1排風機Aは定期点検中だったが、第1排風機下流の第2排風機は運転中であり、当該システムの負圧は維持されていた。本事象による外部への放射性物質の影響はない。</p> <p>脱落原因:Vベルトの強度不足。本来高耐久グレードであるべきところ、標準グレードだったため。なお、第1排風機Aには高耐久グレード品が取り付けであることを確認。グレード誤りの原因は、段階ごとに以下の通り。</p> <p>調達段階:①社給材発注の際、見積依頼書、見積書、注文書を相互確認する仕組みがなかった。②納入時確認に関する社内ルールを理解が不十分。</p> <p>工事段階:①社給材受領書を上司が確認する社内ルールにはなっていなかった。②グレード誤りに気付いた担当者が上司に報告せず、作業要領書も改訂しなかった。③元請会社もグレード違いに気付いたが、技術的確認を行わなかった。④施工手順/作業管理チェックシートに、Vベルトのグレードを明記していなかった。</p> <p>不具合発生段階:①ベルト交換作業時、脱落したVベルトのグレードを確認しなかった。②Vベルト脱落は設備起因と想定し、要因分析が不十分となった。</p> <p>各段階の再発防止策は以下の通り。</p> <p>調達段階:見積依頼書に明記した仕様が自ずと転記される注文システムへ改修。調達仕様書に要求仕様を明記することの徹底、納入時確認(調達仕様書、現物、納品書)の徹底を目的に教育を実施。</p> <p>工事段階:社内ルールを改訂し、部品受け渡し後に提出される書類について組織的にチェックできるようにする。「報告・連絡・相談」の重要性、責任を持って行動することの重要性も含めた社内教育を定期的実施。</p> <p>不具合発生段階:・不具合発生時に部品単位までの現物確認を徹底、当該設備の運転および設計の変遷に関する知見の継承を目的に教育を実施。要因分析方法を整理し、マニュアルを新規作成。</p>	2020-03-18	事務局	⑥	-	<p>本件は、再処理工場の排風機に用いられるVベルトの調達不適合により発生した排風機異常警報発信事例である。システムの負圧は維持され、安全性、環境への影響はない。</p> <p>既に、令和元年度第3四半期保安検査報告書で取り扱われており、保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
			<p>補足情報</p>  <p>図 第1排風機B概要図</p>					
			 <p>図 ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋 廃気処理設備系統概要図</p>					

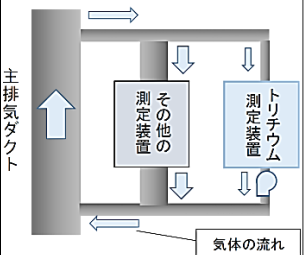
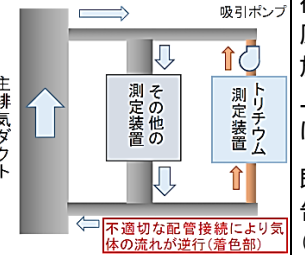
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-19 2019Q3 保安 検査報告書	防火扉に係る不適切な管理について	<p>2019-07-26、グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン (GNF-J)が、加工施設内の可燃物管理の一斉状況確認を行ったところ、管理区域内の3ヶ所の随時閉鎖式防火扉（常時は開放運用で火災発生時に溶融ヒューズの作動により閉止）に、くさびを差し込む方式のドアストッパーが置かれ、火災発生時に閉止出来ない状態であることが確認された。さらに、07-31 に一斉メールにより再発防止を周知したが、09-15、第2加工棟の見学者通路（非管理区域）の防火扉1ヶ所にドアストッパーが置かれていることが確認された。</p> <p>なお、当該防火扉は 16 ヲ所あり、建屋内の負圧を維持するため、2016-10 に、これまでの常時閉止型から随時閉鎖式に変更されている。</p> <p>本事象による放射性物質の漏洩・放出はなく、周辺環境及び作業員への影響はない。</p> <p>ドアストッパー放置の原因:GNF-J では、毎日1回の巡視点検を行っていたが、防火扉が有する安全機能(火災発生時の閉止機能)に着目した手順書(チェックシート等含む)を作成していなかった。所内周知が不十分だった。</p>	2020-03-18	事務局	⑥	—	<p>本件は、加工施設において、複数の随時閉鎖式防火扉にドアストッパーが置かれ、火災発生時の閉鎖機能が阻害されていることが見つかった事例である。安全性、環境への影響はない。点検手順の不備や防火扉運用情報の周知が不十分であったことが原因とされている。</p> <p>既に、令和元年度第 3 四半期保安検査報告書で取り扱われており、保安規定違反(監視)の判定を受けてることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-20	有効性評価等の解析における入力値の誤り 更新日: 2020-04-03 NUCIA 通番: 13009M ユニット: 島根発電所 2号 発生日: 2019-08-26 登録区分:最終	<p>2019-08-26、有効性評価および運転時の異常な過渡変化における、原子炉に異常が発生した際の原子炉出力変化を計算する解析の入力値のうち、「原子炉水位低信号による原子炉スクラムの時間遅れ」について、本来 1.05 秒とすべきところを 0.3 秒と誤って入力されていたことが、確認された。また、既許可である島根 1,2 号炉の燃料変更申請時の解析においても、同様の誤りがあったとの報告がメーカーよりあった。</p> <p>原因(有効性評価の解析):過去に作成したデータを転用する際に、使用するデータの適切性を確認・検証を実施しなかったため。</p> <p>原因(運転時の異常な過渡変化の解析):①解析コードが特殊な使用方法(※)を有するものとなっていたが、使用方法を明文化しておらず、解析者の判断に任せていた。②設置変更許可申請書と解析条件書、解析の計算機の入力値の照合を実施していなかった。</p> <p>※例えば、給水制御用と原子炉水位低スクラム用の異なる時定数の計器を 1 つの水位検出器でモデル化するため、1 つの解析を実施する際に、当該変数を都度、設定する必要があるもの。</p> <p>再発防止対策(有効性評価の解析):過去に作成したデータを転用する場合にも、使用するデータが適切なものであることの確認・検証を実施した上で使用する。</p> <p>再発防止対策(運転時の異常な過渡変化の解析):①特殊な使用方法を有する解析コードについては、使用方法を明文化する。②設置変更許可申請書と解析条件書の記載内容が計算機に正確に入力されていることの確認を実施する。</p>	2020-04-03	事務局	⑥	—	<p>本件は、有効性評価等の解析の誤りについての報告であり、既に、原子力規制庁新基準適合性審査チームにより取り上げられている。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>面談記録(令和元年 08 月 07 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000281159.pdf</p> <p>面談記録(令和元年 08 月 22 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000281911.pdf</p> <p>面談記録(令和元年 08 月 27 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000282055.pdf</p> <p>面談記録(令和元年 09 月 12 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000283894.pdf</p> <p>面談記録(令和元年 09 月 12 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000283895.pdf</p> <p>面談記録(令和元年 09 月 17 日): https://www2.nsr.go.jp/data/000284505.pdf</p>
			<p>補足情報 先行事例</p> <p>件名:有効性評価解析(LOCA 時注水機能喪失、インターフェイスシステム LOCA)における解析条件の不整合について</p> <p>NUCIA 通番:13007S/発生日:2019-08-06 ユニット:島根 2号(審査資料)</p> <p>概要:有効性評価「LOCA 時注水機能喪失」、「インターフェイスシステム LOCA」において、事故後の原子炉出力変化における再循環ポントリップ条件の取扱いに誤りがあることが確認された。熱水力計算の入力条件となる原子炉出力変化の再循環ポントリップ条件設定を、「原子炉水位低(レベル 2)」に設定するべきところを、外部電源なしを仮定した「事象発生と同時に」としていた。</p> <p>類似事例(水平展開)</p> <p>件名:有効性評価等における入力値の誤り</p> <p>NUCIA 通番:13024S/発生日:2019-09-10 ユニット:浜岡発電所 3,4号</p> <p>概要:両号炉の新規制基準への適合性審査における有効性評価および既に許可された原子炉設置変更許可申請での安全評価の解析における入力値の一部に誤りがあることが確認された。</p> <p>原子炉設置変更許可申請での安全評価の解析については、当該誤りを修正した解析をおこない、安全性への影響がないことを確認。廃止措置中の 1,2 号機においても、入力値の誤りがあったことを確認。</p> <p>今後、原因調査および再発防止対策をおこなうとともに、同じ誤りがないか確認したうえで、正しい入力値を用いた有効性評価等を再度おこなっていく。</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-22	「原子炉系警報補助盤異常」警報発生 更新日: 2020-04-16 NUCIA 通番: 13094M ユニット: 福島第二発電所 4号 発生日: 2020-01-04 登録区分:最終	2020-01-04、「原子炉系警報補助盤異常」警報が発生。その後、直ちに警報テストを行い異常のないことを確認。警報装置は2重化されているが、事象発生が休日の夜間であり速やかに現場確認ができないため、両系故障とみなし、代替手段による警報監視を行い、原子力運転検査官へ通知。その後の現場確認により、原子炉系警報補助盤のCPU-1系の警報機能に維持を確認。CPU-2の故障と推定。2020-01-06、代替手段による警報監視を解除。 調査:下部中央制御室の保守ツールに「ネットワーク異常」が発生していた。CPU-1(常用)とCPU-2(予備)のログ収集を行ったが、CPU-2のログ収集ができなかった。 原因:CPU-2に異常が発生しと推測した。 対応:原子炉系警報補助盤故障表示1B(CPU-2)の基板を交換。「原子炉系警報補助盤異常」警報のクリアを確認。CPU-2のログが復旧したことを確認。	2020-04-16	事務局	⑤	—	本件は、原子炉系警報補助盤故障表示系の基板の単体偶発故障が原因である。当該警報機能は維持されており、プラント安全性への影響は小さい。基板交換後、正常に機能していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-23	3号機使用済燃料プールにおける異物らしきものの発見 更新日: 2020-02-07 NUCIA 通番: 12974M ユニット: 福島第二発電所 3号 発生日: 2019-06-27 登録区分:最終	2019-06-27、四半期毎の廃棄物状態確認中に、原子炉建屋6階使用済燃料プール内に、異物らしきものが確認された。07-11に、使用済燃料プール内より異物らしきものを回収し、ナット(金属製、大きさ約2.7cm×2.4cm、厚さ約1cm、内径約1.6cm)であることを確認した。これによる外部への放射能の影響はない。 混入原因:当該ナットは、過去のビデオ映像(2014-03-25)に映っており、至近の作業及び機器等からの脱落ではない。また、当該プールは、2004年4月以降、異物混入防止対策を強化しており、それ以前に混入した可能性が高い。 対策:使用済燃料プール周辺エリアへの物品の持ち込み制限等の徹底を図るとともに、継続して異物混入防止対策を実施する。	2020-04-16	事務局	⑤	—	本件は、恒久停止中原子力発電所の使用済み燃料プールにて、異物(ナット)が見つかった事例である。異物混入防止対策を強化した2004年4月以前に発生したと推定されるが、混入原因は特定されなかった。安全性への影響もないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
					 <p>写真 確認された異物らしきもの(赤枠) https://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/press_f2/2019/pdfdata/j190628a-j.pdf</p>		
 <p>写真 回収されたナット https://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/press_f2/2019/pdfdata/j190821a-j.pdf</p>					 <p>写真 過去調査の再確認により見つかったナット(赤枠) https://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/press_f2/2019/pdfdata/j190821a-j.pdf</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-25	燃料集合体落下信号の発信について 更新日: 2020-03-24 NUCIA 通番: 13072M ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2020-01-20 登録区分:中間	<p>2020-01-20、第 15 回定期検査中、使用済燃料ピット内で燃料集合体を移動させていた際、燃料集合体落下信号が発信。状況調査し、燃料集合体が点検装置ラックの枠に乗り上げたため、使用済燃料ピットクレーンの吊り上げ荷重が減少し、信号が発信したことを確認。当該燃料集合体を吊り上げ、所定の保管位置に戻した。なお、燃料集合体落下信号に伴い、設計どおり使用済燃料ピットエリアの排気システムの切り替えが行われた。本事象によるプラントへの影響および周辺環境への放射能の影響はない。なお、本定期検査では 5 体の集合体が点検対象の予定であった。</p> <p>燃料集合体がラック枠に乗り上げた原因:①点検装置ラック開口寸法が、通常の使用済燃料ラックの開口寸法よりも小さく作業難度が高いため。②点検装置ラックにできる影により、点検装置ラック開口部の視認性が低下していたため。③センタリングおよび点検装置ラックへの挿入状況の確認は操作員のみで実施しており、作業責任者による確認が行われていなかったため。④荷重変動発生時に作業を止め、次の対応について認識を共有し合うなどの対応が行われなかったため。⑤当該作業は通常の使用済燃料ラックへの挿入に比べて難度が高いが、関係者は操作員への問いかけや、点検装置改善の検討、要領書への荷重急変減少警報発信時の具体的な操作手順の追記等の対応を行ってこなかったため。</p> <p>対策:①点検装置ラック開口寸法を使用済燃料ラックと同等寸法に拡大する。②点検装置ラックへの挿入状況を確認するための水中テレビカメラを設置し、点検装置ラックを照らす水中照明を設置する。③燃料集合体の点検装置ラックへの挿入状況を、操作員に加えて、作業責任者も水中テレビカメラ映像によりチェックする。その旨を作業要領書に記載する。④作業要領書に荷重急変減少警報発信時の操作手順を追記する。挿入する際の注意事項も追記し、作業開始前に読み合わせする。⑤本事象と同様に難度が高く、接触や干渉等の可能性がある作業について、作業要領書の手順が適切であることや、記載漏れがないこと等は確認した。</p> <p>また、今後、作業の難度を考慮し、作業員への聞き取り等に基づき適切な作業手順・作業環境にすることを作業要領書に反映することを、社内文書に記載し、改正内容を関係者に周知する。</p>	2020-03-24	事務局	⑥	—	<p>本件は、使用済み燃料ピット内で検査のために燃料集合体をクレーンにて水中移動させた際に、検査装置ラックに乗り上げたことにより、集合体落下信号が発信した事例である。既に、原子力規制庁新基準適合性検査グループにより取り上げられていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>面談記録(令和2年02月07日): https://www2.nsr.go.jp/data/000301766.pdf</p> <p>面談記録(令和元年02月25日): https://www2.nsr.go.jp/data/000303472.pdf</p> <p>第12回公開会合(令和元年03月26日): https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yyushikisya/jiko_trouble_facilities/290000025.html</p>
補足情報							
<p>使用済燃料ピット (上から見た図) 使用済燃料ピットクレーン 点検装置 視点A 視点B</p> <p>点検装置ラック (上から見た図) C面 燃料集合体下部ノズル脚部 燃料集合体下部ノズル 点検装置ラック頂部 A面</p> <p>点検装置ラック (視点Bから見た図) B面 燃料集合体下部ノズル 点検装置ラック頂部 D面 点検装置ラック 燃料集合体下部ノズル脚部</p> <p>視点A 視点B</p>							
<p>図 点検装置ラックへの燃料集合体の乗り上げ状況 https://www.yonden.co.jp/assets/pdf/publish/page_12/20200212_02-2.pdf</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-28 2019Q4 保安 検査報告書	放射線業務従事者線量等報告書等における報告内容の誤り 更新日: 2020-03-13 NUCIA 通番: 13076M ユニット: 浜岡発電所 1,2号 発生日: 2020-01-28 登録区分:最終	<p>2020-01-28、以下の報告書等において、放射性気体廃棄物の放出量の一部に誤りがあることが確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線業務従事者線量等報告書 安全協定に基づく通報文書 浜岡原子力発電所 周辺環境放射能調査結果 <p>なお、訂正後の放出量(濃度)は、濃度限界に対して十分に低いことは確認されている。誤りの原因は、以下の通り。</p> <p>(1)2018年2月より運用を開始した1および2号機のトリチウム回収装置の配管の不適切な施工のため、一部の配管で気体の流れが逆行していたが、放出量算出にその補正を行っていなかった。誤接続の原因は、装置製作会社が機器外形図の誤りを訂正した際に、伝達が不適切で工事施工会社の作成する配管施工図が誤ったままだったため。施行会社も事業者も誤りに気づかなかった。</p> <p>(2)、2018年2月分の1,3,4,5号機および原子炉施設合計の放出量算出に誤りがあったため。2018-02-20に、1,2号機の排気排出先を1,2号機共用排気筒から1,2号機各排気口へ切り替えたことに伴い、2018年2月度以降は、共用排気筒使用時のデータに加え、排気口切り替え後のデータベースから2018年2月2週目から2月末までの排気口風量を加えたトリチウムの放出量を集計表へ手入力する必要があったが、失念した。そのため、3,4,5号機については、2018年2月2週目から2月末までのトリチウムの放出量を正確に算出できなかった。また、1号機では、一時的なデータベースの不具合により放出量を正確に算出できなかったと推定。なお、2号機では正しい値が入力。</p> <p>不適切施工再発防止対策:①装置製作会社に誤記防止や図面伝授方法等のルール化を依頼。その制定状況を確認する。②本事例を設計検証の不備に起因する不適合事例として追加し、調達における現場と図面の整合性確保を要求する。③教育の実施。</p> <p>集計表誤記の再発防止対策:①2019年4月より運用を開始しているシステムでは、自動処理され、集計表作成に当たり担当者が手入力することはない。②排気口切替作業のようにシステム内での算出過程に変更の必要が発生した際は、システム見直し時にシステムの検証を行う。</p>	2020-03-13	事務局	⑥	—	<p>本件は、報告書等に記載したトリチウム放出量に誤りがあった事例である。なお、修正後の放出量も、基準を満足している。誤りの原因は、トリチウム測定装置の施行ミスを放出量算出に考慮しなかったことと、集計上のミスが重なったこと。施工ミスの原因は、設計変更管理に課題があったため。</p> <p>既に、令和元年度第4四半期保安検査報告書で取り扱われており、保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
<p style="text-align: center;">補足情報</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>主排気ダクト</p> <p>気体の流れ</p> <p>本来の状態</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>主排気ダクト</p> <p>吸引ポンプ</p> <p>不適切な配管接続により気体の流れが逆行(着色部)</p> <p>今回確認した状態(※)</p> </div> </div> <p>※安全措置として、1号機は粉塵等が発生するおそれのある作業を中止し換気空調系を停止することで主排気ダクトへ流入する空気を停止した。2号機は仮設のトリチウム測定装置を設置した。</p> <p style="text-align: center;">図 トリチウム測定装置の施行状況(イメージ図)</p> <p style="text-align: center;">https://www.chuden.co.jp/resource/ham/200203senryou_touhoukokusyohoukokunaiyouayamari.pdf</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-29	大間原子力建設所における火災発生について 更新日: 2020-04-03 NUCIA 通番: 13084M ユニット: 大間発電所 発生日: 2020-02-03 登録区分:最終	<p>2020-02-03、大間原子力建設所構内、化学消防車が格納されている車庫において火災が発生した。人的被害なし。国及び関係自治体へ連絡済み。</p> <p>火災発生原因(推定):化学消防車の水タンクの水抜き状態で、凍結防止ヒーターの電源を投入したため。</p> <p>管理面の原因:①化学消防車受入時に機器装置部分や車両部分の取扱説明書及び図面は受領していたが、凍結防止ヒーターの取扱説明書、使用上の注意事項及び図面は含まれていなかった。②凍結防止ヒーターを含めた維持管理の手順(点検計画、操作手順)の作成が完了していなかった。③凍結防止ヒーターの構造、仕組み(水タンクヒーターとテープヒーターの両方を加温すること等)及び使用上の注意事項(水タンクの水抜き状態での凍結防止ヒーター使用禁止等)を認識できていない状況で凍結防止ヒーターの電源を入れた。</p> <p>再発防止対策:①製品の納入に当たっては、取扱いに必要な取扱説明書や図書類が提出されていることの確認、使用上の注意事項等の確認を徹底する。②納入後は、維持管理の手順(点検計画、操作手順)を定め遵守する。③火災の危険性のある類似の設備を洗い出し、再点検を実施する。</p> <p>また、今回の火災を踏まえ、火災リスクを含む原子力安全に対する意識向上に努める。</p>	2020-04-03	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所の消防車車庫において、化学消防車両の火災が発生した事例である。火災発生の推定原因は、水タンクの凍結防止ヒーターの誤使用。根本原因は、ヒーターの取扱説明書がないことと、運転管理手順も作成していなかったこと。事業者による消防車の維持管理に課題があることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>ただし、消防車をはじめモバイル型設備の不良報告が散見されるので実態調査を検討する。</p>
			補足情報				
							
			<p>図 鎮火後の写真</p> <p>https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/news200203-2.pdf</p>				
							
			<p>図 火災発生の推定メカニズム</p> <p>https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/ohmanews200217-2.pdf</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-30	非常用ディーゼル発電機の潤滑油配管の溶接端部からの油滴下について 更新日: 2020-03-23 NUCIA 通番: 13097 M ユニット: 志賀発電所 1号機 発生日: 2020-02-06 登録区分:最終	2020-01-06、第 13 回定期検査において、非常用ディーゼル発電機 B号機の定例試験中に、燃料噴射ポンプに潤滑油を供給する配管の溶接端部から潤滑油の滴下を確認した。 安全性評価:漏えい率は約 1 滴/11 秒であり、当該ディーゼル発電機の機能・性能に影響を及ぼすものではない。また、本事象による環境への放射能の影響は無い。 漏えい直接原因:潤滑油配管の溶接端部の長さ 6 mm 程度の線状の傷(割れ)。 推定割れ発生原因:当該ディーゼル発電機の試運転時において、一時的に当該配管の振れが大きくなるような回転数で運転したことから、溶接残留応力と溶接後の表面仕上に起因する応力集中及び共振による繰り返し応力の重畳により、疲労割れが発生した。 再発防止対策:溶接端部の仕上げ方法を見直した新品配管への取り替えを実施する。また、当該潤滑油配管部分の振動低減を図る。	2020-04-20	事務局	⑤	—	本件は、シリンダーライナー交換後の試運転時において、特定の回転数時に共鳴が発生し疲労割れが生じて、非常用ディーゼル発電機の潤滑油配管からのごく僅かな潤滑油漏れが発生した事例である。試運転時に発見した軽微な不良であり、上記基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p style="text-align: center;">非常用ディーゼル発電機 B号機 ディーゼル機関 (正面)</p> <p style="text-align: center;">油漏えい箇所 (側面から見た拡大図)</p> <p style="text-align: center;">図 非常用ディーゼル発電機 潤滑油配管概略図</p>							
<p>補足:「試運転」とは、シリンダーライナー交換後の慣らし運転のこと。600 rpm から 60 分毎に 100 rpm ずつ回転数を上げていく過程において、700 rpm 時に当該配管に共振が発生し、疲労割れが発生した。通常運転時の回転数のみならず、試運転時の回転数にも共振対策をとることを再確認するよう事業者間で水平展開する。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																										
					基準/2次	INES	処理結果																																								
国内 2019-33	泊発電所放射性廃棄物処理建屋から放出している気体廃棄物の放出量の報告値誤り	2019-12-24、放射性廃棄物処理建屋焼却炉からの排気中の放射性物質の放出量を誤って算定していたことが確認された。配管等の腐食防止の観点から、焼却炉からの排気は放射性物質を含まない空気と混ぜ、放射性物質の濃度を 1/2 程度まで希釈していたが、この希釈した分の補正が行われていなかった。そのため、1号機の試運転が始まった 1988 年 10 月以降、約 31 年間にわたりトリチウムなどの数値を約 1/2 の値として国や北海道などに報告していた。	2020-04-20	事務局	⑥	—	本件は、約 31 年間にわたり、放射性廃棄物処理建屋からの放射性物質放出量を誤って報告していた事例である。2019-11-26 日～12-20 日にかけて実施した新検査制度の試運用中に、放出量の算定方法の誤りが確認された。原因は、設計部門から放射性廃棄物管理部門に対し、当該建屋焼却炉排気中の放射性物質の測定方法や、放出量の算定に補正が必要であること等の情報が伝わっていなかったことである。なお、保守的に再評価(確定)された放出量は、放出管理目標値や法令を十分に下回っている。																																								
2019Q4 保安検査報告書	更新日: 2020-05-20 NUCIA 通番: 13064 M ユニット: 泊発電所放射性廃棄物処理建屋 発生日: 2019-12-24 登録区分:中間	安全性評価:最も希釈される場合を想定し、保守的に再評価(確定)された値は補正前の値と同じオーダーであり、放出管理目標値 ^{※1} 又は法令で定める「周辺監視区域外における空気中の濃度限度」に比べて十分低く、原子力安全に影響を及ぼすものではない。 (※1 発電用原子炉施設の通常運転時における周辺公衆の受ける線量を低く保つための線量目標値(50μSv/年)を十分下回るよう定めた年間放出量の管理値。)	補足情報			既に、令和元年度第 4 四半期保安検査報告書で取り扱われており、保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。																																									
		直接的原因:設計部門から放射性廃棄物管理部門に対し、放出量の算定を行なう際に希釈による補正が必要であることなど、評価に必要な情報が伝わっていなかった。	表 放射性物質放出量(再評価前/後)																																												
		再発防止対策:①放射線管理システムなどを設計(改造、更新)する際には、系統構成などの関連する設備や運用に関する情報を確認する。②設備設計において運用管理に影響を及ぼさないことを事前に確認する。③社内規程類の計算式や判定方法などが、系統構成など実際の設備や運用と整合が取れているか確認する。④社所掌外の業務や設備にも踏み込んで確認するなど、問いかける姿勢を醸成する活動を実施する。	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">誤った項目 および期間</th> <th colspan="2">放射性廃棄物処理建屋 の放出量</th> <th colspan="3">発電所合計の放出量</th> </tr> <tr> <th>従来の 報告値</th> <th>確定した 報告値</th> <th>従来の 報告値</th> <th>確定した 報告値</th> <th>放出管理 目標値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス^{※2} (2007 年度)</td> <td>2.5×10⁷</td> <td>6.3×10⁷</td> <td>3.1×10⁹</td> <td>3.1×10⁹</td> <td>1.1×10¹⁵</td> </tr> <tr> <td>よう素^{※3} (2007 年度)</td> <td>6.1×10²</td> <td>1.5×10³</td> <td>1.2×10⁵</td> <td>1.2×10⁵</td> <td>1.1×10¹⁰</td> </tr> <tr> <td>よう素 (2011 年度)</td> <td>9.5×10⁴</td> <td>9.8×10⁴</td> <td>6.9×10⁵</td> <td>6.9×10⁵</td> <td>1.2×10¹⁰^{※4}</td> </tr> <tr> <td>全粒子状物質^{※4} (2008 年度)</td> <td>9.8×10²</td> <td>2.4×10³</td> <td>9.8×10²</td> <td>2.4×10³</td> <td>設定なし</td> </tr> <tr> <td>トリチウム^{※5} (1988 年度第 4 四半期～2019 年 度第 2 四半期)</td> <td>1.3×10⁷～ 9.5×10¹⁰ (最低値～ 最高値)</td> <td>3.2×10⁷～ 9.5×10¹⁰ (最低値～ 最高値)</td> <td>1.2×10⁹～ 7.4×10¹¹ (最低値～ 最高値)</td> <td>1.3×10⁹～ 7.5×10¹¹ (最低値～ 最高値)</td> <td>設定なし</td> </tr> </tbody> </table>				誤った項目 および期間	放射性廃棄物処理建屋 の放出量		発電所合計の放出量			従来の 報告値	確定した 報告値	従来の 報告値	確定した 報告値	放出管理 目標値	希ガス ^{※2} (2007 年度)	2.5×10 ⁷	6.3×10 ⁷	3.1×10 ⁹	3.1×10 ⁹	1.1×10 ¹⁵	よう素 ^{※3} (2007 年度)	6.1×10 ²	1.5×10 ³	1.2×10 ⁵	1.2×10 ⁵	1.1×10 ¹⁰	よう素 (2011 年度)	9.5×10 ⁴	9.8×10 ⁴	6.9×10 ⁵	6.9×10 ⁵	1.2×10 ¹⁰ ^{※4}	全粒子状物質 ^{※4} (2008 年度)	9.8×10 ²	2.4×10 ³	9.8×10 ²	2.4×10 ³	設定なし	トリチウム ^{※5} (1988 年度第 4 四半期～2019 年 度第 2 四半期)	1.3×10 ⁷ ～ 9.5×10 ¹⁰ (最低値～ 最高値)	3.2×10 ⁷ ～ 9.5×10 ¹⁰ (最低値～ 最高値)	1.2×10 ⁹ ～ 7.4×10 ¹¹ (最低値～ 最高値)	1.3×10 ⁹ ～ 7.5×10 ¹¹ (最低値～ 最高値)	設定なし
誤った項目 および期間	放射性廃棄物処理建屋 の放出量		発電所合計の放出量																																												
	従来の 報告値	確定した 報告値	従来の 報告値	確定した 報告値	放出管理 目標値																																										
希ガス ^{※2} (2007 年度)	2.5×10 ⁷	6.3×10 ⁷	3.1×10 ⁹	3.1×10 ⁹	1.1×10 ¹⁵																																										
よう素 ^{※3} (2007 年度)	6.1×10 ²	1.5×10 ³	1.2×10 ⁵	1.2×10 ⁵	1.1×10 ¹⁰																																										
よう素 (2011 年度)	9.5×10 ⁴	9.8×10 ⁴	6.9×10 ⁵	6.9×10 ⁵	1.2×10 ¹⁰ ^{※4}																																										
全粒子状物質 ^{※4} (2008 年度)	9.8×10 ²	2.4×10 ³	9.8×10 ²	2.4×10 ³	設定なし																																										
トリチウム ^{※5} (1988 年度第 4 四半期～2019 年 度第 2 四半期)	1.3×10 ⁷ ～ 9.5×10 ¹⁰ (最低値～ 最高値)	3.2×10 ⁷ ～ 9.5×10 ¹⁰ (最低値～ 最高値)	1.2×10 ⁹ ～ 7.4×10 ¹¹ (最低値～ 最高値)	1.3×10 ⁹ ～ 7.5×10 ¹¹ (最低値～ 最高値)	設定なし																																										
			<p style="text-align: center;">図 放射性物質の測定方法</p>																																												