

## 第 60 回技術情報検討会の結果概要

令和 5 年 9 月 13 日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、本年 7 月 27 日に開催された第 60 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 60 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 60 回技術情報検討会資料

## 第60回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和5年7月27日（木）
2. 出席者：  
杉山委員、田中委員、伴委員、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、大島部長、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) What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose?  
(概要)
      - 2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」という。）への対応で実施された防護措置（避難など）に関連して、死亡や精神的な健康被害が発生した。本論文では、防護措置によって回避された放射線による健康影響と、防護措置による非放射線リスクが比較された。
      - プラントの状態に応じた被ばく線量を平時から事前に推定しておき、この被ばく線量の推定値から表5を用いて放射線リスクと非放射線リスクを比較しておくことで、リスク情報を活用した原子力災害における意思決定の促進につながるとしている。  
(議論)
    - 実効線量に応じた放射線誘発死亡者数をLNT（しきい値なし直線）モデルで年齢別に算出したものと1F事故をもとに算出したものとの比較をしているが、違う観点で行った研究の例はないのか。【田中委員】
    - 例えば、福島県立医大のグループが、そのまま留まって被ばくした場合と、直ちに避難した場合の死亡リスクを比較する研究が行われている。【和田山技術研究調査官】
    - 今後の対応の方向性にある、引き続き関連動向を注視するというのは、何か。【田中委員】
    - 被ばくのリスクだけではなく、避難や過酷な状況での屋内退避といった、防護措置に伴う非放射線リスクについても注視していきたい。【和田山技術研究調査官】

- 1F 事故について評価したということだが、この論文の情報源にはそれ以外のデータ（例えば、ハリケーンに対する避難）も含まれているのではないか。【伴委員】
- 精神影響については、ほかの文献も拾っているが、死亡リスクに関しては、参照されている文献がほとんど 1F 事故関連のものである。【和田山技術研究調査官】
- 出口は EAL の見直しではない。EAL は、どのタイミングで、どの防護措置を発するかの一つの目安。むしろ緊急時の計画及び実際に事態が発生したときの対応の全体の戦略について、どう考えるかが出口だと思う。【伴委員】
- そのとおりで、論文の成果は、全体の防護戦略に関わるものであると考えている。【和田山技術研究調査官】
- 放射線の健康リスク評価に関する不確かさや、事前に準備することによる避難等のリスク低減等の不確かさがある。さらに、意思決定をする段階で先を見通すことができない不確かさがあり、不確かさを深掘りして、どう扱うのかが重要だと思う。【伴委員】
- 事故毎の影響に応じた健康影響を調べる際に有効な情報だと思う。レスポンス・テクニカル・マニュアルの検討にも活用できるので、関係者と情報交換して進めてほしい。【杉山委員】
- 表 5 の左欄の放射線量に対応した死亡の数字が規則的だが、実際のデータに基づいているのか。【石渡委員】
- 広島原爆や疫学調査などで、1Sv 当たり 5% 程度、超過死亡が生じるというデータがあり、比例関係になると仮定したものが LNT モデルになっている。1mSv の死亡者数のデータがあるわけではなく、高線量のデータから低線量の死亡者数を算出したモデルである。【和田山技術研究調査官】
- 安全研究に活用とあるが、どのような安全研究に活用されるのか。【田中委員】
- シビアアクシデント研究部門では、線量に応じた防護措置の分岐点の評価という研究を行っており、線量に応じた防護措置の参考情報として有用と考える。また、放射線廃棄物研究部門では、年齢別の放射線リスクの評価という研究を行っており、参考情報になると考えられる。【和田山技術研究調査官】
- GSR Part7 など IAEA の基準の見直しにつながる議論はあるのか。【古金谷緊急事態対策監】
- ICRP で、非放射線リスクを考えるという動きはある。【和田山技術研究調査官】
- IAEA、NEA では、オールハザードアプローチをキーワードとして議論

が展開されている。ICRP でも、線量よりもウェルビーイング（身体的・精神的・社会的に良好な状態）を重視すべきとの議論が行われている。【伴委員】

- 技術情報検討会で放射線リスクや放射線防護の問題が扱われたケースはとても少ない。プラント情報や事故トラブルにはアンテナが高いが、放射線防護については、もう少しアンテナを高くする価値があると思う。基盤グループ、防護グループは、世界や国内で行われている議論や研究を報告して議論に供して欲しい。【市村原子力規制技監】

（対応）

- 情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する。）。

## 2) 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査（概要）

- 高浜発電所4号機の原子炉自動停止に関し、原因として原子炉格納容器電線貫通部（以下「電気ペネトレーション」という。）に接続されたケーブルの施工不良により、電気ペネトレーション内部のケーブル接続部に引張力が作用してはんだ付けが剥離したと推定された。
- これを受け、比較的大きな電流が流れるケーブルの接続に使うはんだに関する情報について調査を行うよう指示があり、調査を行った。

（議論）

- はんだ付けが問題になった事例が、日本に限らず国際的にもないということ、はんだ付けを規定するようなものもないということが分かった。事業者認識してもらい、それぞれの現場で、こういう問題に該当するところがないか、注意喚起する必要があると思う。【杉山委員】
- 検査部門から Information Notice を発行している。【佐々木企画調整官】
- 特段問題が生じなかった電気ペネトレーションでも、長く使ったものがどうなっているかは確認したい。実際に断線したものも、いずれ交換されるときには確認したいと思う。【杉山委員】
- 電気ペネトレーションの電線に過大な荷重がかからないようにするという対応は外国、日本で行われているのか。【田中委員】
- 日本では、類似の電気ペネトレーションを有するプラントで、類似の箇所について、ケーブルが電気ペネトレーションの外部リードに触っている箇所に処置をしたと聞いている。【皆川原子力規制専門職】
- 事業者で調査・分析をする検討がなされているということだが、具体的な調査計画は示されているか。【古金谷緊急事態対策監】
- 時期や手法について詳しくは言及されていない。【皆川原子力規制専

門職】

- 電気ペネトレーション部には、はんだ付けをするか圧着するかは、どのような判断で決めるのか。【石渡委員】
- 使い分けについては、情報を持ち合わせていない。【皆川原子力規制専門職】
- 別途聞き取って、報告する。【佐々木企画調整官】
- 実際に取り出したペネトレーションの調査・分析に対して、実際のはんだ付け接合部分を取り出して切断し、断面、金相を観察し、微小な亀裂が入ってないかなどしっかり調査・分析してもらいたい。適切に施工されていれば、長期的に劣化しないということを確認することは非常に重要だと考える。【杉山委員】
- ケーブル・電線類の接続方法はいろいろあって、取捨選択は、一義的には事業者、実際にはメーカーだと思う。設工認で説明されるものではなく、かつ検査対象ではないので、事業者把握してもらう必要がある。振動などの機械的な疲労は考慮されているが、継続的に引張応力がかかるところに、はんだ付け接合を選択していいのかということではないか。今後、事業者を確認してほしい。【大島部長】
- 引張荷重については、充填樹脂とリード間の接着や、その部分が劣化していないか確認することが大事だと思う。【田中委員】
- 原子力安全という観点では、全ての電気ペネトレーションを確認することは、生産的ではない。安全上、重要な機能に影響するようなケーブルの施工に注力することだと思う。【古金谷緊急事態対策監】

(対応)

- 今後、高浜発電所4号機ではんだ付けが剥離したケーブル接続部と同様の構造を有する電気ペネトレーションの取替えを行う際に、はんだ付け接合部等の調査・分析をする取組みが事業者において検討されており、有益な情報が得られると思われることから、その結果について聴取し、報告する。

3) 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

(概要)

- 破壊靱性の確認試験方法は、高経年化技術評価や運転期間延長認可申請における評価時期(例えば60年目)における加圧熱衝撃(以下「PTS」という。) 評価の予測を行う際に用いられている。事業者より提出されたPTS評価に関するデータが蓄積されつつあることから、蓄積されたデータを用いて技術的検討を開始した。
- 実プラントのデータを用いて試算を実施したところ、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  がほぼ等価であるというとい

う国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向となった。

(議論)

- 昭和 58 年度から平成 3 年度の国プロとデータ等で比較し、大体傾向は同じだが、若干違うところもあると分かった。なぜ若干違うのか、詳細な検討が今後必要になってくると思う。日本電気協会や事業者による検討が必要だと思う。【田中委員】
- データ処理だが、保守性を加味してプロットしたり、平均値を使ったり、考え方が混在しないようにする必要がある。関連温度移行量に関しては、事業者資料に出ていた数字をそのまま使っているということ、事業者はどのような考え方でその温度を決めたのか、その様なことを整理して考えないと、バイアスがかかった結果にもなりかねない。統一的な統計処理のもとで、比較してほしい。【杉山委員】
- 原子力規制委員会にこれまで提出されたデータをまとめてプロットしてみたものであり、委員会らしい検討の第一歩。検討ファクターも多く重要な検討材料であり、これをベースに検討を進めてほしい。技術情報検討会の結果概要は、原子力規制委員会に毎回報告している。少し腰を据えて検討することになると思うので、アップデートがあれば適宜、技術情報検討会で報告し、議論を続けていきたい。【市村原子力規制技監】
- 図 2 と図 3 を比べると傾向が若干違うが、いろいろな処理をしているので、複雑な要素が入り込んでいると思う。フィッティングカーブとの外れや、ばらつきだけに注目すると、中身が逆に見えなくなるので、よく注意してデータを処理しないと誤った結論を導いてしまう可能性がある。【伴委員】
- 今回のデータや新しい技術的な知見も踏まえて、ばらつきも考えた上で評価するとどうなるのか等を検討しなければいけないということに気がついたので、速報した。【佐々木企画調整官】
- 図 2 と図 3 を見比べると、データの数もそうだが、値の範囲が随分違う。図 2 は高い温度までデータがあるが、図 3 は、一つあるものの、それ以外ない。これは、根本的にデータの取り方が違うということか。【石渡委員】
- 図 2 は、JMTR という試験炉で取られた加速試験のデータによるものであり、関連温度移行量も破壊靱性温度移行量も、高い温度まで取っている。図 3 は、実際のプラントのデータによる試算の結果であり、あまり脆化が進んでいないためである。【北條主任技術研究調査官】
- データの取り方は共通だが、一方は試験炉でかなり脆化が進行する条件であれば、必ずしも実機と同じではない。どういう条件の違いでこ

うなるのかも含めて、検討が必要と思う。【石渡委員】

- 実際に評価するときには、PTSにおいてどのような負荷が生ずるかという想定や、評価も重要である。材料側だけ精緻化しても、想定する負荷が極端な保守性を考慮するようだとバランスが悪いので、負荷側についても、より合理的な評価、検討をしてほしい。【杉山委員】
- この検討は、安全研究の内数に入っているのか。【大島部長】
- 実プラントのデータによる破壊靱性の検討は、安全研究の一部として進行している。【北條主任技術研究調査官】
- 実プラントの高経年化評価や運転期間延長認可の審査の中でデータが実際に出てきて、技術評価した規格に規定されていることをベースに仮定し、試算をし、課題があるのではないかとということで問題提起をしているという理解でよいか。【大島部長】
- そのとおりである。ただ、当時の国プロについては、報告書には書かれていない部分等もあると思う。どういう方法で行った検討の結果なのかも含めて確認し、検討を進めたいと思う。【北條主任技術研究調査官】
- 破壊靱性温度移行量についての試算であって、これからの研究課題と理解した。運転期間延長認可の審査ガイドや審査基準などでは、将来予測を伴わない実測のデータで評価をし、将来予測については保守性をもたせて評価をしている。原子力規制委員会で審議していただくことになると思うので、安全研究としてどのような課題があるのかを期間も含め明確にしてほしい。【大島部長】

(対応)

- 実プラントのデータによる検討については、用いるデータの網羅性、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  の算出方法、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  との関係が PTS 評価に与える影響等について詳細な検討が必要であることから、引き続き検討を進めることとする。
- 規格策定者である日本電気協会や事業者による検討も必要であることから、実プラントのデータを踏まえた破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  の関係について、意見を聴取することとする。また、必要に応じ、技術情報検討会に報告し、議論を継続する。

## (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 67 件 (うち新規情報 60 件、更新情

報5件、速報：2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)

## 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偽造不正疑惑品(CFSI)に対するNRC 監督のOIG 監査(OIG-22-A-06)  
(参考案件)

(概要)

- NRCの監督活動により、「事業者のプログラムが、NPPのCFSIリスクを十分に軽減させている」ことが確かなものとなっているかどうかを評価することを目的とした監査の結果示された指摘事項及び推奨事項の報告。

(議論)

- 国内の偽造不正疑惑品については既に原子力規制庁内で取り組んでいるということだが、解説してほしい。【市村原子力規制技監】
- 原子力施設に納入されている火災報知器などの部品に不適切なものがあったという報告が既に何件かされている。その都度、原子力規制庁は事業者に対して調査を指示し、内容を確認している。よってこれ以上のアクションについては不要と判断した。【遠山技術基盤課長】
- 偽造不正疑惑品が発見された、あるいはそういう情報があったときに事後に適切な対応を取っているという意味か。【市村原子力規制技監】
- そのとおりである。【遠山技術基盤課長】
- 偽造不正疑惑品の対応というのは非常に難しいものだが、予防措置的な活動があり得るのかという観点で、国際的な議論はされているのか。【市村原子力規制技監】
- 国際的にも注意はあったと思う。【遠山技術基盤課長】
- 日本で大きな話題にならないが、国際的には偽造不正疑惑品は相当警戒されており、注意深く見ていきたい。【市村原子力規制技監】

## 3) 「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査

(概要)

- 原子力エネルギー協議会(ATENA)より、原子力発電所における蓄電池の劣化に関し、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やその手法を適切に事業者が運用しているか等についての調査に関する資料を受領したため、その概要及び今後の対応(案)について報告する。



- 日本においては、組電池の全セルを接続しての容量試験や、容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施する試験を全セルに対して行う試験を定期的に行っているわけではないが、過去に実施した単セルでの容量試験結果をもとに、劣化診断項目（電圧、電解液比重、内部抵抗）と判定基準を設定し、これらにより劣化診断を行っていることを確認することができた。

（議論）

- ATENA は、安全系蓄電池の保守管理方法を検討するとしているが、スケジュール感はどのようなものか。【古金谷緊急事態対策監】
- スケジュール感も今後検討するとのことである。ATENA ガイドや JEAG など文書化も含めて聞き取りしていきたい。【佐々木企画調整官】
- 不適切な管理をしている事業者に対し、検査の中でも見るなど、共通の考え方を導入する方向に事業者にも働きかけるなどできると思う。【古金谷緊急事態対策監】
- 蓄電池はいろんなタイプがあるが、寿命という観点からは、容量の7、8割ぐらいで運用したほうが長持ちするなどあるかと思うが、運用は確認したのか。【石渡委員】
- リチウムイオン電池の場合、満充電しないほうがよいという管理はあるが、鉛蓄電池に関しては、満充電で使ったほうが劣化は進まない。【酒井原子力規制専門職】
- 容量試験はどのように行うのか。【田中委員】
- 単セルを取り出して、負荷等を与えて容量を求めている。海外では、IEEE 規格等で全セルを使った試験が規定されており、同規格を適用している国もあるが、例外項目等もあり、どこまで完全に実施しているかは、調査し切れていない。ATENA に調査してもらい、どの方法が適切かも比較してもらおうと思っている。【酒井原子力規制専門職】
- 容量試験が劣化に悪影響するということはないのか。【田中委員】
- 充放電を繰り返すと劣化が進むので、過度に試験すると劣化が進む可能性はある。頻繁に行うものではないと思う。【酒井原子力規制専門職】

（対応）

- ATENA は、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。海外規格との対比も含め、今後、ATENA から検討結果について聴取し、報告することとしたい。

## 第60回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和5年7月27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) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）  
（説明者）和田山 晃大 技術基盤グループシビアアクシデント研究部門 技術研究調査官
    - 2) 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査  
（説明者）皆川 武史 技術基盤グループ技術基盤課 原子力規制専門職
    - 3) 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討  
（説明者）北條 智博 技術基盤グループシステム安全研究部門 主任技術研究調査官
  - (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）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長
    - 2) 1次スクリーニング結果（案）  
（説明者）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長
    - 3) 「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査  
（説明者）酒井 宏隆 技術基盤グループ技術基盤課 原子力規制専門職

## 配布資料

### 議題(1)

- 資料60-1-1 最新知見のスクリーニング状況の概要(自然ハザード以外に関するもの)  
(案)
- 資料60-1-2 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査
- 資料60-1-3 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

### 議題(2)

- 資料60-2-1-1 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60-2-1-2 2次スクリーニングの検討状況(案)
- 資料60-2-1-3 規制対応する準備を進めている情報(要対応技術情報)リスト  
(案)
- 資料60-2-2 1次スクリーニング結果(案)
- 資料60-2-3 「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査

## 参考資料

- 参考資料60-1 技術情報検討会フォローアップ

〈技術情報検討会資料〉

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

資料60-1-1

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和5年7月27日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年5月12日から令和5年7月27日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 （対応の方向性(案)）	資料ページ
23SA-(B)-0001	What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose?	iv)	2~3

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

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和5年7月27日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年5月12日から令和5年7月27日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
23SA-(B)-0001	What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose?	<p>公表雑誌: Journal of Radiological Protection                      タイトル: What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose?                      著者: J Callen-Kovtunova(1), T McKenna(2) and G Steinhäuser(1)                      (1). Leibniz University Hannover                      (2). Retired (International Atomic Energy Agency/ U.S. Nuclear Regulatory Commission)                      公表日: 2022年3月25日</p> <p>2011年の福島第一原子力発電所事故への対応で実施された防護措置(避難など)に関連して、死亡や精神的な健康被害が発生した。この防護措置は、国際的な勧告に基づき、放射線による健康影響を低減するために実施されたものであるが、放射線による健康影響は識別できるほどのものではなかった。これを踏まえ、本論文では、放射線誘発健康リスクに対する防護措置のリスク(以下、非放射線リスクと呼ぶ)を評価するための簡単なツールが提示されている。</p> <p>論文では、様々な緊急事態において行われる防護措置の健康への影響を特徴付けるために、600以上のレビューされた論文の中から50以上</p>	2023/7/7	iv)	<p><u>重要性</u>                      規制との関係では、EAL見直しの作業が行われており、その中で非放射線リスクについても中長期的に検討対象となる可能性がある。これを踏まえ、引き続き関連動向を注視して準備を進めていく必要があると考える。</p> <p>安全研究を進めるに当たりコホートに分けたうえで放射線リスクと非放射線リスクを比較して議論していくという方法論は今後の参考情報として有用である。ただし、本論文の内容は方法論としては参考になるものの、数値そのものは不確かさを伴うものである。これらを踏まえ重要性は中とした。</p> <p><u>緊急性</u>                      EALの見直しにおいて、EALのあるべき姿については中長期的な議論であり、そこで</p>			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>の論文を用いて、防護措置によって回避された放射線による健康影響と、防護措置による非放射線リスクが比較された。論文は直接比較できるように、放射線リスクと避難による非放射線リスクそれぞれにおいて、健康影響の絶対リスク(1000人当たりの症例)が表の形式で述べられている。表の概要について、別紙に示す。非放射線リスクの算出には災害関連死のデータを参照したが、明確な災害の影響とみなせる6ヶ月以内の死亡のみを考慮し、地震や津波による影響とされる死者を除外した。放射線リスクの算出に当たっては、LNTモデルを用いた。</p> <p>今まで行われた非放射線リスクについて個別の施設で評価した研究を参考とし、このように放射線リスクと非放射線リスクを集団ごとに比較できるようにしたという方法論に新規性がある。</p>			<p>非放射線リスクを考慮するかどうか未定である。一方で、社会の関心が高い内容であり、安全研究の事前評価で指摘された内容にも深く関連することから、今後更なる情報収集が重要であると考えられ、緊急性は中とした。</p> <p><u>対応の方向性</u> 放射線・廃棄物研究部門とも連携しながら引き続き関連動向を注視して適宜安全研究に活用するための情報収集を継続する。</p>			

(別紙)

## 最新知見の対象論文における放射線リスクと非放射線リスク比較表について

### 1. はじめに

本補足資料は、「最新知見の情報の概要」で記載した「放射線リスクと非放射線リスクを集団ごとに比較できるようにしたという方法論」の具体例を紹介することを目的として、最新知見の対象論文（以下「当該論文」という。）に掲載されている非放射線による健康影響の絶対リスク（表 3）及び放射線リスクと非放射線リスクの比較（表 5）について解説を行うものである。

### 2. 当該論文における放射線リスクと非放射線リスク比較表の位置づけ

当該論文では、防護措置によって回避された放射線による健康影響と、防護措置に伴う負荷の影響で死亡するリスクを非放射線リスクとして比較するため、健康影響の絶対リスク（1000 人当たりの症例）に着目して表 3 が整理されている。非放射線リスクの算出には、参照された災害関連死のデータのうち明確な災害の影響とみなせる 6 ヶ月以内の死亡のみを考慮し、地震や津波による影響とされる死者は除外されている。

また、表 5 では LNT（しきい値なし直線）モデルを適用して算出された放射線リスクと表 3 で整理された非放射線リスクが比較されている。放射線起因及び防護行動によるそれぞれの死亡リスクの比較は、一般的なツールとして使用することが当該論文では推奨されており、着目すべき情報であると考えられるが、このようなリスクの推定にはばらつきや不確かさがあるため、注意して使用する必要があることが当該論文中で補足されている。

以降、当該論文に掲載されている表 3 及び表 5 について概要を解説する。

### 3. 表 3 の概要

一般人、高齢者施設、病院の患者の三つのグループにおいて、福島第一原子力発電所事故で亡くなった人数を、1000 人中の死亡に対する割合として集計したものである。一般人は、Dislocation の結果 1000 人中 3 人が死亡するとされており、そのうち 90%が高齢者であるとされている。Dislocation は「防護措置の結果、今まで居住していた場所を失うこと」という定義がなされており、避難だけではなく移転の影響も考慮されたものである。

福島第一原子力発電所事故の事例を踏まえ、高齢者施設の住民は、支援を受けながら Dislocation となった場合であっても、1000 人中 17 人が死亡すると試算されている。また、支援を受けずに避難した場合、避難中又は避難直後に 1000 人中 60 人が死亡すると試算されている。

病院の患者は、支援されずに屋内退避を行ってとどまった場合を仮定した試算が行われているが、支援を受けながら避難した場合と比較して2 – 3 倍高い死亡リスクであることが記載されている。

**Table 3.** Summary of absolute risk of deaths (/1000) by population type, action taken during the FDNPP accident and key findings related to the deaths (Dosa *et al* 2012, Reconstruction Agency Japan 2012, Tanigawa *et al* 2012, Yasumura 2014, Hasegawa *et al* 2015, 2016, Shimada *et al* 2018).

Population type	Action	Absolute risk (per 1000) of death	Key findings
General population	Dislocation	3	≈40% occurred within 3 months ≈90% occurred in those over 66 years old ≈60% were due to causes that could possibly be alleviated by prior emergency preparedness provisions
Residents of facilities for long stays and the elderly	Dislocation	17	Occurred despite providing medical care during and after evacuation
	Evacuation (during transportation)	60	Occurred during or shortly after transportation when needed support was not provided
Vulnerable patients sheltered in a hospital	Sheltering	2–3 times higher than for those who were evacuated with needed support	Occurred due to needed support not provided during sheltering

#### 4. 表5の概要

実効線量に応じた放射線誘発死亡者数を LNT（しきい値なし直線）モデルで年齢別に算出し、前出表3の防護措置に伴う非放射線リスクと比較している。表5で例示されている実効線量は世界各国で防護措置を発動する基準として用いられているものとなる。

当該論文では、18歳以下は高い放射線リスクを示していることに対し、高齢者は放射線リスクが低いことが述べられている。また、高齢者施設の住民は高い非放射線リスクを有していることが述べられている。

これらを踏まえ、当該論文では、特に弱い立場にある長期滞在施設の入居者や高齢者を対象に、防護措置を実施することで防ぐことが可能な放射線による死亡者数と比較して、避難や転居によってこのグループの死亡者数が多くなる可能性があることを示した。

当該論文では、プラントの状態に応じた被ばく線量を平時から事前に推定しておき、この被ばく線量の推定値から表5を用いて放射線リスクと非放射線リスクを比較しておくことで、リスク情報を活用した原子力災害における意思決定の促進につながるとしている。



**Table 5.** Dose criteria for triggering protective actions (mSv), absolute risk (per 1000) for inferred radiation-induced deaths prevented by triggered protective actions, deaths associated with protective actions or dislocations, and mental health problems associated with dislocations and perceived risk of exposure to ionizing radiation (Dosa *et al* 2012, Reconstruction Agency Japan 2012, Kawakami *et al* 2014, Maeda *et al* 2014, Mashiko 2014, Yabe *et al* 2014, Yasumura 2014, Ohto *et al* 2015, Harrison *et al* 2016).

Dose criterion for triggering protective actions (mSv)	Absolute risk (per 1000)					Mental health problems associated with dislocations and perceived risk of exposure to ionising radiation	
	Radiation-induced deaths possibly prevented by triggered protective actions			Deaths associated with protective actions or dislocations		General population	Under 18
	General population	Elderly (70 and above)	Under 18	General population	Residents of facilities for long stays and the elderly		
1	0.05	0.02	0.1	3	17–60	200	120
5	0.25	0.1	0.5				
10	0.5	0.2	1				
20	1	0.3	2				
50	2.5	1	5				
<b>100</b>	5	2	10				

赤枠が死亡リスク

## 電気ペネトレーションの電線・ケーブルの はんだ付け接合部に関する調査

令和5年7月27日  
技術基盤課

### 1. はじめに

令和4年度第83回原子力規制委員会（令和5年3月22日）において、高浜発電所4号機の原子炉自動停止について、原因は原子炉格納容器電線貫通部（以下「電気ペネトレーション」という。）のケーブルに、施工不良により他のケーブルが覆いかぶさり過大な荷重がかかることにより、電気ペネトレーション内部のケーブル接続部に引張力が作用してはんだ付けが剥離したことによる接触不良と推定されたことが報告された<sup>1</sup>。

これに関し、令和5年度第1回原子力規制委員会（令和5年4月5日）において、杉山委員より、比較的大きな電流が流れるケーブルの接続に使うはんだに関する情報（業界規格、原子力プラントでのはんだ付け技術の利用、海外の対応状況等）について調査し、技術情報検討会に報告するよう指示があったことから、電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関して収集した情報についてとりまとめて報告する。

### 2. 電線・ケーブルのはんだ付けに関する業界規格

電線・ケーブルのはんだ付けに関する業界規格について、原子力規制庁において調査を行った。

国内では、日本産業規格（JIS）において、はんだの組成、電子機器の回路基板及びその部品等に関するはんだ付けの方法及び試験の内容を中心にはんだ付けに関する規格が整備されているものの、電線・ケーブル<sup>2</sup>接続部へのはんだ付けの適用に関する規格は整備されていない。

国際的には、はんだ付けされる電気・電子組立品の製造における、材料、工法、受け入れ許容基準について規定したIPC<sup>3</sup>規格J-STD-001H「はんだ付けされる電気・電子組立品に関する要求事項」において、関連する電線・ケーブルの接続部

<sup>1</sup> 資料4 関西電力株式会社からの高浜発電所4号機 原子炉自動停止に係る報告に対する評価

<sup>2</sup> 一般にケーブルは電線（絶縁物で被覆した導体）の上にシース（保護のための外装）を施したものを指す

<sup>3</sup> 電気・電子機器の組立要件と製造要件の標準化を目的とする事業者団体。前身はプリント基板向けの事業者団体であるプリント回路協会（Institute for Printed Circuits）であったが米国の軍用の規格（MIL）やアメリカ航空宇宙局（NASA）の規格の移管を通して現在ではその適用先は電気・電子機器全般とより広範なものとなっている。

へのはんだ付けの要領等も規定されている。

### 3. 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合技術の利用

電線・ケーブルのはんだ付け接合技術の利用に関して調査するために、原子力エネルギー協議会（ATENA）等に質問し回答を受領した（参考参照）。概要は以下のとおり。

#### 3. 1 国内における不具合事象

電線・ケーブルのはんだ付け接合部の不具合事例について NUCIA<sup>4</sup>により調査したところ、はんだ付け接合部の不良による不具合はなかった。なお、過去に福島第一原子力発電所でケーブル接合部の不具合が発生している<sup>5</sup>が、当該接合部は圧着接合であり、はんだ付け接合は行っていない。

#### 3. 2 電線・ケーブルのはんだ付け接合部の劣化要因

電線・ケーブルのはんだ付け接合部の劣化要因の有無について、既往知見・メーカ実験データをもとに整理した。

- はんだ付け接合部の経年劣化としては一般的に熱機械的特性と電気化学的特性に分類される。
  - 熱機械的特性（延性破壊、熱疲労破壊、機械的疲労破壊）：はんだ部に熱ストレスや荷重がかかることにより、ひずみが発生し、損傷に至る。
  - 電気化学的特性（腐食、イオンマイグレーション、エレクトロマイグレーション）：水・イオン・電子によって化学変化が発生し、損傷に至る。
- 熱機械的特性については、電気ペネトレーションの通常の据付・運用を考慮すると、いずれの経年劣化・破壊モードにおいても、はんだ付け接合部の経年劣化による熱機械的特性の変化や破壊に至る懸念は無いと評価する。
  - リード線には自重(10N～100N程度)の引張荷重が掛かるが、その荷重は充填樹脂とリード間の接着（引張強度 200N程度、メーカ実験値）によって支持され、接続部は引張やせん断応力が負荷されるような据付状態にはなく延性破壊には至らない。
- 電気化学的特性については、電気ペネトレーションの据付・運用を考慮す

<sup>4</sup> 原子力施設情報公開ライブラリー<http://www.nucia.jp/>

<sup>5</sup> NUCIA 通番 9030 報告書番号 2007-東京-S025「東京電力株式会社 福島第一発電所 3号誤警報の発生について」、NUCIA 通番 2725 報告書番号 2004-東京-M054「東京電力株式会社 福島第一発電所 3号 起動領域中性子束モニタの指示変動について」

るといずれの経年劣化・破壊モードにおいても、はんだ付け接合部の電気化学的特性の変化や破壊に至る懸念は無いと評価する。

- 電気ペネトレーションの製作工程において、はんだ付け接合時にフラックスを洗浄しており、はんだの腐食を排除しているため、はんだの腐食に至る懸念は無い。

なお、電気ペネトレーションのはんだ付け接合部の施工管理は、一般的な電子回路等に対するはんだ付けの作業要領と同様である。

#### 4. 米国の対応状況

米国における電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する規制情報について、米国原子力規制委員会（以下「NRC」という。）に照会した。提供を受けた関連情報の概要は以下のとおり。

##### 4. 1 米国における不具合事象

電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部の不具合事例について質問したところ、はんだ付け接合部の不良による不具合はないとのことであった。なお、電気ペネトレーションの電線・ケーブルの不具合事例に関連する文書として、1970～90年代に発出された4件のInformation Notice、2件のBulletinがあるが、いずれの事例も、はんだ付け接合部の劣化によるものではない。（表1参照）

##### 4. 2 はんだ付け接合部に関連する規制

NRCは、10 CFR Part 50, Appendix B, Paragraph IX. Control of Special Processesにおいて、溶接、熱処理、非破壊検査等を含む特別プロセスの管理について要求しており、はんだ付けも対象となっているが、具体的な基準等は示しておらず、米国事業者は、組織内で手順書においてプラント個別の要求事項を定めている。

NRCは、Regulatory Guide 1.63<sup>6</sup> Revision 3において、電気ペネトレーションの設計、製作、試験方法等について規定しているIEEE Std 317-1983<sup>7</sup>をエンドースしているものの、同規格には、はんだ付け接合部についての記載はない<sup>8</sup>。

#### 5. 今後の対応

---

<sup>6</sup> Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Plants

<sup>7</sup> IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations

<sup>8</sup> 電気ペネトレーションに接続されたケーブルの機械的損傷を防止するためのサポートの要求事項を示すこと等が記載されている。

上記のとおり、日本及び米国の調査結果を踏まえれば、はんだ付け接合部の施工・管理が適切に行われていれば、有意な劣化は想定されず、特段の懸念はないといえる。

今後、高浜発電所4号機ではんだ付けが剥離したケーブル接続部と同様の構造を有する電気ペネトレーションの取替えを行う際に、はんだ付け接合部等の調査・分析をする取組みが事業者において検討されている<sup>9</sup>。実機で使用されたはんだ付け接合部の調査・分析から有益な情報が得られると思われることから、事業者において、調査・分析が行われた際には、その結果について聴取し、報告することとしたい。

参考 電気ペネトレーションの電線接続部の耐久性に関する ATENA への質問への回答について（令和5年7月6日面談資料）

---

<sup>9</sup> 令和5年3月14日第20回原子力施設等における事故トラブル事象への対応に関する公開会議事録

表 1 NRC から提供された Information Notice と Bulletin 情報の概要まとめ

No.	文書番号	タイトル	発行時期	事象の概要と原因	高浜 4 号機の事象との関係 (○:あり、×:なし)
1	Information Notice No. 82-40	DEFICIENCIES IN PRIMARY CONTAINMENT ELECTRICAL PENETRATION ASSEMBLIES	1982	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部リードを動かしたことによるポッティング材と外部リードの接触部の絶縁体の損傷。</li> <li>Bunker Ramo 社製電気ペネトレーションの接続箱内の外部リードの接続部の圧着端子の過剰な圧着力又は圧着力不足による不具合。</li> </ul>	× 電気ペネトレーション本体の外にある外部リードの接続部及び圧着端子に係る内容。
2	Information Notice No. 88-89	DEGRADATION OF KAPTON ELECTRICAL INSULATION	1988	<ul style="list-style-type: none"> <li>1987 年に San Onofre 1 号機 (Westinghouse 社製 PWR、1992 年に廃炉) で、CRDM コイル回路の Conax 製ピッグテイル型電気ペネトレーションの試験中に絶縁抵抗低下を確認。</li> <li>目視点検の結果、電気ペネトレーションの外部リード (カプトン (ポリイミド) 絶縁電線) に傷が確認された。1985~86 年に行った電気ペネトレーションの取替工事中の機械的ダメージ (裂け目、切断、摩擦、曲げ) を受けた部位で湿分が結露したことが絶縁抵抗低下の原因と推定。</li> <li>事業者は、傷のある外部リードの取替と施工マニュアルの改訂を実施。</li> </ul>	× 外部リードの損傷に係る内容。
3	Information Notice No. 93-25	ELECTRICAL PENETRATION ASSEMBLY DEGRADATION	1993	<ul style="list-style-type: none"> <li>1987、1989 年に Trojan 発電所 (Westinghouse 社製 PWR、1992 年に廃炉) で、電気ペネトレーションのシール部からリークを確認。</li> <li>Bunker-Ramo 社製モジュール型電気ペネトレーションのポリウレタン製 O リングが、潤滑剤の成分の分解生成物が触媒となり、加水分解して劣化したことが原因と推定。</li> <li>事業者は、Conax 製の電気ペネトレーションに取り替えを実施した。</li> </ul>	× 電気ペネトレーションの O リングの劣化による気密性低下に係る内容。

No.	文書番号	タイトル	発行時期	事象の概要と原因	高浜4号機の事象との関係 (○:あり、×:なし)
4	Information Notice No. 97-45	ENVIRONMENTAL QUALIFICATION DEFICIENCY FOR CABLES AND CONTAINMENT PENETRATION PIGTAILS	1997	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Southern California Edison 社は、高レンジエリアモニタ用に使用される Rockbestos 製同軸ケーブルと Amphenol 社製コネクタの組み合わせで Environmental Qualification (EQ) 試験を実施した結果、事故時の蒸気暴露環境で、湿分がケーブルのジャケットから浸透し、電気ペネトレーションの外部リードとのコネクタ部で部分的に短絡が生じる可能性がある結論した。</li> <li>・ 事業者は、San Onofre 2号機で、ケーブルとコネクタの取り替えを行った。</li> </ul>	× 電気ペネトレーションに接続されるケーブルとコネクタについて EQ 試験から得られた知見。
5	Information Notice No. 97-45, SUPPLEMENT	ENVIRONMENTAL QUALIFICATION DEFICIENCY FOR CABLES AND CONTAINMENT PENETRATION PIGTAILS	1998	<p>(IN 97-45 の補足)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事業者は、高レンジエリアモニタ用に使用される Rockbestos 製同軸ケーブルについて、EQ 試験結果から、事故時の急激な温度変化時に、ケーブル絶縁体の温度の変化率に応じて、誘導電流が発生して計測結果に異常な指示値を示すとの知見を得た。</li> <li>・ 事業者は、当該同軸ケーブルをより温度の過渡変化からの影響の小さい MI ケーブルに取り替えた。</li> </ul>	× 電気ペネトレーションに接続されるケーブルについて EQ 試験から得られた知見。
6	Bulletin 77-06	Potential Problems with Containment Electrical Penetration Assemblies	1977	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1977 年 Millstone 2号機(Combustion 社製 PWR)で原子炉格納容器内の弁が誤作動した。</li> <li>・ GE 製モジュール型電気ペネトレーションのポッティング材のエポキシ樹脂の亀裂から湿分が侵入し、モジュール内部の隣接する導体間の絶縁抵抗が低下したことが原因。</li> <li>・ 事業者は、絶縁抵抗が低下した導体を予備の導体につなぎ変えた。また、GE は電気ペネトレーションにおいて 15 PSIG 圧力の乾燥 N<sub>2</sub> が維持されるべきという記載を要領に追加。</li> <li>・ NRC は、米国事業者にポッティング材としてエポキシを</li> </ul>	× ポッティング材であるエポキシ樹脂の劣化による気密性低下に伴う湿分侵入で、絶縁抵抗が低下した事象。

No.	文書番号	タイトル	発行時期	事象の概要と原因	高浜4号機の事象との関係 (○:あり、×:なし)
				使用したGE製電気ペネトレーションの使用の有無、有の場合、保全内容等を報告するよう指示した。	
7	Bulletin 82-04	Deficiencies in Primary Containment Electrical Penetration Assemblies	1982	・IN No. 82-40において周知された事象について、NRCは事業者に対し、自プラントへの影響について確認すること、影響がある場合は適切な対応を行うことを指示。	× 電気ペネトレーション本体の外にある外部リードの接続部及び圧着端子に係る内容。



## 電気ペネトレーションの電線接続部の耐久性に関する ATENAへの質問への回答について

2023年 7月 6日

北海道電力(株) 東北電力(株) 東京電力HD(株) 中部電力(株) 北陸電力(株) 関西電力(株)  
中国電力(株) 四国電力(株) 九州電力(株) 日本原子力発電(株) 電源開発(株)  
原子力エネルギー協議会



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

### 御質問1

1

#### <御質問>

○電気ペネトレーションの電線接続部の不具合事例を教えてください。

現時点では以下の2件について把握しています。

- ・ NUCIA通番9030 報告書番号2007-東京-S025「東京電力株式会社 東京電力株式会社 福島第一発電所3号 誤警報の発生について」
- ・ NUCIA通番2725 報告書番号2004-東京-M054「東京電力株式会社 東京電力株式会社 福島第一発電所3号 起動領域中性子束モニタの指示変動について」

#### <回答>

○御質問背景にある令和5年1月30日に発生した高浜発電所4号機のケーブル接続部導通不良事象は、電気ペネトレーション内部のはんだ付け部が剥離したことが原因により発生したのですが、同様の不具合事象は他プラントにおいて確認出来ませんでした。なお、例示2件の不具合事象についても、福島第一発電所3号の電気ペネトレーションの電線接続部は圧着施工であり、はんだ付け部の不具合により発生した事象ではないことを確認しています。

## 御質問2

### <御質問>

- 電気ペネトレーションの電線接続部の長期的な耐久性に関する技術情報を教えてください。  
例えば、加速劣化試験結果等。

### <回答>

- はんだ材料は無機物で基本的には劣化するものではなく、導通不良となる故障モードとしては、はく離が考えられます。要因として、はんだの経年劣化・施工不良・荷重影響があげられます。

#### ・経年劣化

はんだ材料は鉛と錫の合金で構成された無機物であり劣化の進展はほとんどありません。経年劣化の評価としては、はんだ部に熱ストレスや応力がかかり損傷に至る熱機械的特性と水分等による化学変化で腐食等によって損傷に至る電気化学的特性が考えられますが、電気ペネトレーションのはんだ部の使用状況は、はんだ部の熱疲労が発生する温度ではないこと、一定応力が継続にかかる状態にはないこと、湿潤環境にないこと等から、はんだの経年劣化による破壊に至る懸念は無いと評価されます。（スライド3～5参照）

#### ・施工不良

はんだ部の施工は、メーカーの社内認定を保有する技術者が、材料・工具をメーカー基準により適切に選定し、施工と確認を実施することで、適切な施工管理がなされています。（スライド6参照）

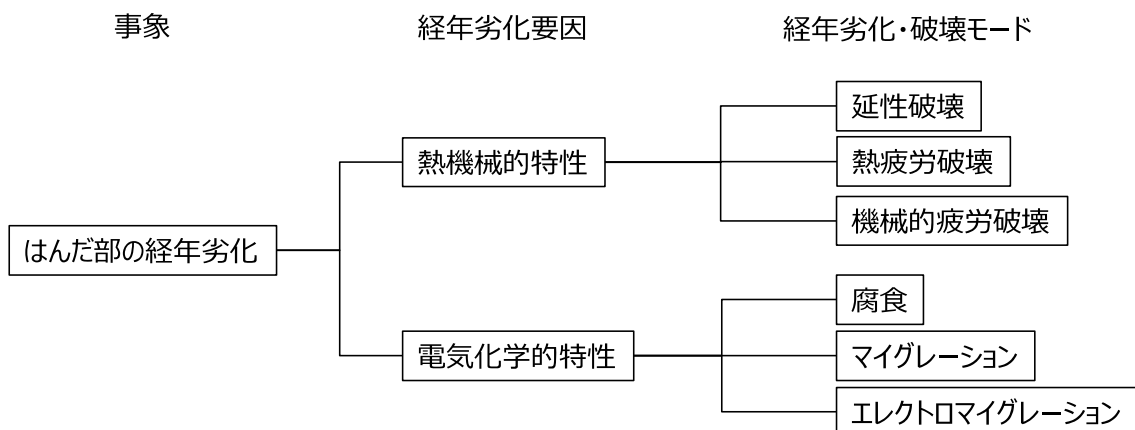
#### ・荷重影響

高浜4号機 原子炉自動停止事象の際の電気ペネトレーション部のはんだ接続部の検証結果より、約1,000N以上の荷重がかからないと、はんだのはく離は発生しないことから、外部荷重がない状態での通常のケーブル自重（約100N以下）レベルの荷重ではく離が生じることはありません。

- 上記の評価より、はんだ接続部に過大な荷重がかかっていない場合は、はんだのはく離は発生しませんが、はんだの健全性については、定期的な点検（導通抵抗測定、絶縁抵抗測定、機器動作・指示値確認）によって確認できます。（スライド7参照）

## 御質問2 補足 はんだ接合部の経年劣化要因と影響評価(1/3)

- はんだ接合部の経年劣化としては一般的に熱機械的特性と電気化学的特性に分類される。次頁以降に熱機械的特性と電気化学的特性の経年変化・破壊モードに対して調査と評価。
- 熱機械的特性：はんだ部に熱ストレスや荷重によりはんだ部にひずみが発生し、損傷に至る。
- 電気化学的特性：水・イオン・電子によって化学変化が発生し、損傷に至る。



## ○熱機械的特性

- 機械的特性は「延性破壊」、「熱疲労破壊」及び「機械的疲労破壊」に分類。
- 電気ペネの通常据付・運用を考慮すると、いずれの経年劣化・破壊モードにおいても、はんだの経年劣化による熱機械的特性の変化や破壊に至る懸念は無いと評価する。

経年劣化・破壊モード	詳細	電気ペネにおける評価
延性破壊	引張やせん断応力が荷重されたことにより発生する破壊	電気ペネにはリード線の自重(10N~100N程度)以外に大きな荷重が掛かることはなく、その荷重は樹脂充填部(引張強度200N程度、本事象におけるメーカ実験値)によって支持され、接続部に引張やせん断応力が負荷されるような据付状態になっていないため、はんだの延性破壊に至る懸念は無い。また、接続部に引張やせん断応力が負荷されるような据付状態になっていない限り、クリープ変形による延性破壊も発生しない。
熱疲労破壊	通電時(ON/OFF等)に構成材料の熱膨張係数差による熱応力(ひずみ)が繰返すことで発生する破壊	熱的な疲労について一般に試験が実施されており、-55℃~125℃、1,400~2,100の熱サイクル等が評価寿命となっている。(*①、②)当該電気ペネの接続部は高く見積もっても10~20℃程度の温度上昇であり、かつ連続通電状態で温度変化がないことから、温度の熱疲労破壊が発生する温度ではないため、はんだの熱疲労破壊に至る懸念は無い。
機械的疲労破壊	輸送や装置の振動などの繰返しの機械応力により発生する破壊	輸送では過度な荷重が電気ペネ接続部にかからないように梱包している。また、CV壁に据付けられることからポンプ等機器の振動のような大きな繰返し荷重も発生しない。CVリークレートテストにおける変位については電気ペネリード線の余長と可とう性による発生応力の抑制により樹脂充填部による支持が維持されることから、はんだの機械的疲労破壊に至る懸念は無い。

\* : 参考文献

①はんだ接合部の劣化・寿命診断方法の開発(東芝レビュー-Vol.56 No.12 (2001)) P62~63 3.3項

②電子部品はんだ接合部の熱疲労寿命解析(豊田中央研究所R&amp;Dレビュー-Vol.31 No.4(1996.12)) P52

## ○電気化学的特性

- 電気化学的特性は「腐食」、「マイグレーション」、「エレクトロマイグレーション」に分類される。
- 電気ペネの据付・運用を考慮するといずれの経年劣化・破壊モードにおいて、はんだの経年劣化による電気化学的特性の変化や破壊に至る懸念は無いと評価する。

経年劣化・破壊モード	詳細	電気ペネにおける評価
腐食	はんだが腐食し炭酸鉛や酸化鉛となることではんだの崩壊が進展	電気ペネの製作工程において、はんだ接続時フラックス※を洗浄しており、はんだの腐食を排除しているため、はんだの腐食に至る懸念は無い。 屋外や湿潤な環境においては、腐食(*③)が発生する可能性があるが、当該部は格納容器内であり、腐食環境にはない。
マイグレーション(イオンマイグレーション)	水や吸湿により化学反応で断線等が発生	マイグレーションは水・湿気によりイオンの移動により発生する。(*④)電気ペネの接続部周辺はシリコン樹脂を充填しており、水・湿分が浸入しないため、はんだのマイグレーションに至る懸念は無い。
エレクトロマイグレーション	電流を流すことで電子が移動し、移動した部位にポイドが発生し、断線。 高温・電流密度が高い場合に起こりやすい。	エレクトロマイグレーションが発生する電流密度のしきい値は一般的に100A/mm <sup>2</sup> (*⑤、⑥)であり、当該電気ペネの電流密度はしきい値以下(8sq(mm <sup>2</sup> )のケーブルに流れるコイル電流は最大8A、1A/mm <sup>2</sup> =8A/8mm <sup>2</sup> )であるため、はんだのエレクトロマイグレーションに至る懸念は無い。

※ : フラックスとははんだ付け促進剤の役割をもつ物質であり、はんだと母材の金属表面の酸化被膜や表面被膜を除去し、はんだが付く状態とするものである。

参考文献

③電子装置の腐食抑制技術(材料と環境(2016) P229)

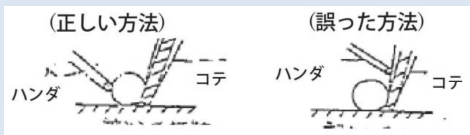
④プリント回路板の絶縁劣化要因としてのイオンマイグレーション -その発生メカニズムと抑制策-(回路実装学会誌10(2) 1995 P80)

⑤金属接合部のエレクトロマイグレーション発生メカニズムの基礎と信頼性課題(第28回エレクトロニクス実装学会春季講演大会依頼講演資料 P308)

⑥信頼性ハンドブック(Rev.2.50 ルネサスエレクトロニクス2017.01) P3-9 3.2.4項(10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup>A/cm<sup>2</sup>→10<sup>2</sup>~10<sup>3</sup>A/mm<sup>2</sup>)

## 御質問2 参考資料(1/2) はんだの施工管理について

- 電気ペネトレーションのはんだ接続部の施工管理は以下のとおり。  
以下の表は一般的なはんだ作業要領であるが、電気ペネトレーションのはんだ作業要領も同様となる。

手順	作業項目	作業内容		
1	準備	材料	はんだ材料は接合対象に適した材料を準備	
		工具	はんだゴテは接合対象に適した熱容量とゴテ先の形状を準備	
		作業前点検	外観チェック	本体とゴテ先のぐらつき、コードの焼けやこげ、ゴテ先の酸化・浸食有無
			清掃	ゴテ先が酸化していれば清掃 接合先の材料が汚れていればアルコールなどで清掃
	温度測定	電源投入後、安定した時のゴテ先の温度が判定値以内であること		
2	作業	はんだ	<p>ゴテの当て方</p> <p>ゴテに直接はんだを当ててはならない</p> 	
		予備はんだ	はんだのなじみを良くするために、はんだを行う部分に予備はんだを実施すること	
		ゴテの離し方	はんだが接合部に十分拡散するのを待ってゴテを離す	
3	点検	作業後点検	<p>外観チェック</p> <p>はんだに光沢がある、はんだ量に不足がない、はんだが十分なじんでいる、端子・穴の開いているものは埋まっている、表面が荒れていないなど</p> <p>状態確認</p> <p>はんだ接合部を引っ張り動かないこと</p>	

## 御質問2 参考資料(2/2) はんだ部の一般的な定期点検の方法について

- はんだ部や接続部、ケーブルなどの電路に対する一般的な点検方法を以下に示す。

項目	点検方法	目的
導通抵抗測定	回路計（テスター）にてケーブル両端の導通抵抗を測定する。	導体であるケーブル等の電気回路の導通状態（断線、接触不良）を確認する。
絶縁抵抗測定	絶縁抵抗計にてケーブルの導体部と対地間の抵抗を測定する。	絶縁物の絶縁性能を確認する。絶縁抵抗が低下すると漏電が発生し、導体に流れる電気量が減少するため。
機器動作確認	機器の試運転にて動作状態・試運転データ（動作時間、動作電流、動作電圧、動作時間・運転データ）により機器の動作状態を確認する。	機器の動作状態を確認する。抵抗の変化により、機器の動作状態および試運転データに影響を及ぼすため。
指示値確認	機器の連続運転にて指示計の指示および警報等のパラメータ変化により機器の動作状態を確認する。	機器の動作状態を確認する。抵抗の変化により、パラメータ等が変化するため。

高浜4号自動停止の事例のように、接続部に過大な荷重がかかるような特殊事情がない限り、一般的な保全の継続により長期的な健全性を確保できる。

## 御質問3

### <御質問>

○電気ペネトレーションを交換することがある場合、その理由（交換の理由が電気ペネトレーションの電線接続部の健全性に関係ない場合も含む。）と交換基準を教えてください。

### <回答>

○状況毎に異なるため交換基準は一律ではありませんが、電気ペネトレーションを一式交換した実績としては以下の様な例があります。

- ・電気ペネトレーション部に不具合が生じ、交換が合理的な場合
- ・将来に亘る通常運転時環境と事故時環境を考慮した耐環境性能に関する信頼性向上の観点から、交換が合理的な場合

## 御質問4

### <御質問>

○通電波形観測は、電気ペネトレーションの電線接続部の健全性を確認するために行うという理解でよいか。よい場合、通電波形観測とはどのようなもので、なぜ健全性が分かるのか仕組みを教えてください。

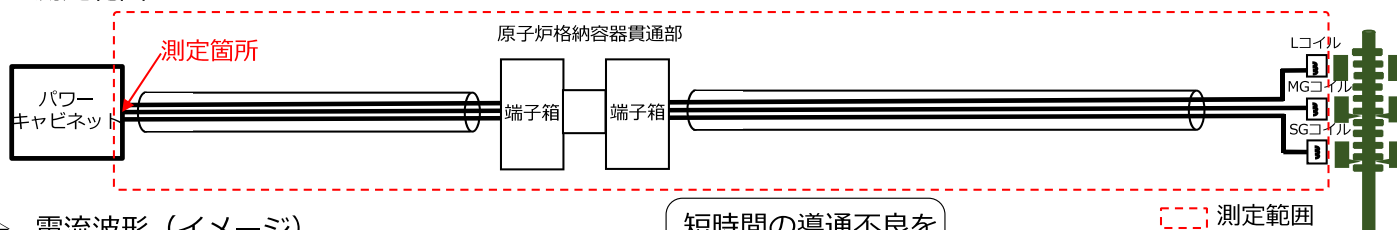
### <回答>

- ・接続部の健全性は、通常、導通抵抗測定や絶縁抵抗測定により確認できています。
- ・他方、短時間の導通不良がランダムに発生した場合、従来の瞬時測定では確認できませんでした。
- ・そこで当該事象を経験した関西電力では、念の為に制御棒駆動装置の制御電路の定期検査中の保全活動に対して、連続測定による波形観測を追加します。

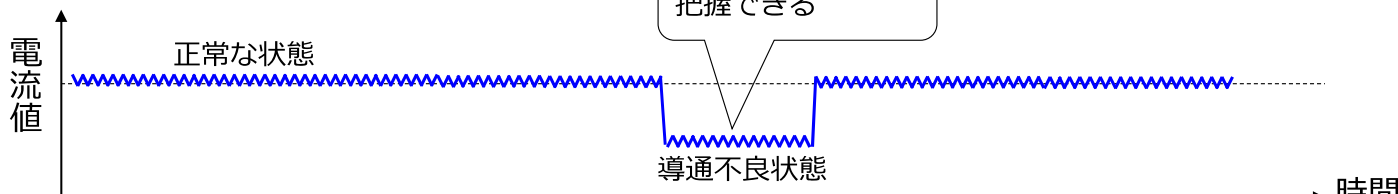
#### ➤ 通電波形観測

- 従来の導通確認は、作業員が計量器（テスター等）にて導通状態を確認。（瞬時測定）
- 通電波形観測は、計量器（波形計測機器）を測定箇所へ接続し、連続測定により電流波形の変化を確認。（連続測定）

#### ➤ 測定範囲



#### ➤ 電流波形（イメージ）



# 参考資料

## 参考資料：御質問3補足 電気ペネトレーション一式取替実績

回答3における具体例は以下のとおり。なお、今回の御質問背景であるはんだ付け部が要因である取替実績は無い（福島第一1～3号の電線接続部は圧着施工であり、はんだ付け部は無い）。

○電気ペネトレーション部に不具合が生じ、交換が合理的な場合の例※

会社	プラント	時期	補足
東京	福島第一1号	第17回定検（1993年度）	不具合対応（電気特性低下） キャニスター ⇒ モジュール
		第17回定検（1993年度） 第19回定検（1996年度）	不具合対応（微小リーク） キャニスター ⇒ モジュール
	福島第一2号	第9回定検（1987年度）	不具合対応（電気特性低下） キャニスター ⇒ モジュール
	福島第一3号	第22回定検（2007年度） 第24回定検（2010年度）	不具合対応（電気特性低下）ならびに耐環境性能の向上 キャニスター ⇒ モジュール
中部	浜岡2号	第18回定検（2001年度）	不具合対応（微小リーク） モジュール（溶接タイプ） ⇒ モジュール

○将来に亘る通常運転時環境と事故時環境を考慮した耐環境性能に関する信頼性向上の観点から、交換が合理的な場合の例※

会社	プラント	時期	補足
関西	美浜3号	第26回定検（2021-2022）	キャニスター ⇒ モジュール
関西	高浜1/2号	第27回定検（実施中）	キャニスター ⇒ モジュール
原電	東海第二	第25回定検（実施中）	モジュール（溶接タイプ） ⇒ モジュール（溶接タイプ）

## 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

2023年7月27日  
システム安全研究部門  
技術基盤課

### 1. はじめに

中性子照射脆化に関する規制要求は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則解釈」という。）第14条において、一般社団法人日本電気協会の電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（以下「破壊靱性の確認試験方法」という。）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007(2013)）」に「別記-1 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」の適用に当たって」及び「別記-6 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」の適用に当たって」（以下「別記-6」という。）の要件を付したものであることとしている。

破壊靱性の確認試験方法に規定される加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）の評価方法は、昭和58年度～平成3年度に実施された「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会（財団法人発電設備技術検査協会）」（以下「国プロ」という。）で開発された手法<sup>1</sup>がベースとなっている<sup>2</sup>。

破壊靱性の確認試験方法は、高経年化技術評価や運転期間延長認可申請における評価時期（例えば60年目）におけるPTS評価の予測を行う際に用いられており、これまで、事業者より提出されたPTS評価に関するデータが蓄積されつつあることから、蓄積されたデータを用いて技術的検討を開始した。

<sup>1</sup> 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書〔原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験〕総まとめ版、平成4年3月、財団法人 発電設備技術検査協会

<sup>2</sup> 破壊靱性の確認試験方法「附属書 C 供用状態 C,D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」「C-1000 適用範囲」

## 2. 技術的検討

### 2.1 背景

破壊靱性の確認試験方法においては、PTS 評価における破壊靱性値の予測(図1右の青線)は、照射前の破壊靱性値の実測値(図1右の赤線)を、評価時期(例えば60年目)の関連温度<sup>3</sup>移行量  $\Delta RT_{NDT}$ (図1左)の分だけ平行移動させることにより算出するとされている。

これは、国プロにおいて、破壊靱性温度<sup>4</sup>移行量  $\Delta T_{KIC}$ の方が関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$ よりも若干小さくなる傾向が認められるものの、ほぼ等価関係が認められるとしていることによる(図2参照)。

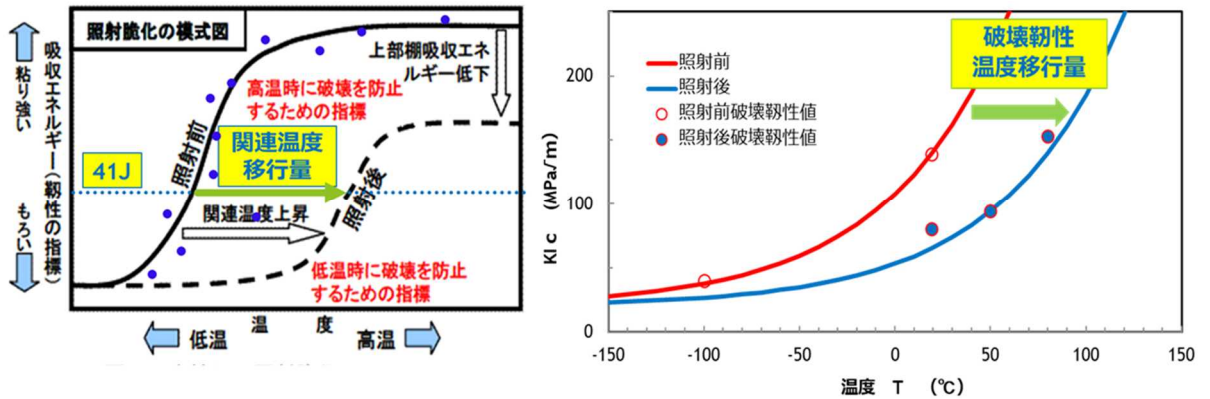


図1 照射による関連温度の変化と破壊靱性の変化

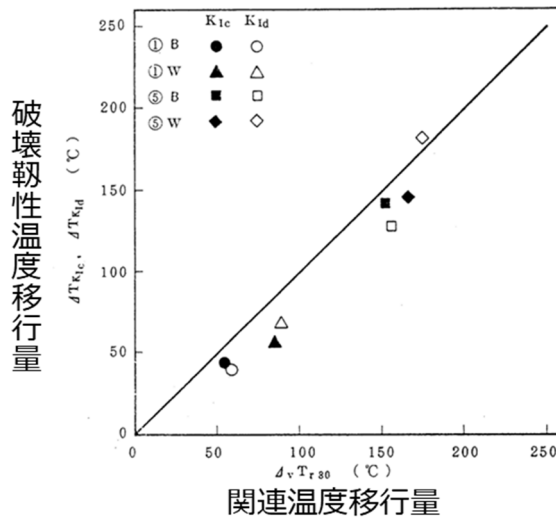


図2 破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$ と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$ の関係<sup>5</sup>

<sup>3</sup> 落重試験及びシャルピー衝撃試験によって求められる温度

<sup>4</sup> 破壊靱性試験(コンパクトテンション試験片やWOL試験片など)により取得した破壊靱性の温度依存性を基に求められる温度

<sup>5</sup> 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験]総まとめ版、平成4年3月、財団法人 発電設備技術検査協会 (一部追記)



## 2.2 技術的検討

高経年化技術評価や運転期間延長認可申請において提出されたデータがある程度蓄積されたことから、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  を試算し、関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  との関係について検討を開始した。

### (1) 破壊靱性温度移行量 $\Delta T_{KIC}$ と関連温度移行量 $\Delta RT_{NDT}$ の算出

①破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  の算出方法はいくつか考えられるが、今回は国プロの方法を参考に、次の1)～3)により算出した。

1) 破壊靱性の確認試験方法の破壊靱性遷移曲線の設定の式を用い、破壊靱性試験データ毎に破壊靱性遷移曲線を求める。

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp [ 0.016 (T - T_p) ]$$

2) 監視試験回次毎に、破壊靱性遷移曲線の  $T_p$ <sup>6</sup>の平均値を算出する<sup>7</sup>。

3) 監視試験回次毎の  $T_p$  の平均値から得られた破壊靱性遷移曲線と、照射前の  $T_p$  の平均値から得られた破壊靱性遷移曲線との差分から、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  を算出する。

②関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  は高経年化技術評価や運転期間延長認可申請において提出されたデータをそのまま使用している。

### (2) 破壊靱性温度移行量 $\Delta T_{KIC}$ と関連温度移行量 $\Delta RT_{NDT}$ の関係

これまでに得られたデータにより算出した破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  との関係を図3に示す。

国プロにおいては、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  とはほぼ等価ではあるものの、前者が後者より若干小さくなる傾向が認められるとされていた。今回の検討結果においても、両者がほぼ等価であるとの大きな方向性は共有するものの、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向を示す。

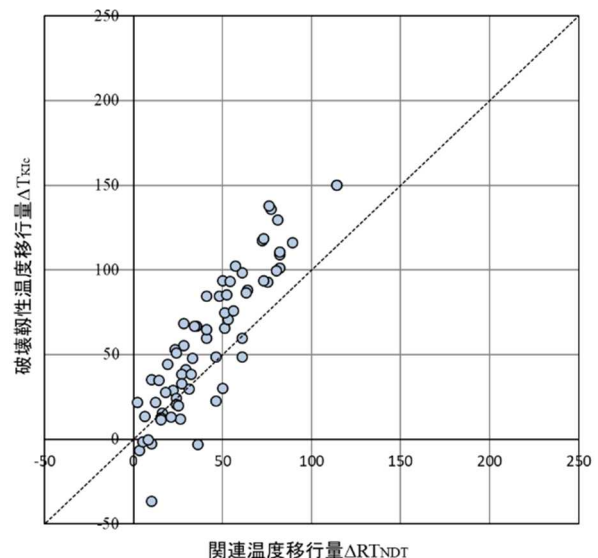


図3  $\Delta RT_{NDT}$  と  $\Delta T_{KIC}$  の関係

<sup>6</sup> 当該プラントにおけるプラント評価時期の破壊靱性遷移曲線を設定する際に定まるプラント個別の定数(°C)

<sup>7</sup> 国プロの実施された30年以上前は、破壊靱性の確認試験方法に規定された破壊靱性遷移曲線の設定の式はなかったため、破壊靱性値のプロットのほぼ中央をとる破壊靱性遷移曲線を求めていた。

### 3. 今後の進め方

#### (1) 規制との関係

技術基準規則解釈第14条は、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、破壊靱性の確認試験方法等に掲げる、破壊靱性の要求を満足することを求めている。また、技術基準規則解釈の別記-6において、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量 ( $E > 1\text{MeV}$ ) が  $2.4 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$  を上回る場合は、原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量 ( $E > 1\text{MeV}$ ) が、これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測することなどを求めている。

運転期間延長認可申請等においては、①「照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価」及び②「照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価」を行うこととされている<sup>8</sup>。

①については、監視試験によりデータが得られている範囲で、最後に取り出された破壊靱性の実測データだけでなく、過去に取得した破壊靱性の実測データに関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  実測値を加えたものを用いて、それらの下限を包絡した破壊靱性曲線を用いた PTS 評価が行われている。

また、②については、国内脆化予測法(関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  を用いて評価時期(例えば60年目)の破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  を予測する方法)を用いて、破壊靱性の実測データ及び過去に取得した破壊靱性の実測データに国内脆化予測法で求めた値を加え、その下限を包絡した破壊靱性曲線を用いた PTS 評価が行われている。

#### (2) 今後の対応

今般、実プラントのデータを用いて試算を実施したところ、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  がほぼ等価であるというという国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向となった。

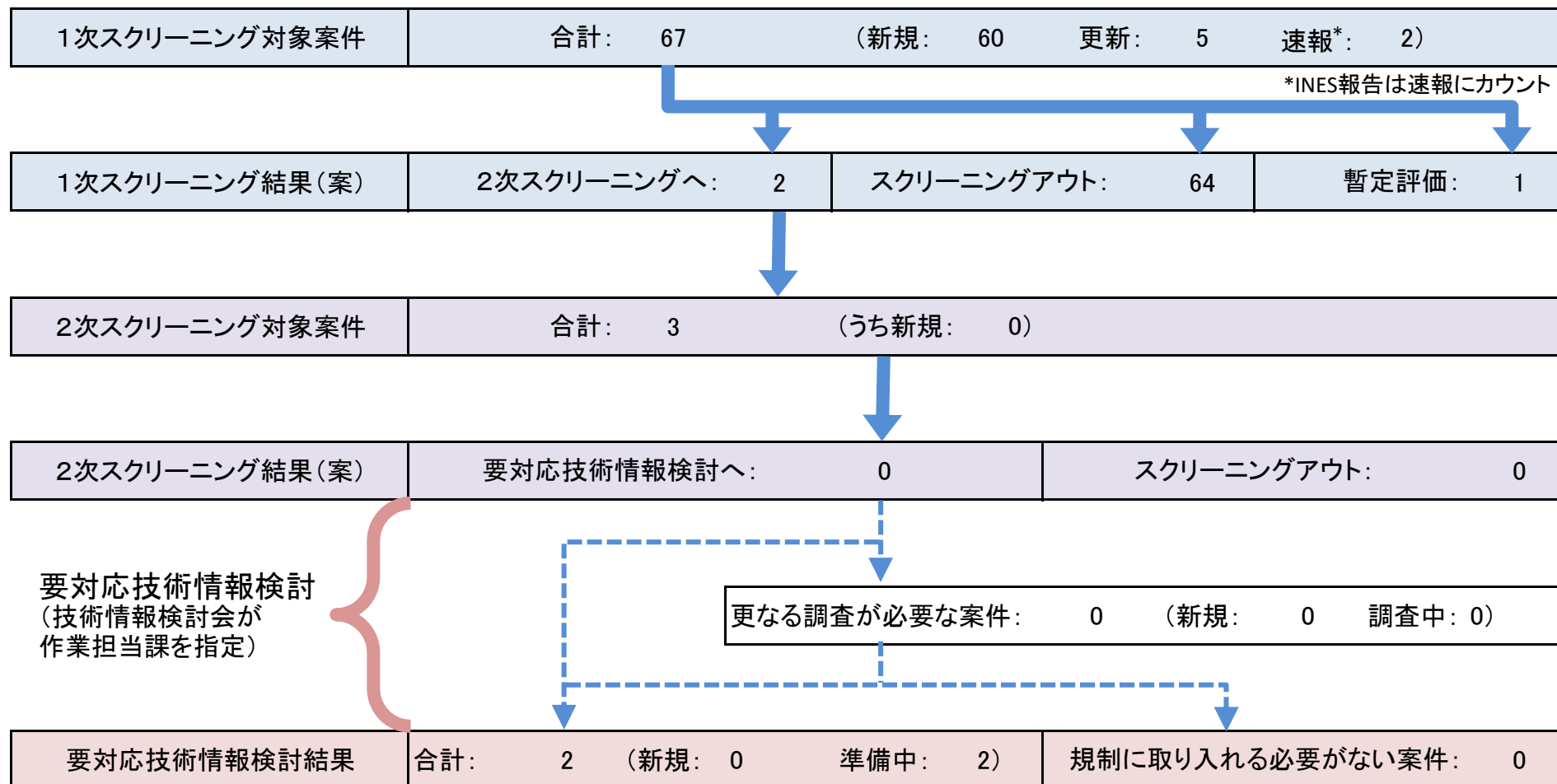
実プラントのデータによる検討については、用いるデータの網羅性、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  の算出方法、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  との関係が PTS 評価に与える影響等について詳細な検討が必要であることから、原子力規制庁において、引き続き検討を進めることとする。

また、規格策定者である日本電気協会や事業者による検討も必要であることから、実プラントのデータを踏まえた破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  の関係について、意見を聴取することとしたい。

<sup>8</sup> 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド等

## 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)

2023-07-27  
技術基盤課



## 2次スクリーニングの検討状況(案)

令和5年7月27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 <del>IRS8837</del> 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 <u>INES2023-02</u>	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、<u>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。</u></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 7 月 27 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ていることがわかった。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) (2)令和 4 年度上期(予定) (3)令和 4 年度(予定) (4)R4/11/28-12/16に 3 人</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p> <p>③ (1)技術基盤 G (2)火災対策室、検査 G、技術基盤 G (3)技術基盤 G (4)火災対策室、検査 G</p>

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
			<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>	派遣完了。	
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生を目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめるとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<p>・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。</p> <p>①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応</p> <p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・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。</p> <p>・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> <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <p>・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>	<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



# 1次スクリーニング結果（案）

2023-07-27  
 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
<b>RIS</b> U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	1	0	0	0	0	0	1	① 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
<b>GL</b> 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。
<b>BL</b> U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
<b>IN</b> U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
<b>IRS</b> IAEA International Reporting System	0	14	1	1	1	0	0	1	18	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。
<b>IRSRR</b> IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0	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。
<b>FINAS</b> IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
<b>国内</b> 法令報告、規制検査報告、ニューシア	1	7	0	1	30	3	1	0	43	
<b>INES</b> IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	1	0	0	1	2	
<b>その他</b>	0	3	0	0	0	0	0	0	3	
<b>計</b>	<b>1</b>	<b>24</b>	<b>2</b>	<b>2</b>	<b>32</b>	<b>3</b>	<b>1</b>	<b>2</b>	<b>67</b>	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)																
					基準/2次	INES	処理結果														
INES2020-02	原子炉施設事象	2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。	2020-12-11	事務局	②	0	本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの緊急事態と分類された。主蒸気管の放射能高により、サイト緊急事態と分類された。環境への漏えい、被曝の可能性は低い。														
		<p>スクリーニング基準の番号を記載しています。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">スクリーニング基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。</td> </tr> </tbody> </table>	スクリーニング基準		①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。	②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。	③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。	④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。	⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。	⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。			②		<p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>
スクリーニング基準																					
①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。																				
②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。																				
③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。																				
④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。																				
⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。																				
⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。																				
		<p>0、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、原子炉停止冷却系の一つが壊れた。そのため、長時間ほど掛かった。その間、高圧で、原子炉冷却材浄化系のフィルターは約 70°C に耐えられる。この時、約 100°C の冷却材が流出し、物質が冷却材に溶け出した。修理後、冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質が主蒸気管内の放射能レベルも高くなった。</p> <p>管放射能高により、自動的に格納容器が隔離(閉)。これに伴い、自動的に格納容器が移動し、原子炉停止した。この格納容器の緊急事態と分類され、オルキルオト発電所の緊急体制が敷かれた。緊急体制が敷かれた。緊急体制が敷かれた。</p> <p>環境への影響はなく、安全重要度も高く、放射能レベル 0 と評価された。従業員への被曝量は低い。</p> <p>STUK は、2 号機の運転再開を許可し、点検項目を実施し、14 日に運転再開申請し、原子炉停止冷却系のセンサー、コネクター、伝送器、スイッチと貫通部の点検。3) サプレッションポンプの格納容器内の弁の試験。5) 制御棒操作停止機能の試験。</p> <p><a href="https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/stukgranted-start-upperpermissionforol2plantunit.html">https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/stukgranted-start-upperpermissionforol2plantunit.html</a></p>																			
		<p>図 原子炉冷却材浄化系</p> <p><a href="https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf">https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</a></p>																			

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IIR2022003 /277+278	統合検査報告書 ならびに予備的 白及び明白な違 反	事業者: Constellation Energy Generation, LLC. プラント: 米国ピーチボトム 2、3号 (BWR、各 1112 MWe) 検査期間: 2022-07-01~09-30  件名: 運転員エラーによる原子炉保護系 (RPS) 電源の喪失と原子炉スクラム  サマリ: 事業者は、品質に影響する措置を適切な手順書を用いて行わなかった。具体的には、2号機の B 系列 RPS の代替給電中に、A 系列 RPS の MG セットがトリップした際、あらかじめ用意すべき「部分版」手順書 <sup>*1</sup> を使わずに、この状況では不適切な「標準版」手順書を使用。運転員操作により、代替給電遮断器が開き、2号機がスクラム、格納容器隔離系 (PCIS) のグループ 1 が隔離 (MSIV 閉)、安全逃し弁 (SRV) が作動し、通常ヒートシンクが喪失した。そのため、ECCS も作動した。  <sup>*1</sup> 手順書: SO 60F.1.A-2/3「母線停電時の RPS MG セットと配電システムの再給電」	2022-09-12	事務局	②	-	本件は、米国 NRC による予備的白検査指摘事項に関わる検査報告書である。外部電源保守のため、RPS 電源構成を変更した状態で、1 系統の RPS の MG セットがトリップしたため、運転員が通常状態での操作である RPS の電源切替を実施したことにより、RPS 電源の完全喪失となり、原子炉スクラム、MSIV 閉、ECCS 作動となった。運転員操作ミスの原因は、非通常時のストレス下で、外電喪失時手順書の不遵守及び作成することになっていた手順書部分版を使用しなかったこと(未準備と考えられる)。外電喪失時運転手順書の準備や訓練における事業者のマネジメントに課題があったことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。  ただし、米国 NRC による予備的白検査指摘の実例として、規制庁検査官と情報共有する。
LER277 /202200100	両 RPS 母線への給電喪失による自動原子炉スクラム	根本原因(事業者分析): 運転員の全ての階層において、人的技術パフォーマンスが断絶しており、高ストレス状況では、運転員は知識ベースモード(記憶)で操作し、誤ったステップを踏んだ。  是正処置: 事業者は、RPS MG セットのトリップに対して、より状況に応じた指示を含む手順書を新規作成し、自己責任活動(制)を導入、本事象の教訓を運転訓練に入れた。  パフォーマンス劣化: 該当。「部分版」手順書を使わずに、「標準版」を使用したことは、10CFR50 付録 B 基準 V「品質に影響する措置には状況に応じた手順書を使用すること」を不満足。予見可能で未然防止可能。  スクリーニング: 軽微を超える。「起因事象」と「緩和機能」の両監視領域に該当のため。  重要度: 予備的白(低から並の間)。原子炉トリップと緩和機器の喪失の両方をもたらしたため。MSIV 閉起因事象: ICCDP = 6.1E-6 (CCDP) - 2.6E-7 (CDP) = 5.8E-6  横断的要素: リソース。リーダーによる運転員教育、指示と監視が、人的パフォーマンスを十分に向上させず、結果責任もとっていない。事象前にプラント構成が正しく理解され、手順書がきちんと導入されていることを確認していない。事象中は、時間余裕が与えられず、人的過誤防止ツールが適切に使用されていることを確認していない。	2022-04-20 以降、外部電源の保守のため全 4 kV 母線が 1 つの外電から給電されていたので、瞬停等による全 RPS 電源喪失を防ぐため、各号機の RPS 母線の 1 つを代替電源に接続。2号では A-RPS 母線は MG セット①、B-RPS は代替電源②に接続。事業者は、外電喪失時対応手順書として、代償措置(トリップした MG セットを再起動するための、代替電源に接続している場合の外電喪失時対応手順書(部分版)を事前に作成すること)を含む SO 60F.1.A-2/3 標準版(White Paper)を事前に準備した。標準版だけでなく、トリップしていない側の RPS 系列が MG セット給電であることを確認後に、代替電源に切り替えることが必要。  2022-05-16、開閉所の問題で発生した外電過渡により 2 号の A 系列 RPS MG セット②がトリップ、RPS がハーフスクラム状態となった。A 系列 RPS 電源を復旧するため、運転員は SO 60F.1.A-2 標準版を使用し、B 系列に給電する代替電源の遮断器③を開放した。その結果、RPS の両系列の電源が喪失したので、2号機はスクラム、グループ 1 の隔離 (MSIV 閉) となった。その後プラントは設計通り運転されたが、MSIV 閉により炉圧高となり、SRV が吹き、再循環ポンプトリップ。HPCI と RCIS を手動起動して、炉圧と水位を安定化させた。	<p style="text-align: center;">図 RPS 電源切替えスイッチ、ML11258A345</p>			

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IIR2022003 /317+318	統合検査報告書 ならびに予備的 白及び明白な違 反	事業者: Constellation Energy Generation, LLC. プラント: 米国カルバートクリフス 1、2 号(PWR、各 845 MWe)、件名: 非常用ディーゼル発電機(EDG)への異物 混入防止の失敗 検査期間: 2022-07-01 ~ 2022-09-30  サマリ: 異物排除(FME)の取り組みが不十分であることか ら、1号機の技術仕様書(TS)5.4.1「手順」につき、指摘事 項と明白な違反を特定した。具体的には、事業者は 1A- EDG への異物混入防止に失敗し、2022-02-20 の定例試 験中に当該 EDG が故障し、自動トリップした。  事象: 1A-EDG は、2 台のエンジン(1A1、1A2)が 1 台の 共通発電機に接続されている(SACM 社製)。燃料交換停 止中の 2022-02-19 に、力率試験として 1A EDG をスロ ースタート。EDG 遮断器投入(全負荷運転)後、負荷が 5.2 から 4.8 MW に変化後 5.2 MW に戻った 2 分後に、1A1 エンジンが排気ガス温度高警報を発生し、エンジンクラン クケース圧力高でトリップ。エンジンブロック逃がし弁からの 大量の潤滑油漏出とエンジンからの発煙を確認。エンジン 内部調査で、ピストンの焼き付けを含む 3A シリンダの損 傷を確認。3A 燃料噴射器を分解したところ、内部に異物を 3 つ発見した。  復旧後、事業者は是正措置評価(CAPE)を実施。異物が 燃料噴射異常の直接原因と特定。異物はエチレンプロピレ ンエンジンモノマーで、ゴム製 O リング材のようだが、EDG 燃料油系とは無関係で両立性もない。事業者は、製造、輸 送または保守中のいずれかでシステムを分解したときに異 物混入したと結論。FME の取り組みやパーツ・ベンダー品 質が原因である可能性が高いとみなしたが、どこにギャッ プがあるのか特定しなかった。  是正処置: 3A シリンダと噴射器を交換し、1A-EDG は 2022-02-24 に復旧。同年 4 月に CAPE を完了した。  検査: FME プログラムを含め、CAPE、作業指示及び手順 について面談とレビューを実施。検査官は、事業者の保守 及び異物取り扱い調査に関して、CAPE が厳格さを欠くと 判断。さらに、3A シリンダのコンポーネント(燃料ポンプ、 燃料噴射器)が 2000 年以降に据付けられていることか ら、異物が製造や輸送中に入ったことを示唆する情報・証 拠がないことを確認。異物のモノマーが高圧燃料油環境で 長期間残存する可能性は低く、保守中のシステム開放時 に混入した可能性が高いと結論。(補足情報欄につづく)	2022-09-12	事務局	②	—	本件は、米国 NRC による予備的白検査指 摘事項に関わる検査報告書と最終重要度 評価検査報告書である。2022-02-20 の定 例試験中に EDG が故障した事象の直接 原因は燃料噴射器への異物混入であつた が、事業者は根本原因を特定しなかつた。 NRC 検査官は、面談や図書のレビューを 通じて、事業者の FME プログラムの不 適切な実施が原因であり、パフォーマンス劣 化であることを特定した。事業者の FME プ ログラムに係るマネジメントに課題があつた ことから、左上の基準にてスクリーニングア ウトとする。  ただし、米国 NRC による白検査指摘の実 例として、規制庁検査官と情報共有する。
			補足情報			また、異物が 3A 燃料噴射ポンプの上流で混入したとす ると、ポンプ内の狭い隙間を通過できないため、事業者は、燃 料噴射ポンプと噴射器との間で異物混入した可能性が高い と結論づけていたことにも着目。検査官は、1A1 の 3A シリ ンダの最後の保守時(2020 年 8 月)に、異物混入した可能 性が高く、その時に異物検知されるはずだったと特定。その 根拠は、この時、工場試験のために 3A 燃料噴射ポンプと 燃料噴射器の間のラインを外しており、異物混入の機会が あつたと考えられるから。なお、事業者は、2020 年 8 月 の保守中に行つたはずの FME 取り組み完了図書を検査官に 示すことができなかった。  パフォーマンス劣化: 該当。「FME プログラム改 14」の 1.2 は、SSC への異物混入を防止することによって FME 健全 性を維持するための要件を提供。1.5 は、異物混入を防ぐ ために、FME 領域を設定・維持するのに要する具体的ス テップを規定。検査官は、不適切な FME 作業と管理によ り、2020 年 8 月の保守中に 1A EDG への異物混入(検知 なし)が発生したと判断。これは、事業者により予見可能で あり、防げたはずと評価した。  スクリーニング: 軽微を超える。監視領域:「緩和機能」  重要度: 予備的白(低から並の間)。緩和系 SCC の劣化な ので、詳細リスク評価(DRE)が必要となつた。DRE による と、 $\Delta CDF = 7.5 \sim 9.0E-6/yr$  事業者評価による $\Delta CDF$ 、LERF(EDG 不能 160.7 日) 1号 $\Delta CDF = 5E-6/yr$ , $\Delta LERF = 3E-7/yr$ 2号 $\Delta CDF = 2E-6/yr$ , $\Delta LERF = 2E-7/yr$  横断的要素: 自己満足の回避。事業者は、異物混入を防ぐ ための適切な過誤低減ツールを導入していなかつた。  最終重要度評価(2022-12-05): 白  違反: ①TS5.4.1「手順」/手順書を作成、実践、維持しない といけない。②RG1.33「QAP 要件」§ 9/安全関連機器の 性能に影響するような保守を実施するための手順。③事 業者手順書「FME プログラム改 14」。	
IR2022090 /317	白指摘事項の最 終重要度評価						

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
RIS2022-02	運転中の漏えい	<p>目的: 米国原子力発電所における運転中の漏えいを扱う要求項目を明確化すること。</p> <p>背景: 漏えい検知時点では、コンポーネントの状態が不明なので、運転中の漏えいは安全性に係る懸案の一つである。コンポーネントの構造健全性を保つための要求事項が、技術仕様書(TS)策定時に用いられる基本仮定である。すなわち、運転中に ASME BPV のクラス 1, 2, 3 コンポーネントの構造健全性が保たれることを仮定して安全解析が行われ、それをもとに TS は策定される。</p> <p>ポンプ故障のような場合、オペラビリティへの影響は容易に評価できるが、ASME BPV(以下 ASME と表記)のクラス 1, 2, 3 SCC からの漏えいは、システムのオペラビリティへの影響を明に示さない。応力腐食割れ、熱疲労、流体加速腐食等の劣化メカニズムは、限られた漏えいの兆候しか示さない一方で、システムの構造健全性に影響する問題となり得る。</p> <p>こうした SSC の潜在的劣化を特定する深層防護手段の一つとして、運転中漏えい検知が重要視されている。特に、ASME の § XI の IWB/C/D-3000 は、ひびが視覚的に確認された場合に、そのコンポーネントの継続供用を判断するための許容基準とオプションを提供している。§ XI の IWX-4000 には、クラス 1, 2, 3 の SSC の構造健全性を保つために、欠陥に対処するための具体的な要求事項が示されている。このように、認可取得者は SSC のオペラビリティへの影響を判断するため、漏えいを効果的に評価することが求められている。</p> <p>10CFR50.55a(g)も、ASME の § XI「ISI 規則」の使用を要求している。NRC は、§ XI は SSC からの漏えいを合理的に判断する方法を提供していると認めている。一方で、10CFR50.55a が認める ASME は、前述の要求事項に対して、複数の方法を提供している。ASME コードケース(例: N513、N-705)や任意要求付録 U「中エネルギー配管及びクラス 2 または 3 容器・タンクにおけるひびの暫定許容に対する評価基準」など漏えいの許容度を示しており、NRC スタッフはほとんどを承認している:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• GL90-05</li> <li>• RIS2005-20</li> <li>• NRC Inspection Manual Chapter 0326, etc.</li> </ul>	2022-11-10	事務局	③	—	<p>本件は、米国原子力発電所における運転中の漏えいを扱う要求項目に関して、米国規制と ASME 要件との間の混乱を明確化するものである。国内においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈をもとに運用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>
			補足情報			<p>混乱: ASME の解釈 XI-1-92-03 及び XI-1-92-19 によると、ASME 要求である圧力試験及び漏えい目視検査(VT-2)実施時以外で漏えいが検知された場合は、§ XI の IWA-5250 に規定されている是正措置の実施は要求されていない。一方、10 CFR50.55a と TS 要求では、プラントウォークダウンのような方法で漏えい(運転中の漏えい)を検知した場合でも、構造健全性評価に ASME 手法を使うことを要求している。特に、SSC の異常がシステムのエオペラビリティに影響を及し得る場合には、構造健全性評価のために ASME 手法を使用しなければならないとしている。</p> <p>明確化: 運転中の漏えいとは、ASME 要求の圧力試験以外で、プラント運転中に検知されるクラス 1, 2, 3 SSC の圧力境界からの漏えい。運転中の漏えいが観察され、システムがオペラブルであると判断するためには、その SSC の構造健全性を確認するために、10CFR50.55a(g)に規定された適用可能な供用中検査要件に記載の手法を用いなければならない。これらの手法は、元のプラント建設コードまたは § XI に基づいた補修や取替の実施を要求している。もしくは、NRC が承認した代替手法(Code Case N-513 等)の実施を要する。</p> <p>「システムがオペラブルであると判断するためには、その SSC の構造健全性を確認する」とは、TS の「条件」に入ったどうかと関連する。漏えいが TS により管理されている SSC の構造健全性に影響を及ぼすかどうかを判断するために、事業者は漏えい箇所を評価してもよい。例えば、クラス 1 における漏えいは、適用 TS の漏えい許容量で管理され、原子炉冷却材圧力境界の漏えいは、本 RIS に従って修理が必要である。なお、10CFR50.55a(z)に規定されている代替案は、実施前に NRC スタッフの承認を要する。</p> <p>10CFR50.69 を適用しているプラントでは、本 RIS は、リスク情報を活用した安全クラス(RISC)1 及び 2 に適用される。また、ASME クラス 1 に分類される RISC-3 または 4 の機器には、10CFR50.55a(g)が適用される。ASME クラス 2 及び 3 に分類される RISC-3 または 4 に分類される機器の運転中の漏えいは、10CFR50.69 要件に従って対処されなければならない。</p>	

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9106			2022-10-28	事務局	②	—	<p>本件は、起動過程の海外のBWRプラントにおける主蒸気逃し安全弁の定例機能試験にて、1台の電磁パイロット弁が意図した通り動作しなかったため、手動原子炉停止した事例である。安全重要度は低い。原因は電磁パイロット弁の製造欠陥。過去に図面をCADに置き換えた時に誤った。また、事業者はCAD図面を入手しておらず、受け入れ検査にも課題がある。以上のことから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9107			2022-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、燃料交換停止中の海外の原子力発電所において、原子炉建屋内の電線管コネクタのシール面に傷が複数見つかった事例である。同国内の他の原子力発電所でも同様な傷が見つかった。事故時環境では、これらの傷を通じて、水分が電線管内部に浸入し、接続される機器が誤動作する可能性がある(機器の事故時性能認証の喪失)。傷の原因は、不適切な保守作業と考えられ、点検でも見逃した。保守・点検作業要領書も不親切だった。当該事業者の保守・点検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>ただし、機器の性能認証&lt;Equipment Qualification&gt;に係る不良事例として、規制庁検査官と情報共有する。</p>
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9108			2022-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、海外の原子力発電所において、非常用ディーゼル発電機のエンジン内部で冷却水漏えいが発生していることを長期間気が付かなかつた事例である。発電所への実影響はないが、潜在的にはエンジンが故障した可能性があった。原因は、冷却水の漏えいを把握していたにも関わらず、根拠なく外部漏えいと決めつけたこと、保守要領書に不備があつたこと、疑問に思う態度が醸成されていなかったこと。当該事業者の保守・点検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>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9109			2022-11-10	事務局	②	非該当	<p>本件は、海外の原子力発電所において、1台の発電機の電気保護回路が作動し、当該発電機とタービンが停止、原子炉出力が低下した事例である。安全性への影響はない。保護回路作動原因は、発電機制御ケーブルの断線。根本原因は、ケーブルの敷設、締結、接続作業の標準が定められていなかったこと。当該事業者の保守・点検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>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9110P			2022-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、海外の冷温停止中の原子力発電所において、非安全系の補助変圧器の予防保全作業中に、当該変圧器のバスバーダクト内で火災が発生した事例の予備的報告である。火災原因は作業ミスによる接地放電。遮断器を外していない変圧器で作業をしてしまった。当該事業者による電気設備保守・点検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>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9111			2022-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、海外の燃料交換停止中の PWR プラントにおいて、原子炉容器の水張りを行った際に、1次冷却材が容器上部に位置する原子炉水位計のフランジ(開放中)から溢れ出た事象である。上部の機器がホウ酸水をかぶり、汚染した。原因は運転員による水位設定のミス及び水位監視も怠った。人的過誤防止ツールも使用していない。当該事業者による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>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9112			2022-11-10	事務局	②	1	<p>本件は、海外の原子力発電所の燃料用水タンクの最低温度が、技術仕様書の要件に適合していなかったことが複数回あったことが判明した事例である。潜在的な安全性への影響は重大ではなかった。原因は、用いられている温度測定装置の誤差が、許容値より大きく、測定温度が非保守側(高い)に出ていることがわかったため。根本原因は、較正要領書の不備。疑問を持つ態度も不足していたと考えられる。当該事業者による点検保守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>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							



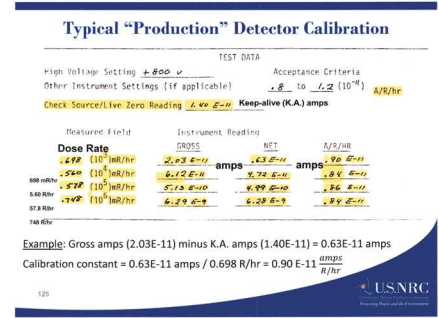
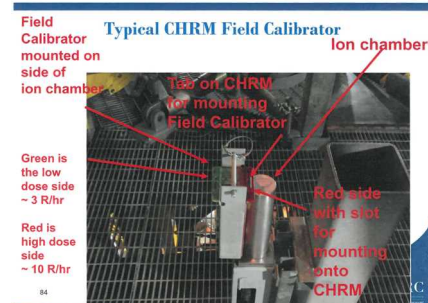
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9114			2022-11-10	事務局	②	—	<p>本件は、運転中の海外の原子力発電所において、原子炉建屋内での漏水警報が発した後、漏水源特定中に原子炉が自動トリップした事例である。フェールセーフ信号による原子炉トリップであり、プラント安全性への有意な影響はない。漏水原因は、建屋内に具備されている消火水ホースの劣化損傷。その根本現認は、消火水ホースの保管プログラムの不備(機器性能認証の不良)。フェールセーフ信号発出原因は、漏水が原子炉保護系の計装ケーブルのコネクタに浸透したため。防水処置と防水壁にも不備があったと推定される。当該事業者の内部溢水防止・緩和プログラム及び保守・点検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>ただし、機器の性能認証&lt;Equipment Qualification&gt;に係る不良事例として、規制庁検査官と情報共有する。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							



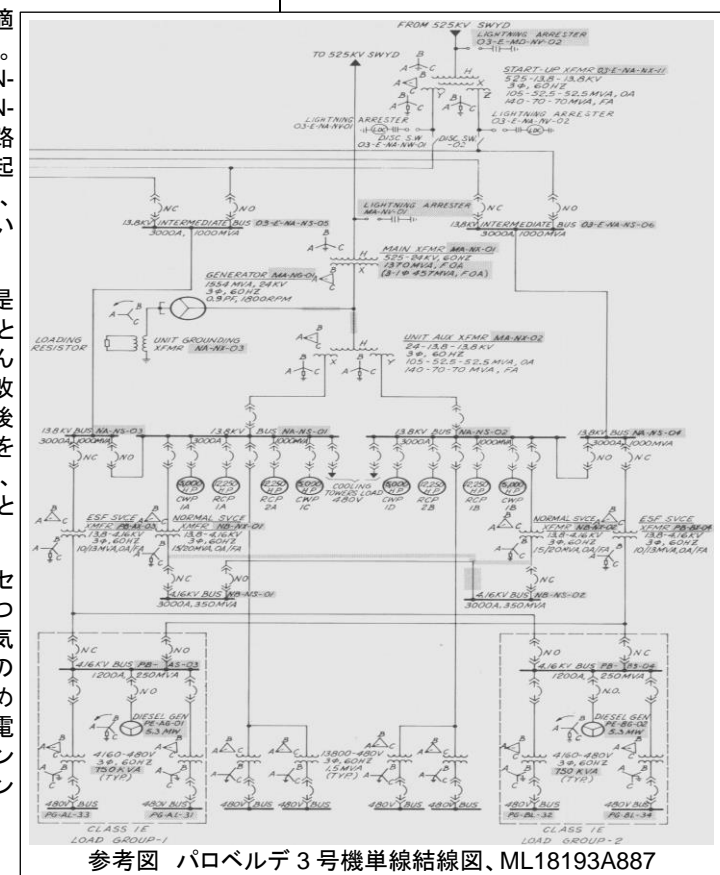
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9115			2022-11-15	事務局	②	—	<p>本件は、運転中の海外の原子力発電所の使用済み燃料プールの冷却ポンプから漏水が発生した事例である。プール水温が若干上昇したが、プラント安全性への影響はない。原因は、ポンプのメカニカルシール機能の不良。根本原因は、予防保全を実施していなかったこと。当該事業者による保守・点検管理に課題があることから、左上の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS9116			2022-12-13	事務局	②	0	<p>本件は、廃止措置中の海外の原子力発電所の高線量物取り扱い装置に具備されたガンマ線モニタ設備の構成に誤りが見つかった事例である。この誤りにより、インターロックが適切に機能せず、上限を超える高線量物を扱った可能性があった。原因は、据付け時から仕様の違いを認識していなかったこと。当該事業者による調達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>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

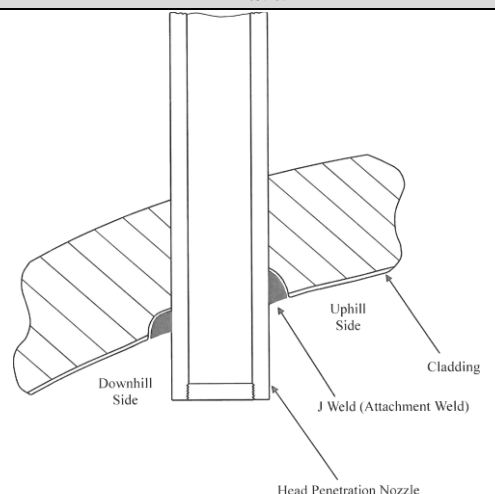
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS9117		<p>2022-05-06、米国オコニー3号機(PWR、859 MWe、停止過程モード3)において、非常用給水(EFW)系が作動した。事象発生前、手動原子炉トリップ後、手順通り1台の給水ポンプ(3A FDWP)でのみ給水していたところ、B系の起動用給水制御弁(3FDW-44)が開いて3B蒸気発生器(SG)の水位が上昇していることに気付いた運転員は、同弁を手動で絞ったが反応がなかったため、同弁の入口ブロック弁(3FDW-42)を閉止操作したが間に合わず、SG過剰給水防止設定点まで水位上昇、3A FDWPは自動トリップ。全FDWPトリップ信号により、EFW系が作動した。</p> <p>安全評価:3台のEFWポンプは設計通りに作動した。非常用炉心冷却設備(ECCS)や他の安全系の自動起動には至っていない。原子炉は通常停止過程のモード3にあり、重大なプラント過渡現象はない。運転員の対応に、手順上やヒューマンパフォーマンス上の問題はない。炉心損傷リスクへの影響は非常に低い。公衆衛生及び安全への影響もない。</p> <p>起動用給水制御弁の自動/手動操作不能の直接原因:3FDW-44の弁位置制御回路の電圧/空気(E/P)変換器の故障。</p> <p>根本原因:E/P変換器に使用されるムーア製I/P伝送器の製造欠陥。</p> <p>短期是正措置:①3FDW-44のE/P変換器を交換。②分析のために当該I/P伝送器をベンダーに発送。③1/2/3号機のタービンバイパス弁(TBV)のI/P伝送器を、本教訓を取り入れて製造したものに交換。④同様に、3号機の高圧注入系(HPI)のI/P伝送器を交換。</p> <p>長期是正措置:①1号機の給水弁のI/P伝送器を、本教訓を取り入れて製造したものに交換(2/3号機は交換済)。②同様に、1/2号機のHPIのI/P伝送器を交換。③E/P変換器の信頼性向上のための代替策を評価する。</p>	2022-12-19	事務局	③	—	<p>本件は、停止過程モード3にあるPWRプラントにおいて、非常用給水系(国内では補助給水系に相当)が作動した事例である。公衆衛生、安全への影響はない。直接原因は、蒸気発生器水位が過剰給水防止設定点に到達したため。水位上昇原因は、給水流量を制御していた起動用給水制御弁の制御回路に用いられている伝送器の故障。その伝送器に製造欠陥があった。伝送器単体の欠陥であることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
<p>追加情報:当該発電所において、本件と同様な懸念や原因を有する事象(E/P変換器の故障)が、2013年以来、本件含め4件報告されている。さらに、2021年夏にTBVのE/P変換器の故障トレンドも指摘され、ベンダーは製造技量に課題を見つけ、再発防止の是正措置を策定した。3FDW-44については、2022年5月に交換を計画していた。</p> <p>2015年の是正措置の一つは、給水制御弁の制御をより故障耐性の高い設計に変更することであり、1-3号機の給水制御弁のE/P変換器は改造済み。しかし、起動用給水制御弁は改造スコープに入っていなかった。2018年の是正措置にはI/P伝送器故障の原因が示され、3号機のI/P伝送器を交換した。しかしながら、本報告に示されたように製造欠陥により、3FDW-44が故障した。</p> <p>4件の報告(LER)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• LER 287/2022-002 (ML22182A501) 「起動用給水制御弁の動作不良による非常用給水系の自動作動」</li> <li>• LER 269/2018-001 (ML18165A145) 「1号機の主給水制御弁の電気/空気変換器故障による原子炉手動トリップ」</li> <li>• LER 287/2015-001 (ML15098A472) 「主給水流量調整弁流量の受容不能な過剰変動に伴う手動原子炉トリップ」</li> <li>• LER 287/2013-001 (ML13358A336). 「主給水流量変動による3号機手動原子炉トリップ」</li> </ul>			補足情報					
LER287/202200200	起動用給水制御弁の動作不良による非常用給水系の自動作動							
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。								

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
IRS9118		2022-04-24、米国ウォータフォード3号機(PWR、1168 MWe、停止中モード6)において、建設時からずっと誤った工学的変換係数を用いた原子炉格納容器高レンジ放射線モニタB(ARMIRE5400B)が使用されていたことが判明。1984-12-27以来、5400Bは不正確な線量率を示していたことになる。本件は、モニタ較正手順にキープアライブ線源の線量率が正しく考慮されていないため、5400Aが運転不能との報告(LER 382-2022-003-00)を受け、原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの較正手順を見直していた際に見つかった。その後、工学変換係数を修正し、キープアライブ線源の線量率を考慮して5400Bを正しく較正。	2022-12-19	事務局	②	—	本件は、米国原子力発電所において、原子炉格納容器高レンジ放射線モニタ及び主蒸気ライン高レンジ放射線モニタの放射線検出器の較正が適切に行われていなかったことが判明し、それらモニタが運転不能と判断された事象である。原因は較正手順が適切でなかったため。当該事業者による検出器に係る点検保守管理に課題があることから、左上の基準によりスクリーニングアウトとする。	
			補足情報					<p>是正措置: ①2022-04-24に、キープアライブ線量率を考慮するよう原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの較正手順を改訂。②2022-05-14に、改訂手順を使用して5400Aを較正。③2022-05-11までに、5400Bに正しい工学的変換係数を設定し、改訂手順で較正完了。④2022-05-04に、基準値を更新した主蒸気ライン高レンジ放射線モニタの較正手順を改訂。⑤2022-05-05に、改訂手順を使って5500Aを較正。⑥ベンダー提供の技術文書や計算結果を含めベンダーから文書を受け取る際の監督手順を確立。</p> <p>用語と引用 LER の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>工学変換係数: 検出器出力(アンペア)を線量率に変換するもの</li> <li>キープアライブ線源: 放射線レベルが放射線モニタのイオンチェンバーの測定下限よりも低い時でも、イオンチェンバーが機能していることを確かめるために設置するもの</li> <li>LER 382-2022-003-00「較正間違いにより放射線モニタ動作不能」: 原子炉格納容器高レンジ放射線モニタの微小電流計及びADC基板が交換された時、キープアライブ線源の減衰を考慮しない間違った手順ガイダンスを含む較正手順による、技術仕様書不適合の報告。</li> <li>LER 382-2022-001-00「3台の放射線ガスモニターにおいて不正確な変換係数を適用したことによる技術仕様書不適合」: 3台のガス放射線モニタで使用されている工学的変換係数に誤りがあり、技術仕様書不適合。</li> </ul>
LER382/202200400	不適切な較正手順により放射線モニタ動作不能	<p>原子炉格納容器高レンジ放射線モニタ(ARMIRE5400AとB)は、1.0E8 Rem/h(1.0E10 Sv/h)のレンジまで測定可能である。また、全測定レンジにわたって2桁の精度と事故後条件で測定可能なことがRG 1.97R3で求められている。5400Bはこの精度要求を満足しないので、2022-04-24に運転不能と判定された。</p> <p>2022-04-30には、主蒸気ライン高レンジ放射線モニタA(ARMIRE5500A)が2000-01-01の検出器交換以降、多くの誤較正があったことが判明。工学的変換係数は更新されたが、同モニタの較正に用いた基準値が不正確だった。そのため、検出器交換以降、較正許容範囲である±15%を不満足。主蒸気ライン高レンジ放射線モニタは2台(ARMIRE5500AとB)あるが、誤較正はAのみ。較正許容範囲を満足しないので、2022-04-30に5500Aは運転不能と判定された。</p> <p>安全評価: 5400A/Bと5500Aが運転不能であることの実影響は、技術仕様書の要求機能を果たすことができなかったこと。5400A/Bの潜在的影響は、緊急時計画に掛かる。緊急避難を要する条件にも係わらず、適用可能な緊急時活動レベル(EAL)に入れなかった可能性があったが、その活動を取れなかった場合のリスクは低いとみなされた。5500Aは安全性やEALには関係ない。SRVやADS作動後の線量評価に利用されるが、代替測定手段がある。</p> <p>運転不能原因: 5400ABでは、キープアライブ線源を考慮しない不適切な較正手順ガイダンス。5400Bでは誤工学的変換係数の適用。建設中にベンダーが誤計算し、監視手順も不適切。5500Aでは、その後の較正で使用する新しい検出器の線量率の基準値を記録するステップが較正手順に含まれていなかった。</p>					<p>2021 NRC Staff Training Calibration of Containment &amp; Dry Well Ion Chamber High Range Rad Monitors (CHRM), ML21327A271.</p>	
								<p>Typical "Production" Detector Calibration</p>  <p>Example: Gross amps (2.03E-11) minus K.A. amps (1.40E-11) = 0.63E-11 amps Calibration constant = 0.63E-11 amps / 0.698 R/hr = 0.90 E-11 amps/R/hr</p>
								<p>Typical CHRMs specs</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Ion chamber is loaded with an internal Am-241 keep-alive source, then filled with nitrogen at atmospheric pressure, and hermetically sealed</li> <li>Keep-alive source is 0.1 Ci Am-241 (433 yrs <math>T_{1/2}</math>) or U-234 (245,000 yr <math>T_{1/2}</math>)</li> <li>Only variables affecting ion chambers are collection voltage, fill pressure, and the condition of its connectors' insulation.</li> <li>Example: Ion chambers exposed to 3 decades between 1 R/hr and 1,000 R/hr.</li> <li>The average response of the ion chambers, is referred to as the calibration constant, was <math>1.02E-11 \pm 5.5 E-12 \frac{\text{amps}}{\text{R/hr}}</math></li> <li>~46% variation in calibration constant</li> </ul>
								<p>参考図 典型的な格納容器高レンジ放射線モニタ(CHRM)の現場較正器、ML21327A271.</p> 
								<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>

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



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

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

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



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

燃料集合体シッピング調査結果(漏えい燃料)

燃料体番号	An/Å
K6Z190	9.26×10 <sup>1</sup>
K6Z282	3.91×10 <sup>2</sup>

(判定基準)	
An/Å	判定
2未満	漏えいなし
2~5	漏えいの疑いあり
5以上	漏えいあり

漏えい燃料集合体に関する資料(概要)

項目	内容	
燃料集合体番号	K6Z190	K6Z282
型式	高燃焼度 8×8 燃料	高燃焼度 8×8 燃料
炉内装荷日	平成 7 年 12 月 19 日	平成 7 年 12 月 19 日
当該燃料燃焼度	26, 371 MWd/t	36, 243 MWd/t
炉内装荷位置	17-54	25-28
燃料体製造日	平成 7 年 4 月 25 日	平成 7 年 4 月 25 日

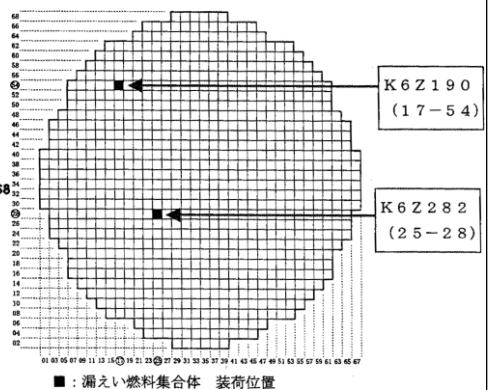
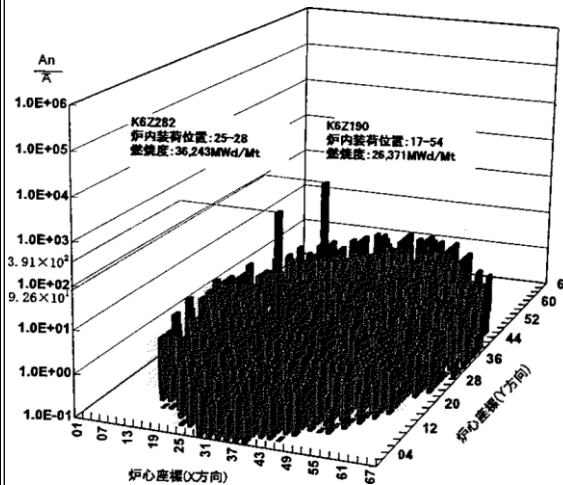



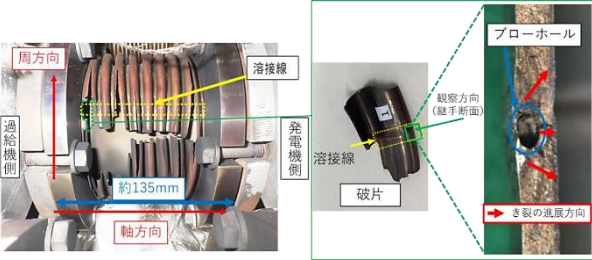
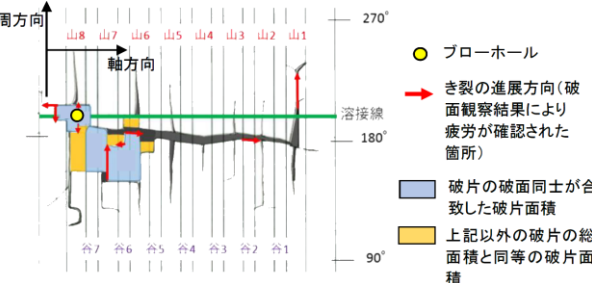
図 燃料集合体漏えい検査結果 よう素 131 相対図

図 漏えい燃料棒の位置

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																												
					基準/2次	INES	処理結果																										
国内 2000-02	原子炉一次冷却材中のよう素濃度上昇に伴う原子炉手動停止 NUCIA 通番: 231T ユニット: 福島第二発電所 4号 発生日: 2000-07-25 登録区分: 最終 更新日: 2023-04-10	<p>2000-07-25 3:00 頃、運転中の 4 号機の復水器と活性炭式希ガスホールドアップ塔との間の放射線監視モニタの指示値が、通常値の約 2.1E-11 A から約 4.8E-11 A に上昇しており、原子炉水中のよう素濃度も通常値の約 3.5E-2 Bq/g から最大約 14.8 Bq/g に増加していたことから、燃料集合体の漏えい調査を行うため、同日 13:00 より出力降下を開始し、23:05 に原子炉停止した。</p> <p>安全評価: 本事象による外部への放射性物質の影響はない。よう素濃度も、原子炉保安規定の運転制限値 (4.6E3 Bq/g) 未満で、安全上問題となるものではない。</p> <p>放射線モニタ及びよう素濃度上昇の原因: 燃料集合体 (2F4E28) からの漏えい。水中カメラによる外観点検の結果、燃料棒 1 本に、縦方向のすじ(割れ)を確認。</p> <p>漏えい推定原因: 以下の点から、制御棒パターン調整時の制御棒引抜に伴うペレット被覆管相互作用 (PCI) による被覆管の破損。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>当該燃料棒において、縦方向の割れ以外に異物破損の痕跡は見当たらなかった。</li> <li>当該燃料はコントロールセルに使用されており、破損を生じた燃料被覆管には制御棒引抜時に PCI による応力がかかりやすい状況にあった。</li> <li>当該燃料は 5 サイクル目 (比較的燃焼度が高い) であり、燃料被覆管は水素脆化の影響を受けやすい状況にあった。</li> </ul> <p>再発防止対策: ①漏えいが確認された燃料集合体を健全な集合体と取り替える。漏えい集合体は再使用しない。②炉心管理の運用方法として、長期間照射した燃料 (5 サイクル目燃料) はコントロールセル (制御棒を長期間挿入するセル) に装荷しないこと、また、必要に応じて制御棒パターン調整前に応力評価を行い過大な応力が加わらないよう考慮した手順とする。</p>	2023-04-10	事務局	⑤	0	<p>本件は法令報告事象であるが、INES-0「安全上重要でない事象」と評価されていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。なお、本件は 2000-07-25 に発生した事例であるが、2023-04-10 に NUCIA 最終報告が更新され、漏えい推定原因が更新された。</p>																										
補足情報																																	
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>燃料集合体シッピング調査結果 (漏えい燃料)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>燃料体番号</th> <th>An/A</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2F4E28</td> <td>18.85</td> </tr> </tbody> </table> <p>(判定基準)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>An/A</th> <th>判定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2未満</td> <td>漏えいなし</td> </tr> <tr> <td>2~5</td> <td>漏えいの疑いあり</td> </tr> <tr> <td>5以上</td> <td>漏えいあり</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="width: 45%;"> <p>漏えい燃料集合体に関する仕様 (概要)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料集合体番号</td> <td>2F4E28</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>高燃焼度 8 × 8 燃料</td> </tr> <tr> <td>炉内装荷日</td> <td>平成 6 年 6 月 7 日</td> </tr> <tr> <td>当該燃焼度</td> <td>42.525 MWd/t</td> </tr> <tr> <td>炉内装荷位置</td> <td>31-48</td> </tr> <tr> <td>燃料体製造日</td> <td>平成 5 年 9 月 20 日</td> </tr> </tbody> </table> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="width: 45%;"> <p>図 燃料集合体漏えい検査結果 よう素 131 相対図</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>図 漏えい燃料棒の位置</p> </div> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <p>漏えい燃料集合体外観 [A 面]</p> </div>								燃料体番号	An/A	2F4E28	18.85	An/A	判定	2未満	漏えいなし	2~5	漏えいの疑いあり	5以上	漏えいあり	項目	内容	燃料集合体番号	2F4E28	型式	高燃焼度 8 × 8 燃料	炉内装荷日	平成 6 年 6 月 7 日	当該燃焼度	42.525 MWd/t	炉内装荷位置	31-48	燃料体製造日	平成 5 年 9 月 20 日
燃料体番号	An/A																																
2F4E28	18.85																																
An/A	判定																																
2未満	漏えいなし																																
2~5	漏えいの疑いあり																																
5以上	漏えいあり																																
項目	内容																																
燃料集合体番号	2F4E28																																
型式	高燃焼度 8 × 8 燃料																																
炉内装荷日	平成 6 年 6 月 7 日																																
当該燃焼度	42.525 MWd/t																																
炉内装荷位置	31-48																																
燃料体製造日	平成 5 年 9 月 20 日																																

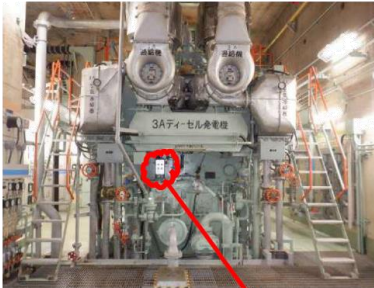
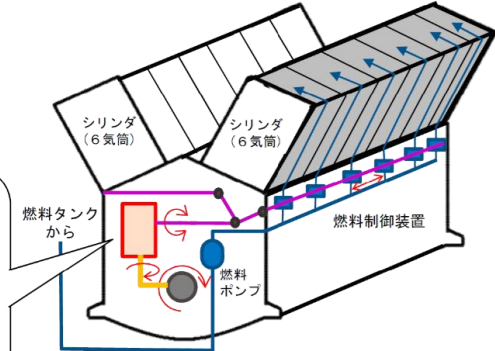
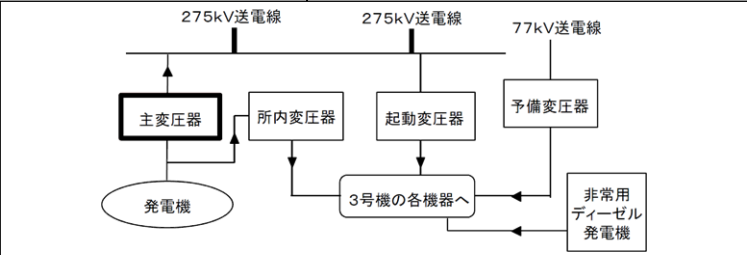
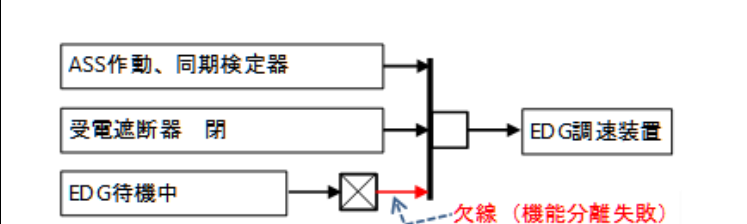
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2016-56R1	アクセスホールカバー取り付け溶接部のひびについて NUCIA 通番: 12605M ユニット: 島根原子力発電所2号機 発生日: 2017-02-16 登録区分: 最終	<p>2017-02-16、第17回定期検査において、水中カメラを用いた原子炉圧力容器内の目視点検中、1箇所のアクセスホールカバー※1 取付溶接部にひびを確認した。なお、本事象による周辺環境への放射能の影響はない。</p> <p>※1: アクセスホールは、島根2号機の建設時に、作業員が原子炉圧力容器底部へ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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-41	<p>特定重大事故等 対処施設計装設 備の不具合と通 常状態への復旧</p> <p>NUCIA 通番: 13526M</p> <p>ユニット:伊方発 電所 3号</p> <p>発生日: 2022-07-07</p> <p>登録区分:最終</p> <p>更新日: 2022-11-16</p>	<p>メーカー A から連絡を受け点検したところ、2022-07-07 11:22 に、通常運転中の 3 号機の特定重大事故等対処施設の計装設備の一部に部品が装着されていないことが確認された。当該設備に部品を組み込み、同日 16:01 に復旧したが、同種の他の計装設備についても、同日 18:05 に、同様に部品が装着されていないことが確認された。よって、当該施設の供用開始(2021-10-05)から、2022-07-07 16:01 まで、同種の計装設備すべて動作不能状態であった可能性があったため、保安規定に定める運転上の制限を満足していなかったものと判断された。その後、部品を正規に組み込み、正常機能することを確認、翌日 13:01 に復旧。なお、本事象によるプラントへの影響および環境への放射能の影響はない。</p> <p>部品未装着の原因:新規開発されたコネクタについて、メーカー B から C へ事業移管された際、コネクタの特殊な接続要領が移管されてなかったため。メーカー A が当該計装設備を設置する際、シール材等の必要性を認識できず装着されなかった。</p> <p>根本原因:事業移管において、メーカー A が次の①②を確認する仕組みがなかったこと。①メーカー B から A への技術情報提出時に、製品の機能実現のために開発時に設計された情報が設計資料に反映されていること。②メーカー B から C への技術情報移管時に、移管元の設計情報が漏れなく移管先に移管されていること。</p>	2022-09-14	事務局	⑤	—	<p>本件は、メーカー A が当該発電所に納入した製品に限定される事象と考えられ、根本原因にもとづく対策もとられていることから、左の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>是正処置:①当該計装設備にシール材等を組み込む。②メーカー A は、原子カプラント向けに開発した製品について業者間の事業移管が発生した際に、製品の機能実現のために開発時に設計された情報が移管元から提出される設計情報に反映されていることを調査・検証するよう、マニュアルを改訂する。③メーカー A は、事業移管が発生した際に、移管元及び移管先の双方から、事業移管に係る設計情報を提出させ、移管元の設計情報が漏れなく移管先に移管されたことを調査・検証するよう、マニュアルを改訂する。④メーカー A は、原子カプラント向けに開発した製品や事業移管された製品を使用した工事設計や部品設計をする際には、製品の機能実現のために開発時に設計された情報が漏れなく工事の設計資料、要領書等に反映されていることを確認し、関係部門へ展開するよう、マニュアルを改訂する。⑤メーカー A に対し、再発防止対策の妥当性について監査を実施し、②③④のマニュアル改訂等が実施され、再発防止が図られていることを確認する。⑥以下の事項を標準発注仕様書に反映し、原子カプラント向けに開発された製品に対しての要求事項を明確にする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子カプラント向けに新規に開発された製品を製作する際には、開発段階の製品の機能実現のために必要な情報が漏れなく反映されていることを確認すること。</li> </ul> <p>水平展開・類似事象調査結果:①メーカー A が納入した製品で当該計装設備と同様に特殊な接続要領が必要なコネクタは、当該計装設備のみ。②当該発電所において、コネクタ内部に部品が装着されていないような類似事象は、発生していない。</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-08 R2	非常用ディーゼル発電機 24 時間連続運転中における排気管伸縮継手の破損  更新日: 2022-11-07  NUCIA 通番: 13260M  ユニット: 浜岡発電所 5 号  発生日: 2021-05-11  登録区分:最終	<p>2021-05-11、海外知見を参考に、健全性確認のため、5号機 D/G(A)の 24 時間連続運転を試験的に実施した。10:04 に D/G(A)を起動、14:30 頃、排気管伸縮継手からの排気漏れが確認された。D/G(A)を停止し、当該排気管伸縮継手の破損を確認した。</p>  <p>図 排気管伸縮継手の破損状況</p> <p>なお、本件による外部への放射能の影響はない。人身災害も、プラント設備に与える影響もない。また、保安規定で定める運転上の制限も満足している。</p> <p>調査の結果、破損した排気管伸縮継手の破断面にブローホール(*1)及び疲労破壊の痕跡が見つかった。</p> <p>*1 ブローホールとは溶接欠陥の一種であり、溶接時に接合する物体の間にあった水分、油、鋼材表面の錆などの汚れ、気体等が溶接部に入り込むことにより生じた溶接部内部の小さな空洞のこと。</p> <p>破損原因:D/G の運転・停止により、ブローホール近傍に過度な力が繰り返し加わったことで、き裂が発生し、破損に至った(疲労破壊)。ブローホールを起点に発生したき裂が直線的に軸方向へ進展拡大した原因は、3 軸同時振動かつ加速度も大きく、高温で継手内部から圧力も掛かった過酷な環境により、強い応力が生じたためと推定される。なお、脆化は認められなかった。</p> <p>その他調査結果:伸縮継手材料は JIS 規格品。継手に打痕等の不良は見られない。当該継手は定期取替品ではなく、外観点検実施の上、13 年使用したものの。</p> <p>短期的是正処置:、D/G(A)の全排気管伸縮継手をブローホールがない新品の排気管伸縮継手に交換した。</p>	2021-11-07	事務局	暫定	—	<p>本件は、長期停止中の BWR プラントにおいて、EDG の 24 時間連続運転試験を実施中、試験開始から約 4 時間半後に、EDG 排気管から排気漏れが確認された事象である。直接原因は、排気管伸縮継手の破損。破損原因は、EDG の起動停止の繰り返しによる継手溶接部の疲労破壊。当該溶接部に溶接欠陥(ブローホール)が確認されており、それがき裂の起点となった。再発防止対策は、排気管伸縮継手を定期取替えることと、新しい継手を非破壊検査すること。</p> <p><u>EDG 機の伸縮継手の不良事象数は少ない。そこで、NUCIA の検索機能を用いて、国内原子力発電所における類似事象を抽出し(次ページ)、傾向分析を行った。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「EDG」と「伸縮継手」のアンド検索等で抽出された分析対象事例は 7 件。</li> <li>発電所別では、浜岡 3 件、島根 2 件、柏崎刈羽 1 件、大飯 1 件。</li> <li>発生前は、2018 年以降 6 件、1994 年 1 件。</li> <li>破損・不良箇所は、ベローズ 6 件、ボルト緩み 1 件。</li> <li>原因(複数)別では、疲労影響 7 件、保守点検不良 5 件、振動 3 件、製造・溶接不良 2 件。</li> <li>是正処置別では、点検改善 6 件、継手定期取替え 2 件、製造改善 1 件。</li> </ul>
補足情報							
再発防止対策:排気管伸縮継手の定期取替時に、非破壊検査を実施し、初期き裂の原因となるブローホールがないことを確認した上で、取付けをおこなう。							
 <p>図 左:伸縮継手破損状況、右:確認されたブローホール</p>							
 <p>図 伸縮継手の破損状況</p>							

通番	区分	ユニット	件名	発生日	不良箇所	直接原因	根本原因	是正処置	考察
13463	M	柏崎刈羽4号	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機の排気管伸縮継手フランジボルトの緩み	2022-03-01	伸縮継手フランジ部のボルト緩み・脱落	建設時から未点検/EDG起動停止による排気管伸縮でボルトに繰り返し荷重/EDGの振動/緩み止め不適用	定期的な点検対象になっていない	過給機下流排気管伸縮継手の点検周期を136MIに設定(時間基準保全)。なお、上流側には既に時間基準保全を適用済。	水平展開不要とされている。
13260	M	浜岡5号	非常用ディーゼル発電機24時間連続運転中における排気管伸縮継手の破損	2021-05-11	排気管伸縮継手が破損	継手溶接部のブローホール近傍に、EDG運転・停止による過度な力でき裂が発生し、進展した疲労割れ(13年目)。	製作不良(溶接欠陥)	排気管伸縮継手の定期取替時に、非破壊検査を実施	水平展開達成率が全体で36%、浜岡で100%(2022-11-16)
13190	M	浜岡3号	非常用ディーゼル発電機(A)排気管伸縮継手ペローズのひび割れ	2020-10-20	排気管伸縮継手のペローズにひび割れ(1カ所)	継手のサポートがずれ、片側フランジのみを支持、排気管軸方向以外にも負荷がかかった。	保守不良/サポートがずれることを予期していなかった。	定期的に全排気管伸縮継手を外観点検/定期的にサポートと排気管伸縮継手のずれを点検・調整。	水平展開達成率が全体で98%、浜岡で100%(2022-06-03)
12815	T	浜岡5号	非常用ディーゼル発電機(B)排気管伸縮継手の破損に伴う運転上の制限逸脱	2018-06-05	排気管伸縮継手のペローズが破損	2008年の取替え作業時に生じた打痕と起動停止に伴う熱膨張で発生するひずみで初期亀裂が発生。運転による内圧の変動による振動による亀裂の進展。	現場作業要領にペローズ取扱い注意点の記載がない/ひずみが打痕部近傍に集中しやすいという認識不足。	現場作業要領に打痕発生防止手順を追加/打痕の影響について喚起・教育/排気管伸縮継手取付け後の外観点検の追加/保温材を取り外した状態での排気管伸縮継手の定期的外観点検/保温材形状を変更・伸縮継手の予備品を常時確保。	水平展開達成率が全体で82%、浜岡で100%(2019-09-19)
12917	M	島根3号	非常用ディーゼル発電機(A)排気管伸縮継手の割れ	2018-03-06	排気管ペローズ折り返し部のフランジ接触面に割れ	無負荷運転時の排気管内の共鳴による疲労割れ	起点は溶接部の肌荒れによる凹み及び異物(砂)混入部	無負荷運転を負荷運転に変更/伸縮継手の定期的取替え/継手取付け前にエアブロー。	水平展開達成率が全体で91%、浜岡で100%(2019-12-12)
12916	M	島根3号	非常用ディーゼル発電機(B)排気管伸縮継手の割れ	2018-03-29	排気管ペローズと内筒の接触痕	内筒との接触による減肉と高サイクル疲労による割れ	クランプ締付けボルトの緩み)	クランプ締付けボルトの緩み防止/締付け確認/点検内容を作業要領書に明記。	水平展開達成率が全体で82%、浜岡で100%(2020-03-18)
1761	M	大飯4号	A-非常用ディーゼル発電機 No.4/5リンダー用排気管過給機入口部伸縮継手点検	1994-05-18	過給機入口部伸縮継手が破損(開口)	粒界亀裂の発生・進展/高温クリープ寿命の低下	製造過程で発生した組織の鋭敏化	材料をSUS304からSUS321に変更/伸縮継手製作時の熱処理方法・温度管理方法を改善。	水平展開対象外のため、教訓が周知されていない可能性あり。
11662	T	美浜1号	A-非常用ディーゼル発電機 過給機の損傷	2013-02-05	過給機タービン側の損傷	コンプレッサーホイールのロックナット締付け不足	分解点検時に専用受台を不使用/作業手順書不明確	適切な専用受台の使用/注意事項を作業手順書に明記、周知/ロックナット締付けを回転方向と逆にする。	過給機損傷の影響で伸縮継手が破損したもので分析対象外
2849	S	伊方2号	補助蒸気配管伸縮継手部からの僅かな蒸気漏れ	2005-03-15	補助蒸気配管の伸縮継手	言及なし	言及なし	暫定的に短管に取替え。次回定検時に伸縮継手に取替。	情報少なく分析対象外
552	M	美浜1号	A-非常用ディーゼル発電機温水加熱器出口伸縮継手取替え	1980-01-07	温水加熱器出口伸縮継手が劣化	ゴム製伸縮継手の経年劣化	記述なし	ステンレス製継手に取替	ゴム製継手の劣化のため、分析対象外

区分/T:法令報告事象、M:品質保全情報、S:その他

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-28 R3	非常用ディーゼル発電機定期試験中における自動停止による運転上の制限の逸脱  NUCIA 通番: 13374M  ユニット: 美浜発電所 3号  発生日: 2021-10-06  登録区分: 最終  更新日: 2022-04-13  R03Q04 原子力規制検査報告書	<p>2021-10-06、定格出力運転中の3号機において、定期試験のためA-非常用ディーゼル発電機(A-DG)を起動したところ、中央制御室(MCR)で「A-DGトリップ」警報が発信し、自動停止した。現場で「過速度」トリップ警報が発信していることを確認したことから、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断した。点検の結果、调速装置を除き異常は認められなかったことから、10-09に予備の调速装置に取り替え、A-DGの正常動作を確認、運転上の制限を満足する状態に復帰した。なお、プラントの運転状況に問題はなく、外部への放射性物質の影響はない。</p> <p>原因: 当該调速装置本体に異常はなかったものの、速度設定値が目値よりも高く設定されていたため。その後の調査で、DG待機中に、所内母線の電源切り替えのため、所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統のいずれかの遮断器を投入すると、自動同期併入装置が作動し、调速装置の速度設定値が高くなる信号が発信し、速度設定値が変わることがわかった。</p> <p>信号発信原因: 所内変圧器系統、起動変圧器系統及び予備変圧器系統の遮断器を投入する場合の信号回路の仕様が誤っており、DG待機中にも自動同期併入装置を作動させる回路となっていたため。</p>	2022-04-13	事務局	⑥	-	<p>本件の運転上の制限の逸脱については、令和3年度第4四半期の原子力規制検査等の結果によれば、パフォーマンス劣化、検査指摘事項に該当し、「緑/SLIV(通知なし)」と判定されていることから、基準⑤でスクリーニングアウトとされた。</p> <p>なお、詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかったことから、A-DGのみならず、潜在的にはB-DGも運転不能状態になり得たことを否定できない。非安全系である自動同期併入装置の設計検証及び検査の在り方に課題があった可能性があり、上記検査とは別の観点で調査が行われていることから、スクリーニングアウト基準を⑥とする。</p>
補足情報							
根本原因: 遮断機動作回路の基本設計図面が回路名称のみで不明確だったため、詳細設計図面に自動同期併入装置の作動条件が正しく反映されていなかった。							
是正処置: ①予備の调速装置に取り替えた。②信号処理を行う電子基板を交換した。③DG待機中に所内変圧器系統等の遮断機を投入しても、自動同期併入装置が作動しない回路に変更する。④基本設計図面に回路名称のみ記載された部分については、詳細回路図面作成後、改めて基本設計者が確認することとする。なお、基本設計図面が回路名称のみとなっている他の回路について、基本設計通りに詳細回路図面が作成されていることは確認した。							
なお、自動同期併入装置は最近の中央制御盤のデジタル更新に伴い導入された。							
		  <p>エンジンの回転に応じて、リンク機構で繋がった燃料制御装置を動かし、回転数を一定に保つ装置</p> <p>調速装置 幅: 約20cm、高さ: 約40cm 奥行き: 約20cm</p>		 <p>図 電源系統概要図 <a href="https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2022/pdf/20220829_1j.pdf">https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2022/pdf/20220829_1j.pdf</a></p>			
		 <p>図 自動同期併入装置(ASS)論理回路(NUCIA 情報から作成)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非安全系であるASSはDG負荷試験時(非安全機能)にのみ使用可。</li> <li>ASSは、DG待機時(安全機能)には使用不許可</li> </ul> <p>このインターロックが基本設計図面には入っていたが、詳細設計図面に反映されていなかった。ASSは非安全系であるため、設計検証及び検査の厳格さにも課題があった可能性がある。</p>					

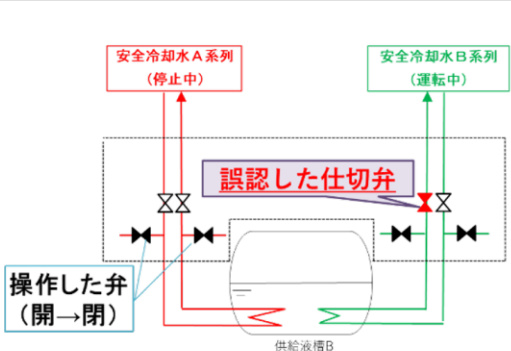
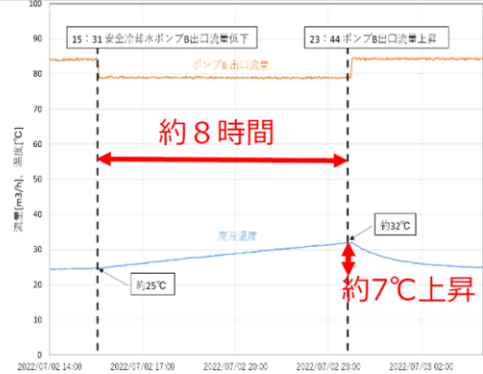
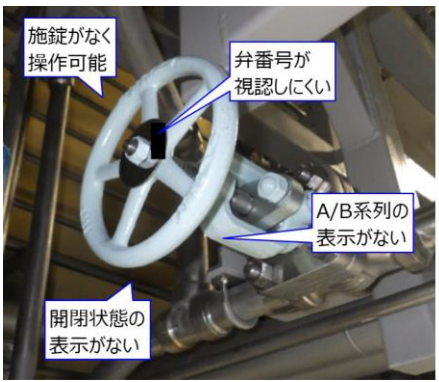
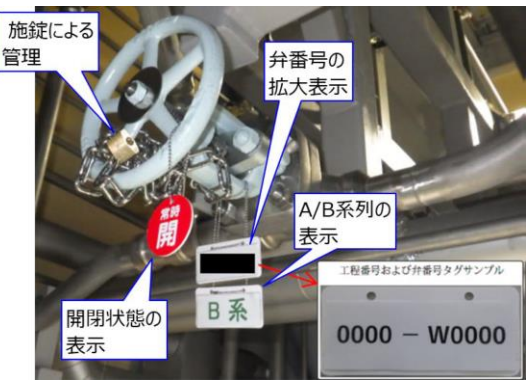
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-69	1次冷却材中のよう素濃度の上昇  NUCIA 通番: 13466M  ユニット:伊方3号  発生日: 2022-03-18  登録区分:最終  更新日: 2023-04-19	<p>2022-03-18、定例の1次冷却材中のI-131濃度測定において、値が通常値(0.085 Bq/cm<sup>3</sup>)の約3倍(0.25 Bq/cm<sup>3</sup>)だったことから、監視を強化し、運転を継続。</p> <p>2022-09-18にI-131濃度が0.25 Bq/cm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



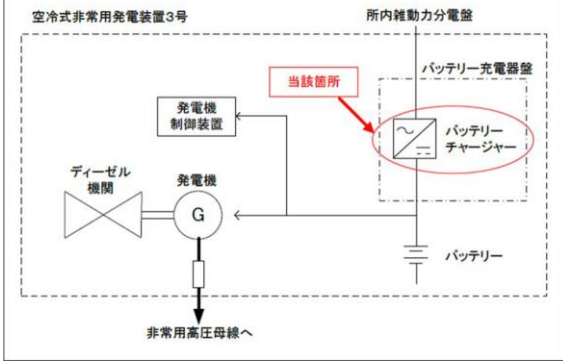
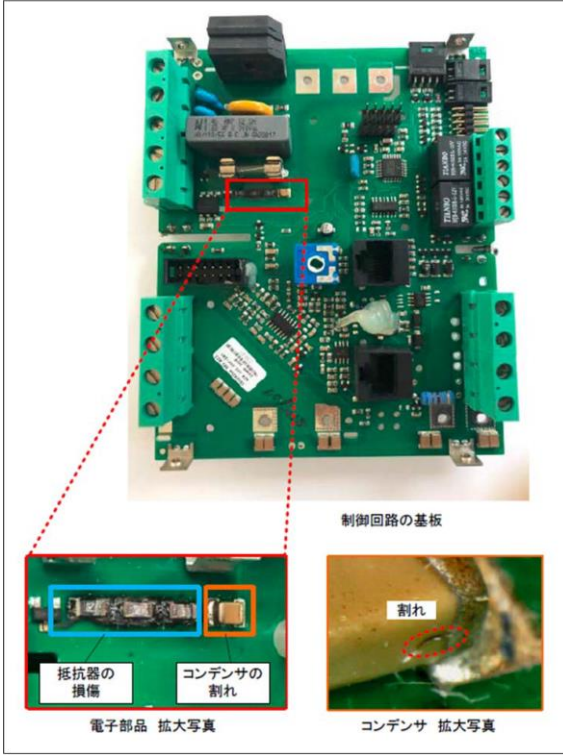
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-72	蒸気発生器伝熱管の損傷 NUCIA 通番: 13469T ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2022-03-30 登録区分: 最終 更新日: 2022-10-28 R04Q01 原子力規制検査報告書	<p>第 25 回定期検査(2022-03-01 開始)の渦流探傷検査(ECT)において、A-SG の伝熱管 2 本及び B-SG の伝熱管 1 本に有意な信号指示が認められた。このうち、A-SG の 1 本は高温側の管板部に内面からの割れとみられ、残りの 1 本と B-SG の 1 本は、管支持板付近に外面からの減肉とみられる。これらのほか、A-SG の伝熱管 1 本の管支持板付近に外面からの微小な減肉とみられる信号指示(判定基準未満)が認められた。</p> <p>外面指示の原因: 伝熱管表面の稠密なスケールが前回定期検査時の薬品洗浄の後も SG 内に残存し、プラント運転中に管支持板下面に留まり、そのスケールに伝熱管が繰り返し接触したことで摩耗減肉が発生したと推定。</p> <p>内面指示の原因: 応力腐食割れ(既往知見)。</p> <p>再発防止対策: ①外面摩耗減肉に対して、薬品洗浄前に SG 内のスケール及びスラッジを除去するため、小型高圧洗浄装置を用いて管支持板を洗浄する。その上で、SG 内のスケール脆弱化を図るため、前回より薬品量を増やした条件で洗浄する。②内面の応力腐食割れに対して、今後も、ECT により早期検出する。③さびが認められた伝熱管 4 本は、高温/低温側管板部とも閉止栓する。</p>	2022-10-28	事務局	⑥	0	<p>本件は、法令報告事象として、原子力規制委員会へ報告された。委員会により、本件は、定期検査のため原子炉を停止した状態で、渦流探傷試験を実施したところ、蒸気発生器の伝熱管に有意な信号指示を確認したものであり、原子炉施設の安全に影響を与えない事象であるので、INESレベル 0 の「安全上重要でない事象」と評価されている。よって、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			<p>パフォーマンス劣化: 該当。事業者は、薬品洗浄の効果を検討する際、SG 内にスケールと共存するスラッジの存在を考慮せず、薬品洗浄によるスケールの脆弱化効果が低減することを見落とした。</p> <p>監視領域: 発生防止</p> <p>重要度評価: 緑。減肉率 57%での破断圧力は、通常運転時の伝熱管内外差圧の 3 倍以上。</p> <p>深刻度評価: SLIV (通知なし)。</p>	

高浜発電所 3号機 SG 器内のスケールに対する対策の変遷

時期	目的	対策
前回以前	SG への鉄の持ち込み量を低減 [BEC 穴閉塞対策および伝熱管へのスケール付着抑制]	<ul style="list-style-type: none"> <li>運転開始以降、2 次系統水の水质管理として、AVT 処理(セドラジン、アンモニア)を実施していたが、1998 年より、抽気・ドレン系からの鉄持ち込み抑制のため ETA 処理を採用</li> <li>その後、2005 年～2006 年に給水加熱器など鋼系材料機器の取替えを実施し、2009 年より給水高 pH 処理を採用</li> </ul>
前回 (第 24 回定期検査)	スケールの脆弱化	<p>SG 器内の薬品洗浄</p> <p>(条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1 回目: 第 3 管支持板以下、薬品濃度 3%</li> <li>2 回目: 伝熱管全域、薬品濃度 2%</li> </ul>
今回 (第 25 回定期検査)	SG 器内に残存するスケール等を可能な限り除去	<p>小型高圧洗浄装置による洗浄</p> <p>範囲: 第 1 管支持板～第 7 管支持板および管板</p>
	スケールの脆弱化	<p>SG 器内の薬品洗浄</p> <p>(条件)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>伝熱管全域、薬品濃度 3% × 2 回</li> </ul>
今後の対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>スケールの性状確認</li> <li>スケール影響除去</li> </ul>	<p>今後の SG 保全</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>毎定期検査時にスケールを回収し、鋼密層厚さの確認、摩耗試験を実施</li> <li>鋼密層厚さの確認、摩耗試験にて、鋼密層厚さ 0.1mm 未満および摩耗体積比 0.1 未満を越えた場合は、薬品洗浄や小型高圧洗浄装置による洗浄を実施</li> <li>SG 取替えに係る検討</li> </ul>

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		処理結果																				
					基準/2次	INES																					
国内 2022-05	蒸気発生器伝熱管の損傷 NUCIA 通番: 13517M ユニット:高浜発電所4号 発生日: 2022-07-08 登録区分:最終 更新日: 2022-06-28 R04Q01 原子力規制検査報告書	第24回定期検査において、3台ある蒸気発生器(SG)の伝熱管全数の渦流探傷検査(ECT)により、A-SGの伝熱管4本、B-SGの伝熱管1本及びC-SGの伝熱管5本に、管支持板付近に外面からの減肉とみられる有意な信号指示が認められた。また、A-SGの伝熱管1本及びB-SGの伝熱管1本について、管支持板付近に外面からの微小減肉とみられる信号指示(判定基準未滿)が認められた。小型カメラによる調査結果から、伝熱管の周方向に摩耗減肉とみられる傷と、当該伝熱管周辺の管支持板下面に接触痕を確認した。また、SG器内にスケール及びスラッジが残存していることも確認した。  安全評価:環境への放射能の影響はない。  推定原因:これまでの運転に伴い、伝熱管表面に生成された稠密なスケールが前回定期検査時の薬品洗浄の後もSG器内に残存し、プラント運転中に管支持板下面に留まり、そのスケールに振動した伝熱管が繰り返し接触したことで摩耗、外面減肉に至った。  是正処置:①外面減肉が認められたSG伝熱管について、高温側及び低温側の管板部に施栓し供用外とする。②SG器内に残存するスケール及びスラッジを可能な限り除去するため、小型高圧洗浄装置を用いて管支持板上も含めたSG器内の洗浄を行う。③SG器内に薬液を注入し、伝熱管全域を薬品に浸した状態で2回洗浄を行い、伝熱管に付着している稠密なスケールを粗密化させ脆弱化させる。④毎定検時にスケールの稠密層厚さ0.1mm未滿及び摩耗体積比0.1未滿であることを確認し、それを超えた場合は薬品洗浄や高圧洗浄を実施する。	2022-06-28	事務局	⑤	0	本件は法令報告事象であり、原子力規制委員会により、INES-0「安全上重要でない事象」と評価された。また、原子力規制検査により、安全重要度「緑」、深刻度「SLIV(通知なし)」と判断されている。以上のことから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。																				
補足情報																											
<p>図 発生箇所と回収したスケールの例</p> <p>伝熱管外表面の観察結果</p> <table border="1"> <tr> <td>A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)</td> <td>B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)</td> <td>C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)</td> </tr> <tr> <td>第4管支持板側</td> <td>第2管支持板側</td> <td>第3管支持板側</td> </tr> </table> <p>図 伝熱管外表面の観察結果</p>								A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)	B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)	C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)	第4管支持板側	第2管支持板側	第3管支持板側														
A 蒸気発生器 (第3管支持板、低温側)	B 蒸気発生器 (第1管支持板、低温側)	C 蒸気発生器 (第2管支持板、低温側)																									
第4管支持板側	第2管支持板側	第3管支持板側																									
<p>高浜発電所4号機の蒸気発生器伝熱管の施栓状況</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>A蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>B蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>C蒸気発生器 (3,382本)</th> <th>合計 (10,146本)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検査対象本数</td> <td>3,243</td> <td>3,247</td> <td>3,253</td> <td>9,743</td> </tr> <tr> <td>今回施栓予定</td> <td>5</td> <td>2</td> <td>5</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]</td> <td>144 (8) (7) [4.3%]</td> <td>137 (3) (3) [4.1%]</td> <td>134 (13) (11) [4.0%]</td> <td>415 (24) (21) [4.1%]</td> </tr> </tbody> </table> <p>○蒸気発生器1基あたりの伝熱管本数:3,382本 ○安全解析施栓率は10% (伝熱管の施栓率が10%の状態において、プラントの安全性に問題がないことが確認されている)</p>									A蒸気発生器 (3,382本)	B蒸気発生器 (3,382本)	C蒸気発生器 (3,382本)	合計 (10,146本)	検査対象本数	3,243	3,247	3,253	9,743	今回施栓予定	5	2	5	12	累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]	144 (8) (7) [4.3%]	137 (3) (3) [4.1%]	134 (13) (11) [4.0%]	415 (24) (21) [4.1%]
	A蒸気発生器 (3,382本)	B蒸気発生器 (3,382本)	C蒸気発生器 (3,382本)	合計 (10,146本)																							
検査対象本数	3,243	3,247	3,253	9,743																							
今回施栓予定	5	2	5	12																							
累積施栓本数 (応力腐食割れによる施栓本数) (外面減肉による施栓本数) [施栓率]	144 (8) (7) [4.3%]	137 (3) (3) [4.1%]	134 (13) (11) [4.0%]	415 (24) (21) [4.1%]																							

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

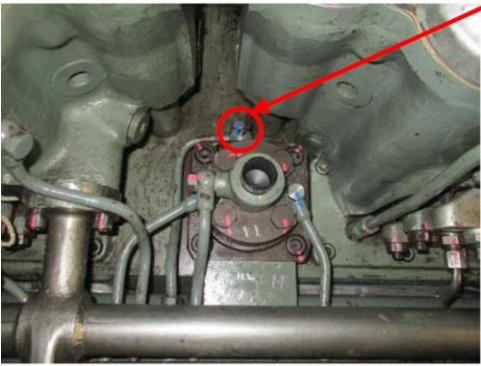
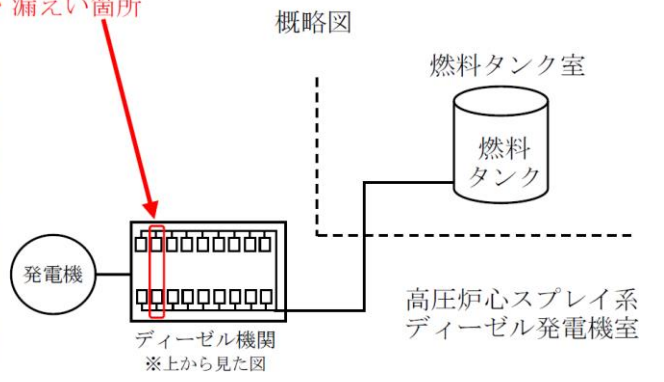
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-09	火災感知器の不適切な設置 NUCIA 通番: 13533M ユニット:泊発電所 発生日: 2022-07-22(規制検査報告書公表日) 登録区分:最終 更新日: 2023-04-26 R04Q1 原子力規制検査報告書	<p>2021年10月から12月に実施した火災感知器の設置場所の総点検の結果、原子炉施設の安全上重要な機器が設置されている火災区画において、消防法施行規則第23条第4項に定められた設置条件を満足していない煙感知器を合計9か所確認した。</p> <p>原因:①工事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

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

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

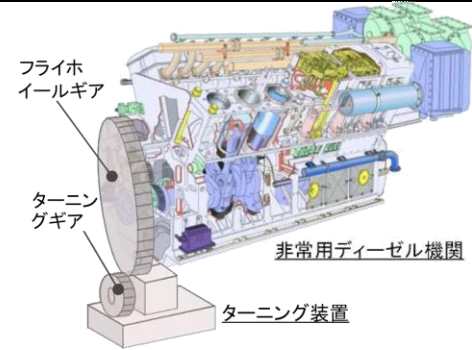
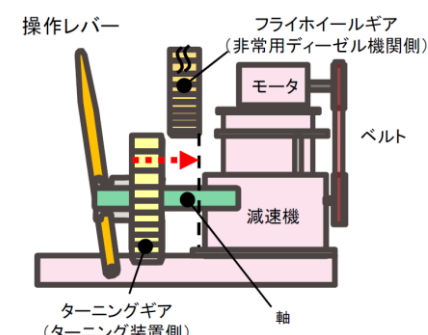
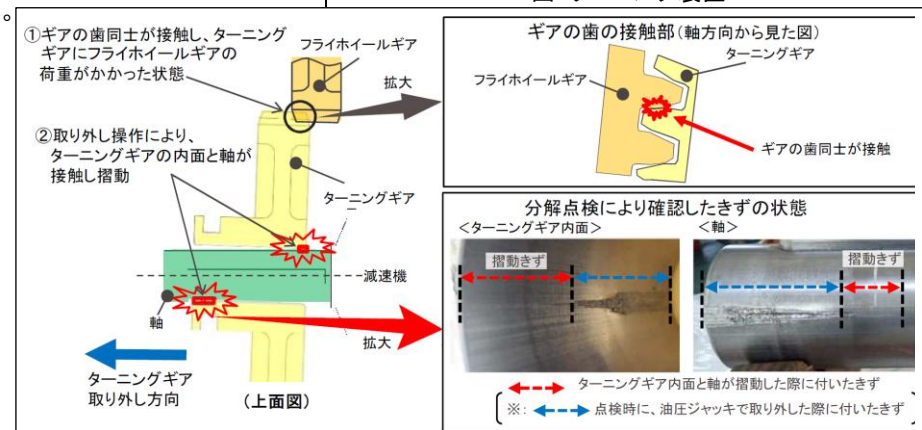
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-21	保安規定対象記録の未保存 NUCIA 通番: 13559M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2022-09-26 登録区分: 最終 更新日: 2023-02-08	2022-09-08、前回のマニュアル改訂実施状況を確認していたところ、必要なチェックシートがなかったことから、過去10年分のチェックシートの保存状況を調査した結果、2022-09-27までに5件のシートが保存されていないことが確認された。  安全評価: マニュアル改訂の際には、チェックシートを使用して第三者審査を行う手順となっており、マニュアル承認過程でチェックシートを必要とすることから、改訂マニュアルのチェックは行われていた。  なお、チェックシートの保存期間は、保安規定では5年、マニュアルでは10年と定められている。  原因: マニュアルとチェックシートをセットで保存するルールの認識不足。  是正処置: チェックシートの内容をマニュアル本体に入れ込むこととし、保存漏れを防止する。改めて発電所の所員に周知する。	2022-12-16	事務局	⑤	—	本件は、マニュアル改訂時に使用したチェックシートを適切に保存していないことを、事業者自身が発見し、公開するものである。原因はルールの認識不足。既に、チェックシートをマニュアルに入れ込む等の是正処置をとっていることから、左記の基準でスクリーニングアウトとする。
					補足情報		



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

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

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

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

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

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

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

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



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



図 発煙場所

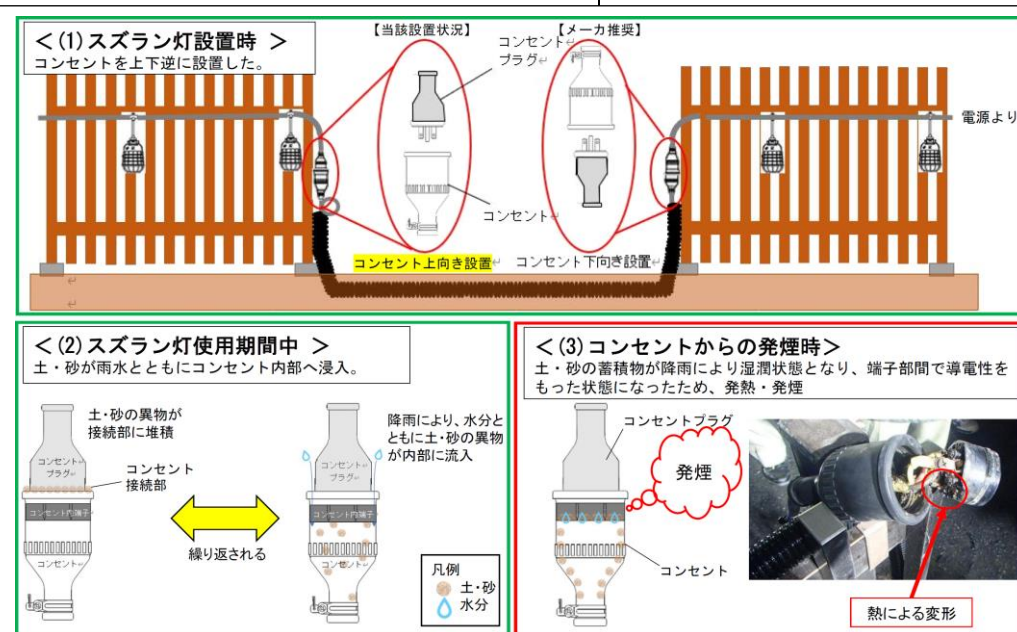
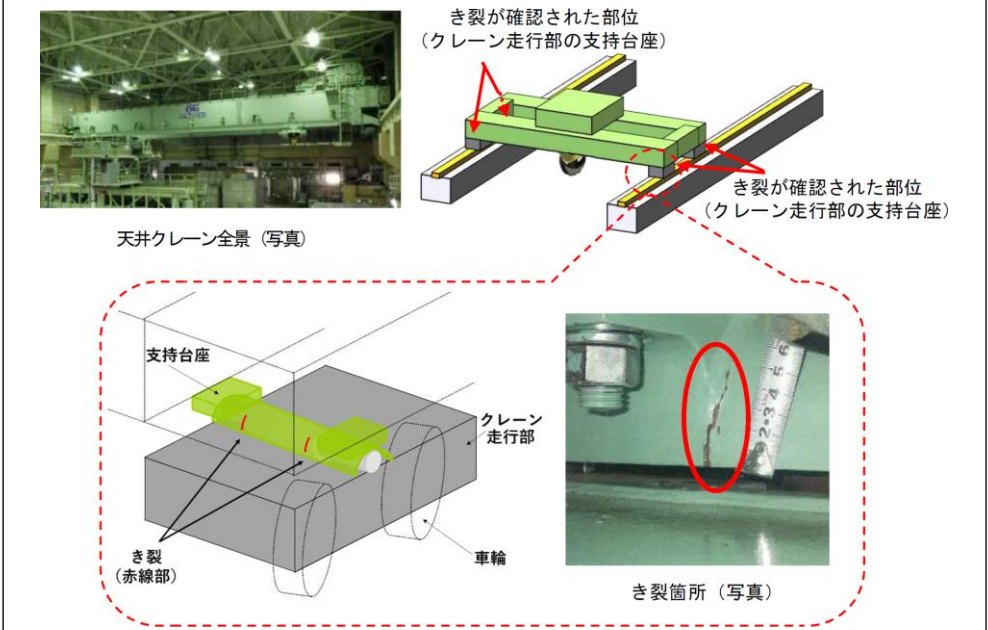


図 火災発生時のメカニズム

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-33	再処理事業所構内(管理区域外)における車両からの火災 NUCIA 通番: 183M ユニット: 原燃再処理 発生日: 2023-01-28 登録区分: 最終更新日: 2023-05-10	<p>2023-01-28日 7:28頃、再処理事業所構内の新消防建屋(管理区域外)付近において、消防車の使用前点検のために暖機運転を行っていたところ、キャビン後方(運転席後方)からの発煙と出火を確認。初期消火を試みるとともに、公設消防へ通報。消火活動の末、8:35に公設消防により鎮火が確認された。</p> <p>火災推定原因: 排ガスラインにオイル焼損の痕跡が認められたことから、エンジンヘッドカバーから漏れ出したエンジンオイルが高温の排ガスラインに触れて発火し、周辺の可燃性の部材等に延焼した。</p> <p>エンジンヘッドカバーからオイルが漏れ出した原因: ブローバイガス還元装置(*1)内で、ブローバイガスに含まれる水分が結露・凍結したことで、ガス経路が閉塞し、エンジン内部圧力が上昇したため。</p> <p>結露・凍結原因: ブローバイガス還元装置内に結露し溜まった水分は、十分な暖機運転をすることで蒸発するものだが、当該消防車の使用状況は、毎日のエンジン始動確認による短時間の起動のみで、本来蒸発するはずの水分が蒸発しなかったと推定される。</p> <p>再発防止対策: ①毎日の始動確認の際に、運転手常駐のもと十分な暖機運転を行う。冬季(11月~3月)は、週に1回、30分程度走行する。②冬季は月1で、ブローバイガス還元装置内の水分の有無を目視確認する。水分の混入が確認された場合は、暖機運転時間及び走行時間・頻度の見直し等を検討する。</p> <p>*1 ピストンの隙間から漏れ出た未燃焼ガス、エンジンオイルのミストおよび空気を含んだガス(ブローバイガス)からエンジンオイルを分離しエンジン内に戻す装置</p> <p>なお、車両メーカーによると、ブローバイガス還元装置内の凍結によるエンジンオイルの漏れは、寒冷地では前例があったものの、火災まで至った事象は確認されていない。</p> <p>出典: <a href="https://www.infl.co.jp/ja/release/press/2023/detail/20230420-2.html">https://www.infl.co.jp/ja/release/press/2023/detail/20230420-2.html</a></p>	2023-05-10	事務局	②	—	<p>本件は、燃料サイクル施設において、使用前点検中の消防車で火災が発生した事例である。約1時間後に鎮火された。原因は、漏えいしたエンジンオイルが高温の排ガスラインに触れて発火したため。オイル漏えいは、装置内の水分の凍結に関わる(補足情報参照)。毎日の始動確認に課題があったと考えられることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、本情報につき、原子力発電事業者間で水平展開が図られている。</p>
補足情報							
<p>図1: エンジンオイル漏れの状況</p> <p>図2: エンジン内部の状況</p> <p style="text-align: center;">エンジンオイル漏れ発生の流れ</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① ブローバイガスは、外気と混ざり循環。</li> <li>② 水分がブローバイガス還元装置内に結露し溜まり、ブローバイガス還元装置内が凍結。</li> <li>③ 凍結により排出口を閉塞されたブローバイガスがエンジン内部に蓄積。</li> <li>④ エンジン内の内圧が上昇した結果、エンジンヘッドカバーからオイル漏れが発生。</li> </ol> <p style="text-align: center;">図 エンジンオイル漏れの状況について <a href="https://www.infl.co.jp/ja/release/press/2023/detail/file/20230420-2-1.pdf">https://www.infl.co.jp/ja/release/press/2023/detail/file/20230420-2-1.pdf</a></p>							

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

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

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

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

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



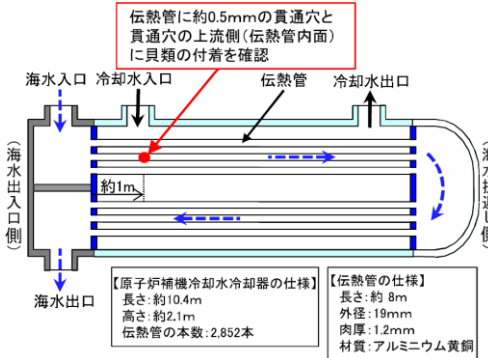
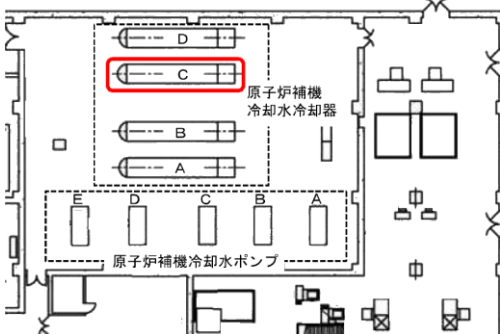
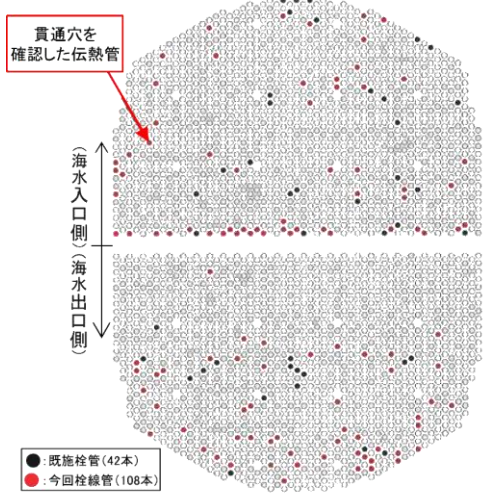
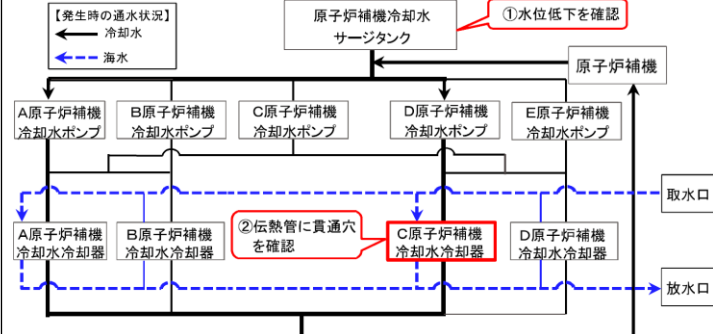
当該電源コード

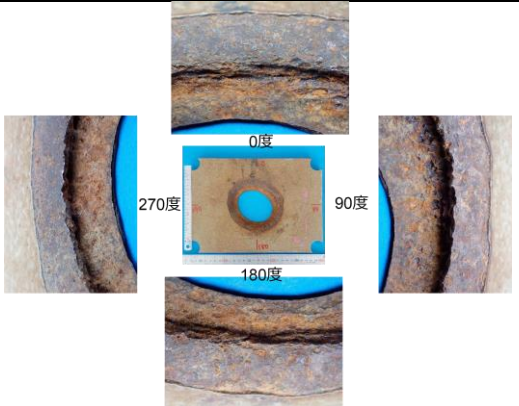
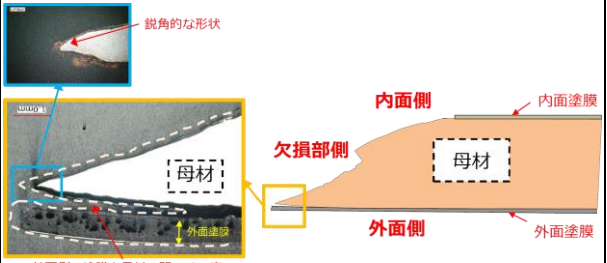
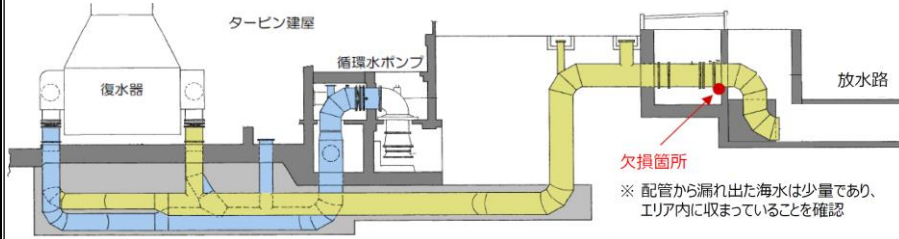
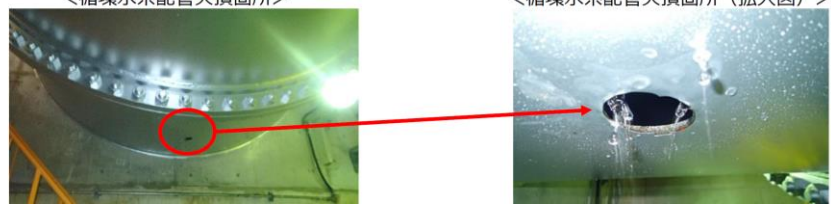
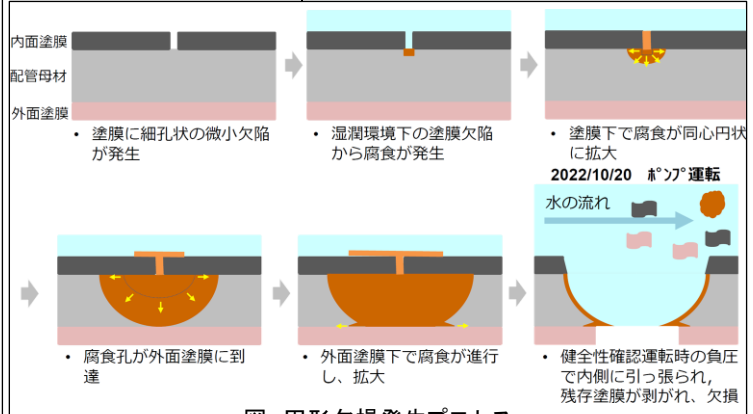


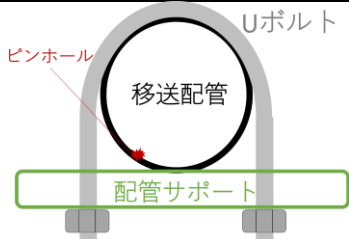
当該ストーブの寸法  
高さ約 46.0cm × 幅約 32.8cm × 奥行約 17.5cm

図 当該電源コードの状況



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-44	原子炉補機冷却水漏えいに伴う運転上の制限の逸脱  NUCIA 通番: 13629M  ユニット: 高浜発電所 3号  発生日: 2023-03-16  登録区分: 最終  更新日: 2023-04-12	<p>2023-02-28、定格熱出力一定運転中の3号機において、原子炉補機冷却水サージタンク水位の指示値の低下が確認された。原子炉補機冷却水冷却器の詳細点検を行うため、当該冷却器を隔離したことから、2023-03-15 17:00に、保安規定の運転上の制限を満足しないと判断された。点検により、C原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管1本に微小貫通穴が確認された。また、当該冷却器の伝熱管全数(既施栓管を除く2810本)について、渦流探傷検査を実施し、当該伝熱管1本を含む108本の伝熱管厚さが判定基準を不満足。それらの伝熱管を施栓し、耐圧試験や通水確認を実施し、異常がないことを確認したので、2023-03-20 21:30に運転上の制限を満足した。</p> <p>安全評価: 環境への放射能の影響はない。保安規定に示される完了時間内に運転上の制限を満足する状態に復帰した。また、当該冷却器の伝熱管は1053本まで施栓しても、冷却器性能に問題はない。</p>	2023-04-12	事務局	⑤	-	<p>本件は、定格運転中のPWRにおいて、原子炉補機冷却系のサージタンク水位が低下した事例である。点検補修のため、原子炉補機冷却系の1系統を隔離したことから、保安規定の運転上の制限を満足しない条件に入った。水位低下原因は、熱交換器の伝熱管1本の漏えい。当該伝熱管を施栓して、保安規定に定める完了時間内に復旧していることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p>
<p><b>補足情報</b></p> <p>水位低下原因: C原子炉補機冷却水冷却器の伝熱管1本に微小貫通穴。</p> <p>貫通穴発生原因(推定): 貫通穴の上流側(伝熱管内面)に貝類の付着が確認されたことから、配管内を流れる海水に乱流が発生し、配管が減肉したため。</p> <p>是正処置: 当該伝熱管を含む判定基準不満足の108本を施栓し、使用しないこととする。</p>			 <p>伝熱管に約0.5mmの貫通穴と貫通穴の上流側(伝熱管内面)に貝類の付着を確認</p> <p>海水入口 冷却水入口 伝熱管 冷却水出口</p> <p>約1m</p> <p>海水出入口側 (海水折返し側)</p> <p>【原子炉補機冷却水冷却器の仕様】 長さ: 約10.4m 高さ: 約2.1m 伝熱管の本数: 2,852本</p> <p>【伝熱管の仕様】 長さ: 約8m 外径: 19mm 肉厚: 1.2mm 材質: アルミニウム黄銅</p> <p>図 C 原子炉補機冷却水冷却器</p>				
 <p>図 中間建屋平面図</p>			 <p>貫通穴を確認した伝熱管</p> <p>海水入口側 海水出口側</p> <p>●: 既施栓管(42本) ●: 今回栓管(108本)</p> <p>※1,053本まで施栓しても冷却器の性能に問題はない。</p> <p>図 伝熱管の断面図</p>				
 <p>図 原子炉補機冷却水系統概略図</p>							

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2022-47	濃縮・埋設事業所内(管理区域外)軽油タンク移送配管からの軽油の漏えい NUCIA 通番: 184M ユニット: 原燃濃縮 発生日: 2023-03-20 登録区分: 最終 更新日: 2023-05-17	<p>2023-03-20、ウラン濃縮工場のオイルヤード(管理区域外)の堰内で、軽油の漏えいが発見された。現場確認したところ、軽油タンクからディーゼル発電機を収容する補助建屋(管理区域外)に繋がる移送配管から軽油が滴下していた。応急措置として、軽油の滴下箇所へ吸着マットを設置し、当該移送配管を隔離した。</p> <p>安全評価: 軽油の漏えいはオイルヤードの堰内に留まっていることから周辺環境への影響はない。</p> <p>軽油漏えい原因: 当該移送配管と配管サポートの間に雨水や雪解け水が入り込んだことで発生した錆で配管腐食が進み、移送配管にピンホールが発生したため。当該ピンホール部位は、移送配管を固定するUボルトで隠れており、配管外観点検で見逃したと推測される。</p> <p>是正措置: 当該移送配管及びその同系統で錆が進行していた配管を交換した。</p> <p>再発防止対策: 屋外に露出している全ての配管及びピット内配管について、5月上旬までに順次、錆等の写真を見本に外観点検を行う。配管サポート周辺に錆等が確認された際は、Uボルトを取り外して詳細点検を行い、劣化状況を踏まえて、保修等を実施する。日常の外観点検において、配管サポート周辺に錆等が確認された際には、Uボルトを取り外して詳細な点検を実施する。</p>	2023-05-17	事務局	②	—	<p>本件は、燃料サイクル施設の軽油移送配管からの油滴下事例である。環境への影響はない。原因は、雨水等による配管の外部腐食。配管固定用のUボルトで隠れた部分の外観検査が不十分だったと考えられることから、左上の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、当該施設の屋外に露出している配管及びピット配管全てにつき、追加の外観検査が行われる。</p>	
			補足情報					
			 <p>図 移送配管の設置イメージ</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-50	重大事故等対策における成立性の確認訓練の不適切な実施 NUCIA 通番: 13651M ユニット: 美浜発電所3号 発生日(規制委員会判断日): 2023-05-17 登録区分:最終 R04Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-12-09、3号機の重大事故等発生時に係る成立性の確認訓練(技術的能力の成立性確認)「海水を用いた復水タンクへの補給」において、訓練対象者以外の者が接続治具取付けに関する助言を行っていたこと及び事業者の成立性の確認訓練における手順の一部である復水タンク海水補給弁下流フランジへのホース接続が実施されていないことを原子力検査官が確認した。それを受け、2022-12-01から12-12までに実施した計16回の同訓練について事業者が調査した結果、訓練対象者以外からの助言については、原子力検査官が立ち会った訓練でのみ行われていた。ホース接続の不実施は、初回を除く15回の訓練で確認された。</p> <p>原因:助言は、助言をしてはならないとの認識がなかったため。ホース接続の不実施は、訓練対象者、評価者ともに勘違い。両者とも、3回目から16回目の訓練を見学して、ホース接続が実施されなかったことから、接続しなくてもよいと自己判断したため。</p> <p>パフォーマンス劣化:該当。技術的能力の成立性確認訓練が適切な評価方法で実施されていなかったことになるので、保安規定を満足することに失敗している。技術的能力を満足しているか判断できないことは、合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>スクリーニング:検査指摘事項に該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全-重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的にある、体制を適切に整備することに悪影響を及ぼす。</p> <p>重要度評価:緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価:SLIV(通知なし)。「規制活動への影響」等の要素は確認されていない。事業者は、既に本件についてCAP会議に報告し、改善活動を行っている。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。
			補足情報				

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2022-52	大規模損壊訓練における有毒ガス対応内規に基づく指示を行わなかったことに対する不適切な訓練の自己評価 NUCIA 通番：13655M ユニット：伊方発電所3号 発生日(規制委員会判断日)：2023-05-17 登録区分：最終 R04Q4 原子力規制検査報告書	<p>2022-10-05、3号機で実施された大規模損壊訓練において、指揮者は要員に対し、要員自ら臭気等により異常を検知した場合にあらかじめ準備した防護具を着用するよう指示したが、今回の訓練シナリオとして臭気等の訓練付与情報はなく、要員は訓練終了まで防護具を着用することはなかった。有毒ガス対応内規等には、有毒ガスが多量に放出するおそれがある場合、指揮者は要員に対して防護具の着用を指示することと規定されている。しかし、事業者は、訓練実施後の自己評価プロセスにおいて、指揮者が有毒ガス対応内規等に基づく指示(防護具の着用)を行わなかったことに対して問題がないと評価し、報告書を取りまとめ、自己評価を終了させていることを原子力検査官が確認した。</p> <p>問題がないと評価した原因：防護具の準備が完了しており、要員自ら臭気等により異常を検知した場合に速やかに防護具を着用できたはずなので、要員の人命の確保及び活動継続性の確保の観点で問題がないと評価した。</p> <p>パフォーマンス劣化：該当。適切な自己評価がなされていないのは、保安規定の下部規定を満足することに失敗している。「成立性確認訓練マニュアル」に基づく適切な自己評価が実施され、問題点を特定し、必要な改善活動を行うことができたはずであることから、この失敗は合理的に予測可能であり、予防する措置を講ずることが可能であった。</p> <p>スクリーニング：検査指摘事項に該当。監視領域(小分類)「原子力施設安全—重大事故等対処及び大規模損壊対処」の「要員のパフォーマンス」の属性に関連付けられ、当該監視領域(小分類)の目的にある、体制を適切に整備することに悪影響を及ぼした。</p> <p>重要度評価：緑。重要度評価ガイドによる。</p> <p>深刻度評価：SLIV(通知なし)。「原子力安全への実質的な影響」等の要素は確認されていない。事業者は、改めて自己評価を行い、報告書の改定及び状態報告(CR)を発行して必要な改善活動を行っているため。</p>	2023-05-17	事務局	⑤	—	本件は、原子力規制委員会(2023-05-17)において、重要度緑、深刻度 SLIV(通知なし)」と判断されたことから、左の基準にて、スクリーニングアウトとする。
補足情報							

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

**図 衛星電話に対する代替措置状況**  
[https://www.ensc.jp/abnormality\\_report/2023/file/20230420\\_2.pdf](https://www.ensc.jp/abnormality_report/2023/file/20230420_2.pdf)

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



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

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

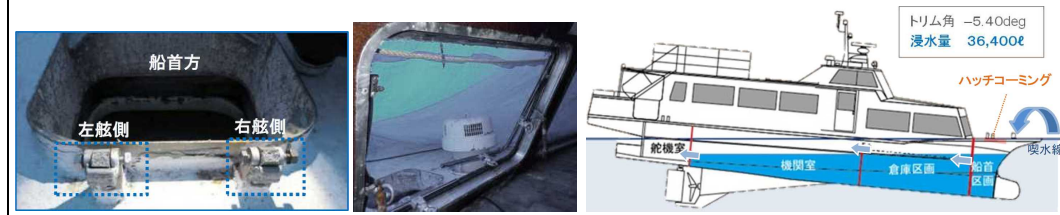
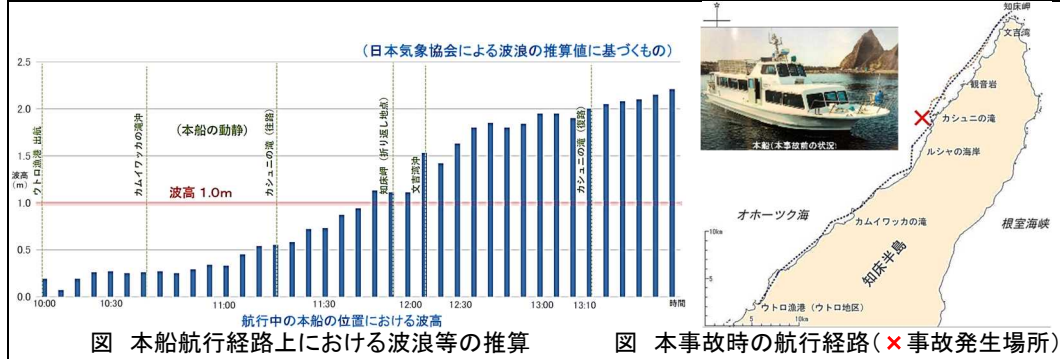
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2023-07	蒸気発生器水位計の指示低下に係る運転上の制限の逸脱 NUCIA 通番：13643M ユニット：高浜発電所3号 発生日：2023-04-22 登録区分：最終 更新日：2023-05-17	<p>2023-04-22 10:32、定格熱出力一定運転中の3号機において、「シグナルセクタ CH 除外」警報(*1)が発信した。関連パラメータを確認したところ、C 蒸気発生器(SG-C)の4系統ある水位計のうち、ATWS緩和設備(*2)に使用する1系統の指示値が低下していた。他の3系統の水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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2023-01	法令線量限度を超える従事者外部被ばく	<p>2023-02-03、仏国カットノン原子力発電所にて、EDF の契約従業員による年間個人線量限度を超える放射線防護事象が発生したことが、ASN に通知された。</p> <p>2023-02-02 に、この従業員は 3 号機 (SCC の調査・修理のため停止中) の原子炉建屋内で多様な系統の弁の断熱材の再取付けを行っていた。管理区域退出の際の放射能測定で、首の皮膚に汚染が見つかった。直ちに医療措置を受け、放射性粒子の除染を行った。この従業員は、業務中に電離放射線を受けたと考えられる。連続する 12 ヶ月の年間法令線量限度は、全身では 20 mSv、皮膚表面では 500 mSv/cm<sup>2</sup> である。</p> <p>EDF は、原子炉建屋内での従業員の足取りと作業を調査し、首の線量が法令限度を超えていると評価した。ただし、全身被ばく量は、限度を大きく下回る。</p>	2023-04-03	事務局	⑤	2	<p>本件は、仏国原子力発電所において、従業員が法定限度を超える外部被ばくを受けたことの速報である。原因は特定されていない。詳細情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
			補足情報			<p>ASN プレス (2023-03-30)</p> <p>汚染発見直後に、事業者は原因調査を行ったが、従業員が被ばくした場所に異常は見つからなかった。ASN は、2023-02-09 に現場検査を実施し、事業者は適切に事象に対処し、原因分析を行っていることを確認した。再発防止のための是正措置報告は、2 ヶ月以内に ASN に届けられる。</p>	

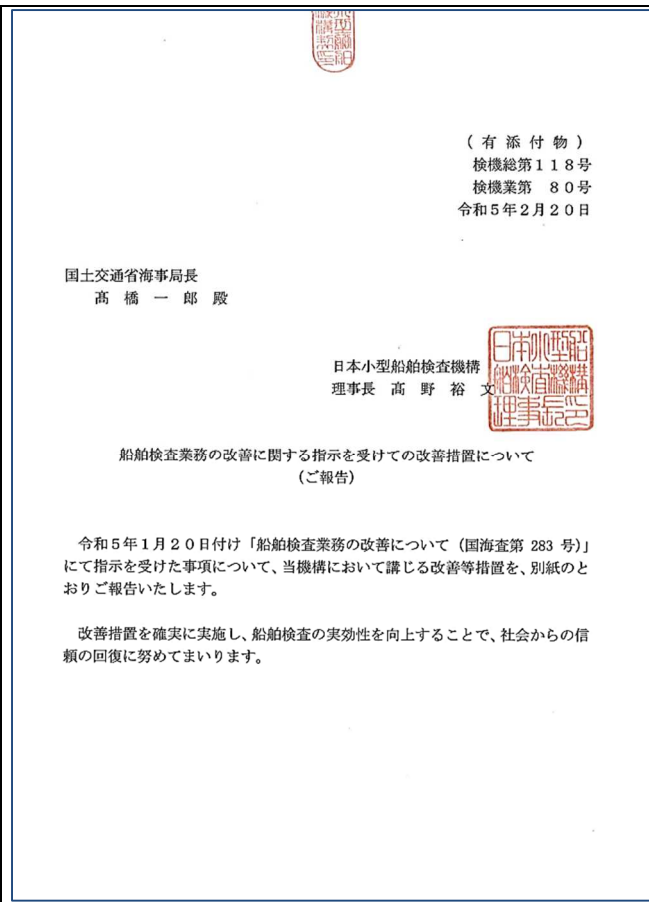
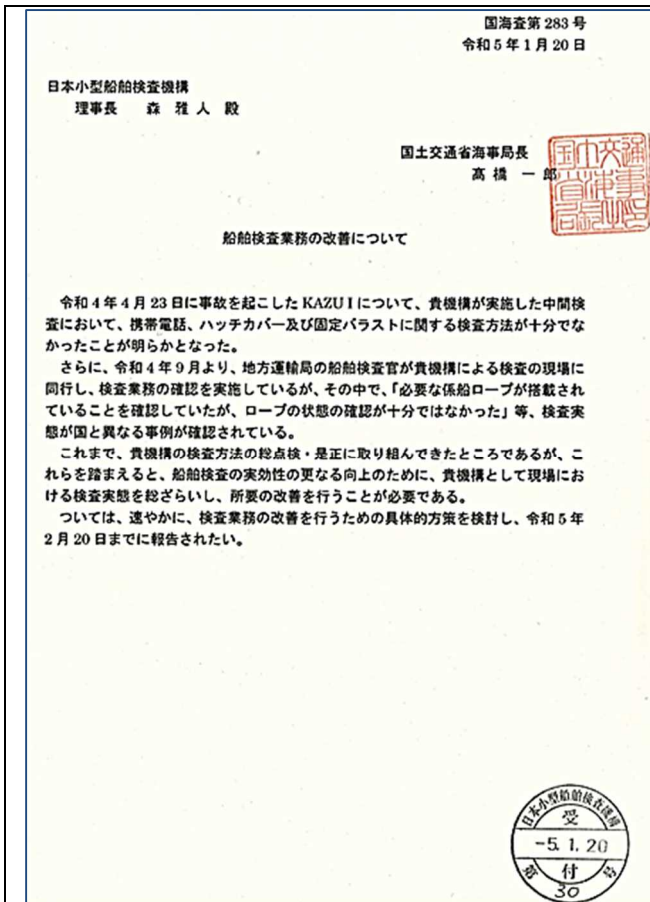
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	補足情報(続き)、処理結果
INES2023-02	応力腐食:パンリー1号機安全注入系上の深い亀裂	<p>2023-03-06、仏国 EDF は ASN に、「複数の原子炉に応力腐食割れ(SCC)が存在する件に関する重大安全通知」の更新情報を送付した。この更新は、カットノン 3号機、シボー、ショーB号機とパンリー-NPP、特に、パンリー1号機の高温度レグに接続する安全注入系配管の溶接部近傍に見つかった亀裂に関わる。</p> <p>亀裂長 155 mm(周長のほぼ 1/4) 深さ 23 mm(配管肉厚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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
JTSB20221215	旅客船 KAZU I 浸水事故	旅客船 KAZU I は、船長及び甲板員1人、旅客24人乗せ、知床半島西側カシュニの滝沖を南西進中、浸水し、2022-04-23 13:26以降短時間のうちに、同滝沖において、沈没した。旅客18人、船長及び甲板員が死亡し、旅客6人が行方不明(2022-12-12現在)となっている。 捜索・救助に関する情報(海上保安庁、4月23日) 13:13、同業他社からの通報を受ける 13:22、巡視船艇・航空機等に対して発動指示 16:30、(回転翼機)本事故現場付近の上空に到着 17:55、(巡視船)本事故現場付近に到着 事故当日の海面水温は約4℃。水温0~5℃では、水中で意識不明となるまで15~30分、生存可能は30~90分。	2022-12-19	事務局	-	-	本件は、旅客船の沈没事故に関する経過報告の抜粋である。主要因の一つは、ハッチや隔壁の水密機能の劣化。設計欠陥及び保守不良も影響したと推測される。事業者の安全管理規定違反及び安全文化にも課題があった。当該旅客船及び事業者における安全性に対する考え方が、原子力安全と大きく異なることから、議論用として提示する。 当該経過報告において、運輸安全委員会から国土交通大臣に対する以下の意見が述べられている。
					<b>補足情報</b> 主要な要因:①船体構造の問題。船首甲板部ハッチ蓋が確実に閉鎖された状態ではなかった。ハッチ蓋のヒンジ部が脆性破壊し、蓋が外れ前部客室前面中央窓を割った。船首、倉庫、機関室区画間の隔壁に開口部(水密化不十分)。②運航の判断に問題。船長が発航中止及び反転、避泊、臨時寄港等の措置をとらなかった。③安全管理規定不遵守。運行管理者が事務所にいないことが常態化。④監査・検査の実効性に問題。R3年の本船の事故に関し、本件会社に対する特別検査及び是正状況の抜き打ち確認を実施し、安全管理規定に関すること等に適切に対処と評価。		



沈没メカニズム:(1) 復路、波高の高い波を受ける状況下、波がブルワーク(防波壁)を越えて直接船首甲板部に打ち込んだ。(2) 確実な閉状態でなかった船首甲板部ハッチ蓋が船体の動揺によって開き、海水が同ハッチから船首区画に流入。(3) 当該ハッチ蓋は、操舵室から死角となるため、操船者から視認できず。(4) 船首区画に流入する海水は、倉庫区画間との隔壁の開口部下端を越え、倉庫区画に流入。このときのトリム角の変化は小さく、本船船長は浸水を認識できず。(5) 倉庫区画と機関室の間の隔壁の開口部下端を越えた海水が機関室に流入し始め、機関室の海水水位が船底から約60~70cmに達すると、主機関の電子制御系の部品が短絡、主機関が停止。(6) 船首甲板部ハッチコーミング(ハッチ開口部の周囲の立ち上がり)の上端が喫水線よりも下になり、大量の海水が同ハッチから流入。(7) 時点未特定であるが、船首トリムが増加し、船首甲板部ハッチ蓋が直接波にたたかれ、ストッパーに強く当たってヒンジが脆性破壊し、同ハッチ蓋が外れて前部客室前面中央のガラス窓に当たり、ガラスを割った。同窓からも海水が流入し、船首トリムの増加は更に加速。その後、海水を含む船舶重量が浮力より大きくなり、沈没に至った。

○国土交通大臣は、以下の事項について、小型旅客船を運航する事業者に指導すること。  
(1) 航行区域を平水区域から限定沿海区域に変更した小型旅客船の船首甲板開口部の点検  
船首甲板開口部を確実に閉鎖し、波浪などがたたいた時に容易に開くことがないかを確認するなど、船体に浸水のおそれがないことを緊急に点検すること。  
(2) 避難港の活用等  
航行する海域における避難港の存在、活用等について再確認すること。  
また、国土交通大臣は、今後、安全性を更に高める観点から、限定沿海区域を航行区域とする小型旅客船の隔壁の水密化に関し、検討すること。  
その後、R5/1/20に、国土交通省海事局長より、日本小型船舶検査機構(JCI)に対して、船舶検査業務の改善に関する指示書が発出された。それを受け、当該機構はR5/2/20に、国土交通省海事局長に業務改善計画を報告した(次ページ参照)。



また、JCI には、国の検査実態に係る知見が蓄積されているとは言いがたく、この点も、業務の持続的な改善が十分ではない一因。このため、内部監査を専門に行う部署を新たに設置し、国の検査実態に係る知見を取り込みながら、現場における検査実態を総ざらいし、国と異なる検査実態を見直し、検査業務の必要な改善を持続的に図っていくことが必要。次の措置を講じる。A) 直ちに、本部に「業務改善室」を設置し、全国 31 支部全てで適切に現場の検査が行われているか否かを実地で監査する枠組みを構築して、検査実態を総ざらいし、現場の検査実態が国と異なる点を全て見直ししていく。B) 「業務改善室」に国から船舶検査経験者の出向を受け、一定期間集中して JCI の検査現場を確認することにより、JCI の検査実態と国のそれが同等であるかについて内部から指摘できる体制を構築する。C) 中長期的に、組織内に国の検査実態に係る知見を蓄積するため、国と JCI の人事交流の強化についても検討を行い、実行する。

③検査体制の強化：検査方法の強化等に伴い、業務量が増加することとなることから、検査員の充実を図り、体制を強化することが急務。また、情報通信技術 (ICT) 等の活用による業務の効率化等を進めることも重要。次の措置を講じる。1) 強化された検査方法の着実な実施に向け、検査員体制の強化を図るため、検査員の採用により一層積極的に取り組む。2) 特に、事業として旅客を運送する船舶については、船舶検査の実効性の一層の向上と検査業務の効率化を両立すべく、以下のように様々な切り口で対策を検討し、可能なものから実施していく。A) 事業として旅客を運送する船舶を担当する部署を本部又は基幹支部に設置して検査を行う。B) 事業として旅客を運送する船舶の現場検査 (実習を含む) に特化した研修を実施する。C) 検査業務の執行に際し、船舶安全法が法目的として第 1 条に掲げる「人命の安全の確保」のために「どのような検査を行うべきか」を常に意識する文化を根付かせるため、検査員への研修を強化する。3) ICT 等を積極的に活用し、業務の効率化を進めるため、船舶検査情報システムの改善等に取り組む。

フォローアップ  
業務改善を徹底するためには、全役職員の意識改革・共有はもとより、上記に掲げた個々の対策を個別に実施するのではなく、お互いを有機的に連携させつつ実施することが不可欠であることから、四半期ごとに、本改善計画の実施状況をレビューするためのフォローアップ会合を本部・支部合同で定期的に開催し、意識共有を継続する。また、その対策の内容自体も不断の見直しを図ることとする。加えて、国に対しても、四半期ごとに実施状況を報告し、必要な助言を得ることとする。

業務改善計画 (抜粋)

経緯：国交省に設置された知床遊覧船事故対策検討委員会において、JCI が事故の 3 日前に実施した中間検査について、「(一部省略) 同機構が定める検査方法が十分でなかった」、ハッチカバーの「締付装置の作動確認の省略は、水密性の確認方法として十分ではない」等の指摘があり、JCI の船舶検査の実効性の向上が必要であるとされた。R5/1/20 には、国交省より、現場における検査実態を総ざらいし、所要の改善を行うことが必要として、検査業務の改善を行うための具体的方策を検討するよう指示があった。これを受け、R5/2/20 より R6/3 月末までを「業務改善集中期間」として設定し、具体的方策を可能なものから速やかに実行する。

具体的方策 (右列につづく)

①「安全第一の意識改革」の徹底：国交省から指摘された、国と異なる検査実態の事例は、「安全確保のために、いかなる検査を行うべきか」という意識が徹底されていない可能性を示唆している。次の措置を講じる。1) 理事長はじめ役員が、可及的速やかに全国 31 支部を巡回する等により、個々の職員と対話を図り、全職員に「安全第一の意識改革」を徹底する。2) 毎月、本部と全支部でリモート会議を行い、個別改善事例の共有を徹底する。3) 研修の中で、「どのように検査を行えば、より安全を確保できるのか」を常に考えて検査を行うよう、啓発に取り組む。

②「業務改善室」の設置：国と異なる検査実態の事例と同様の事例が確認された。これは、監査部署が他の業務を兼務しているなど、内部監査の結果を活用して、業務の持続的な改善を図るための取組が十分にできていないことが要因として考えられる。



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

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

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

**OIG 指摘事項サマリー**

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

**CFSI の監督に関わる NRC 規制**

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

**運転プラントにおける CFSI**

指摘-1: 事業者は運転プラントにおいて CFSI を使っている

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

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

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

指摘-2: 事業者は CFSI の追跡を行っていない。

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

**CFSI 監督基準**

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

**米政府と IAEA の CFSI に関する懸念**

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

**NRC による CFSI 申告の取扱い**

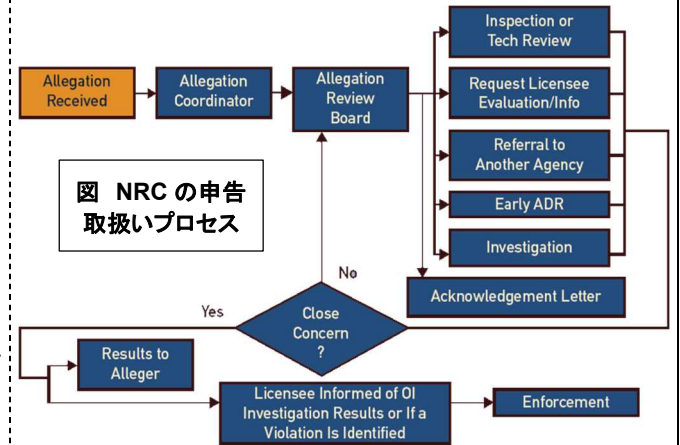
課題1: NRC は CFSI 申告を処理していない。

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

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

**課題2: NRC の申告関連の発行物**

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



**結論**

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

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

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

## 「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」 に関する調査

令和 5 年 7 月 27 日  
 技 術 基 盤 課

### 1. はじめに

第 5 3 回技術情報検討会<sup>1</sup>において、原子力発電所における蓄電池の劣化に関する国際調査結果を報告し、事業者に蓄電池の腐食劣化や品質管理、急速充電の実態、蓄電池の劣化監視、蓄電池交換及び蓄電池の能力確認の実態等について確認することとなった。その後、第 5 7 回技術情報検討会において、事業者による実態調査結果を報告した。その結果、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、その手法を適切に事業者が運用しているか等について、引き続き調査することとなった。

今般、原子力エネルギー協議会 (ATENA) よりこれらに関する資料 (参考参照) を受領したことから、その概要及び今後の対応 (案) について報告する。

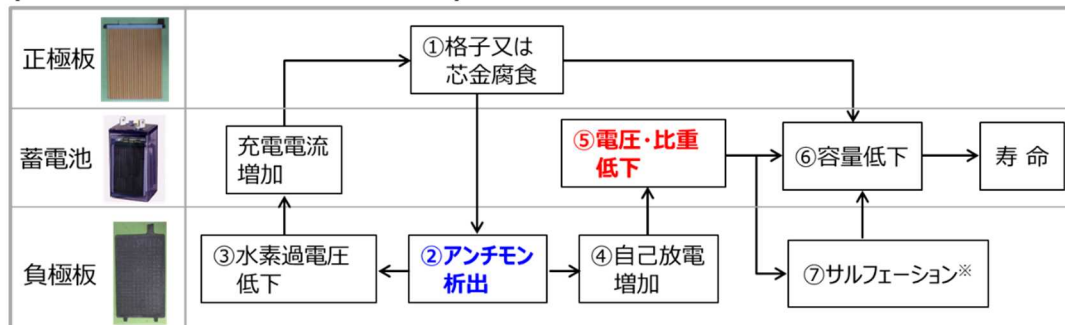
### 2. 事業者の蓄電池管理

#### 2. 1 蓄電池の劣化メカニズム

##### (1) ベント式鉛蓄電池

①正極板の格子又は芯金 (鉛-アンチモン系合金) が徐々に腐食、②アンチモンが負極板に析出、③負極版の水素過電圧が低下、これにより充電電流が増加して①の正極板の腐食が促進される。また、②により④負極板の自己放電が増加し、⑤電圧・電解液比重が低下し、⑥容量低下が起こる。また、⑦負極板でサルフェーション<sup>2</sup>が起こる。

(SBA G0606 蓄電池設備の劣化診断指針より)



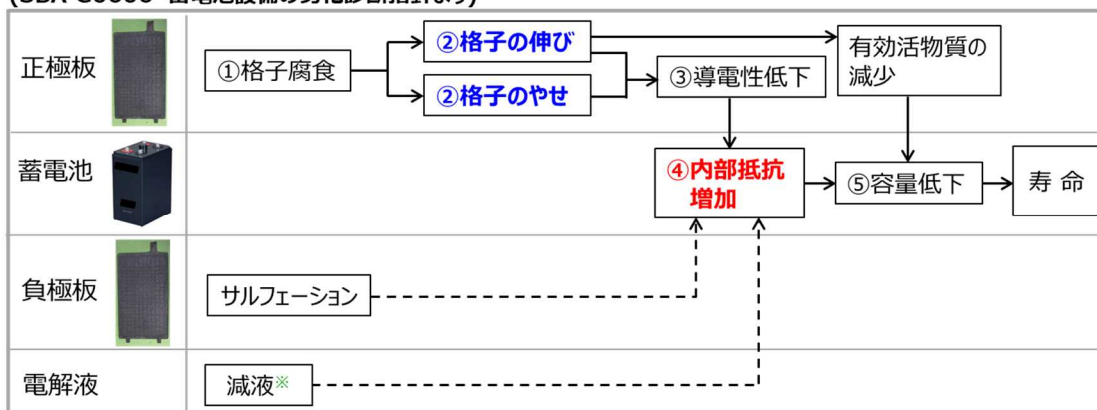
<sup>1</sup> 令和 4 年 5 月 26 日

<sup>2</sup> 負極では放電によって鉛から硫酸鉛に変化するが、過放電又は長期の充電不足などの原因により、安定した結晶構造に変化し、充電しても鉛に戻らなくなる現象

## (2) 制御弁式鉛蓄電池

①正極格子が徐々に腐食し、②格子の導電部分の減少・やせにより、③導電性が低下、④内部抵抗が増加し、⑤容量が低下する。

(SBA G0606 蓄電池設備の劣化診断指針より)



※ 上図点線のパターンはまれに起こる故障モード

## 2. 2 蓄電池の品質管理・保守管理（ベント式、制御弁式共通）

### (1) 製造条件

○国内メーカーの厳しい品質管理のもと、工場における出荷試験として、構造検査、電解液比重測定（ベント式）、内部抵抗測定（制御弁式）、電圧測定、容量試験（全セル）<sup>3</sup>、想定負荷放電試験などを実施している。

### (2) 蓄電池の容量設計

蓄電池の定格容量は、以下の①②③の流れに基づき選定しており、③で決定した蓄電池の容量が 80%まで低下しても、余裕があり①の必要容量を下回らない。

- ①蓄電池システムの負荷に対する必要容量を算定する。
- ②寿命末期までに容量が 80%まで低下することを想定しても①の必要容量を満たせるように初期容量を算出する。
- ③②の容量に対して、余裕のある定格容量の蓄電池を選定する。

### (3) 設置環境と使用条件

#### ①使用温度

○温度が高いと正極格子等の腐食が促進され、温度が低いと化学反応が緩慢になり蓄電池の容量が低下する。

○発電所の蓄電池室は、建屋空調により年間を通じて温度管理を行っている。

#### ②充電状況

<sup>3</sup> 容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施する試験を全セルに対して行う試験。この試験により、蓄電池セルの容量が規定値以上であることを確認している。

- 充電電圧が低すぎると充電不足となり、長時間継続すると負極板の自己放電による活物質の劣化等が起こり、充電電圧が高すぎると過充電となり、正極格子又は芯金の腐食が進行する。
- 浮動充電中の総電圧を1回/日確認し、適正な充電電圧が保たれていることを確認している。

### ③使用状況

- 蓄電池の充放電を繰り返すと蓄電池の寿命に影響を与える。
  - 通常、直流負荷は充電器から供給され、蓄電池は充放電を繰り返す使用状況にないため劣化しにくい。
- 以上より、蓄電池の寿命・性能に影響を与える使用条件（使用温度、充電状況、使用状況）はいずれも適切に維持されており、良好な状況である。

## (4) 保守管理の方法

### ①劣化診断(SBA G0606<sup>4</sup>を参考に実施)

- 外観点検(全セル)、総電圧測定等(一次劣化診断、1回/日)を実施している。
- 全セルを対象に容量と相関の高い電圧・電解液比重(ベント式)、電圧・内部抵抗(制御弁式)を測定(二次劣化診断、1回/1~6ヶ月)し、劣化傾向を把握している。

### ②容量試験

- ベント式については、過去の単セルでの容量試験の結果(劣化診断の結果最も劣化兆候が見られたセルの試験結果を含む)から、図1、2に示すとおり、劣化診断項目(電圧及び電解液比重)により、蓄電池の容量管理はできていると考える。
- 制御弁式については、データ数はベント式と比較して少ないものの、過去の単セルでの容量試験の結果から、図3、4に示すとおり、劣化診断項目(電圧及び内部抵抗)により、蓄電池の容量管理はできていると考える。

---

<sup>4</sup> 一般社団法人電池工業会「蓄電池設備—劣化診断の技術指針」(SBA G0606)

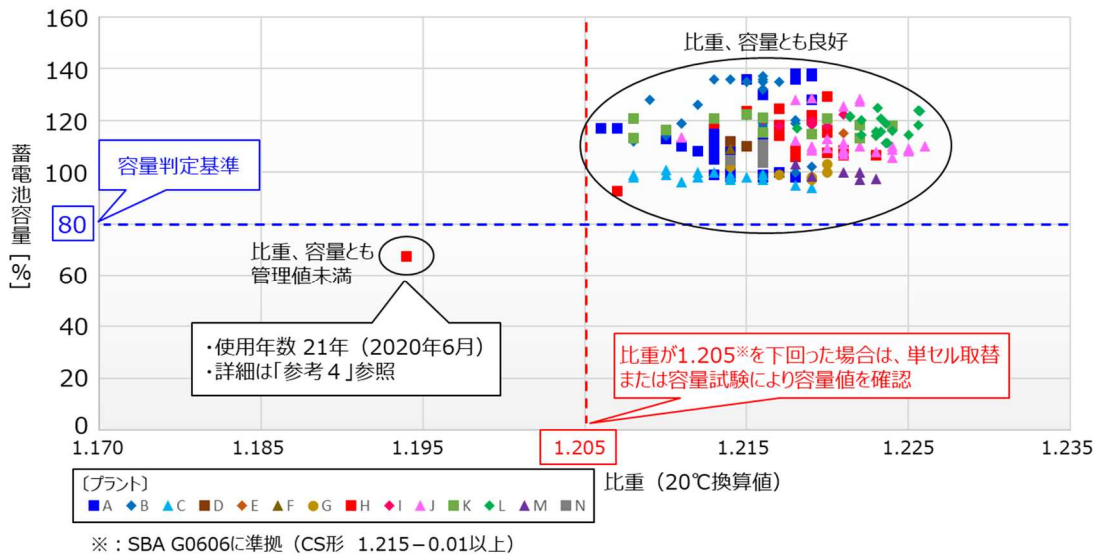


図1 過去に実施した単セルでの容量試験の結果 (ベント式 (容量と電解液比重の関係))

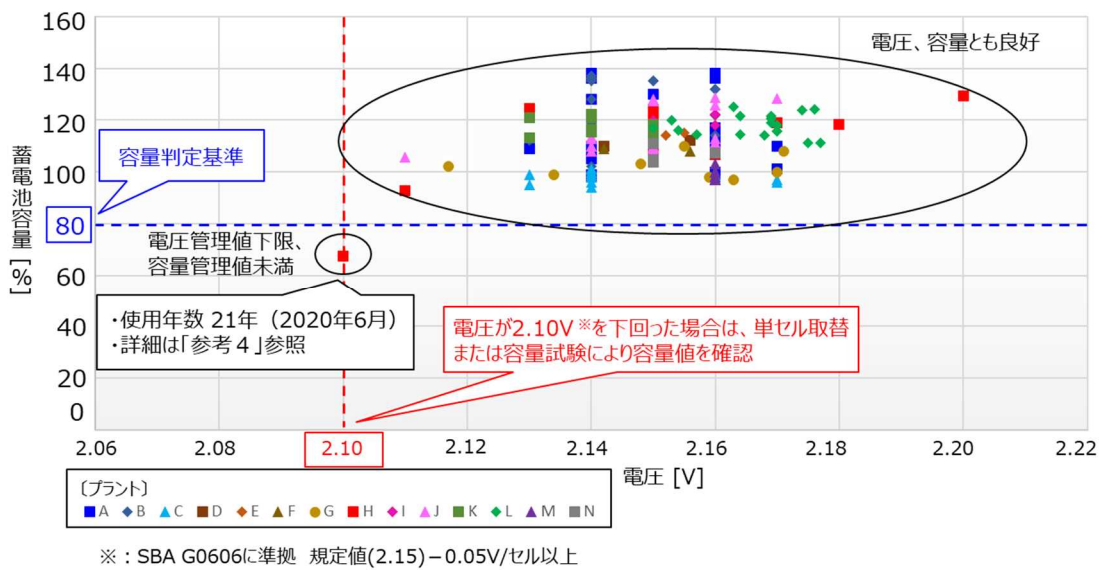


図2 過去に実施した単セルでの容量試験の結果 (ベント式 (容量と電圧の関係))

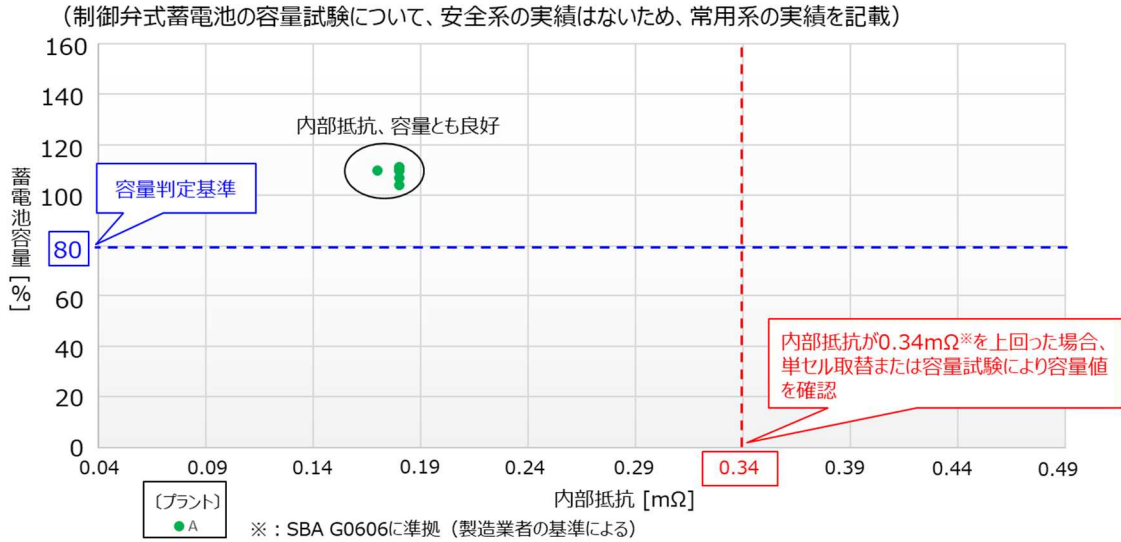


図3 過去に実施した単セルでの容量試験の結果 (制御弁式 (容量と内部抵抗の関係))

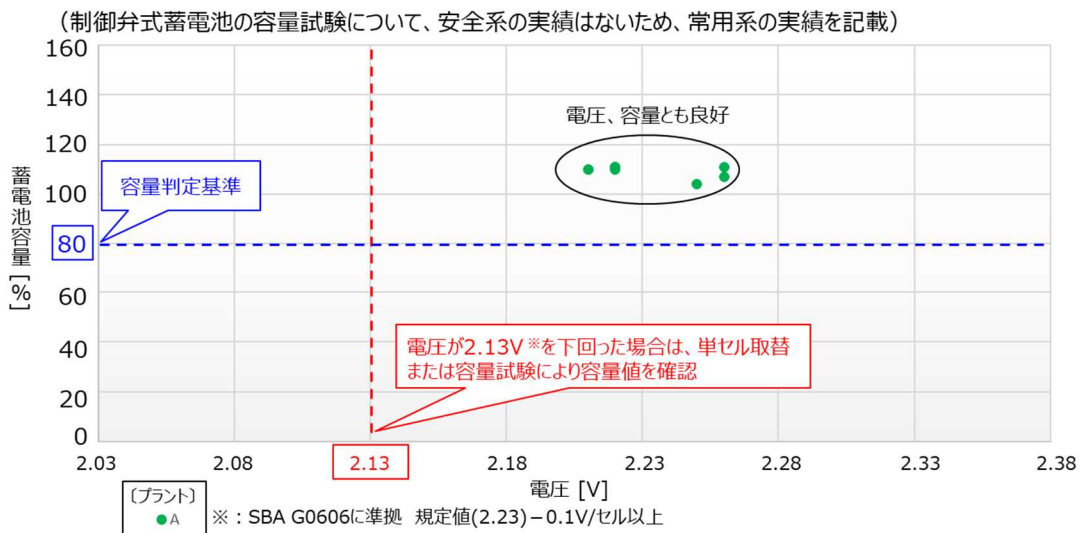


図4 過去に実施した単セルでの容量試験の結果 (制御弁式 (容量と電圧の関係))

### ③各社の保守管理

- 定期的に交換している会社は、メーカ推奨の頻度を参考に、劣化兆候が見られる前段階で保守的に取替えを実施。
- 容量管理を行って交換している会社は、電解液比重・電圧の測定結果を踏まえ、必要により容量試験(単セル)も実施することで、容量の減少が加速(容量80%未満)する前段階で取替を実施。
- 以上については、いずれも急激に劣化(容量80%未満)する前段階で取替を実施していることから劣化管理上の問題とはならない。



#### (5) まとめ

- これまでの容量試験において容量の低下が見られた安全系蓄電池はほとんどなく<sup>5</sup>、火災・過熱事象の発生もなく、定期的な容量試験(全セル)を実施せずとも適切に維持管理できていると考える。
- 国内外の取り組み状況、運転経験を踏まえて、より適切と考えられる蓄電池保守管理の方法を検討していく。

### 3. 今後の対応 (案)

原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の管理について、ATENA より事業者の管理状況と蓄電池の管理の技術根拠について説明を受けた。その結果、日本においては、組電池の全セルを接続しての容量試験や、容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施する試験を全セルに対して行う試験を定期的に行っているわけではないが、過去に実施した単セルでの容量試験結果をもとに、劣化診断項目(電圧、電解液比重、内部抵抗)と判定基準を設定し、これらにより劣化診断を行っていることを確認することができた。また、このような劣化診断を行うとともにメーカー推奨の交換頻度を参考に定期的に取り換えを行う、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%に至る前に取り換えを行う、といった方法により、蓄電池の容量管理はできているとの説明があった。

ATENA は、今回の蓄電池の管理方法の調査結果から、各社で保守管理の考え方に違いが見られたことを踏まえて、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。海外には、組電池の全セルを接続しての容量試験が規定された規格があることから、海外規格との対比も含め、今後、ATENA より検討結果について聴取し、報告することとしたい。

参考 蓄電池劣化管理に係る対応状況について (令和5年7月20日面談資料)

---

<sup>5</sup> 長期停止中に試験的に21年間供用した蓄電池で1件事例がある

# 蓄電池劣化管理に係る対応状況について

2023年7月20日

原子力エネルギー協議会

## 1. はじめに

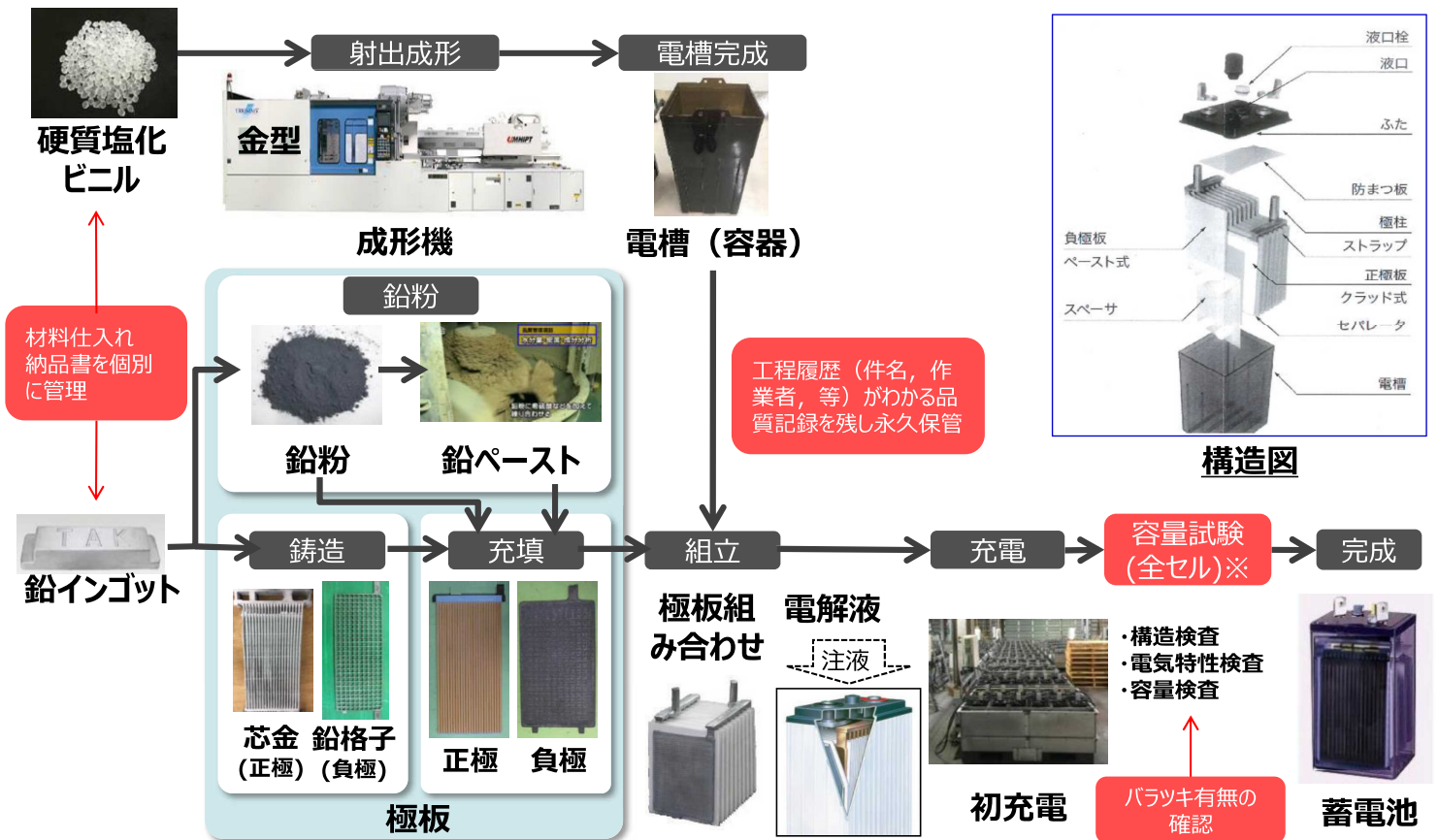
### ■ 概要

第53回技術情報検討会（令和4年5月26日）にて報告された、「原子力発電所における蓄電池の劣化に関する国際調査結果」に基づき、国内の事業者に対して安全系蓄電池の保守管理の実態調査の依頼があったことから、安全系蓄電池に係る以下の項目について報告する。

	項目	内容
1	蓄電池の構造・原理	・蓄電池の構造及び製造の流れについて ・蓄電池の原理について
2	蓄電池の劣化メカニズム	・ベント式、制御弁式蓄電池の基本劣化パターン
3	蓄電池の品質管理、保守管理	・工場（メーカー）での実施状況 ・発電所（事業者）での実施状況
4	ベント式蓄電池の容量管理	・各社の容量試験(単セル)の実績 ・「容量-比重」、「容量-電圧」の相関について
5	各社の保守管理状況	・蓄電池の取替頻度等
6	まとめ	—
—	参考	・各社で採用している蓄電池メーカーについて ・単セルの容量低下事象について ・蓄電池保守管理の基本的な考え方について

# 1. 蓄電池の構造・原理 (1/2)

安全系ベント式鉛蓄電池の構造と製造の流れは以下の通り (■ は国内A社における原子力QC例)



※ 容量試験(全セル)は、容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施

# 1. 蓄電池の構造・原理 (2/2)

## ■ 蓄電池の原理

### 鉛蓄電池の基本反応は下式の通り

(電池工業会指針 SBA G0303「ベント形据置鉛蓄電池－保守・取扱いの技術指針」より)

#### <鉛蓄電池の電気化学反応>

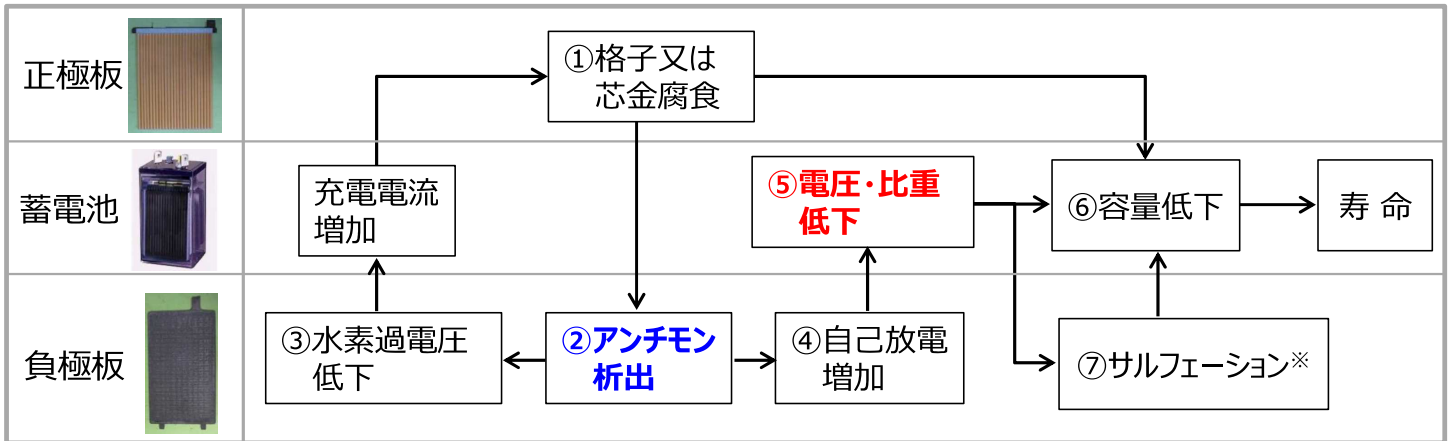


- ✓ 鉛蓄電池は、正極に二酸化鉛 ( $PbO_2$ ) を、負極に海綿状の鉛 ( $Pb$ ) を使用している。また、電解液に希硫酸 ( $H_2SO_4$ ) を使用し、正極、負極と反応して起電反応に関与するほか、正極－負極間の電気伝導の回路の役目をしている。
- ✓ **放電**すると、正極と負極が硫酸鉛になり、希硫酸が水に変化する。
- ✓ **充電**すると、放電時とは逆の反応となり、正極が二酸化鉛に、負極が鉛になり、水が希硫酸に変化する。
- ✓ **放電**すると、電解液の硫酸分が消費されて比重がほぼ直線的に低下し水に近づき、蓄電池電圧が低下する。よって、**鉛蓄電池の保守管理として、蓄電池の電圧及び比重を定期的に確認**している。

## 2. 蓄電池の劣化メカニズム（ベント式）

### ■ ベント式蓄電池の基本劣化パターン

（電池工業会指針 SBA G0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」より）



#### ＜ベント式鉛蓄電池の容量低下に至るメカニズム＞

- ①正極板の格子又は芯金（鉛－アンチモン系合金）が徐々に腐食
- ②アンチモンが負極板に析出（電圧・比重低下の要因）
- ③水素過電圧が低下し、鉛より水の電気分解が促進
- ④負極板の自己放電増加
- ⑤電圧・比重低下
- ⑥容量低下
- ⑦負極表面で硫酸鉛が結晶化  
（頻繁な充放電や充電されずに放電されると起きやすい）

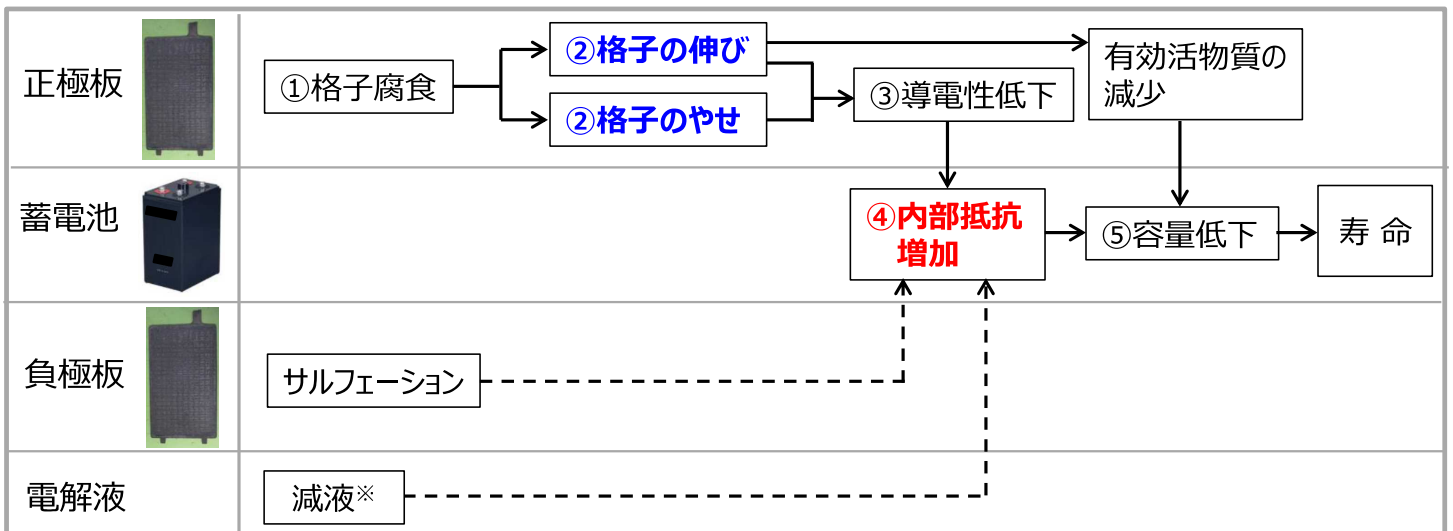
#### ※サルフェーションとは

負極では放電によって鉛から硫酸鉛に変化するが、過放電又は長期の充電不足などの原因により、安定した結晶構造に変化し、充電しても鉛に戻らなくなる現象のこと。これが負極表面に付着することで、電極と電解液の反応面積が小さくなり（内部抵抗増加）、電解液中の硫酸イオンも硫酸鉛から元に戻れない（電解液の濃度低下）ことから、電池電圧が低下し、充電しても初期の電圧に戻らなくなる。

## 2. 蓄電池の劣化メカニズム（制御弁式）

### ■ 制御弁式蓄電池の基本劣化パターン

（電池工業会指針 SBA G0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」より）



#### ＜制御弁式鉛蓄電池の容量低下に至るメカニズム＞

※ 上図点線のパターンはまれに起こる故障モード

- ①正極板の格子（鉛－カルシウム系合金）が徐々に腐食
- ②格子の導電部の減少・やせ（内部抵抗増加の要因）
- ③有効活物質の減少に伴う導電性低下
- ④内部抵抗増加
- ⑤容量低下

#### ※減液とは

温度が高くなると、過充電により電解液中の水の電気分解が促進され、電池内部で吸収しきれないガスが外部に放出されることで、必要な電解液量が低下する現象。

### 3. 蓄電池の品質管理、保守管理について（1/3）

蓄電池の寿命は、外部要因である**製造条件**、**使用条件**、**保守条件**によって、大きく左右されることが知られており、規格「SBA G0606」にも明記されている。

#### ■ 製造条件：工場（メーカー）での実施事項

- ✓ 安全系蓄電池は、国内メーカーの厳しい品質管理（原子力QC）のもと、**工場での出荷試験として容量試験(全セル)を実施し規定値以上あることを確認している。**
- ✓ したがって、**出荷時に容量は担保されており、かつ製品品質のバラつきも少ない。**

（工場試験項目の例）

試験項目	内容
構造検査	外観：ひび・割れ・著しい変形がないことを確認 寸法：総高さ、電槽高さ、幅及び長さの最大箇所を測定
電解液測定(ベント式)	純度測定、比重確認、液面位確認
内部抵抗測定(制御弁式)	内部抵抗を測定する
電圧測定	電圧の計測
容量試験	容量試験(全セル)の実施
想定負荷放電試験	運用中の負荷条件に等しい放電パターンで放電を行い、設計上決定された蓄電池電圧以上であることを確認

**製造条件**は蓄電池の寿命・性能に対し良好な状況である。

### 3. 蓄電池の品質管理、保守管理について（2/3）

#### ■ 使用条件：発電所（事業者）での設置環境等

①**使用温度**：蓄電池使用環境温度が蓄電池の寿命・性能に影響を与える。

- ・**温度が高いと**、正極格子または芯金の腐食が促進され、**寿命が短くなる。**
- ・**温度が低いと**、化学反応が緩慢になり、蓄電池の**容量が低下**する。

発電所の蓄電池室は、建屋空調にて**年間を通じて温度管理を行っている。**

②**充電状況**：通常使用状態（浮動充電時）における充電電圧値が寿命に影響を与える。

- ・**充電電圧が低すぎると充電不足**となり、長期間継続すると、正極板格子または芯金の腐食および負極板の自己放電で活物質が劣化し、**寿命が短くなる。**
- ・**充電電圧が高すぎると過充電**となり、正極格子または芯金の腐食による劣化で**寿命が短くなる。**

蓄電池浮動充電中の総電圧を1回/日確認し、充電電圧を確認し**適正な充電電圧が保たれている。**

③**使用状況**：蓄電池の充放電を繰り返すと蓄電池の寿命に影響を与える。

発電所において直流負荷は**通常は充電器から供給**されており、**蓄電池の放電は極めて少ない**ため、**充放電を繰り返す使用状況になく、劣化しにくい。**

蓄電池の寿命・性能に影響を与える**使用条件（使用温度、充電状況、使用状況）**はいずれも適切に維持されており、**良好な状況**である。

### 3. 蓄電池の品質管理、保守管理について (3/3)

#### ■ 保守条件：発電所（事業者）での保守内容

- ✓ 安全系蓄電池に対する保守管理として、SBA G0606の劣化診断手法を参考に、**日々の巡視点検（一次劣化診断）**を実施しつつ、**容量と相関の高い電圧・比重について全セル定期的に測定（二次劣化診断）**することで劣化傾向を把握しており、**不具合が極めて少ない状態を維持**している。

全セルの巡視点検（一次劣化診断） 【実施頻度：1回/日】	全セルの比重・電圧測定（二次劣化診断） 【実施頻度：1回/1ヵ月～6ヵ月※】
【外観点検】 ・全セルの外観の損傷、漏液等の異常がないことを確認 ・全セルの電解液面を確認（ベント式） 【電圧】 ・浮動充電中の総電圧 【その他】 ・架台の外観点検、他	【蓄電池温度】 ・蓄電池の各セル温度 【蓄電池電圧】 ・蓄電池の各セル電圧 【蓄電池比重】 ・蓄電池の各セル比重（ベント式） 【蓄電池内部抵抗】 ・蓄電池の各セル内部抵抗（制御弁式） 【その他】 ・蓄電池部品（液栓、接続ボルト等）の外観点検、他

※ 一次劣化診断で劣化傾向が確認されれば、点検周期に関わらず二次劣化診断を実施。

適切に保守管理されており、**保守条件**は蓄電池の寿命・性能に対して良好な状況である。

### 4. ベント式蓄電池の容量管理について (1/4)

- **容量試験(全セル)**については、メーカー工場において**納入時に実施**している。
- **メーカー取替推奨期間や過去の運転実績を超えて使用する場合の交換時期検討**のために、**定期又は不定期で供用中に容量試験(単セル)を実施**している会社もある。なお、容量試験(単セル)を実施していない会社※1は、メーカー取替推奨期間※2をベースに各社設定した取替頻度で取替を実施している。

実施状況	会社名	実施頻度（目安）	適用規格基準
定期的に実施	東京HD	8,10,12,14年及び15年以降毎年実施※3	JEM1431 JIS C 8704-1
	中部	10年以降、蓄電池の点検周期に合わせて実施※4	JIS C 8704-2 ※5

実施状況	会社名	実施時期（目安）	適用規格基準
不定期に実施 (又は計画)	北海道	8年以降に実施（実績あり）	JEM1431 JIS C 8704-1 JIS C 8704-2 ※5
	東北	13年を目途に実施（実績あり）	
	北陸	13年目に実施（実績あり）	
	関西	13年目に実施（実績あり）	
	四国	9年を目途に実施（実績なし）	
	原電	10～14年を目途に実施（実績あり）	
	九州	10～14年を目途に実施（実績あり）	

※1 中国、原燃

※2 一定の使用頻度において容量80%以上を満足するとメーカーが想定する期間

※3 6ヵ月に1回の頻度で実施する電圧測定、内部抵抗測定、比重測定により劣化傾向が確認されない場合はSBA G 0606に基づき、容量試験(単セル)の対象外としている蓄電池あり。

※4 試験結果によっては次の定期点検での容量試験(単セル)は不要とする場合あり。

※5 日本電機工業会規格 JEM1431「原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」

日本産業規格 JIS C 8704-1「据置鉛蓄電池 一般的要求事項及び試験方法 第1部：ベント形」

日本産業規格 JIS C 8704-2「据置鉛蓄電池 第2-1部：制御弁式 試験方法」

## 4. ベント式蓄電池の容量管理について (2/4)

■ 過去に実施した、容量試験の実績（一例：ベント式（CS形））については以下のとおり。

会社名	発電所名	実施時期	使用年数	対象セル	対象セルの選定基準	試験方法	試験結果 (容量値※1)	判定基準 ※2	試験方法の適用規格基準
北海道	泊1号	2000年10月	13年	比重が最も低い2セルを選定	メーカーや施工業者と協議のうえ決定(工事要領書等)	満充電状態から放電を開始し、放電終了電圧に至るまでの放電時間から容量を算出	良 (113%,115%)	80%以上	JEM1431、JIS C 8704-1
東北	女川1号	1996年1月	13年	比重が最も低い1セルを選定			良 (102% ※3)		
東京HD	柏崎刈羽3号	2017年12月	11年	比重が最も低い2セルを選定			良 (114%,115%)		
中部	浜岡5号	2019年9月	14年	比重が最も低いセルと中間値のセルの2セルを選定			良 (109%,109%)		
九州	川内1号	2013年4月	14年	電圧・比重を測定し、測定値が劣っている3セルを選定			良 (116%,118%,119%)		

※1 定格容量100%に対する値

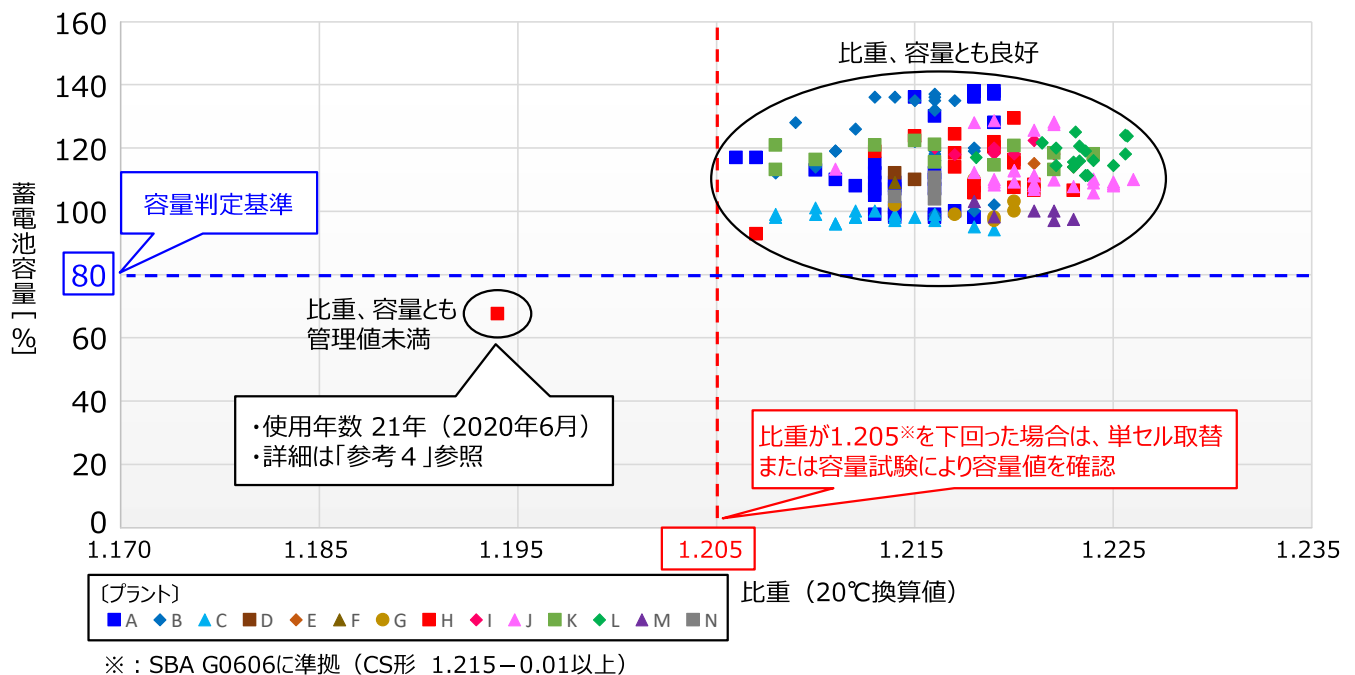
※2 SBA G 0606の4.1.1では、寿命は「容量の減少が加速する定格容量の80%未満」とされているため、据置蓄電池の寿命以上の値を目安として管理。

※3 更新時に、参考として既設蓄電池の容量確認を目的に実施しているため、試験結果は参考値

**蓄電池の寿命（ベント式（CS形）：10年～14年）に達した蓄電池においても、容量が十分あることを確認。**

## 4. ベント式蓄電池の容量管理について (3/4)

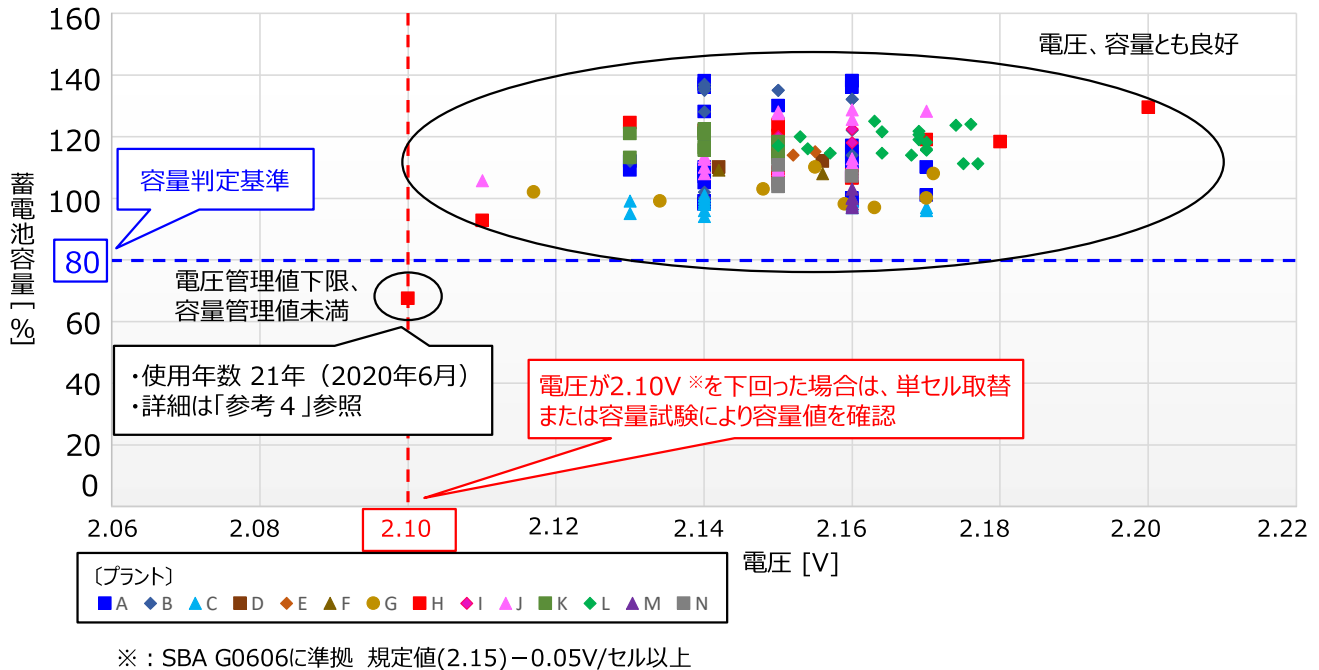
■ 過去に実施した単セルでの容量試験の結果（容量、比重の測定実績）を以下に示す。  
〔 P9の測定実績の一例を含む 〕



**過去に実施した容量試験において、蓄電池比重が判定基準（1.205）を上回ったものについては、蓄電池容量が判定基準（80%）を下回った事例はなく、現状の保守管理方法により、蓄電池の容量管理はできていると考える。**

## 4. ベント式蓄電池の容量管理について (4/4)

- 過去に実施した単セルでの容量試験の結果（容量、電圧の測定実績）を以下に示す。  
〔 P9の測定実績の一例を含む 〕



過去に実施した容量試験において、蓄電池電圧が判定基準（2.10V）を上回ったものについては、蓄電池容量が判定基準（80%）を下回った事例はなく、現状の保守管理方法により、蓄電池の容量管理はできていると考える。

## 5. 各社の保守管理状況 (1/3)

- 全社とも全セルに対して比重・電圧測定を定期的に行い保守管理を実施している。そのうえで、定期的に交換している会社、容量管理を行って交換している会社がある。
  - ✓ 定期的に交換している会社は、メーカー推奨の頻度を参考に、劣化兆候が見られる前段階で保守的に取替を実施。
  - ✓ 容量管理を行って交換している会社は、比重・電圧の測定結果を踏まえ、必要により容量試験(単セル)も実施することで、容量の減少が加速（容量80%未滿）する前段階で取替を実施。
- 以上については、いずれも容量の減少が加速（容量80%未滿）する前段階で取替を実施していることから劣化管理上の問題とはならない。

会社名	型式	取替頻度 (目安)	メーカー推奨 (目安)	技術的妥当性
北海道	ベント式 (CS形)	17年	10～14年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・他部門の使用実績14年～20年の平均をとり17年に設定している。</li> <li>・13年使用した安全系蓄電池及び17年使用した同型式蓄電池の容量試験を実施した結果、設計容量以上あることを確認し、取替頻度が妥当であると評価している。</li> <li>・また、これまでの定期点検結果から、機能性能上問題ないことを確認している。</li> </ul>
東北	ベント式 (CS形)	15年	10～14年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・メーカー推奨の取替時期を参考に、日常点検等の結果を踏まえ、交換を計画している。</li> </ul>
東京 HD	ベント式 (CS形)	14年 (容量低下が見受けられないときは延長可能としている)	10～14年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・社内交換基準ガイドに基づき、「使用年数が8年以上経過した電池群において全セルの8%以上を交換した場合」または「蓄電池の使用開始後14年以上経過した場合」のいずれかに該当する場合に交換。</li> <li>・全セル交換基準は、『2セル抜取りの容量試験（20%以上の低下）』、『比重測定（1.205未滿×セル数8%以上）』、『電圧測定（2.10V未滿×セル数8%以上）』。</li> <li>・上記社内ガイドはSBA（電池工業会指針）並びに工場試験データの分析結果をもとに策定。</li> </ul>
	制御弁式 (長寿命 MSE形)		13～15年	



## 5. 各社の保守管理状況 (2/3)

会社名	型式	取替頻度 (目安)	メーカー推奨 (目安)	技術的妥当性
北陸	ベント式 (CS形)	15年	10～14年	・メーカー推奨の取替時期を踏まえ取替えることとしており、過去に一部の蓄電池に対して容量試験を行い、残存容量から取替時期・頻度は妥当であったと評価している。
中部	ベント式 (CS形)	10年以降、容量試験結果に応じて取替	10～14年	容量試験の結果に応じて、機能が確保できる期間内に交換する運用としている。
関西	ベント式 (CS形)	15年	10～14年	メーカー推奨の取替時期を考慮し、過去供用期間中に実施した容量試験の結果並びに火力部門及び他電力原子力プラントのベンチマーク結果を踏まえ、取替周期を設定している。
中国	ベント式 (CS形)	10～14年	10～14年	定期点検の結果を踏まえ、メーカー推奨の取替時期（目安）を考慮した時期で交換を実施している。
	制御弁式 (長寿命 MSE形)	13～15年	13～15年	
四国	ベント式 (CS形)	15年	10～14年	・同型式の経年使用後の容量試験を踏まえ、取替周期を設定している。 ・これまでの保全実績から、機能性能上問題ないことを確認している。

## 5. 各社の保守管理状況 (3/3)

会社名	型式	取替頻度 (目安)	メーカー推奨 (目安)	技術的妥当性
九州	ベント式 (CS形)	10～14年	10～14年	JEM1431に基づき、想定される寿命年数（メーカー取替推奨）の60%程度以降に実施する容量試験の結果を踏まえ、交換時期を決定することとしている。
原電	ベント式 (CS形)	10～14年	10～14年	設置後10年～14年の間に容量試験（放電試験）を行い、その結果についてメーカーと協議した結果を踏まえ交換時期を設定している。
	制御弁式 (長寿命 MSE形)	13～15年	13～15年	3か月に1回の頻度で電圧、内部抵抗測定を実施し、劣化兆候を把握するとともに、メーカー推奨の取替時期を考慮して交換を計画
電発	—	安全系蓄電池は未設置	—	—
原燃	ベント式 (CS形)	18年（A社製） 15年（B社製）	18年（A社製） 15年（B社製）	・取替頻度はメーカー推奨を参考に設定しており、社内マニュアルに定めている。更新までの期間においては、同マニュアルに基づき、日常点検、定期点検を実施し状態監視している。 ・メーカーとの協議において、蓄電池性能、環境影響を考慮したメーカーとしての更新推奨年に基づき交換を計画している。

## 6. まとめ

### ■ 高い製造品質

安全系蓄電池については、国内メーカーの原子力QCのもと、工場ですべての容量試験を実施し規定値以上あることおよび品質にバラツキがないことを確認している。

### ■ 劣化が進展しにくい使用状況

建屋空調にて年間を通じて温度管理されており、適正な電圧で充電され、繰り返し充放電による劣化はほぼなく、劣化が進展しにくい使用状況にある。

### ■ 適切な保守管理

過去の試験実績より、比重・電圧が低下すると容量が低下することを確認しており、電池工業会指針 SBA G0606「蓄電池設備-劣化診断の技術指針」の劣化診断手法を参考に、全社とも比重・電圧測定を含む保守管理を適切に実施している。

以上の結果より、これまでの容量試験(単セル)において1件を除き(※)容量の低下が見られた安全系蓄電池はなく、火災・過熱事象の発生もないことから、定期的な容量試験(全セル)を実施せずとも適切に維持管理できていると考えられるものの、国内外の取り組み状況、運転経験を踏まえて、より適切と考えられる蓄電池保守管理の方法を検討し、その検討状況については、適宜原子力規制庁へ報告する。

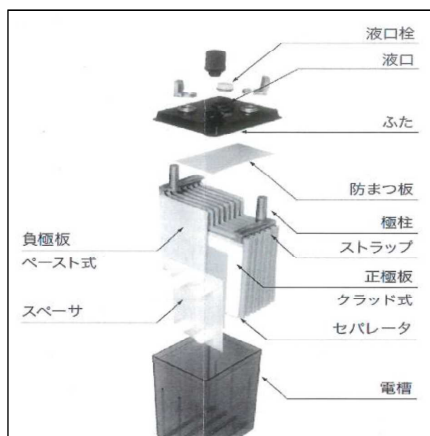
(※) 長期停止中に試験的に21年間供用した蓄電池

## 参考 1 蓄電池の外観及び構造

### ■ 鉛蓄電池の外観及び構造について

#### <ベント式 (CS形) 鉛蓄電池>

電気分解および蒸発による生成物を単電池から大気中に自由に放出できる開口部をふたに備えた蓄電池。



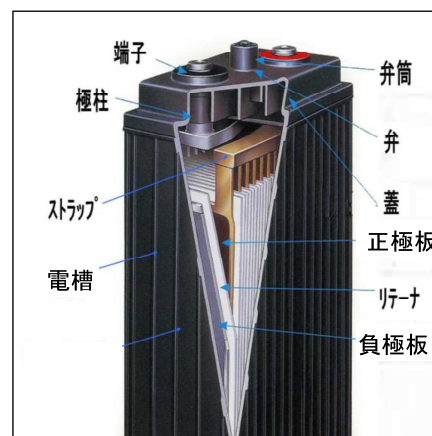
ベント式 (CS形) 鉛蓄電池の構造図

#### ベント式 (CS形) 鉛蓄電池の外形寸法※

	長さ	幅	高さ	重さ
2000Ah	390mm	300mm	800mm	約180kg
3000Ah	330mm	430mm	990mm	約300kg

#### <制御弁式 (長寿命MSE形) 鉛蓄電池>

内部圧力が規定値を超えるとガスを放出する制御弁を備えた鉛蓄電池。



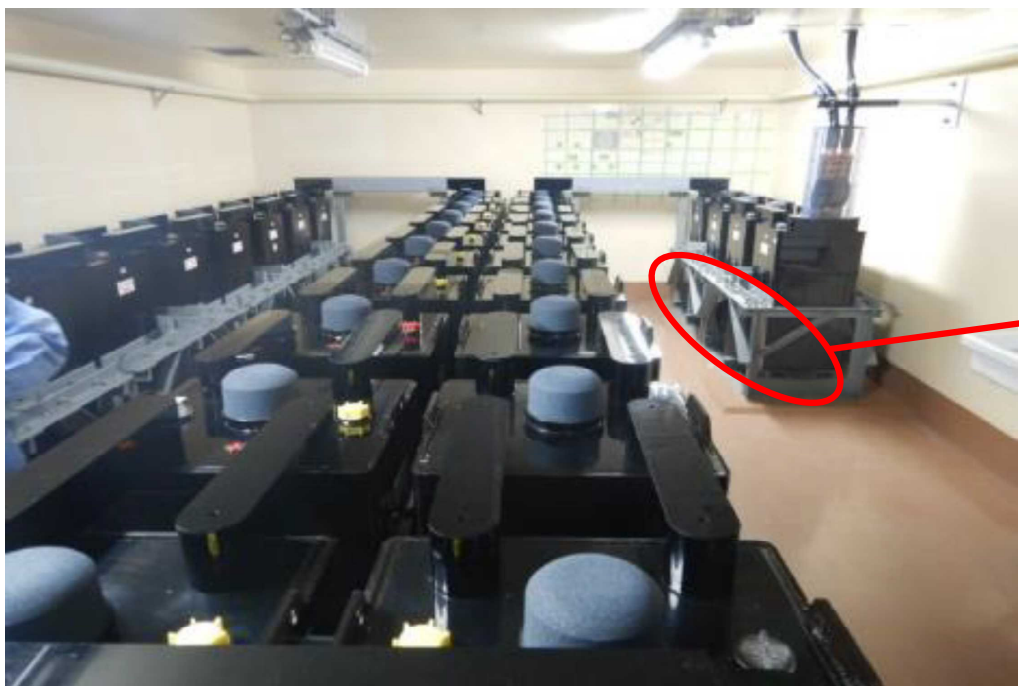
制御弁式 (長寿命MSE形) 鉛蓄電池の構造図

#### 制御弁式 (長寿命MSE形) 鉛蓄電池の外形寸法※

	長さ	幅	高さ	重さ
2000Ah	480mm	340mm	380mm	約150kg
3000Ah	700mm	340mm	380mm	約220kg

※JIS C 8704-1/2-2より引用

■ **A社 125V (A) 系蓄電池室**



耐震架台

1セルあたり3000Ahの蓄電池が60セル設置されており、安全系蓄電池は耐震架台によって強固に固定されている。

参考3 国内原子力発電所に使用されている蓄電池について

■ 蓄電池メーカーについて

国内原子力発電所の安全系蓄電池に使用されているメーカーは、GSユアサ、エナジーウィズ、古河電池の3社となっている。

会社名	使用メーカー	会社名	使用メーカー
北海道	GSユアサ	中国	GSユアサ、エナジーウィズ
東北	GSユアサ	四国	GSユアサ
東京	GSユアサ、エナジーウィズ	九州	GSユアサ
北陸	GSユアサ、エナジーウィズ、古河電池	原電	GSユアサ、エナジーウィズ
中部	GSユアサ	電発	エナジーウィズ（予定）
関西	GSユアサ、エナジーウィズ	原燃	GSユアサ、エナジーウィズ

■ 安全系蓄電池の取替方法について

安全系蓄電池の計画的な取替については、1回で全セル取替を実施しており、部分的にローテーションで取替を行うなどはしていない。

■ 安全系蓄電池の容量低下事象

- 運転プラントにおいて、**安全系蓄電池に機能影響を与えるような容量劣化事象等のトラブルは確認されていない。**
- 一方、蓄電池としての機能は満足するものの、**単セルで容量低下が発生した事象**（1件）は確認されている。

発電所名	発生年月	対象設備	事象概要
浜岡3	2020年6月	B-125V蓄電池	使用開始10年以降、定期的な容量試験(単セル)を実施した結果、単セルの容量低下(蓄電池定格容量の80%未満)を確認した。当該セルは交換を実施。 なお、系統電圧は基準を満足しており、容量については他の全てのセルの比重と他の代表セルの容量試験結果により系統として十分確保されていることを確認している。

<補足>

- ✓ 容量低下セルは、容量試験対象選定時に比重が他セルと比較して低めであったため代表とした。容量試験(単セル)を継続する中で、容量低下傾向を把握し経過を注視していたもの。
- ✓ 長期停止中のため、維持点検にあわせて容量試験(単セル)を行っており、10年目、12年目、18年目、19年目と実施し、21年目の容量試験で80%を下回ったもの。
- ✓ 容量低下に至る原因として支配的なものは、SBA G 0606において「電圧低下」と「比重低下」とされていることから、二次劣化診断の中で、電圧・比重低下の傾向を監視し、不良セルが認められた場合は、当該セルの交換を実施した上で、他の全てのセルの電圧・比重が問題ないことをもって、系統全体の容量に問題がないことを確認している。



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

参考5 ベント型蓄電池容量試験について(JISC8704-1準拠)

**蓄電池容量**：満充電状態の蓄電池を規定する電流で放電させたとき、規定する蓄電池電圧（放電終始電圧）に低下するまでに放電できる電気量。

**容量試験**：満充電状態の蓄電池を放電し、規定する容量を満足することを確認する試験。（蓄電池の充放電を繰り返すと蓄電池の寿命に影響を与える）

<容量試験について>

$$\text{容量}[\%] = \frac{\text{放電量 } Ct[\text{Ah}]}{\text{蓄電池定格容量}[\text{Ah}]} \times 100$$

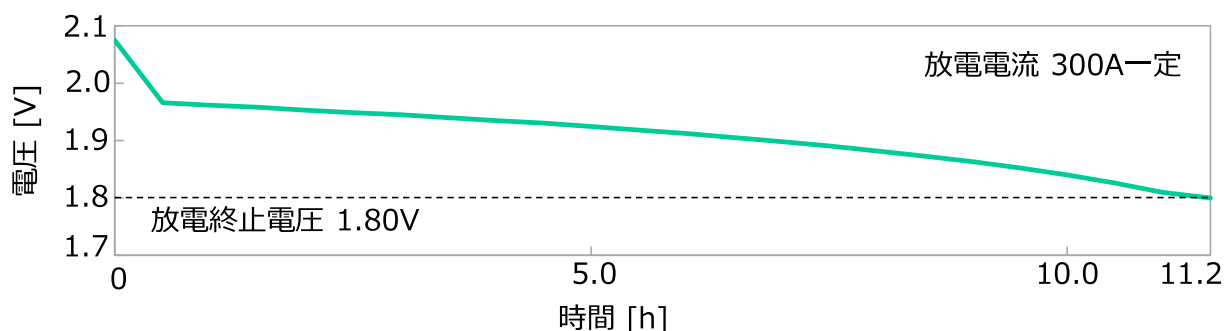
Ct[Ah]：放電電流[A](10時間率放電電流or5時間率放電電流)×放電時間\*[h]

※放電終止電圧（10時間率の場合1.80V、5時間率の場合1.75V）までの時間

○A社 蓄電池定格容量3000Ahの容量試験結果（実例）

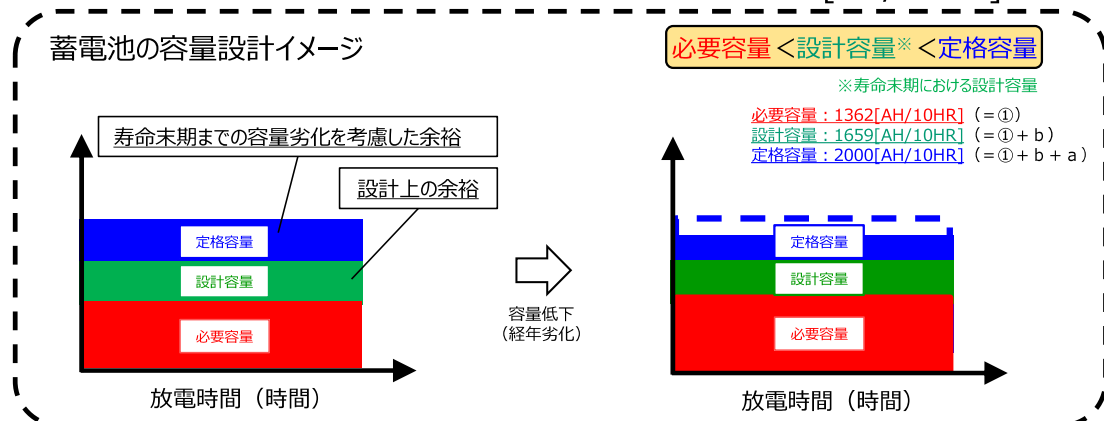
10時間放電電流（3000Ah/10=300A）で実施した場合の放電時間が11.2[h]

$$\text{放電量}(300[\text{A}] \times 11.2\text{h}) / \text{蓄電池定格容量}3000\text{Ah} \times 100 = \underline{112\%}$$



■ 蓄電池の容量設計（例）

- 蓄電池の定格容量は、①→②→③の順で選定している。
  - ① 蓄電池システムに対する必要容量 1362[AH/10HR]
  - ② ①の容量に対して、保守率(※1)を考慮して算出した必要容量 1703[AH/10HR]  
 ※1 寿命末期までの容量劣化を考慮した補正值（ここでは容量の減少が加速する80%を使用）
  - ③ ②の容量に対して、上位の定格容量の蓄電池を選定 2000[AH/10HR]
- ③で選定した蓄電池の容量設計時に考慮している余裕は次のとおり。
  - a 寿命末期までの容量劣化を考慮した余裕 341[AH/10HR] (= ② - ①)
  - b 設計上の余裕 297[AH/10HR] (= ③ - ②)

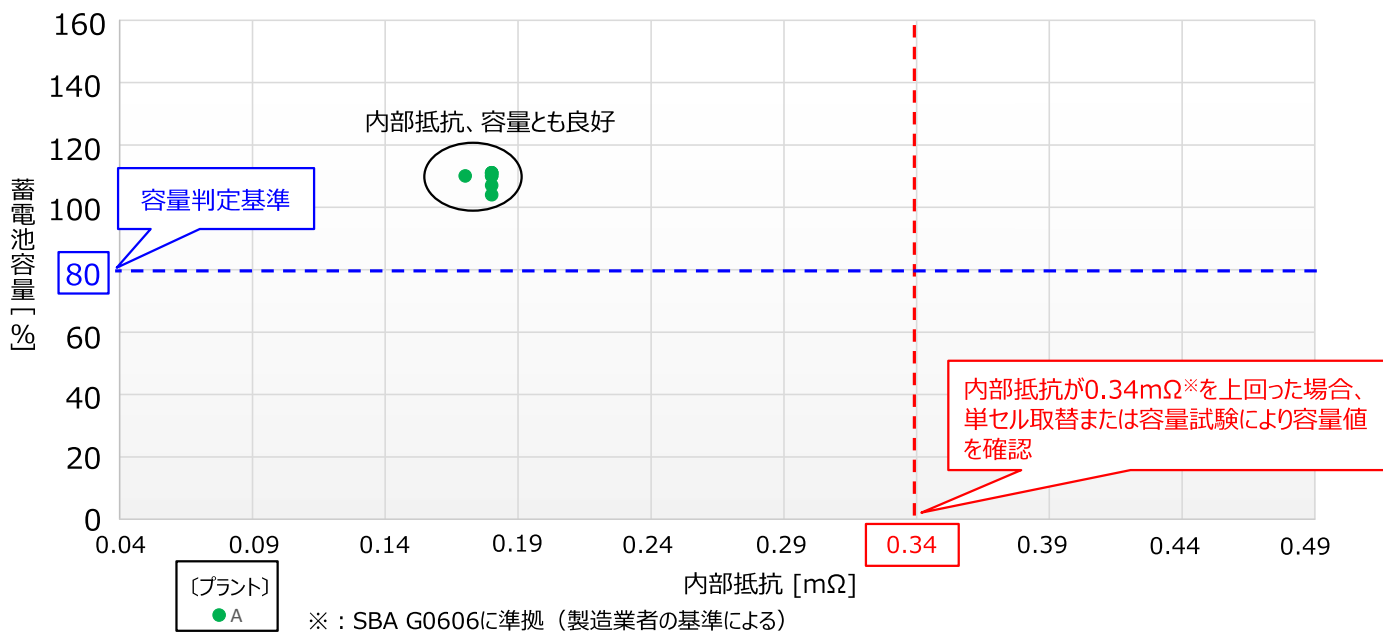


- ③で選定した蓄電池の容量が80%まで低下しても①の必要容量を下回らないように蓄電池の容量を選定しているため、全ての蓄電池が80%となった場合でも必要な機能を維持できる。  
 $1600 [AH/10HR] (= ③ \times 80\%) > 1362 [AH/10HR] (= ①)$

参考7 制御弁式蓄電池の容量試験について（1/2）

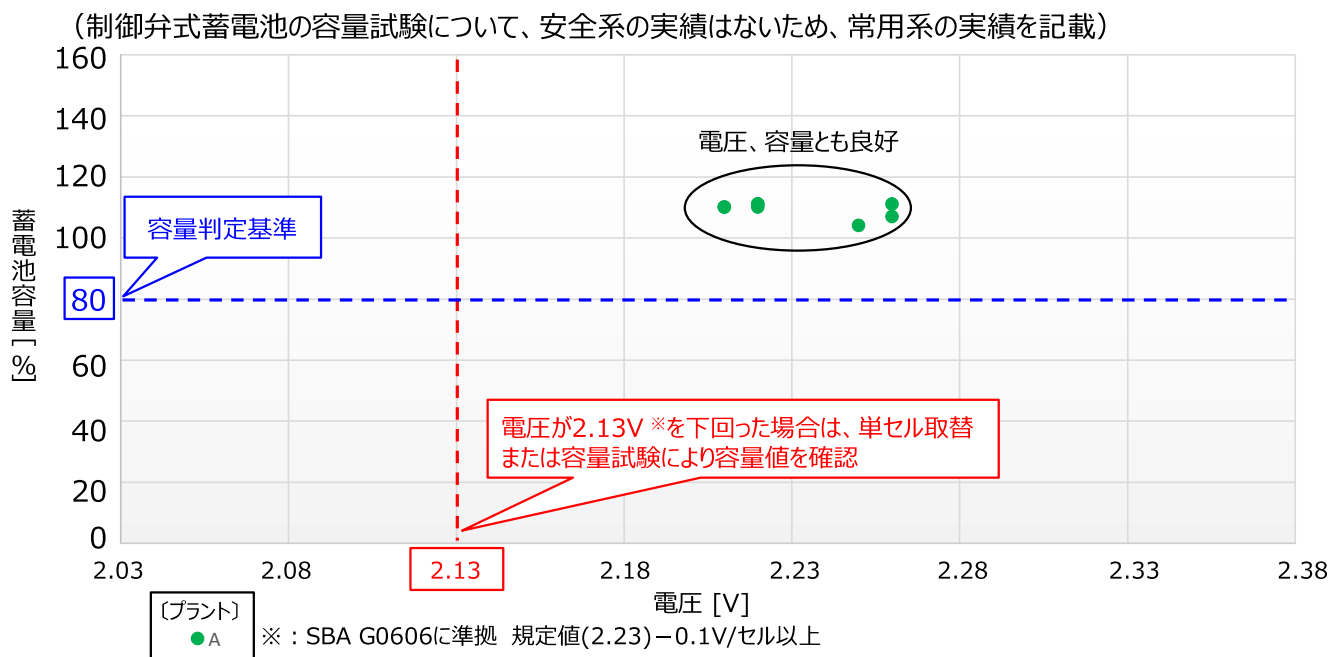
- 過去に事業者で実施した単セルでの容量試験の結果（容量値、内部抵抗の測定実績）を以下に示す。

（制御弁式蓄電池の容量試験について、安全系の実績はないため、常用系の実績を記載）



データ数はベント式と比較して少ないものの、過去に実施した容量試験において、蓄電池内部抵抗が判定基準（0.34mΩ）を下回ったものについては、蓄電池容量が判定基準（80%）を下回った事例はなく、現状の保守管理方法により、蓄電池の容量管理はできていると考える。

- 過去に事業者で実施した単セルでの容量試験の結果（容量値、電圧値の測定実績）を以下に示す。



データ数はベント式と比較して少ないものの、過去に実施した容量試験において、蓄電池電圧が判定基準（2.13V）を上回ったものについては、蓄電池容量が判定基準（80%）を下回った事例はなく、現状の保守管理方法により、蓄電池の容量管理はできていると考える。

参考8 14年超使用した蓄電池の容量試験実績

- 容量試験のうち、14年超使用したベント式（CS形）蓄電池の実績（一例）については以下のとおり。

(常用系の実績含む)

会社名	発電所名	実施時期	使用年数	対象セル	対象セルの選定基準	試験方法	試験結果 (容量値※1)	判定基準 ※2	試験方法の適用規格基準
北海道	泊1号	2004年8~9月	17年	比重が最も低い2セルを選定	メーカーや施工業者と協議のうえ決定 (工事要領書等)	満充電状態から放電を開始し、放電終了電圧に至るまでの放電時間から容量を算出	良 (130%,128%)	80%以上	JEM1431、JIS C 8704-1
北海道	泊2号	2005年8月	17年	比重が最も低い2セルを選定			良 (136%,135%)		
中部	浜岡3号	2017年3月	18年	比重が最も低いセルと中間値のセルの2セルを選定			良 (120%,118%)		
中部	浜岡4号	2021年3月	17年	比重が最も低いセルと中間値のセルの2セルを選定			良 (122%,118%)		
中部	浜岡5号	2019年10月	17年	比重が最も低いセルと中間値のセルの2セルを選定			良 (128%,127%)		

※1 定格容量100%に対する値

※2 SBA G 0606の4.1.1では、寿命は「容量の減少が加速する定格容量の80%未満」とされているため、据置蓄電池の寿命以上の値を目安として管理。

14年超使用した蓄電池においても、容量が十分あることを確認。

## 参考9 各社の安全系蓄電池保守管理の基本的な考え方について

- 安全系蓄電池の保守管理の実態調査を行った結果、P13～15に示す通りいずれも適切に管理されており、劣化管理上の問題とはならないが、**各社の保守管理の考え方（容量試験の実施状況、蓄電池一式の取替頻度）にバラつきが確認**された。
- 各社の保守管理内容については、**プラントの設置環境やこれまでの運転実績を踏まえ、メーカーと協議のうえ設定されたもの**であり、**過去に安全系蓄電池の機能・性能に影響を与えるトラブルは発生していない**ことから、保守管理上の問題とはならない。
- 各社の保守実績から、**期待寿命内であれば十分な容量が保たれていることは分かってきた一方、長期使用の蓄電池に対する知見拡充の観点から、経年化した蓄電池に容量試験を実施することは重要**である。これらを踏まえて、**原子力発電所における安全系蓄電池の保守管理について、より適切と考えられる方法を検討**していく。

### <安全系蓄電池保守管理の基本的な考え方（案）について>

- ✓ 原子力発電所でのこれまでの保守管理の実績では、蓄電池メーカーの期待寿命（例 ベント式（CS形）：～14年）内では必要容量を下回った実績はなく、適切に保全されている。そのため、この保守管理を継続し、**期待寿命の期間で使用する範囲においては、一次劣化診断、二次劣化診断により容量管理**を行う。特に、10年目以降については、管理値との比較だけでなく、過去データとの比較を行い、性能の低下傾向がないことを確認する。
- ✓ **メーカーの期待寿命を超えて使用する場合は、一次劣化診断、二次劣化診断に加えて容量試験を実施**し、取替時期を決定する。
- ✓ **容量試験の方法**は以下の通りとする。なお、対象セルの数については事業者の判断による。
  - 〔ベント式〕：**比重が最も低いセルを含む複数セル**に対して容量試験を行い、**80%以上**であることを確認する。
  - 〔制御弁式〕：**内部抵抗が最も高いセルを含む複数セル**に対して容量試験を行い、**80%以上**であることを確認する。
- ✓ **交換したセル数（不良セル数）が全セル数の10%を超えた場合は、SBA G0606に従い蓄電池一式の更新**を計画する。

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

2023年7月27日

1. 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4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"> <li>・適合性審査において確認する</li> <li>・地震調査委員会が公表する知見を収集</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・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。</li> <li>・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)。</li> </ul>
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"> <li>・地震調査委員会が公表する知見の収集</li> </ul>



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"> <li>・特定原子力施設監視・評価検討会等において確認</li> <li>・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。</li> </ul>
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"> <li>・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。</li> </ul>
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"> <li>・NRA 技術報告を発行(令和元年 8 月)</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>
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"> <li>・NRA ノート(令和元年 12 月)を発行</li> </ul>
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"> <li>・NRA 技術報告を発行(令和元年 11 月)</li> <li>・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</li> </ul>

				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)	千葉県太平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	高分解能な 3 次元地震波速	地震・津波研究部門		・事業者に対して周知する

(令和4年5月26日)	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			・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		・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		・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)	・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 <sup>1</sup> (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 (令和2年01月29日)	・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

<sup>1</sup> 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

			<p>第 69 回原子力規制委員会 (令和 2 年 3 月 11 日)</p> <p>第 73 回原子力規制委員会 (令和 2 年 3 月 23 日)</p> <p>第 15 回原子力規制委員会 (令和 2 年 7 月 8 日)</p> <p>第 5 回検討チーム (令和 2 年 10 月 6 日)</p> <p>第 33 回原子力規制委員会 (令和 2 年 10 月 21 日)</p> <p>第 25 回原子力規制委員会 (令和 3 年 7 月 30 日)</p> <p>第 6 回検討チーム (令和 5 年 2 月 17 日)</p> <p>第 7 回検討チーム (令和 5 年 3 月 30 日)</p> <p>第 10 回原子力規制委員会 (令和 5 年 5 月 17 日)</p> <p>第 22 回原子力規制委員会 (令和 5 年 7 月 19 日(P))</p> <p>第 8 回検討チーム (令和 5 年 7 月 25 日(P))</p>	
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	<p>第 40 回 (令和 2 年 2 月 26 日)</p> <p>意見聴取会 (令和 2 年 8 月 5 日)</p> <p>第 42 回 (令和 2 年 8 月 19 日)</p> <p>意見聴取会 (令和 4 年 8 月 3 日)</p> <p>第 55 回 (令和 4 年 9 月 29 日)</p>	・意見聴取の結果を第 55 回 技術情報検討会に報告
第 39 回	電磁両立性 (EMC) に係る	技術基盤課	第 44 回	・意見聴取の結果を第 55 回

(令和元年11月20日)	海外の規制動向の調査について	システム安全研究部門	(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)	技術情報検討会に報告
第42回 (令和2年8月19日)	サンプ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) <u>第57回</u> (令和5年1月31日) <u>第59回</u> (令和5年5月25日)	・ATENAの取組を第59回技術情報検討会に報告
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) <u>第59回</u> (令和5年5月25日)	・調査内容を第60回技術情報検討会に報告

			第 60 回 (令和 5 年 7 月 27 日)	
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)	PWR 1 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	意見聴取会 (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)	・ATENA の取組を第 59 回技術情報検討会に報告
第 56 回 (令和 4 年 11 月 24 日)	安全注入系で見つかった応力腐食現象	技術基盤課 システム安全研究部門	第 58 回 (令和 5 年 3 月 30 日)	・調査内容を第 58 回技術情報検討会に報告
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		・