

第 6 2 回技術情報検討会の結果概要

令和 6 年 1 月 1 0 日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、昨年 1 1 月 3 0 日に開催された第 6 2 回技術情報検討会の結果概要について報告するものである。

2. 報告内容

別紙のとおり。

別紙 第 6 2 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 6 2 回技術情報検討会資料

第6 2回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和5年11月30日（木）

2. 出席者：

杉山委員、石渡委員、市村原子力規制技監、古金谷緊急事態対策監、佐藤技術基盤グループ長、児嶋審議官、金城審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長、各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山センター長、天谷室長

3. 主な内容

(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

以下について、報告及び議論を行った。

1) 2023年2月6日トルコ・シリア地震の特徴について

(概要)

- トルコ南部のシリア国境付近において発生した Mw7.8 の地震は、複数のセグメントが連動することにより、東アナトリア断層帯の大半を破壊したとされている。長大な断層の破壊に加えて、不均質なすべり分布及び不均質な破壊伝播速度を有していることが特徴的である。地震動特性として最大速度の観測値は距離減衰式の予測値と良く一致することが確認された。
- 震央から北方に約 100km 離れた場所において発生した Mw7.6 の地震は、断層面上の破壊伝播速度が不均質であり、特に西側の断層では超せん断破壊が報告されている。
- 本調査では、既往の地震観測でも見られた複数のセグメントの連動及び不均質な断層破壊の現象が震源破壊特性及び地震動特性として再確認された。

(議論)

- 地震動レベルは同程度の規模の四川地震と同様とあるが、四川地震は逆断層だと思いがこれと比べる意図は何か¹。【石渡委員】
- 同規模の地震であれば、地震動がどのくらいかを確認するために比較した。【呉上席技術研究調査官】
- 今回の地震で特徴的なのは超せん断破壊（せん断波が進行するスピードよりも速いスピードで破壊が進む現象）が見られたこと。これは一般的にはどういう原因で実現するのか。【石渡委員】

¹ その後、資料 62-1 に四川地震と比較した意図を追記した。

- 巨大な断層でこのような現象が報告されている。物理的なモデルから見ると、横ずれ断層の場合、ずれる方向と断層走向が同じだと最大P波速度でも破壊する可能性がある。今回の破壊伝播速度は非常に速く、せん断波速度(3.5~3.6km/s)を超える速度が観測された。
【呉上席技術研究調査官】
- 北アナトリア断層帯と東アナトリア断層帯とでは活動度が違う。北アナトリア断層帯は頻繁に地震が起き、東アナトリア断層帯はそれに比べると地震があまり起きない地域だった。考古学的な時代も含めて、どこでどんな地震が起きてきたかをまとめてほしい²。また、日本では断層毎に長期評価を行っているが、トルコではこの断層について長期評価はされていたのか³。【石渡委員】
- ハザードマップがあり、北アナトリア断層帯、東アナトリア断層帯及び確率論的なハザード評価の研究もされているが、今回のように一気に連動するようなモデルは考慮されていない。【呉上席技術研究調査官】
- 地震動特性として、距離減衰式の予測値と比べたときに、最大加速度は予測値より下回っているが、速度は一致するとある。この違いはどのようなメカニズムで起こり得るのか。【杉山委員】
- 最大加速度は短周期地震動が影響する。最大速度についてはやや長周期地震動が効いているので、周期帯の特性を表していると思う。
【呉上席技術研究調査官】
- 今回のトルコ・シリア地震は、原子力規制委員会の耐震に係る技術的知見という観点からは、何か示唆はあるのか。【佐藤技術基盤グループ長】
- 地震の連動は既に審査に反映している。短周期側について研究成果が公表されればフォローしたい。【呉上席技術研究調査官】
- 非常に長大な300kmにわたる断層が一気に破壊した。これは日本の原子力施設の審査にとってもかなり重要で、例えば中央構造線断層帯は横ずれ断層系だが、400kmを超える断層が一度に動くという評価で許可したと記憶している。実際にそのような地震が起きた場合どうなるかという観点から非常に重要と思う。【石渡委員】
- 今年の2月に発生した地震だが、既に文献がたくさんあり、世界中の研究者が分析していると認識。これらのうち、日本の地震動の評価・耐震設計を念頭に置いて、重要と思われるものを報告したとい

² その後、資料 62-1 に、主な地震の発生年と Mw を追記した。

³ その後、トルコにおける断層毎の長期評価は確認できなかったが、資料 62-1 に、引用文献における2023年2月6日トルコ・シリア地震発生以前の活断層評価を追記した。

う理解でよいか。また、上下動に非対称性が見られたとあるが、地震動によるものか、観測によるものか。【市村原子力規制技監】

- 規制の観点から重要な連動性や不均質性について調査した。今回の地震に関して、短周期側の地震動の研究がまだ不十分と認識している。上下動の非対称性については、大きく二つの説がある。一つは地盤の非線形性等により上向きに大きく揺れやすいという説、もう一つは地震計を設置している観測建屋のロッキング効果によるものという説がある。原子力発電所の場合、固い地盤に立地しているので、上下動の非対称性を有する地震動は観測されていないと思う。

【呉上席技術研究調査官】

- 後で混乱が生じないように、この地震の正式名称を追記してほしい。⁴

【石渡委員】

- 断層の構造やデータ、逆解析結果が示されているが、この断層の状況を用いて断層モデルを作成し、地震動をモデルで再現したような研究はあるのか。【金城審議官】
- 地震後にはいろいろ調べられているが、事前予測としてこのような複雑な断層設定は難しいと思う。【呉上席技術研究調査官】

(対応)

- 本地震に関する個別の論文において、今後、最新知見等が得られた際には、技術基盤グループの最新知見等の反映プログラムに沿って情報共有を図る。
- 引き続き関連情報を収集するとともに、断層近傍で得られた強震記録を精査した上で、原子力施設の耐震設計にとって重要な短周期地震動に着目して再現解析等を実施し、震源極近傍における地震動評価手法の精度向上を図る。

(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

以下について、報告及び議論を行った。

1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について (案)

以下について報告した。

(概要)

- 1次スクリーニングの対象案件 45 件 (うち新規情報: 43 件、更新情報: 2 件、速報: 0 件)。2次スクリーニングに移行 0 件。
- 2次スクリーニング状況 (新規: 0 件、継続中: 3 件、スクリーニングアウト: 0 件)
- 要対応技術情報の状況 (準備中: 2 件)

⁴ その後、資料 62-1 に地震の正式名称について追記した。

2) 1次スクリーニング結果 (案)

結果報告の後、以下について議論を行った。

① 炉心監視システムソフトウェアのモデリングの誤りによる技術仕様書禁止状態の発生

(概要)

- 米国 BWR/6 プラントで、炉心支持板がクロスビーム形状の場合、技術仕様書の最小限界出力 (MCPR) に係る要件を満足しない期間があったことが、運転記録のレビューによって判明した事例。
- その期間に安全性に影響するような事象は発生していない。原因は、MCPR 等を評価する炉心監視システムのソフトウェアのモデリングに誤りがあったため。ただし、その誤りは 2021 年になって判明した。

(議論)

- 日本にはない型式ということだが、必ずしも炉型に依存する課題ではなく、炉心支持板の設計の話だと思う。そこに垂直に設けられたビーム部分で圧損が変わるということだが、その設計を反映したソフトウェアではなかったところが問題だと認識している。ソフトウェアを更新した時に、設計が考慮されていなかったということか。

【杉山委員】

- どのタイミングで発見されたのかは把握していないが、おそらく当初の設計からプロセスコンピューターの中での設定が、ガイドブロックによる影響を考慮していなかったもの。実際にはそこで圧損が起きて最小限界出力比に効くので、そこを考慮したソフトウェアに更新するべきということで分かったというもの。【照井課長補佐】
- ソフトウェア更新時に、設計に基づいたモデリングがなされていないという変更管理に問題点があると思う。国内の状況確認では、このようなビームがあるプラントを調べたということであるが、変更管理の問題と捉えると、とても広い問題と思う。【杉山委員】
- 設計がモデリングに反映されていないという観点だと、かなり外縁は広がるが、まずは事業者においてきちんと管理をしていくことが大事になる。【照井課長補佐】
- 本件は令和3年に発生した事例であり、同年中に原子力規制庁と事業者が面談し、議論され、公表もされているが、今回ようやく技術情報検討会で取り上げられた背景如何。【市村原子力規制技監】
- 事故トラブル情報のスクリーニングでは IRS (International Reporting System) を対象としている。本件は、令和3年に米国から LER (Licensee Event Reports) が出ているが、スクリーニングの対象にしていなかった。ほかにも海外の主要規制情報を収集しているが、

そちらにも入っていなかった。今後、情報収集する母集団については検討したい。【佐々木企画調整官】

- より早く情報が示されていれば、事業者との議論の幅が広がり、確認の仕方が工夫できたということがあり得る。技術情報検討会での情報の共有については継続的に改善してほしい。【市村原子力規制技監】

(対応)

- 国内対象プラントでは問題ないことが既に示されていることから、スクリーニングアウトとする。

② ASME Sec. XI⁵では許容できない一次冷却系の材料欠陥

(概要)

- 米国 PWR プラントの上蓋の供用期間中検査において、ノズルに ASME Sec. XI では許容できない欠陥指示が見つかった事例。
- ASME Sec. XI に基づいて補修された。安全裕度は高く安全性への実影響はない。欠陥原因はインコネル 600 合金の一次冷却水応力腐食割れ。米国では既知問題で、ASME Sec. XI に検査方法と補修方法が規定されている。

(議論)

- PWR 原子炉上蓋の応力腐食割れについては、日本は対策をしてきており、残り 1 基である玄海 3 号機についても交換予定とのことだが、欠陥兆候の有無を九州電力で確認する予定はあるか。【古金谷緊急事態対策監】
- 現時点において聞き取っていない。【照井課長補佐】

(対応)

- 国内 PWR では 1 基を除いて対策済みの上蓋に交換され、残り 1 基も交換が予定されていることから、スクリーニングアウトとする。

③ ハリケーン・アイダによる外部電源喪失

(概要)

- 米国原子力発電所がハリケーンにより外部電源を喪失した事例。
- 発電所の手順にしたがい、外部電源喪失する前に原子炉を手動停止状態にするなど準備を行った。系統及び機器は設計通り動作し、安全への影響はない。

(議論)

- どの程度のハリケーンなのかわかるよう、上陸した場所の風速と気圧を記載してほしい⁶。【石渡委員】

⁵ Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components

⁶ その後、資料 62-2-2 に、発電所の位置、風速及び気圧を追記した。

- ハリケーンの大きさについては、5段階のうち2番目に強いカテゴリ4であった。必要な図示はする。【照井課長補佐】
- 外部電源を丸2日以上喪失し、その間、冷却は非常用のディーゼル発電機で行っていた。このような事例を踏まえると、非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験は必要と思う。【石渡委員】

(対応)

- 系統及び機器は設計通り動作し、安全への影響はないことから、スクリーニングアウトとする。

3) 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針に関する聴取結果

(概要)

- 原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）から公開会合にて非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）の24時間連続運転試験の結果及び産業界の考え方について、以下のとおり説明を受けた。
 - ATENAは「24時間」の明確な技術的根拠は確認できなかったとし、EDGの信頼性は「点検計画」と「機能確認・試運転」の組み合わせにより維持・管理しており、機能要求を満足することが可能。
 - データを蓄積しシステム全体としての保守管理を検討する目的で、8時間連続運転（初回は24時間）をサイト毎、同一仕様かつ同一保全プログラム毎に1台実施するとの方針とし、実施状況及び評価結果はATENAからNRAへ報告する。

(議論)

- EDGは、建設時に設置するが、交換はするのか。【石渡委員】
- 耐用年数は聞き取っていない。【遠山技術基盤課長】
- ディーゼルエンジンは、長い期間使えるものではないと思う。経年劣化も把握する必要がある。8時間や24時間といった長時間運転試験を行い、確認することは必要だと考える。EDGの経過年数等把握しておくべき。【石渡委員】
- EDG自体を取り替えているかどうか把握していないが、整備、点検、部品交換はかなり実施している認識である。EDGの経過年数等把握して報告する。【佐々木企画調整官】
- 事業者は保全プログラムを導入しており、保全対象機器を重要度に応じて点検している。耐用年数というより、次のサイクルが動かせるかの機能確認、維持義務を満足するかによって、交換も含めて検討されると承知している。【照井課長補佐】
- 船舶のディーゼルエンジンは運転し続けるものなので、製造者は連続

運転の耐久性を把握していると思う。適切な試験時間に関するもう少し工学的なアプローチがあるのではないか。【杉山委員】

- 技術的なところを整理できるか製造者に相談する。【佐々木企画調整官】
- EDG に対する点検の仕方はある程度多様性があってもいいのではないか。米国では 24 時間運転試験をしているが、分解点検を頻度高くやっていないと思う。そういう観点からの事業者からの説明や議論があったのか。【金城審議官】
- 国内プラントは毎定検何かしら部分分解や消耗品の交換等を行っているが、米国では年単位で実施している項目があるという説明があった。【佐々木企画調整官】
- 日本式の点検と米国式の 24 時間運転試験を両方やるということではなく、米国式に 24 時間運転をやるなら、状態監視にする等の議論はあったのか。【金城審議官】
- 今後 8 時間以上の連続試験をする理由として、米国では状態監視保全を行っており、日本でも今後の保守管理に生かしていくとあるので、状態監視保全と時間基準保全の両方を検討して、日本としていいところを探す検討をするというイメージであった。【佐々木企画調整官】
- 時間保全的な考え方と状態保全的な考え方とがあり、メリット・デメリットがあると思う。現段階では、それを整理するデータが足りていない。他方で、海外では 24 時間連続運転試験を実施している国が多い。直近の定検で 24 時間運転を実施し議論のための材料を収集するというのは、現時点で考え得る方向性だと思う。事業者の方針で進めてもらって、またフィードバックを受け、さらに議論を続けるのがよいと思う。【市村原子力規制技監】
- 時間基準保全と状態監視保全のどちらがいいかを決める必要はないと思う。米国で状態監視保全をやっているのは、そのほうが、手間がかからず合理的だということなのかもしれない。今は、事業者の方針で、知見を蓄積してもらいたい。【杉山委員】
- 東京電力福島第一原子力発電所の 6 号機が東日本大震災のときに、長時間運転実績があるということだが、実際にどんな状態だったかは、聴取をして報告してもらいたい。【石渡委員】

(対応)

- 今後も ATENA の取組状況を聴取し、技術情報検討会に報告する。

第62回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和5年11月30日（木） 10：00～12：00
2. 場所：原子力規制委員会 13階A会議室（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) 2023年2月6日トルコ・シリア地震の特徴について
（説明者）呉 長江 技術基盤グループ地震・津波研究部門 上席技術研究調査官
内田 淳一 技術基盤グループ地震・津波研究部門 統括技術研究調査官
 - (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）
（説明者）照井 裕之 技術基盤グループ技術基盤課 課長補佐
 - 2) 1次スクリーニング結果（案）
（説明者）照井 裕之 技術基盤グループ技術基盤課 課長補佐
 - 3) 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針に関する聴取結果
（説明者）佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課 企画調整官

配布資料

議題(1)

資料62-1 2023年2月6日トルコ・シリア地震の特徴について

議題(2)

資料62-2-1-1 スクリーニングと要対応技術情報の状況について（案）

資料62-2-1-2 2次スクリーニングの検討状況（案）

資料62-2-1-3 規制対応を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）

資料62-2-2 1次スクリーニング結果（案）

資料62-2-3 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針に関する聴取結果

参考資料

参考資料62-1 技術情報検討会フォローアップ

2023 年 2 月 6 日トルコ・シリア地震の特徴について

令和 5 年 11 月 30 日
地震・津波研究部門

1. 経緯

2023 年 2 月 6 日 10 時 17 分（日本時間¹⁾、トルコ南部のシリア国境付近においてモーメントマグニチュード Mw7.8（深さ 10km）の地震が発生した（図 1）^[1]。その 9 時間後には、震央から北方に約 100km 離れた場所において Mw7.6（深さ 10km）²⁾の地震が発生した^[1]。これらの地震（以下「トルコ・シリア地震」³⁾という。）はトルコとシリアを中心に甚大な被害を及ぼし、両国を合わせて犠牲者数が 56,000 人を超えた^[2]。

原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会第 3 回地震・津波部会（2023 年 6 月 19 日）において山岡部会長よりトルコ・シリア地震に関して国内外の論文を注視し報告するよう要望があったこと及び第 30 回原子力規制委員会（2023 年 9 月 6 日）において石渡委員より当該検討結果を公開の場で示すよう指示があったことから、トルコ・シリア地震の情報を収集し、主として震源破壊特性及び地震動特性の観点で今回の地震の特徴について調査し報告を行うものである。なお、トルコ・シリア地震に関する個別の論文において、今後、最新知見等が得られた際には、技術基盤グループ最新知見等の反映プログラムに沿って情報共有を図ることとする。

2. 報告内容

2. 1 地震発生域周辺のテクトニクスについて

トルコ周辺では、北のユーラシアプレート、東のアラビアプレート、南のアフリカプレートの 3 つの大きなプレート運動の影響により、アナトリア半島を載せる比較的小さなアナトリアプレート（アナトリアブロックとも呼ばれている）が西へ移動していることが特徴的である（図 1）^{[3],[4]}。アナトリアプレートは、北側では右横ずれ断層である北アナトリア断層帯を挟んでユーラシアプレートと、東側では左横ずれ断層である東アナトリア断層帯を挟んでアラビアプレ-

¹⁾ 現地時間 2023 年 2 月 6 日 4 時 17 分

²⁾ 気象庁の CMT (Centroid Moment Tensor) 解であり本文においては Mw7.6 で統一する。なお、USGS (U. S. Geological Survey) の CMT 解では Mw7.5、震源過程逆解析の研究では Mw7.7 とする例もある。

³⁾ トルコ災害緊急事態対策庁は「カフラマンマラシュ (Kahramanmaraş) で発生した地震」と表現している。本報告は、分かりやすさの観点から、国連の記載を踏襲した。
(<https://www.un.org/en/turkiye-syria-earthquake-response>)

トとそれぞれ接している。アナトリアプレートとアフリカプレートとの境界では沈み込み帯であるキプロス弧、アフリカプレートとアラビアプレートとの間には拡大境界として死海リフト、紅海リフト等が形成されている。北アナトリア断層帯は約 1,000km にわたってトルコ北部を東西に貫き、過去に数多くの大地震の発生記録が残っている。北アナトリア断層帯の大地震⁴は、一気に断層全体を破壊するのではなく、特に 1939 年以降では、Mw7 程度以上の複数の大地震がドミノ倒しのように東から西へ順番に発生していることが知られている^{[5], [6]}。これら一連の大地震のうち、例えば、1999 年 8 月 17 日にトルコの北西部で起きた Mw7.6 のイズミット地震では、死者 17,118 人、負傷者約 50,000 人などの被害が生じた^[7]。

トルコ・シリア地震のうち Mw7.8 の地震は、アナトリアプレート、アラビアプレート及びアフリカプレートが交わるハタイ三重会合点に位置するプレート境界断層で発生した(図 2)^[3]。この三重会合点は、約 1,500~2,000 万年前に形成されて以降、アナトリアプレートの東縁である東アナトリア断層に沿って、約 10mm/yr (アラビアプレート及びアナトリアプレート間のプレート運動速度)で移動してきた。その結果、Mw7.8 の地震発生域周辺におけるプレート境界の形状は複雑になっている。

2. 2 震源破壊特性

2. 2. 1 Mw7.8 の地震について

トルコ東部を約 500km にわたって北東-南西方向に貫く東アナトリア断層帯は、Mw7.8 の地震の起震断層である。Mw7.8 の地震は、主要の断層から離れた北北東-南南西方向の分岐断層において破壊を開始し、その後、主要の断層に破壊が乗り移り、震源破壊過程が複雑であることが測地衛星データ及び地震動解析から明らかになった(図 3)^{[3], [8]-[12]}。具体的には、破壊開始の約 10 秒後、北側に位置するセグメント(断層の区分)に破壊が乗り移り、比較的速い速度(上部地殻のせん断波速度の 9 割程度)で破壊が伝播した。また、南のセグメントへの破壊の乗り移りは北側に比べて若干遅れており、破壊伝播速度も北側より遅く、すべり量も全体として比較的小さいとされている(図 4)^[8]。このように、断層破壊が複数のセグメントに乗り移った(連動した)結果、断層全体の大半が破壊され、地表に最大 7.3m の断層変位が観測された^[13]。

東アナトリア断層帯における歴史地震⁵の数は北アナトリア断層帯より少なく、

⁴ 北アナトリア断層帯で過去に起きた主な地震^{[5], [6], [33]} : 1939 年 Mw7.9、1942 年 Mw6.9、1943 年 Mw7.7、1944 年 Mw7.5、1949 年 Mw7.1、1951 年 Mw6.8、1957 年 Mw6.8、1967 年 Mw7.0、1971 年 Mw6.8、1999 年 Mw7.6、1999 年 Mw7.1 地震

⁵ 東アナトリア断層帯で過去に起きた主な地震^[14] : 南から北に向かって今回の Mw7.8 の地震周辺域では 1872 年 M7.2、1795 年 M7.0、1893 年 M7.1、2020 年 Mw6.8 が並び、その北方では 1875 年 M6.7、1874 年 M7.1、2020 年 Mw6.1、1971 年 Mw6.7、1866 年 Mw7.2 が並ぶ。

最近の地震活動は比較的静穏であった。特に Mw7.8 の地震発生前の約 100 年間では、Mw7 以上の大地震は発生していなかった^[14]。測地衛星データを用いた解析結果では、前述の 4 つのプレートの運動によって東アナトリア断層に比べて北アナトリア断層周辺に歪みがより集中していることが示唆された^[15]。また、確率論的地震ハザード評価を扱った既往研究⁶においても、今回のような複数のセグメントが連動して破壊する地震のシナリオは想定されていなかった^[16]。Mw7.8 の地震発生前、北アナトリア断層による地震の活動性が注目されていた一方で、東アナトリア断層の平均変位速度が 10mm/yr に達していたことも報告されていた^{[16]-[18]}。

なお、日本国内では、平均変位速度の最大値として糸魚川-静岡構造線断層帯（明科-諏訪湖南方区間）の 9mm/yr の例もあるものの^[19]、主な活断層の平均変位速度は東アナトリア断層に比較して一桁小さいものとなっている^[19]。

2. 2. 2 Mw7.6 の地震について

Mw7.6 の地震は、前述の Mw7.8 の地震の 9 時間後、東アナトリア断層帯から西に枝分かれするシュルギュ・チャルダク断層帯で発生した。同断層は 150km 以上の長さがあり、大局的に東西走向を示しながらも、セグメントによって断層が屈曲、分岐するなど、断層形状が複雑であることが報告されている^[20]。Mw7.6 の地震の破壊は、当該断層の中央付近で開始し、東西両方向へ伝播していたことが地震動解析結果から示唆された。特に、破壊伝播速度について、東側の断層では上部地殻のせん断波速度の 7 割程度に留まる一方で、西側の断層では上部地殻のせん断波速度を超えた、いわゆる超せん断破壊 (supershear rupture)⁷が生じたこと（図 5）が複数の研究グループの解析結果から明らかになった^{[8]-[10], [12], [21]}。さらに、動学的破壊シミュレーションでは、断層の複雑な幾何形状や不均質な初期応力の分布等を適切に設定することより、このような非対称な破壊伝播パターンを再現できるとされている^[8]。また、Mw7.6 の地震の震源域は、Mw7.8 の地震の歪み解放によって地震が発生しやすい（せん断応力が増加する）領域であることも報告されている^{[8], [9], [11]}。なお、Mw7.6 の地震では、地表に最大 9m 程度の断層変位の計測値が報告され（図 6）^[22]、横ずれ断層タイプの地震の

⁶ Gülerce et al. (2017)^[16]では、18 個のセグメント（固有規模 Mw6.6~Mw7.6）に対して、隣接する連動可能なセグメントを再編することにより、場所によって部分的な連動シナリオが考慮されている。ただし、Mw7.8 の地震で破壊した複数セグメントの連動シナリオは考慮されていない。

⁷ 断層破壊伝播に伴う破壊先端では、一定のエネルギー（破壊エネルギー）が消費されている。そのため、破壊伝播速度が終端速度（横ずれ断層の場合、縦波（P 波）の速度）に近づくことは理論的に可能であるが、一定の破壊エネルギーを破壊伝播の過程において継続的に消費するので、多くの地震では、せん断波より遅い速度で破壊が伝播すると考えられている。なお、超せん断破壊については、過去の地震、特に長大な断層破壊の場合、例えば、1999 年イズミット地震でも報告されている^[9]。

中では世界最大級の水平変位量⁸となった(図 7)。

2. 3 地震動特性

今回のトルコ・シリア地震では、断層近傍を含む多くの地点で強震記録が得られていることから、観測記録に基づいた地震動特性について調査した。トルコ災害緊急事態対策庁 (AFAD⁹) が公表した Mw7.8 の地震の強震動記録のうち、震源近傍の観測点では、3,280 ガル (3 成分合成) の大加速度が観測された (図 8)。特に、地震動の上下動成分において下向きに比べ上向きに大きく揺れる非対称性が確認された。なお、このような現象は、2008 年岩手・宮城内陸地震の一関西観測点でも見られた^[38]。

また、地震動の距離減衰特性を調べた結果、特に 10km 以遠の地点における最大加速度値は、全体的に日本の地震動データに基づいた距離減衰式^[39]の予測値を下回る傾向が認められた。最大速度値は距離によらず同距離減衰式の予測値と良く一致すること、加えて**同程度の規模の内陸地震の地震動レベルを確認する観点から、Mw7.8 の地震と 2008 年四川地震等を比べたところ、ほぼ同様であることが確認された (AGU2023 に発表予定^[40])**。

3. まとめ

今回のトルコ・シリア地震のうち、Mw7.8 の地震は、複数のセグメントが連動することにより、東アナトリア断層帯の大半を破壊したとされている。また、こうした長大な断層の破壊に加えて、不均質なすべり分布及び不均質な破壊伝播速度を有していることが特徴的である。さらに、地震動特性として最大加速度の観測値は既往の距離減衰式の予測値を下回るものの、最大速度の観測値は距離減衰式の予測値と良く一致することが確認された。一方、Mw7.6 の地震は、断層面上の破壊伝播速度が不均質であり、特に西側の断層では超せん断破壊が報告されている。

本調査では、既往の地震観測でも見られた複数のセグメントの連動及び不均質な断層破壊の現象が震源破壊特性及び地震動特性として再確認された。ただし、破壊伝播速度の不均質性の取り扱い方法については、周期特性を考慮した更なる分析が必要である。そのため、引き続き関連情報を収集するとともに、断層近傍で得られた強震記録を精査した上で、原子力施設の耐震設計にとって重要な短周期地震動に着目して再現解析等を実施し、震源極近傍における地震動評価手法の精度向上を図る。

⁸ この値は国内観測史上最大の内陸地震である濃尾地震 (M8.0) の約 8m^[23]を超えた。なお、1905 年モンゴル Bulnay 地震 (Mw8.3) では、最大約 11m の変位量が観測された^[24]。

⁹ Afet ve Acil Durum Yönetimi Başkanlığı

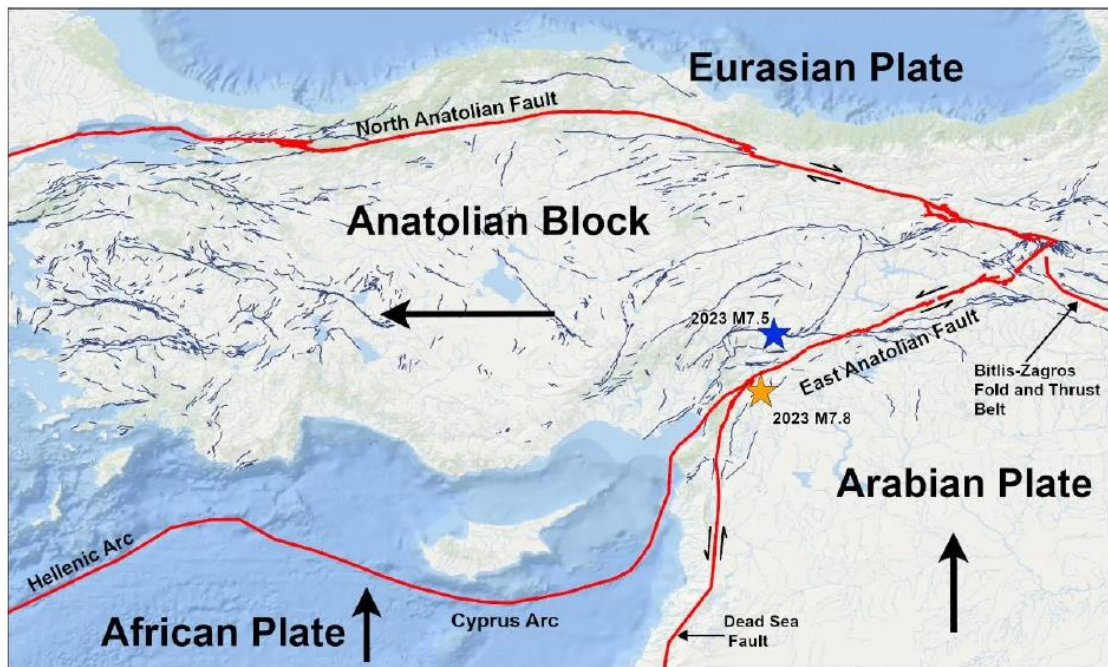


図1 2023年2月6日トルコ・シリア地震の震央位置及び
テクトニックセッティング
(USGS, 2023^[3])

橙色星は Mw7.8 の地震、青色星は Mw7.6 (図中では Mw7.5) の地震、赤線は北ア
ナトリア断層・東アナトリア断層等を示す。

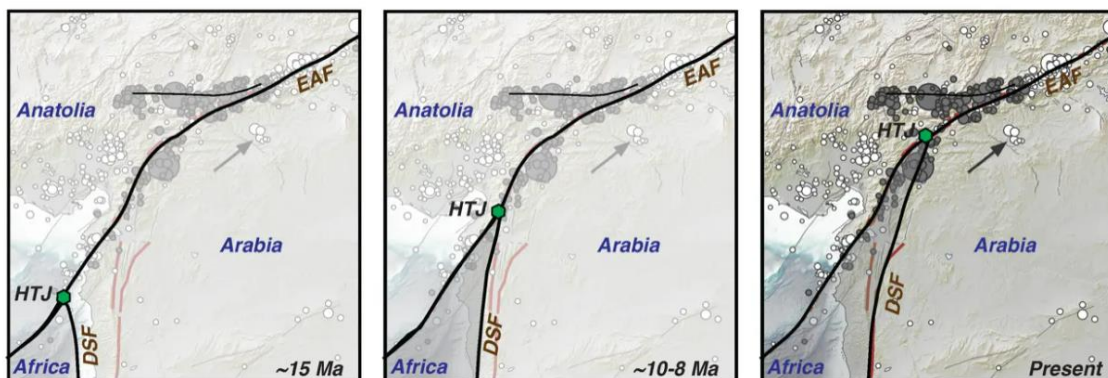


図2 2023年2月6日トルコ・シリア地震の周辺地域における
約1,500万年前以降のプレート境界の変化
(USGS, 2023^[3])

青文字はプレートの名称、EAFは東アナトリア断層、DSFは死海断層、HTJはハ
タイ三重会合点を示す。(Ma: 約100万年前)

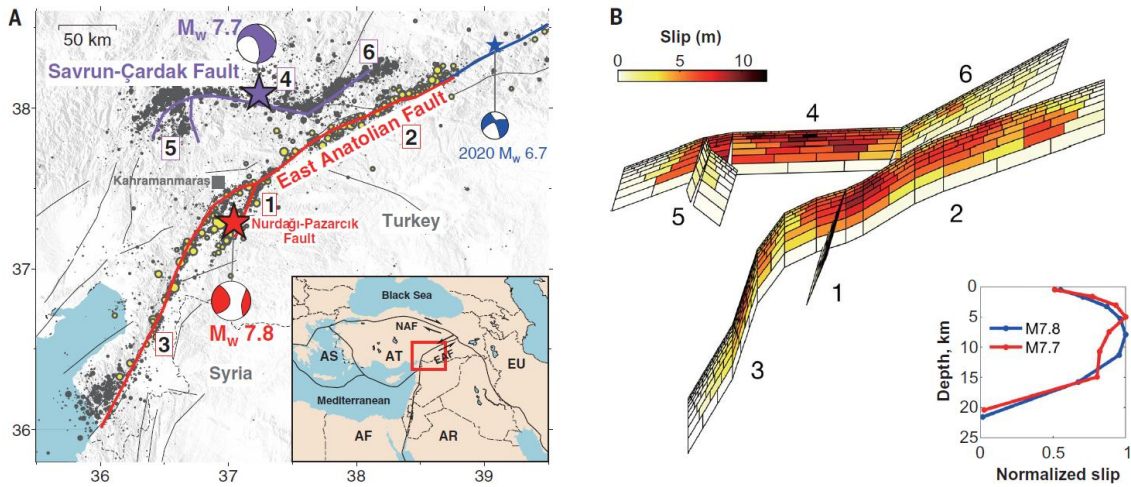


図3 2023年2月6日トルコ・シリア地震の余震分布 (A) 及び測地衛星データから推定されたすべり分布図 (B) (Jia et al., 2023^[8]) (AAAS の許諾を得て転載)

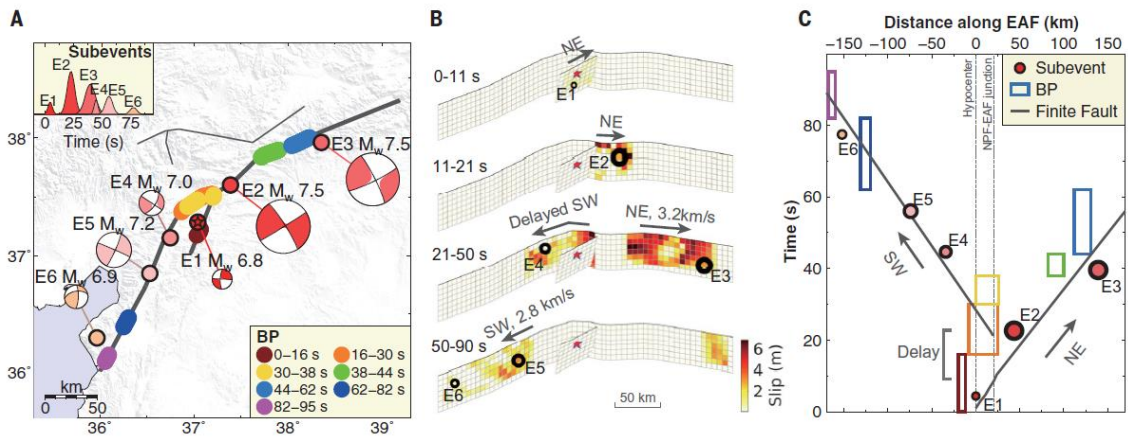


図4 地震動逆解析から得られた $M_w 7.8$ 地震の震源破壊過程 (Jia et al., 2023^[8]) (AAAS の許諾を得て転載)

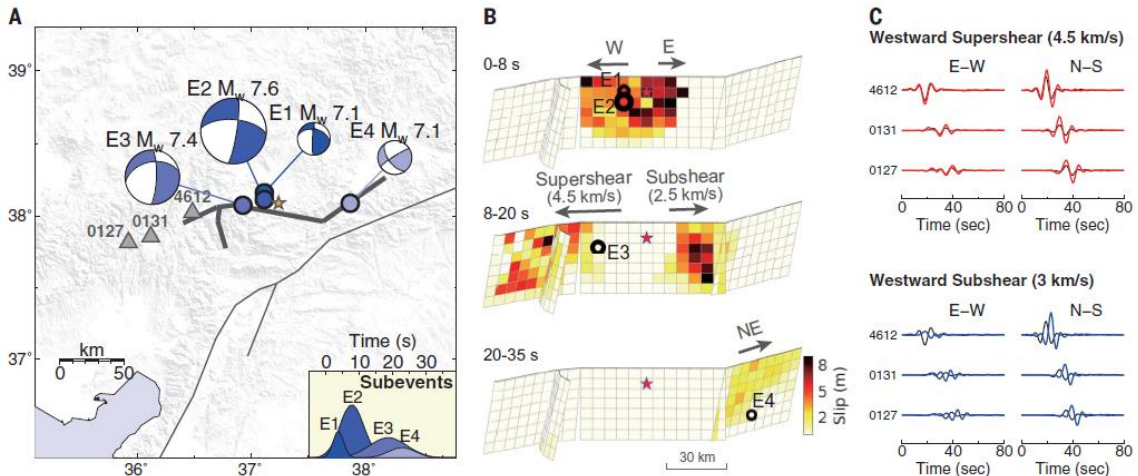


図5 地震動逆解析から得られた Mw7.6 地震の震源破壊過程
(Jia et al., 2023^[8])

(AAAS の許諾を得て転載)

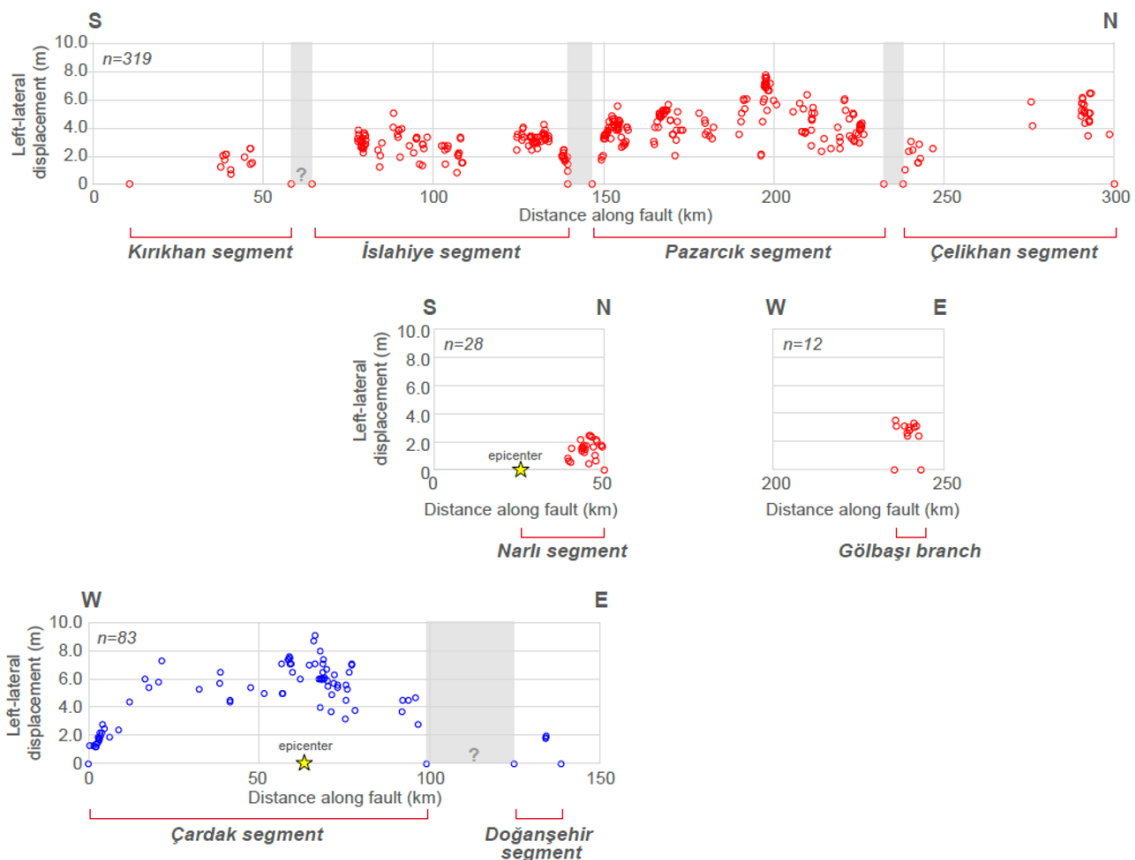


図6 Mw7.8 及び Mw7.6 の地震に伴う地表地震断層の変位量の分布
(産業技術総合研究所地質調査総合センター、2023^[22])

赤丸と青丸がそれぞれ Mw7.8 及び Mw7.6 地震に伴う左横ずれ変位量の計測値

表1 横ずれ断層タイプの内陸地震で観測された最大水平変位一覧
(Mw の昇順に並べた)

番号	地震	Mw	地震時地表 最大変位量(m)	文献
1	1968 Borrego Mt.	6.5	0.38	Clark (1972) ^[25]
2	1979 Imperial Valley	6.5	0.78	Sharp et al. (1982) ^[26]
3	1987 Superstition Hills	6.5	0.9	Sharp et al. (1989) ^[27]
4	1995年兵庫県南部地震	6.9	2.1	Awata & Mizuno (1998) ^[28]
5	1999 Hector Mine	7.1	5.25	Treiman et al. (2002) ^[29]
6	1999 Duzce	7.1	5	Akyuz et al. (2002) ^[30]
7	2016年熊本地震	7.1	2.2	岩佐ほか(2020) ^[31]
8	1992 Landers	7.3	6.7	Petersen et al. (2011) ^[32]
9	1891年濃尾地震	7.5	8	岡田(1987) ^[23]
10	1999 Izmit	7.6	5.1	Langridge et al. (2002) ^[33]
11	2023 Turkey	7.6	9	GSJ (2023) ^[22]
12	2001 Kokoxili (Kunlun)	7.8	9	Klinger et al. (2005) ^[34]
13	2023 Turkey	7.8	7.3	Karabacak et al. (2023) ^[13]
14	2002 Denali	7.9	8.8	Haeussler et al. (2004) ^[35]
15	1957 Gobi-Altay	8.1	7	Choi et al. (2012) ^[36]
16	1906 San Francisco	8.2	8.6	Thatcher et al. (1997) ^[37]
17	1905 Bulnay (Bolnai)	8.3	10.6	Choi et al. (2017) ^[24]

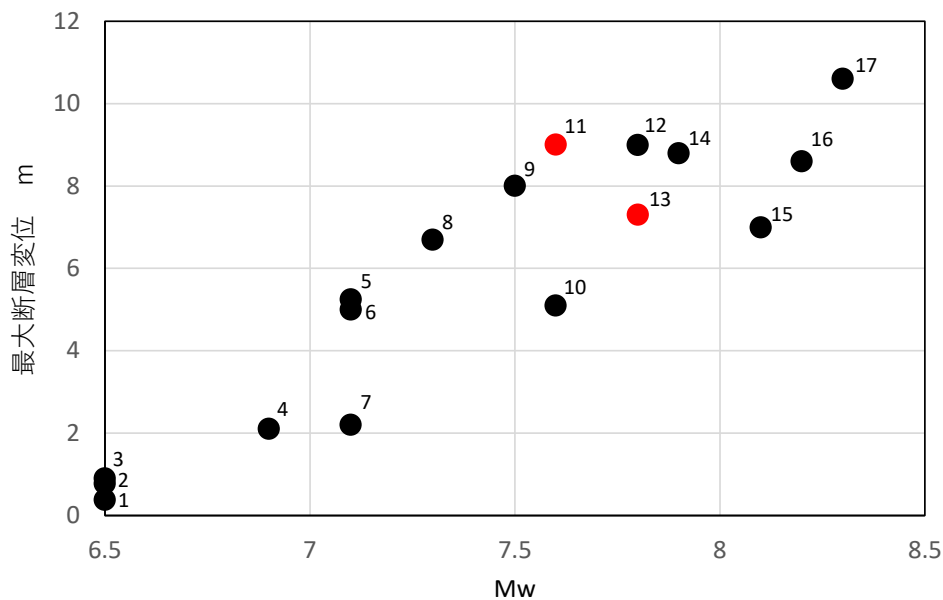


図7 2023年2月6日トルコ・シリア地震(赤丸)と過去の地震(黒丸)で観測された最大水平変位の比較

全ての地震は横ずれ断層タイプであり、図中の番号は表1の番号に対応している。

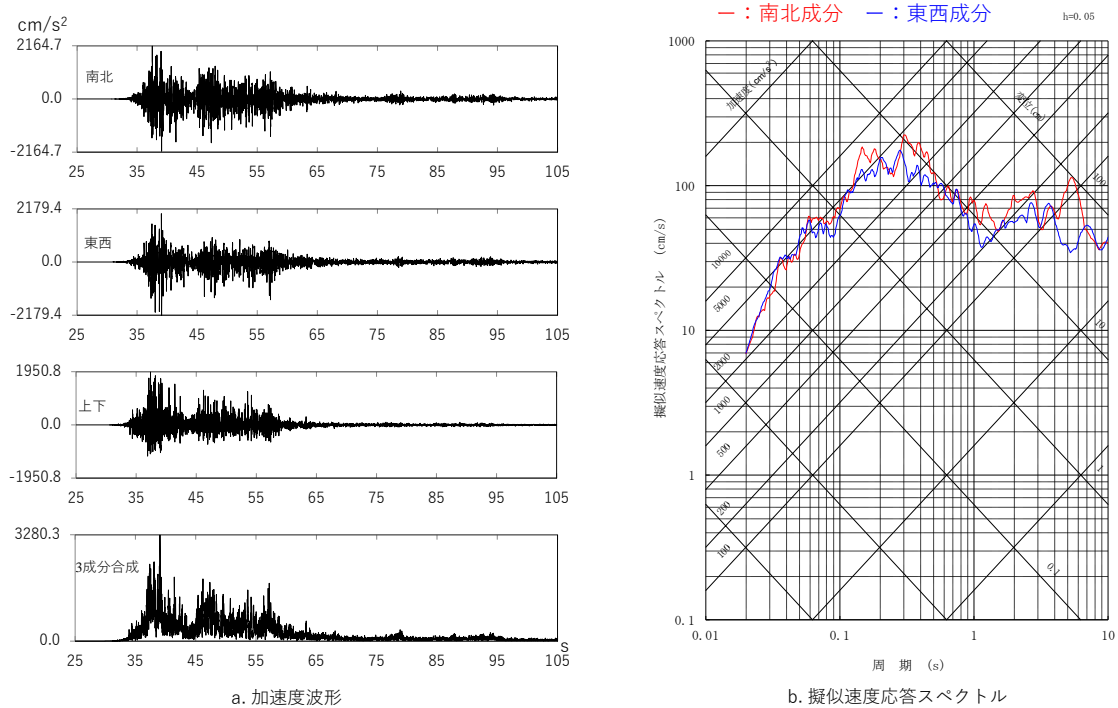


図8 番号4614の地表観測点 ($V_s30=671\text{m/s}$ (AFADより)¹⁰)における Mw7.8の地震の加速度波形及び水平成分の速度応答スペクトル (AFADが公表した強震動記録のデータを基に作成)

¹⁰ V_s30 とは表層地盤(地表から約30m程度の深さまで)の平均せん断波速度を指す。なお、番号4614の観測点における V_s30 は、AFADが公表した波形データのファイル中に671m/sとの記載がある一方、トルコの中東工科大学(Middle East Technical University)では541m/sと推定している^[41]。

参考文献

- [1] 気象庁、2023年2月6日トルコの地震、地震・火山月報（防災編）、令和5年2月
https://www.data.jma.go.jp/eqev/data/gaikyo/monthly/202302/202302tokushuu_1_1.pdf（令和5年10月26日参照）
- [2] NHK、トルコ・シリア大地震から半年 被災地域ではいまでも厳しい生活、2023年8月6日
<https://www3.nhk.or.jp/news/html/20230806/k10014154291000.html>（令和5年10月26日参照）
- [3] U. S. Geological Survey, The 2023 Kahramanmaraş, Turkey, earthquake sequence, 2023.
<https://earthquake.usgs.gov/storymap/index-turkey2023.html>（令和5年10月26日参照）
- [4] Hubert-Ferrari, A. et al., Long-term elasticity in the continental lithosphere: modelling the Aden ridge propagation and the Anatolian extrusion process, *Geophysical Journal International*, 153, pp. 111-132, 2003.
<https://doi.org/10.1046/j.1365-246X.2003.01872.x>
- [5] Stein, R. S., Barka, A. A., Dieterich, J. H., Progressive failure on the North Anatolian fault since 1939 by earthquake stress triggering, *Geophysical Journal International*, 128, pp. 594-604, 1997.
<https://doi.org/10.1111/j.1365-246X.1997.tb05321.x>
- [6] Konca, A. O., et al., Rupture process of the 1999 Mw 7.1 Duzce earthquake from joint analysis of SPOT, GPS, InSAR, strong-motion, and teleseismic data: a super shear rupture with variable rupture velocity, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 100, pp. 267-288, 2010.
<https://doi.org/10.1785/0120090072>
- [7] 気象庁、令和5年1月の地震活動及び火山活動について 別紙2、令和5年2月8日
<https://www.jma.go.jp/jma/press/2302/08a/2301eq-world.pdf>（令和5年10月26日参照）
- [8] Jia, Z. et al., The complex dynamics of the 2023 Kahramanmaraş, Turkey, Mw 7.8-7.7 earthquake doublet, *Science*, 381, pp. 985-990, 2023.
<https://www.science.org/doi/10.1126/science.adi0685>
- [9] Liu, C. et al., Complex multi-fault rupture and triggering during the 2023 earthquake doublet in southeastern Türkiye, *Nature Communications*, 14, 5564, 2023.
<https://doi.org/10.1038/s41467-023-41404-5>
- [10] Mai, P. M. et al., The destructive earthquake doublet of 6 February 2023 in

south - central Türkiye and northwestern Syria: initial observations and analyses, *The Seismic Record*, 3, pp. 105-115, 2023.

<https://doi.org/10.1785/0320230007>

- [11] Li, S. et al., Source model of the 2023 Turkey earthquake sequence imaged by Sentinel-1 and GPS measurements: Implications for heterogeneous fault behavior along the East Anatolian Fault Zone, *Remote Sensing*, 15, 2618, 2023.

<https://doi.org/10.3390/rs15102618>

- [12] Okuwaki, R. et al., Multi-scale rupture growth with alternating directions in a complex fault network during the 2023 south-eastern Türkiye and Syria earthquake doublet, *Geophysical Research Letters*, 50, e2023GL103480, 2023.

<https://doi.org/10.1029/2023GL103480>

- [13] Karabacak, V. et al., The 2023 Pazarcık (Kahramanmaraş, Türkiye) earthquake (Mw 7.7): implications for surface rupture dynamics along the East Anatolian fault zone, *Journal of the Geological Society*, 180, jgs2023-020, 2023.

<https://doi.org/10.1144/jgs2023-020>

- [14] Güvercin, S. E. et al., Semih Ergintav, Active seismotectonics of the East Anatolian fault, *Geophysical Journal International*, 230, pp. 50-69, 2022.

<https://doi.org/10.1093/gji/ggac045>

- [15] Weiss, J. R. et al., High-resolution surface velocities and strain for Anatolia from Sentinel-1 InSAR and GNSS data, *Geophysical Research Letters*, 47, e2020GL087376, 2020.

<https://doi.org/10.1029/2020GL087376>

- [16] Gülerce Z. et al., Probabilistic seismic - hazard assessment for East Anatolian fault zone using planar fault source models, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 107, pp. 2353-2366, 2017.

<https://doi.org/10.1785/0120170009>

- [17] McClusky, S. et al., Global Positioning System constraints on plate kinematics and dynamics in the Mediterranean and Caucasus, *Journal of Geophysical Research*, 105, pp. 5685-5719, 2000.

<https://doi.org/10.1029/1999JB900351>

- [18] Reilinger, R. et al., GPS constraints on continental deformation in the Africa-Arabia-Eurasia continental collision zone and implications for the dynamics of plate interactions, *Journal of Geophysical Research*, 111, 2006.

<https://doi.org/10.1029/2005JB004051>

- [19] 松浦一樹・塩崎功・平松晋一、活断層の一般的・平均的なイメージ（一般像・平均像）の把握、応用地質、59、pp. 453-464、2019.

- [20] Koç, A. Kaymakçı, N., Kinematics of Sürgü fault zone (Malatya, Turkey): A remote sensing study, *Journal of Geodynamics*, 65, pp. 292-307, 2013.

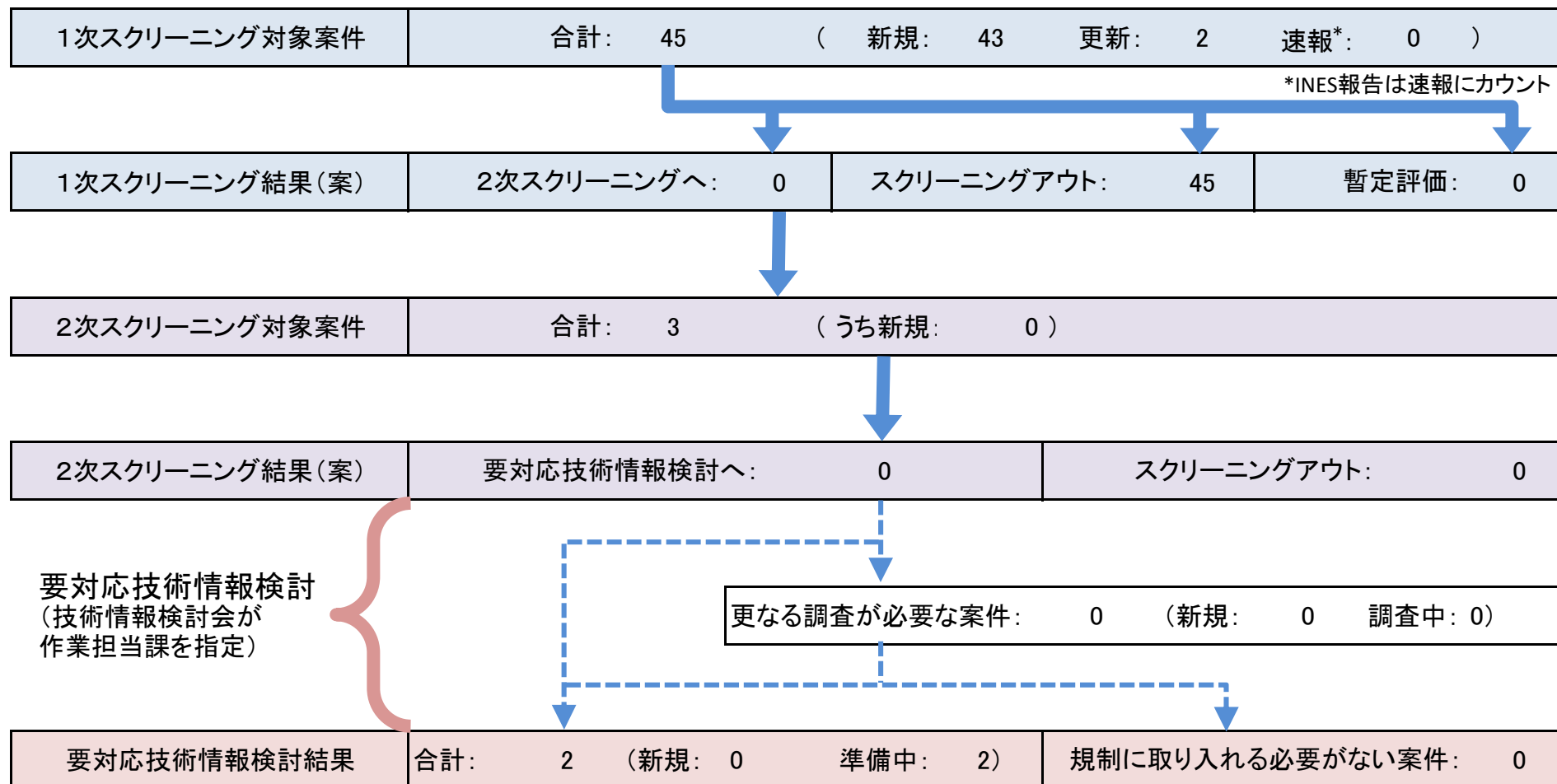
<https://doi.org/10.1016/j.jog.2012.08.001>.

- [21] Melgar, D. et al., Sub- and super-shear ruptures during the 2023 Mw 7.8 and Mw 7.6 earthquake doublet in SE Türkiye, *Seismica*, 2, 2023.
<https://doi.org/10.26443/seismica.v2i3.387>
- [22] 産業技術総合研究所地質調査総合センター、2023年2月6日に発生したトルコ南部の地震 (Mw 7.8、 Mw 7.5) について：第六報 トルコ南部の地震 (Mw7.8 および Mw7.5) に伴う地表地震断層と変位量分布、令和5年3月20日
<https://www.gsj.jp/hazards/earthquake/turkey2023/turkey20230317.html> (令和5年10月26日参照)
- [23] 岡田篤正、<<巡検資料>>濃尾地震断層系根尾谷断層、活断層研究、no. 4、pp. 71-90、1987.
- [24] Choi, J. et al., Geologic inheritance and earthquake rupture processes: The 1905 M₈ Tsetserleg-Bulnay strike-slip earthquake sequence, Mongolia, *Journal of Geophysical Research*, 123, pp. 1925-1953, 2018.
<https://doi.org/10.1002/2017JB013962>
- [25] Clark, M., Surface rupture along the Coyote Creek fault, the Borrego Mountain earthquake of April 9, 1968, *U.S. Geological Survey Professional Paper*, 787, pp. 55-57, 1972.
- [26] Sharp, R. et al., Surface faulting in the Central Imperial Valley in the Imperial Valley, California, earthquake of October 15, 1979, *U.S. Geological Survey Professional Paper*, 1254, pp. 119-154 and Plate 1, 1982.
- [27] Sharp, R. et al., Surface faulting along the Superstition Hills fault zone and nearby faults associated with the earthquakes of 24 November 1987, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 79, pp. 252-281, 1989.
<https://doi.org/10.1785/BSSA0790020252>
- [28] Awata, Y. and Mizuno, K., Strip map of the surface fault ruptures associated with the 1995 Hyōgo-Ken Nanbu earthquake, Central Japan-The Nojima, Ogura, and Nadagawa earthquake faults, *Geological Survey of Japan Tectonic Map*, Series 12, scale 1:10,000, 1998.
- [29] Treiman, J. et al., Primary surface rupture associated with the Mw 7.1 16 October 1999 Hector Mine earthquake, San Bernardino County, California, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 92, pp. 1171-1191, 2002.
<https://doi.org/10.1785/0120000923>
- [30] Akyuz, H. et al., Surface rupture and slip distribution of the 12 November 1999 Duzce earthquake (M 7.1), North Anatolian fault, Bolu, Turkey, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 92, pp. 61-66, 2002.
<https://doi.org/10.1785/0120000840>
- [31] 岩佐佳哉ほか、熊本県益城町堂園地区における2016年熊本地震の地表地震断層の詳細

- 細な分布と共役断層の活動履歴、活断層研究、52、pp. 1-8、2020.
- [32] Petersen, M. et al., Fault displacement hazard for strike-slip faults, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 101, pp. 805-825, 2011.
<https://doi.org/10.1785/0120100035>
- [33] Langridge, R. et al., Geometry, slip distribution, and kinematics of surface rupture on the Sakarya segment during the 17 August Izmit, Turkey earthquake, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 92, pp. 107-125, 2002.
<https://doi.org/10.1785/0120000804>
- [34] Klinger, Y. et al., High-resolution satellite imagery mapping of the surface rupture and slip distribution of the Mw ~7.8, 14 November 2001 Kokoxili earthquake, Kunlun fault, northern Tibet, China, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 95, pp. 1970-1987, 2005.
<https://doi.org/10.1785/0120040233>
- [35] Haeussler, P. et al., Surface rupture and slip distribution of the Denali and Totschunda faults in the 3 November 2002 M 7.9 Earthquake, Alaska, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 94 (6B), S23-S52, 2004.
<https://doi.org/10.1785/0120040626>
- [36] Choi, J. et al., Rupture propagation inferred from damage patterns, slip distribution, and segmentation of the 1957 Mw8.1 Gobi-Altay earthquake rupture along the Bogd fault, Mongolia, *Journal of Geophysical Research*, 117, B12401, 2012.
<https://doi.org/10.1029/2011JB008676>
- [37] Thatcher, W., Marshall, G. and Lisowski, M., Resolution of fault slip along the 470-km-long rupture of the great 1906 San Francisco earthquake and its implications, *Journal of Geophysical Research*, 102, pp. 5353-5367, 1997.
<https://doi.org/10.1029/96JB03486>
- [38] Aoi, S. et al., Trampoline effect in extreme ground motion, *Science*, 322, pp. 727-730, 2008.
<https://www.science.org/doi/10.1126/science.1163113>
- [39] 司宏俊・翠川三郎、断層タイプ及び地盤条件を考慮した最大加速度・最大速度の距離減衰式、日本建築学会構造系論文集、523、pp. 63-70、1999.
- [40] Si, H., Furumura, T., Attenuation characteristic of peak ground motions during the 2023 Mw 7.8 Turkey-Syria earthquake and the comparison with the other large crustal earthquakes, submitted to AGU Fall Meeting, 2023.
- [41] Gülerce, Z. et al., Preliminary analysis of strong ground motion characteristics, Middle East Technical University, 2023.
http://eerc.metu.edu.tr/en/system/files/documents/CH4_Strong_Ground_Motion_Report_2023-02-20.pdf

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)

2023-11-30
技術基盤課



2次スクリーニングの検討状況(案)

令和 5 年 11 月 30 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 IRS9051 IRS9051R2	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 (R5.1.12 現在未入手)。</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。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、IRS8837 は調査対象から除外する。</p> <p>IRS9051 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報告である。本件の調査対象に含めることとする。</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 IRS9060 INES2023-02	安全注入系で見 つかった応力腐食 現象	<p>ASN20211216 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 2020-25(加圧器スプレイ配管の SCC)との類似性を調査する。仏国からの更新情報によると、少なくとも 8 基の PWR の安全注入系配管及び／または余熱除去系配管の溶接部近傍で、粒界内応力腐食割れ(IGSCC)が確認された。溶接と配管形状と配管内に滞留する 1 次冷却水の熱成層化等の影響とみて、原因究明が続けられている。また、そのうちの 1 基で補修溶接を実施した部位で配管厚さの約 85%の深さの亀裂が確認され、調査が行われている。仏国規制技術支援機関と規制庁の間で情報交換を行うなど、引き続き、調査分析を行う。</p> <p>IRS9060 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 であり、上記ステンレス鋼の SCC とは現象が異なり、米国では軽微な案件としてクローズしている。ただし、溶接品質情報や欠陥検査方法につき、仏及び国内のステンレス鋼 SCC 事例との類似性等を引き続き調査する。</p>

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 国内 2021-09	原子力発電所の 非常用電源系統 の蓄電池の劣化 加速	<p>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。</p> <p>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。NIN2-20220831-nu「原子力発電所における安全関連据置鉛蓄電池の寿命劣化に係る懸案事項」を発行した(R4.8.31)。</p> <p>国内 2021-09 は、投光器用のリチウムイオンバッテリーが発火した事例である。種類は異なるが、蓄電池の劣化が原因であり、不良の早期発見と先行管理型の蓄電池交換が望まれることから、非常用直流電源系統の蓄電池の劣化問題と合わせて、2 次スクリーニング調査・分析を行う。</p> <p>原子力エネルギー協議会等との面談(R4.8.26 及び R4.12.22)において、国内プラントにおいては、(一社)電池工業会の SBA G0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」等を参考に事業者ごとに異なる安全関連蓄電池の劣化管理手法を用いて容量の確認を実施していることが示された。この事業者独自の劣化管理手法について、原子力エネルギー協議会等との面談(R5.7.13)において、経年蓄電池が必要な容量を有することを確認する方法の妥当性、その手法の運用の適切性を、聴取した。日本においては、定期的な容量試験(組電池としての全セル接続しての容量試験)は実施していないが、過去に実施した単セルでの容量試験結果から妥当性を確認している劣化診断項目(電圧、電解液比重等)の判定基準を用いた劣化診断を行って劣化兆候を確認しつつ、メーカー推奨の頻度を参考に定期的に取替えを行う又は定期/不定期で代表セルに対する容量試験を実施して容量が 80%に至る前に取替えを行うことにより、蓄電池の必要容量は確保されているとのことである。ATENA は、今後、海外事例も参考にしながら事業者共通的に適用できるより適切と考えられる安全系蓄電池の保守管理方法を検討していくとしていることから、その動向を引き続き注視する。</p>

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 5 年 11 月 30 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火災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(LER)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。NIN1-20220511nu「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項」を発行した(R4.5.11)。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：(1)米国火災防護規制の最近の動向調査として、回路解析に係る要求とその検査対応との関係を整理し、(3)も含めて NRA 技術ノート「米国における火災防護検査に関する調査(電気関係)」を作成した。同ノートは令和5年5月に公表さ</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)調査完了 (2)令和 45 年度上期 7 月 6 日(予定)実施済</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>

※ 見え消しは前回からの変更箇所。

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
			<p>れた。(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い、原子炉の安全停止に重要な電気関係の検査内容等を整理した。(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った。</p>	<p>(3)令和4年度(予定)調査完了 (4)R4/11/28-12/16に3人派遣完了。</p>	
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。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。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。試験結果等を取りまとめHEAFの爆発現象に関する研究成果を報告予定。 	<p>①終了</p> <p>②令和5年度</p>	技術基盤グループ及び技術基盤課

※ 見え消しは前回からの変更箇所。

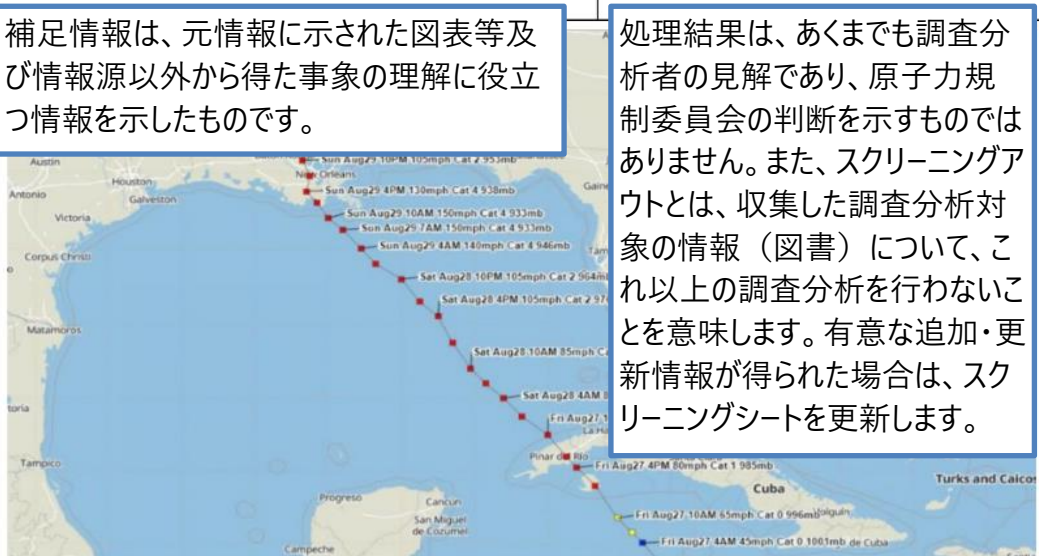
1次スクリーニング結果（案）

2023-11-30

技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計	スクリーニング基準
	①	②	③	④	⑤	⑥				① 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	1	0	0	0	0	0	0	0	1	
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0	② 当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
IN U.S. NRC Information Notices	1	0	0	0	0	1	0	0	2	③ 設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。
IRS IAEA International Reporting System	0	13	3	2	3	0	0	0	21	
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	6	2	0	0	0	0	0	8	④ 設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	1	0	0	0	0	0	1	
国内 法令報告、規制検査報告、ニューシア	0	5	0	0	5	0	0	0	10	⑤ 当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
その他	0	1	1	0	0	0	0	0	2	⑥ 原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。
計	2	25	7	2	8	1	0	0	45	

スクリーニングシートの見方

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

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

赤点線枠内は国際機関との取り決めに公開できません。

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

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

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
RIS2022-03	非執行機関との「管理された非機密情報(CUI)」共有協定策定のためのNRC計画	宛先: NRC 認可取得/申請者、適合証明保有者、協定州放射線管理プログラム責任者、州リエゾン担当者及び部族。 意図: ①慎重に扱うべき非機密非安全保障情報(SUNSI と呼ばれる。)に関するプログラムを廃止し、CUI プログラムを 2023 年秋頃に実施するという NRC 計画を通知すること。②非執行機関(宛先にある機関等)と CUI 共有する前に、それらの機関と公式 CUI 共有協定を結ぶという NRC 計画を議論すること。	NIST SP 800-171 に適合しない非執行機関には、NRC は「閲覧のみ」モードで CUI 共有する意向である。この「閲覧のみ」モードでは、CUI を非連邦情報システムに保存することなく、電子的に CUI を閲覧できるし、不注意に CUI を保存することを抑止できる。ただし、特定の CUI を非執行機関が保存するための既存要件が存在するなら、または非執行機関の情報システム上に NIST SP 800-171 とは異なる CUI 管理要件が既に存在するなら、NRC はそれらの要件に適合する方法で CUI を提供する。 この「閲覧のみ」モードは、NRC スタッフが CUI を含む文書ドラフトを特定の利害関係者と共同作業する場合に影響を与える可能性があるが、NRC スタッフはこのような影響を最小限に抑えるよう努める。協定締結者はまた、「閲覧のみ」に制限された電子的アクセスの代わりに、CUI 文書のハードコピーの提供を NRC に要求できる。 NRC の CUI 共有協定が最終化され、活用可能になれば、NRC スタッフは各署名者の反応と CUI 受信方法の好みを分析する予定。 NRC と公式 CUI 共有協定を締結していない非執行機関に CUI を配布することが NRC の使命上必要な場合、32CFR 2002.16(a)(5)(ii)「正式な協定を結んでいない CUI の共有」にしたがって、NRC は相手先と次の連絡をする必要がある: ①米国政府は、大統領令 13556 及び国立公文書記録管理局(NARA)の CUI 登記簿に従って CUI を保護することを非執行機関に強く奨励する、②CUI がさらに第三者に配布される場合にも、それらの保護要件への適合が求められる。NARA ウェブサイト: https://www.archives.gov/cui しかし、NRC が協定を結んでいない機関と、「閲覧のみ」以外のモードで CUI を電子的に共有するような緊急事態が発生する可能性がある。NRC の使命を達成するため、または法的もしくは規制要件または政府全体方針の遵守のために、「閲覧のみ」以外のモードでの電子的共有が必要と特定される場合もある。 スケジュールを含め、CUI 共有協定の最終化に向けて、宛先機関との追加の NRC 公開会合が予定されている。NRC の CUI ウェブサイト(https://www.nrc.gov/reading-rm/cui.html)では、NRC の CUI 移行計画に関する追加情報を提供している。NRC の CUI 公開ウェブサイトには、CUI に関する詳細情報を求める NRC 利害関係者向けの FAQ も掲載されている。	2022-12-16	—	①
定義: 管理された非機密情報(CUI)とは、米国政府が定めた情報区分であり、米国各政府機関が取り扱う安全保障及び原子力情報のうち、機密指定には至らないが適切に管理すべき情報のこと。	NRC の CUI 分類の大別 CUI 基本分類: 緊急時管理計画、個人情報、商業機密情報、情報システムの脆弱性情報など CUI 特定分類: 輸出管理情報、国際的な合意書、原子力テロ対策情報、SGI など	背景: ①大統領令 13556(2010 年)により、CUI を扱うための執行機関全体にわたってオープンで統一されたプログラムを策定することとなった。2016 年に CUI 規則(32CFR)が発効。NRC は、SECY-18-0035 にて、従来の SUNSI 保護プログラムを CUI プログラムに置き換えることを表明。CUI 規則は、直接的には非執行機関に課されていないが、執行機関が非執行機関と公式協定を結ぶことを要求している。②NRC は、2021 年に 11 月に CUI 見解書、同年 12 月に NRC 統括指令(MD 12.6)を発行し、CUI 方針を提示。並行して、NRC は公開会合を実施した。	NRC 公開会合資料(2022-06-02)抜粋(ML22145A550)			
CUI を含む図書の場合	●認可取得者、申請者、協定州、原子力供給業者、米国立研究所、国際機関と共有される非公開情報 ●許認可申請関連: 許認可変更要求、トピカルレポート、救済要求、許認可更新、追加情報要求、ドラフトガイダンス ●NRC 作成報告書 ●無修正 UFSAR ●検査報告書 ●事業者財務情報 ●原子炉運転員の試験記録、質問、医療記録など	概要 32CFR 2002.16(a)(5)(i)に基づき、NRC 機関は、いかなる形式(ハードコピーまたは電子的)であれ、非執行機関と CUI を共有しようとする場合、それが適切であるならば、公式 CUI 共有協定を締結しなければならない。その協定は、NRC が相手先と共有する CUI の保護管理、アクセス管理及び配布管理を規定する。ただし、相手先が自ら作る情報を規定するものではない。 NRC は 2023 年夏を目標に、相手先と公式 CUI 共有協定の締結を開始する予定。公式協定が結ばれ、NRC が CUI に移行すると、NRC は非執行機関にハードコピーまたは電子で CUI を配布する。NRC との情報共有協定への署名は任意であるが、そうすることで相手先と継続的な CUI 共有が容易になる。 32CFR 2002.14(h)(2)を満たすため、NRC は CUI 共有協定に、CUI 機密性保護のための情報セキュリティに関する米国立標準技術研究所基準(NIST SP 800-171)を規定する意向である。NIST SP 800-171 適合者は、NRC から受け取った CUI をその非連邦情報システムにダウンロードまたは印刷できるようになる。				

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

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

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

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9124		<p>2022-04-14 09:28、米国ノースアナ 1 号機 (PWR、948 MWe、定格運転中) にて制御棒動作定期試験中、出力領域中性子束減少率高により自動原子炉トリップした。その時、制御棒バンク選択スイッチの操作中で、停止バンク B グループ 2 (SBB-2) の制御棒が挿入された。トリップ後、タービンドレン弁 (モータ駆動弁: MOV) が開閉を繰り返したので、関連の遮断器を開いて、開状態とした。</p> <p>安全評価: 本事象による重大な安全上の影響はない。</p> <p>出力領域中性子束減少率高の原因: SBB-2 の制御棒が落下挿入したため。</p>	<p>追加是正措置: ①制御棒制御系に係る摩耗を低減し、システム信頼性を向上させる観点で、制御棒動作定期試験の頻度を低減するための評価を行う。②タービンドレン弁が繰り返し開閉動作した原因であるリレーの機械的固着を検討するための作業指示が発行され、作業と試験は完了した。③中間領域中性子束検出器は、補償電圧が再調整された。</p> <p>(参考)</p>	2023-02-20	—	⑤
LER338/ 2022001R01	制御棒動作試験中の自動原子炉トリップ	<p>制御棒挿入原因: Westinghouse 社 (当該制御棒制御装置供給者) のテストによると、ロジックキャビネット (制御棒制御回路が収納されている盤) 内の I/O 用 AC アンプカード (A813) の故障で SBB-2 制御棒の制御系への電流が不足したため。A813 の故障で、SBB-2 の保持ラッチと可動ラッチコイルの両方に、同時にゼロ電流指令 (*1) が出力された。結果として、両コイルの制御棒保持用電流が低下。さらなる故障により多重化警報が出て、選択した SBB-2 と従前に選択した制御バンク B グループ 2 (CBB-2) の間で低減電流が分配され、その結果、可動ラッチコイルに最小電流が流れることとなり、(フェイルセーフによりラッチが開いて、) SBB-2 の制御棒が落下した。さらなるテストが行われ、A813 アンプカードの故障原因となったサブコンポーネントを特定する予定である。</p> <p>*1 電流指令は、フル、低減またはゼロのいずれか。</p> <p>類似事象: 1996-08-27、同 1 号機 (定格運転中) での制御棒動作試験において、制御棒を制御バンク B (CBB) に挿入開始したとき、高中性子束原子炉トリップ信号により自動原子炉トリップした。CBB の複数の制御棒が挿入。原因は、制御棒駆動系の入・出力アイソレーションアンプカードの故障、すなわち、故障により CBB グループ 2 にフル制御棒保持電流指令が出なかったためである。</p> <p>是正措置: 故障した入・出力アイソレーションアンプカード及びトラブルシューティング中に特定された他のカードを全部交換。</p>	<p>LER338/2022001R00 (本 IRS と同じ) に記載の原因: Westinghouse 社のテストによると、制御棒挿入落下原因は、ロジックキャビネット内の I/O 用 AC 増幅カード (A813) の故障で、SBB-2 制御棒の保持コイルへの電流が不足したため。A813 の故障で、SBB-2 制御棒の保持コイルに電流が流れなかった。その結果、可動ラッチコイルのみが SBB-2 制御棒の保持を担うこととなった。制御バンク選択スイッチを回すと、既に低下している可動コイルの電流が、選択した SBB-2 と従前に選択した CBB-2 の間で分配され、その結果、可動コイルに最小電流が流れることとなり、SBB-2 の制御棒が落下した。</p>	<p>本件は、定格運転中の米国 PWR において、制御棒動作試験中に自動原子炉停止した事例である。原因は、制御棒制御系のカード故障によるフェイルセーフで、制御棒が落下挿入されたため。カード故障の原因は未特定。当該国では軽微な事象として取り扱われていることから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、原因等について有意な情報更新があれば、再調査・分析を行う。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9125		<p>2022-02-05 03:43、米国オコニー2号機(PWR、848 MWe、定格運転中)において、全4台の原子炉冷却材ポンプ(RCP)の電源が喪失し、原子炉保護系(RPS)により自動原子炉トリップ。RCP停止状態なので、圧力調整のために加圧器スプレーが使用できないので、原子炉冷却材系(RCS)の圧力が一時的に加圧器逃し弁(2RC-67)の設定点まで上昇した。また、統合制御系(ICS)により、主給水(MFW)が貫流型蒸気発生器の非常用給水リングに、設計通り切り替えられ、MFWが西貫通室(WPR)にある非常用給水配管を通して流れた。しかし、非常用給水配管の外側塗料(2001年塗布)は、MFW温度(400°F(204°C))以上級ではないため、大量に発煙し、火災検知器が動作し(03:47)、異常事象宣言が出された(03:57)。オンサイト消防隊は、本件は非火災と判断し、異常事象宣言は08:11に解除。2号機の再起動までに、関連する塗料は全部剥がされた。</p> <p>安全評価: 原子炉トリップ直後、2号機主排気筒放射線モニタの指示が一瞬増加したが、現場確認により放射能放出なしと判断された。指示値増加原因は、検出器電源が一時的に停止したため。非常用炉心冷却系やその他の安全システムの作動はなく、運転員の異常時対応にも問題はなかった。公衆衛生・安全への影響はない。</p> <p>RCP電源喪失原因: RCPの6.9kV常用電源の不足電圧リレーに給電する計器用変圧器(PT)回路のヒューズの機械的故障。それにより、PTのライン側が停電状態となり、不足電圧リレーが動作し、常用電源系の遮断器(2TA-2と2TB-5)が開放したので、6.9kV開閉装置(2TAと2TB)が停電した。</p> <p>非常用給水配管の不適切塗料の原因: 設計管理</p> <p>是正措置: 6.9kVの電圧検出回路におけるヒューズ自体を改善する。もしくは、電圧検出回路設計を改善する。</p> <p>検査指摘事項: 該当、明らかな緑(通知なし)</p> <p>違反規則: 10CFR50付則B、基準III「設計管理」</p>	<p>参考図 B&W 社貫流型蒸気発生器断面図 https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf</p>	2023-02-20	—	②
LER270/ 2022001R00	原子炉冷却材ポンプの電源喪失による自動原子炉トリップ				<p>本件は、定格運転中の米国PWRにおいて、常用電源喪失によりRCP全台が停止し自動原子炉トリップした後、火災検知器が作動し緊急事象宣言が出された事例である。公衆衛生・安全への影響はない。常用電源喪失原因は、当該電源系統のPTのヒューズ故障により、不足電圧リレー(保護回路)が作動したため。火災検知器作動原因は、非常用給水系の配管外側塗料から発煙したためで火災ではない。発煙原因は、塗料の使用温度上限が非常用給水系の冷却材温度より低かったため。不足電圧リレーが作動したのは、当該プラント固有の設計による。塗料は事業者の設計管理に課題があった。以上のことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
IIR270/ 2022001	オコニー原子力発電所統合検査報告書					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9126				2023-02-20	—	②
				<p>本件は、海外原子力発電所にて、非安全系ポンプモータで地絡が発生したが、地絡保護用のプログラマブル多機能保護リレー（P-MPR）が動作しなかった事例である。遅れて、過負荷保護リレーが作動し、ポンプは停止した。地絡原因は、モータ巻線の絶縁体損傷。P-MPR リレー不動作原因は、構成ミス。構成ミス原因は、試運転試験プログラムの間違いにより、構成を適切と判定したため。この間違いは、複数の同型 P-MPR の不動作・誤動作により潜在的に安全機能の共通要因故障をもたらした。根本原因は、試験プログラムは他プラントの仕様に基づき、当該プラントの仕様を考慮していなかったこと。また、定期試験プログラムも間違った試運転試験プログラムに基づいていたので、定期試験でも構成エラーを検知できなかった。当該事業者による施工管理及び保守・試験管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。ただし、本件の潜在的共通要因故障に関して更新情報が得られた場合には、再スクリーニング調査・分析を行う。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						


番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9127				2023-02-21	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所にて、原子炉建屋のポンプ室内で一次冷却材のピンホール漏えいが発生し、手動原子炉トリップした事例である。漏えい箇所は、ECCS 注入ラインにつながる小口径配管の分岐接続継手の溶接接続部。原因は分岐接続継手溶接部の内側と ECCS 配管外面の間にくぼみがあり、そこにクラッドが堆積したことによる孔食。配管接続工事の際に ECCS ラインに開けた穴径が小さすぎた。根本原因は工事管理・品質管理が不適切だったこと。当該事業者によるマネジメントに課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						


番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9128				2023-02-21	—	②
				<p>本件は、停止中の海外原子力発電所にて、ケーブルトレイの耐火ラッピングに、防火壁機能を喪失するような損傷が複数見つかったことの報告である。水平展開で、他のプラントでも同様の損傷が見つかった。原因は、問題となるケーブルトレイが床面にあり、作業員が踏みつけたため。物理的防護や注意標識もなかった。ラッピングの防火壁機能や踏みつけにより機能喪失し得ることも認知されていなかった。当該国の事業者による火災防護管理、施工管理、保守作業管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						

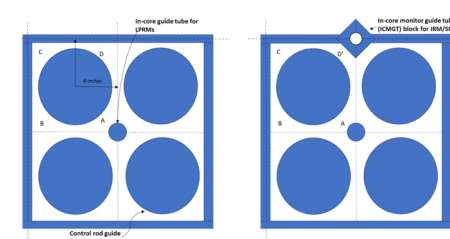
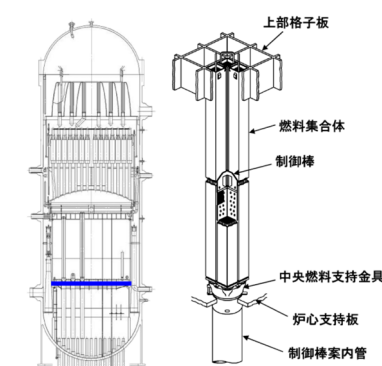
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9129				2023-02-21	—	②
				本件は、停止中の海外原子力発電所における液体浸透探傷試験の作業員の1人が、作業完了後に、管理区域出口の汚染モニタで、年間法定限度線量の1/4を超える汚染が検出されたことの報告である。直ちに除染された。原因は、防護衣の不適切着衣及び確認不足。事業者の放射線防護管理に課題があったことから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。		

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

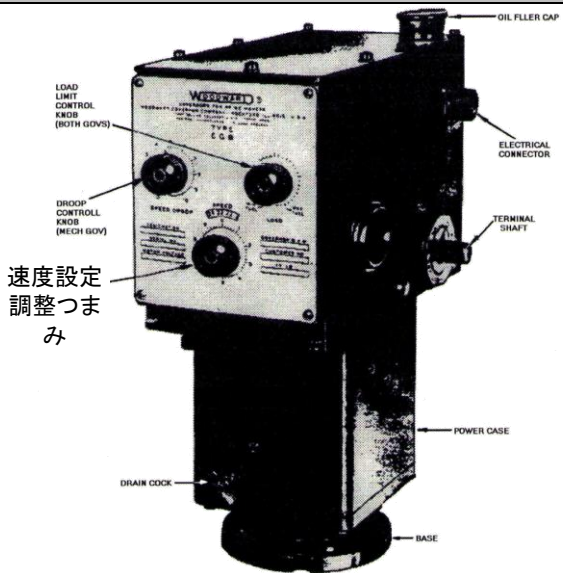
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9130				2023-03-03	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所において、発電機変圧器が故障し、タービントリップ、原子炉トリップするとともに、故障した変圧器で火災が発生し、流出した絶縁油の一部が海岸に達した事例である。油の環境への流出以外に、重大な安全・環境への影響はない。変圧器故障の原因は、タップチェンジャー部分の絶縁破壊。根本原因は未特定だが、運転経験を活用せず、故障箇所付近の放電痕等異常があったにも関わらず対処しなかったことが寄与因子。油流出原因は、消火水と油からなる廃液が、当該プラントの処理能力を超えたため。消火に当たって、廃液の処理能力に対する考慮が不足していた。当該事業者の変圧器に対する保守管理及び消火活動管理に課題があったことから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9131				2023-03-03	—	④
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所(原子炉2基)において、暴風を伴う悪天候時に、1基がタービン発電機トリップ後自動原子炉トリップし、もう1基を翌日手動原子炉トリップさせた事例である。トリップ後の冷却に問題はなかった。発電機トリップの原因は、変電所の送電線が悪天候によりフラッシュオーバーしたため。もう1基の手動トリップは、自動トリップのリスクがあったので、保守的に行った。寄与因子は、当該変電所で採用している送電線碍子洗浄システムが、今回の悪天候による汚れ程度に対応していなかったこと。恒久停止まで1年を切っているため、抜本的対策もとっていない。国内原子力発電所においては、台風・塩害対策が取られていることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
						
				<p>がいし洗浄装置</p> <p>海岸線や工業地帯などでは、大気に含まれる塩や塵埃が多く、それががいし表面に付着することにより、がいしの絶縁特性が低下する場合があります。がいし活線洗浄装置は、発電所や変電所にて機器の性能を保つため、注水洗浄する装置です。</p> <p>参考図 碍子洗浄装置の例 https://www.ngk.co.jp/product/search-business/insulator/</p>		
				<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>		

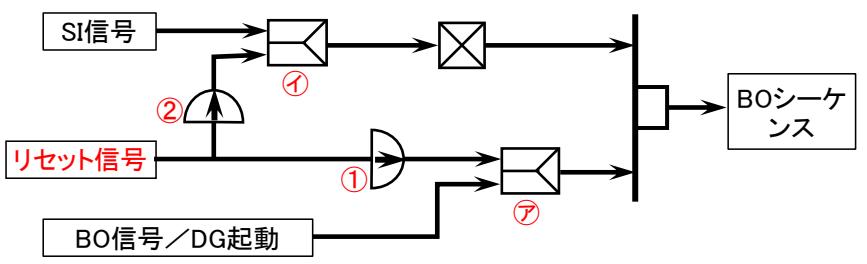
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9133		<p>2021-10-16 04:28、米国ドレスデン 3 号機 (BWR、879 MWe、定格運転中) の主変圧器の故障により自動原子炉保護系が動作、全ての制御棒は完全に挿入された。原子炉スクラムに引き続き、全システムが期待通りに動作した。</p> <p>主変圧器故障は地絡によるものであるが、起因となるようなプラント/送電系事象はなかった。また、故障の前兆となる変圧器故障を示す警報もなかった。さらに、事象の 2 時間前に実施された変圧器油サンプルのガス分析でも、劣化傾向はなかった。</p>	<p>LER237/2014-002-02 「主変圧器損傷による原子炉スクラム」事象概要</p> <p>2014-04-12、米国ドレスデン 2 号機 (BWR、850 MWe、定格運転中) の主変圧器 (4 年 5 カ月間使用) が警報も伴わず故障し、原子炉スクラムした。主変圧器故障により、タービントリップ、原子炉トリップして、全制御棒が挿入された。全システムが期待通りに動作した。</p> <p>安全評価: 本事象の安全上の重要性は低い。</p> <p>故障直接原因: 低圧リード線 A 相から、高圧コイル A 相に至る放電。</p> <p>最も確からしい根本原因: 製造プロセスにおけると思われる複数の絶縁に関する課題の組み合わせ。複数個所で絶縁ワニスが剥落しており、また下部の健全性を維持している絶縁紙のワニスに複数の機械的な擦り傷を特定した。さらに、このような擦り傷が存在した個所の一つは炭化しており、これは変圧器動作中にストランド(より線)間の部分放電により形成された可能性がある。このような痕跡は、健全だった別の相の同一箇所にはなかった。したがって、絶縁に関わる複数の課題の組み合わせによって発生したと推定した。</p> <p>是正措置: ①当該主変圧器を、別の製造社による異なる設計のものと交換。②絶縁部位の健全性確保のため、構造検査及び配線の取扱い据付け検査に関する重要ステップを確実に実施するように変圧器製造時の監視を強化する。③製造プロセスにおける重要検査を確実に行うため、手順類を改訂する。検査計画では、電力事業者もしくはその代理者による検査のためのホールドポイントを特定する。</p> <p>主変圧器情報: シーメンス社製、モデル: ELIN SN: 1731658、タイプ: TDQ-A27D9K-99</p>	2023-02-20	—	③
LER249/ 2021001R01	主変圧器の故障による原子炉スクラム	<p>見たところ、主変圧器の A 相の高圧ブッシング、避雷器、コントロールキャビネットが壊滅的な損傷を受けていた。補助系や変圧器の機器は、多様な損傷を受けていた。保護された区画の火災が 60 分未満で消火されなかったため、異常事態が宣言されたが、07:09 に解除。</p> <p>安全評価: 発電所や公共の安全に影響はなく、安全機能の喪失もなかった。</p> <p>主変圧器情報: シーメンス社製、モデル: ELIN SN: 1731659、タイプ: TDQ-A27D9K-99</p>	<p>事象の原因: 主変圧器高圧部分に使用された油浸紙ブッシングの予期せぬ突発性壊滅故障。この結論は、Trench Condenser Oil Transformer 社の ANSI 高圧油浸紙ブッシング (COTA HV OIP) に関する故障経験の分析を含む種々の分析にもとづく。</p> <p>従前の発生事象: 当該発電所におけるもっとも最近の変圧器故障は、2014 年 4 月のもの (LER237/2014-002-02)。この時、2 号機の主変圧器は内部故障により故障したが、最も可能性の高い原因は、絶縁に係る課題の組み合わせと考えられた。この事象により、主タービンがトリップし、原子炉がスクラムした。変圧器は、異なる設計製造者のものと交換された。</p> <p>是正措置: ①故障変圧器を、異なる設計・製造業者のものと交換。②故障したブッシング (COTA HV OIP) は使用/購入しない。③主変圧器と所内変圧器、予備変圧器の制御キャビネットの電源を即時に遮断する方法を開発する。</p> <p>これらの是正措置は、通電回路の故障による変圧器制御キャビネット内の火災による再放電に対処するものである。</p>		<p>参考図 Trench Condenser Oil Transformer 社の油浸紙ブッシングの例 (本件のものではない)</p> <p>https://trench-group.com/wp-content/uploads/2022/08/PS-Bushing - 2022-web-version.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	補足情報	処理結果						
				入手日	INES	基準				
IRS9134		<p>2021-07-20、米国クリントン1号機(BWR、1062 MWe、98%出力運転中)において炉心監視システムソフトウェアのモデリングの誤りにより、技術仕様書(TS)によって禁止された状態に複数回入ったことがあることがわかった。</p> <p>背景: GEH社が2021-04-19に発行したSC21-04R0「BWR/6の炉心支持板直交ビーム管所の燃料支持金具の側面オリフィス(SEO)における準安定流」は、ある炉心状態で周期的に形成される流動様式を特定した。この状態では、燃料集合体バイパス流が炉心監視システムで正確にモデル化されていない。この状態は、BWR/6の炉心支持板の2体のビームに隣接する燃料集合体の位置で発生する。この位置は、1号機の場合では、燃料集合体の約25%で見られる。この状態は、TS3.2.2「最小限界出力比(MCPR)」に影響するので、当該発電所では、規定2021-04「制限限界出力比最大部分(MFLCPR)管理」を発行し、炉心大で熱的制約を掛けることとした(*1)。</p> <p>2021-06-17発行のR1では、ガイダンスを追加し、R0を明確化した。炉心大のMFLCPRに掛けていた従前のペナルティ(0.05)に、プラント特有の条件で計算したものに変更、それは炉心出力、流量と機器停止状態で異なる。</p>	<p>*1 OLMCPRは、想定運転過渡時でも燃料損傷が発生しない(99.9%の燃料棒が沸騰遷移を避けられる)ための制限値である。OLMCPRを計算MCPRで割ったものがMFLCPRであり、<1.000ならばCOLRはTS3.2.2を満足することになる。>1.000ならば、2時間以内にMFLCPRを戻さなければならない。さもなければ、熱出力を次の4時間以内に21.6%未満に低下させる必要がある。</p> <p>SC21-04R1(ML21109A337)から抜粋</p> <p>BWR/6の炉心支持板下の格子構造(直交ビーム)に対するSEOの向きにより上流側流路が異なるため、SEOの入口圧損が異なる。これらの違いがSEOの流動様式に影響を与え、準安定圧損が発生し得る。なお、ABWRの一部もBWR/6と類似の直交ビームを持つが、SEO付近の設計やオリフィス径が異なり、ABWRには当てはまらない。</p> <p>BWR/6のSEOの入口圧損の流路依存は既知問題で昔から取り組まれてきた。2020年にIRM/SRMの位置では入口流路が制限されていることの影響を、炉心監視データバンクに組み込んだ(ML20176A432)。直交ビーム位置における下部プレナム内の流動様式のランダムな挙動がSEOの圧損を増加させ得る。米国BWR/6では、これらの位置でのSEO圧損は、潜在的に現行設計基準の約1.9倍と評価されたが、その発生頻度は不明。直交ビーム位置での準安定損失によるMCPRへの影響は0.01より大きくなるが、これは計算値の丸めや不確かさより大きい。</p> <p>推奨措置: GNF社製炉心監視システムを使用するプラントでは、監視システムにペナルティ付きOLMCPRを入れるべき。例えば、問題の位置でのMFLCPR限度を0.95として、MCPRが確実にOLMCPRよりも大きくなるようにする。むろん、これを炉心大に適用してもよい(保守的)。</p>	<table border="1"> <tr> <td>入手日</td> <td>INES</td> <td>基準</td> </tr> <tr> <td>2023-03-27</td> <td>—</td> <td>③</td> </tr> </table> <p>本件は、米国BWR/6プラントにおける運転記録のレビューによって、技術仕様書の最小限界出力(MCPR)に係る要件を満足しない期間があったことが判明した事例である。その期間に、安全性に影響するような事象は発生していない。原因は、MCPR等を評価する炉心監視システムのソフトウェアに誤りがあったため。ただし、その誤りは2021年になって判明したものである。本件は、国内対象プラントでは問題ないことが既に示されている(下記)ことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>原子力規制庁被規制者等との面談概要・資料(令和3年08月18日)「BWRクロスビームプラントの燃料支持金具オリフィス圧損に関する資料提出」 https://www2.nra.go.jp/data/000362453.pdf</p>	入手日	INES	基準	2023-03-27	—	③
入手日	INES	基準								
2023-03-27	—	③								
LER461/ 2021001R00	炉心監視システムソフトウェアのモデリングの誤りによる技術仕様書禁止状態の発生	<p>R1を用いて運転履歴を見直した結果、2019-05-25と2019-06-22~08-03の間に、TS3.2.2の不適合期間を特定。MFLCPRが6時間以上1.0を超えていた。</p> <p>安全評価: 運転履歴をレビューした結果、この期間に安全限界MCPR(SLMCPR)に到達し得る制限過渡事象(バイパスなしのタービントリップ、給水制御失敗による全開等)は発生していない。よって、SLMCPRと運転限界MCPR(OLMCPR)のマーzinは、R0でもR1評価でも十分である。公衆又は従事者の健康及び安全に影響を及ぼすこともなかった。</p> <p>事象の原因: R1に記載の通り、一部の燃料集合体位置では、SEO損失係数が過小評価され、炉心監視ソフトウェアでMCPRマーzinが過大評価され得るため。この過大評価は、炉心支持板の直交ビームにおける核計装支持構造に係る流路制限をもともと考慮していなかったため。その原因は、原子炉供給業者の昔の設計計算ミスである。</p> <p>是正措置: ①現行MFLCPRが推奨値内であることを確認。②R0/R1の推奨を守る規定を発行。③炉心運転制限図書(COLR)等を改訂。④炉心監視システムを更新。</p>	 <p>図 直交ビームで囲まれたセルとSEO、IRM/SRMの位置</p>	 <p>参考図 国内BWRプラントの炉心支持板と燃料支持金具の例</p>						
	赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。									

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

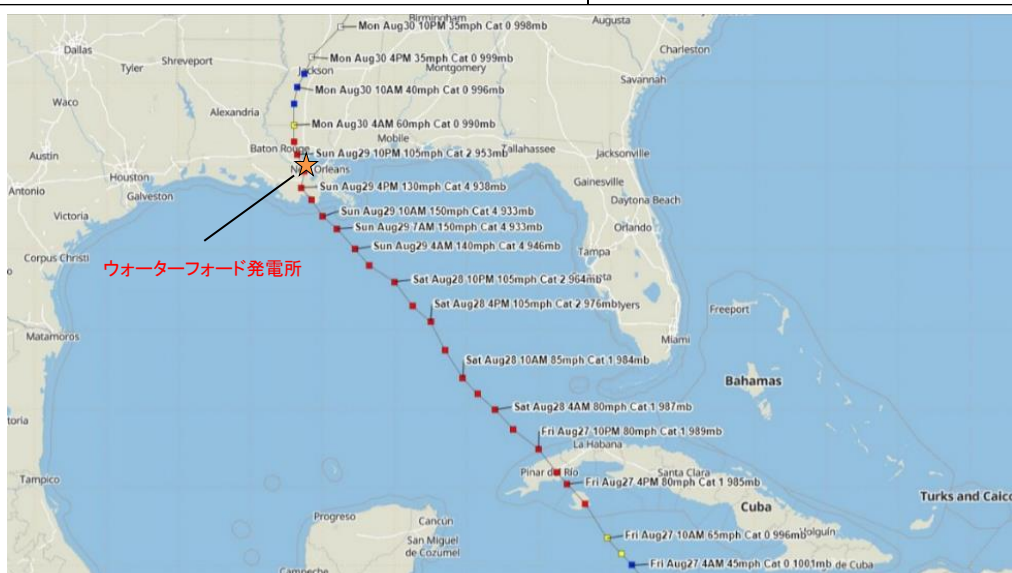
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9137		<p>2021-07-21、米国ディアブロキャニオン 2 号機 (PWR、1188 MWe、定格運転中) の非常用ディーゼル発電機 (EDG2-3) の定期サーベイランス試験で、モードスイッチ AUTO 位置 (EDG が 4 kV 母線に給電 (負荷) する構成) にして、模擬不足電圧 (UV) 信号で EDG を起動、周波数表示は 58.90 Hz (速度: 880 rpm) であった。サーベイランス試験手順 (及び技術仕様書 TS3.8.1) では、調整前の起動時の周波数は 59.5~60.5Hz でなくてはいけないので、EDG 2-3 を手動モードにして、周波数と速度を規定の範囲に調整し、全ての許容基準を満足して試験を完了したが、自動 UV 起動後の周波数 (58.90 Hz) により、EDG2-3 は運転不能と宣言された。この不適合状態は、2021-06-30 (従前の試験合格日) から 2021-07-22 (運転可能状態復旧日) まで継続していたとみなされた。なお、手動運転には影響なかった。</p> <p>安全評価: この事象による安全影響はない。一般公衆及びプラント職員の健康及び安全にも影響はない。その後の評価で、EDG2-3 及び 4 kV と 480 V 母線から給電される機器は、その安全機能を果たすことができたことが示された。</p> <p>低周波数原因: 保守後試験が不適切だったため。保守作業に引き続く EDG ガバナの設定後に周波数再確認の必要性が、試験手順に十分考慮されていなかった。</p> <p>是正措置: 2021-07-22、ガバナ設定を修正し、EDG は運転可能状態に復帰。当該発電所の是正措置プログラムに従って、再発防止のためのフォローアップ措置が管理される。</p>	 <p>速度設定調整つまみ</p> <p>参考図 電気式ガバナ油圧アクチュエータの例 (ML11229A130)</p>	2023-03-27	—	②
LER323/ 2021001R00	定期サーベイランス中に確認された低周波数による EDG 運転不能判定			<p>本件は、米国原子力発電所において、1 台の EDG が、技術仕様書要件不満足のため、約 1 月間運転不能だったとみなされた事例である。安全機能は果たせた。原因は、当該 EDG の保守後にガバナの設定を適切に戻さなかったため。試験手順書にも課題があった。事業者の保守管理や試験手順管理に課題があったことから、右上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9138		2021-09-25 03:41、米国ナインマイルポイント1号機 (BWR、613 MWe、定格運転中)の中央制御室にて、無停電電源系(UPS 162A)につながる原子炉保護系(RPS)の計装母線#11の停電と復電と同時に、複数の警報を受信した。これにより、ハーフスクラム、原子炉浄化系(RWCU)隔離及び#11と#12非常用復水器(EC)隔離が発生。EC系が運転不能とみなされ、関連する技術仕様書(TS)の運転上の制限条件に入った。母線切替えを行い、両ECは運転制限状態から04:29に復旧した(48分間動作不能)。	<p>ナインマイルポイント1号機非常用復水器系統数は2、1系統あたり2基の復水器を有する。</p> <p>参考図 シングルトレイン非常用復水器の簡素化概念図 https://nrcoe.inl.gov/publicdocs/SystemStudies/ic-system-description.pdf</p>	2023-03-27	—	⑤
LER220/ 2021002R00	UPSの喪失による両非常用復水器の隔離	<p>安全評価: 本事象による安全上の実影響はなかった。ECの隔離信号はバイパス可能(手動解除可能)。本事象の安全上の重要性は低く、公衆及び従事者の健康・安全への脅威もない。なお、2号機への影響もなかった。</p> <p>EC自動隔離の原因: 計装母線の電圧過渡に伴う偽隔離動作。</p> <p>偽隔離動作の原因: ベンダーと協議し、UPSの周波数発振器の基板(X2)と同期装置の基板(X5)を同時交換し、UPS 162Aを再起動したところ、周波数と電圧は安定した。UPS 162A復旧後の出力は数日間監視され、その後異常が認められなかった。よって、UPS 162Aの基板X2とX5の故障が原因と特定した。</p> <p>事象発生時の措置: ①RPS計装母線#11を計装母線130Aに切替え。②EC#11を当日04:20に、#12を04:29に待機状態に復旧。③UPS 162Bを用いてRPS計装母線#11を復旧。</p> <p>再発防止: X2とX5を交換。</p>		<p>RPS A系</p> <p>RPS B系</p> <p>A系またはB系のどちらかがTrueとなれば、ハーフスクラム。両系ともTrueになれば、フルスクラムと呼ぶ。</p> <p>参考図 1-out-of-2-twice ロジックのRPSトリップシステムの例(ML11258A345)</p>		
		<p>類似事象: (LER 2016-002-00)2016-07-28 23:57、定格運転中の米国ナインマイルポイント1号機において、UPS 162Bの喪失により、RPS母線#11が停電、EC#11と#12が隔離するとともに、ハーフスクラム、ハーフ隔離信号が出た。EC#11は翌日00:41に、EC#12は00:45に復旧。原因は、UPSのコンデンサーの故障と電源切替え(バイパス)設定点が低すぎたこと。是正措置: コンデンサを高規格のものとの交換。低電圧バイパス電源切替え設定点を調整。</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						







番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9139		2021-09-13 00:11、米国マクガイヤ 2号機(PWR, 1158 MWe、燃料交換停止中)の B 系列工学的安全施設起動系(ESFAS)の定期試験において、安全注入系(SI)単独動作試験中、非常用ディーゼル発電機(2B DG)は SI 信号により起動したが、4160 V の非常用母線(2ETB)は外電から給電されていたため、2ETB へ給電しない状態で、2B DG の負荷シーケンサのリセット中に、停電(BO)ロジックが誤って作動し、2ETB の開閉装置が開放して負荷も遮断されたが、2B DG の遮断器が投入され、2B 電動補助給水(AFW)ポンプを含む BO 負荷が適切な順番で接続された。その後、外電から 2ETB への給電が復旧し、手順により、2B DG と 2B 電動 AFW ポンプが隔離された。	<p>DG 負荷シーケンサ: DG や補助変圧器に瞬間的に過負荷を与えないように、必要な停電(BO)負荷や安全注入(SI)負荷を所定の順序で通電する機能。DG 負荷シーケンサには 3 つの動作モードがある。①BO と同時の SI、②単独 SI、③単独 BO。BO と同時の SI 及び単独 SI の場合、DG 負荷シーケンサの BO ロジックは、不用意な作動を防ぐために、ブロックしておく必要がある。</p> <p>原因分析で判明した過去の類似事象: 2021-09-12、BO と SI の同時試験実施中に、BO ロジックが誤動作していたことが判明した。22:16 頃、2ETB の受電遮断器はすでに開いており、2ETB は 2B DG から受電していた。しかし、2B DG の負荷シーケンサがリセットされると、タービン駆動 AFW 蒸気供給弁(2SA-48ABC と 2SA-49AB)が開いた。これは、BO ロジックが誤って作動したことを示している。</p>	2023-03-27	-	②
LER370/ 2021001R00	非常用 AC 電源と補助給水系の作動	<p>安全評価: B 系列の ESFAS は供用除外されていたので、プラントへの実影響はなかった。実際に SI 事象が発生したとしても、負荷シーケンサが設計どおりに動作する。運転員がシーケンサをリセットした場合は、シーケンサは安全母線を隔離し、BO 関連負荷を掛けたに違いない。緊急時手順に従い、機器を制御するためシーケンサの電源を切り、運転員は SI 関連負荷を手動で投入したはず。本事象のリスクへの影響は低く(ΔCDF で 1E-6 未満)、公衆又は運転員への健康及び安全への影響はない。</p> <p>BO ロジック誤作動の原因: 負荷シーケンサ回路内の設計マージンに関わる隠れた設計ミス。具体的には、SI ブロックのリセットと BO 回路のリセットとの間のマージンが約 5 ms しかないこと。2 号機は 2020 年春の燃料交換停止中に、D87 タイマー(Cutler-Hammer 製)を同等品(Curtiss-Wright 製)に交換した。旧タイマーは入出力間に遅延はなかったが、新タイマーは約 15 ms の遅延があった。設計マージンの不足とタイマーの遅延特性により、BO と SI が同時もしくは単独 SI 時に、シーケンサのリセット中に BO ロジックが誤起動し得る。</p> <p>是正措置: リセットリレー EB(RRB)からの接点を BO 回路に直接追加し、設計マージン問題を解消し、タイマーのピックアップ時間(入出力遅延)に依存しないように設計変更した。すなわち、負荷シーケンサのリセットボタンを押したときに、BO ロジックを満足しないように、接点開のための直接回路を提供することで、リセット時のリレー競争をなくしている。この改造は、2A と 2B DG の負荷シーケンサに施した。1 号機にも適用予定だが、それまでは代償措置として、シーケンサのリセットボタンを押す代わりに、負荷シーケンサの制御電源遮断器をオンオフする。</p>	 <p>参考図 BO シーケンスのロジック回路(LER 本文からの推測図)</p>			
			<p>前日(2021-09-12)の BO と同時の SI 試験時に DG 負荷シーケンスをリセットしたが、本来先に動くはずの①タイマーが動かず⑦保持回路が TRUE のまま、②タイマーが動いて④保持回路をリセット、すなわち SI 信号をキャンセルした結果、BO ロジックが成立し、BO シーケンスが実行されたと考えられる。</p> <p>翌日(2021-09-13)の単独 SI 試験時に DG 負荷シーケンスをリセットしたが、本来先に動くはずの①タイマーが動かず⑦保持回路はリセットされず TRUE のまま、②タイマーが動いて、④保持回路をリセット、すなわち SI 信号をキャンセルした結果、BO ロジックが成立し、BO シーケンスが実行されたと考えられる。</p>			
	赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。					

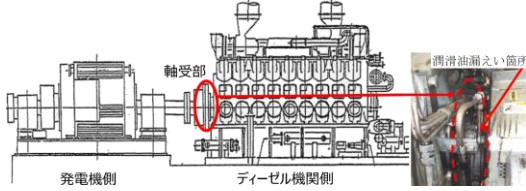
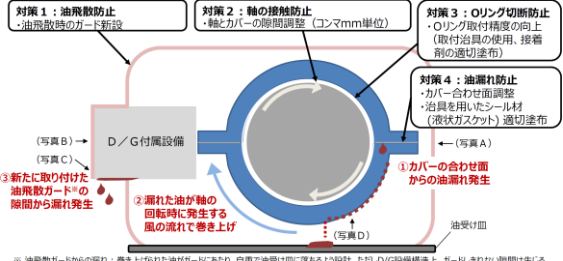

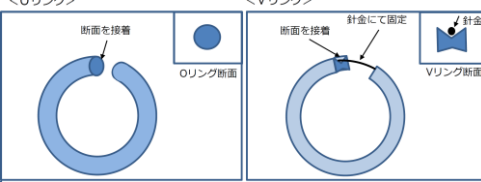
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9140		2021-10-03 9:50 ごろ、米国クリントン1号機(BWR、1062 MWe、燃料交換停止中)にて、中性子源領域モニター(SRM-A)が運転不能状態時に、燃料集合体が炉心北西象限の座標位置 07-44 に移動されたことが判明した。また、同象限内座標 21-36 に別の燃料集合体に移され、燃料取扱い装置の掴み具から解放されていない状態であった。この状態を受け、技術仕様書(TS)の措置①「制御棒挿入以外の炉心変更作業を直ちに停止」し、②「1体以上の燃料集合体を含むセルに、挿入可能な全制御棒を直ちに完全挿入した。		2023-04-07	—	②
LER461/ 2021002R02	技術仕様書で禁止されている中性子源領域モニター動作不能状態での炉心変更	安全評価：この状態は TS によって禁止されている状態に該当する。発電所手順にしたがい、炉心の停止余裕を評価し、この集合体移動は、北西象限 1/4 炉心内の燃料シャッフルとして事前に解析されたシーケンスに包絡されることが判明した。よって、公衆及び従事者に対する健康、安全への影響はない。安全系の機能喪失にも当たらない。 根本原因：燃料交換運転主任が、SRM-A が動作不能状態であることを知らなかったため。シフト交代手順書に、燃料移動を開始する前に、SRM の状態を制御室に問い合わせるステップが含まれていなかった。 寄与因子：①燃料移動シートの注釈に燃料移動に関する具体的なガイダンスがない、②手続き主導の作業慣行及び SRM 動作不能状態時の炉心変更に係る事象が最近ないため、現場作業が業界のベストプラクティスから外れてしまった。 是正措置：①シフト交代手順書を改訂し、燃料移動開始前に、燃料交換運転主任が SRM の状態を制御室に聞くステップを追加。②保守要員及び原子炉技師に対する保守前研修として、保守作業意思決定に関するケーススタディの提示。③本件を含めて、燃料移動シート作成に関する訓練を原子炉技師向けに実施。④炉心変更のための原子力発電所及びその業界標準に沿った最適方法のレビュー。				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

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

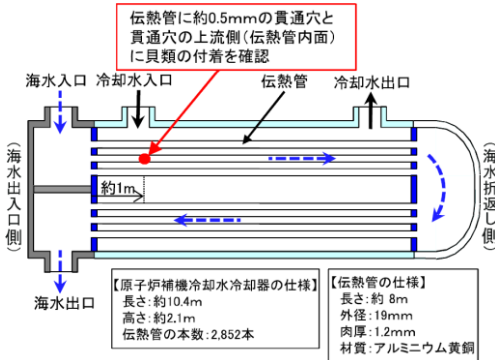
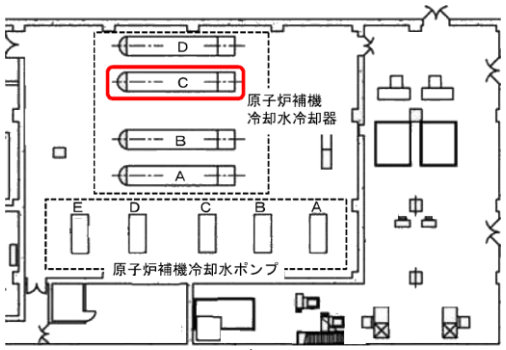
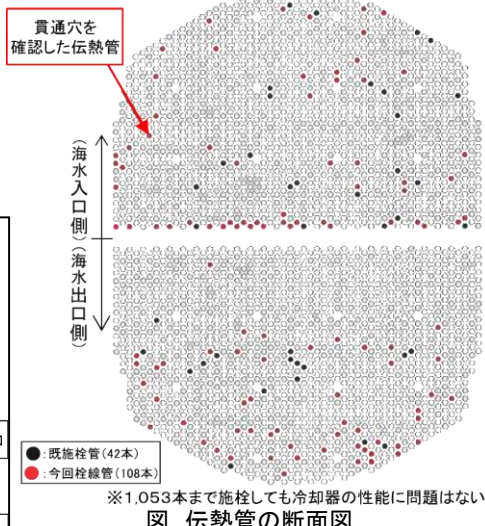
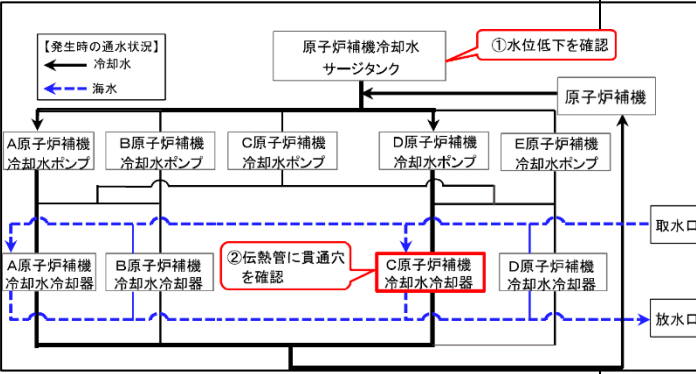
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9142		<p>2021-08-29 18:04、米国ウォーターフォード 3 号機 (PWR、1168 MWe、温態停止中) は外部電源喪失を経験した。これにより、A 及び B 系列の非常用ディーゼル発電機 (EDG) が自動起動し、安全母線に給電。運転員は非常用給水 (EFW) ポンプ A を起動して、蒸気発生器 (SG) に給水した。以下は、主要時系列。</p> <p>08-26、セントチャールズパリティッシュにハリケーン注意報が出たので、3 号機は「悪天候と洪水」手順に入った。</p> <p>08-27、当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

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRS9143				2023-04-06	—	②
				<p>本件は、運転中の海外原子力発電所において、環境条件に伴い原子炉格納設備の温度が上昇した際、規制承認を受けずに、工学的判断により安全運転範囲を広げて運転継続した事例である。原子力安全への実影響はないが、安全マージンが減少した。原因は、事業者の安全運転範囲管理の欠如。過去にも、安全運転範囲を変更していた。事業者の運転管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						

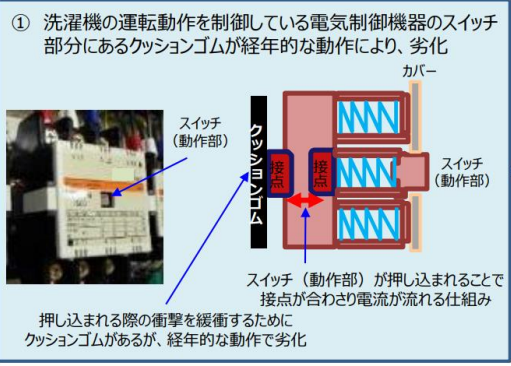
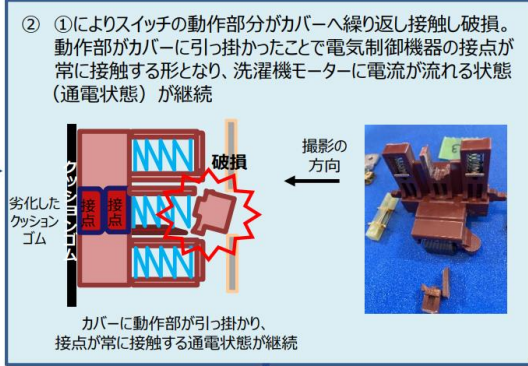
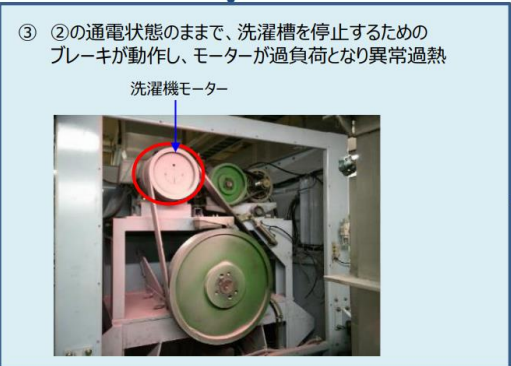
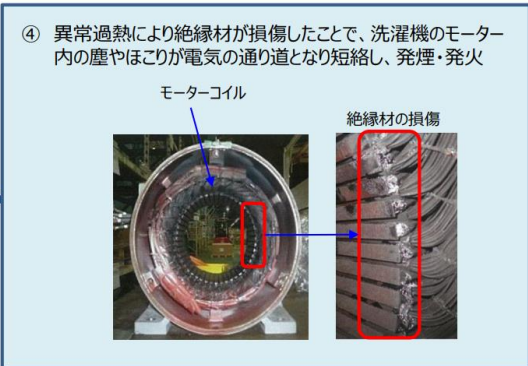
番号	件名	概要	補足情報		処理結果														
			均一・均質固化体	充填固化体	入手日	INES	基準												
国内 2021-11	ドラム缶表面のさびの発生	<p>2021-05-31 と 06-02 に実施したドラム缶の外観確認において、固体廃棄物貯蔵庫 3 棟 1 階にあるドラム缶 4 体の表面にさびの発生を確認した。</p> <p>安全評価: ①当該部位のスミヤ測定及び雰囲気中のダスト測定を行い、汚染なしを確認。②目視確認を行い、腐食孔がないことを確認。</p> <p>均質固化体(*1)全ドラム缶(655 本)の開缶調査を実施し、セメント固化体の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

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

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

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

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

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

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

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

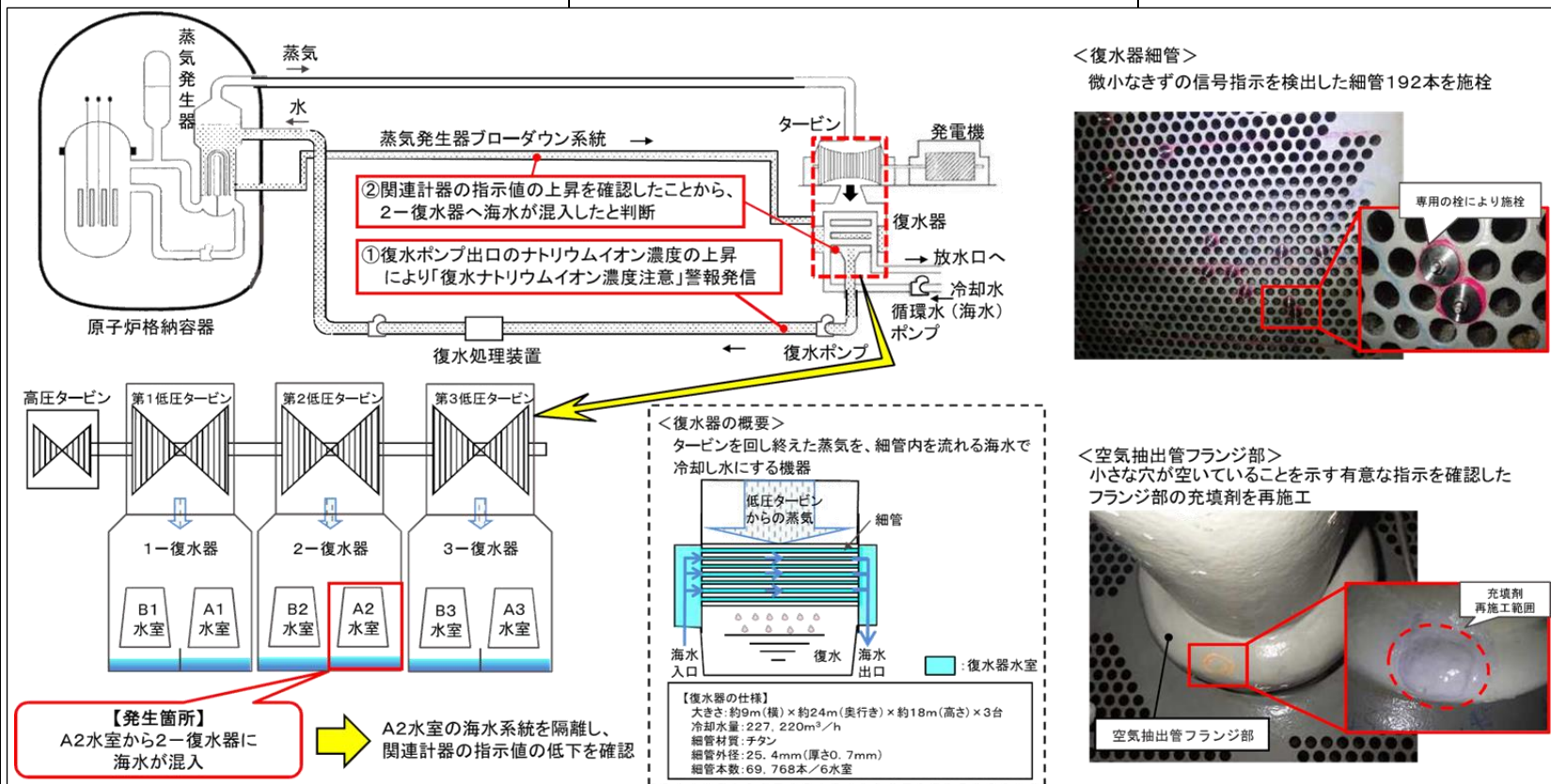
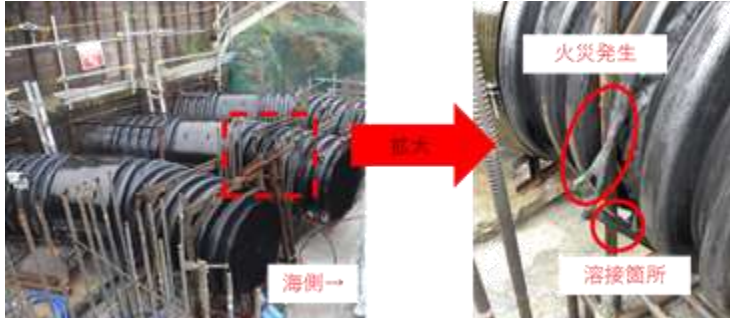
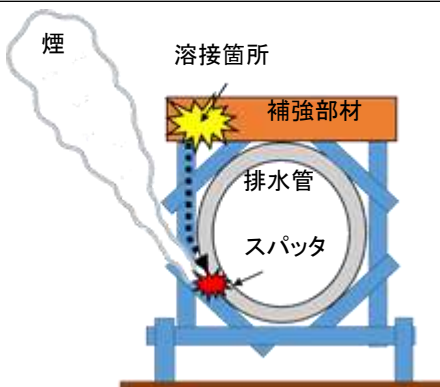




図 復水器への海水混入事象概要

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

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

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

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

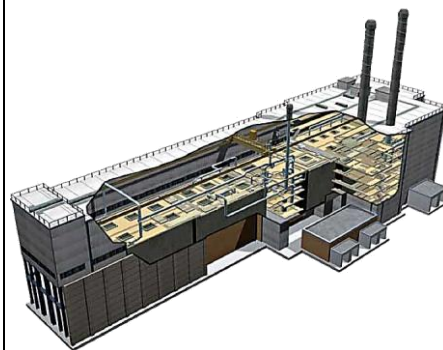
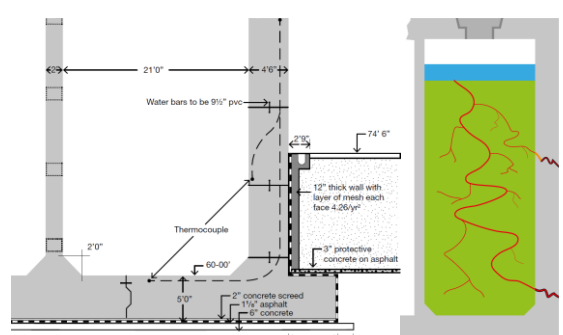
番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				受領日	INES	基準
IRSRR241				2023-03-27	0	②
				<p>本件は、燃料交換停止中の海外研究炉において、炉心装荷の際に、炉心の構成要素である反射体と燃料集合体の一部が変形、損傷した事例である。放射性物質の放出はない。原因は、反射体の変形して空隙が小さくなったところに、燃料集合体を装荷しようとしたため。反射体の変形は経年劣化管理が不適切だったため。炉心装荷手順、治具にも問題があった。当該事業者の経年劣化管理、運転・保守管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				受領日	INES	基準
IRSRR242				2023-03-27	—	③
				<p>本件は、海外研究炉において、照射サンプルの入った照射容器を炉心部から吊り上げる途上で、それらがなくなった事例である。吊り上げ線からはずれて、照射容器が落下したとみられる。はずれた原因は吊り上げ線（釣り糸）の照射損傷と推測される。寄与因子は、照射容器、吊り上げ線と吊り上げ手順を変更したことが作業員に周知されておらず、従来手順で吊り上げられたこと。照射容器と吊り上げ線の耐放射線性に係る要件も不明確。照射容器をつり上げる手順及びつり上げ線材は、当該研究炉特有であることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSRR243				2023-03-27	2	③
				<p>本件は、海外の同位体製造炉において、照射ターゲットを装荷する際に、出力測定検出器チャンネルの内1つが故障している条件下で、チャンネルの設定が約30分間技術仕様書を逸脱していたことを事後に気づいた事例である。安全性への実影響はなかった。逸脱原因は、照射ターゲットの装荷による中性子束分布の変動に備えて、出力検出器チャンネルの設定を変えてしまったため。根本原因は、技術仕様書の理解不足と、照射ターゲット装荷手順に出力検出器の設定について言及していないため。照射ターゲットを装荷する手段と手順ならびに出力測定検出器チャンネルの機構は、当該原子炉特有であることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>						

番号	件名	概要	補足情報	処理結果		
				入手日	INES	基準
IRSR245P		2022-01-06 から 2022-10-17 日まで、米国テキサス大学の研究炉 (TRIGA Mark II 型、250 kW) において、未認可のアルミ被覆燃料要素が原子炉に装荷され、運転に使用されていたことが判明した。技術仕様書 (TS) によれば、ステンレス鋼被覆の燃料要素を用いた運転のみが許可され、安全解析書で解析されている。	NRC 特別検査報告書のサマリー 明白な違反: 技術仕様書 (TS) 5.3.1「燃料要素被覆は 304 ステンレス鋼で、呼び肉厚 0.02 インチとする」に反して、事業者は 2022-01-06 から 10-17 に、2 体のアルミ被覆燃料要素を炉心に入れて運転した。本件は明白な違反である。 経緯: 2004 年に研究所は、イリノイ大から 2 体のアルミ被覆燃料要素を含む燃料を受領し、アルミ燃料は貯蔵槽に保管された。2018 年にほとんどの照射済み燃料 (当該アルミ燃料含む) は、エネルギー省への搬送が待たれるので、原子炉プールのラックに移動された。2022-01-04 に 2 年毎事業者燃料検査を実施。2022-01-06 に、研究所は反応度を増やすため炉心変更することにし、装荷する燃料を検査の上、10 体を炉心に装荷。その内 2 体はアルミ燃料。その後 2022-10-17 まで運転したところで、原子炉管理者が問題に気づいた。原子炉は停止され、アルミ燃料は取り出され、目視点検を実施。研究所は 2022-10-17 に NRC に通知し、11-02 に公式報告 (EN56198) を提出した。 NRC 検査評価: ①目視検査で、1 体のアルミ燃料要素の溶接部からの泡を確認。事業者は、泡は溶接の問題によるもので、水素と特定。独立して泡の原因を確認し、適当と判断。2 体のアルミ燃料には損傷なしと判断。一方で、本件は報告事象であるが、報告納期要求は不満足だった。②事業者によるアルミ燃料の運転中の影響解析を、独立検証し、計算も実施。運転中にアルミ燃料要素の温度が 500°C に達する恐れはなかったと判定。よって、燃料損傷は発生しておらず、原子力安全への実影響はなかったと特定。③事業者は、2022-01-06 から 10-17 まで、燃料被覆管の損傷や FP バリアの健全性喪失の可能性を高める未解析の状態での原子炉を運転したことを確認した。ただし、アルミ燃料に実損傷は発生していないので、安全重要度は低と判定。仮に、被覆管が破損し FP が放出されたとしても、原子炉プール水中に留まったはず。④更新された燃料取扱い手順と燃料測定・点検手順をレビューし、更新された手順と強化された工学的・マネジメント管理が、事業者の是正措置に合致し、再発防止に適当と判断。⑤事業者の根本原因 (概要欄参照) と寄与因子 (概要欄参照) を妥当と判断。安全文化に関して、次の項目に弱点を特定: a) 作業プロセス (安全が維持されるように作業を計画、管理するプロセス)、b) 疑問に思う態度。⑥事業者の是正措置 (概要欄参照) は再発防止に十分と判断。今後の定期検査で、是正措置をレビューしていく。⑦新たな炉心構成をレビューし、起動を認めるに必要な原子炉パラメータを計算し、TS 要求に合致していると判断。	2023-03-27	—	②
SIR602 /2022201	NRC 特別検査報告書	<p>なお、アルミ被覆燃料は他の TRIGA 炉で使用認可されているが、健全性を維持するため、ステンレス鋼被覆燃料 (ピーク燃料温度: 約 1,000°C) よりも保守的な安全限界 (ピーク燃料温度: 500°C) が設定されている。</p> <p>安全評価: 判明時点で、原子炉運転は停止され、アルミ被覆燃料は炉心から取り出され、損傷の有無を検査した。損傷はなく、解析では、この期間の全ての運転において、アルミ被覆燃料は設計上の温度制限を下回っていた。</p> <p>根本原因: 未認可燃料を特定して、炉心外に維持する手順が不十分だったこと。</p> <p>寄与因子: ①炉心に使用する燃料を選択する際の注意不足。②未許可燃料要素を容易に識別するための業務管理や設計管理が不十分。③適切な手順改訂につながらない不十分な安全重視作業環境。④単一点故障につながった監督管理の欠如。</p> <p>是正措置: ①アルミ燃料要素を炉心から取り出す、②燃料要素検査・測定の手順を改訂する、③事象発生時に炉心装荷された全燃料要素及び事後に装荷される要素について、改訂燃料要素検査・測定手順を実施する、④TS サーベランスを満たす他の手順をレビューし、他の不適合の有無を評価する、⑤制御棒値を較正する、⑥燃料管理簿に、a) 最終燃料検査日と b) 燃料の「認可」/「未認可」フラグ、⑦手順遵守の重要性、手順変更管理プロセス、許認可・TS 申請に注意して施設要員と事象をレビューする、⑧未試験燃料を要する燃料取扱手順を改訂し、装荷前に次の確認を義務付ける。a) 使用認可/未認可、b) 過去 2 年以内に完了した検査、c) 起動前に施設管理者によって検証された認可燃料のみの炉心、⑨使用不可と可視する専用燃料ラックを開発する。</p>				
						<p>本件は、米国の研究炉が未認可の燃料要素 2 体を入れて 2022 年 1 月から 10 月まで運転されていたことが判明したことの予備的報告である。運転されていた期間の安全余裕は維持されていたが、技術仕様書の逸脱となる。直接原因は、当該燃料が未認可であることを見落としたため。根本原因は、未認可燃料の取扱い手順が不十分だったこと。安全文化にも弱点があった。当該事業者の燃料管理及び燃料取扱い管理に課題があることから、右上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>米国原子力学会記事「テキサス大学研究炉における不適切な燃料使用に対する NRC 調査」(2002-11-24) から抜粋 https://www.ans.org/news/article-4520/nrc-investigates-improper-fuel-use-at-university-of-texas-research-reactor/</p> <p>テキサス大の研究所が 2022-10-17 に、同大の研究炉が技術仕様書に不適合である可能性を確認した。研究炉では、ステンレス鋼被覆管を使用した TRIGA 燃料要素が認可されているが、2022 年 1 月から 10 月まで、炉心にアルミ被覆管を使用した燃料要素を 2 体入れて運転していた。発見後、運転を停止し、炉心からアルミ被覆管を取り出した。安全余裕は維持されていたが、NRC 検査官に通知した。</p>
						 <p>図 TRIGA Mark II 型研究炉</p>
						<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>

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

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

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要(エグゼクティブ・サマリー)	処理結果		
			入手日	INES	基準
ONR-SDFW-PAR-22-003, Revision 3	マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵槽(MSSS)の回復見込み	<p>本報告は、マグノックス燃料被覆管廃棄物貯蔵庫(MSSS)旧建屋からの地中漏水に対する ONR ポジションである。</p> <p>MSSS は、セラフィールド・サイトにある歴史的な中間レベル放射性廃棄物(ILW)貯蔵施設であり、1964年から1983年の間に4段階に分けて拡張され、1990年代の廃棄物搬入以来、静止状態にある。MSSSは、22基の鉄筋コンクリートサイロ(槽)で、再処理で発生したILW(主にマグノックス燃料被覆管マグネシウム合金の切断物)を貯蔵する。廃棄物は、発火を防ぎ、槽内の温度を許容範囲内に維持するため、水面下に保管される。その水は、ILWの溶解による放射性物質で汚染されている。</p> <p>1970年代、旧建物から地下に汚染水が漏れいていることが判明。最大で1日3m³の貯水減少率は、10年で月5m³まで減少(蒸発や廃棄物層深さの季節変化で規格化)。当時の検査局は、事業者に対し、貯蔵廃棄物の回収・処理方法を開発し、MSSSのハザードに対処するよう要求した。しかし、回収方法を開発・実施するのは難しく、2022年4月の拡張建屋からの最初の回収開始までに20年以上を要した。回収完了は2045から50年までかかると計画されている。また、事業者も規制者も、回収準備と回収作業により、過去の漏れい経路が再開したり、新たな経路ができたりする可能性を認識していた。</p> <p>2019年11月、事業者は地中漏れいの可能性をONRと環境庁に報告。旧建屋の貯水減少率は5m³/月から約1.3m³/日に増加。2021年4月、貯水減少率がさらに増加し、約2.4m³/日になり、現在は2.3~2.5m³/日で比較的一定している。この漏れいは、旧建屋の廃棄物を回収する2045から50年まで続く予想されている。</p> <p>その後、事業者は、旧建屋北壁外側に浸みを確認した。旧建屋と第一拡張槽の間の南北空間部の検査で、内壁に相互に離れた浸みが見つかり確認された。事業者は、この浸みによる作業者と公衆へのリスクは低いので、修復の必要はないと判断した。ONRは事業者対応に満足し、規制措置は不要と判断した。</p> <p>事業者は、旧建屋漏水を緩和し、監視強化するための別策を進めている。それらの策の開発には、実施まで数年かかる。22基すべてからの廃棄物回収の間、漏水の化学的特性と進展に関する理解を深めていく。旧建屋漏水管理の広範な監督とガバナンスも策定した。</p> <p>全体として、事業者は、旧建屋漏水に起因する作業、公衆及び環境に対するリスクは、ALARPに則り継続低減されると判断している。</p>	<p>2023-08-15</p> <p>2</p> <p>③</p> <p>本報告は、MSSS旧建屋からの地中漏水に対する事業者の措置プログラムは、ONRが示した規制課題に十分対処していることから、当該規制課題をクローズすることを勧告するポジション文書である。従前の処理結果には影響しない。</p>	 <p>図 MSSSの全体外観</p>	
		<p>地中漏水再発に対する ONR の期待を示す共同規制書簡(環境庁と)を発行し、規制措置調査を実施。許可条件 34(放射性物質及び放射性廃棄物の漏出及び漏えい)の不適合があったとして、事業者に規制措置文書を発行。事業者が、MSSSに含まれる放射性物質を現時点で合理的に可能な限り適切に管理、閉じ込めることに失敗したと判断。</p> <p>規制措置文書に関連して、ONRは規制課題8145を提起し、許可条件34の不適合に対する10の要求措置(下記)を提示。事業者は、それらの対応プログラムを策定・発出。ONR担当者は、そのプログラムにより、旧建屋の漏水リスクがALARPであることを示していると判断。また、漏水の化学的性質、監視、進展及び作業員や公衆に対するリスクも適切に特徴づけられ、低いままであること示された。MSSSの土木構造は強固で、漏水に対して堅牢である。事業者は、漏水を緩和・防止し、漏水の特性評価と監視をさらに改善する方策を特定し、実施している。</p> <p>規制課題8145の10の要求措置:①漏水リスクをALARPにするために、MSSSの地中漏水の環境/安全評価をレビューし、分析すること。②放射性物質、放射能、漏えい源を把握すること。③漏水の地中進展経路十分に把握すること。径路ごとの緩和対処計画を示すこと。その計画には、解決策を開発・実施に要する時間を考慮すること。④漏水の潜在的影響を適切に評価すること。⑤旧建屋漏水の監視継続に取り組むこと(検知監視システムの向上含む)。⑥漏水影響を防止、最小化、緩和、是正するための策を評価し、取り組むこと。それらの策を定期的に見直すこと。⑦回復計画には、リスクがALARPに保たれ、回復が達成可能であることを考慮すること。⑧漏水に対する旧建屋の土木構造健全性を適切に評価すること。⑨旧建屋鉄筋コンクリート格納容器の劣化管理を適切に行うこと。⑩上記の措置に関わるタスクを実施、完了するに十分なリソース計画を有すること。</p> <p>全体として、事業者回答は規制課題8145のクローズに対して十分と判断。廃棄物が旧建屋槽から回収されるまでの数十年間、漏水が続く可能性を認識した上で、その漏水が許可条件34に適合するとする事業者の主張を裏付ける十分な証拠が提供されていると判断した。一方で、規制検査官は、将来の作業プログラムに関連する許可条件34不適合を確認したが、これらは低規制問題として監視される。</p> <p>推奨事項:①ONRの当該責任者は、事業者のMSSS旧建屋漏水管理に対するONRポジションを受諾する。②ONRの当該管理委員会は、規制課題8145のクローズを承認することを勧告する。</p>	 <p>図 旧建屋の漏れい箇所</p> <p>①亀裂や継手部からの漏れい。格納容器と防護被覆の間を通過して地中に出た可能性もある。②亀裂や継手部からの漏れい。③格納容器と被覆防護の間を上昇して地表に湧き出る可能性もある。</p>		
			 <p>図 第一拡張槽の漏れい箇所</p> <p>①液面計・サンブ排水系の隙間からの漏れい可能性。②基礎スラブからの漏れい可能性。③排水用ポートからの漏れい可能性。④2次格納壁からの漏れい可能性</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。				

非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する 事業者の対応方針に関する聴取結果

令和5年11月30日
技術基盤課

1. はじめに

第43回技術情報検討会¹において、海外のトラブル事例を取り上げた際、日本では非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）の長時間の実運転試験を実施していないがそれでよいか、との問題提起があった。

本件に対し事業者は、現状のメンテナンスによりEDGの健全性は確保できているが、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性の確認及び運転実績の蓄積を目的に、24時間連続運転試験を自主的に実施するとした²。

事業者が複数のEDGについて実施した24時間連続運転試験の結果を踏まえ、本件に対する考え方を原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）が整理した考え方を、第59回技術情報検討会³において報告した。概要は以下のとおり。

- 24時間運転中の各パラメータについて異常は確認されなかったことから、定期検査ごとの24時間運転は不要と考える。
- 今後、EDGの24時間運転に起因する新たな劣化モードや新知見が確認された場合等には、24時間運転の実施について検討する。
- 定期検査時のEDG試運転等において、長時間運転（各部の温度が安定状態になった後、3～8時間連続運転）を、機関点検が一巡（8～10定検相当）ごとに各社抜き取りで1台以上実施し、継続して運転実績を蓄積する。

同技術情報検討会においては、上記に加え、原子力規制庁（以下「NRA」という。）から、国際的な調査⁴の結果、全てのEDGについて24時間以上の連続運転試験を実施することが主流であることを報告の上で議論した。主な意見は以下のとおり。

- 技術的な根拠があれば、必ずしも国外と同様に運転試験を実施する必要はない。
- 国内で24時間運転したところ、17台中2台にトラブルが発生した。実際に事故が起きた場合は、24時間で収束するとは限らない。したがって、

¹ 令和2年10月29日

² 第45回技術情報検討会（令和3年4月14日）

³ 令和5年5月25日

⁴ Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Working Group on Electrical Power Systems においてアンケート調査を実施

ATENA の対応策でいいとは思えない。

- 日本では頻繁にサーバランスや分解点検を実施している。他国では点検の考え方が違っている可能性がある。

これらのやりとりを ATENA に伝えた上で、今般、改めて ATENA から公開会合にて意見を聴取した⁵ことから、その結果を報告する。

2. ATENA からの説明の概要（詳細は参考参照）

2. 1 24 時間運転の試験結果

- 試験を実施した 15 台については各パラメータで異常は確認されず良好な結果となった。
- また、試験中に 2 台の EDG（浜岡 5(A) 及び柏崎刈羽 6(A)）で不具合が発生し試験を中断しているが、電源供給機能に影響しない事象であり、運転継続可能であったことを確認した。
- 不具合が発生した 2 台の再試験については、問題なく完了した。

2. 2 海外における 24 時間運転の取組状況

- 米国 NEI⁶を通じて、米国等の海外事業者の 24 時間運転に対する取組み状況の実態調査を行ったところ、「24 時間」の明確な技術的根拠は確認できなかった。また、プラントによっては 24 時間ではなく 8 時間運転を採用していた。
- 海外では、以下の効果も期待して 24 時間運転を実施していた。
 - EDG が介入なしで安定した状態を維持できることの確認
 - 大量の燃料が使用されるとき燃料使用量の検証等

2. 3 保守管理の方法・頻度の違いについて

(1) 日米における保全計画と保全内容の比較（点検内容・点検頻度）

- 国内では時間基準保全を選定し、劣化、故障モード等を考慮した点検内容・頻度を定めている。また、点検後は試運転（負荷試験）を行い、系統全体の健全性を確認している。
- 米国では多くの発電所が状態監視保全を選定し、運転中もしくは停止中に、分解点検が必要な部位、頻度を見極めながら点検を実施（シリンダ開放はサンプル点検）している。

(2) 国内 EDG における保守管理

- 定期検査時に分解点検を実施し、分解点検後の試運転により機器の健全性を確認している。
- プラント運転中は、以下のとおり定期試験を実施

⁵ 第 2 4 回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合（令和 5 年 1 1 月 6 日）

⁶ Nuclear Energy Institute

実施頻度	1回／月
試験内容	・ EDG を起動し、負荷運転 ⁷ を行い、運転状態を確認する。 ・ 試験時間は約 1～2 時間

2. 4 保全の組み合わせと故障検知の考え方

- 8 時間を超える運転領域は、以下の理由により健全性確認は必要ない。
 - 連続運転時間増加に伴う部品の摩耗や、消耗品の劣化が進展する領域
 - 国内 EDG はこれまでの運転知見から、想定される劣化モードに対し連続運転も考慮のうえ、あらかじめ定めた時期に保守点検を実施

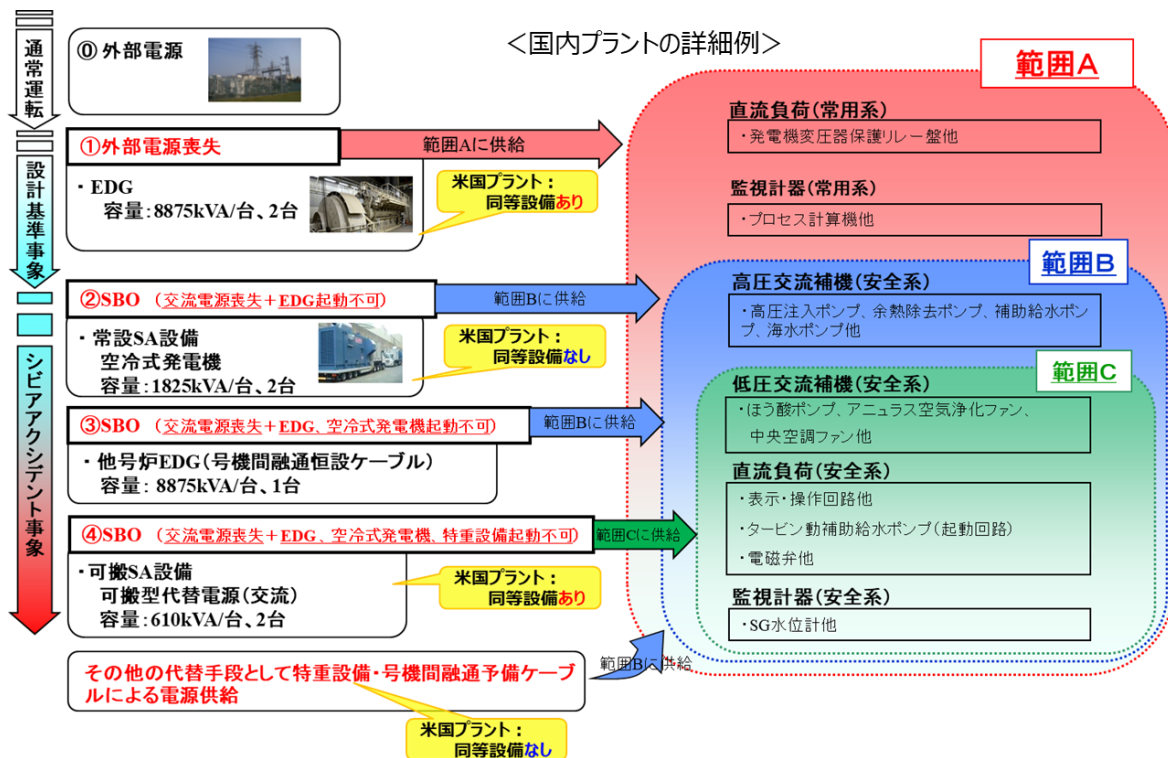
2. 5 プラントメーカー及び機関メーカーの見解

- EDG は、船用、発電用等の常用機関として一般産業用で実績のあるディーゼル機関を採用しており、点検、整備を前提に長時間の運転ができるように設計されている。
- 非常用発電としての最低保守期間である 1 年に対して、3～8 時間の運転で確認すれば、機関の各部品に許容される範囲内で連続運転ができる。
- 以下の理由から、3～8 時間の連続運転で問題がなければ、それ以上の時間の連続運転は不要と考える。
 - 納入前に同型のテストエンジンで 200 時間連続運転等の複数の試験を実施し、信頼性を確認している。
 - 経年劣化する部品は予防保全の観点から適切に取替えている。
 - 機関各部の温度が安定した状態となれば、基本的にはそれ以降の機関の運転状態に変動はない。

2. 6 電源の多重性、設備構成（国内・外の差異）

- 新規制基準において、国内の非常用交流電源設備は、EDG だけでなく他の交流電源設備も備えている。（詳細は以下のとおり。）
- 設置許可基準、技術基準により、EDG と EDG 以外の非常用電源は可能な限り、多重性又は多様性・独立性・位置的分散を図る要求があり、満足するように設計・製作されている。

⁷ 段階的に出力を上昇させ定格出力状態とする



2. 7 過去に発生した国内外の EDG トラブル事象について

- 過去に発生した国内外の EDG トラブル情報 (WANO データベース) 1,156 件について分析した結果、EDG 運転中又は待機中に発生したトラブルは約 470 件、8 時間～24 時間で 14 件のトラブル事象が確認された。
- 8 時間運転を実施することで、大半のトラブル件数がカバーできることを確認した。

2. 8 今後の対応方針

- EDG の信頼性は、「点検計画 (分解点検含む)」と「機能確認・試運転」の組み合わせにより維持・管理しており、機能要求 (有事の際は 7 日間) に対して連続運転が可能な状態である。機能確認・試運転の運転時間延長によって、EDG の信頼性向上に直接的に繋がるものではない。
- 現在の国内 EDG の信頼性は十分に確保されていると考えているが、米国においては、24 時間運転データを活用した状態監視保全を行っていることから、保全プログラムにおいて 8 時間以上の運転を追加し、そのデータを蓄積することで、今後の「保守管理」に活かしていく。

＜実施内容＞

運転時間	8 時間連続運転 (定格 100%になった後)
実施頻度	至近の保全サイクル (稼働プラントについては直近の定検完了目途) で 1 回
実施台数	サイト毎で、同一仕様かつ同一保全プログラム毎に 1 台 (機能要求のある DG)

- なお、各社 24 時間運転を試験的に実施することで計画中。
- 実施状況及び評価結果は ATENA から NRA へ報告する。

3. ATENA からの聴取概要（詳細は別紙参照）

3. 1 24 時間運転の試験結果

NRAから、東日本大震災の発生時に、東京電力福島第一原子力発電所6号機等で長時間の運転の実績があるが、それに対する評価や検証はしたか、また、EDG設備としては、屋外の軽油タンクから配管、バルブ、移送ポンプ、タンク、機関本体というシステムになっているが、システムとしての検証は考えているのか質問した。

ATENAから、データを見直して検討したいとの発言があった。

3. 2 海外における 24 時間運転の取組状況

NRAから、米国では、IEEE⁸の1995年版は8時間を規定しているものの、事業者は24時間実施しているとあるが、この理由を把握しているか質問した。

ATENAから、IEEEは長い間、8時間と規定していたが、NRCはRG 1.9⁹において24時間としている。事業者は8時間でよいと思っているが、24時間運転してデータを集めているところもある。最終的にはIEEEも24時間に変えているので、これにあわせて自主的に24時間に変更した事業者もある。もともと、NRCから8時間を超えたところで出ている不具合があるとのコメントを受けて今に至っている等、事業者によっていろいろな見解があったが、技術的な理由は見出せなかったとの説明があった。

3. 3 プラントメーカー及び機関メーカーの見解

NRAから、「最短の保守間隔である約1年に対して、3～8時間の運転で確認しておけば、機関の各部品に許容される範囲内で連続運転ができる」とあるが、「連続運転ができる」の意味は何かと質問した。

ATENAから、異常な兆候を示さないで、正常な範囲で運転できるという意味である。例えば、燃料噴射弁は2,000時間で交換しておけば、パラメータとして見ている排ガス温度が異常な温度を示さず適正な圧力となり、連続運転が可能となるとの説明があった。

3. 4 電源の多重性、設備構成

NRAから、仮にEDGが故障したとしても、日本の場合はSA機器があるので、炉心損傷に至ることはないということかと質問した。

ATENAから、日本は多重性を持った設備構成になっており、海外と比べても、見劣りするものではない。EDGは容量が大きく、また、DB設備であるので高い信

⁸ IEEE387 Standard Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations

⁹ Regulatory guide 1.9 Application and testing of safety-related diesel generators in nuclear power plants

頼性が必要というのは当然のことだが、EDG2台だけで、安全が守られているわけではないとの説明があった。

3. 5 過去に発生した国内外の EDG トラブル事象

NRAから、国内外のトラブル情報14件のうち8件は累積の運転時間に依存するとあり、長時間運転した方がトラブルは見つかるということがあると思うがどうかと質問した。

ATENAから、この8件については、年単位で長い期間かけて壊れるようなものであり、必ずしも24時間をやったことによって出てくるものでもないとの説明があった。

3. 6 今後の対応方針

NRAから、4月に説明を受けた際の資料に比べて、前向きな計画になったと思う、ATENAの中で、どのような議論があって変更されたのか、特に、各社24時間を試験的に実施することを計画中とした点、及び稼働プラントについては直近の定検完了目途で試験を実施するとした点について説明してほしい旨質問した。

ATENAから、以下の説明があった。

- 当初、3～8時間の連続運転を各社設定して実施すればよいとしていたが、国内外も含めてトラブル情報の分析をした結果、8時間の連続運転をすることで、EDGに発生するトラブルの大半が確認できるということが分かり、今後データを分析する上でも有効と考えた。
- 当初、定期的に少し長い目で試験を実施するというので、8～10定検に1回としていたが、データを早く蓄積して、評価をし、結論を出したいと思い、稼働プラントについては、直近の定検完了を目途とした。
- 24時間運転を実施していないDGを対象に、システム全体として不具合がないのか等を見出すこと、この何年間かで安全対策工事を行っており、EDGのシステム以外の建屋の貫通部等を変更しているのので、総合的に考えたときに、当初の目的どおりの機能を発揮できるのかを確認する。

4. 今後の対応

EDGの24時間連続運転試験の結果及び産業界の考え方について、ATENAから、公開で説明を受けた。ATENAは、「24時間」の明確な技術的根拠については確認できなかったとし、EDGの信頼性は「点検計画」と「機能確認・試運転」の組み合わせにより維持・管理しており、機能要求を満足することが可能としている。その上で、ATENAは、日本では長時間の運転実績が多くないため、データを蓄積しシステム全体としての保守管理を検討する目的で、メーカーの見解¹⁰等を踏まえ、至近の保全サイクルにおいて、8時間連続運転を、サイト毎で、同一仕様かつ同一保全プログラム毎に1台実施するとの方針を示した。また、初回の試験については、各社24時間を計画しており、実施状況及び評価結果はATENAからNRAへ報告するとの対応方

¹⁰ 3～8時間の運転で確認すれば、機関の各部品に許容される範囲内で連続運転ができる。

針が示された。

以上を踏まえ、今後も ATENA の取組状況を聴取し、技術情報検討会に報告することとしたい。

第24回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 における質疑応答

(1) 24時間運転の試験結果

NRA：東日本大震災の発生時に、福島第一原子力発電所6号機や東通原子力発電所では、長時間の運転の実績があるが、それに対する評価や検証はしたか。

(平田 川崎原子力規制事務所長)

ATENA：24時間以上の運転実績があることは確認しているが、運転データから何が言えるかまでは評価できてない。データを再度見直して、何か得られるものがないか確認したい。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：今までの議論は、機関本体についてだが、EDG設備としては、屋外の軽油タンクから配管、バルブ、移送ポンプでデイトンクへ、そこから機関本体に行くというシステムになっているはず。システムとしての検証は考えているのか。(平田 川崎原子力規制事務所長)

ATENA：システム及び環境全体を含めて確認していきたい。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

(2) 海外における24時間運転の取組状況

NRA：IEEEの1995年版は8時間要求だが、事業者は24時間実施しているとある。この理由は把握しているか。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

ATENA：IEEEは長い間、8時間と規定をしていた。一方で、NRCの文書では、24時間という規定がかなり昔からあった。事業者によると、8時間でよいと思っているが、24時間運転してデータを集めているところもある。実際にアメリカの状況を聞くと、日本の設置許可に当たる申請の時点で8時間と認められていたら、そのままというプラントもあり、必ずしも24時間にしているわけではない。また、最終的には、IEEEも24時間に変えているので、自主的に24時間に変更した事業者もあり、事業者によっていろいろな見解があったが、技術的な理由は見出せなかった。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

ATENA：事業者と規制とのやり取りで、事業者がIEEEの8時間でよいとしたことに対して、NRCは8時間を超えるところで出てきた不具合もあるので、24時間やったほうがいい、とコメントしており、今に至っているということが調べた範囲で分かった。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：「排気ラインの吹き抜けを促進することで、機関の健全性維持に効果がある」とあるが、24時間試験をしなくてもよいという説明もあった。もう少し詳しく説明してほしい。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

ATENA：負荷の低いところで長時間運転すると、未燃焼分が排気ラインに付着

し、徐々に汚れるということが確認されているが、数時間の100%運転をすれば燃焼する。日本では、分解点検の際、詰まりがないか等確認をしているので、実際は数時間の100%の運転で問題ない。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

(3) プラントメーカー及び機関メーカーの見解

NRA：「最短の保守間隔である約1年に対して、3～8時間の運転で確認しておけば、機関の各部品に許容される範囲内で連続運転ができる」とあるが、「連続運転ができる」の意味は何か。(佐々木企画調整官 技術基盤課)

ATENA：異常な兆候を示さないで、正常な範囲で運転できるという意味である。例えば、燃料噴射弁は2,000時間で交換しておけば、パラメータとして見ている排ガス温度が異常な温度を示さず適正な圧力となり、連続運転が可能となる。(渡辺 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：ディーゼル発電機の部品については、異常が発生しないという見解ということか。(佐々木企画調整官 技術基盤課)

ATENA：そのとおりである。シリンダは18、16など数多くあるので、そのうちの 하나가故障しても、発電ができなくなるわけではない。(渡辺 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

(4) 電源の多重性、設備構成

NRA：今後の運転時間を24時間ではなく8時間にするとEDGの信頼性は若干落ちるのではないかと。仮にEDGが故障したとしても、日本の場合はSA機器があるので、炉心損傷に至ることはないという説明か。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

ATENA：日本は多重性を持った設備構成になっており、海外と比べても、見劣りするものではない。EDGは容量が大きく、また、DB設備であるので高い信頼性が必要というのは当然のことだが、EDG2台だけで、安全が守られているわけではないことを説明したものである。(岡本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

(5) 過去に発生した国内外のEDGトラブル事象

NRA：8～24時間のトラブルが3%という数字は、長く運転して検知できるトラブルが少なかったということであり、7日間の外部電源喪失を仮定しても、EDGにより必要とする電力を供給できることという要求に対して許容できる水準であるかを、統計的に推定したというわけではないという理解でよいか。(村上企画調査官 検査監督総括課)

ATENA：そのとおりである。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：日本はSA設備が規制要求になっていて、運転員の負担も増えている。EDGを8時間以上試験するに当たって、運転員の負荷はどうか。(村上企画調査官 検査監督総括課)

ATENA：例えば外部電源が喪失した状態でEDGが動作している場合は、基本的に

は、そのまま運転している。しかし、試験時は外部の一般公衆の電源とながった状態なので、出力の調整等を常に監視する必要がある。試験する際は、労務管理の点では負担は高い。(岡本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：国内外のトラブル情報14件のうち8件は累積の運転時間に依存するとある。長い時間を運転したほうがトラブルは見つかるということがあると思うがどうか。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

ATENA：この8件については、年単位で長い期間かけて壊れるようなものであり、必ずしも24時間をやったことによって出てくるものでもないと思う。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：サーベランステストで十分検知できるという考えか。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

ATENA：熱疲労であれば、起動停止回数が多いほうが発生するので、サーベランスでわかる。したがって、劣化とか故障がターゲットであれば意味があるが、この8件については、そうではないと思う。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：8件の中にある締付けボルト緩みは保守不良であり、保守管理は、ちゃんとした人がやるとはいえ、人間がやることは、なかなかパーフェクトは難しいと思われる。(米林上席検査監視官 検査監督総括課)

NRA：「試験時間に依存するが長時間運転ではなくとも兆候検知は可能」とあり、冷却水管に異物があり冷却水温度が上昇したとある。これを踏まえて、兆候検知の閾値を変更する等の対応をしたのか。(酒井原子力規制専門職技術基盤課)

ATENA：この分析の結果から、冷却水系のパラメータの閾値を変えたということはない。温度上昇というのはあるので、このような事例も踏まえてパラメータを感度よく見ていると思っている。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

(6) 今後の対応方針

NRA：4月に説明を受けた際の資料に比べて、前向きな計画になったと思う。ATENAの中で、どのような議論があつて変更されたのか。特に、稼働プラントについては、直近の定検完了目途で試験を実施するという点について説明してほしい。(佐々木企画調整官 技術基盤課)

ATENA：当初3～8時間の連続運転をすれば大丈夫で、各社設定すればよいとしていたが、国内外も含めてトラブル情報の分析をした結果、8時間の連続運転をすることで、EDGに発生するトラブルの大半が確認できるということが分かり、今後データを分析する上でも有効と考えた。当初、定期的に少し長い目で試験を実施するという点で、8～10定検に1回としていたが、データを早く蓄積して、評価をし、結論を出したいと思い、例えば稼働プラントについては、直近の定検完了を目途とした。(竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員)

NRA：各社24時間を試験的に実施することを計画中とあるが、8時間を24時間にすることで期待されることは何か。（佐々木企画調整官 技術基盤課）

ATENA：システム全体として、24時間運転を実施していないEDGについて、不具合がないのか、改善点がないのかを見出すというのがある。また、この何年間かで安全対策工事を行っており、EDGのシステム以外の建屋の貫通部や消火系、空調系等を変えている。総合的に考えたときに、当初の目的どおりの機能を発揮できるのかを確認するということもある。（竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員）

NRA：「大幅に保全方法を見直す場合等は、24時間連続運転により機関の性能を確認する。」とあるが、これは保全方法を見直すときに24時間運転をするのか、保全方法を見直した後に数サイクル、新しい保全方法が妥当かどうかの確認をするのか。（小野上級原子炉解析専門官 実用炉監視部門）

ATENA：両方の観点があると思っている。多くの場合は後だと思うが、最初のデータを取っておいて、比較するということもあり得る。（竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員）

NRA：「併せて、知見拡充のため燃料使用量の検証も実施する」とあるが、燃料使用量の検証を行う意味は何か。（平田 川崎原子力規制事務所長）

ATENA：EDGは、外部からの補給なく7日間運転できるよう燃料を確保しなければならない。それに対して、燃料使用量（車でいうと燃費に当たるもの）を確認し、それを上回る燃料貯蔵をしなければいけないので、燃費を確認し、貯蔵が十分だということにつなげたい。（竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員）

NRA：EDGが極端に劣化して燃料使用量が変わって、例えば軽油タンクやデイトンクを取り替えるということまで考えているわけではないという認識でよいか。（平田 川崎原子力規制事務所長）

ATENA：そのとおりである。（竹本 ATENA-EDG24時間運転検討SWG委員）

NRA：今日の説明は、海外の状況や、海外を含めたトラブルの分析を行った結果、日本では長時間の運転はそれほど実施していないので、さらに知見を集めて、今後のEDGの信頼性を確保する、あるいは保全についてできることを検討する目的で、今後取組を行うものと理解した。（遠山技術基盤課長）

EDG24時間運転について

2023年11月6日

原子力エネルギー協議会



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

1

全体構成

◆ 目次

	項目	スライドNo
1	はじめに	2、3
2	海外における24時間運転の取組み状況	4
3	保守管理の方法・頻度の違いについて	5～8
4	保全の組み合わせと故障検知の考え方	9、10
5	メーカーとしての見解	11～13
6	電源の多重性、設備構成	14
7	国内外のトラブル情報分析結果	15、16
8	今後の対応方針	17～19

1. はじめに (1/2)

◆ 経緯

非常用ディーゼル発電機（EDG）について、「現状のメンテナンスの妥当性確認」及び「運転実績の蓄積」を目的として、各社メンテナンス体制毎に代表EDG1台以上を選定し、2021年度より、EDG24時間運転を実施した。（次ページの試験結果一覧参照）

上記取り組みに加えて、海外の状況、海外との保全や設備構成の違い、国内外のEDGトラブル事例の分析等を行い、EDGの設計を行っているプラントメーカーの見解も踏まえ、EDGの連続運転試験に対する産業界の考え方を取り纏めた。

これまでも産業界では、EDGの設備信頼性向上のため様々な取り組みを実施してきたが、今回検討したEDG連続運転試験の今後の対応方針に基づき、事業者として安全性向上に資するデータを蓄積し、更なる設備信頼性向上の取り組みを実施していく。

1. はじめに (2/2)

◆ 24時間運転の試験結果一覧

会社名	プラント名	結果/実施日	会社名	プラント名	結果/実施日
北海道	泊 1 (A)	良好 (2021/6)	中部	浜岡 3 (A)	良好 (2022/7)
東北	女川 3 (H)	良好 (2022/1)		浜岡 4 (B)	良好 (2023/3)
	東通 1 (B)	良好 (2021/12)		浜岡 4 (H)	未実施 (4号機起動前)
東京	福島第二 3 (B)	良好 (2022/11)		浜岡 5 (A)	試験中断 (2021/5) ⇒ 良好 (2023/6)
	柏崎刈羽 6 (A)	試験中断 (2022/3) ⇒ 良好 (2023/3)	関西	大飯 2 (A)	良好 (2021/12)
	柏崎刈羽 7 (A)	良好 (2022/12)	中国	島根 2 (A)	良好 (2022/6)
	柏崎刈羽 7 (B)	良好 (2022/11)	四国	伊方 3 (A)	良好 (2021/5)
	柏崎刈羽 7 (C)	良好 (2022/10)	九州	玄海 3 (B)	良好 (2022/2)
北陸	志賀 2 (A)	良好 (2022/2)		川内 2 (A)	良好 (2022/4)

※東通、福島第一、東海第二、敦賀 2、再処理施設、使用済燃料受入貯蔵施設のEDGについては、実機における24時間以上の運転実績あり。

- 対象とした18台のうち、試験を実施した15台については各パラメータで異常は確認されず良好な結果となった。
- また、試験中に2台のEDGで不具合が発生し、試験中断しているが、電源供給機能に影響しない事象であり、運転継続可能であったことを確認した。
- 試験再開した浜岡5(A)及び柏崎刈羽6(A)については問題なく試験完了した。

2. 海外における24時間運転の取組み状況

海外においては、**規制ガイドやIEEE387-2017に基づき、EDG24時間運転について規定されている**ことから、米国NEI（Nuclear Energy Institute）を通じて、**海外事業者の24時間運転に対する取組み状況の実態調査**を行った。

調査結果の概要については以下の通り。【全9社（米7社、南ア1社、英1社）】

< 法令・規格要求を“24時間”としている理由 >

“24時間”の明確な技術的根拠については確認できなかった。

また、プラントによっては24時間ではなく8時間運転を採用していることが確認された。

(24時間運転、8時間運転の実施状況)

- **24時間運転**を行っている。【5社】
- IEEE387-1995に従い**8時間運転が実施要求だが、24時間運転を実施**している。【1社】
- 24時間運転ではなく**8時間運転**を行っている。【2社】
- 24時間、8時間とも行ってない。【1社】

< 法令要求以外に海外事業者が24時間運転に期待している事項 >

法令要求以外に、以下の効果も期待して24時間運転を実施していることが確認された。

- EDGが**介入なしで安定した状態を維持できることを確認**する。【プラントA】
- 大量の燃料が使用されるとき**の燃料使用量の検証**を行っている。【プラントB】
- **排気ラインの吹き抜けを促進**することで、機関の健全性維持に効果がある。【プラントB】
- **燃料貯蔵タンク内の燃料を循環**させるのに役立つ。【プラントC】

3. 保守管理の方法・頻度の違いについて（1/4）

(1) 日米における保全計画と保全内容の比較（点検内容・点検頻度）

- ・国内の保全方式は**TBM（Time Based Maintenance：時間基準保全）**を選定し、劣化、故障モード等を考慮した点検内容・頻度を定めている。また、点検後は試運転（負荷試験）を行い、系統全体の健全性を確認している。
- ・一方、**米国では多くの発電所が保全方式としてCBM（Condition Based Maintenance：状態監視保全）**を選定し、運転中もしくは停止中に保全を行っている。

国内では保守的に頻度を決めて分解点検を行っているのに対し、米国は状態監視により、分解点検が必要な部位、頻度を見極めながら点検を実施（シリンダ開放はサンプル点検）している。

点検機器	国内プラント（例）		米国プラント（例）	
	点検内容	点検頻度	点検内容	点検頻度
ディーゼル機関 （付属設備含む）	・各部の分解点検（伸縮継手他） ・ガバナー点検 ・主軸受開放点検	毎定検（部分分解） （1回の点検では1～2気筒ずつ点検を実施し、8サイクルで全気筒の点検を行っている）	状態監視※ ・潤滑油診断、振動診断等、サーモグラフィ診断 ・ボアスコープ点検、エンジン分析、ガバナー油診断	数カ月毎 2～6年毎
	・シリンダ開放点検 ・燃料噴射弁の点検・試験 ・消耗品取替（Oリング等のシール材）		・シリンダ開放（サンプル点検） ・燃料噴射試験等 ・消耗品取替（シール材、リレー）	
	・各部の分解点検（フィルタ点検他） ・消耗品取替	毎定検（全数分解）	・エアフィルタ点検 ・各種フィルタ交換等	2～6年毎
ディーゼル発電機	・各部の分解点検 ・絶縁抵抗測定 ・軸受開放点検 ・発電機開放点検（固定子・回転子点検） ・消耗品取替	毎定検（部分分解）	状態監視※ ・ボアスコープ点検	2～6年毎
	・各部の分解点検 ・消耗品取替	毎定検（全数分解）	・消耗品取替（シール材、リレー）	
機能確認	・試運転（負荷試験） →詳細は③にて説明	毎定検		

※国内の一部プラントにおいても、状態監視（潤滑油診断、振動診断、サーモグラフィ診断）を実施している。

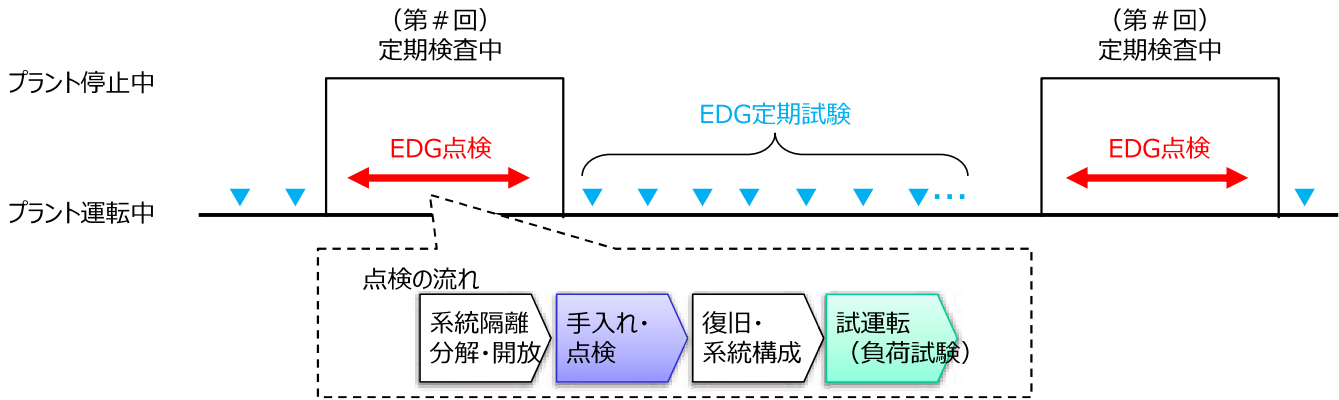
3. 保守管理の方法・頻度の違いについて (2/4)

(2) 国内EDGにおける保守管理

国内におけるEDGは、安全上重要設備であることを踏まえ、予防保全による時間基準保全 (TBM) を選定し、定期検査時に分解点検を実施し、分解点検後の試運転により機器の健全性を確認している。

【毎定検】

プラント運転中は定期試験 (サーベイランス) による運転状態の確認を実施している。【1回/月】



① 保全計画と保全内容 (点検内容・点検頻度)

下記項目を踏まえEDG機能確保のために必要な保全計画を策定している。

- a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験
- b. 使用環境および設置環境
- c. 劣化、故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 科学的知見



3. 保守管理の方法・頻度の違いについて (3/4)

【点検内容・点検頻度の設定の具体的イメージの例】

機器	点検部位	点検周期
ディーゼル機関	ピストン及び連接棒	8C
		16C
	クランクピン軸受	8C
	シリンダライナ	8C
	シリンダヘッド	8C
	給気弁及び排気弁	8C
	燃料噴射ポンプ	8C
	燃料噴射弁	8C
	燃料噴射管	1C
	揺れ腕装置及び動弁装置	1C
...	...	

C (Cycle) : 運転サイクル

●点検部位毎に詳細な点検・作業内容を設定 (例:ピストン)

点検部位	点検内容	作業内容	頻度
ピストン及び連接棒	ピストンおよびピストンスカートの摩耗、損傷の有無	目視点検	8C
ピストン及び連接棒	ピストンの摩耗、損傷の有無	寸法測定	8C
ピストン及び連接棒	ピストンの付着物の有無	目視点検	8C
ピストン及び連接棒	各リングの摩耗、損傷の有無	寸法測定	8C
ピストン及び連接棒	各リングの摩耗、損傷の有無	取替	16C
ピストン及び連接棒	ピストンクラウン、連接棒のき裂、摩耗等の有無	目視点検	8C
ピストン及び連接棒	ピストンクラウン、連接棒のき裂、摩耗等の有無	ピストンクラウン、ピストンロッドボルトの浸透探傷検査	8C
ピストン及び連接棒	球面軸受の損傷の有無	当り面の目視点検	8C
ピストン及び連接棒	球面軸受の損傷の有無	浸透探傷検査	8C
ピストン及び連接棒	球面軸受の損傷の有無	間隙測定	8C
ピストン及び連接棒	回転機構の爪及び爪歯車の摩耗、損傷の有無	目視点検	8C



●劣化、故障モードを考慮 (経年劣化メカニズムまとめ表/例:ピストン)

機能達成に必要な項目	点検部位	材料	想定される経年劣化事象	点検内容
発電機駆動機能確保	ピストン	合金鋼、低合金鋼、アルミニウム合金	摩耗	目視点検
			疲労割れ	目視点検
			カーボン堆積	目視点検
			腐食 (全面腐食)	目視点検
		疲労割れ (高サイクル疲労割れ)	目視点検	
		铸铁

●運転実績、事故および故障事例などの運転経験
●機器の構造等の設計的知見 等

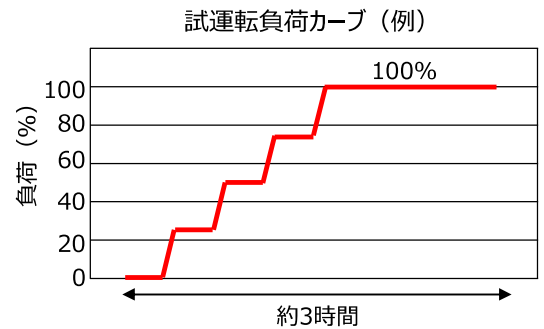
・NUCIA情報
・機器取扱説明書 等



3. 保守管理の方法・頻度の違いについて (4/4)

② 分解点検後の試運転

分解点検後の試運転では、まず、起動前確認事項として燃料系統、冷却水系統、空気系統、潤滑油系統の各系統に問題ないことを確認し、その後、EDGを起動し、負荷を段階的に上昇させ、本体および付属系統の圧力・温度等の各種パラメータが安定するまでの確認により、EDGの系統全体の健全性を確認している。(約3時間)



③ 定期試験の内容と頻度

プラント運転中は、以下のとおり定期試験を実施

実施頻度	1回/月
試験内容	<ul style="list-style-type: none"> EDGを起動し、負荷運転（段階的に出力を上昇させ定格出力状態とする）を行い、運転状態を確認する。 試験時間は約1～2時間

④ EDG24時間連続運転後の点検結果を踏まえた保全の有効性評価

2021年度～2023年度に実施したEDG24時間連続運転後のEDG分解点検を実施したプラントにおいて、機器の異常等は確認されておらず、保全の有効性評価により保全内容を見直した実績はない。*

※EDG24時間連続運転時に発生した2事象（排気管伸縮継手破損事象、軸受部からの潤滑油漏えい事象）については、設計・製作に起因したものであり、ここでは、EDG24時間連続運転後の分解点検から得られた結果のみをいう。



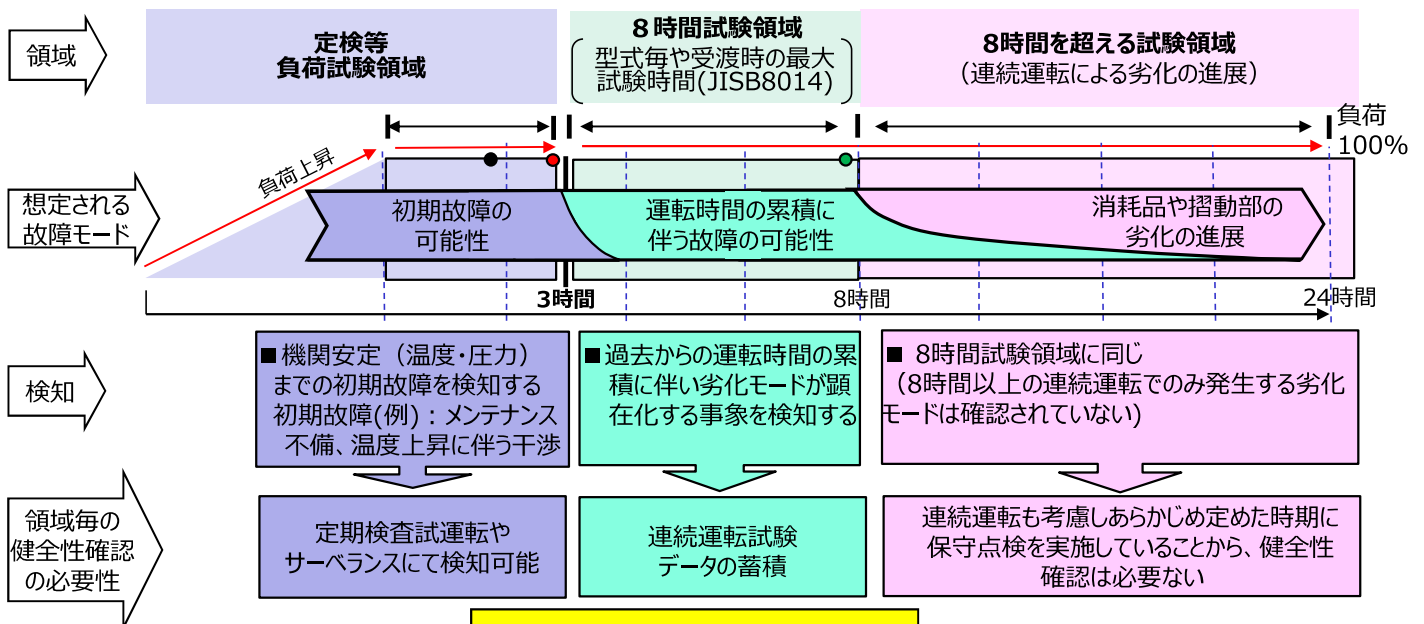
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4. 保全の組み合わせと故障検知の考え方 (1/2)

(1) 試験時間と故障検知の整理について

国内EDGの24時間連続運転試験結果、約1～2時間で運転パラメータは安定。以降の連続運転領域での変化もなく安定した運転であった。試験時間経過毎の故障モードと検知のイメージは下表のとおり。

- 運転パラメータ(温度、圧力等)が安定したポイント
- 浜岡5号機 (伸縮継手保温材バタつき検知: 約3時間後)
- 柏崎刈羽6号機 (軸受部潤滑油漏えい検知: 約8時間後)



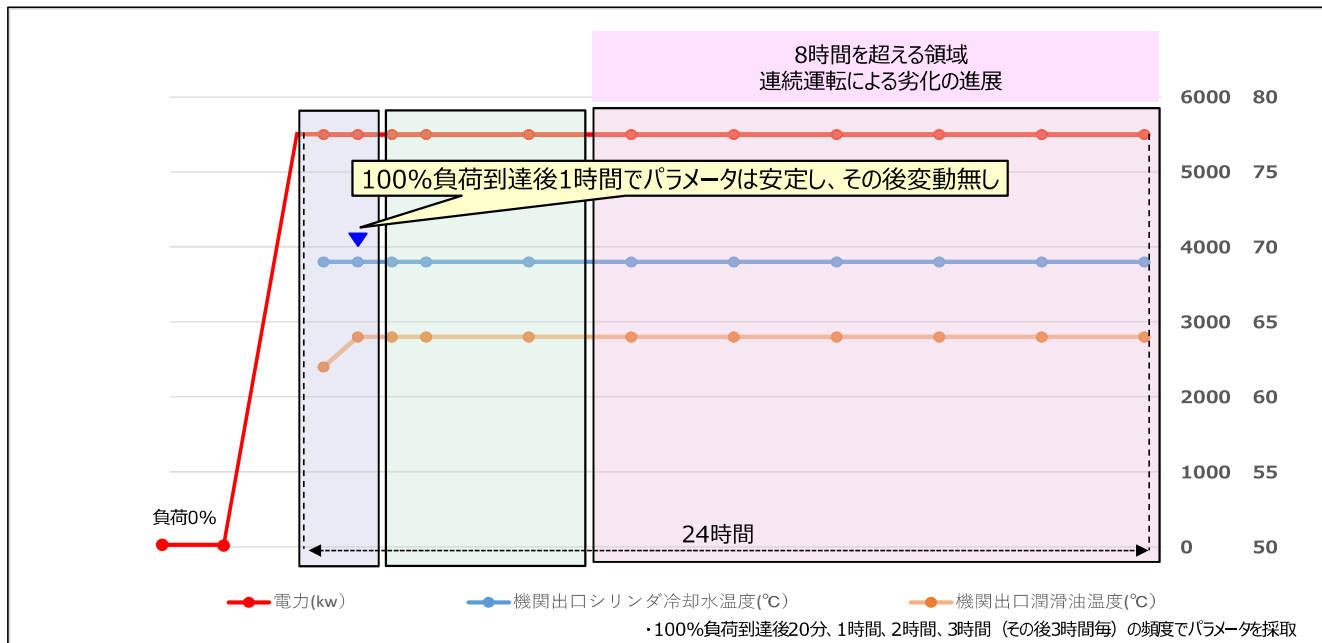
8時間を超える試験領域は、連続運転時間増加に伴う部品の摩耗や、消耗品の劣化が進展する領域であり、国内EDGはこれまでの運転知見から、想定される劣化モードに対し連続運転も考慮のうえ、あらかじめ定めた時期に保守点検を実施していることから、健全性確認は必要ないとする。

4. 保全の組み合わせと故障検知の考え方 (2/2)

(2) 24時間連続運転試験時の運転パラメータについて

- 24時間連続運転試験において**100%負荷到達後**、機関本体・補機類の温度・圧力・振動データ等采取了が**約1～2時間で安定した**。
- 運転パラメータ安定後の**連続運転領域も運転状態に変化はなく、異常はなかった**。

【24時間連続運転試験時の負荷カーブおよびパラメータ】(代表例)



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

5. メーカーとしての見解 (1/3)

プラントメーカー及び機関メーカーの見解

◆ 原子力施設向けEDGの設計について

- ・ 原子力用のEDGは、船用、発電用等の**常用機関として一般産業用で実績のあるディーゼル機関を採用**しており、**適切な点検、整備を前提に長時間の運転ができる**ように設計されている。
- ・ 船用、発電用の**常用機関として2,000時間毎※の整備間隔**、また非常用発電としての**最短の保守間隔である約1年**に対して、**3～8時間の運転で確認**しておけば、機関の各部品に許容される範囲内で連続運転ができるものとする。
- ・ 原子力用のEDGは非常用として使用（通常時は待機）することを考慮し、機関選定時に一般産業等で実績のある機関に対し、**設計要求機能確認のため、負荷運転(24h連続を含む)、無負荷運転、過負荷運転、負荷遮断に加え、100回始動及び負荷投入等**の試験を行い、要求機能が満足した機関を選定している。
- ・ 発電所での運転においては、一般汎用のキュービクルタイプ非常用発電設備等とは異なり、非常時以外の**待機状態時には始動失敗の低減や起動時熱的影響の軽減等を目的に、機関を常に暖気運転する対策等**を図った設計としている。また、耐震要求の対応として、耐震評価等を実施している。

※連続運転する一般産業用の常用機関での一般的な整備時間間隔で一番短い部分は燃料噴射弁の整備間隔

注) 機関メーカーが詳細設計、保守点検を行っているプラントメーカーにおいては、機関メーカーへの確認結果を踏まえた見解を記載。



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

5. メーカーとしての見解 (2/3)

プラントメーカー及び機関メーカーの見解

◆ 24時間運転は不要と考える理由について

国内メーカーは、海外で取組んでいる24時間運転の背景・根拠は把握できていないが、以下の理由から、**3～8時間の連続運転で問題がなければ、それ以上の時間の連続運転は不要と考える。**

- 一般産業向けで多数の使用実績を有し、信頼性が高いエンジンであり、**納入前に同型のテストエンジンで200時間連続運転等の複数の試験を実施し、信頼性を確認している。**
- 現状の保全においては、計画的に機関点検を実施し、**経年劣化する部品は予防保全の観点から適切に取替えている。**
- 原子力用DGは、**機関選定時試験等で始動性試験や負荷試験及び24時間運転を行っており、また、異常の傾向は概ね比較的短時間（サーバランス運転や点検後の試運転等）で顕在化するため、「サーバランス運転+定期的な点検・部品交換」にて機能維持を図ることで、機関性能を維持できる認識。**特に機関点検後の試運転等で**機関各部の温度が安定した状態となれば、基本的にはそれ以降の機関の運転状態に変動はない**と考えている。

注) 機関メーカーが詳細設計、保守点検を行っているプラントメーカーにおいては、機関メーカーへの確認結果を踏まえた見解を記載。



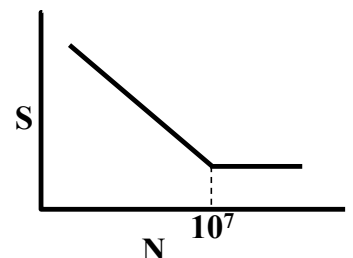
5. メーカーとしての見解 (3/3)

プラントメーカー及び機関メーカーの見解

◆ 24時間運転は不要と考える理由について (補足)

- 仮に、**8時間以上の長時間運転を実施する場合、機関の高サイクル疲労や摩耗を検証するための耐久試験**を目的とすることが想定される。
- **高サイクル疲労試験による耐久試験の場合**、機関の回転数によるガス圧による**繰返し数Nが10の7乗回**となったとき、**疲労限が一定の領域**に達する。

		船用2サイクル ディーゼル機関		発電機用4サイクル ディーゼル機関		鉄道用ディーゼル機関		
		rpm						
回転数	rpm	80	230	450	720	1500	1800	2100
10の7乗までかかる日数	日	87	30	31	19	9	8	7
10の7乗までかかる時間	時間	2083	725	741	463	222	185	159

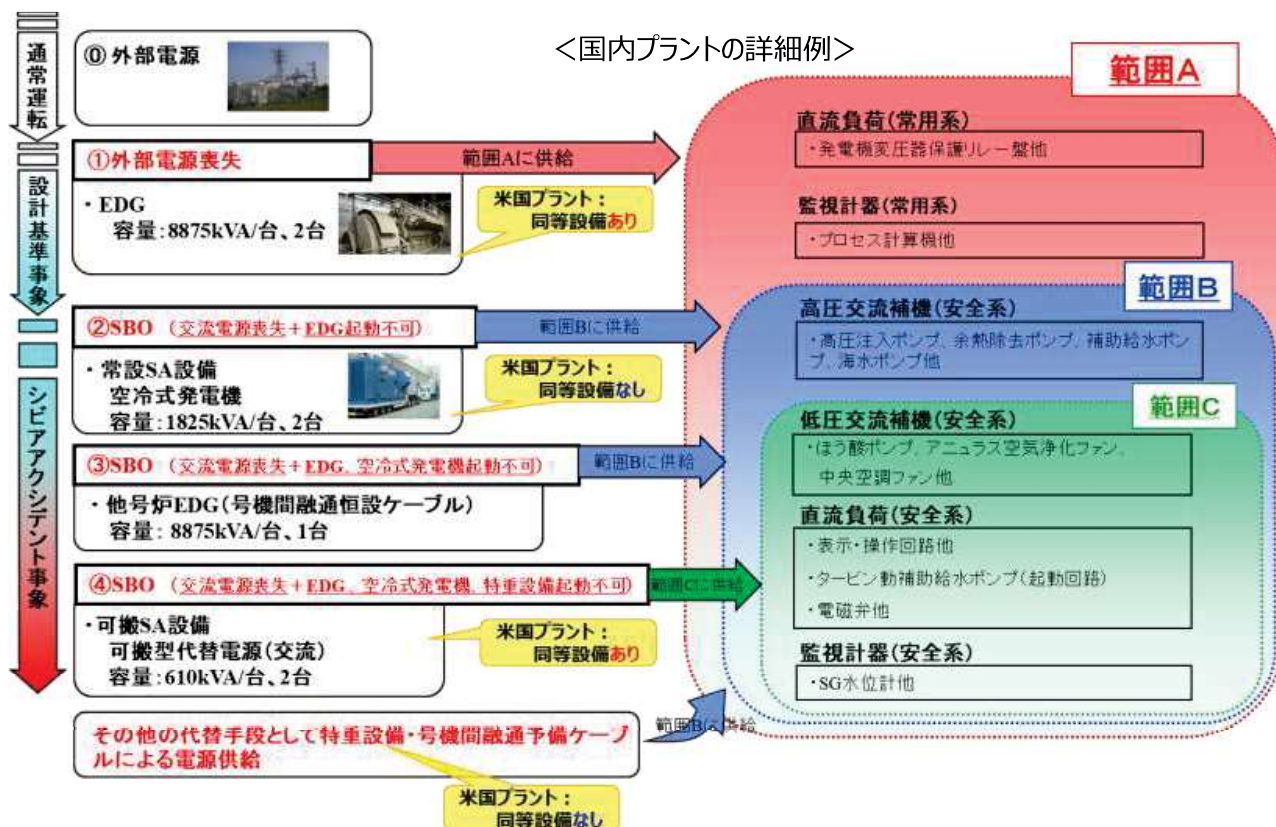


- 最も早く10の7乗回に達するのは2100rpmの鉄道用ディーゼル機関で7日であるが、**形式試験などでそのような連続試験は実施していない。**形式試験のある機関形式の代表機関について、形状を決める設計段階から**3次元FEMによる解析技術により構造設計**を行い、その**初号機の社内試験**にて、**部材の温度や応力を直接に計測し、材料のデータベースと照合し、疲労限以下となることを確認している**ために**長時間の連続試験は不要**であると考えている。
- 摩耗については、形式試験のある機関形式の代表機関について、その**初号機の社内試験後、機関を開放し、摺動面の金属組織観察による摩耗形態(凝着摩耗のような進展の早い摩耗の形態)や実際の摩耗量により余寿命を把握**するので、**実際の時間をかけて摩耗させることはない。**



6. 電源の多重性、設備構成

- ◆ 新規基準において、国内の非常用交流電源設備は、EDGだけでなく他の交流電源設備も備えている。（詳細は以下の通り）
- ◆ 設置許可基準、技術基準により、EDGとEDG以外の非常用電源は可能な限り、多重性又は多様性・独立性・位置的分散を図る要求があり、満足するように設計・製作されている。

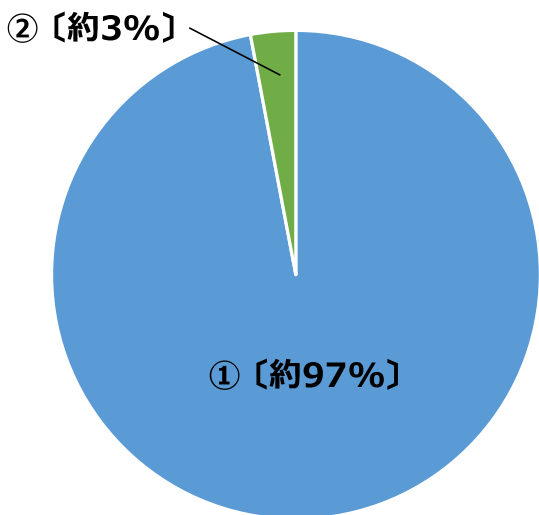


7. 国内外のトラブル情報分析結果 (1/2)

過去に発生した国内外のEDGトラブル事象について

- 過去に発生した国内外のEDGトラブル情報 (WANOデータベース) **1,156件**について分析した結果、EDG運転中又は待機中に発生したトラブルは約**470件**となった。これらのEDG不具合事象に対して、トラブル発生タイミングが読み取れるものを分析した結果は以下グラフの通りであり、**大半のトラブルは8時間以内で発生**していることを確認した。
- **8時間～24時間で14件のトラブル事象が確認**されたことから、これら事象の詳細分析 (長時間運転により発生した事象か否かの分析) を実施。

〔国内外で発生したEDGトラブル件数 (運転中又は待機中) 〕



- 【凡例】トラブル発生タイミング
- ① 起動直後～定格8時間まで※
 - ② 定格8時間～定格24時間まで (14件)
- ※【内訳】
- | | |
|--------------|---------|
| 起動直後 | : 24.4% |
| 運転後～定格運転まで | : 9.0% |
| 定格運転～定格8時間まで | : 63.7% |

7. 国内外のトラブル情報分析結果 (2/2)

- **8時間～24時間で生じたトラブル事象 (全14件)** を分析した。
- 14件の内訳については、**5件が偶発事象、8件が累積運転時間に依存する事象、1件が1回あたりの試験時間に依存する事象**^{※1}であった。

事象要因分析結果 (保全不良・製造欠陥重複件名 1 件)

要因	保全不良	設計不良	製造欠陥	偶発的事象 (電気品故障等)
事象数	9	1	3	2
例	異物混入 組立手順誤り	ナット構成不良	出荷時梱包不足 加工不良	リレー誤作動

事象分析

事象分類	試験時間の長短と無関係 (偶発事象)	過去の試験を含めた累積の運転時間に依存する事象 ^{※2}	試験時間に依存するが長時間運転ではなくとも兆候検知は可能
事象数	5	8	1
例	リレー誤作動 振動計誤作動	疲労割れ 締付けボルト緩み	異物による冷却水供給不足のため、 温度上昇 ^{※1}

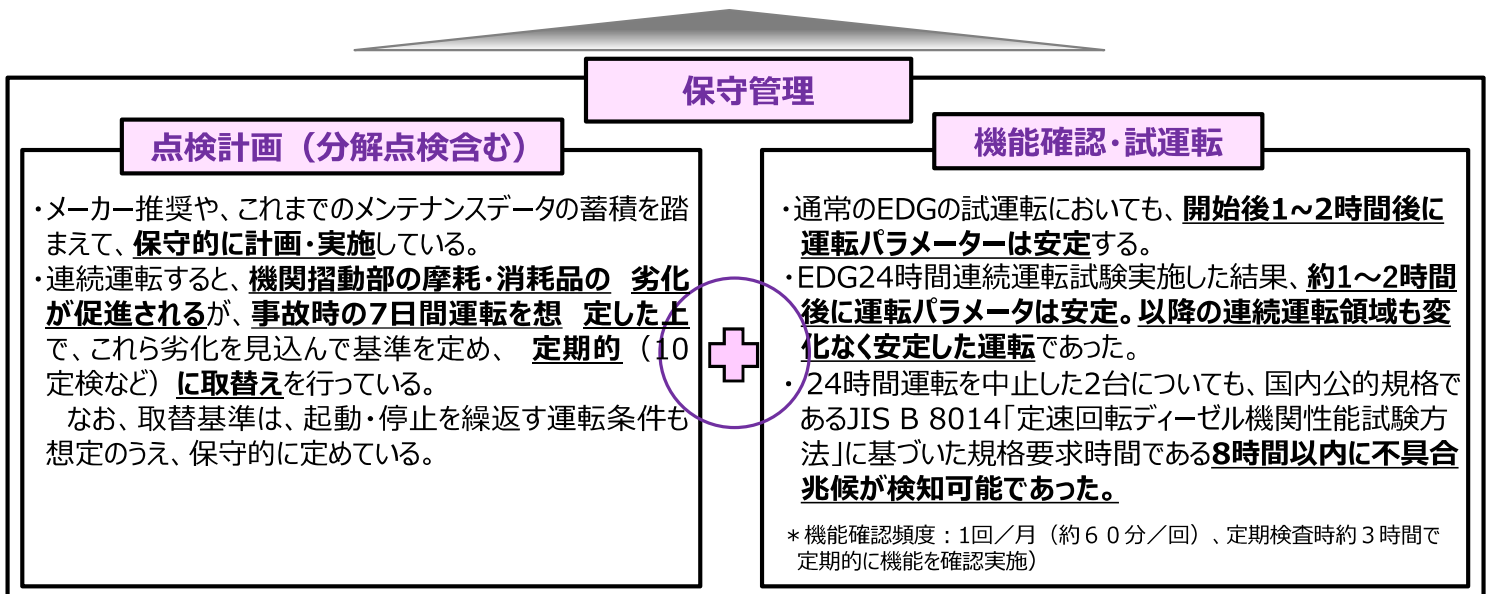
※1：本事象は冷却水管に異物があり、その影響で起動後約12時間後に冷却水の温度が上昇した事象である。異物の形状によっては、長時間運転で顕在化する場合もあるが、基本的には温度上昇・振動増加等短時間で検知可能であると判断する。

※2：過去からの試験時間の累積の結果として顕在化する事象であり、試験時間が長い方が当該試験時に顕在化する頻度は上がるが、兆候の検知は困難と考える。

8. 今後の対応方針 (1/3)

◆ これまでの運転実績、調査結果を踏まえた連続運転に対する考え方

➤ EDGの信頼性は、「**点検計画 (分解点検含む)**」と「**機能確認・試運転**」の組み合わせにより維持・管理しており、機能要求 (有事の際は7日間) に対して**連続運転が可能な状態**である。機能確認・試運転の**運転時間延長によって、EDGの信頼性向上に直接的に繋がるものではない。**



8. 今後の対応方針 (2/3)

◆ 24時間運転に関する調査・検討結果について

- ・海外における24時間運転に対する取組み状況の実態調査を行ったが、**“24時間”の明確な技術的根拠については確認できなかった。**
- ・**「プラントメーカー及び機関メーカーは3～8時間の連続運転で問題がなければ、それ以上の時間の連続運転は不要」と**の見解である旨を確認した。
- ・一方、海外事業者が**副次効果として長時間運転に期待している事項**については海外調査により確認することができた。また、国内外トラブル情報の分析により、**“8時間”運転を実施することで、大半のトラブル件数がカバーできる**ことを確認した。

以上の調査・検討結果を踏まえ、今後の対応方針について以下の通り整理を行った。

◆ 連続運転試験に対する対応方針

現在の**国内EDGの信頼性は十分に確保されている**と考えているが、米国においては、24時間運転データを活用した状態監視保全を行っていることから、保全プログラムにおいて**8時間以上の運転を追加し、そのデータを蓄積することで、今後の「保守管理」に活かしていく。**

実施の考え方

現状のEDG定期検査時の試運転において、8時間以上の運転試験を実施することで、**連続運転試験データの蓄積・評価し、連続運転データを用いた保全プログラムの更なる高度化による設備信頼性向上**を目的とする。併せて、知見拡充のため**燃料使用量の検証※1**も実施する。

更に、状態監視を主とした保全の導入など、保全方法を大幅に見直す場合は、**当該EDGの連続運転性能等を確認することで、メンテナンス内容の見直し要否を確認する。**

※ 1 海外実態調査で得られた取組みの反映 (P4参照)。

[次頁へ続く]

8. 今後の対応方針 (3/3)

実施内容 (当面の対応)

運転時間、実施頻度、実施台数については下記を最低限とし、これを超える対応は各社にて個別に判断するものとする (なお、各社24時間運転を試験的に実施することで計画中)。

運転時間	8時間連続運転※1 (定格100%になった後)
実施頻度	至近の保全サイクル (稼働プラントについては直近の定検完了目途) で1回※2
実施台数	サイト毎で、同一仕様かつ同一保全プログラム毎に1台 (機能要求のあるDG)

※ 1 大幅に保全方法を見直す場合等は、24時間連続運転により機関の性能を確認する。
 ※ 2 実施頻度は、8時間連続運転の実施結果を踏まえて継続的な連続運転試験について判断する。

今後の対応

- ・各プラントの**長時間運転試験の実施計画**については、定検工程等も踏まえ、別途**ATENAから原子力規制庁へ提示**する。
- ・上記の実施内容 (当面の対応) について、**実施状況及び評価結果はATENAから原子力規制庁へ報告**する。

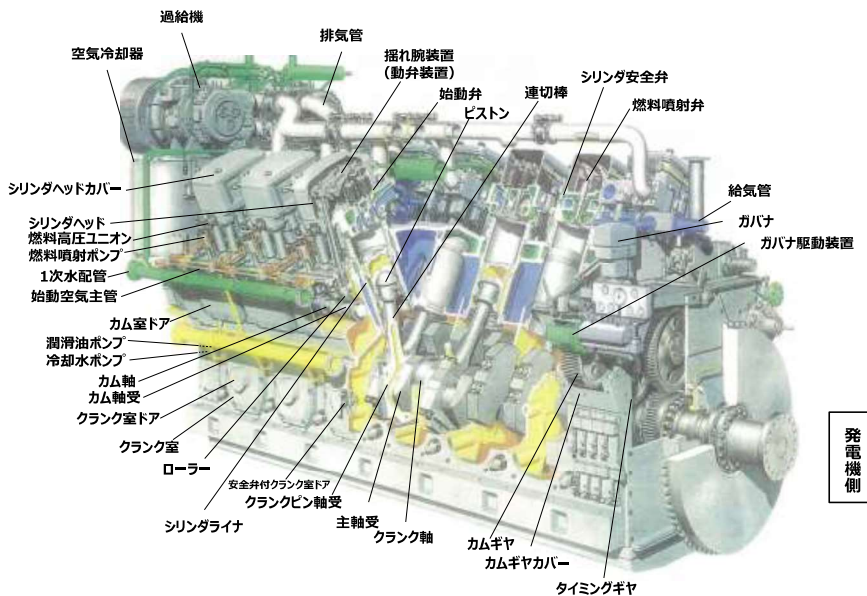
参考. 非常用ディーゼル発電機の概要

(目的)

非常用母線電源喪失時、或いは原子炉冷却材喪失事故時において、工学的安全施設やその他の原子炉停止に必要となる系統の運転のために必須な負荷に非常用電源を供給する。



非常用ディーゼル発電機 外観写真



発電機側

機関全体図

<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。

参考資料 6 2 - 1

技術情報検討会フォローアップ

2023年11月30日

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の状況 2次スクリーニングの対象になったもの（i、ii、iii）

初回報告	案件名	担当	追加報告	最新状況
第31回 (平成30年04月16日)	地震調査委員会「千島海溝沿いの地震活動の長期評価（第三版）」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		<ul style="list-style-type: none"> ・適合性審査において確認する ・地震調査委員会が公表する知見を収集
第34回 (平成30年11月21日)	PCMI 破損しきい値未満で燃料破損に至った NSRR 実験(OS-1)について	システム安全研究部門	第49回 (令和3年9月9日)	<ul style="list-style-type: none"> ・PCMI 破損しきい値の改定を不要としたが、引き続き、安全研究の中で確認中
第34回 (平成30年11月21日)	乾式キャスクの遮蔽評価に使用する断面積ライブラリについて	システム安全研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・2023年度までに得られる結果を技術文書として取りまとめる
第34回 (平成30年11月21日)	大山火山のマグマ供給系に関する知見について	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・査読論文として公表されたのち、再検討。その後、委託研究成果報告を基に令和元年6月バックフィット対応となる。同年12月に論文公表になるもスクリーニングアウト。 ・事業者から設置変更許可申請書を受理(令和元年9月)、その後、審査結果案の取りまとめ、意見募集等を経て、設置変更の許可及び後段規制の取扱いについて決定された(令和3年5月)。
第36回 (平成31年4月17日)	地震調査委員会「日本海溝沿いの地震活動の長期評価」に	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		<ul style="list-style-type: none"> ・地震調査委員会が公表する知見の収集

	ついて			
第 37 回 (令和元年 6 月 19 日)	福島県による津波浸水想定について	地震・津波研究部門 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室		<ul style="list-style-type: none"> ・特定原子力施設監視・評価検討会等において確認 ・技術情報検討会での整理において、当該情報によって津波対策の計画を変更する必要がなかったため、当該情報そのものをフォローアップする必要がないと判断された。
第 38 回 (令和元年 9 月 4 日)	キャスクのスラップダウン落下試験から得られた最新知見について	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・評価手法の保守性を検討し、検討結果を安全研究成果報告にて公表。
第 38 回 (令和元年 9 月 4 日)	中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響に関する知見について	システム安全研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA 技術報告を発行(令和元年 8 月) ・経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会(第 3 回: 令和 2 年 5 月 22 日、第 4 回: 令和 2 年 6 月 1 日)において、電気事業者の対応状況を確認 ・NRA 技術報告発行後の高経年化技術評価書で同報告の知見を判定基準としていることを確認
第 39 回 (令和元年 11 月 20 日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA ノート(令和元年 12 月)を発行
第 39 回 (令和元年 11 月 20 日)	重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性評価について	システム安全研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA 技術報告を発行(令和元年 11 月) ・経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会(第 3 回: 令和 2 年 5 月 22 日、第 4 回: 令和 2

				年6月1日)において、電気事業者の対応状況を確認
第41回 (令和2年5月11日)	「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について(概要報告)」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門 研究炉等審査部門 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室	第45回 (令和3年4月14日)	・現在審査中の施設(大間、東通)については、審査の中で本知見の取扱いを確認
第43回 (令和2年10月29日)	接地型計器用変圧器の支持部にガタが有る場合の衝撃耐力に係る試験結果について	地震・津波研究部門		・令和2年10月30日の面談において事業者に周知
第44回 (令和3年1月27日)	土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・事業者の自主的な取り組みである安全性向上評価の中で取り扱うのが適当
第45回 (令和3年4月14日)	NRA技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」について	地震・津波研究部門		・NRA技術報告を発行(令和3年2月) ・令和3年4月16日のATENAとの連絡会議で事業者に周知済み
第45回 (令和3年4月14日)	NRA技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」について	地震・津波研究部門		・NRA技術報告を発行(令和3年3月)
第45回 (令和3年4月14日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		・NRAノートを発行(令和3年2月)
第50回 (令和3年10月14日)	千葉県のパ洋洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について	地震・津波研究部門 地震・津波審査部門		・研究動向に注視し、情報収集を行う
第52回 (令和4年3月10日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		・NRAノートを発行(令和4年3月)

第 53 回 (令和 4 年 5 月 26 日)	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	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・事業者に対して周知する ・令和 4 年 12 月 8 日の ATENA との連絡会議で事業者に周知済み
第 54 回 (令和 4 年 7 月 28 日)	NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」について	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・NRA 技術報告を発行(令和 4 年 7 月) ・「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添として当該知見を含めた「津波波圧評価に係る確認事項」を追加する形で改正(令和 5 年 1 月)
第 55 回 (令和 4 年 9 月 29 日)	「確率論的津波ハザード解析における津波発生・伝播モデルの不確かさの影響」について	地震・津波研究部門		<ul style="list-style-type: none"> ・ATENA 定例面談等で事業者に対して周知する。 ・令和 4 年 12 月 8 日の ATENA との連絡会議で事業者に周知済み

2. その他

初回報告	案件名	担当	追加報告	最新状況
第 28 回 (平成 29 年 10 月 25 日)	太陽フレアが原子力発電所に及ぼす影響に関して	技術基盤課	第 55 回 (令和 4 年 9 月 29 日)	<ul style="list-style-type: none"> ・調査内容を第 55 回技術情報検討会に報告
第 32 回 (平成 30 年 6 月 20 日)	デジタル安全保護系の共通要因故障(CCF)対策設備に関する調査結果について	技術基盤グループ	第 1 回検討チーム ¹ (令和元年 10 月 30 日) 第 2 回検討チーム (令和元年 10 月 30 日) 第 3 回検討チーム (令和元年 12 月 04 日) 第 4 回検討チーム	<ul style="list-style-type: none"> ・ATENA の取組状況について、検討チーム会合で報告を受け、原子力規制委員会に報告 ・ATENA の取組に関し、原子力規制委員会と ATENA の意見交換会を実施

¹ 発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チーム

			(令和2年01月29日) 第69回原子力規制委員会 (令和2年3月11日) 第73回原子力規制委員会 (令和2年3月23日) 第15回原子力規制委員会 (令和2年7月8日) 第5回検討チーム (令和2年10月06日) 第33回原子力規制委員会 (令和2年10月21日) 第25回原子力規制委員会 (令和3年7月30日) 第6回検討チーム (令和5年2月17日) 第7回検討チーム (令和5年3月30日) 第10回原子力規制委員会 (令和5年5月17日) 第22回原子力規制委員会 (令和5年7月19日) 第8回検討チーム (令和5年7月25日) 第9回検討チーム (令和5年10月26日)	
第37回 (令和元年6月19日)	「一相開放故障事象に対する国内原子力発電所の対応」 状況報告	技術基盤課	第40回 (令和2年2月26日) 意見聴取会 (令和2年8月5日) 第42回 (令和2年8月19日) 意見聴取会	・意見聴取の結果を第55回技術情報検討会に報告 ・ <u>第41回原子力規制委員会において、今後の対応方針が了承された</u>

			(令和4年8月3日) 第55回 (令和4年9月29日) 第41回原子力規制委員会 (令和5年11月1日)	
第39回 (令和元年11月20日)	電磁両立性(EMC)に係る 海外の規制動向の調査について	技術基盤課 システム安全研究部門	第44回 (令和3年1月27日) 意見聴取会 (令和3年12月16日) 第51回 (令和4年1月20日) 意見聴取会 (令和4年9月12日) 第55回 (令和4年9月29日)	・意見聴取の結果を第55回 技術情報検討会に報告
第42回 (令和2年8月19日)	サンブスクリーンを通過した デブリが炉心に与える影響に 関する米国の対応状況及びこれ を踏まえた国内の対応について	技術基盤課 システム安全研究部門 シビアアクシデント研究部門 実用炉審査部門	意見聴取会 (令和2年12月7日) 第44回 (令和3年1月27日) 意見聴取会 (令和3年5月28日) 第47回 (令和3年7月8日) 意見聴取会 (令和4年6月16日) 第54回 (令和4年7月28日)	・事業者から聴取した結果、 長期炉心冷却に問題がない ことが確認できたため、内 規の改正は行わないことと する
第45回 (令和3年4月14日)	非常用ディーゼル発電機の 24時間連続試験	技術基盤課	第49回 (令和3年9月9日) 第54回 (令和4年7月28日) 第57回 (令和5年1月31日)	・ATENAの取組を第59回技術 情報検討会に報告

			第59回 (令和5年5月25日) <u>意見聴取会</u> (令和5年11月6日)	
第49回 (令和3年9月9日)	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の調査結果とそれを踏まえた対応	技術基盤課 システム安全研究部門	第51回 (令和4年1月20日) 第59回 (令和5年5月25日) 第60回 (令和5年7月27日)	・調査内容を第60回技術情報検討会に報告
第50回 (令和3年10月14日)	ノルウェーエネルギー技術研究所ハルデン炉における問題とその影響	原子力規制企画課 技術基盤課		・三菱重工より最終報告書を受領し、日本電気協会に提供。(令和4年12月5日) ・今後実施される影響評価の内容について日本電気協会から聴取
第52回 (令和4年3月10日)	雷による建屋内の放射線計測装置等の挙動について	技術基盤課 実用炉監視部門		・関連した知見の蓄積を進める
第53回 (令和4年5月26日)	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	技術基盤課	第57回 (令和5年1月31日) 第60回 (令和5年7月27日)	・調査内容を第60回技術情報検討会に報告
第54回 (令和4年7月28日)	PWR1次系ステンレス鋼配管の応力腐食割れの対応	技術基盤課 システム安全研究部門 専門検査部門	<u>意見聴取会</u> (令和4年6月24日) 第58回 (令和5年3月30日) 第59回 (令和5年5月25日) <u>意見聴取会</u> (令和5年9月5日) 第61回 (令和5年9月28日)	・ATENAの取組を第59回技術情報検討会に報告 ・ <u>事業者からの意見聴取結果を第61回技術情報検討会に報告</u>
第56回	安全注入系で見つかった応	技術基盤課	第58回	・調査内容を第58回技術情

(令和4年11月24日)	力腐食現象	システム安全研究部門	(令和5年3月30日)	報検討会に報告
第59回 (令和5年5月25日)	航空機落下事故に関するデータについて	シビアアクシデント研究部門		・ NRA ノートを発行(令和5年3月)
第60回 (令和5年7月27日)	電気ペネトレーションの電線接合部の劣化	技術基盤課		・
第61回 (令和5年9月28日)	米国PWRの炉心そう溶接部で発見された亀裂について	技術基盤課 システム安全研究部門		

○技術情報検討会とは

原子力規制庁が収集した国内外の事故・トラブル情報、海外規制情報、安全研究及び学術的な調査研究から得られた知見の収集・分析を行い、規制対応の要否について検討を行うために設置された会議体。

