

第53回 技術情報検討会 議事次第

資料6-2

1. 日時：令和4年5月26日（木） 9：30～12：00
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A（TV会議システムを利用）
3. 議題
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 自然ハザードに関するもの
 - ①最新知見のスクリーニング状況
（説明者）川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）
 - 2) 高分解能な3次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージングについて
（案）
（説明者）安池 由幸 技術基盤グループ地震・津波研究部門専門職
 - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
 - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について（案）
 - 2) 2次スクリーニングの検討状況（案）
 - 3) 規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）
 - 4) 1次スクリーニング結果（案）
 - 5) 原子力発電所における蓄電池の劣化に関する国際調査結果（案）
（説明者）片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課専門職（調査・評価）

配布資料

議題(1)

- 資料 5 3 - 1 - 1 最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード）（案）
- 資料 5 3 - 1 - 2 高分解能な 3 次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージングについて（案）

議題(2)

- 資料 5 3 - 2 - 1 クリーニングと要対応技術情報の状況について（案）
- 資料 5 3 - 2 - 2 2 次スクリーニングの検討状況（案）
- 資料 5 3 - 2 - 3 規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）
- 資料 5 3 - 2 - 4 1 次スクリーニング結果（案）
- 資料 5 3 - 2 - 5 原子力発電所における蓄電池の劣化に関する国際調査結果（案）

<技術情報検討会資料>

技術情報検討会は、新知見のふり分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

資料 5 3 - 1 - 1

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）

令和 4 年 5 月 26 日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和 4 年 2 月 17 日から令和 4 年 4 月 15 日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
22 地津-(D)-0004	2016 年熊本地震の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について	iv)	2~3
22 地津-(D)-0005	日本海南西部の海域活断層の長期評価（第一版）について	vi)	4~5
22 地津-(D)-0006	日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）について	vi)	6~7
22 地津-(B)-0007	阿蘇 4/3 降下テフラ群の層序と噴火活動史について	vi)	8~9
22 地津-(B)-0008	高分解能な 3 次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージングについて	iii)	10~12
22 地津-(D)-0009	気象庁勉強会・トンガ火山津波について	iv)	13~15

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年5月26日 長官官房 技術基盤グループ

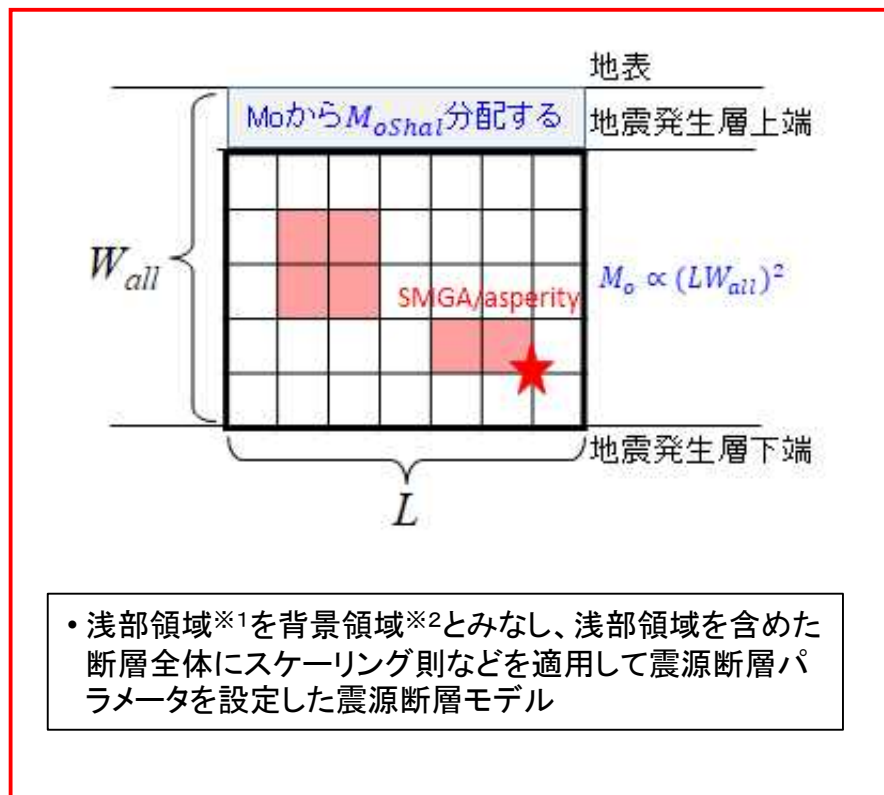
（期間：令和4年2月17日から令和4年4月15日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(D)-0004	2016年熊本地震の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について	<p>地震調査研究推進本部ウェブ公表 公表タイトル：2016年熊本地震（Mj7.3）の観測記録に基づく強震動評価手法の検証について（中間報告） 公表日：令和4年3月14日</p> <p>地震調査研究推進本部地震調査委員会強震動評価部会は、近年国内で起きた大地震（例えば、平成12年鳥取県西部地震）の観測記録を用いた強震動予測手法（「レシピ」）の検証を実施してきた。本報告で検証対象とした平成28年熊本地震（Mj7.3）については、実際に地表に現れた断層長さが約34kmであったが、同地震発生前の長期評価結果に基づいて、震源断層の長さを24kmとして評価した。その結果、レシピを用いた地震動評価結果は、今回の観測に比べ、全体的に過小評価となった。平成28年熊本地震（Mj7.3）は、地表に現れた断層長さが約34kmであったが、2014年版の全国地震動予測地図では、長期評価結果に基づき、長さ24kmの震源断層を用いたシナリオ地震の地震動評価結果を今回の観測と比較すると、全体的に過小評価であった。</p> <p>本報告は、レシピの更なる改善に資するため、熊本地震発生後の地表地震断層や解析で得られた震源断層等の情報を踏まえて強震動評価を検討</p>	2022/3/17	iv)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、2016年熊本地震の観測記録に基づく、震源断層モデルを浅部領域へ拡張する等により、強震動評価手法を検証しているものである。 規則の解釈及び基準地震動に関する審査ガイドでは、基準地震動の策定に当たって、震源極近傍の地震動評価を行う際に、地表に変位を伴う断層全体を考慮することとしている。 よって、当該情報は、規則の解釈及び当該審査ガイドにおいて考慮される事項として既に記載されていることから規則の解釈及び当該審査ガイドに反映する事項はない。 当該情報は、基準地震動の策定に関する情報であるため、当該情報について原子力規制部 地震・津波審査部門と共有した。 当該情報は、基準地震動の 			

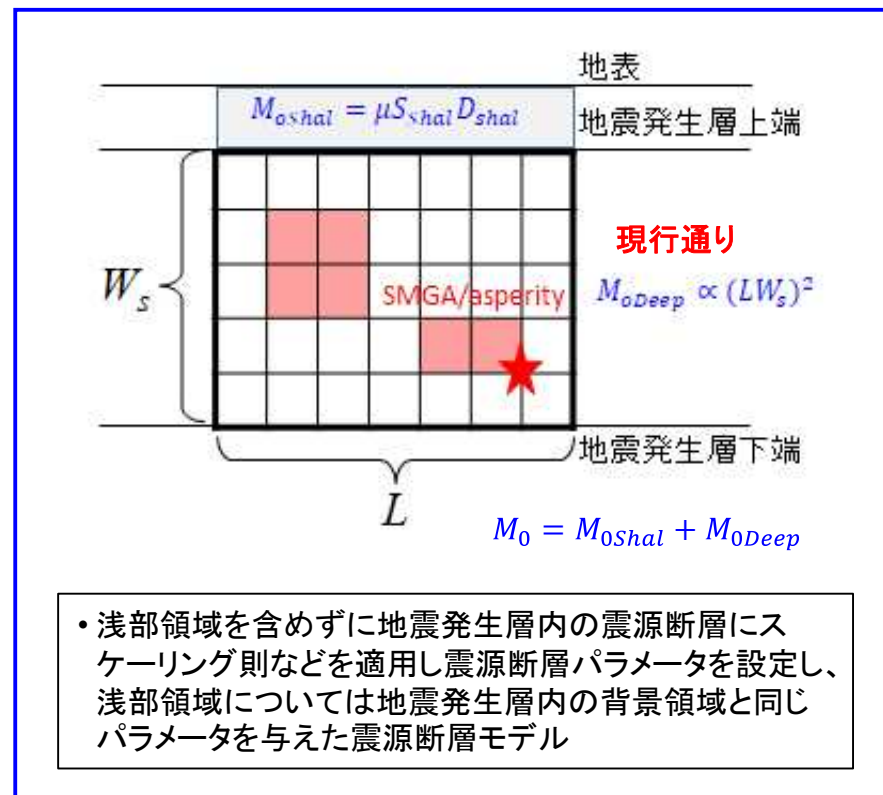
最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>したものである。特に、断層極近傍の地震動再現性を向上させるため、本報告は、従来の地震発生層以内の震源断層に加えて、地震発生層より浅い領域（浅部領域）へ拡張した震源モデルを2通り検討した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡張モデル S1：浅部領域を含めた断層全体にスケールリング則などを適用して設定した震源断層モデル ・拡張モデル S2：浅部領域を含めずに地震発生層内の震源断層にスケールリング則などを適用して震源断層パラメータを設定し、浅部領域には、地震発生層内の背景領域と同じパラメータを与えた震源断層モデル <p>さらに、長周期地震動の説明性向上のため、浅部領域に大すべり域を設定し、観測記録と比較を行った。</p> <p>本報告では、断層極近傍の地震動評価において、震源物理や計算手法等に関する課題をまとめている。また、今般の検証は、熊本地震の事例解析である点を考慮し、標準的な強震動予測手法としての妥当性については改めて検証する必要があるとしている。</p>			<p>策定方法に係る地震動評価のレシピに関係するが、未だ、標準的手法としてまとめられていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以上より、引き続き、今後の地震本部の評価結果をフォローし、当該知見に関する情報収集活動を行っていき、十分な情報が得られてから再度判断する。 			

地震本部強震動評価部会:「2016年熊本地震 (MJ 7.3) の観測記録に基づく 強震動評価手法の検証について(中間報告)」 で検討した浅部領域の震源断層の拡張

拡張モデルS1



拡張モデルS2



※1: 中間報告書(本体)では、浅部領域について「応力降下量を0MPaと仮定し、短周期震源を配置せず、すべり速度時間関数は西原村小森の観測記録を参考にパルス幅2.5秒のSmoothed ramp 関数を設定する。つまり、浅部領域は統計的グリーン関数法による短周期の地震動は計算せずに、三次元差分法による長周期の地震動のみが計算される震源断層モデルである。」

※2: 背景領域とは、震源断層モデルのうち、アスペリティ(強震動を生成する主な領域、上図の赤色領域)以外の領域(上図の白色領域)

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(D)-0005	日本海南西部の海域活断層の長期評価（第一版）について	<p>地震調査研究推進本部ウェブ公表 公表タイトル：日本海南西部の海域活断層の長期評価（第一版） 公表日：令和4年3月25日</p> <p>地震調査研究推進本部地震調査委員会は、日本海南西部の海域（鳥取県、島根県、山口県、福岡県、佐賀県、長崎県の北方沖及び五島列島以北の対馬海峡）の活断層の長期評価を初めて公表した。評価のポイントは以下のとおり。</p> <p>①内陸活断層及び海溝型地震の長期評価はこれまで行われてきたが、今回、海域を対象とした活断層の長期評価を行った。</p> <p>②海域での地震であることを考慮し、M7.0以上の地震の発生確率を評価した。</p> <p>③海域では陸域に比べて得られるデータが限定されるため、各断層の詳細な活動履歴の推定が困難である。このため、評価対象領域を中国地域北方沖の東部区域及び中部区域、九州地域北方沖の西部地域の3区域に区分し、それぞれの区域について地震の規模及び地震の発生確率の算定に必要な各断層のパラメーターを以下の手法により推定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海域で実施された反射法地震探査データなどから活断層を認定し、位置・長さ・形状等を求め、評価対象海域において海域活断層の分布を得た。 ・評価対象海域で発生した地震の発震機構から推定したすべりの方向を用いて、平均変位速度及び平均活動間隔を算出した。 	2022/4/8	vi)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該情報の知見は、日本海南西部の海域活断層の地震規模及び地震発生確率を評価したものである。 ・基準地震動及び基準津波に関する現行規制基準では、当該情報で対象とした地震発生様式及び評価領域を考慮することを求めていることから、現行規制基準に反映する事項はないと考える。 ・当該情報は、現在審査中の島根原子力発電所及び玄海原子力発電所の基準地震動及び基準津波の設定に関する情報であり、これまでに事業者が提示していない新たな海底活断層も示されていることから、当該情報について審査部門と共有した。 ・以上により、当該知見は終了案件とするが、なお、引き続き、当該情報に関する地震調査研究推進本部の調査結果長期評価の活動をフォローしていく。 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>④今後 30 年以内に M7.0 以上の地震が発生する確率は、東部で 3-7%、中部で 3-6%、西部で 1-3% と評価された。</p> <p>また、上記以外の特徴として以下の点があげられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本長期評価では、断層が海底直下の鮮新世以降（約 530 万年以降）に形成された地層に 5-10m 以上の変位・変形を与えているものを活断層と認定している。 ・このため、後期更新世（12-13 万年）より前に活動した断層も活断層として認定しているものがある。 						

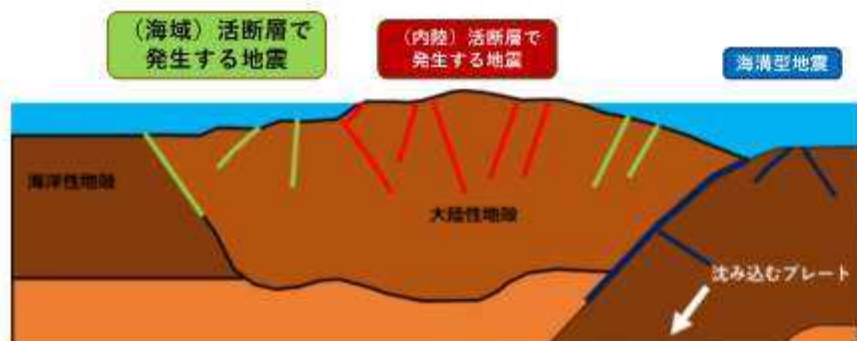
日本海南西部の海域活断層の長期評価のポイント

地震調査研究推進本部
事務局

- 海域を対象とした活断層の長期評価を初めて実施
- 海域活断層を認定し、主に長さ20 km以上の海域活断層の特性を評価
- 評価対象海域において、今後30年以内にM7.0以上の地震が発生する確率を地域で評価

1. 海域活断層の長期評価

- 地震調査研究推進本部の下に設置されている地震調査委員会は、防災対策の基礎となる情報を提供するため、将来発生する可能性のある地震の規模、確率等について評価し、これを長期評価として公表している
- 内陸の活断層及び海溝型地震の長期評価はこれまで行われてきたが、今回、海域を対象とした活断層の長期評価を行う。



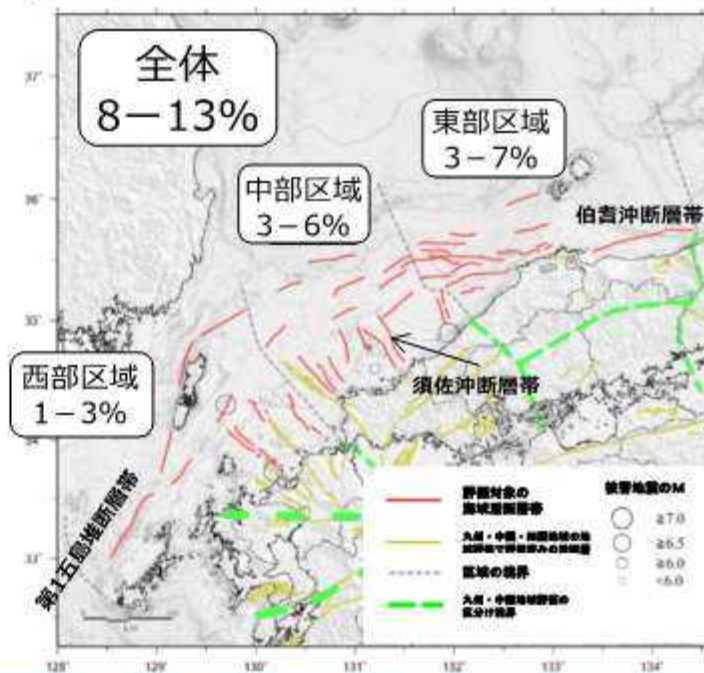
2. 陸域の活断層の長期評価との違い

- 海域での地震であることを考慮し、M7.0以上の地震の発生確率を評価（陸域の地域評価ではM6.8以上）
- 海域では得られるデータが限られ、断層の活動履歴はほとんど分かっていない。そこで、評価対象海域を代表する推定値も用いて、評価対象海域の確率評価を行った

3. 海域活断層の評価手法

- ① 反射法地震探査による反射断面、海底地形・地質、既存研究の断層モデル等から、断層の位置、長さ、形状等を推定
- ② 評価対象海域で発生した地震の発震機構から推定したすべりの方向を用いて、平均変位速度を計算し、平均活動間隔を算出
- ③ ポアソン過程に基づいて、評価対象海域に分布する活断層のいずれかを震源として今後30年以内にM7.0以上の地震が発生する確率を評価

4. 日本海南西部において活断層のいずれかを震源として今後30年以内にM7.0以上の地震が発生する確率



区域	西部	中部	東部
評価対象の海域活断層帯数	9断層	17断層	11断層
最大の長さ と規模 (M)	73 km程度 M7.9程度 〔第1五島堆断層帯〕	49 km程度 M7.7程度 〔須佐冲断層帯〕	94 km程度 M7.7-8.1程度 〔伯耆冲断層帯〕

- 陸域の地域評価で評価済みの主要活断層帯はここには含めていない
- 東部の十六島島西方断層帯（83km程度）と中部の千里ヶ瀬東南断層帯（40km程度）が運動して活動する可能性は否定できないが、ここには考慮していない

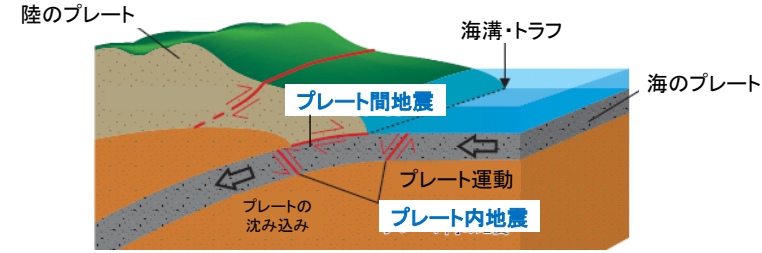
最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(D)-0006	日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）について	<p>地震調査研究推進本部ウェブ公表 公表タイトル：日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版） 公表日：令和4年3月25日</p> <p>地震調査研究推進本部地震調査委員会は、これまでに海溝型地震の長期評価を行ってきており、日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動については、「日向灘および南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価」（平成16年公表）としてとりまとめた。その後、当該地域における調査観測・研究が大きく進展し、長期評価に有用なデータが蓄積され、これまでに得られた新しい調査観測・研究の成果を取り入れ、その評価を改訂した。</p> <p>本長期評価のポイントは以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日向灘や南西諸島周辺及び与那国島周辺における巨大地震の発生可能性を新たに評価した。ただし、本長期評価では、これまでに確認されている地震の発生履歴に基づき、ポアソン過程により次の地震の発生確率を評価しているため、地震発生履歴が0回または1回である、「日向灘の巨大地震」、「南西諸島周辺及び与那国島周辺の巨大地震」及び「九州中央部の沈み込んだプレート内のやや深い地震」、ならびに評価対象領域が巨大な領域設定である「南西諸島周辺のひとまわり小さい地震」については、次の地震の発生確率を不明とした。 	2022/4/8	vi)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該情報の知見は、日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動について、地震規模及び地震発生確率を評価したものである。 ・基準地震動及び基準津波に関する現行規制基準では、当該情報で対象とした地震発生様式及び評価領域を考慮することを求めていることから、現行規制基準に反映する事項はないと考える。 ・当該情報は、評価対象領域における地震の規模及び発生確率を評価したものであり、審査中である九州及び四国に立地する原子力発電所等の基準地震動及び基準津波に関連し、これまでに事業者が提示していないプレート内地震も示されていることから、審査部門に情報を提供・共有した。 ・以上により、当該知見は終了案件とするが、なお、引き続き、当該情報に関する地震調査研究推進本部の 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>・1771年八重山地震津波と同規模以上の津波が複数回発生したことを踏まえ、同地震津波タイプとしてその発生可能性を新たに評価した。ただし、津波の発生原因となった地震像が明らかではないため、本評価では発生確率を評価せず、津波マグニチュードを用いて規模を評価した。</p> <p>・安芸灘～伊予灘～豊後水道の領域を含む複数の領域（添付資料を参照）において、今後30年間でマグニチュード（M）7程度の地震が発生する確率は、最も高いIIIランクに分類され、その確率は40～90%以上と評価された。</p> <p>添付資料：日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価（第二版）ポイント</p>			調査結果長期評価の活動をフォローしていく。			

日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価 (第二版) ポイント

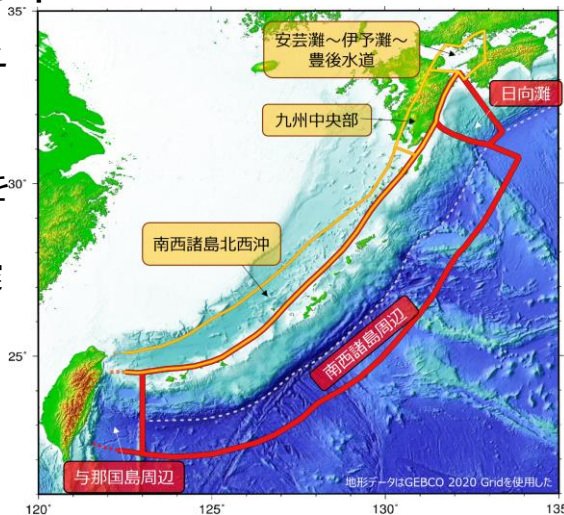
1. 海溝型地震の長期評価

- 地震調査研究推進本部の下に設置されている地震調査委員会は、**防災対策の基礎となる情報を提供するため**、将来発生すると想定される地震の場所、規模、発生確率について評価し、これを**長期評価**として公表している。
- 「日向灘および南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価」(平成16年2月公表)を改訂し、公表する。
- 海溝型地震**とは、2枚のプレート間のずれによって生じる**プレート間地震**と、沈み込む側のプレート内部で発生する**プレート内地震**を指す。大きな津波を伴うこともある。



2. 改訂のポイント

- 最新の知見を踏まえて**地震を再評価**
- 不確実性を踏まえ、現在の科学的知見を考慮した評価
- 評価対象領域・地震を再編



3. 将来発生する地震の場所・規模・確率

評価対象地震	規模	本評価	(参考) 初版注
日向灘周辺			
日向灘の巨大地震	M8程度	X	—
日向灘のひとまわり小さい地震	M7.0～7.5程度	Ⅲ	M7.6程度: Ⅱ M7.1程度: Ⅲ
安芸灘～伊予灘～豊後水道の沈み込んだプレート内のやや深い地震	M6.7～7.4程度	Ⅲ	Ⅲ
九州中央部の沈み込んだプレート内のやや深い地震	M7.0～7.5程度	X	X
南西諸島海溝周辺			
南西諸島周辺及び与那国島周辺の巨大地震	M8.0程度	X	—
南西諸島周辺のひとまわり小さい地震	M7.0～7.5程度	X	X
与那国島周辺のひとまわり小さい地震	M7.0～7.5程度	Ⅲ	Ⅲ
南西諸島北西沖の沈み込んだプレート内のやや深い地震	M7.0～7.5程度	Ⅲ	X
1771年八重山地震津波タイプ	Mt8.5程度	—	—

注) 本評価で評価対象領域・地震を再編したため、場所と規模の範囲が異なり、厳密には初版と対応しない

4. 評価のポイント

- 日向灘や南西諸島周辺及び与那国島周辺における巨大地震の発生可能性を新たに評価
- 1771年八重山地震津波と同規模以上の津波が複数回発生したことを踏まえ、同地震津波タイプとしてその発生可能性を評価
- 複数の領域においてマグニチュード(M)7程度の地震が発生する確率は最も高いⅢランクに分類されている

30年以内の地震発生確率

■ Ⅲランク: 26%以上
 ■ Ⅱランク: 3～26%未満
 ■ Ⅰランク: 3%未満
 ■ Xランク: 不明

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(B)-0007	阿蘇 4/3 降下テフラ群の層序と噴火活動史について	<p>発表日： 令和4年3月31日 掲載誌： 火山 第67巻第1号91-112頁 論文名： 阿蘇火山, 阿蘇4/3降下テフラ群の層序と噴火活動史 -阿蘇4火砕流噴火への準備過程-</p> <p>著者： 星住英夫*・宮縁育夫**・宮城磯治*・下司信夫*・宝田晋治* (*産業技術総合研究所、**熊本大学)</p> <p>当該情報は産業技術総合研究所の星住氏らが九州中央部の阿蘇カルデラにおいて阿蘇4/3(約13万年前に発生した巨大噴火である阿蘇3噴火から約9万年前に発生した巨大噴火である阿蘇4噴火まで)噴出物を対象に実施した堆積物調査の結果を取りまとめたものである。 当該情報の新規性は、阿蘇4/3噴出物について野外調査を行い、従来認識されていた数の倍以上の新たな噴出物を発見し、それらを含めて噴出物の特徴と噴火頻度から各噴火をステージ区分することで噴火史の精緻化を行ったことにある。具体的には、①野外調査の結果から阿蘇4/3噴出物を新たに37サイクルに区分し、②等層厚線図を作成し噴出量を算出し、③土壌堆積速度を一定と仮定し、各サイクル間の土壌層厚から噴火休止期間を求めることで新たに噴火年代を推定し、④各サイクルの噴出物全岩化学組成分析を行った。加えて、①と④から阿蘇4/3間の活動を新たに全5ステージに区分し、②と③から新たに阿蘇4/3噴出</p>	2022/4/15	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 火山ガイドにおいて、過去に巨大噴火が発生した火山の評価は、「運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断したもの(中略)については、当該火山の最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模」を想定することとされている。 当該情報は阿蘇カルデラにおいて約9万年前に発生した最後の巨大噴火である阿蘇4噴火に至る過程に関する知見をとりまとめたものであり、阿蘇カルデラの巨大噴火の可能性に言及したものではない。 審査において阿蘇カルデラは運用期間中における巨大噴火の可能性が十分に小さいと判断されており、カルデラ噴火に至る過程の噴火は噴火規模の評価対象ではない。 よって、現時点で火山ガイドに反映する事項はない。また、審査結果にも影響を 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		物の階段ダイアグラムを作成した。 その結果、阿蘇4/3では、阿蘇3噴火後間欠的で小規模な苦鉄質噴火から始まり、その後やや噴出率が上がった時期を経て、阿蘇4噴火の約2万年前から岩質が珪長質に変化し、約7000年間の噴火規模増大・噴出率増加期を経て、阿蘇4噴火の約1万年前からは噴出率が低下し、1回の小規模噴火のみが発生した、という詳細な噴火史が明らかになった。また新たな噴出物の噴出量が推定されたことから阿蘇4/3間の長期的なマグマ噴出率は約0.23km ³ /kyと求められた。			及ぼさないと考えられるため、終了案件とする。			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(B)-0008	高分解能な3次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージングについて	<p>発表日： 令和4年3月31日 掲載誌： 特定非営利活動法人日本火山学会誌（第67巻第1号）への投稿論文 論文名： 高分解能な3次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージング 著者： 為栗健（京都大学）・八木原寛（鹿児島大学大学院）・筒井智樹・井口正人（京都大学）</p> <p>当該情報は安全研究プロジェクト「大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究（R1～R5年度）」における「地球物理及び地球化学的手法による観測手法に関する調査・研究」の成果の一部として、委託先である国立大学法人京都大学が、九州南部の鹿児島湾奥に位置する始良カルデラ周辺を対象に実施した3次元地震波トモグラフィ解析*1の結果について取りまとめたものである。</p> <p>近地地震の走時を用いた南九州の地震波トモグラフィ解析に係る既往研究（Alanis et al., 2012, Bull. Volcanol. Soc. Japan）では、始良カルデラ下深さ約20 kmに部分溶融が示唆される領域が見出されたが、分解能が10 kmであり、当該領域の大きさや形状までは明らかでなかった。当該情報の新規性は、既往研究よりも高分解能（5 kmグリッド）で海没した始良カルデラ下の低速度領域を見出すことに成功し、定量的に地下のマグマ量を推定したことにある。具体的には、始良カルデラにおいて自然地震観測データと人工地震による走時データを組み合わせた3次元地震波トモグラフィ解析を行い、深さ15 kmまでの地震</p>	2022/4/15	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は海没した始良カルデラにおいて、自然地震観測データと人工地震による走時データを組み合わせた3次元地震波トモグラフィ解析を行い、既往研究よりも高分解能で深さ15 kmまでの地震波速度構造を推定したものである。 「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）では、原子力発電所に影響を及ぼす可能性において、過去の火山活動履歴とともに、必要に応じて地球物理学的及び地球化学的調査を行うことで、現在の火山活動の状況も併せて評価することとしている。 当該情報は始良カルデラにおける地下構造を地震波トモグラフィ解析によって明らかにした一事例であり、火山ガイドに列記されている地球物理学的調査のうち、地震波速度構造に関する検討に資す 	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は海没した始良カルデラにおいて、自然地震観測データと人工地震による走時データを組み合わせた3次元地震波トモグラフィ解析を行い、既往研究よりも高分解能で深さ15 kmまでの地震波速度構造を推定したものである。 「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）では、原子力発電所に影響を及ぼす可能性において、過去の火山活動履歴とともに、必要に応じて地 	

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>波速度構造を明らかにした。インバージョン解析の結果、深さ 5 km 及び 10 km ではカルデラ内の P 波速度、S 波速度ともに顕著な異常は見られなかったが、深さ 15 km では始良カルデラ中央部に P 波及び S 波の低速度領域が見られ、特に S 波速度の低下が著しいことが分かった。2 km/s 以下の顕著な S 波速度低下を示す領域はインバージョンに用いたグリッド間隔の 5 km よりも有意に大きく、東西方向に 10 km、南北方向に 8 km を占め、最上部は深さ 12 km に達することが示された。</p> <p>桜島（始良カルデラ南縁）で発生した大正噴火時（1914 年）から現在までに始良カルデラ周辺で観測されている地盤変動と噴火活動との関連性に基づくと、本低速度領域はマグマの存在を示唆する。また、現在も始良カルデラ周辺の広域的な地盤の隆起^{*2}は継続しており、カルデラ下においてマグマの再蓄積が進行しているものと解釈されている（Iguchi, 2013, Bull. Volcanol. Soc. Japan）。周辺部に対する当該領域の S 波速度の低減率は 44%である一方で、P 波速度では 8.2%であり、この S 波速度と P 波速度の低減率の違いから、当該領域を扁平なメルトインクルージョンを多数含む領域と仮定するとメルトの割合は 7%程度と見積もられる^{*3}。インバージョン解析で得られた深さ 15 km 以浅の低速度領域の体積は 139-255 km³（S 波速度の設定閾値：2.0-2.45 km/s）であるので、対応するメルトの体積は 10-18 km³と推定された。</p>		<p>る成果に該当するため、今後、他のカルデラの地下構造調査事例が報告されれば、これらと共に、現行の火山ガイドにおける解説として追記すること等を検討する。</p> <p>・また、当該情報はカルデラ陥没地形の広い範囲が水没している火山において陸域での地震観測データから深部の地下構造の情報を得た事例であり、他のカルデラにも適用できる可能性があることから、事業者に対して周知することとしたい。</p>		<p>球物理学的及び地球化学的調査を行うことで、現在の火山活動の状況も併せて評価することとしている。</p> <p>・当該情報は始良カルデラにおける地下構造を地震波トモグラフィ解析によって明らかにした一事例であり、火山ガイドに列記されている地球物理学的調査のうち、地震波速度構造に関する検討に資する成果に該当するため、今後、他のカルデラの地下構造調査事例が報告されれば、これら</p>		

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>*1 地震計が設置された複数の観測点において多数の地震波の到達時間を観測することで、それらの時間差から地下構造を推定する手法である。一般に、メルトや熱水等の液相が存在する領域を通過する地震波は周囲よりも速度が遅くなり、観測点ではそのような領域が存在しない場合に期待される到達時間と比較して地震波が遅く観測される。</p> <p>*2 地盤変動観測から推定される圧力源は始良カルデラ中央部深さ 10~12 km (Iguchi, 2013, Bull. Volcanol. Soc. Japan; Hotta et al., 2016, J. Volcanol. Geotherm. Res.) に求められている。</p> <p>*3 Taylor and Singh (2002, Geophysical Journal) は、マグマ領域を扁平なメルトインクルージョンの集合体と考えた場合のモデルを示している。このモデルでは、P 波速度の減少率はメルト割合を反映し、そのメルト割合におけるメルトインクルージョンを透過する方向に伝播する S 波速度の減少率はメルトインクルージョンのアスペクト比を反映する。このモデルを用いて、得られた観測値 (P 波及び S 波速度の減少率) を満足するメルト割合とメルトインクルージョンのアスペクト比を求めたところ、P 波速度の低下率とメルト割合との関係からメルト含有量は約 7% と見積もられ、S 波速度の低下率とメルト割合との関係からアスペクト比は 10~100 に対応すると考えられる。</p>				<p>と共に、現行の火山ガイドにおける解説として追記すること等を検討する。</p> <p>・また、当該情報はカルデラ陥没地形の広い範囲が水没している火山において陸域での地震観測データから深部の地下構造の情報を得た事例であり、他のカルデラにも適用できる可能性があることから、事業者に対して周知することとしたい。</p>		

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
22 地津-(D)-0009	気象庁勉強会・トンガ火山津波について	<p>気象庁・津波予測技術に関する勉強会 公表タイトル：フンガ・トンガ-フンガ・ハアパイ火山の噴火により発生した潮位変化に関する報告書 公表日：令和4年4月7日</p> <p>気象庁では、2022年1月15日に発生した、フンガ・トンガ-フンガ・ハアパイ火山の噴火による潮位変化に対する情報発信における課題を踏まえ、火山噴火等に伴う潮位変化に対する情報発信のあり方の議論に資するよう、今回の潮位変化がどのようなメカニズムで発生したと考えられるのか検討を行った。本報告書は、引き続き速やかに情報発信に関する検討に着手できるよう、現時点で明らかになっている知見を集約し、噴火から2か月という短期間でとりまとめたものである。</p> <p>本報告書のポイントは以下の通りである。</p> <p>① 今般の噴火で観測された気圧、潮位の変化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1月15日20時40分頃、日本国内では南東方向から北西方向への2hPa程度の気圧変化が観測された。 ・気圧変化から30分～1時間程度遅れて、通常の津波の伝播速度と比較して3～4時間程度早く潮位変化が生じた。 ・観測された潮位変化の周期は概ね港湾の固有周期と一致することがわかった。 	2022/4/15	iv)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該情報の知見は、フンガ・トンガ-フンガ・ハアパイ火山の噴火による津波の発生・増幅のメカニズムについて、現時点における知見を集約したものである。当該情報では、そのメカニズムとして、噴火に伴う気圧波によって励起された気象津波の可能性を検討しているが、詳細なメカニズムの解明には至っていない。 ・現行規制基準では、津波の発生要因の一つとして火山現象を考慮しているものの、当該情報で対象とする火山噴火による気象津波までは考慮していない。ただし、噴火規模が比較的大きい今次噴火（VEI=5～6）でさえ気象津波の高さは、日本では最大1.2m（奄美大島小湊）、太平洋沿岸では最大2.0m（メキシコ観測）であり、現行規制基準に及ぼす影響は小さいと考える。しかし、火山噴火による気象津波に関する 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>② 様々な現象に伴う潮位変化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・気圧変化のプラウドマン共鳴^{注1}等によって作られた通常の津波と同程度の周期を持つ振動を、学術分野では近年、「気象津波」と呼ぶ。 ・気圧変化が波として伝播する主な現象： <ul style="list-style-type: none"> a. 音波（音速：常温で340m/s程度） b. 海面等との境界に捕捉されて伝播する大気境界波（ラム波、300m/s程度） c. 重力を復元力とする大気重力波（周期によって速度が異なる） <p>③ 今般の現象のメカニズム</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本ではラム波に伴う潮位変化が最初に発生したと考えられる。 ・ラム波と同じ伝播速度の潮位変化によってプラウドマン共鳴が励起されるためには10,000m近い水深が必要となるが、これに満たない水深でも広い海洋を伝わる間、長く相互作用が維持されれば、潮位変化は大きく増幅されうる。今回の事例でのプラウドマン共鳴による増幅効果について今後の調査が必要である。 ・大気重力波の到達は、観測からははっきりしない。今回の潮位変化に大気重力波がどの程度寄与したかについて今後、詳細に分析することが必要である。 <p>④ 同様の現象の発生可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・噴火により発生する大気中の波動を定量的に予測することは困難である。また、海外で観測され 		<p>知見が十分ではないため、この気象津波について、発生メカニズムと沿岸部での津波水位の程度に着目して今後の研究動向をフォローしていく。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・以上により、引き続き当該知見に関する情報収集活動（安全研究含む）を行うい、十分な情報が得られてから再度判断する。なお、外部機関の専門家と情報交換を行いながら、安全研究プロジェクトとして気象津波に関する研究を実施するかを判断するための検討を開始した。 				

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>た気圧変化量や潮位変化量から日本沿岸での潮位変化を定量的に予測することも困難であるが、潮位変化の発生可能性を判断することは可能と考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特に注意が必要なのは、日本列島との間に、プラウドマン共鳴が生じやすい水深が深い太平洋が存在する火山である。 <p>⑤ 今後の課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ・引き続き、今回の現象の観測結果に関する丁寧な分析と、これら観測事実に基づくメカニズムの全容解明が学術的な観点からも防災対応を推進する上でも重要である。 ・現時点で明らかになっているメカニズムに関する知見を活用し、今後、大規模な噴火が発生した際に、速やかに適切な情報を国民に提供することも重要である。 <p>注1 プラウドマン共鳴：気圧波の伝播速度が海洋波の伝播速度 ($gh^{0.5}$) に近い場合、海洋波が励起され、増幅する。</p>						

高分解能な 3 次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージング について (案)

令和 4 年 5 月 2 6 日
地震・津波研究部門

1. 背景

平成 25 年 7 月に施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号)において、地震・津波以外の「外部からの衝撃による損傷の防止」(第六条)が明記された。その中で安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならぬとしており、敷地周辺の自然環境を基に想定される自然現象の一つとして、火山の影響を挙げている。

安全研究プロジェクト「大規模噴火プロセス等の知見の蓄積に係る研究(R1～R5 年度)」では、過去に巨大噴火を起こした火山を対象として巨大噴火に至るまでの準備・開始プロセスに係る知見や現在の火山性地殻変動と地下構造及びマグマ活動に関するデータを蓄積している。令和 4 年 3 月に、日本火山学会誌(第 67 巻第 1 号)において、九州南部の鹿児島湾奥に位置する始良カルデラ周辺を対象に実施した 3 次元地震波トモグラフィー解析¹に関する論文²(以下「本論文」という。)が発表された。本論文は当該安全研究プロジェクトにおける「地球物理及び地球化学的手法による観測手法に関する調査・研究」の成果の一部として、委託先である国立大学法人京都大学が取りまとめたものである。以下では、本論文の概要と今後の対応について報告する。

2. 本論文の概要と得られた新知見

本論文の概要は以下のとおりである。

- 海没した始良カルデラにおいて、深部の構造の解明に適している自然地震観測データと浅部の微細な構造の解明に適している人工地震による走時データを組み合わせた 3 次元地震波トモグラフィー解析を行い、既

¹ 地震計が設置された複数の観測点において多数の地震波の到達時間を観測することで、それらの時間差から地下構造を推定する手法。一般に、メルト(マグマの液体部分)や熱水等の液相が存在する領域を通過する地震波は周囲よりも速度が遅くなり、観測点ではそのような領域が存在しない場合に期待される到達時間と比較して地震波が遅く観測される。

² 為栗 健・八木原寛・筒井智樹・井口正人(2022) 高分解能な 3 次元地震波速度構造解析による始良カルデラ下のイメージング, 火山, 67, 69-76, <https://doi.org/10.18940/kazan.67.1.69>.

往研究³よりも高分解能で深さ 15 km までの地震波速度構造を推定している。

- インバージョン解析⁴の結果、深さ 15 km では始良カルデラ中央部に P 波及び S 波の低速度領域⁵が確認された。著者らは、S 波速度が周辺域より 30%低下した 2.45 km/s を閾値として当該低速度領域を定量的に評価したところ、その体積は深さ 15 km 以浅で 255 km³と推定され、2.0 km/s とした場合でも 139 km³となるとしている。また、S 波速度が 2.0 km/s 以下の領域の最上部は、深さ 12 km に達しているとしている。
- 既往研究⁶では、始良カルデラ周辺で観測されている地盤変動の圧力源が推定されている。この圧力源と当該低速度領域が近接していること、及び、地盤変動と桜島（始良カルデラ南縁）の噴火活動が関連していることから、当該低速度領域はマグマの存在を示唆するとしている。
- Taylor and Singh (2002)⁷モデル⁸を用いて当該低速度領域におけるメルトの割合を推定したところ、7%程度と見積もられ、この割合を用いた場合、当該低速度領域に対するメルトの体積は約 10-18 km³を占めると推定されている。

3. 今後の対応

本論文は自然地震観測データと人工地震による走時データを組み合わせた地震波トモグラフィ解析によって、始良カルデラ下の地下構造の描像を既往研究よりも詳細に明らかにした事例である。「原子力発電所の火山影響評価ガイド」（以下「火山ガイド」という。）では、原子力発電所に影響を及ぼす可

³ Miyamachi et al. (2013, Bull. Volcanol. Soc. Japan)では、人工地震探査データを用いて深さ 4 km までの P 波の地震波速度構造を推定しているものの、測線長が 37 km であり、4 km 以深の速度構造は明らかになっていない。また、近地地震の走時を用いた南九州の地震波速度構造解析 (Alanis et al., 2012, Bull. Volcanol. Soc. Japan) では、始良カルデラ下深さ 20 km 付近に部分熔融が示唆される領域を見出したが、分解能が 10 km であり、当該領域の詳細な形状や大きさは分かっていない。

⁴ 初期モデルと観測値との差を最小化するようにモデルを更新することにより、正しい解を求める手法。

⁵ 周辺域に対する当該低速度領域の S 波速度の低減率は 44%である一方で、P 波速度では 8.2%であり、この P 波速度と S 波速度の低減率の違いは、当該低速度領域の不均質性を反映すると考えられる。

⁶ Iguchi (2013, Bull. Volcanol. Soc. Japan)及び Hotta et al. (2016, J. Volcanol. Geotherm. Res.)。これらによると、圧力源の位置は始良カルデラ中央部深さ 10~12 km に求められている。

⁷ Taylor, M. A. J. and Singh, C. (2002) Composition and microstructure of magma bodies from effective medium theory. Geophys. J., 149, 15-21. <https://doi.org/10.1046/j.1365-246X.2002.01577.x>

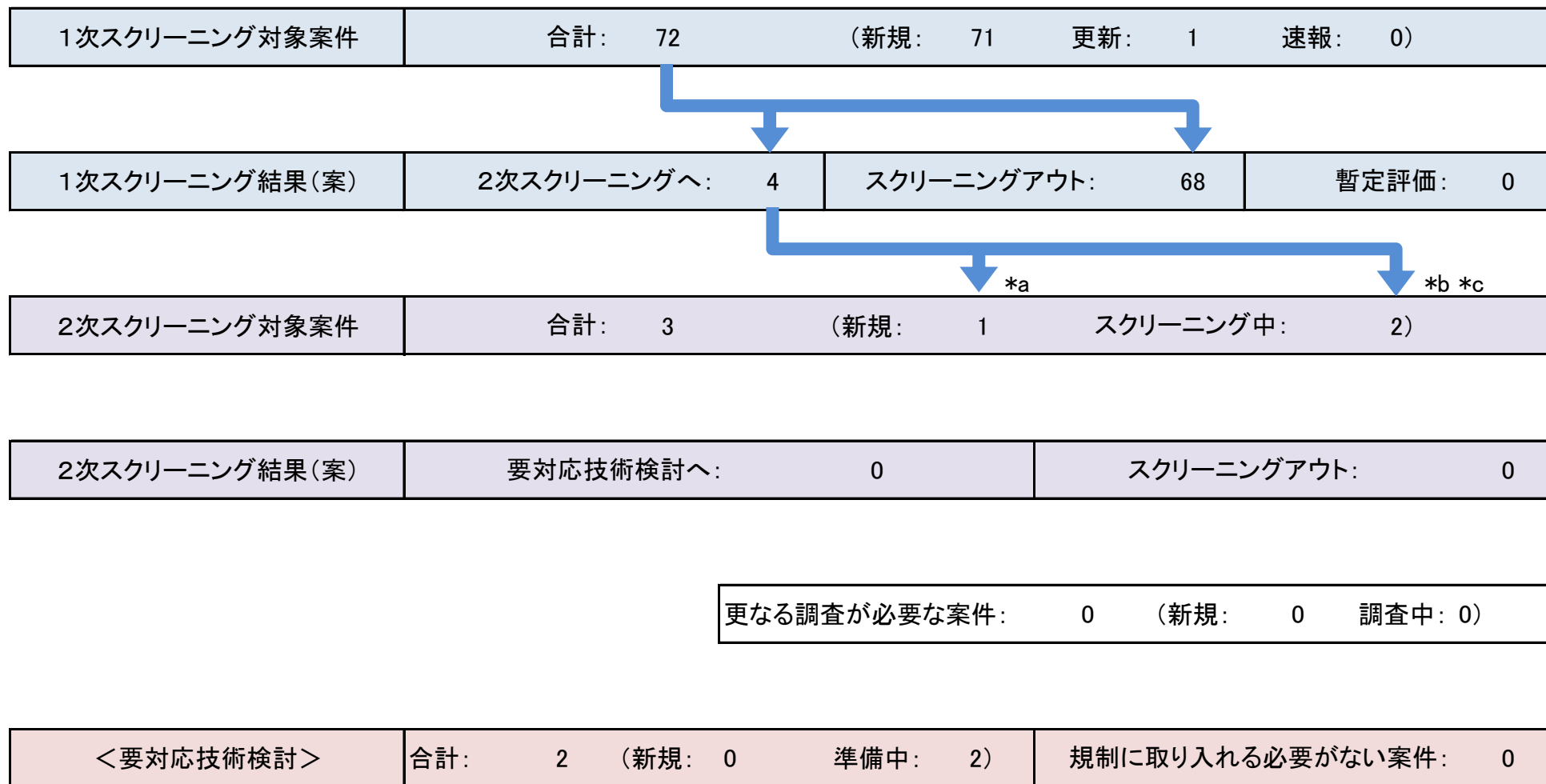
⁸ 当該モデルは、マグマ領域を扁平なメルトインクルージョンの集合体と考えた場合に、メルトの割合が P 波・S 波速度の低減率及びメルトインクルージョンのアスペクト比によって決まるとするものである。このモデルを用いて、得られた観測値を満足するメルトの割合を求めたところ、約 7%と見積もられたとしている。

能性において、過去の火山活動履歴とともに、必要に応じて地球物理学的及び地球化学的調査を行うことで、現在の火山活動の状況も併せて評価することとされている。本論文は火山ガイドに列記されている地球物理学的調査のうち、地震波速度構造に関する検討に資する成果に該当する。今後、他のカルデラの地下構造調査事例が報告されれば、これらと共に、本論文の調査事例を現行の火山ガイドにおける解説として追記すること等を検討する。

また、本論文の知見は、カルデラ陥没地形の広い範囲が水没している火山において陸域での地震観測データから深部の地下構造の情報を得た事例であり、他のカルデラにも適用できる可能性があることから、事業者に対して周知することとしたい。

スクリーニングと要対応技術情報の状況について(案)
 (国内外原子力施設の事故・トラブル情報)

2022-05-26
 技術基盤課



*a 4件の内1件は、新規2次スクリーニングに移行。
 *b 4件の内2件は、2次スクリーニング中の案件と合体。
 *c 残りの1件は、2次スクリーニング中の別の案件と合体。

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和 4 年 5 月 26 日
 技術基盤課

(2次スクリーニング継続、情報更新案件、終了提案案件)

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
49	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837 <u>IRS9051P</u>	海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着	<p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例 (IRS8732) を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス (WH) 社製 PWR に対する影響評価を報告するもの。仏国運転経験に基づく CRDM サーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年 (EFPY) 以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR の CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は2次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。</p> <p>米国から異なるモードによるサーマルスリーブのカラー部破損の報告があった (IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられる。が、原因は未特定。サーマルスリーブ形状から、破損する可能性のある PWR をリストアップしている (日本の PWR は含まれていない)。また、PWR オナーズグループのレター (OG-20-113、2020-04-13) によると、摩耗によるサーマルスリーブの下降量が 0.8 インチ (2 cm) 以上の時にサーマルスリーブが破断すると、残片により CRD 動作を妨げる可能性が高くなるので、低温プラントで該当する形状のサーマルスリーブを有するプラントの検査を呼び掛けた。その後の WH 社の調査 (LTR-NRC-20-12) により、米国の異なるモードによるカラー部のサーマルスリーブ破断は、掛かる応力や形状から、制御棒動作を妨げる懸念がないことが示され、米国ではプラントごとの品質マネジメントで扱われることとなった。このタイプの CRDM は国内では用いられておらず、リストにも国内プラントが含まれていないことから、2次スクリーニング検討は、仏国事象に特化する IRS8837 は調査対象から除外する。</p> <p><u>IRS9051P は、英国 PWR でも複数の CRDM サーマルスリーブの摩耗 (仏国事象と類似) が確認されたことの予備的報告である。本件の調査対象に含めることとする。</u></p>

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
65	ASN20211216 国内 2020-25 IRS9063P IRS9060P	安全注入系で見つかった応力腐食現象	ASN 及び IRS9063P は、仏国 PWR の 10 年毎供用中検査における超音波検査で、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった事例の予備的報告である。水平展開検査により、3 基で同様な指示が見つかり、1 基は検査中である。原因は、配管内面の応力腐食割れとみられるが、根本原因は未特定である。従前の 10 年毎供用中検査では、見逃された可能性がある。国内 2025-25(加圧器スプレイ配管の SCC)との類似性を調査する。 IRS9060P は、米国 PWR における ISI ベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部からの漏えいを確認した事例の予備的報告である。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、溶接金属として用いた 82 合金の PWSCC 感受性が高いため。溶接も不完全だった。なお、据付け当時(1990 年)は、82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていた。Ni 合金の PWSCC であるが、上記ステンレス鋼の SCC 事例との類似性等を調査する。

(2次スクリーニング新規案件)

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
66	IRS8468 WGELEC 技術報告書	原子力発電所の非常用電源システムの蓄電池の劣化加速	IRS8468 は、原子力発電所の複数の蓄電池の容量試験により、期待より速い劣化が見つかった技術仕様書違反の報告である。 技術報告書には、WGELEC による国際調査から、蓄電池の設計や使用、保守に関する 4 つの推奨が示されている。中でも、蓄電池の不良の早期発見を可能にし、先行管理型の蓄電池交換を行えるよう、事業者は月例の目視検査と 2 から 5 年間隔の定期容量試験を検討すべきと推奨している。国内では、蓄電池の劣化に係る事象報告は確認されていないが、技術報告書の 4 つの推奨に関連した以下の項目につき、国内原子力発電所における実態を調査する必要がある。1) 新しい蓄電池の腐食劣化問題の有無。2) 急速充電の実態。3) 蓄電池の劣化監視と蓄電池交換の実態ならびに蓄電池及び充電器の能力確認の実態。4) 蓄電池や充電器のさらなる信頼性向上に関する検討状況。

規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト(案)

令和 4 年 5 月 26 日
 技術基盤課

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2015-12-01	回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性	NRCは、回路の故障が2次火災事象又は設備の損傷を誘発させる可能性に関連した最近の運転経験を周知した。NRCは、回路の隔離不足に起因する2次火災または設備への熱的損傷を誘発させる問題を取上げている。更に、産業界の運転経験に関する追加レビューに基づき、認可取得者は各自の既存の決定論的防火防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行う。</p> <p>①平成 28 年度～令和元年度は米国の回路解析に関する調査を実施した。(1)平成 28 年度：火災時安全停止機能の検査の項目、ポイント、実施内容、民間指針(NEI 00-01)の改訂、電動弁等の多重誤作動問題(MSO)の実情等の調査を行いそれらの内容を把握した。(2)平成 29 年度：MSO の具体的シナリオ特定の手法(機器の運転に必要な回路、誤作動を引き起こす可能性のある回路等の特定)、NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。(3)平成 30 年度：回路解析の実務に係る情報整理として、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット・ショートに系統の故障モードの分類、回路解析の実施事例の調査を行った。(4)令和元年度：NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査(電気関係)の調査、火災防護検査員を対象とした研修(回路解析関係)内容、研修資料等の情報を整理した。</p> <p>②令和 2～3 年度：(1)上記の調査結果に基づき、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」を作成した。同ノートは令和 3 年 6 月に公表された。(2)米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」への反映の必要性は低いものと考えられる。しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法(回路解析が手法の一部である)により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとした。(3)火災時安全停止に関わる過去約 10 年の米国事業者報告(LEP)を収集・分析した結果、火災起因のホット・ショートによる加圧機安全逃し弁の誤開放で冷却材喪失となる可能性を含む様々な懸念(安全影響度は低い)が、最近の NPP 火災防護規制検査等で見つかったことがわかった。今後、規制庁において、米国の火災防護規制状況をさらに調査し理解を深めるとともに、国内 NPP 事業者と情報共有を続けていくこととした。</p> <p>③令和 4 年度計画：(1)米国火災防護規制の最近の動向の調査を行う、(2)国内事業者と情報共有として、事業者の対応状況について意見聴取を行う、(3)関連する NRC の審査及び検査制度についての文献調査を行う、(4)火災防護関連の検査について、NRC へ検査官等を派遣し情報収集を行う。</p>	<p>①令和元年度(終了)</p> <p>②令和 3 年度(終了)</p> <p>③(1)令和 4 年度(予定) (2)令和 4 年度上期(予定) (3)令和 4 年度(予定) (4)調整中。</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>③(1)技術基盤 G (2)火災対策室、検査 G、技術基盤 G (3)技術基盤 G (4)火災対策室、検査 G</p>

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF 事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生を目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめるとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<p>・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。</p> <p>①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成28年7月より、実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設について、主に面談で各施設のHEAF想定箇所に対する保護リレーの整定時間等の調査を開始。 ・実用発電用原子炉施設等について、保護リレーの整定時間短縮(保護リレーのデジタル化含む)により、HEAF発生後のアーク火災発生防止のための規制要件(基準類の改正案)を検討した。 ・平成29年2月23日～3月22日で、HEAFに係る規則等の改正とガイドの制定のためのパブリックコメント実施。 ・その後、EDG受電遮断器に対するHEAF対策の可否についての問題が新たに発生したため、6月13日に事業者から公開ヒアを実施。6月27日に第2回公開ヒア実施。 ・第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に関する規則等の改正と審査ガイドの制定を決定。8月8日付けで公布(施行)。なお、再処理施設及び研究開発段階発電用原子炉に係る規則等についても併せて改正。 <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成29年4月より、NRCと共同でHEAFの第一段階における爆発現象の解明のための研究を開始。平成29年12月、平成31年1月、令和2年1月、令和3年8月及び令和4年2月に米国KEMA試験場にて爆発現象の解明のためのHEAF試験を実施。現在、試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析中。 ・OECD/NEAのHEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は、COVID-19の影響で終了期間が延長(現時点では令和4年12月まで延長することが決定されているが、更にもう1年延長する令和5年12月までの延長案も検討されている。)されたため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。 	<p>①終了</p> <p>②未定</p>	技術基盤グループ及び技術基盤課

2022-05-26
 技術基盤課

1次スクリーニング結果（案）

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IRS IAEA International Reporting System	0	22	7	2	4	0	0	4	39
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
国内 法令報告、規制検査報告、ニュージーシア	0	4	0	0	26	2	0	0	32
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
その他	0	1	0	0	0	0	0	0	1
計	0	27	7	2	30	2	0	4	72

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

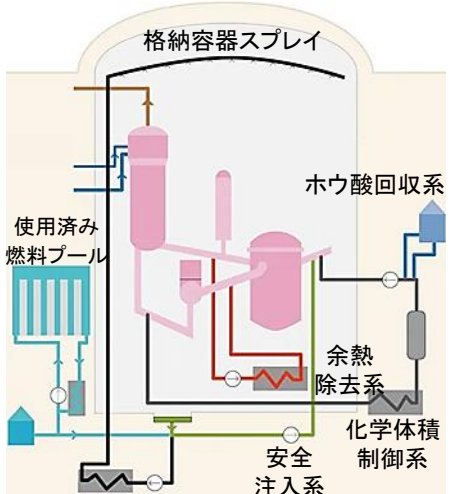
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)																
					基準/2次	INES	処理結果														
INES2020-02	原子炉施設事象	<p>2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。</p> <p>スクリーニング基準の番号を記載しています。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">スクリーニング基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 原子炉冷却材浄化系 https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</p>	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。	2020-12-11	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの状況により、サイト緊急事態と分類された。放射能高の環境への漏えい、被曝の可能性は低い。</p> <p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>
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。																				
		<p>事業者(TVO)によるプレスリリース(2020-12-13) https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html</p> <p>0、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、原子炉停止冷却系の一つが壊れた。そのため、長時間ほど掛かった。その間、高圧で、原子炉冷却材浄化系のフィルターは約 70°C に耐えられる。この時、約 100°C の冷却材が流出し、物質が冷却材に溶け出した。修理後、冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質が主蒸気管内の放射能レベルも高くなった。</p> <p>管放射能高により、自動的に格納容器が隔離(閉)。これに伴い、自動的に格納容器が移動し、原子炉停止した。この格納容器緊急事態と分類され、オルキルオト発電所の対応が開始された。緊急体制が敷かれた。イベントに参集した。</p> <p>環境への影響はなく、安全重要度も高く、放射能レベル 0 と評価された。従業員への被曝はなかった。</p> <p>STUK は、2 号機の運転再開を許可し、点検項目を実施し、14 日に運転再開申請し、センサー、コネクター、伝送器、スイッチと貫通部の点検。3) サプレッションポンプの格納容器内の弁の試験。5) 制御棒操縦停止機能の試験。</p> <p>https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/stukgrantedstart-upperpermissionforol2plantunit.html</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
IRS8468			2016-09-27	事務局	2次へ	1	<p>本件は、複数の非常用バッテリーにて、期待より早い性能劣化が見つかった技術仕様書違反の報告である。</p> <p>我が国の原子炉施設保安規定では、定検停止時に直流電源（蓄電池及び充電器）の健全性*を確認することと、通常運転中は、蓄電池端子電圧を1週間に1回確認することを求めている。再処理施設では、蓄電池について、簡易点検を半年ごとに、本格点検を1年ごとに行うことを求めている。加工施設等でも、定期的に蓄電池点検を行っている。よって、我が国では蓄電池の性能劣化の早期検知対策を実施済みである。</p> <p>*健全性確認の例：電解液面の検査と補水、電解液の比重とセル電圧の測定及び浮動充電電圧の測定。</p> <p>補足：国内原子力発電所の非常用電源設備で用いられている蓄電池は、現状、従来型の湿式鉛蓄電池のみである。</p> <p>以上のことから、第27回技術情報検討会(2017-06-06)にて、1次スクリーニングアウトとされた。</p> <p>【情報更新】</p> <p>OECD/NEA傘下の原子力施設安全委員会(CSNI)の電源系統作業会(WGELEC)が最近まとめた「直流電源系統に関する技術報告書」(2022年発行予定)は、バッテリーの性能劣化を早期検知するためには、月例の目視検査に加えて定期的なバッテリー容量試験を検討すべきと推奨している。本IRSで報告された期待より早いバッテリーの性能劣化は、その容量試験で見つかった。一方、国内原子力発電所の標準的な保安規定では、バッテリーの容量試験を定期的に行うことを求めている。バッテリーの性能劣化と容量試験について、国際標準や国内原子力発電所の実態等についてさらなる調査・分析をするため、またその他原子力施設における実態等調査を行うため、二次スクリーニングに移行する。</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	まとめと処理結果
OIG20-025	<p>ディアブロキヤニオン発電所の補助給水系のNRC監督に対する調査</p> <p>発行日 2022-03-25</p> <p>OIG: Office of the Inspector General (監察総監室)</p>	<p>監査理由: ディアブロキヤニオン原子力発電所(DCNPP、PWR×2基)におけるNRCの監督(oversight)に関する複数の申告(allegation)について、ここ数年、OIGはレビューしてきた。それらのいくつかは、安全関連SSCであり、補助給水(AFW)系もその一つである。8日間の原子炉停止を要した2020年7月の2号機のAFW漏えい事象の後で、OIGは事象前のAFW検査が不十分だったとの複数の申告を受け取っている。それらは、DCNPPに対するNRC監督が不足していたのではないかとの疑問につながり、規制検査の妥当性をレビューするため、OIGが調査(event inquiry)を開始することとなった。</p> <p>指摘事項: ①ROP検査で、NRCは長期間劣化状態にあった配管断熱材を特定できなかった。この劣化が、2号機AFWの配管漏えいにつながった。なお、NRCによる2020年1月と4月のAFW系点検でも、毎週のプラント状態検査でも、AFW系の断熱材劣化のような欠陥に関する指摘は一切報告されていない。②2020年4月にAFW系の全ウォークダウン(WD)を完了したと検査報告には記してあるにも関わらず、NRCは、その漏えいが発生した区画を検査していなかった。全WDとは、対象の系統が正しくラインアップ<align>され、意図した安全機能を果たせることを示すための物理的検査<physical inspection>のことである。③1と2号機のAFW系に費やしたNRC検査時間は5時間しかなく、検査手順書の推奨値(12時間)より短い。シニア常駐検査官は、検査は不十分だったと認めている。</p> <p>NRCが措置を検討すべき領域: ①NRC検査官は、断熱材の下での腐食を特定できるよう訓練を受けているか。断熱材の存在が、腐食特定を不必要に困難にしているか。②NRC検査手順書は十分に明確か。もしくは、WDに対する工数見積りが適切か。③NRC検査官は、こうした工数見積もりを認知しているか。④NRC管理職は、検査官が検査手順を順守しているかどうかを十分にレビューしているか。⑤NRC管理職は、検査のための系統選択や系統内の構造やコンポーネントの選択を十分に支援しているか。</p>	2022-04-07	事務局	②	—	<p>2号機 AFW 漏えい事象は、事業者による運転経験反映活動に課題があったことから、左記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>一方、本報告はNRC監督において起こった問題を指摘するもので、有用な教訓を示していることから、検査官会議等の場で、規制検査官と情報共有することとする。</p> <p>【追加情報】</p> <p>NRC NEWS(2022-05-03)「ディアブロキヤニオン事象の監察総監調査に対するNRC回答」https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2022/22-019.pdf</p> <p>観察総監の報告書には、いくつもの致命的な間違いがあり、問題がある。NRC技術スタッフによると、ROPと関連する検査プログラムは、公衆衛生・安全を十分に合理的に保証している。NRCの安全使命のためには、常駐検査官が不可欠であり、当該事象に関わった検査官の資格、能力、プロ意識について何の落ち度もない。主要な気づき事項は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> • AFWの漏えいは、原子炉停止原因ではなく、プラント安全性も折損していない。 • 漏えい前にNRC検査官が、メタルジャケット型断熱材で隠されたAFW配管の腐食を特定できたはずという根拠はどこにも見つからない。常駐検査官は適切なガイダンスに従って検査を行い、当該漏えいは極めて低い安全重要度と判定した。断熱材下での腐食は、産業界だけでなくNRCでも既知である。 • 当局は、検査プログラムの有効性を確信しているし、それは原子力発電所の安全性を検証する手段の一つにすぎない。他の手段は、ROP、許認可要求、設計マージン、深層防護に係る多重安全系、運転員・訓練要求などである。
<p>2号機 AFW 漏えい事象</p> <p>2020-07-23、停止中の2号機のAFW配管ギャラリ(配管ラック)から水が流れ落ちているのが見つかった。漏水は、3インチのAFW炭素鋼配管を覆う断熱材の下から。断熱材をはがしたら、1/16インチ(約1.6mm)の穴があり、3.9gpm(約15L/m)で漏水していた。その配管の断熱材とアルミのカバーには、長期にわたる損傷があり、断熱材に浸み込んだ水と混入物によって、配管外側が腐食した。なお、2号機は主発電機の水素漏れ(2020-07-17)のため原子炉停止中だったが、AFWは動作していた。</p> <p>2020-07-31の再起動までに、40箇所の配管を検査し、7箇所を修理。漏えい箇所も含めて屋外にあるAFW配管の断熱材は不要と判断し、除去した。本事象後、NRCは「運転経験を適切にスクリーニングしていない」ので、事業者に逸脱通知を行った。2009と2010年に断熱材下の炭素鋼配管の腐食に関する産業情報を受けていながら、事業者はAFW系を腐食の懸念があると特定していなかったため。</p>						<p>図 漏水と配管腐食状態(長期にわたることが明白)</p>	
			<p>図 断熱材の劣化状態</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
IRS9051P			2021-10-19	事務局	2次へ	—	<p>本件は、仏国で発見された PWR 制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブフランジ部の摩耗による不良が、英国の PWR でも燃料交換停止中の点検で発見されたことの予備的報告である。不良が認められたサーマルスリーブを交換して、再起動は許可された。根本原因は未特定である。</p> <p>本件は、2次スクリーニング「海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ摩耗による制御棒固着」に追加して、調査・分析を継続する。</p>
			補足情報				
			ONR-OFD-PAR-21-006 R0				
			「サイズウェル B 燃料交換停止 17 の再起動承認」抜粋				
			https://www.onr.org.uk/pars/2021/sizewell-b-21-006.pdf				
			<p>第 17 回燃料交換中に原子炉容器上蓋を取り外して炉内構造物を点検している時に、サーマルスリーブ 1 本が上部炉心構造物に乗っかっているのが見つかった。さらなる調査で、3 箇所ですべて完全脱離はしていないが、おおきく下降しているサーマルスリーブが見つかった。合計で、13 本のサーマルスリーブが、摩耗規定を超えていた。さらに、2 本が次の運転サイクル中に不良になると評価された。(制御棒クラスター数: 53)</p> <p>サーマルスリーブ自身に安全機能はなく、CRDM を熱過渡から保護するものである。しかし、破損すると残片が制御棒挿入を阻害する恐れがあることから、事業者は修復チームをつくり、計画を立てた: ①摩耗したサーマルスリーブと残片を撤去する。②サーマルスリーブを交換する。③次の燃料交換停止まで安全に運転できるように復旧する。その間に、長期的解決策を検討する。</p> <p>ONR は、本件について事業者から報告を受けており、事業者が次回燃料交換停止まで運転する際のリスク低減策について、以下の根拠で満足している: ①サーマルスリーブの撤去・交換プロセスは適切に管理されている。それに続く点検により、圧力境界の健全性を損なうことがないことが確認できる。②サーマルスリーブの摩耗メカニズムが理解され、交換したサーマルスリーブの今後の摩耗率に関する判断が十分に保守的であり、サーマルスリーブの状態を見極める方法も保守的である。その結果、次の燃料交換停止までに不良となる恐れのあるサーマルスリーブは全部交換されているとみなせる。③原子炉トリップ時に少数の制御棒が挿入されないとしても、プラントには耐性がある。制御棒落下時間も試験され、安全解析上の限度以内であった。</p>				
			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
IRS9063P			2022-02-08	事務局	2次へ	—	<p>本件は、仏国 PWR の 10 年毎供用中検査における超音波検査で、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった予備的報告である。水平展開検査により、3 基で同様な指示が見つかり、1 基は検査中である。原因は、配管内面の応力腐食割れとみられるが、根本原因は未特定である。また、従前の 10 年毎供用中検査では、見逃された可能性がある。</p> <p>詳細調査・分析を行うため、2 次スクリーニングに移行する。なお、当該安全注入系の配管構成は国内 PWR の安全注入系と異なり、余熱除去系 (RHR) とは共用していない(下図参照)。</p>  <p>図 当該 PWR の安全注入系 https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualite/corrosion-detecree-sur-le-circuit-ris-du-reacteur-1-de-la-centrale-de-civaux</p>
ASN 通知 (20220131)	シボ-1/2、ショー-B、ペンリー1号機で見つかった応力腐食現象		補足情報				
IRSN 記事 (20220120)	1次冷却系につながる配管の応力腐食による損傷		<p>ASN 通知(20220131)抜粋 https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-reactors</p> <p>2021-10-21、仏国シボ-1号機での第2回10年毎点検において、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった。2号機の10年毎点検を前倒して同年11月に検査したところ、同様な指示が複数見つかった。1号機の配管を切り出し検査したところ、溶接ビードの近くで配管内面に応力腐食現象による亀裂が確認された。</p> <p>なお、10年毎検査で実施されている超音波検査(UT)は、熱疲労による欠陥を見つけることが目的のため、応力腐食割れ(SCC)検知には非効率的。これまでの検査では、SCCによる指示を偽陽性と分類していた可能性がある。</p> <p>1450 MWe クラスであるショー-B1/B2号機では、前回の10年毎点検でそうした偽陽性が見つかったため、原子炉停止して検査することとした。B2では、同様な欠陥が見つかり、B1では検査が続けられている。</p> <p>1300 MWe クラスであるが、3回目の10年毎点検を実施中のペンリー1号機でも検査が行われ、同じ配管に指示が複数見つかった。詳細検査で、SCCが見られたが、現段階で見つかったものの大きさはシボ-1号機より小さい。</p> <p>計4基(シボ-1/2、ショー-B1/B2とペンリー1)が停止中である。腐食の原因や、影響を受ける可能性のある原子炉を特定するための調査も事業者(EDF)は行っている。従前に偽陽性と評価された全原子炉に対して、応力腐食の可能性を再確認するためのプログラムを検討している。</p> <p>安全局(ASN)は、シボ-とペンリーに対して通常とは別の検査を実施した。その目的は、追加検査のパフォーマンスと検査に伴う作業員の被ばく及び状況(エルボ切断作業や分析作業)を確認すること。最終的に、ASNは詳細分析のための配管切断を承認し、今後の修理手順並びに供用再開に関するルールを承認する予定である。</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
IRS9060P		2021-03-02、米国のカルバートクリフス 2 号機 (PWR、855 MWe、燃料交換停止中) の加圧器ヒータスリーブの貫通孔溶接部 (G1 位置) におけるベアメタル検査 (ISI の一環) によって、ホウ酸堆積物 (1 次冷却材の漏洩痕) が見つかった。評価により、それは圧力境界の貫通漏えいと分かった。漏えいは運転中の起こっていたはず。2 号機の全部の加圧器ヒータスリーブはもともと 600 合金製であったが複数の漏えいがあったため、1990 年に、690 合金製の 2 重スリーブに交換された。それは、600 合金より SCC 耐性が高い。溶接金属には 82 合金が使われたが、それは当時の ASME 規格の承認材の中で、もっとも SCC 耐性が高い。その後、82 合金は PWSCC への感受性が高いことが示されてきた。PWSCC 耐性のある 52/152 合金が溶接金属として現在使われているが、原子力産業界では未使用である。	2022-03-30	事務局	2 次へ	—	<p>本件は、燃料交換停止中の米国 PWR において、ISI によるベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部 (原子炉冷却材圧力境界) からの 1 次冷却材漏えいを確認した事例の予備的報告である。安全性への実影響はない。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、当該スリーブを据え付けた当時 (1990 年) は、溶接金属として用いた 82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていたが、PWSCC 感受性は知られていなかったため、溶接も不完全だった (詳細情報なし)。なお、</p> <p>米国では、軽微な事象として逸脱 (通知なし) と評価され、ASME 等に従って修理が行われた。しかし、最近の大飯 3 号機加圧器スプレイ配管の SCC や仏国シボー 1 号機等で見つかった安全注入配管での SCC との類似性等を調査するため、2 次スクリーニングへ移行する。</p>
LER318 /2021-001-00	PWSCC による加圧器ヒータスリーブ溶接部の圧力境界漏えい	2021 年の燃料交換停止中のベアメタル検査 (1990 年以降、2008 年からは NRC 要求) での PT により、漏えい原因は J 形開先溶接での PWSCC と判明。ヒータ、スリーブと J 形開先溶接を撤去し、ASME 承認の「溶接スリーブと栓」修理が行われた。そのひびは、径一軸方向で周方向ではないことから、ヒータスリーブに対する追加検査は不要。	補足情報				
IIR317/318 /2021-002	NRC 統合検査報告書	この「圧力境界漏えい」は事業者が発見したもので、安全重要度が非常に低い逸脱 (通知なし) と評価された。	 <p>左図: 加圧器ヒータスリーブ断面図 https://www.nrc.gov/docs/ML1112/ML11126A186.pdf 右図: スリーブ交換直後の状態 https://isoe-network.net/publications/pub-proceedings/symposia/north-american-tc-symposia/fort-lauderdale-usa-january-2013/slides-10/2201-jones2013-ppt/file.html</p>				
		安全評価: 当該発電所の技術仕様書 (TS) では、モード 1~4 での原子炉冷却系の圧力境界漏えいを禁じている。本漏えいはモード 6 で見つかったが、モード 1 の時に発生していたと考えられる。ただし、本事象による安全への実影響はない。有意な漏えいの発生確率が低いため、この条件の CDF への影響は 1E-6 未満で、LERF への影響は 1E-7 未満となる。					
		漏えい原因: 径一軸方向 PWSCC。82 合金の J 形開先溶接部で PWSCC が進展した。					
		寄与因子: 加圧器下鏡内側でのガス溶接の欠陥。これにより、外側スリーブと加圧器ベアメタルとの環状間に一次冷却水が侵入した。また、J 形開先溶接部の不完全な溶接も寄与因子である。					
		教訓: PWSCC 感受性のある溶接部ならびに溶接初期品質の継続監視が重要である。					
		是正処置: ASME 承認のスリーブとプラグを据え付けた (修理)。PT や耐圧試験を合格した。					
	赤点線枠 内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9022P			2021-09-09	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の主タービンの1つの低圧ロータの支持軸受け振動高により、当該車室を供用停止した事例の予備的報告である。開放調査により、当該ロータの一部の動翼とダイヤフラム(静翼)に損傷が確認された。現場内外への被ばくはなく、プラントの安全性、環境への影響もない。原因は、動翼のタイロッド孔周辺の疲労亀裂。破損、変形した動翼が隣接動翼ならびにダイヤフラムを損傷させた。根本原因は、動翼の供用中非破壊検査が不十分だったこと。要求もしていなかった。</p> <p>事業者によるタービン機器の保守管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9023P			2021-09-08	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の主タービン発電機の1台の励磁機軸受けの振動上昇、軸受けメタル温度ならびに潤滑油オーバーフロー温度上昇により、当該発電機を手動解列した事例の予備的報告である。発電所内外部への影響はない。原因は、当該軸受け潤滑油配管への異物混入による潤滑不足。根本原因は、タービン発電機潤滑油系統の保守文書の不備。関連する潤滑油配管のフラッシングが行われていなかった。</p> <p>事業者によるタービン発電機潤滑油系統の保守管理、特に異物管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9024P			2021-09-08	事務局	⑤	—	<p>本件は、恒久停止した原子力発電所の使用済み燃料プールから漏えいが発生した事例の予備的報告である。漏えい原因は、プール底部のライナーの亀裂。亀裂発生原因は特定されていない。漏えい量が低く、漏えい回収系統で処理されており、安全への影響はない。また、プール内の使用済み燃料集合体の再配置により、漏えいは止まっている。今後、プール内の全燃料集合体を別プールに移して、底部ライナーを修復する。漏えい回収系統の処理範囲内の漏えいで、安全への影響がないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、亀裂原因等新たな情報が得られた際は、再スクリーニングする。</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
IRS9025P			2021-09-07	事務局	②	—	<p>本件は、燃料交換停止中の原子力発電所にて六角形状の燃料集合体を使用済み燃料プール(SFP)のラックに移動する作業終了後に、1体の集合体がラック上部で引っかかって留まっていることが見つかった事例の予備的報告である。事後検査で、当該集合体に異常は見つからなかった。運転条件の逸脱も、放射線防護機能にも異常はなかった。</p> <p>引っかかった原因(推定)は、ラックセルに対する当該集合体の角度が不適切だったため。集合体の不適切切り離し原因は、燃料交換機からの荷重低信号を集合体のSFPラック正常着座と誤認識したため。集合体の位置確認やカメラ監視も怠った。作業責任者も、集合体切り離し要件適合の確認を怠った。根本原因は、作業スタッフ(責任者含む)の訓練不足とされている。</p> <p>事業者による燃料取り扱い作業マネジメントならびに異常信号対応に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9026P			2021-09-07	事務局	④	—	<p>本件は、定格運転中の原子力発電所において、復水器循環水系統の海水取水設備の回転スクリーン設備2台が停止したことで、原子炉出力を降下させた事例の予備的報告である。プラント安全性、公衆、環境安全への影響はない。停止原因は、回転スクリーンの駆動機構が異物(水生生物由来等)で詰まったため。根本原因は、回転スクリーンの駆動機構の設計欠陥と運転条件の設定が不適切だったこと。スクリーン処理能力を超える異物を取り込むことで、故障したと推定される。</p> <p>当該回転スクリーン設備の設計欠陥とされることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、通常の取水設備回転スクリーン設備では、スクリーン前後の差圧を監視し、スクリーン処理能力を超える運転は行わない。</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
IRS9027			2021-09-07	事務局	④	—	<p>本件は、1基が定格運転中で1基が停止中の原子力発電所において、消火システムの警報が複数発信したが、火災発生ではなく、消火水の漏えいの影響による警報と判明し、消火ポンプを手動モードに切り替えたことから、技術仕様書に従って、運転中の原子炉を手動停止させた事例である。サイト全体で18時間、消火システムが使えなかった。内部溢水による安全設備への影響はない。消火水の漏えい原因は、埋設消火栓配管の損傷。損傷原因として、埋設配管上での車両通過等による荷重が疑われている。漏えいの早期検知機能が、適切に動作していなかった可能性も示唆されている。</p> <p>国内原子力発電所では、埋設配管の地上化や、地盤と配管との間にクリアランス設けるトレンチ化等も進められていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。原因が特定されるなど新たな情報が提供された場合は、再スクリーニングする。</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
IRS9028			2021-09-07	事務局	②	—	<p>本件は、起動中のガス冷却炉プラントにおいて、起動用給水ポンプに関わる給水振動が発生したため、原子炉を手動停止した事例である。常用系の異常にともなう安全停止である。振動の原因は、起動用給水ポンプの液体抵抗始動機の不良により、給水流量が急変したため。根本原因は、起動用給水ポンプの液体抵抗始動機の保守に関わる部門間で手順書に不整合があったため。</p> <p>この保守体制は、当該事業者固有とされており、事業者の保守管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

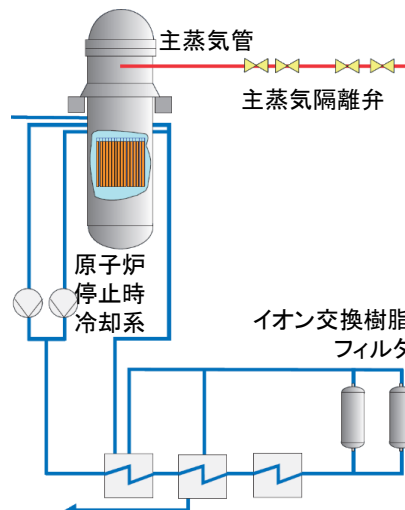
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9029			2021-09-07	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所の中央制御室(MCR)にて、MCR換気系放射線の高警報が発信し、MCR非常用循環系(工学的安全設備)が作動した事例である。もう一方のモニタでも、移動型モニタでも計数に異常は見られなかった。誤警報であり、放射能漏れは発生していない。誤警報の原因は、放射線モニタの偶発故障により、計数が異常となったと推定されている。なお、当該発電所のMCR非常用循環系起動ロジックは、MCR換気系放射線モニタの高信号を1アウトオブ2で処理している。</p> <p>計器の偶発故障であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。また、工学的安全設備の起動ロジックは、計測器の異常を加味して、2アウトオブ4等を採用している。</p>
					補足情報		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9030			2021-09-07	事務局	③	—	<p>本件は、長時間広範囲送電網喪失時に原子力発電所を起動する際の課題を紹介するもの。今後、石炭火力等の火力発電設備が少なくなることから、送電網の復旧に時間が掛かることが想定され、送電網喪失中の原子力発電所の起動を期待している。ただし、非常用ディーゼル発電機等の非常用電源は安全系のためのものであり、常用系に対するバックアップ電源がないことが課題である。</p> <p>国内の発電設備の状況や長時間広範囲送電網喪失状態は、当該国と異なると推測されることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、当該国の対応状況について、運転経験に関する国際会議の場を利用して、ウォッチする。</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
IRS9031			2021-09-07	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所における非常用ディーゼル発電機の定期試験において、通常待機の燃料油移送ポンプの動作検証試験が不十分だったことが判明した事例である。判明後に全燃料移送ポンプの動作検証試験が実施され、要件適合は確認されている。原因は、定期試験規定(図書)に示された試験方法が不完全だったため。根本原因として、定期試験規定の策定・レビューにおける管理標準が不足していたことが挙げられている。</p> <p>事業者による定期試験規定の策定・レビューにおけるマネジメントシステムに課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			<p style="text-align: center;">参考図 ディーゼル発電機の燃料油移送ポンプの使用例 http://www.pref.saga.lg.jp/kiji00353739/3_53739_39068_up_nhcw1ct8.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
IRS9032			2021-09-07	事務局	②	—	<p>本件は、冷温停止中の原子力発電所において、非常用炉心冷却系(ECCS)の一部が作動し、非常用ディーゼル発電機が起動した事例である。安全上の影響はなく、放射性物質の放出もない。下流側の弁が閉まっていたので、炉心注入も行われていない。原因は、保守のため ECCS 作動をロックする回路のヒューズ交換を行ったことにより、リレーが開き、ロックが解除されたため。保守要員が、ヒューズ交換すると作動ロックが解除されることを認識していなかった。運転要員も、そのリスクを保守要員に伝えていなかった。</p> <p>事業者による保守作業管理やリスク管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9033			2021-09-07	事務局	③	—	<p>本件は、冷温停止中の原子力発電所における供用中検査にて、低圧注入配管（低合金鋼を母材とする複合鋼管）の複数の溶接部に欠陥が確認された事例である。なお、本事象による放射性物質の漏えいはない。原因は、当該原子炉製造国の複合鋼管製造工場で、製造時のバタリング溶接により、溶接材内部で微細な高温割れができたこと。その後の10年以上の原子炉運転を経て、割れが進展し、検出されるに至ったため。根本原因は、工場での溶接プロセス管理が不適切だったこと。寄与因子は、高温割れは微細で、表面近くまで進展しないと発見が難しいこと。</p> <p>欠陥が見つかった溶接材とバタリング溶接構造は、当該原子炉製造国の標準にしたがって設計された原子炉ユニットでのみ使用されているもので、かつ、溶接プロセス管理にも課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</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
IRS9035			2021-10-19	事務局	②	0	<p>本件は、運転中のBWRプラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離され原子炉自動停止した事象である。プラント緊急事態と宣言もなされた。ただし、燃料リークはなく、放射能の環境への漏えい、被ばくもない。放射能高の原因は、主蒸気中のN-16濃度が高まったため。N-16は水中のO-16の中性子吸収反応で生成され、冷却水中の余剰水素と結合し、揮発性アンモニアとなり、主蒸気に混入された。余剰水素は、原子炉停止時冷却系/原子炉冷却材浄化系(CUW)の原子炉運転中保全作業時に、CUWフィルタに高温水が逆流し、フィルタの樹脂が一部溶解し、水素含有物質が冷却水に混入したため。根本原因は、保全作業計画時に高温水がフィルタに逆流するリスクを見落としたため。なお、当該システムには、逆流を防止するための逆止弁が具備されていなかった。</p> <p>当該事業者の原子炉運転中保全作業の計画時のリスク分析・管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>  <p>図 原子炉冷却材浄化系 https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</p>
INES2020-02	原子炉施設事象				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
IRS9036			2021-10-19	事務局	②	—	<p>本件は、PHWR プラントの格納容器内で続いていた微小漏えい個所が、PHWR に特有な燃料チャンネルの継手のシール部であることが判明した事例である。プラント安全性や公衆への影響はない。漏えい原因は、シール部に用いられた柔軟性黒鉛テープの劣化に起因する漏えいパスが形成されたこと。テープの劣化原因は、推奨されていない長期使用とされる。根本原因は、同タイプの継手の類似事象と修理経験が複数あるにも関わらず、再発防止策が有効ではなかったこと。</p> <p>当該事業者の運転保守管理や運転経験反映活動に課題があったと考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、本件の燃料チャンネル構造・設計は PHWR プラントに特有で、国内では使用されていない。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9037P			2021-10-27	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の PWR プラントにおいて、主蒸気隔離弁の油圧制御系が故障したので、技術仕様書にしたがって原子炉出力を下げた事例の予備的報告である。安全機能は喪失していない。当該油圧制御系の安全弁や圧カスイッチを交換して、復旧した。故障原因は、油圧制御系の安全弁のグランドシールが損傷し、制御油チャンネルが部分閉塞したため。根本原因は、当該油圧制御系の保守手順や修理プロセスに欠陥があったため。運転経験の反映もなされていない。</p> <p>当該事業者の保守管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、油圧制御系を用いた主蒸気隔離弁は、国内実用炉では用いられていない。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9038P			2021-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、建設が開始された原子力発電所において、納入された機器等に品質不適合が発見されたことの予備的報告である。原子力安全への実影響はない。原因は、サイト受入れ検査の監督上の不備、供給者の管理が不十分、統合管理システムを不順守。当該事業者の機器等受入れ管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

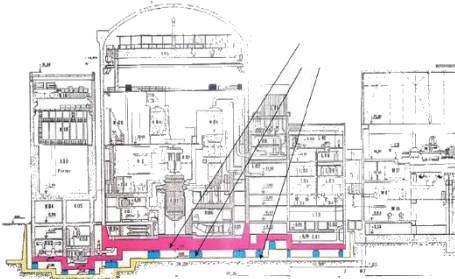
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9039			2021-11-10	事務局	②	1	<p>本件は、出力上昇中の原子力発電所において、起動変圧器が保護回路の作動によりトリップした際に、1系列の安全系母線の電源切換え(起動変圧器からDGへ)に失敗した事例である。原子炉は設計通り自動停止し、もう1系列の安全系母線により冷温停止状態に移行しており、プラント安全性への影響はない。起動変圧器の保護回路作動原因は、内部の変流器の故障による誤信号のため。電源切換え失敗の原因は、当該安全系母線の受電遮断器の故障によりB相が遮断されず、自動起動したDGからの給電が地絡保護作動により切れたため。遮断器故障の原因は、内部の機構と部品の経年劣化。それらは、予防保全の点検対象となっていたかった。当該事業者の遮断器の予防保全プログラムに課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9040			2021-11-11	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所において、送電網擾乱により外部電源が喪失した際に、1台のEDGが自動起動しなかった事例である。プラントの安全性には影響ない。原因は、当該EDGの始動空気供給系が動作しなかったため。不動作原因は、その電源である直流計装安全母線の無停電電源(UPS)の保護回路のサージ電圧に対する設定不整合。設定値は、予防保全でチェックされていなかった。当該事業者のUPSの設定管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9041P			2021-11-16	事務局	②	—	<p>本件は、PWR プラントでのコンクリートをはつった格納容器漏えい調査によって、格納容器壁に腐食貫通孔が見つかった事例である。コンクリート内に、木製柱材が残っていることも見つかった。格納容器漏えい率は、許容範囲内であり、次回の燃料交換停止までの運転は許可された。なお、当該PWR では 2016 年の格納容器漏えい試験で、許容範囲内であるが漏えいが見つかり、長期調査が続けられていた。</p> <p>腐食貫通孔の原因は、コンクリートに埋まっていた木製柱材が湿分を吸収し、接する格納容器鋼製ライナーを腐食させたことが起点と推定されている。柱材は、建設時使用されたものだが、人的過誤により取り残されたとみられる。格納容器の複雑な鉄筋コンクリート構造により、柱材のような異物を見つけるのが困難だった可能性がある。</p> <p>当該事業者による建設時の異物管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、国内原子力発電所の格納容器ライナープレートにおいては、問題となるような腐食経験は報告されていない。</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
IRS9042			2021-11-16	事務局	③	—	<p>本件は、運転中燃料交換が可能な PHWR プラントにおいて、原子炉から取り出した使用済み燃料集合体が、燃料交換機の回転式マガジンから移送ポートにピストンで押し出され、集合体の前面が移送ポート入口部にあった閉止プラグに接触、損傷した事例である。被ばくや放射性物質の漏えいはない。当該燃料集合体の冷却にも影響はない。</p> <p>原因は、集合体が入っていない、閉止プラグの出入用のマガジン位置を示す信号が誤発信されたため。誤発信の原因は、位置を示すポテンシオメータの電圧ドリフトと推測されるが、事後に現象は再現していない。ただし、ほぼ同一事象が当該発電所の他号機で発生し、緩和策がとられているにも関わらず、当該号機には緩和策が展開されていなかった。</p> <p>国内原子力発電所にはない、運転中燃料交換を行うための燃料交換機の故障であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。また、当該事業者における運転経験反映プログラムも機能しておらず、事業者のマネジメントにも課題があった。</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
IRS9043			2021-11-30	事務局	⑤	—	<p>本件は、マグニチュード 5.4 の地震時に震源から約 15 km 離れた原子力発電所において、運転中の 3 基の原子炉を保守的に手動停止させた事例である。地震による機器、構造への損傷はない。手動停止した理由は、観測された垂直動に対する最大地震加速度 (0.037 g) が追加調査を要する加速度 (0.033 g) を超えたため。なお、本原子炉の設計基準地震加速度は 0.3 g で、原子炉停止しきい値は 0.05 g である。さらに、原子炉建屋は免震構造を有する。</p> <p>国内に反映すべき情報が含まれていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>仏国原子力学会見解書「地震リスクに対する原子力発電所の回復力: ルテル地震のケーススタディ」抜粋 https://new.sfen.org/wp-content/uploads/2020/10/SFEN-Resilience-of-nuclear-power-plants-to-seismic-risk.pdf</p> <p>クリュアス発電所の特徴</p> <p>設計段階のハザード検討の結果、クリュアス発電所の地震加速度は 0.3 g と、このシリーズの原子炉の設計基準地震 (0.2 g) よりかなり高く設定されるとともに、免震パッドを用いた免震構造を採用することとした。この技術により、構造やコンポーネントが受ける地震加速度を低減できる。</p>				
			 <p>図 クリュアス発電所原子炉建屋の免震構造</p>				
			<p>クリュアス発電所のできごと</p> <p>2019-11-11、地震加速度が評価分析しきい値 (0.01 g) を超えたので、運転員は即座に規定の手順を適用し、プラント状態を評価し、地震計装からのデータを分析した。初期調査では、有意な誤動作や損傷は見つからなかった。記録された加速度は 0.017~0.047 g で、設計基準の 1/6 以下であった。水平動に対しては、原子炉停止しきい値 (0.05 g) を超えたものはなかったが、垂直動に対するセンサーの一つで、追加点検しきい値 (0.033 g) を超えた (0.037 g)。このため、運転員は 3 基の原子炉を手動停止する決定を行った。</p> <p>その後、EDF が国際的ベストプラクティスに従った詳細調査を行い、地震の 10 日後に、再起動承認を受けるために報告書を ASN に送付した。報告書には、地震に起因するいかなる損傷もないことが示されている。ASN は、2 回の規制検査を行い、12 月 6 日再起動を承認した。その後、原子炉は順次再起動された。</p>				
		<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>					

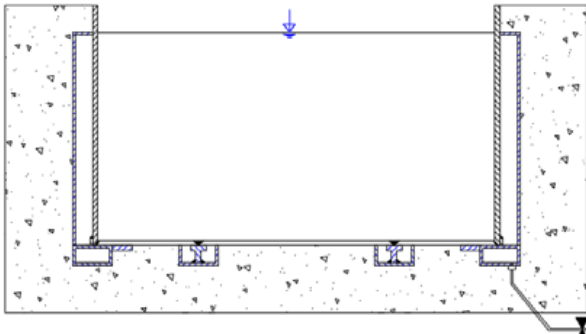
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9044			2021-12-10	事務局	②	—	<p>本件は、ベルギーの複数の PWR プラントにおいて、外部事象から安全上重要な機器・システムを保護する機能(安全機能)を有するバンカー建屋の蒸気放出室(主蒸気安全弁やダンプ弁から蒸気放出される部屋)のコンクリート構造が劣化していること等が、それぞれの燃料交換停止中の点検によって見つかった事例である。安全機能を果たすことができないので、不適合と判断された。</p> <p>劣化原因は、長期間繰り返して高温蒸気にさらされたため。根本原因は、設計段階から、コンクリートが頻繁(起動停止過程)に主蒸気ダンプ弁等からの高温蒸気にさらされることを考慮していなかったこと。劣化が確認された後も、抜本対策を取らなかったこと。事業者だけでなく、規制当局もこの状態を見逃していた。</p> <p>参考:WNN 記事「コンクリート亀裂のためベルギー原子力発電所の停止スケジュールを変更」(2018-06-18 付) https://www.world-nuclear-news.org/RS-Belgian-outages-rescheduled-for-concrete-checks-1806184.html</p> <p>設計、建設、運転・保守のすべての段階において、当該コンクリート構造に対する統合マネジメントに課題があったと推測されることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
					補足情報		

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS9045			2021-12-13	事務局	②	1	<p>本件は、定格運転中のPWRにおいて主給水ポンプがトリップして原子炉自動停止した際に、タービン駆動補助給水ポンプ(TDAFWP)が自動起動した後、過速保護作動により停止した事例である。当該TDAFWPはすぐに手動起動され、電動AFWPも動作可能だったので、安全影響度は低い。ただし、当該TDAFWPはその後のサーベランス試験で過速保護トリップを繰り返した。</p> <p>主給水ポンプトリップの原因は、主給水制御回路基板の偶発故障。TDAFWPの過速保護動作原因は、调速弁の調整不足。調整不足の原因は、TDAFWPの保守に関するEPRIガイドを不使用だったため。寄与因子は、TDAFWPのサーベランス試験手順が、実条件(タービン蒸気流入ラインに凝縮水が存在する)を考慮していなかったこと。そのため、サーベランス試験で過速保護トリップすることがなく、调速弁の調整不足に気が付かなかった。</p> <p>当該発電所の問題特定と解決プログラムに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>機器のサーベランス試験の手順に実条件を適切に反映させていないと、機器の不良を見落とし得るという教訓を規制検査官会議等で紹介する。</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
IRS9046P			2021-12-15	事務局	③	0	<p>本件は、定格運転中の PWR において、加圧器ヒータ付近で見つかった漏えいにより、手動原子炉停止した事例の予備的報告である。安全機能への影響はない。漏えい原因は、当該ヒータ保護管の製造欠陥（溶接欠陥）。運転保守体制にも課題があった。</p> <p>コンポーネント単体の製造欠陥であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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
IRS9047P	NRC 統合検査 報告書	<p>2021-03-16、米国のボーグル3号機(AP1000、1117 MWe、建設中)において、使用済み燃料プール(SFP)と燃料移送カナル(FTC)の漏えい検知溝から、約2.1 gpmの漏えいが観測された。翌日、SFP/FTCのステンレス鋼ライナーと鉄筋コンクリートモジュール(CA20)との間の漏えい検知溝を加圧してテストしたところ、漏えい量が6 gpmに増加し、SFPとFTCの床部ライナープレートとCA20の壁面プレートと漏えい検知溝が損傷した。</p> <p>安全評価:NRC検査官は、10CFR50付則B基準V「指示書、要領書、図面」に従ったトラブル対応を実施していないので、パフォーマンス劣化と判断した。パフォーマンス劣化は、「検査、試験、解析、許容基準(ITAAC)」に関連する許容基準審査への材料となる。すなわち、構造壁の鋼製プレートとの損傷は、認可された設計からの逸脱となる。</p> <p>ライナー損傷直接原因:テストで掛けた圧力が、漏えい検知溝の耐圧を超えていたため。そもそも、漏えい検知溝は、加圧試験を想定していない。</p> <p>根本原因:テスト担当者が発電所の要領に従わなかったため。漏えい調査を単純トラブルシューティングとして扱い、設計責任者による承認を要する深層トラブルシューティングとして扱わなかったため。</p> <p>寄与因子:サイト要領書にも、深層トラブルシューティングへ移行する手引きが記載されていなかった。</p> <p>是正処置:①SFP/FTCライナー、漏えい検知溝、及び周辺構造モジュールの修理。②安全クラス評価、運転部門によるレビューと承認、及び設計責任者によるレビューと承認に関わる承認基準を含めるよう要領書を改定。</p>	2021-12-15	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子炉の使用済み燃料プール等からの漏えい調査時に、プールライナー等が損傷した事例の予備的報告である。直接原因は、試験でかけた圧力が、漏えい検知溝の耐圧を超えていたため。根本原因は、テスト担当者が発電所の要領に従わずに問題解決を図ったこと。要領書にも、問題解決プロセスが明記されていなかった。関係者間での事前レビューや疑問に思う態度も不足していたと推測される。</p> <p>当該事業者のパフォーマンス劣化であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>以下の2つの教訓を、規制検査官会議等で再確認する。①漏えい調査方法を正しく選択しないと、事態をより悪化させ得る。②関係者間での事前レビューや疑問に思う態度が不足していると、「思いもしない」ことをやってしまうことがある。</p>
IIR025/2021006		<p>補足情報</p>  <p>参考図 プール壁面と床面の漏えい検知溝の例 (本事例のものではありません) https://www.kns.org/files/pre_paper/36/16A-565%EC%9D%B4%EC%A2%85%EB%AF%BC.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
IRS9048			2022-01-05	事務局	③	—	<p>本件は、運転中の PHWR プラントにおいて、定例の炉注を伴わない ECCS 試験を行った際に、原子炉冷却材の圧力・温度変動並びに蒸気発生器の水位・出力変動が起こった事象である。安全機能への影響はなく、出力変動幅も許容範囲内であった。変動原因は、原子炉冷却材の低温側ヘッダと高温側ヘッダを隔離する2つの電動弁の内、一つは ECCS 試験のために開き、もう一つにはシートリークがあったため、低温側の冷却材が高温側ヘッダへ炉心をバイパスして流れこんだため。シートリーク原因は、偶発的なものとされる。</p> <p>当該原子炉冷却材回路は国内のものとは大きく異なり、また、ECCS 試験方法も異なることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			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>							

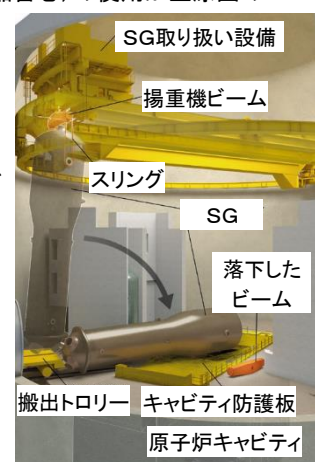
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9049			2022-01-05	事務局	③	0	<p>本件は、開閉所の保守作業ミスで送電網と遮断された定格運転中の原子力発電所において、負荷遮断(出力ー負荷非平衡)過渡が発生し、タービン速度が通常値を超過する時間が、当該発電所の規定を超過した事象である。安全系はすべて動作可能状態にあり、炉心冷却も継続されていた。タービン発電機にも異常はない。負荷遮断過渡が発生した原因は、送電網側と発電所側の調整が不足していて、作業ミスが発生した場合の対策が取られていなかったため。タービン速度時間超過の原因は、発電所手順を誤解し、タービン速度の手動制御が後回しにされたため。</p> <p>国内原子力発電所では、負荷遮断(出力ー負荷非平衡)時に、タービントリップさせず、タービン速度を通常値に制御するような運転は行わない。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>
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
IRS9050P			2022-01-05	事務局	②	—	<p>本件は、冷温停止中の原子力発電所において、断路器の点検保守中に非安全系母線の電源が一部喪失した事象の予備的報告である。安全系はすべて動作可能状態にあり、燃料冷却も継続された。原因は、点検保守作業者が開放状態の断路器を誤投入したことにより、地絡保護が作動し、当該非安全系母線の電源であるサービス変圧器がトリップしたため。誤投入原因は、作業指示書をよく読まず、従前作業と同一と思い込んだため。根本原因として、作業検証の不足、安全文化の欠如が挙げられている。寄与因子として、作業前確認の不足や、同一チームによる繰り返し作業による注意力散逸もあった。</p> <p>事業者による点検保守作業管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
<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
IRS9052			2022-01-06	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)の保守後試験において、排気ダクトの断熱材が発火した事象である。当該 EDG 本体に損傷はないが、約 6 日間使用不能となった。</p> <p>原因は、当該 EDG の排気ダクトの断熱材にしみ込んでいたエンジン冷却材であるエチレングリコール(不凍液)が、運転に伴い高温になった排気ダクトにより加熱され、自然発火したため。従前の EDG 試験で、エチレングリコールが熱交換器から噴出漏えいした際に、排気ダクトの断熱材にエチレングリコールが入り込んでいた。噴出漏えい原因は、機器の保守管理不良。</p> <p>根本原因は、エチレングリコールの発火リスクを十分に認識し、対策をとっていなかったこと。従前の事象の影響評価も行われていなかった。</p> <p>当該事業者による、設計、運転、保守管理に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、国内原子力発電所の EDG では、冷却材に水を用い、エチレングリコールは使用していない。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9053			2022-01-06	事務局	②	1	<p>本件は、原子力発電所の2台の耐震非常用ディーゼル発電機(EDG)のエンジン部の土台締結部に指定のショックアブソーバ(安全停止地震の振動緩和用)が具備されていないことが見つかった事例である。この状態は、当該EDGの据え付け当時から続いていた。両EDGは設計仕様不適合のため動作不能とみなされ、発電所の2基の原子炉は停止され、冷温停止状態に移行。その他の4台のEDGのショックアブソーバには問題はなかった。いつからかは特定されていないが、当該EDGのショックアブソーバ情報が工場出荷、据付、保守図面等から欠落していたのが、長期間設計仕様不適合に気が付かなかった原因。</p> <p>当該事業者による、調達品受入れ管理や保守点検管理及びEDG供給者の工場出荷管理等に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、規制検査(使用前検査や定期安全レビュー、ウォークダウン)での着目点として参考になることから、検査官会議等の場を利用して、情報共有を図る。</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。							

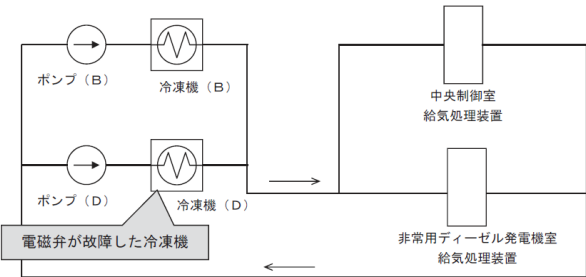
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9054			2022-01-06	事務局	③	—	<p>本件は、PWRプラントにおけるSG取替えに伴い旧SGを横倒し作業を開始した直後に、SGが倒れた事象である。原子炉容器や原子炉キャビティに燃料はなく、施設の安全性は損なわれていない。軽傷者が1名。原因は、SG取り扱い設備の揚重ビームが壊れたため。壊れた原因は、ビームの設計欠陥。ビームが傾いた際の運転手順や監視にも不備があった。</p> <p>当該設備の設計欠陥により発生したことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>参考：パリュエル2号機のSG落下(2017年ASN年報から抜粋) https://www.asn.fr/annual_report/2017qb/</p> <p>2016-03-31、第3回10年毎点検実施中のパリュエル2号機で、SGが落下した。当時、原子炉容器に燃料はない。9人が作業中で、1人が胸に傷を負った。EDFによる調査により、修復が必要なのは原子炉キャビティのライナーだけとわかり、2018年頭に修復完了。2017年末に、SG取替えできるように新しいビームが設計・製造された。</p> <p>1300 MW級用のポーラークレーンに追加された揚重ビーム(900 MW級用とは異なり、設計欠陥含む)の使用が主原因の一つである。また、SG取替えを請け負う業者に関連して、監視や意思決定プロセスにも課題があった。</p>
					補足情報		
							 <p>The diagram illustrates the SG handling equipment. It shows a yellow crane beam (揚重機ビーム) supported by slings (スリング). A steam generator (SG) is suspended from the beam. A label '落下したビーム' (fallen beam) points to a section of the beam that has broken. Other components shown include the SG handling equipment (SG取り扱い設備), a transfer trolley (搬出トrolley), a cabin protection plate (キャビティ防護板), and the reactor cabin (原子炉キャビティ).</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
IRS9055			2022-01-06	事務局	②	—	<p>本件は、6基が運転中の原子力発電所の取水口に、大量の海洋生物(サクラエビ科)が襲来し、ドラムスクリーンの差圧が設定点に達し、非安全系である循環水ポンプが順次停止、4基が自動停止、2基が手動停止した事例である。安全性への影響はない。取水口スクリーンのメッシュネットが不適切で、捕獲が不十分だった。海洋生物の監視や早期警報にも課題があったため、改善措置が取られた。</p> <p>循環水ポンプが設計通り停止し、プラント安全性への影響はないものの、事業者による取水口除塵設備の機能・能力管理に課題があったことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			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
IRS9056			2022-01-11	事務局	②	—	<p>本件は、試運転中の PWR において、主蒸気逃し弁の制御試験中に主蒸気管差圧高により安全注入が作動し、原子炉トリップした事例である。放射能の環境への放出等はない。原因は、試験により開閉した逃し弁のある主蒸気管の急減圧。急減圧の原因は、当該主蒸気管のドレン不良により発生した水撃現象。ドレン不良は、ドレン配管の逆止弁の閉固着。根本原因は、逆止弁の品質不良とドレン状態の不十分な監視。</p> <p>当該事業者によるドレン逆止弁の管理やドレン状態の監視に課題があったことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			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
IRS9057			2022-01-11	事務局	⑤	—	<p>本件は、PWRにおいて低出力時に出力を上昇させるために軸方向出力を調整するための制御棒バンクを操作した際に、出力制御用制御棒バンクが技術仕様書に定める下限より下に自動挿入された不適合事例である。直ちに手動操作で両制御棒バンクは正常位置に戻された。プラント安全性に影響はない。原因は、運転員による軸方向出力調整バンクの誤操作。根本原因は、誤操作に気づけなかったこと。寄与因子として、注意力散漫とある。</p> <p>当該運転員による予見可能な誤操作で、安全影響度も低いことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			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
IRS9058			2022-01-11	事務局	⑤	—	<p>本件は、高温待機中の原子力プラントにおいて、水源の隔離リストにしたがって、隔離弁のスイッチ操作を行っていたところ、格納容器冷却系水源の隔離弁が予期せず開放した事例である。当該弁は直ちに閉止され、プラントの安全性に影響はない。原因は、操作するスイッチを間違えたため。スイッチのラベルの位置が悪く、誤解しやすいため。根本原因は、ラベル管理が不適切だったこと。</p> <p>当該運転員による予見可能な誤操作で、安全影響度も低いことから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-32	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機の停止について NUCIA 通番：13229M ユニット：志賀発電所 2号 発生日：2021-01-15 登録区分：中間	<p>2021-01-15、志賀原子力発電所 2号機(第3回定期検査中)において、運転中の換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)の異常を示す警報が発生するとともに停止した。</p> <p>安全性評価：待機中であった冷凍機(B)に速やかに切替えられたため、原子力安全に影響は無い。本事象は、法令に基づく国への報告、及び安全協定に基づく自治体への報告事象に該当しない。</p> <p>直接原因：当該冷凍機内の電磁弁の故障。</p> <p>根本原因：当該冷凍機はプラント長期停止中も運転を継続しているが、累積運転時間の長期化に伴い電磁弁巻線をコーティング(絶縁)している樹脂が劣化して内部のコイルが短絡したため。</p> <p>再発防止対策：故障した当該電磁弁を予備品に交換する。</p>	2021-02-16	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期検査中の BWR プラントにおいて、中央制御室等の温度を調整するための冷凍機が停止した事象である。待機中の冷凍機に速やかに切替えられた。原因は、経年劣化による冷凍機内の電磁弁の故障(巻き線のショート)である。</p> <p>原子力安全への影響が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。</p>
			補足情報			 <p>図はB系を示す。A系も同様。</p>	
					<p>図 換気空調補機非常用冷却水系(HECW)概要図</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-10	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機の不具合 更新日: 2022-03-30 NUCIA 通番: 13312M ユニット: 志賀発電所 1号 発生日: 2021-05-21 登録区分:最終	<p>2021-05-21、換気空調補機非常用冷却水系(HECW)の冷凍機(B)の運転状態に異常があることが確認された。当該冷凍機を停止し、待機中の HECW 冷凍機(D)に切替えた。調査の結果、HECW 冷凍機(B)内の冷水温度調整部分が故障していることを確認した。</p> <p>安全評価:外部への放射能による影響はない。</p> <p>運転異常の原因:HECW 冷凍機(B)内の冷水温度調整部分の故障。</p> <p>故障原因:劣化(詳細情報なし)。</p> <p>是正処置:故障部分を交換。</p>	2022-03-30	事務局	⑤	-	本件は、恒久停止した BWR の 2 系統の換気空調補機非常用冷却水系(HECW)の内の 1 系統において、交互運転する 2 台の冷凍機の運転中の 1 台で異常が確認された事例である。待機中の冷凍機に切り替え、HECW の機能に影響していない。原因は、当該冷凍機の冷水温度調整部の故障。故障部分は交換された。本事象に関して事業者による情報発信も図られており、上記の基準でスクリーニングアウトとする。

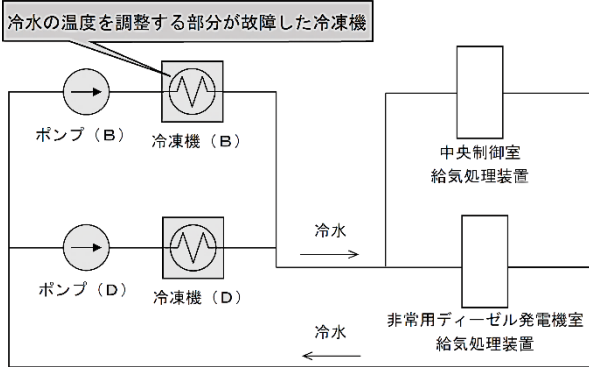
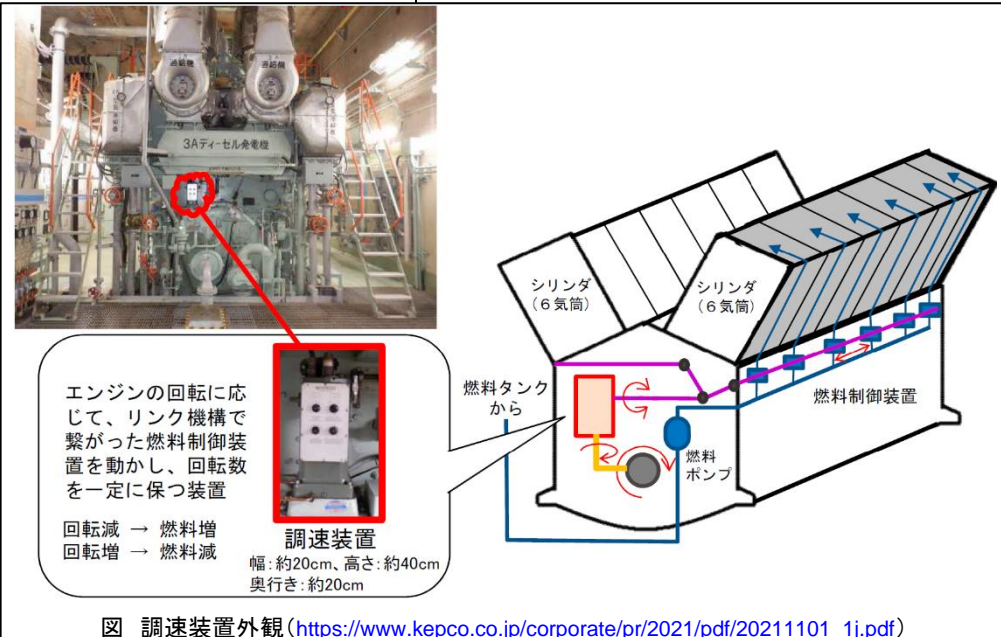


図 HECW(B 系統)の概要図

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-12	過去の保安規定不適合事案 NUCIA 通番: 13318M ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2021-07-02 登録区分: 最終	<p>2021-07-02 のコンプライアンス推進委員会の報告にて、過去に、伊方発電所元社員Aが、宿直勤務中に無断で発電所外へ出ており、その間、一時的に保安規定に定める必要な要員数(22人以上)を満たしていなかったことが判明した。その後の調査で、現在の宿直体制を開始した2016-04-27以降、本事案以外の同様事案は確認されなかった。なお、本事案によるプラントへの影響および環境への放射能の影響はなかった。以下の①～③について、原因が推定された。</p> <p>①コンプライアンス意識: 元社員Aの原子力安全に対する意識やコンプライアンス意識が欠如。元社員Aによる宿直勤務中の外出の噂があったが、事実確認に向けて上長へ報告する等の能動的な対応も取られていなかった。</p> <p>②未然防止する仕組み: a)宿直当番者の所在確認は、宿直交代時のみ行い、その後の確認は定めていなかった。b)発電所退出管理は、入構時のみ行い、出構時は特別な管理はしていなかった。c)社有車は担当課毎に管理しているが、鍵は比較的容易に持ち出せる保管管理状態の部署があり、車両運転日誌を社有車に保管している例も多かった。社有車及び車両運転日誌の管理が十分にはできていなかった。</p> <p>③宿直勤務中の当番者交代や、一時的交代の連絡手順が社内規程に明確ではなく、必要時に関係者が確認できる運用にもなっていなかった。また、万が一の場合の要員補充手順も、社内規程に明確化していなかった。</p> <p>再発防止対策/(1)コンプライアンス徹底措置: a)経営層による訓話、督励。b)保安規定等の遵守、企業倫理徹底についての特別教育。c)コンプライアンス教育。d)職場内での議論。</p> <p>(2)保安規定不適合未然防止の仕組み強化: a)スマートフォンによる宿直当番者の所在確認 b)宿直当番者の点呼追加。c)発電所退出者管理の強化。d)社有車管理の強化。</p> <p>(3)重大事故等対応措置強化: a)当番者交代管理等の強化。b)腕章による平日当番者の意識付け。</p> <p>○その他改善事項: 発電所員の懲戒事案は、担当部署から原子力部門に上げて、原子力安全上の問題がないか確認することとする。</p>	2021-11-25	事務局	⑥	—	<p>本件は、原子力発電所における宿直中の重大事故等対応要員の無断外出に伴う保安規定不適合事例である。</p> <p>原子力安全に実質的な影響及び原子力規制委員会の規制活動に対する影響を及ぼさなかったとはいえ、重大事故等に対応するための体制整備に影響する意図的な不正行為であり、看過しがたいものであることから、「SLIV(通知あり)」として、対応を行うという評価結果が、原子力規制庁から当該原子力発電所に通知されている。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
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 2021-22	A-循環水管ベント弁付近からの海水漏れに伴う発電機出力低下 NUCIA 通番：13338T ユニット：大飯発電所3号 発生日：2021-08-04 登録区分：最終	<p>2021-08-04、大飯発電所3号(PWR、1180MWe、定格運転中)において、復水器に海水を送るための循環水ポンプ※12台のうち1台の循環水管ベント弁※2付近からの海水漏れが確認された。当該ポンプを停止し、それに伴い発電機出力が約65%に低下した。調査の結果、ベント弁と循環水管との接続配管に直径約4cmの円形状の貫通孔が確認された。本事象については、実用炉規則134条第2号に該当するとして、2021-08-05に原子力規制委員会に報告された。是正措置により2021-08-11に定格運転に復帰した。</p> <p>安全評価：この事象による環境への放射能の影響はない。</p> <p>直接原因：当該配管は外面に防錆塗装がされていたが、降雨時に雨水がダクトの外側をつたい垂れ落ちる状況が長年続いていたため、時間の経過とともに配管表面の防錆塗装が徐々に剥がれ、腐食が進展し、貫通に至った。</p> <p>根本原因：当該接続配管は、床面から約35cmの低い位置にあり、上部フランジの死角となっていたことから、目視点検の際に当該接続配管の腐食の状況を確認できていなかった。</p> <p>再発防止対策：当該部のベント弁を撤去し、新たなマンホール蓋を設置した。各協力会社に事例を周知するとともに、美浜発電所3号機、大飯発電所4号機、高浜発電所1～4号機についても、水平展開として、循環水系統および海水系統を対象に狭隙で視認しづらい箇所に着目した外観点検を行い、有意な腐食等がないことを確認した。これらの箇所については、今後の点検の中で、引き続き、錆等の傾向を監視する。</p>	2021-08-05	事務局	⑥	0	<p>本件は、定格運転中のPWRプラントにおいて、循環水管ベント弁付近から海水漏れが確認され、漏れを止めるために当該循環水ポンプを停止させ、復水器真空度を安定させるために原子炉出力を約70%まで低下させた事例である。発電用原子炉施設の故障により5%を超える出力変化が生じた事象であることから、法令報告事象として、原子力規制委員会へ報告された。</p> <p>規制委員会により、既に、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							
<p>※1：循環水ポンプ：タービンを回した蒸気を復水器で冷やして水に戻すために、復水器に海水を送りこむポンプ。</p> <p>※2：循環水管への海水通水時の空気抜きを目的として、循環水系統に複数設置されているが、当該弁は約20年前から使用されていない。</p>							
<p>系統概略図</p>					<p>循環水管エリアの状況</p>		
<p>漏れ箇所(貫通孔)写真</p>					<p>ベント弁付近概略図</p> <p>漏れ箇所接続配管仕様 ・炭素鋼 (厚さ約7mm、直径約17cm) ・内面：ライニング加工 ・外面：防錆塗装</p> <p><対策> ベント弁および配管を撤去 新たなマンホール蓋に取り替え</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-24	低放射性グローブボックス内の火災事象 ユニット:核物質管理センター六ヶ所保障措置センター 発生日: 2021-03-16 登録区分:最終 R03Q1 原子力規制検査報告書	<p>2021-03-16、六ヶ所保障措置センターの六ヶ所保障措置分析所において、グローブボックス(GB)内部の廃棄物整理作業中、可燃性固体廃棄物を内包したポリ塩化ビニル製バッグの廃棄物容器から発煙、出火。粉末消火剤を使用し消火したところ、一旦、火は消えたがその後、再発火。GB 火災用炭酸ガス消火器を使用して GB 内に炭酸ガスを噴霧。更に純水消火(冷却消火)を実施した。</p> <p>安全評価:炭酸ガス噴霧により GB 内が一時的に正圧となった。消火活動により作業員 1 名が身体汚染(α:最大 0.05 Bq/cm²)し、GB 前の床面とその周辺が汚染(α 線:最大 1.0 Bq/cm²)。作業員の内部被ばくも有意な外部被ばくもない。核燃料物質が入った密封容器及び GB 本体に影響はなく、周辺・環境への影響もない。</p> <p>発煙・出火原因(推定):もともと GB 内部床面にこぼれていた粉末消火剤(主成分は炭酸ナトリウム及び炭酸カリウム)を作業員が回収し、廃棄物容器に投入したため、廃棄物容器内に捨てられていた硝酸試薬と化学反応し発熱。さらに、その反応生成物(硝酸ナトリウム及び硝酸カリウム)が、廃棄物容器中に残存又は付着していたアスコルビン酸等の還元剤試薬と反応し、発熱した。</p> <p>根本原因:試薬等が内容物として残存又は付着した状態で廃棄物容器中に廃棄していたこと。GB 内で使用する粉末消火剤の選定にあたり、GB 内で使用する試薬等の考慮が不足していたこと。</p> <p>原子力規制検査によって、硝酸が付着している廃棄物中に炭酸ナトリウムを主成分とする粉末消火剤を接触させた場合、化学反応により発熱が生じることは合理的に予測可能であり、予防措置を講ずることが可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当すると評価された。</p>	2021-07-28	事務局	⑤	—	<p>本件は、使用施設における低放射性物質グローブボックス内火災事例である。作業員 1 名が汚染したが、内部、外部被ばくはない。周辺、環境への影響もない。</p> <p>原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化に該当すると評価され、重要度は「指摘事項(追加対応なし)」と判定されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-28	非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止による運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番: 13374M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2021-10-06 登録区分: 最終	<p>2021-10-06、定格出力運転中の3号機において、定期試験のためA-非常用ディーゼル発電機(A-DG)を起動したところ、中央制御室(MCR)で「A-DGトリップ」警報が発信し、自動停止した。現場で「過速度」トリップ警報が発信していることを確認したことから、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断した。点検の結果、调速装置を除き異常は認められなかったことから、10-09に予備の调速装置に取り替え、A-DGの正常動作を確認、運転上の制限を満足する状態に復帰した。なお、プラントの運転状況に問題はなく、外部への放射性物質の影響はない。</p> <p>原因: 当該调速装置本体に異常はなかったものの、速度設定値が目標値よりも高く設定されていたため。中央制御室等から当該调速装置を操作する系統において、信号処理を行う電子基板から偶発的に信号が発信され、速度設定値を変えた可能性があることが否定できなかった。</p> <p>是正処置: ①予備の调速装置に取り替えた。②偶発信号が発信されたことが否定できない信号処理を行う電子基板を交換する。</p>	2022-01-12	事務局	⑤	—	<p>本件は、非常用ディーゼル発電機の定期試験で、トリップ警報が出て自動停止したことにより、運転上の制限の条件に入った事例である。約3日後に、调速装置を取り替えて運転上の制限の条件から抜けた。プラントの運転状況に問題はない。原因は、调速機の設定値が異常だったこと。</p> <p>異常は信号処理基板からの偶発信号の影響とみられ、安全性への影響もなかったことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
		 <p>エンジンの回転に応じて、リンク機構で繋がった燃料制御装置を動かし、回転数を一定に保つ装置</p> <p>回転減 → 燃料増 回転増 → 燃料減</p> <p>调速装置 幅: 約20cm、高さ: 約40cm 奥行き: 約20cm</p> <p>図 调速装置外観 (https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2021/pdf/20211101_1j.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 2021-29	発電所敷地内における草刈り作業中の出火 NUCIA 通番: 13391M ユニット: 浜岡発電所 4号 発生日: 2021-11-01 登録区分: 最終	<p>2021-11-01 11:15 頃、定期検査中の4号機タービン建屋北側での草刈り作業において、草刈機への給油のため燃料補給用缶の蓋を開けたところ、燃料が草刈機マフラの上にこぼれて発火し、ノズルホースや草刈り機の一部が燃えた。さらに、燃料補給用缶を移動させた際に、ノズルホースから周辺の草にも引火した(約2.5m²)。初期消火を行うとともに、消防署へ通報。消防署により、11:22に、鎮火が確認された。本事象による外部への放射能の影響はない。人身災害もない。</p> <p>燃料がこぼれた原因: 燃料補給用缶を直射日光の当たる場所に置いていたため温度が上がり、蓋を開けた際に気化した燃料(ガソリン)があふれ出たため。</p> <p>発火原因: 草刈り機のエンジンを停止した直後だったため、マフラが高温だったため。</p> <p>根本原因: 直射日光でガソリンが揮発する可能性、ガス抜き必要性、及びガソリンが高温部で発火する可能性が認識されていなかったため。社内規定に手順を定めていなかった。</p> <p>是正処置: 社内規定に次の手順を定めるとともに、手順順守するよう現場監督者に対して教育(1回/年)を実施する。①作業責任者の確認なく給油が行われないよう、燃料補給用缶を適切に管理(燃料の施錠管理等)すること。②燃料補給用缶を直射日光が当たらない場所に保管すること。③燃料補給用缶のガス抜きを熱源や火気のない場所で行うこと。④燃料補給用缶のノズルホースの取り付けは、燃料漏洩防止のため、平らで安定した地面に置いて実施すること。⑤熱源に燃料が触れる可能性のある給油作業を行う場合は、エンジン停止後、エンジンが十分に冷却されてから実施すること。⑥静電気による引火を防ぐため、給油作業前に素手で地面に触れる等により身体の静電気を放電させること。</p>	2022-01-12	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所での草刈り作業において、草刈り機に燃料補給する際に出火し、周辺の草にも引火した事例である。すぐに消火され、外部への放射能漏れはなく、人身災害もない。原因は、燃料補給する際にこぼれたガソリンが、高温の草刈り機マフラに触れたため。</p> <p>ガソリン取り扱いに伴うリスクを過小評価し、取り扱い規定にも不備があったことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			 <p>ノズルホース</p> <p>図 燃料補給用缶(出火前の状況) https://www.chuden.co.jp/resource/file/211118.pdf</p>  <p>図 燃料補給用缶(出火後の状況) https://www.chuden.co.jp/resource/file/211118.pdf</p>  <p>図 草刈り機(出火後の状況) https://www.chuden.co.jp/resource/file/211118.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 2021-30	変圧器エリアの排水ポンプにおける端子台およびケーブル端子の焦げ痕の確認 NUCIA 通番: 13385M ユニット: 柏崎刈羽発電所 1号 発生日: 2021-10-25 登録区分: 最終	<p>2021-10-25、前日に発生した 1 号機主変圧器エリア排水ポンプの電源異常警報後に当該排水ポンプが自動停止した件につき詳細確認するため、当該ポンプの中継端子箱を開放したところ、電源供給中継端子台及びケーブルに焦げ痕が確認された。その後、柏崎市消防本部が現地確認し、火災と判断した。本件による外部への放射能の影響及び人が人の発生はない。</p> <p>推定原因(経緯): 中継端子箱の貫通部シール材の劣化により、電源側及びポンプピット側から湿った空気が流入、中継端子箱内で冷やされ結露が発生。結露の水分で端子が錆び、その錆の影響で絶縁抵抗が低下し、短絡が発生。短絡電流による熱によって、端子とケーブル被覆が焦げた。</p> <p>是正処置: 当該ポンプの代替用仮設排水ポンプを設置。他の変圧器用に設置してある排水ポンプの中継端子箱(11箇所)について、異常がないことを確認。</p> <p>再発防止対策: 当該中継端子箱内のシール材を補修。自動停止した排水ポンプを交換。今後の点検では、シール材の劣化状況なども確認し、定期的に手入れする。屋外の端子台に対しても、同様の観点で点検を実施し、シール材の劣化、水分、錆び等があれば、速やかに補修する。</p>	2022-01-12	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の主変圧器エリア排水ポンプの電源異常警報が発出し、排水ポンプが自動停止した事例である。外部への放射能の影響、人災はない。原因は、当該排水ポンプの電力ケーブルの屋外にある中継端子箱内でのショート。中継端子箱の貫通部シールの劣化により、流入した空気が結露した影響である。</p> <p>屋外電源ケーブル中継端子箱の点検・保守に課題があったことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p>補足情報</p> <p>中継端子箱外観 中継端子箱内部</p> <p>中継端子台 補修後のシール材</p> <p>図 中継端子箱と内部の状態、補修後のソール材 https://www.tepco.co.jp/niiqata_hq/data/publication/pdf/2021/2021120903p.pdf</p>							
<p>1.シールの剥がれ 2.湿った空気の流入 3.端子箱内が結露</p> <p>4.絶縁抵抗低下 5.短絡が発生</p> <p>図 推定原因(経緯) https://www.tepco.co.jp/niiqata_hq/data/publication/pdf/2021/2021120903p.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 2021-32	原子炉キャビティ除染工事の身体汚染における内部摂取判断の不備 NUCIA 通番: 13397M ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2021-11-17 登録区分: 最終 R03Q02 原子力規制検査報告書	<p>2021-11-17、原子力規制委員会は、4号機原子炉キャビティ除染工事の身体汚染における内部摂取判断の不備に対して、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断した。</p> <p>事象: 原子力規制検査官は、事業者資料「身体汚染低減取り組みに係る2020年度実績と2021年度目標設定について」から、2020-10-10の4号機原子炉キャビティ除染工事において、作業員の顔面身体汚染が発生していたことを確認した。その日、給水所モニタにて警報が発信し、当該作業員の顔・胸部に 12.673 Bq/cm² の汚染を確認。退出モニタでも警報発信、ダイレクトサーベイにて鼻腔入口汚染が推定された。綿棒により鼻腔入口 1 cm を除染。この綿棒から、GM 管サーベイメータで 10 kcpm の汚染を確認。鼻奥をペーパータオルにてスマヤシ、鼻の奥に汚染がないことから、吸入内部摂取はないと放射線責任者が判断。退出モニタにて警報発信しなかったことから、当該作業員を管理区域外に退出させた。当該作業員のホールボディカウンタ測定は実施されなかった。なお、当該作業員が移動したオペレーションフロアから給水所、退出モニタまでの移動経路に汚染がないことは確認されている。</p> <p>検査指摘事項: 鼻腔入口で汚染(10 kcpm)が計測されたことから、「高浜発電所放射線作業管理業務マニュアル」の身体汚染発生時の基本フローにしたがって、核種組成等の確認、鼻腔入口汚染を吸入することによる内部摂取の可能性評価を実施しなくてはならなかった。同マニュアルを満足していないことから、パフォーマンス劣化と判断する。</p> <p>重要度評価: 核種分析や内部摂取可能性評価をしていないが、作業環境条件から、Co-60 の摂取を想定しても、退出モニタにて警報発信がないことから、当該作業員の内部被ばくが 1 mSv 未満と評価でき、事業者の総合的な線量評価能力に問題はない。以上のことから重要度は「緑」と判定された。</p> <p>事象深刻度: 「規制活動への影響」等の要素は確認されなかったことから事象深刻度は「SLIV」、事業者は事象をコンディションレポートに記載し、内部摂取の可能性の評価方法について検討していることから、違反等の通知は実施しないと規制検査において判定された。</p>	2021-11-26	事務局	⑤	—	<p>本件は、原子力発電所における除染工事の身体汚染に対して、発電所規定にしたがった内部接種可能性評価が行われていなかった事例である。</p> <p>原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度「SLIV」、違反等の通知は実施しないと判定されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-33	固定式周辺モニタリング設備の伝送系の多様性確保に係る不備 NUCIA 通番: 13396M ユニット: 高浜発電所 発生日: 2021-11-17 登録区分: 最終 R03Q02 原子力規制検査報告書	2021-11-17、原子力規制委員会は、高浜発電所固定式周辺モニタリング設備の伝送系の多様性確保に係る不備に対して、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断した。 事象: 2021-07-30、高浜発電所の固定式周辺モニタリング設備のモニタポスト No.3(MP3)から中央制御室野外モニタ中央監視盤等へのデータ伝送系の有線伝送が損なわれた。2021-08-06 には無線伝送も断続的に途切れ、中央監視盤等で MP3 空間線量率データが得られなくなった。つまり、有線伝送と無線伝送の両方が同時に途絶えた。 なお、2021-08-04 から可搬式モニタリングポストで代替測定し、MP3 にも測定データは保存されているので、周辺監視区域境界付近の空間線量率常時測定は問題ない。また、2021-08-06 中に、有線、無線伝送とも復旧した。 有線不良推定原因: 小動物が有線伝送のケーブルを損傷させたため。 無線不良原因: MP3 から無線伝送されたデータに付随する時刻情報と中央監視盤の内部時計の時刻とのずれが大きくなり、それらデータが棄却されたため。ずれの原因は、MP3 と中央監視盤の内部時計間での同期(定期時刻補正)に用いていた有線伝送が途絶えたため。 検査指摘事項: 従属要因によって有線と無線伝送の両方が同時に機能喪失したことは、工事計画認可申請における「中央制御室までのデータ伝送系は多様性を有する設計とする」を満足していない。パフォーマンス劣化に該当する。 重要度評価: 周辺環境のモニタリングの結果が適切な場所に表示できていないことから重要度は「緑」と判定する。 「規制活動への影響」等の要素は確認されなかったことから事象深刻度は「SLIV」、事業者は適切に是正処置を行うこととしていることから、違反等の通知は実施しないと規制検査において判定されている。	2021-11-26	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所の周辺モニタリング設備の多様伝送系において、有線と無線伝送の両方が同時に途絶えた事例である。 原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度「SLIV」、違反等の通知は実施しないと判定されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-34	屋内消火栓元弁の不適切な管理 NUCIA 通番: 13395M ユニット:高浜発電所4号 発生日: 2021-11-17 登録区分:最終 R03Q02 原子力規制検査報告書	<p>2021-11-17、原子力規制委員会は、4号機における屋内消火栓元弁の不適切な管理に対して、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断した。</p> <p>事象:2021-07-09、規制検査官が巡視にて、4号機中間建屋1階の屋内消火栓の隣にある消火水を供給する元弁が、全閉状態であることを確認した。</p> <p>全閉推定原因:当該消火栓は、2021-02に隣の区画にある原子炉補機冷却水系熱交換器の洗浄に使われており、その際に、当該元弁が操作された可能性がある。また、当該元弁は日常の巡視点検では開閉状態の確認が行われておらず、半年に1回の消防法に基づく消火栓点検の対象からも外れていた。</p> <p>寄与因子:「高浜発電所第二発電室業務所則」では、消火栓に消火水を供給する手動弁は施錠管理対象とすることを原則とするが、消火栓近傍に設置されている消火栓元弁等容易に開放確認が可能な弁については、施錠対象外であった。当該元弁も施錠管理されていなかった。</p> <p>検査指摘事項:「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書」において、消防法施行令に準拠して屋内消火栓を設置することとしているが、元弁が閉止されているため、可用な屋内消火栓を設置しているとは言えない。パフォーマンス劣化に該当する。</p> <p>重要度評価:当該消火栓が設置されている火災区画は、完全な自動又は手動消火設備により保護されていたため、重要度は「緑」と判定する。</p> <p>事象深刻度は「SLIV」、事業者は適切に是正処置を行うこととしていることから、違反等の通知は実施しないと規制検査において判定されている。</p>	2021-11-26	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所の屋内消火栓元弁が全閉状態であることが確認された事例である。 原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度は「SLIV」、違反等の通知は実施しないと判定されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-35	中央制御室換気空調系における是正処置の未実施	2021-11-17、原子力規制検査における指摘事項「中央制御室換気空調系における是正処置の未実施」が、原子力規制委員会へ報告された。 背景：2019-09-23、電源系統の負荷切替のため、女川 3号機中央制御室(MCR)送風機(A)から(B)に切替操作を実施した際、送風機(A)の逆流防止ダンパが完全閉止せず開固着状態となったので、手動閉止した。同年 10-23 の外観点検により、リンク部ボルトに摩耗が確認され、ボルト摩耗がダンパ動作に悪影響したと判断。両送風機のダンパリンク部のボルトを交換した。これまで当該ダンパに対して、不具合の確認後に修復を行う保全方式(事後保全)が適用されていたが、本事象を踏まえ、是正処置として定期的に点検を行う保全方式(時間保全)に見直すとともに、2号機 MCR 送風機の逆流防止ダンパ(計5台)についても、本是正処置の対象とした。なお、MCR 送風機は通常 1 台運転、1 台待機である。また、当該逆流防止ダンパは、送風機が停止すると自重で閉止する設計となっている。	2022-03-11	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制検査による指摘を受けたことの報告である。原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度「SLIV(通知なし)」と判定されていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
	更新日：2022-03-11 NUCIA 通番：13398M ユニット：女川発電所 発生日：2021-11-17 登録区分：最終 R03Q02 原子力規制検査報告書	指摘事項：「女川原子力発電所第 3 号機点検予実績表」に記載の MCR 送風機の逆流防止ダンパの外観点検に事後保全が選定されたままである。さらに、2号機 MCR 換気空調系の逆流防止ダンパ計 5 台については、保全方式が見直されることなく、点検が実施されていないことを検査官が指摘するまで、事業者は認識できていなかった。特に後者は、品質管理基準規則の要求事項「適切な是正処置を講ずること」に適合しない(失敗)。かつ、是正処置対象であったことから、その失敗は合理的に予測可能であり、予防措置を講ずることが可能であった。よって、後者はパフォーマンス劣化に該当すると評価された。本パフォーマンス劣化は、閉じ込めの維持(監視領域(小分類))の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項と判定された。	補足情報				
<p style="text-align: center;">通常運転時</p> <p style="text-align: center;">事故時運転モード時 (隔離運転モード)</p> <p style="text-align: center;">事故時運転モード時 (非常時外気取入モード)</p> <p style="text-align: center;">図 女川 2号機 MCR 換気空調系の概要図</p> <p style="text-align: center;">https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/topics/pdf/20150611_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 2021-36	特定重大事故等 対処施設の工事 現場における火 災の発生 更新日: 2022-03-02 NUCIA 通番: 13394M ユニット: 玄海発電所 発生日: 2021-11-16 登録区分:最終	2021-11-16 02:00 頃、玄海 3、4 号機の特定重大事故等 対処施設の工事現場において使用していた電源ケーブル を巻き取る電工ドラム付近で、発火及び発煙が確認され、 公設消防へ通報された。同消防により、03:05、鎮火を確 認。 安全評価:本事象による、玄海 3、4 号機の運転及び玄海 1、2 号機の廃止措置に影響はない。作業員の負傷や、放 射性物質の放出はなく、環境への影響もない。 原因:狭隘な場所に仮設電源盤を設置したため、取付架台 の脚部を開いて設置することができず、取付架台の脚部の 開き止め金具が固定されていなかったことから、ケーブル がこの開き止め金具と脚部との間に挟まったことにより、半 断線が生じ、火災に至ったと推定される。 是正処置:仮設電源盤は狭隘な場所には設置せず、取付 架台の脚部を開いて設置し、開き止め金具を確実に取り付 けることをルール化する。	2022-03-02	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所の工事現場におけ る火災事象である。プラントの安全性や環 境への影響はなく、負傷者もない。事業 者による原因究明、是正処置、情報発信・ 共有も行われていることから、上記の基準 でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
		<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>〔火災発生状況〕</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>〔現場状況のイメージ〕</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 2021-37	モニタリングポストの測定値異常 NUCIA 通番: 13392M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2021-11-11 登録区分: 最終	<p>2021-11-11、発電所敷地周辺に設置しているモニタリングポスト(MP)9台のうち、隣接している3台(MP-7,8,9)において、11-09 21 時頃から 11-10 3 時頃までの測定値が他の MP の推移と異なっており、測定値異常の可能性があることが確認された。同日、速やかに当該 MP3 台の近傍に可搬式 MP を設置し、空間線量率に異常がないことを確認。当該期間の全ての排気筒モニタでも異常はない。11-12、当該 3 台の MP では正しくデータが記録されていることを確認。MP 測定部の受信データとそれを外部に伝送する装置(テレメータ観測局装置)の間で、データ相違が確認された。なお、それら 3 台の MP では、2021-10 より検出器及び測定部のリプレースを行っている。</p> <p>データ相違の原因: テレメータ観測局装置は MP 測定部からデータ送信する際の周波数が 500 kHz を超えると正常にデータ受信ができない仕様であったが、リプレースの際、MP 測定部の周波数を 600 kHz にセットしていたため(120 kHz にも設定可能)。</p> <p>根本原因: ①MP をリプレースした際、MP 測定部からのデータを受信するテレメータ観測局装置の受信条件を、MP 測定部をリプレースした業者に確認するよう指示していなかった。また、業者もテレメータ観測局装置の受信条件を確認していなかった。②リプレース後の伝送試験において、MP 測定部とテレメータ観測局装置間のデータ相違を誤差の範囲と誤認した。</p> <p>再発防止対策: ①リプレース時は MP 測定部からテレメータ観測局装置への送受信の伝送条件を事前に確認することを仕様書上に明示する。仕様書内容について各装置の業者と確認する。加えて、所内の専門グループでも仕様書内容について確認する。②リプレース時の伝送試験において、データの誤差が生じた際の異常判断基準を明確に設定する。</p>	2022-01-12	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所敷地周辺に設置した MP 3 台から受信した測定値に異常が見つかった事例である。代替可搬式 MP など空間線量率に異常がないことは確認されている。原因はデータ伝送装置の設定ミスによる異常値。根本原因は、当該 MP リプレース時に設定を確認しなかったこと。確認を要求していない。リプレース作業管理及び機器の性能管理に課題があったことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>		
			<p>補足情報</p>  <p>図 モニタリングポストの設置地点 https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/press_conference/kk-np/pdf/2021/20211209kisha.pdf</p>						
			<p>リプレース範囲</p>  <p>図 モニタリングポストの情報伝送概要 https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/press_conference/kk-np/pdf/2021/20211209kisha.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 2021-42	主蒸気隔離弁制御装置の不具合 NUCIA 通番: 13419M ユニット: 志賀発電所 2号 発生日: 2021-07-06 登録区分: 最終	<p>2021-07-06、定期点検中の2号機において、主蒸気隔離弁(MSIV)の制御装置*1の異常を示す警報が中央制御室で発した。調査の結果、制御装置内の基板故障だったことから、当該基板を予備品と交換し復旧した。外部への放射能による影響はない。</p> <p>*1 プラントの異常を検出した際に、MSIVに閉信号を出力する装置。なお、MSIV閉信号は、複数の制御回路が同時に動作した場合に出力され、1つの制御回路が故障して誤動作しただけでは、出力されない。</p> <p>故障原因: 基板内の水晶発振器の異常。水晶発振器が正常時4MHzで発振するところ、25MHzで発振していた。当該水晶発振器は2000年からこれまで約29万個使用されているが、故障報告はない。本故障は偶発故障と判断される。</p>	2022-01-12	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期点検停止中のBWRのMSIV制御装置の異常警報が発した事例である。設計通りMSIV閉信号は発出していない。原因は、制御装置内の基板で使われている素子の偶発故障。基板を予備品と交換して復旧している。素子の偶発故障であることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							

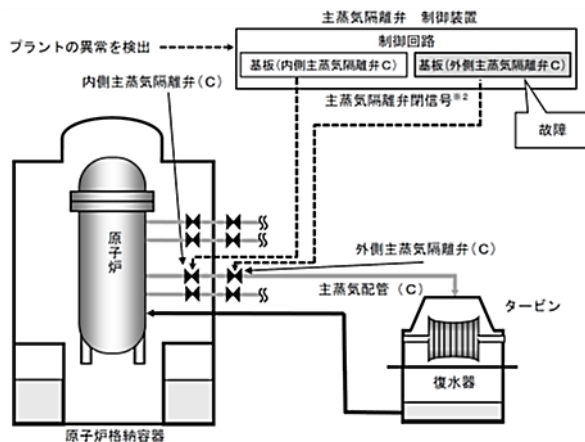


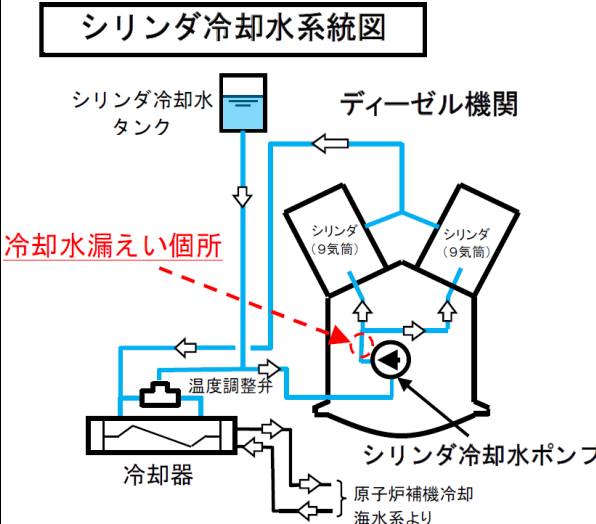
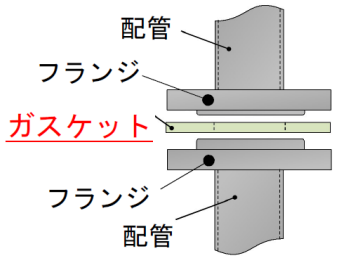
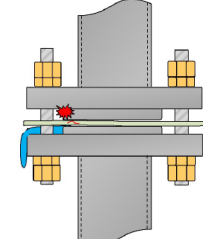
図 MSIV 制御装置概要図

<https://www.rikuden.co.jp/mreport/attach/21081001.pdf>

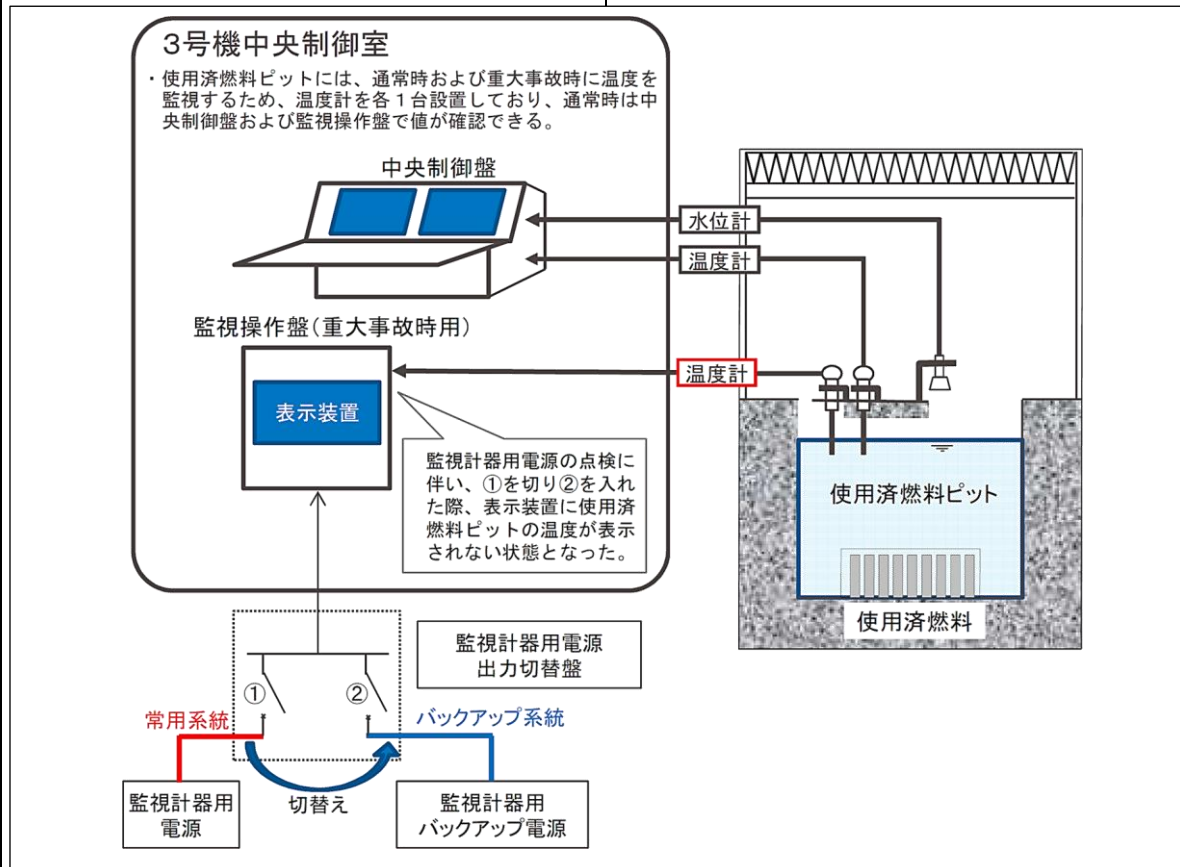
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-43	サービス建屋内 電線管貫通部における管理区域 から非管理区域 への空気流入 更新日: 2022-03-11 NUCIA 通番: 13418M ユニット: 福島第二発電所 1号 発生日: 2021-11-16 登録区分:最終	2022-01-02、1号機のサービス建屋内において管理区域の電線管貫通部から非管理区域へ空気が流入していることが確認された。応急措置として、当該貫通部をシール材で閉止し、空気の流入が停止した。 安全評価:本事象による外部への放射能の影響はない。 推定原因:当該貫通部は、建屋内の管理区域と非管理区域との境界壁に電線管を通す目的で、発電所建設時に設置し、当面使用する予定がなかったことから、シール材で塞いで現在まで至った。経年劣化によりシール材が乾燥し、徐々ににはがれ空気流入に至った。 是正処置:恒久対策として、当該貫通部を鉄板で閉止。	2022-03-11	事務局	⑤	—	本件は、恒久停止した原子力発電所のサービス建屋の空調機室(管理区域)の気密性が一部喪失した事例である。外部への放射能の影響はない。原因は、建設時から塞いだ貫通孔のシール材の劣化。事業者による原因究明、是正処置、情報発信・共有が行われていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p>1号炉サービス建屋(地下2階) 流入箇所イメージ</p> <p>温水ボイラー変圧器室(非管理区域) 難燃性のシール材 応急処置</p> <p>鉄板 恒久対策</p> <p>空調機室(管理区域) 応急処置</p>							

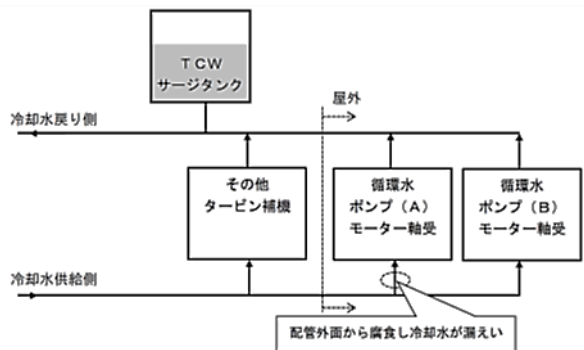
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-44	廃棄物セルに設置された自動火災報知設備の不適切な点検方法 ユニット: 日本核燃料開発株式会社 発生日: 2021-10-15 R03Q02 原子力規制検査報告書	<p>日本核燃料開発株式会社(NFD)の施設運転開始時から約40年以上、廃棄物セル内部に設置された熱感知器2台に対して、セル外側に設置されたテストスイッチによる警報吹鳴点検を実施していた。この点検方法について、所轄消防署から、消防法では現在の申請においては正しい点検方法とは認めていないとの見解があった(2021-06-19)。</p> <p>原因: ホットラボ内の廃棄物セルは放射線量が高く、容易に入室できないため、廃棄物セルに設置された熱感知器は点検対象外とし、要領書等を作成せずに、テストスイッチによる警報吹鳴の点検を運用していたため。</p> <p>是正処置: 廃棄物セル内の火災感知器を直接点検すること並びに故障時補修は現実的に困難なため、当該エリアの火災発生リスクを評価して感知器の必要性を再評価し、廃棄物セル内の火災リスク低減対策を図り、火災被害を最小限に止める措置を実施。その後、消防法特例適用申請を行い、火災感知器設置除外の許可を得た(2021-08-05)。さらに、自主対策として当該エリア内温度を監視する火災感知システムを構築することを計画している。</p> <p>検査指摘事項: 警報吹鳴点検では、廃棄物セル内に火災が発生した場合に、正常に熱感知器が火災を検知することを担保できず、セル内火災警報について機能を維持することを定めた保安規定を遵守していない。一方で、自動火災報知設備の点検方法は検査要領に規定され、他の熱感知器については、熱源を使用した点検手順が規定されている。よって、本件はパフォーマンス劣化に該当する。</p> <p>重要度評価: 次の理由により、「指摘事項(追加対応なし)」と判定する: ①熱感知器の機能劣化には至っていない。②火災防護に係る施設の性能劣化について、低劣化(緑相当)と評価できる。③パフォーマンス劣化が影響を及ぼす範囲は廃棄物セルに限定される。④火災影響緩和のための消火活動ルールが規定されている。⑤NFD 自らが、熱感知器が機能劣化に至る前に当該事象を特定している。</p> <p>深刻度評価: 「原子力安全への実質的な影響」、「規制活動への影響」、「意図的な不正行為」の要素は確認されないことから、「SLIV」と判定する。閉じ込め機能低下に関わる延焼を事前に検知し警報を吹鳴させ、直ちに消火活動ができるシステムの構築を検討していることから、違反等の通知はしない。</p>	2021-11-17	事務局	⑤	—	<p>本件は、使用施設の廃棄物セル内の火災感知器の点検が長年不適切であったことが判明した事例である。</p> <p>原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、重要度「指摘事項(追加対応なし)」、深刻度「SLIV」と判断されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-45	<p>第1種管理区域から退出した従業員の身体表面密度の検査不実施</p> <p>ユニット:株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン</p> <p>発生日: 2021-10-22</p> <p>R03Q02 原子力規制検査報告書</p>	<p>2021-09-07、グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン (GNF-J)にて、第1種管理区域の巡視を終えた従業員が、計2回、保安規定で求められている退出時の身体表面密度の検査を実施せず、隣接している入口側回転バー式ゲートの隙間から退出していたことが確認された。従業員は、警備業務の一環として、構内巡視のため一人で警備事務所を出発し、第1加工棟及び第2加工棟への不法侵入等防止を目的とする巡視を実施していた。</p> <p>その後の規制検査官による聞き取り調査により、当該作業員は今回の2回に加え、「自分は汚染されていない」との認識のもとで、入口側回転バー式ゲートの隙間からの退出を4~6回行ったとの証言を得た。更に複数人が同様な退出をしている従業員を目撃したことがあるとの情報も得た。</p> <p>なお、不正が確認された週の第1種管理区域の表面密度及び放射性物質の濃度は、自主基準(保安規定の1/10)よりも低かった。当該従業員と同じルートで巡視をする他の従業員(7名)の過去の身体表面密度検査結果に異常はないことと、当該従業員が着用していた管理区域専用被服、靴、携行品等に汚染がないことは確認されている。</p> <p>寄与因子:入口側回転バー式ゲートには回転方向に遊びがあり、最大22cmの隙間が生ずる構造となっている。また、隣接する高さ114cmの出口ゲートは、意図的な出入り行為を抑止するような構造ではない。</p> <p>規制検査指摘事項:第1種管理区域から退出する場合は、身体及び身体に着用している物について表面密度の検査をすることを規定した保安規定が遵守されていない。過去に同様な行為が目撃されていることから、本不正行為は合理的に予測可能であり、予防措置を講ずることが可能である。以上より、パフォーマンスの劣化に該当する。</p> <p>重要度評価:ALARA計画又は作業管理に関するものでないこと、超過被ばくもないこと、さらに、放射線測定設備の性能に問題はなく、線量の評価能力については問題ないと判断されることから、「検査指摘事項(追加対応なし)」と判定する。</p> <p>深刻度評価:原子力安全上の影響は認められなかったものの、意図的な不正行為があるため、SLIV(通知あり)として、対応を行う。</p>	2021-11-17	事務局	⑤	—	<p>本件は、燃料加工施設の第1種管理区域において、保安規定に定める退出時の身体表面密度検査が実施されていないことが確認された事例である。</p> <p>原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、重要度「検査指摘事項(追加対応なし)」、深刻度「SLIV(通知あり)」と判定されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-46	ディーゼル発電機 シリンダ冷却水ポンプ出口配管フランジ部からの冷却水漏れによる待機除外 更新日: 2022-02-09 NUCIA 通番: 13426M ユニット: 敦賀発電所 2号 発生日: 2022-01-13 登録区分: 最終	<p>2022-01-12、第 18 回定期検査中、A ディーゼル発電機 (DG) の負荷試験において、シリンダ冷却水ポンプ出口配管フランジ部より約 3 滴/秒の冷却水漏れが確認された。当該フランジ部の増し締めを行ったが改善が見られないことから、2022-01-13 に A-DG を待機除外とし、保安規定で定める運転上の制限を満足していないと判断。なお、B-DG は点検作業により待機除外、高圧電源車は待機中。その後、B-DG を復旧し、起動確認等を行い、運転上の制限を満足する状態に復帰した。</p> <p>安全評価: 本事象による周辺環境への影響はない。</p> <p>漏水原因: フランジ部ガスケットの損傷。このガスケットは、本来の仕様とは異なり、強度の低い製品であった。このガスケットは、前回点検時に、別のフランジ部の予備品として現場に持ち込んだものだったが、当該フランジ部に使用していたガスケットと同じ形状であったため、型式を確認せずに取り付けていた。</p> <p>是正処置: ①本来の仕様のガスケットに交換する。②工事に使用する部品以外は現場に持ち込まないよう社内規程を改善する。③部品の型式を確認した上で取り付けるよう、工事関係者および所員に教育を行う。</p>	2022-02-09	事務局	⑤	—	<p>本件は、非常用ディーゼル発電機の負荷試験における冷却水漏れが確認された事例である。外部への放射能の影響はない。原因は、ガスケットの損傷。本来の仕様とは異なるものが使用されていた。事業者による根本原因究明、是正処置、情報発信・共有が行われていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
シリンダ冷却水系統図							
							
配管フランジ							
<p>配管の接続部の気密性や液密性を保つためにガスケットが使用されている。</p>							
冷却水漏えいイメージ							
<p>ガスケットに損傷が発生し、冷却水の漏えいに至った。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-47	SA 監視操作盤の使用済燃料ピット温度表示不良に伴う運転上の制限の逸脱 更新日: 2022-02-09 NUCIA 通番: 13429M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2022-01-17 登録区分:最終	2022-01-17 10:12、第 26 回定期検査中、重大事故時に使用済燃料ピットの監視に用いる監視操作盤の電源(監視計器用電源)を点検するための電源切り替え作業を実施した際、同監視操作盤の表示装置に使用済燃料ピット(SFP)の温度計(重大事故時用)の値が表示されない状態となった。このため、保安規定の運転上の制限を満足していない状態であると判断。その後、表示装置を再起動した結果、当該温度が表示された。監視操作盤の健全性確認の後、13:15 に運転上の制限を満足する状態に復帰した。 安全評価:表示装置が表示されていない間、SFP の温度は、中央制御盤で確認できており、異常はなかった。本件による環境への放射能の影響はない。	2022-02-09	事務局	⑤	—	本件は、使用済燃料ピットの監視操作盤上の温度表示が消えた事例である。約 3 時間で復旧した。ピットの温度は中央制御室で確認でき、異常もなかった。原因は、点検手順の不備。安全上の実影響はなく、事業者による根本原因究明、是正処置、情報発信・共有が行われていることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報					原因: 監視操作盤を点検したところ、ソフトウェアのプログラムが正常に終了しなかった場合に発生するエラーメッセージが確認された。プログラムが終了する前に、監視計器用電源を切替えたために発生した可能性がある。 是正処置: 監視計器用電源の点検に際し、監視計器用電源を切替える前に、表示装置のソフトウェアのプログラムを終了し、監視計器用電源の切替え完了後、プログラムを再起動する手順に見直すこととした。		



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-48	タービン補機冷却水系配管からの漏えい NUCIA 通番: 13424M ユニット: 志賀発電所 1号 発生日: 2021-12-10 登録区分: 最終	<p>2021-12-10、定期点検中の1号機において、タービン補機冷却水系(TCW系)のサージタンク水位が低下していることが確認された。調査により、屋外にある循環水ポンプ3(A)のモーター軸受用の冷却水配管からの漏水と判明。TCW系を停止して当該配管を閉止後、TCW系を再起動した。なお、漏えい水は放射性物質を含んでおらず、外部への放射能の影響はない。</p> <p>漏えい原因: 当該冷却水配管外表面の経年腐食劣化。</p> <p>腐食推定原因: 隣接する鉄骨部材との干渉により切り欠きされていた当該配管の保温材部分の隙間から、雨水が侵入したため。その保温材部分の隙間の止水処理が十分でなかった。</p> <p>是正処置: ①漏えいした配管の腐食範囲を切断し再敷設。 ②類似箇所を抽出し、保温材を取り外して配管外観確認。 ③屋外配管の定期保全内容の見直し。</p>	2022-01-19	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期点検停止中の原子力発電所のタービン補機冷却水系(非安全系)からの漏水が確認された事例である。外部への放射能の影響はない。原因は屋外配管の外表面の腐食による経年劣化。当該配管覆う保温材のシールが不十分で雨水が侵入していた。非安全系の漏水であり、その機能・性能に影響する前に発見、対処していることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
		 <p>図 TCW 系概要図 https://www.rikuden.co.jp/press/attach/22010701.pdf</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		処理結果
					基準/2次	INES	
国内 2021-52	換気系排気ダクトからの全粒子状物質試料採取が適切に実施できているか不確実な事案 更新日: 2022-03-30 NUCIA 通番: 13454M ユニット: 東海発電所 発生日: 2022-02-16 登録区分:最終 R03Q03原子力 規制検査報告書	2021-04-09、使用済燃料冷却池建屋内の燃料スプリッタ貯蔵庫(H-1、H-2)の換気系排気ダクトにおいて、試料採取ノズルの位置が2系統の排気ダクトの合流点から近く、ダストが均一に混合されていないと考えられる位置に設置されており、その試料は、ダスト濃度の代表性を確保していない可能性があることを、規制検査官が放射線管理のチーム検査で見つけた。事業者による流体解析でも、H-1、H-2の換気系排気ダクトにおける採取試料の割合は、H-1側が99%、H-2側が1%となり、ダスト濃度の代表性を確保しているとは言えない。これは、測定指針「試料採取システムを用いて、気体状放出放射性物質を採取する場合は、採取した試料が放出放射性物質の濃度を代表できるように適切な採取場所や採取方法を選定する必要がある。」を満足しない。 安全評価:H-1、H-2においては、これまでの使用状況から粒子状物質の有意な放出はなく、過去の測定結果も検出限界未満であること及び同換気系排気ダクトの排风量は発電所全体の1%程度であることから、発電所の放出放射能の評価には影響がなかった。 指摘事項:測定指針を満足していないが、それを防ぐための措置を講ずることは可能と考えられるので、パフォーマンス劣化となる。また、「公衆に対する放射線安全」に悪影響を及ぼすので、検査指摘事項となる。 重要度:緑。保安規定(放射線気体廃棄物の管理)に違反だから。 深刻度:SL IV(通知なし)。原子力安全への実質的な影響はないこと、事業者は東海発電所の17箇所の換気系出口ダクトの試料採取状況について現場調査等を実施し、採取の妥当性を評価した。H-1、H-2に対しては、是正処置を行うとしている。	2022-03-30	事務局	⑤	—	本件は、廃止措置中の原子力発電所の放射線気体廃棄物の管理に係る規制検査指摘事項の報告である。原子力規制検査によって、パフォーマンス劣化、安全重要度「緑」、事象深刻度「SLIV」、違反等の通知は実施しないと判定されている。以上のことから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p style="text-align: center;">参考図 東海発電所使用済燃料貯蔵池建屋の各バンクの位置関係 http://www2.nsr.go.jp/data/000246308.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 2021-53	中央制御室外原子炉停止盤室の3時間耐火壁の電線管貫通部シール未施工 更新日: 2022-03-11 NUCIA 通番: 13449M ユニット: 高浜発電所4号 発生日: 2022-02-16 登録区分:最終 R03Q03 原子力規制検査報告書	2021-10-01、4号機のB中央制御室外原子炉停止盤室の入口扉の電線管貫通部にシールが施工されていないことを規制検査官が見つけた。技術基準規則に基づき、当該原子炉停止盤室の壁には3時間耐火性能が要求されているので、要求を不満足となる。規制検査官に指摘されるまで当該貫通部についてシール未施工の状態であった。 原因:当該貫通部の工事に際して、シール施工の必要性の確認が行われておらず、また、工事終了後の巡視や点検等でも発見することができなかったため。	2022-03-11	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。																						
			補足情報			スクリーニング:検査指摘事項。当該貫通部についてシールが施工されなかったことは予測・予防可能だったと判断できることから、パフォーマンス劣化に該当。「拡大防止・影響緩和」の目的に悪影響を及ぼすため。 重要度;緑。当該区画には火災閉じ込め機能を維持できる自動消火システムがあるため。 深刻度:SL IV(通知なし)。規制活動への影響は確認されていないため。事業者は、是正処置プログラムにおいて適切に是正処置を行うこととしているため。																							
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>試験体①</th> <th>試験体②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験前</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3時間後 (試験終了後)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">判定基準</td> <td>火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと。</td> <td>良</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと。</td> <td>良</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出ししないこと。</td> <td>良</td> <td>良</td> </tr> <tr> <td>試験結果</td> <td>合格</td> <td>合格</td> </tr> </tbody> </table> <p>参考図 耐火試験状況(試験体:電線管貫通部シール) http://www2.nsr.go.jp/data/000258122.pdf</p>						種類	試験体①	試験体②	試験前			3時間後 (試験終了後)			判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと。	良	良	非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと。	良	良	非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出ししないこと。	良	良	試験結果	合格	合格
種類	試験体①	試験体②																											
試験前																													
3時間後 (試験終了後)																													
判定基準	火炎が通る亀裂等の損傷及び隙間が生じないこと。	良	良																										
	非加熱面側に10秒を超えて発炎を生じないこと。	良	良																										
	非加熱面側に10秒を超えて火炎が噴出ししないこと。	良	良																										
試験結果	合格	合格																											


番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-54	スプリンクラー消火設備作動用の火災感知器の不適切な管理 更新日: 2022-03-11 NUCIA 通番: 13448M ユニット: 高浜発電所 1号 発生日: 2022-02-16 登録区分:最終 R03Q03 原子力規制検査報告書	2021-09、1号機中間建屋地上3階にて、1号機高感度主蒸気管モニタ検出器温度制御盤を消火対象としたスプリンクラー消火設備作動用の熱感知器及び煙感知器が、付近で作業等を行っていないにもかかわらずビニール袋で覆われた状態であることが規制検査官によって確認された。検査官に指摘されるまでの一定期間、両感知器はビニール袋で覆われた状態であった。 推定原因:当該ビニール袋は、周辺での溶接作業等の火気作業において、当該感知器の誤作動防止のため取り付けられ、火気作業終了の際に取り外さなかったものと推定される。作業後の巡視や点検等でも発見できなかった。 事業者の説明:①2021-08末の現場確認では問題が確認されていない。②「溶接・火気作業等連絡票兼感知器養生申請書」が受け付けられておらず、作業期間を特定することができなかった。③感知器を養生したビニール袋等の措置が確実に除去される管理であったとは言えない。当該感知器付近の自動火災報知設備用の感知器は、正常であったことから、火災が発生した場合においても、当該スプリンクラー消火設備を、中央制御室の消火設備監視装置から手動で作動させることができ、火災の感知・消火は可能な状態であった。	2022-03-11	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			パフォーマンス劣化:該当。熱感知器及び煙感知器がビニール袋で覆われた状態では、火災発生時に当該感知器が2系統ともに作動せず、スプリンクラー消火設備が自動作動しないことは予測・予防可能であったため。 スクリーニング:検査指摘事項。本パフォーマンス劣化は、「拡大防止・影響緩和」の目的に悪影響を及ぼすため。 重要度:緑。当該感知器付近の自動火災報知設備用の感知器は正常で、当該スプリンクラー消火設備は、中央制御室から手動作動可能だったため。 深刻度:SL IV(通知なし)。規制活動への影響は確認されていないため。事業者は、是正処置プログラムにおいて適切に是正処置を行うこととしているため。	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-56	格納容器貫通部エリアにおける煙感知器の不適切な箇所への設置 更新日: 2022-03-11 NUCIA 通番: 13446M ユニット: 美浜発電所 3号 発生日: 2022-02-16 登録区分:最終 R03Q03 原子力規制検査報告書	2021-09-30、原子炉補助建屋の格納容器貫通部エリアにおいて、火災防護対象ケーブル(A系計器用電源ケーブル)を格納したトレイを天井まで耐火シートで覆っているため、天井面から下に約0.7mのはりを設けたようになっており、その側面から約0.2mの位置に煙感知器が設置されていることを、規制検査官が見つけた。この設置箇所では、煙検知機能が低下する。この状態は、2020-09から続いている。 原因:工事施工業者は機器及び通路への干渉がないことを確認していたが、感知器が消防法どおりに設置されているかどうかの確認はしていなかったため。 代替手段:格納容器貫通部エリアには、当該煙感知器のほかに、煙感知器6台、熱感知器4台、自動消火設備兼用の煙感知器4台及び熱感知器8台が設置されている。	2022-03-11	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			パフォーマンス劣化:該当。事業者は、ケーブルトレイに耐火シートを施工する際に、当該感知器の位置を確認し、適切に措置を講ずることは可能であったため。 スクリーニング:検査指摘事項。本パフォーマンス劣化は、「拡大防止・影響緩和」の目的に悪影響を及ぼすため。 重要度:緑。当該通路には23台の感知器が設置され、そのうちの1台が不適切設置なので、劣化割合は10%未満(低劣化)と判断されるため。 深刻度:SL IV(通知なし)。規制活動への影響は確認されていないため。事業者は、是正処置プログラムにおいて適切に是正処置を行ったため。	

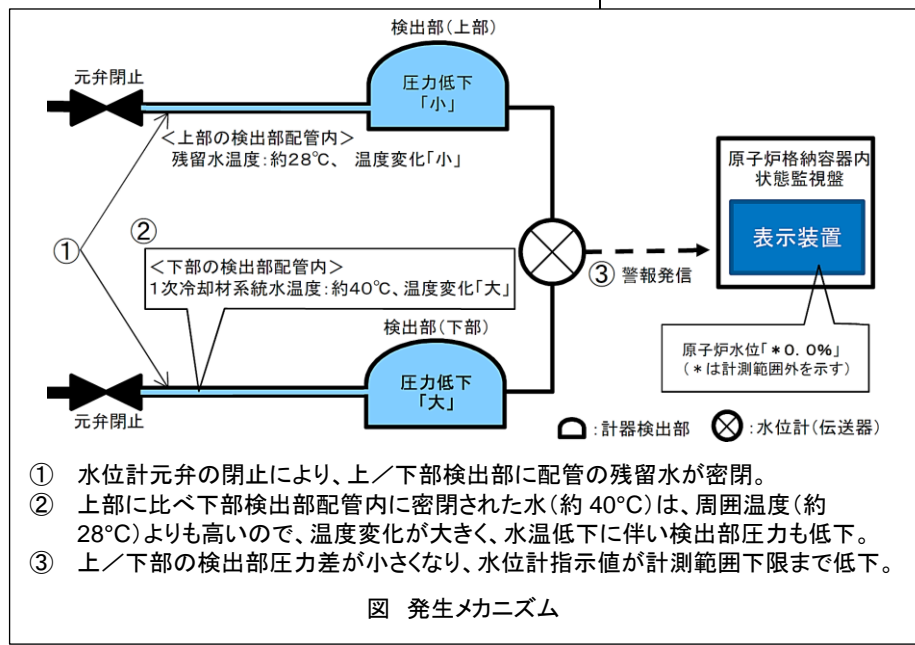
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-57	制御建屋内における体調不良者の発生 更新日: 2022-03-02 NUCIA 通番: 13326M ユニット: 女川発電所 2号 発生日: 2021-07-12 登録区分: 最終 R03Q03 原子力規制検査報告書	<p>2021-07-12、1号機の廃棄物処理建屋において、洗濯廃液等を貯留するタンク内の硫化水素の発生を抑制するため、空気注入による攪拌作業を行っていたところ、タンクに蓄積していた硫化水素が、タンクに接続されている配管から他のタンクや配管を通じて2号機の制御建屋内に流れ込み、1階の管理区域入退域エリアや2階の女性用更衣室において、7名の体調不良者が発生した。</p> <p>硫化水素: タンク内の酸素が少ない環境下で、洗濯廃液等を処理する過程で使用する硫酸アルミニウムと、被服等に含まれる汗等の有機物及び嫌気性生物(硫酸塩還元細菌: 自然環境下に存在)が反応して発生する。定期的にタンク内に空気を注入し攪拌して、硫化水素の発生を抑制。</p> <p>硫化水素流出メカニズム: ①タンクに堆積しているスラッジが固化し、注入空気の経路が限定され、硫化水素がスラッジ内に蓄積。②空気攪拌効果が弱まってきたので、前回作業で、従来よりも高い圧力で空気を注入、スラッジがほぐれ、空気の経路が増加・拡大。③当日も従来よりも高い圧力で空気攪拌を実施、蓄積されていた硫化水素がタンク内に放出されたが、通常の換気空調系では排気しきれず、タンクに接続されている配管等を通じて系統外へ流出。</p>	2022-03-11	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「—」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
流出原因: ①タンク内スラッジの定期的な排出を不実施。スラッジが多量に堆積した状態となっていた。②当日の空気攪拌作業により硫化水素がタンク内に多量に放出し、換気空調系で排気しきれず。③2号機制御建屋への硫化水素流出を防止のための配管隔離措置を不実施。							
体調不良者発生原因: 空気攪拌作業にあたり、酸欠作業に準じた立入禁止措置、非常時の連絡体制等の措置を不実施。硫化水素流出時に協力企業作業員との間での情報共有、避難誘導が円滑に行われなかった。							
是正処置: ①タンクからスラッジを定期的(年1回以上)に排出。堆積量が一定レベルを超えないよう維持することを社内文書に規定。②空気攪拌作業時には、事前に換気空調系の排気量を増加。③空気攪拌作業時には、タンクから2号機の制御建屋に繋がる配管の弁を閉じ、流出経路を隔離。④空気攪拌作業時には、酸欠作業に準じた措置を講じ、流出経路の隔離措置や漏えい防止、緊急・異常事態が発生した際の報告フロー等について、社内文書に規定、所員および協力企業作業員へ周知。							
<p style="text-align: center;">図 硫化水素流出経路(イメージ図)</p>							

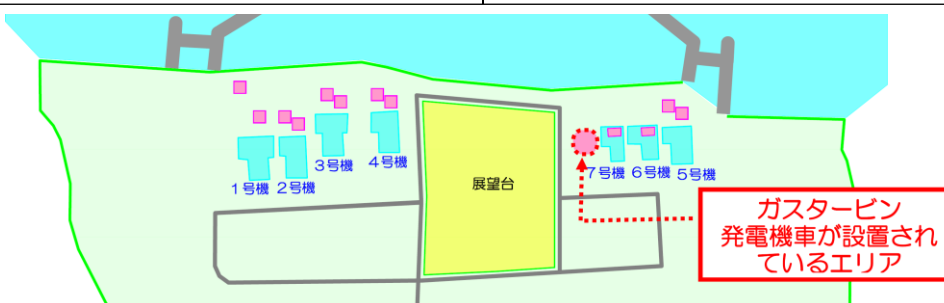


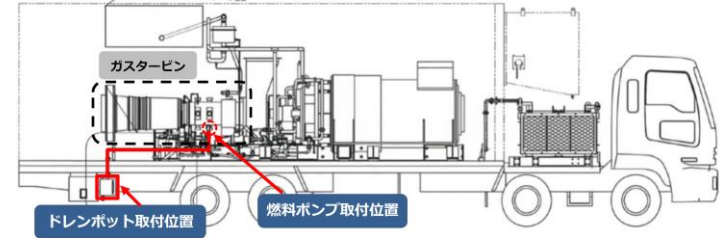
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-59	鉛遮へい板の設置に伴う1次冷却材モニタの指示値低下 更新日: 2022-04-07 NUCIA 通番: 13451M ユニット: 玄海発電所3号 発生日: 2022-02-16 登録区分:最終 R03Q03 原子力規制検査報告書	2021-10-14、3号機の中央制御室の1次冷却材モニタ(3R-70)のチャートで、10:00頃から指示値が通常値より低下していることに規制検査官が気づき確認したところ、非再生冷却器上部配管室(高線量区域)におけるケーブルトレイサポート設置工事の作業員被ばく低減目的で、3R-70と配管の間に鉛遮蔽板が設置されていることが判明した。その後、鉛遮蔽板を取り外したところ指示値が通常運転時の値に戻った。 安全評価:遮蔽板を設置していた約4時間半、指示値が通常運転時と比較し約62%低下し、1次冷却材中の放射性物質の濃度の傾向監視に悪影響を与え、異常の検知が遅れる可能性があった。その期間中、1次冷却材中の放射性物質の濃度に関するモニタ指示値変動や、1次冷却材試料採取による化学分析結果に異常はなかった。 原因(設置理由):作業開始に向け環境測定の結果、作業エリア内にある非再生冷却器出口配管の表面線量が高く(0.43 μSv/h)、作業位置が当該配管に近いことから、被ばく低減策としての鉛遮蔽板の設置が安全管理部門により許可されたため。 寄与因子:①保安規定(作業管理)において、供用中の原子炉施設に対する悪影響の防止を考慮した作業管理を行うこととしているが、作業に伴う他の設備への影響についての検討が不十分。②作業指示書には、鉛遮蔽板の取付け等の具体的な被ばく低減対策が不記載。③保修部門、安全管理部門及び発電部門間の情報共有が不十分。④警報設定値等に影響を与える場合に必要な運転連絡票等による連絡、周知が不実施。	2022-04-07	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			パフォーマンス劣化:該当。本プロセスモニタの検出部前に遮蔽材を置けば、計測効率が下がることは合理的に予測可能で、予防措置も可能であったため。 スクリーニング:検査指摘事項。本パフォーマンス劣化は、「拡大防止・影響緩和」の目的に悪影響を及ぼすため。 重要度:緑。緩和系の構築物・系統・機能及び機能性の全質問(基準)に合わないため。 深刻度:SL IV(通知なし)。「原子力安全又は核物質防護に実質的な影響を及ぼすもの」は確認されていないため。事業者は、是正処置を行う予定。	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-61	安全補機開閉器室及びCRDM電源室における火災感知器の不適切な箇所への設置 更新日: 2022-02-22 NUCIA 通番: 13440M ユニット: 川内発電所1号 発生日: 2021-11-26 登録区分: 中間 R03Q03 原子力規制検査報告書	令和2年度第2四半期の原子力規制検査指摘事項「伊方発電所第3号機制御盤室内における感知器の不適切な箇所への設置による火災感知機能の信頼性低下」を受けた川内原子力発電所における火災感知器の設置状況調査において、2021-11-26、消防法の設置条件を満足していない不適切な箇所への火災感知器の設置が確認された。具体的には、①A安全補機開閉器室に設置している火災感知器のうち1個の煙感知器について、壁から0.6m以上離れた位置に設置すべきところ、0.52mの位置に設置されていた。②制御棒駆動装置(CRDM)電源室に設置している火災感知器のうち1個の熱感知器について、換気口の空気吹出し口から1.5m以上離れた位置に設置すべきところ、1.35mの位置に設置されていた。 安全評価:①②とも、原子炉安全停止に必要な機能を達成するための機器等が設置された火災区域・区画である。ただし、①の火災区域には、煙感知器6個と熱感知器14個が設置され、②の火災区画には、煙感知器2個と熱感知器4個が設置されていた。また、それぞれの火災区域・区画には、問題の火災感知器とは異なる種類の火災感知器が、消防法の設置条件を満足して設置されていた。	2022-02-22	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
			補足情報			パフォーマンス劣化: 該当。火災感知器の設置に係る規定は従前から明らかであり、適合するための措置を講ずることは可能であったため。 スクリーニング: 検査指摘事項。本パフォーマンス劣化は、「拡大防止・影響緩和」の目的に悪影響を及ぼすため。 重要度; 緑。①は不適切な火災感知器の割合が10%未満である「低劣化」に該当し、②の火災区画には、問題の熱感知器とは異なる煙感知器が適切に設置され、原子炉の安全停止に必要な機器を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすことはないため。 深刻度: SL IV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていないため。事業者は、是正処置の計画に既に着手しているため。	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-62	施錠管理対象弁に対する不適切な施錠管理による誤操作防止の不徹底 更新日: 2022-02-22 NUCIA 通番: 13484M ユニット: 川内発電所 1号 発生日: 2021-12-16 登録区分: 中間 R03Q03 原子力規制検査報告書	<p>2021-12-16、誤操作防止のため施錠管理対象とされている弁について、施錠されていないもの及び施錠方法が不適切なもの又はそのおそれのあるものが複数、規制検査官によって見つかった。例:①施錠開を要する格納容器消火水元弁に施錠なし。②施錠開を要する 1B 高温側補助注入ライン絞り弁の施錠方法が不適切。③アンモニアタンクレベル計ドレン弁、アスファルト供給タンクドレン弁等において弁ハンドル部のみに鎖が取り付けられていた等の不適切な施錠状態。</p> <p>安全評価: 不適切な施錠等が確認された弁ハンドル部には開閉状態が示され、その開度は適切だった。</p> <p>原因: 施錠管理対象弁に対して、施錠状態の確認・記録は行われていたが、誤操作防止の観点での確認が行われていなかったため。</p> <p>パフォーマンス劣化: 該当。施錠及び施錠状態の確認により、施錠管理対象弁を誤操作防止のための適切な状態とする措置を講ずることは可能であったため。</p> <p>スクリーニング: 検査指摘事項。本パフォーマンス劣化は、「発生防止」の目的に悪影響を及ぼすため。</p> <p>重要度: 緑。原子炉停止や安定停止状態への移行の間に必要な緩和機器の喪失を引き起こしたのではないため。</p> <p>深刻度: SL IV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていないため。事業者は、是正処置の計画に既に着手しているため。</p>	2022-02-22	事務局	⑤	—	2022-02-16、本件は、原子力規制委員会により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報			 <p>参考図 弁の施錠管理(開)の好例 https://www.hepco.co.jp/energy/atomic/info/pdf/examination_meeting_38_5.pdf</p>  <p>参考図 弁の施錠管理(閉)の好例 https://www.hepco.co.jp/energy/atomic/info/pdf/examination_meeting_19_7.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 2021-65	原子炉水位計 (AM用)における運転上の制限の逸脱 更新日: 2022-04-13 NUCIA 通番: 13464M ユニット: 大飯発電所 4号 発生日: 2022-03-16 登録区分:最終	2022-03-16、定期点検中の4号機において、原子炉格納容器内状態監視盤の原子炉水位に関する警報が発信した。状況確認により、原子炉水位計測機器(重大事故等対処設備)で指示値が表示されていないことを発見。保安規定第90条の「原子炉に燃料が装荷されている状態で重大事故等対処設備により原子炉水位を監視すること」を満足しないため、運転上の制限の逸脱と判断された。 安全評価:原子炉水位は他の水位計で確認されており、異常はなかった。監視盤やケーブル類にも異常はない。本件による環境への影響はない。後述の元弁を開放して、水位計が復旧、翌日12:05に運転上の制限を脱した。 警報原因:水位計の表示水位が計測範囲外、すなわち、水位計測に使う「上部圧力検出部と下部との」差圧が異常に小さくなったため。その原因は、水位計測のための上下2箇所間の圧力検出部と原子炉容器との間の元弁が、2022-03-15から閉っており、特に温度が高かった下部圧力検出部の温度が自然放熱で低下、それに伴い圧力も低下、結果として、上部検出部の圧力に近づいたため差圧(計測水位)が小さくなった。	2022-04-13	事務局	②	—	本件は、定期検査中に原子炉水位計測機器(重大事故等対処設備)が、運転上の制限条件に入って、翌日に解除された事例である。安全性や環境への影響はない。原因は、保安規定の運転上の制限と作業手順のミスマッチ。事業者は、手順を見直すとしていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
補足情報							
					根本原因:2022-03-15に1次冷却材系統の水抜き操作を開始した際、当該上下圧力検出部保護のために元弁(原子炉上部および下部から取り出した配管にそれぞれ接続)を閉止したこと。 再発防止策:弁の操作などの運用を変更する。		



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
国内 2021-67	ガスタービン発電機車からの油漏れに 更新日: 2022-04-07 NUCIA 通番: 13261M ユニット: 柏崎刈羽発電所 7号 発生日: 2021-05-12 登録区分:最終	2021-05-12、ガスタービン発電機車が設置されているエリアにおいて、ガスタービン発電機車の燃料廃油受け(ドレンポット)から軽油がコンクリートの地面に滴下していることが確認された。漏出量は、約 960 cc。漏えい箇所には受け皿を設置し、現在、油の滴下は停止している。また、漏れた油は拭き取り、中和処理を行った。 安全評価:漏出油の側溝等への流出はなく、環境への影響はない。 推定原因(メカニズム):燃料配管改造工事等により、ガスタービンを長期間停止したことにより、燃料ポンプの軸受部の潤滑油が不足。これにより、ガスタービン起動時に軸受部が摩耗し、ドレンポットに必要以上に潤滑油が滴下した。	2022-04-07	事務局	⑤	-	本件は、原子力発電所のガスタービン発電機車から燃料廃油が地面に滴下していることを確認した事例である。プラントの安全性、環境への影響はない。事業者により原因究明、再発防止策構築、情報発信がなされていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
<p>再発防止策:当該燃料ポンプは交換し、その後再発はない。ガスタービン発電機車の月例確認運転と同じタイミングで、ドレンポットに必要以上に潤滑油が滴下していないか確認する。滴下量が多い場合は、予備ポンプに交換する。ガスタービンを長期間停止する場合は、1か月に1回燃料ポンプの確認運転を行う。</p>							
 <p style="text-align: center;">図 柏崎刈羽発電所</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>〔ガスタービン発電機車〕</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>〔燃料ポンプ〕</p> </div> </div> <div style="text-align: center;">  <p>参考図 ガスタービン発電機車ならびに燃料ポンプ</p> </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 2021-68	非常用ディーゼル発電設備排気管サポート腐食 更新日: 2022-04-07 NUCIA 通番: 13445M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2022-01-18 登録区分:最終	2022-01-18、非常用ディーゼル発電機(A)の排気管取り替え工事にて、基礎部の雨仕舞(雨水が構造物内に入らないようにする工夫)を撤去したところ、雨仕舞下部の排気管サポートに腐食が確認された。 推定原因:長期間外気や結露水等にさらされたため。なお、2021-03に屋外配管等外表面点検を実施し、雨仕舞上部サポートは確認したが、雨仕舞下部サポートは点検していない。雨仕舞により外観目視点検ができないため。 是正処置:不待機期間に当該サポートの部分溶接補修を行う。	2022-04-07	事務局	⑤	—	本件は、非常用ディーゼル発電機排気管の屋外のサポートに腐食が見つかった事例である。保守不良とされ、プラントの安全性、環境への影響はない。当該サポート部固有の問題であり、水平展開するような教訓等が得られないことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		

原子力発電所における蓄電池の劣化に関する国際調査結果(案)

令和 4 年 5 月 26 日

技術基盤課

本報告は、OECD/NEA 傘下の原子力施設安全委員会(CSNI)の作業会(WG)の一つである電源系統作業会(WGELEC)が最近まとめた「直流電源系統に関する技術報告書」[1]の概要に、技術基盤課による蓄電池劣化事象や直流電源の保安規定ならびに試験標準・規格に関する調査を追加し、規制庁の今後の対応を検討したものである。

1. 技術報告書の概要

1.1. 背景と目的

原子力発電所(NPP)における最近の運転経験が示すように、高い信頼性(独立性、多重性、試験能力等)が要求される安全関連機器・系統の電源系統では、蓄電池の正しい使用と正しい保守が重要な要素となっている。

WGELEC では、NPP の安全性に影響する蓄電池の劣化加速や不良に対する方策に関する情報や経験を収集し、WG メンバー国間で情報共有することを目的として、国際調査を行った。その調査結果をまとめたものが、「直流電源系統に関する技術報告書」である。

1.2. 調査方法と結論

予備的調査として、メンバー国に対してアンケートを行い、その結果をもとに NEA-IAEA の共同技術会合が開かれた。アンケートと会合から、蓄電池の設計や使用・保守に関する重要な経験や教訓が収集され、以下に示す 5 つの所見と 4 つの推奨事項が得られた。

1.2.1. 所見

- 1) 現行の所内蓄電池の製品サイクル(設計認証、据付、試験、検査、交換)について、メンバー国ごとに大きな違いはなく、国内もしくは国際的に策定されたガイダンスに従っている。
- 2) ほとんどのメンバー国で、ベント型鉛蓄電池が使用されている。
- 3) **容量試験<Capacity test>**の実施間隔は数年以上と長いため、連続監視や定期目視点検は、蓄電池の多様な劣化の早期発見に役立つ。
- 4) 蓄電池が関わる事象の多くは、種々の劣化メカニズム(例:腐食、製造欠陥、不適切な雰囲気条件)による割れが影響している。
- 5) NPP では一般に、劣化の兆候や問題が現れる前に蓄電池を取り換えるという、保守的な交換基準を設けている。

1.2.2. 推奨事項

- 1) 事業者が新しく蓄電池を調達する場合、腐食劣化問題に焦点を置くべきである。蓄電池の寿命を保証するように、材料と製造の品質管理がなされているかどうか。
- 2) 急速充電サイクル中に発する熱によって、鉛蓄電池の寿命は著しく劣化し得ることを事業者は考慮しなければならない。
- 3) ベント型鉛蓄電池の運転経験によれば、ほとんどの問題は既知である。蓄電池セルの不良早期発見を可能にし、先行管理型の蓄電池交換を行えるよう、事業者は月例の目視検査と2から5年間隔の定期容量試験を検討すべきである。
- 4) 高信頼性が求められる直流電源システムでは、蓄電池とその関連機器(充電器など)に多様性を考慮すべきである。

2. 技術基盤課による調査

2.1. 蓄電池・充電装置劣化事象

IAEA の原子力発電所における情報報告システム(IRS)を用いて、2000 年以降に発生した蓄電池・充電装置に関わる事例を検索・抽出した。その中で、以下の3事例が蓄電池・充電装置の劣化に関わる。

表 1 蓄電池劣化事例

IRS	概要
8468	
8619	
8704	

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。

2.2. 直流電源の保安規定

劣化した蓄電池は、NPP の安全関連の直流電源の動作可能性に影響することから、直流電源の標準的保安規定^aにおけるサーベランス要求(SR)について、日米比較調査した。なお、国内には NPP の蓄電池の保全や試験に直接言及する規制ガイドはないが、民間規格である JEM1431「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」[2]が使用されている。米国には規制ガイド RG1.129「NPP のベント型鉛蓄電池の保守、試験と交換」[3]が規定され、国際標準である IEEE450-2010^b「据置ベント型鉛蓄電池の保守、試験と交換に対する推奨使用」[4]をエンドースしている。技術基盤課による考察も表に追加した。

表 2 に、BWR の場合は原子炉の状態が運転、起動および高温停止、PWR の場合はモード 1、2、3 および 4 における直流電源系統(蓄電池パラメータ含む)に対する保安規定上の SR について、日米比較した[5][6][7][8][9][10]。技術基盤課による考察も表に追加した。

表 2 直流電源系統標準保安規定

国内	米国
BWR-1: [技術 GM]は、定期検査において、直流電源(蓄電池および充電器)の機能を確認する。 PWR-1: [発電室長]は、定期検査時に、非常用直流電源の健全性を確認する。 「考察:具体的な試験・点検項目は、JEM1431に規定されている。」	SR3.8.6.1: [7日]ごとに、各蓄電池浮動電流が[2A]以下であることを確認する。 SR3.8.6.2: [31日]ごとに、各蓄電池パイロットセルの浮動電圧が[2.07V]以上であることを確認する。 SR3.8.6.3: [31日]ごとに、各蓄電池セルの電解液液位が、設計限界値以上であることを確認する。 SR3.8.6.4: [31日]ごとに、各蓄電池パイロットセルの温度が設計限界値以上であることを確認する。 SR3.8.6.5: [92日]ごとに、各蓄電池セルの浮動電圧が[2.07V]以上であることを確認する。
BWR-2: [当直長]は、原子炉の状態が運転、起動および高温停止において、[3系列]の蓄電池および充電器について、浮動充電時の蓄電池電圧が[126V ^c]以上であることを1週間に1回確認する。 PWR-2: [当直課長]は、モード1、2、3および4において、1週間に1回、浮動充電時の蓄電池端子電圧が[127.1V]以上であることを確認する。	SR3.8.4.1: [7日]ごとに、蓄電池端子電圧が最小浮動充電電圧以上であることを確認する。
「考察:右記SRに該当するものは国内保安規定にはない。」	SR3.8.4.2: [18か月]ごとに、最小浮動充電電圧以上で[4時間]以上、充電器が[発電所供用系用は400A、DG系用は100A]以上供給することを確認する。 または、設計基準事象に対する放電後に多様な通常連続負荷の最大デマンドを供給しつつ、充電器が蓄電池を[24]時間以内にフル充電できることを確認する。

^a 米国では、技術仕様書<Technical specifications>と呼ぶ。

^b 最新は IEEE450-2020。

^c 浮動充電時の1セルあたりの電圧が既定値 $2.15 \pm 0.05V$ であること。蓄電池は60セルあるので、126V以上であれば健全との考えに基づく。

国内	米国
「考察:右記 SR に該当するものは国内保安規定にはないが、蓄電池の 想定負荷放電試験 は JEM1431 に規定されている。ただし、実施時期は工場試験時のみであり、運用中の定期試験としての実施要求はない。」	SR3.8.4.3:[18 か月]ごとに、蓄電池 供用試験 における設計負荷サイクルで要求される非常時負荷を蓄電池容量が供給、維持するに十分であることを確認する。 注 1) 改良性能放電試験 (SR3.8.6.6)を実施することで、本 SR を実施したとみなせる場合がある。 注 2)本 SR は、モード[1、2 および 3]には通常適用されない。ただし、プラントの安全性が維持、向上されていることを仮定して、動作可能性を再評価する際に、本サーベランスの一部を実施する場合がある。計画外事象に対して、この SR を満足することが求められる場合がある。
「考察:右記 SR に該当するものは国内保安規定にはないが、蓄電池の 容量試験 は JEM1431 に規定されている。ただし、 容量試験 は工場試験時に実施した後は、蓄電池の使用年数が想定寿命年数の 60%程度以降に実施することが望ましいと記述されている。」	SR3.8.6.6:[60 か月]ごとに、ただし、期待蓄電池寿命の[85%]に到達しかつ容量が製造者定格の 100%未満の場合は 12 か月ごとに、期待蓄電池寿命の[85%]に到達しかつ容量が製造者定格の 100%以上の場合には 24 か月ごとに、 性能放電試験 または 改良放電試験 の際に、蓄電池容量が製造者定格の[80%]以上であることを確認する。 注)本 SR は、モード[1、2 および 3]には通常適用されない。ただし、プラントの安全性が維持、向上されていることを仮定して、動作可能性を再評価する際に、本サーベランスの一部を実施する場合がある。計画外事象に対して、この SR を満足することが求められる場合がある。

[]は、NPP ごとに異なる。

2.3. JEM 規格の据置鉛電池の試験及び点検項目

国内 NPP における定期検査で行う据置鉛電池の試験及び点検項目は、民間規格である JEM1431 に規定されている。主要な試験及び点検項目を表 3 に示す[2]。

表 3 据置鉛蓄電池の主要な試験及び点検項目と実施時期

試験及び点検項目	工場試験	現地据付試験	運用中定期点検			経年劣化確認
			日常	6 か月	1 か年	
構造検査	外観	✓	✓	✓	✓	—
	寸法	✓	—	—	—	—
電解液測定(ベント型)	純度	✓	—	—	—	—
	比重	✓	✓	—	✓	✓
	温度	✓	✓	—	✓	✓
	液面位	✓	✓	✓	✓	✓
蓄電池表面温度測定(制御式)	—	✓	✓	✓	✓	—
内部抵抗測定(制御式)	✓	✓	—	—	✓	—
電圧測定	✓	✓	✓	✓	✓	—
接続部点検(ボルト等の緩み)	—	✓	—	—	✓	—
容量試験	✓	—	—	—	—	✓
想定負荷放電試験	✓	—	—	—	—	—

JEM1431 では据置蓄電池の容量試験を規定しているが、実施時期を工場試験時と経年劣化を確認する場合に限定し、定期試験としては規定していない。製造者の推奨する蓄電池寿命年数等を目安とし、容量試験の結果から蓄電池の寿命年数を判断し、寿命に至る前に全数の蓄電池を交換することが望ましいと記載されている。また、その寿命年数の 60%程度以降から、経年劣化を確認する目的の容量試験を開始することが望ましいとしている。

また、JEM1431 では、**想定負荷放電試験**は工場試験として規定されているが、定期試験としては規定されていない。なお、原子力規制庁による実用発電用原子炉施設に係る新規制基準対応の使用前検査において、蓄電池に関する外観検査と系統運転性能検査が行われている。

2.4. IEEE 標準の蓄電池試験

米国の標準技術仕様書を始め多くの国で参照している IEEE450^aは、蓄電池の容量<capacity>及び能力<ability>確認を目的とした4つの**放電試験**の試験実施スケジュールについて言及している。試験のそれぞれの位置づけを表4に示す。

表4 据置鉛蓄電池の放電試験の種類と位置付け

放電試験と目的	試験頻度、放電時間と放電流、補足
受入試験 <Acceptance test> 目的: 容量確認	<ul style="list-style-type: none"> 工場試験もしくは初期据付試験としての容量試験。 放電時間は負荷サイクルと同程度を推奨。 放電流は製造者定格/調達仕様に基づく一定電流もしくは一定負荷。
性能放電試験 <Performance discharge test> 目的: 容量確認	<ul style="list-style-type: none"> 供用開始から2年以内に実施する容量試験。定期試験も追加すべき。 放電時間は負荷サイクルと同程度を推奨。 放電流は製造者定格/調達仕様に基づく一定電流もしくは一定負荷。 設計寿命や運転温度を加味し、試験間隔は期待供用寿命の25%以下。 劣化兆候ありもしくは供用寿命の85%に到達したら年毎。 劣化兆候あり: 前回試験から10%以上容量低下または製造者容量定格の90%未満。
改良性能放電試験 <Modified performance discharge test> 目的: 容量及び能力確認	<ul style="list-style-type: none"> 負荷サイクルに関連付けて電流を増加させた一定電流容量試験。 供用試験と/または性能放電試験の代わりとして、どの時期でも実施可。 試験間隔は24か月を超えてはならない。 放電時間は負荷サイクルに蓄電池選定で使用した経年劣化係数を乗じたものを推奨。
供用試験 <Service test> 目的: 能力確認	<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池(as found)が負荷サイクルを満足するかどうか確認する試験。 性能放電試験の合間で、使用者の裁量で決めた頻度^bで実施。劣化兆候ありでも、頻度は変えない。 システム試験設計者が、試験手順と許容基準を決める。蓄電池は as found 条件で試験され、温度や使用年数による補正は行わない。 負荷サイクルのクリティカルな期間の電圧トレンドから、設計要求を満たさなくなる時期を予測可。 IEEE485 で選別された蓄電池の場合は、温度、負荷、経年劣化に対応したマージンのおかげで、供用寿命にわたって十分な容量がある。

^a 調査した米国標準技術仕様書が参照しているのは IEEE450-2002。

^b RG1.129 Rev.3 では、供用試験は性能試験に追加して実施しなければならない。試験間隔は24か月を超えてはならないと補足されている。

なお、容量計算には、試験前の温度補正のために、以下に示す 2 つの電解液温度に対する調整方法がある。②が正確であるが、①より試験が困難となることから、放電時間に応じて選択する。放電時間がちょうど 1 時間の場合は、①②とも適用可能である。

- ① 時間調整法<Time-adjusted method> [1 時間以上の放電時間に適用]

$$\text{容量}\%(25^{\circ}\text{C}) = \frac{t_A}{t_S \times K_T} \times 100$$

t_A : 規定の端子電圧に対する放電時間、 t_S : 規定の端子電圧に対する定格時間、 K_T : 試験開始前の電解液温度に対する補正係数。

- ② 放電流調整法<Rate-adjusted method> [1 時間以内の放電時間に適用]

$$\text{容量}\%(25^{\circ}\text{C}) = \frac{X_a \times K_C}{X_t} \times 100$$

X_a : 試験電流または電力、 K_C : 温度補正係数、

X_t : 規定の端子電圧に対する放電時間での定格電流または電力。

3. 今後の対応案

原子力情報公開ライブラリー(NUCIA)の情報検索機能を使って、国内 NPP 及び原燃サイクル施設における蓄電池・充電装置のトラブルまたは保全品質情報を検索したが、事例は 1 件も見つからなかった。国内 NPP 及び原燃サイクル施設では、安全関連の蓄電池の劣化問題は顕在化していないと考えられる。また、原子力規制庁による新規制基準対応の使用前検査においても、蓄電池の系統運転性能検査が行われている。したがって、蓄電池等の劣化及び劣化評価に関して、緊急規制対応の必要性はないと考えられる。

しかしながら、技術報告書の 4 つの推奨事項は国内 NPP の標準的保安規定並びに JEM1431 に明確に規定されていないので、実態を確認する必要があると考えられる。また、それらの推奨事項は、NPP に限らず、安全関連電源に蓄電池を使用しているその他の原子力施設にも関わる。したがって、安全関連直流電源に蓄電池を使用している国内原子力事業者は技術報告書の推奨事項に関連する以下 4 項目に対する見解を聴取することとしたい。

- 1) 国内では蓄電池の腐食劣化問題は報告されていないが、念のため、従来型及び非従来型蓄電池の腐食劣化問題や関連する品質管理問題の有無を確認する必要がある。
- 2) 国内 NPP では通常、浮動充電もしくは均等充電が実施され、急速充電は実施されていない。急速充電に係るトラブル報告もないが、念のため、国内原子力施設における急速充電の実態について確認する必要がある。
- 3) 国内 NPP では、2 から 5 年間隔の**定期容量試験**は、標準的な保安規定においても JEM 規格においても要求されていない。また、NPP 据付後の蓄電池能力を確認する目的の**定期供用試験**は、標準的な保安規定にも JEM 規格にも規定されていない。国

内 NPP ならびにその他原子力施設における蓄電池の劣化監視と蓄電池交換の実態ならびに蓄電池の能力確認の実態について確認する必要がある。

- 4) 国内原子力施設における蓄電池とその関連機器(充電器など)の信頼性向上(多様化等)に向けた取り組みについて確認する必要がある。

4. 参考情報

- [1] The CSNI Working Group on Electrical Power Systems (WGELEC), Technical Report on: Activity-4 “DIRECT CURRENT POWER SYSTEMS,” Draft 09/2021
- [2] (一社)日本電機工業会、JEM1431:原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法
- [3] REGULATORY GUIDE 1.129, Revision 3, MAINTENANCE, TESTING, AND REPLACEMENT OF VENTED LEAD-ACID STORAGE BATTERIES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, 2013,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1317/ML13170A112.pdf>
- [4] Institute of Electrical and Electronics Engineers, (IEEE) Standard 450-2010, IEEE Recommended Practice for Maintenance, Testing, and Replacement of Vented Lead-Acid Batteries for Stationary Applications, 2011
- [5] (独)原子力安全機構、原子炉施設保安規定と Standard Technical Specifications の比較表(その1)(BWR)、平成 17 年
- [6] (独)原子力安全機構、原子炉施設保安規定の係る技術資料に関する報告書(その1)、平成 17 年
- [7] (独)原子力安全機構、原子炉施設保安規定と Standard Technical Specifications の比較表(その2)(PWR)、平成 17 年
- [8] (独)原子力安全機構、原子炉施設保安規定の係る技術資料に関する報告書(その2)、平成 17 年
- [9] US NRC NUREG-1433, Standard Technical Specifications General Electric BWR/4 Plants, Revision 4.0, Volume 1, Specifications, 2012,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1210/ML12104A192.pdf>
- [10] US NRC NUREG-1431, Standard Technical Specifications Westinghouse Plants, Revision 4.0, Volume 1, Specifications, 2012,
<https://www.nrc.gov/docs/ML1210/ML12100A222.pdf>