

## 第 4 7 回技術情報検討会の結果概要

令和 3 年 8 月 1 8 日

原 子 力 規 制 庁

本年 7 月 8 日に開催された第 4 7 回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙及び参考参照）。

別紙 第 4 7 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 4 7 回技術情報検討会資料

## 第47回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和3年7月8日（木）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、佐藤審議官、金子対策監、市村部長、小野審議官、森下審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚 Gr 技術主幹

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

1) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）  
なし。

2) 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）  
以下について報告及び議論を行った。

① 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 BWR 事業者からの意見聴取結果

(概要)

- 第42回技術情報検討会<sup>1</sup>において、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知見について、国内外の情報収集を継続し、検討することとなった。
- 事業者意見を聴取する会合<sup>2</sup>を開催したところ、BWR 事業者は、ストレーナ閉塞の検討の際にリスク評価を実施し、当時に比べてストレーナの大型化や繊維除去などの対応がなされており、リスク増分がなく評価は不要としていた。
- 今般、事業者意見を聴取する会合<sup>3</sup>を開催し、その技術的妥当性について BWR 事業者から説明を受けたことから、その結果を報告する。
- BWR 事業者の説明概要は以下のとおり。
  - ✓ ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響という観点から、燃料集合体上流側の燃料フィルタについて、保守的な条件による試験により、LOCA 後の冷却に影響するような閉塞が起こりにくいことを確認した。

<sup>1</sup> 令和2年8月19日

<sup>2</sup> 第14回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合（令和2年12月7日）

<sup>3</sup> 第16回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合（令和3年5月28日）

- ✓ 試験タンクに繊維質保温材、ケイ酸カルシウム保温材の順で投入し、ポンプで循環させて、燃料フィルタの圧損を測定したところ、圧損は一時的に上昇したが、継続しないことを確認した
- ✓ 格納容器内に存在するデブリの影響については、内規（平成 20・02・12 原院第 5 号）に基づきストレーナ性能評価に反映している。また、繊維質保温材撤去等の取り組みを実施していることから格納容器内に存在するデブリの影響は小さいと考えている。
- ✓ 下流機器（ポンプ、弁、熱交換器）への影響については、閉塞や摩擦の可能性は低く影響は小さいと考えている。
- ✓ 日本国内の BWR は、米国の確率論的なアプローチではなく、保守的条件に基づく試験による決定論で ECCS ストレーナ並びに燃料フィルタが閉塞しないことを示している。

（議論）

- 燃料デブリフィルタに異物を流して圧損を調べる試験だが、燃料集合体全体に均一に異物が撒かれたとして異物の投入量を評価したのか質問があった。  
説明者より、通過したものが均一に到達したと仮定しているかについては把握しておらず、今後確認する旨回答した。
- 圧損の値と炉心に与える影響について、事業者の説明は不足していると考えているということかとの質問があった。  
説明者より、具体的に何をもって閉塞の可能性が小さいと判断したか説明があやふやであった。大きなリスクがあるとは考えていないが、不明瞭であった部分を念のため確認したい旨回答した。
- 長期炉心冷却について再度説明を求めるとあるが、どこが不十分だったのかとの質問があった。  
説明者より、圧損試験で燃料下部の閉塞が問題ないと判断した部分については、炉心長期冷却に関する影響を判断する上で一番重要な確認事項となり得るのでその部分について主に聞きたいと考えている旨回答した。
- 「国内の BWR は、米国の確率論的なアプローチではなく、決定論的に閉塞の可能性を排除する対策としている」について、地震や津波は非常に低頻度の現象で確率論的扱いは難しいため、確率は参照する程度に留めている。この事象は、確率論的なアプローチもできると思うが、決定論的に実施するのはどういう考え方に基づいているのか質問があった。  
説明者より、米国の確率論的なアプローチは、閉塞の原因となっている繊維質保温材を多く使っているプラントがあり、繊維質保温材を排除し切れないので、確率的に評価を行っている。それに対して国内の

BWR 事業者は、繊維質保温材がもともと少なく撤去が可能であったので、繊維質保温材により閉塞する確率を評価するまでもなく、影響は小さいといえることが対応の違いとして出ているのではないかと回答した。

- 圧損試験のメッシュサイズが実際のEGCSのストレーナよりも小さいもので試験を行って、その結果、圧損が継続しないということで、実際より厳しい条件で試験をしたものという理解でよいか、BWR 事業者は、ストレーナよりも下流への影響について、その影響が小さいと考えるというが、定性的な説明しかなされていない。米国で下流影響というのはどういうふうに評価をしていて、それと同じことが日本の BWR の事業者はできるのか、できないのか、できないならどうしてなのかという質問があった。

説明者より、メッシュサイズがストレーナのものよりも小さいフィルタがついているプラントがあるので、実機を反映した試験である。試験では繊維質保温材を使用しており、実機で繊維質保温材を撤去することを考慮すれば、かなり保守的な試験だと考えている。米国の BWR では、確率論的なアプローチを行い、NRC が問題ないとしている。国内でも、過去に確率論的な評価は行われているが、下流側影響を考慮しないストレーナの閉塞に対するリスク評価であった。BWR 事業者は、下流側影響として影響のありうる項目として燃料下部の閉塞を特定し、試験的にその影響がないとしている。リスク評価をしたとしても、下流側影響で炉心損傷に至るような事象が生じないので、リスク評価をしても評価結果は変わらない、ストレーナの大型化の対策も行っておりさらにリスクは下がるから、今回改めてリスク評価をしなくてもいいという結論であるという説明を受けたと回答した。

- 繊維質保温材は今後撤去するためその影響はないが、化学物質の影響があり得るので、念のため確認すべく議論しているものと認識している。今回の試験は、まず繊維質保温材を投入し、その後ケイ酸カルシウムを投入するもので、実際に評価したいことと少しずれている。繊維質保温材を先に投入することはフィルタを目詰まりさせるという意味では保守的に働くということだが、下流の炉心への影響を評価する場合、フィルタがかえって化学物質を留めてしまい、下流に流れる量を減らしているのではないかと考えると、本当に評価したかった状況を模擬できているのか。その視点で事業者とやりとりしたという理解でよいかとの質問があった。

説明者より、BWR の冷却材は純水を使用しており、設計基準事故の環境では化学析出物による影響は小さいということで、化学析出物というものを基本的には考える必要がないという認識である。この試験自体



は、下流側影響の問題を受けて新たに行った試験ではなく、過去に燃料フィルタを新たに導入した際に実施したものであるが、最も可能性のある燃料下部の閉塞が問題なければ、下流側は大丈夫であろうと考えている旨回答した。

- 繊維質保温材の撤去が確実に行われるのかということに、関心がある。これは検査で確認をする手段があると思うが、そもそも事業者は、どこにどのような保温材が施工されているのか把握しているのかという疑問もあり、実際に撤去が行われたかをどのように確認するのかについては、課題として考えておかなければいけないという発言があった。

(対応)

- BWR 事業者については、冷却材喪失事故後の炉心長期冷却に対する影響については一部説明が不十分なところがあるので、再度説明を求めることとしたい。
- なお、PWR 事業者の対応状況については、2022 年を目処に検討結果をとりまとめるとしていることから、検討状況に合わせて公開で説明を受けることとしている。

## (2) 放射線防護に関する知見

### 1) 令和2年度放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等に係る評価

(概要)

- 昨年度に発生し調査中であった放射性同位元素等規制法に基づく法令報告3件(第11回原子力規制委員会に報告済み)について報告する。
- 1件目は、病院で使用される密封小線源の所在が不明になったというもので、受け入れたものを誤って廃棄したことが原因である。
- 2件目は、病院内で製造した密封されていない放射性同位元素等の取扱いを誤り落としてしまったため、5mSv以上の超える計画外の被ばくのおそれがあるということで報告があったが、被ばく線量等精査した結果、5mSvを超える被ばくはなかったというものである。
- 3件目は、表示付きの放射線同位元素が所在不明になったが、立ち回り先で置き忘れていたことが4か月後に発見されたというものである。

(議論)

- なし

## (3) 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

- 1次スクリーニング対象案件(37件、うち新規情報35件、更新情報2件、速報0件)。2次スクリーニングに移行するもの1件。

- 2次スクリーニング状況（継続中：3件）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件）

#### ① 1次スクリーニング結果報告

以下について報告した。

##### i) IRS8980

（事象概要）

- 本件は、PWR の上部プレナム安全注入ラインから漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、注入ラインの直線配管部の亀裂。亀裂発生原因は、配管材の製造欠陥が亀裂起因となり、長期間にわたる高サイクル疲労により亀裂が進展成長したため。疲労の原因は、当該注入ラインの設計変更により、通常運転時に原子炉容器ダウンカマーと上部プレナム間に高速流れとそれに伴う流体振動が発生するようになったため。根本原因は、一次冷却系に関わる設計変更の20年超の長期的影響評価を行っていなかったこと。

（対応）

- 当該注入配管特有の製造欠陥が影響していることと、国内には上部プレナム安全注入ラインを具備しているPWRはないため、国内PWRで類似事象が発生する可能性は低いと考えられる。しかし、現象が興味深いことから、2次スクリーニングへ移行する。

##### ii) IRS8974

（事象概要）

- 本件は、原子力発電所から再処理施設に鉄道輸送された複数の使用済み燃料キャスク（フラスクと呼ばれる）が、受入検査において、 $\alpha$ 線放出核種による遊離性汚染が許容上限を超えていることが見つかった事例である。鉄道輸送中に一般公衆が影響を受ける可能性は低いが、除染しなければ、キャスク作業者が摂取／吸入被ばくするリスクがあった。原因は、発電所から搬出する際の汚染測定において、 $\alpha$ 線放出核種により汚染している箇所を測定しなかったため。根本原因は、 $\beta$ ／ $\gamma$ 汚染量が最大となるエリアのみ $\alpha$ 汚染測定を行う手順を採用していたこと。すなわち、使用済み燃料漏えいによる汚染のみ想定し、放射化金属等のみによる汚染は少ないと想定していた。

（対応）

- $\beta$ ／ $\gamma$ 汚染量が最大となるエリアのみ $\alpha$ 汚染測定を行う手順は、当該発電所固有と考えられることから、スクリーニングアウトとする。

（議論）

- 使用済み燃料キャスクがどのような原因で汚染されたのかについて質問があった。  
説明者より、詳しいことは分からないが、燃料プールの水が汚れており、その中に放射化コロイドプロダクトもあり燃料も漏れていたのではないかと回答した。
- イギリスは、古い炉もあり、THORP の再処理工場の廃止措置等あり、これらの情報は、我が国の再処理施設の規制に参考となることが多いかと思うので、今後も情報を提供して欲しい旨要望があった。

### iii) IRS8984

#### (事象概要)

- 本件は、カメロン社とローズマウント社の圧力伝送器の一部のモデルやシリーズにおいて、性能認定寿命〈Qualified life〉を算出する際に、伝送器内部部品の自己発熱による温度上昇を適切に考慮していないため、性能認定寿命が過大評価されている可能性があるため、更新された計算方法の使用を推奨する通知である。

#### (対応)

- 米国では伝送器の取り替え時期を計画する際、伝送器供給者が提供する寿命計算方法を用いて、事業者が性能認定寿命（例：40 年）を算出している。国内原子力発電所では、安全上重要な系統にカメロン社とローズマウント社の圧力伝送器は用いておらず、また、伝送器交換間隔は性能認定寿命より十分に短いことから、スクリーニングアウトとする。

### iv) IRS8991

#### (事象概要)

- 本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機（EDG）の定期試験時に、冷却水漏れが確認された事例である。漏えい原因は、エンジンの振動による高サイクル疲労で配管に亀裂ができたため。根本原因は、1 年ほど前に実施した配管改造時に、振動対策を適切に取り入れなかったため。計画段階で、スコープが配管修理から改造に変わったことを認識するものがおらず、振動対策が必要なことに誰も気が付かなかった。

#### (対応)

- 事業者の保全計画と設計変更管理に課題があることから、スクリーニングアウトとする。

#### (議論)

- 日本では、ATENA が非常用ディーゼル発電機の故障の要因分析を行っ

ており、古くは発電設備技術検査協会でも行っているが、人的過誤と材料劣化について、同じような部品が別の DG で使われて影響が出る可能性が日本ではないのか気になるようなところ。最近の事例では、浜岡原子力発電所 5 号機で 2 回排気管ベローズが壊れたが、教訓が五つ例示されているうち、日本で取り入れるべきところとはないのかとの質問があった。

説明者より、「①「修理」か「改造」かを慎重に分類し、全体が認識することが重要。」というものが生かせるのではないかと考えている。検査官会議で紹介する予定と回答した。

- 浜岡原子力発電所のベローズの破損については、検査部門として調査の状況を注視している。具体的な調査結果を聞いてはいないが、2 回目の 24 時間運転したときのベローズの破損は、1 回目のような破断の亀裂のイニシエーションに至るようなものではなく、設計上の問題かと思う。本件は、そういう設計のところでの考慮が不十分だったというところもあるのかもしれないので、引き続きフォローしていきたいとの発言があった。
- 「③プラントレベルの共通要因を管理するためには、多重化安全系の改造は、同時に行うべきではない。」という教訓について、国内では、同時に改造しないというポリシーは特に採用しておらず同時に改造することもあるが、品質管理を厳格にしているというのが事業者の考え方だという理解でよいかとの質問があった。  
説明者より、その通りである旨回答した。
- 以前も多重系のものは同時に改造しないほうが良いという教訓があったので、審査側でもそういう視点は参考としたいとの発言があった。
- 上記③について、共通要因故障をなるべく避けようとする観点からすると、多重化安全系の改造を同時に行うということは、リスクをもたらす可能性があるので避けたほうが良いということだが、何らかの問題があるから改造するので、それを先送りするということにもなりかねない。2 系統あったときに、1 系統だけ改造して 1 系統は残したまま 1 サイクル運転するというのを許容できるかということとの比較のように思う。新規制基準適合性審査の後の工事、検査では、多重系は一緒に工事しているのではないかと。可能であれば同時にやることを避けたほうがよいかもしいが、「同時に行うべきではない」というと、リスクが高止まりした状態を許容することになりうる。なぜその改造が必要なのかという話と、調達管理を徹底すれば共通要因故障が生じないような調達が可能なのか、同時にやる時は別のサプライ

チェーンを使う等の工夫ができないか等、いろいろ考えなければいけない問題と捉えたとの発言があった。

v) 国内 2019-31R1「海水ポンプの自動停止に伴う非常用ディーゼル発電機の運転上の制限の逸脱および復帰について」

(事象概要)

- 本件は、定期検査中の原子力発電所にて、海水ポンプが自動停止し、一時的に非常用ディーゼル発電機に関する運転上の制限を逸脱したが、所定の完了時間内に復帰した事例である。既にスクリーニングアウトされ、規制検査でも緑と評価されたものであるが、事業者の自主的安全性向上の取組みに関して、検査のポイントとなる2つの情報が含まれることから紹介する。一つは、補機冷却海水系の計装系の信頼性維持に関する事業者の取組み。もう一つは、補機冷却海水系の海水ポンプの起動停止シーケンスにおけるリスク評価の取組みである。

(対応)

- 既に検査官会議で紹介済み。

## 第47回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和3年7月8日（木） 10：00～11：30
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A （TV会議システムを利用）
3. 議題
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
    - 1) 自然ハザードに関するもの  
なし
    - 2) 自然ハザードに関するもの以外
      - ① 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BWR事業者からの意見聴取結果  
（説明者）塚本 直史 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) 放射線防護に関する知見
    - 1) 令和2年度放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等に係る評価  
（説明者）宮脇 豊 放射線防護グループ放射線規制部門安全管理調査官
  - (3) 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
    - 2) 1次スクリーニング結果  
（説明者）片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

#### 4. 配布資料

##### 議題(1)

- 資料 4 7 - 1 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 BWR 事業者からの意見聴取結果について

##### 議題(2)

- 資料 4 7 - 2 令和 2 年度放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等に係る評価

##### 議題(3)

- 資料 4 7 - 3 - 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 4 7 - 3 - 1 - 2 2 次スクリーニングの検討状況 (案)  
資料 4 7 - 3 - 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 4 7 - 3 - 2 1 次スクリーニング集計結果 (案)

##### 参考資料

- 参考資料 4 7 - 1 調査中案件の状況 (案)  
参考資料 4 7 - 2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況 (案)

## 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 BWR 事業者からの意見聴取結果について

令和 3 年 7 月 8 日  
技術基盤課  
システム安全研究部門

### 1. 概要

令和 2 年 8 月 19 日に開催された第 42 回技術情報検討会において、サンプスクリーンを通過したデブリ<sup>1</sup>が炉心に与える影響に関する知見（以下「本知見」という。）について報告<sup>2</sup>し、本知見の「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」への反映について、国内外の情報収集を継続し、検討することとなった。

これに関し、令和 2 年 12 月 7 日に事業者意見を聴取する会合<sup>3</sup>を開催したところ、BWR 事業者は、ストレーナ閉塞の検討の際にリスク評価を実施し、当時に比べてストレーナの大型化や繊維除去などの対応がなされており、リスク増分がなく評価は不要としていた。

今般、令和 3 年 5 月 28 日に事業者意見を聴取する会合<sup>4</sup>を開催し、その技術的妥当性について BWR 事業者から説明を受けた（参考参照）ことから、その結果を報告する。

### 2. BWR 事業者<sup>5</sup>からの聴取の結果

リスク増分がなく評価は不要とした技術的妥当性について、別紙により説明を受けた。主な説明は以下の通り。

#### (1) 炉心に悪影響を与える項目の整理

- ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響という観点で、整理した結果、燃料フィルタの閉塞について確認が必要と考え、試験により LOCA 後の冷却に影響のないことを確認した。

#### (2) 燃料フィルタに対する圧損試験

<sup>1</sup> 原子炉冷却材喪失事故時の保温材の破損等により発生した異物

<sup>2</sup> 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（第 42 回技術情報検討会資料 42-1-2）

<sup>3</sup> 第 14 回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

<sup>4</sup> 第 16 回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

<sup>5</sup> 東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社



- 試験タンクに繊維質保温材、ケイ酸カルシウム保温材の順で投入し、ポンプで循環させて、燃料フィルタの圧損を測定したところ、圧損は一時的に上昇したが、継続しないことを確認した
- (3) その他(格納容器内に存在するデブリの影響、下流機器への影響、リスク評価)
  - 格納容器内に存在するデブリの影響については、内規に基づきストレーナ性能評価に反映している。また、繊維質保温材撤去等の取り組みを実施していることから格納容器内に存在するデブリの影響は小さいと考えている。
  - 下流機器(ポンプ、弁、熱交換器)への影響については、閉塞や摩擦の可能性は低く影響は小さいと考えている。
  - 日本国内の BWR は、米国の確率論的なアプローチではなく、決定論的に閉塞の可能性を排除する対策としている。この前提では、LOCA 時のストレーナ閉塞等に起因したリスクは増加しないため、リスク評価にストレーナの閉塞を考慮する必要はない。

### 3. 主な質疑応答

#### 3. 1 圧損試験に関するもの

##### (1) 試験条件

- 原子力規制庁(以下「NRA」という。)から、試験は、最初に繊維質を投入し、後からケイ酸カルシウムを 2 回投入している。今後、繊維質断熱材を除去するので、ケイ酸カルシウムだけを想定することになる。ケイ酸カルシウムが燃料フィルタのメッシュよりも細かい場合、燃料フィルタを通過して炉心に到達し、影響を与えるのではないかと質問した。  
BWR 事業者から、燃料集合体に影響を与える項目としては、金属デブリ等が燃料被覆管に接触するフレットィングによる摩耗、デブリによる化学析出物の堆積による影響というところがある。摩耗については、ケイ酸カルシウムの粒子状のデブリだと大きな影響はない、化学析出物については、純水を使用しているので、大きく水質環境が変わって析出するというようなところも考えにくく、影響は小さいと考えているとの説明があった。
- NRA から、試験条件として、米国の試験を参考にストレーナを通過するデブリの量を決め、保温材全量のうち 0.4%とあるが、日本でもこの条件でよいとした根拠について質問した。  
BWR 事業者から、米国では、メッシュ径など国内より大きめに 3 mm と設定されている。全体のデブリの投入量として、デブリの想定発生量にかなり保守性を持たせているので、投入量としては妥当と考えるとの説明があった。

##### (2) 試験の代表性

- NRA から、この試験は全プラントに適用できるのか、その他の断熱材(ウレタン等)の影響についてどのように考慮しているのか質問した。

BWR 事業者から、全 BWR に適用できるよう試験条件を設定したこと、その他の断熱材（ウレタン等）は密度が低い浮遊性のものであるので、燃料まで到達することは考えづらいとの説明があった。

- NRA から、燃料フィルタが設置されていないプラントもあるとのことだが、フィルタがない分デブリは通過しやすいと思う。一般論として影響は小さいといえるのか質問した。

BWR 事業者から、例えば摩耗については、フレットィングという事象自体が、運転中のような大量の流量がある流速が早い状況で、かつ例えば、数か月とか 1 年オーダーで燃料棒を少しずつ叩きながら貫通するという事象なので、ストレーナを通過したデブリが多少あったとしても、摩耗の影響は小さいと考えたとの説明があった。

### （3）粒子デブリが燃料集合体、下流側機器に与える影響

- NRA から、繊維質保温材の撤去以外の対策（ストレーナ大型化、格納容器内清掃）も炉内影響に対して有効なのか、ストレーナの網目より小さく燃料フィルタの網目より大きいデブリを試験で考慮したのか、試験では投入しなかった金属異物による燃料フィルタの閉塞の可能性をどのように考えているのか質問した。

BWR 事業者から、繊維質保温材の撤去以外による対策も炉内の対策につながると考えている、ストレーナの網目より小さく燃料フィルタの網目より大きい異物も考慮して実験を行い、圧損が上昇しないことを確認している、金属異物は燃料フィルタで補足されても圧損が上がることはなく、閉塞への影響は小さいと考えたとの説明があった。

- NRA から、実際に DBA の事象が起きたときに、ケイ酸カルシウム以外にも金属、スラッジ、塗料の破片等が発生すると思うが、繊維デブリを撤去した状況でケイ酸カルシウム以外の粒子デブリが燃料集合体の閉塞に悪影響を及ぼすことはないのか質問した。

BWR 事業者から、燃料フィルタを通過した異物については、ケイ酸カルシウムと同様と考えており、水が流れて冷却できるということが一番重要で、摩耗等に関しても影響はないと考えたとの説明があった。

- NRA から、ポンプ、弁、熱交換器は、きれいな流体を流す場合と、粉体が入っているものを流す場合で通常は違う仕様になっている。メーカーの実験データ等調査検討の結果があるのか質問した。

BWR 事業者から、大きな異物の影響を考慮して、ストレーナのメッシュ径を規定し、それ以下の異物については、基本的には、機器に対しては大きな影響はないというふうに考えているとの説明があった。

### （4）長期炉心冷却機能に与える影響

- NRA から、冷却材喪失事故などの後の炉心の冷却の期間、冷却性能についてはどのように考えているか質問した。

BWR 事業者から、崩壊熱を補う分だけが注水できればいいという観点からすると、長期炉心冷却（1 ヶ月間程度）はこの圧損試験より流速は低い領域になり、燃料フィルタ以外からの冷却材の流入によっても冠水が維持できるとの説明があった。

- NRA から、「LOCA 後の冷却に影響のないことを確認」とあるが、圧損の数値が低いことをもって確認をしたということか、具体的な数値はいくつかについて質問したが、二つの異なる試験を比較して説明されたため、理解できなかったと発言した。

#### （5）リスク評価を不要としたことについて

- NRA から、前回会合では、過去にリスク評価を行って、この問題については、リスク上の影響は小さいと説明されており、米国では決定論だけでなくリスク評価に基づいた評価でアプローチをする事業者もいるということだったが、今回、リスク評価に基づくのではなく決定論的に評価をし、対策をするということで、その点は理解した。今後の PRA においてストレーナの閉塞を考慮したリスクの変化要因は、考慮する必要がないとしている意図を質問した。  
BWR 事業者から、前回会合で示したリスク評価は、大型化する前のストレーナに対して行ったリスク評価で、 $\Delta$ CDF の差分は非常に小さいということを確認していた。今回ストレーナを大型化し、繊維質断熱材も撤去し、清掃もし、燃料フィルタに対する健全性も確認したので、今の PRA モデルにストレーナ閉塞のリスクを考慮する必要がないとの説明があった。

#### 4. 今後の進め方

- BWR 事業者については、冷却材喪失事故後の炉心長期冷却に対する影響についての説明が理解できなかったことから、再度説明を求めることとしたい。
- なお、PWR 事業者の対応状況については、2022 年を目処に検討結果をとりまとめるとしていることから、検討状況に合わせて公開で説明を受けることとしている。

（参考）BWR-ECCS ストレーナ下流側炉内影響に対する NRA 殿指摘事項への回答（7 第 16 回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料 16-1）

# BWR-ECCSストレーナ下流側 炉内影響に対する NRA殿指摘事項への回答

2021年5月28日

東 北 電 力 株 式 会 社  
東 京 電 力 ホールディングス株式会社  
中 部 電 力 株 式 会 社  
北 陸 電 力 株 式 会 社  
中 国 電 力 株 式 会 社  
日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社  
電 源 開 発 株 式 会 社

## 指摘事項に対する説明方針

### 【NRA殿からの指摘事項】

ストレーナを通過したデブリが、炉心に悪影響を及ぼさないとした根拠や評価結果を示すこと

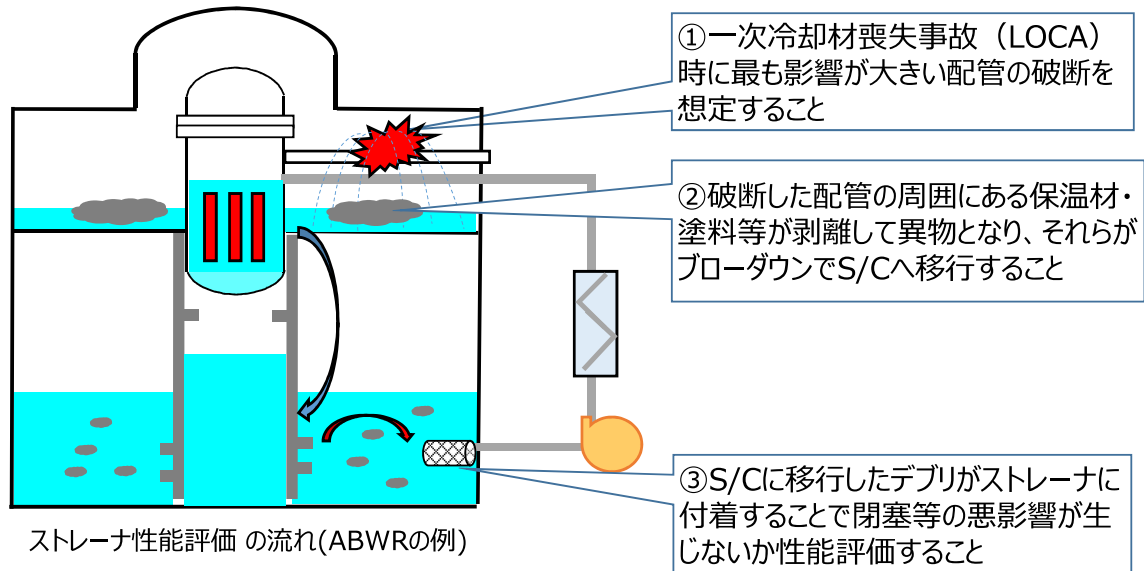
上記の指摘事項を踏まえ、以下の内容で回答する

1. BWRプラントにおけるストレーナ等の閉塞事象の概要と取り組み
2. 炉心に悪影響を与える項目の整理
3. 燃料フィルタに対する圧損試験
4. その他（格納容器内に存在する異物の影響、下流機器への影響、リスク評価）

## 1 - 1. BWRプラントにおけるストレナ等の閉塞事象の概要

- ストレナ等の閉塞事象については、内規\*1の要求を踏まえ、主に以下の事象を想定してストレナの性能評価を実施している

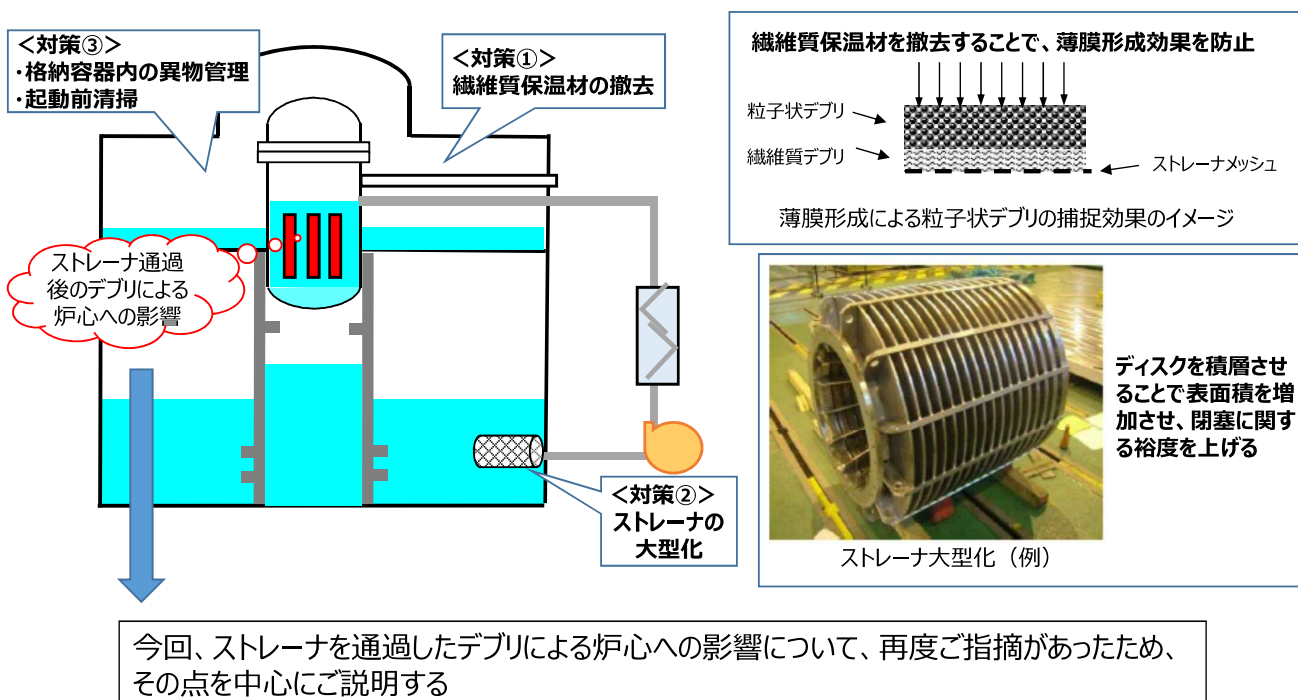
\*1:非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)



3

## 1 - 2. BWRプラントにおける閉塞事象への取り組み

- BWRにおいては、デブリによるろ過装置への影響を低減するため、繊維質保温材の撤去やストレナの大型化、格納容器内の異物管理及び定期的な清掃等を実施し、ストレナの圧損試験等により健全性を確認している



4

## 2. 炉心に悪影響を与える項目の整理

- ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響という観点で、下表のとおり整理を実施
  - 整理の結果、燃料フィルタの閉塞について確認が必要と考え、試験によりLOCA後の冷却に影響のないことを確認（後述）

炉心への影響項目	影響の整理
燃料集合体の閉塞	炉内の冷却材の流れとしては燃料集合体の下部から上向きに流れる方向であるが、燃料集合体の下部には燃料フィルタが設置されているものもあり、 <b>燃料フィルタがデブリにより閉塞した場合、燃料の冷却性能に影響を与える可能性あり</b> ➢ 圧損試験による確認を実施
燃料集合体の摩耗	ストレーナを通過した金属デブリによる燃料棒被覆管へのフレッティング摩耗の影響が考えられるが、上流のECCSストレーナ・燃料フィルタ等による金属異物の捕捉や運転中に比べ炉内の流速が低いこと等から影響は小さい
燃料集合体への化学析出物の堆積による冷却性能低下	BWRの冷却材は純水を使用しており、設計基準事故の環境では化学析出物による影響は小さい

5

## 3. 燃料フィルタに対する圧損試験(1/5)～Defenderによる代表性～

- 燃料フィルタ閉塞については、Defender圧損試験で代表する  
 なお、燃料フィルタにはメーカ及びフィルタ設計の違いによりタイプが幾つかあるが、ECCSストレーナよりメッシュサイズが小さいのはDefenderのみ

### 【メッシュサイズ比較】

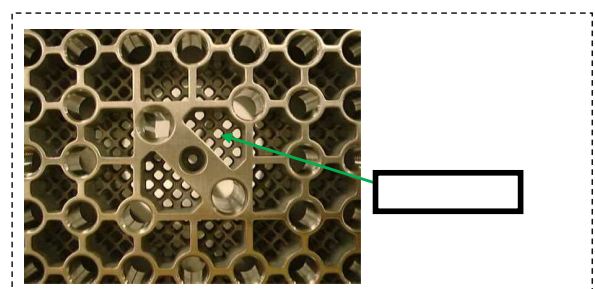
Defender < ECCSストレーナ < 他タイプ燃料フィルタ、燃料棒間隙や上部タイププレート

### 【メッシュサイズの例（KK7、9×9A型燃料）】

Defender	ECCSストレーナ	従来型フィルタ	燃料棒間隙	上部タイププレート
			約3mm（隣接）	



9×9A型燃料 Defender



9×9A型燃料 従来型フィルタ

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

6

### 3. 燃料フィルタに対する圧損試験(2/5)

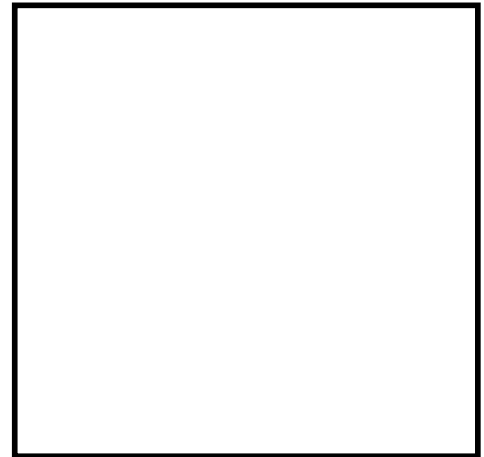
□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【試験の概要】

- 試験タンクに異物を投入し、ポンプで循環させて、燃料フィルタの圧損を測定

【投入するデブリの条件】

- デブリ種類：繊維質とケイ酸カルシウム（繊維質保温材撤去済み（予定）だが、保守的に設定）
- 想定デブリ発生量：保温材撤去前の集約結果※1より、Defender装荷の可能性があり保温材量の多い代表プラントについて、格納容器内の繊維質及びケイ酸カルシウム保温材全量がECCSストレーナ到達と仮定（内規でのZOIや水源移行割合を考慮しない、保守的な値）
  - 繊維質：5600kg（70m<sup>3</sup>）
  - ケイ酸カルシウム：3100kg（20m<sup>3</sup>）
- ECCSストレーナ通過量：米国の試験※2を参考に、保温材全量のうち0.4%がストレーナを通過すると仮定
  - 繊維質：22kg
  - ケイ酸カルシウム：12kg
- 投入デブリ量：ストレーナ通過量÷燃料体数の保温材量を目安に、投入量を決定
  - 繊維質：64g/体 → 投入量120g
  - ケイ酸カルシウム：35g/体 → 投入量50 + 50g



※1：「非常用炉心冷却システムストレーナ及び格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する報告徴収並びに沸騰水型原子力発電設備における設備上の対策状況に係る原子力安全委員会への報告について」（平成18年7月3日 経済産業省 原子力安全・保安院）

※2：NEDO-32686-A「Utility Resolution Guide for ECCS Suction Strainer Blockage Volume2」（October 1998 GE Nuclear Energy）

### 3. 燃料フィルタに対する圧損試験(3/5)

【試験内容】

以下のそれぞれの条件で流量を変化させて圧損を測定

- ① 繊維質を120g投入
- ② ケイ酸カルシウムを50g追加投入
- ③ ケイ酸カルシウムをさらに50g追加投入

【試験結果】

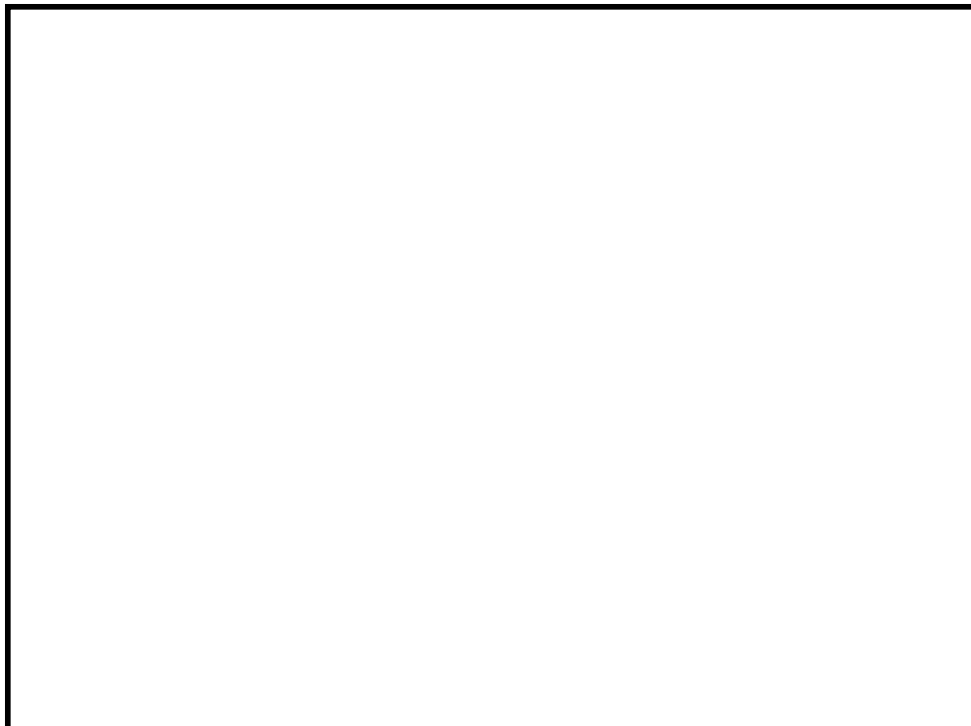
異物投入	体積流量目安 [l/s]	局所圧力損失 dP[kPa]	質量流量 W[kg/s]
① 繊維質 120g	1		
	4		
	7		
② (追加) ケイ酸カルシウム 50g	1		
	4		
	7		
③ (追加) ケイ酸カルシウム 50g	1		
	4		
	7		

### 3. 燃料フィルタに対する圧損試験(4/5)

---

#### 【試験結果】

- ②でケイ酸カルシウム投入後、圧損は一時的に上昇したが、継続しないことを確認した
- ③で再度ケイ酸カルシウム投入後、同様に圧損上昇は継続せず、Defenderが目詰まりを生じていることは確認されなかった ⇒ 薄膜効果は発生しないことが確認された



⇨ LOCA後の冷却に影響  
のないことを確認



枠囲みの内容は機密に係る  
事項のため公開できません。

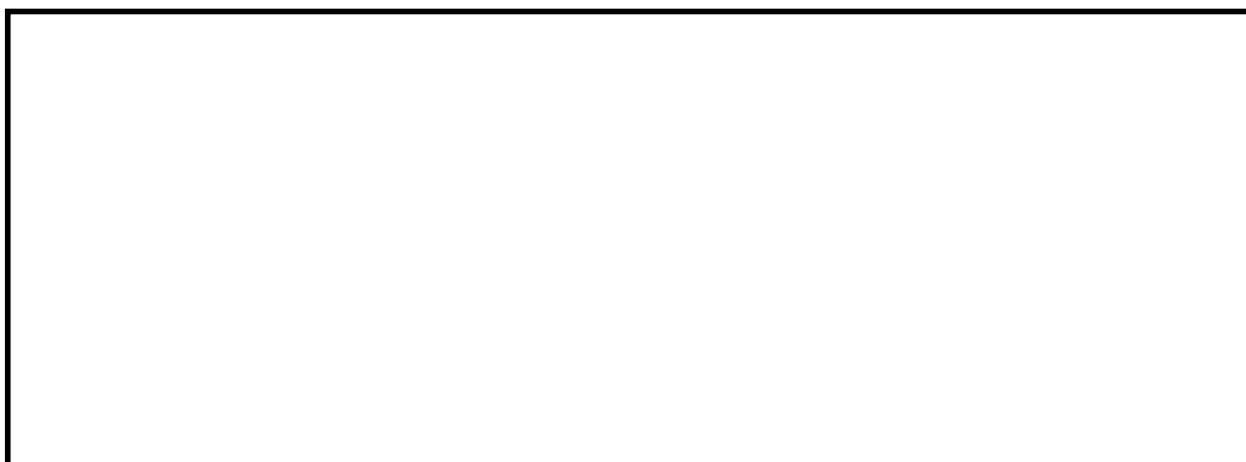
9

### 3. 燃料フィルタに対する圧損試験(5/5)

---

#### 【参考】試験後のDefender外観

- 試験後の外観写真からもDefenderが目詰まりを生じていないことが確認された



枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

10

20



## 4. その他（格納容器内に存在する異物の影響）

格納容器内に存在する異物（塵埃等）の影響については、内規に基づきストレーナ性能評価に反映している。また、BWRプラントは以下の取り組みを実施していることから格納容器内に存在する異物の影響は小さいと考えている

### 【BWRプラントの取り組み】

- 格納容器内にある繊維質保温材を全て撤去する方針であること
- 繊維質による3mm厚さの薄膜発生を想定したストレーナの大型化を実施しており、デブリに対しての裕度を向上させていること
- 炉内影響に関しても、前述のDefenderの圧損試験にて、保守的な条件での繊維質を含んだ圧損評価を実施し、健全性を確認していること
- 格納容器内は異物混入対策の実施及び起動前の格納容器内清掃を実施していること

11

## 4. その他（下流機器への影響）

下流機器への影響については、下記の理由から影響は小さいと考えている

ECCS系対象機器	閉塞	摩耗
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ インペラケーシングの摺動ギャップや軸受けのギャップはストレーナの最小部よりも矮小だが、高速回転するインペラ等が安定した閉塞部の形成を妨げること、異物はインペラ等により細かく碎かれることから、閉塞する可能性は低いと考えられる</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 想定されるデブリのうち、比較的硬度が低いものは、異常摩耗の原因となる可能性は低いと考えられる</li> <li>✓ 固形物（土砂や錆片）については、高速回転するポンプインペラ等へ衝突することで摩耗を引き起こす可能性があるが、固形物は、比重が高く運転を継続するに従い、系統の各部に沈殿するため、異常摩耗を発生する可能性は低い</li> </ul>
弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 事故時に注水経路を構成するECCS系の弁は、運転中は全開状態である為、弁の口径から、閉塞する可能性は低いと考える</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 弁箱の肉厚は配管よりも大きく異物による摩耗の影響は問題ない範囲と考えられる</li> </ul>
熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 伝熱管の間隙又は口径は、ストレーナを通過するデブリサイズよりも大きいため、伝熱性能に影響を与えるような閉塞の可能性は低い</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 想定されるデブリのうち、比較的硬度が低いものは、異常摩耗の原因となる可能性は低いと考えられる</li> <li>✓ 固形物（土砂や錆片）については、比重が高く運転を継続するに従い、系統の各部に沈殿し、流入量が低下することから、有意な影響はないと考えられる</li> </ul>

12

## 4. その他（リスク評価について）

（2020年12月7日 資料14-2 再掲）

- 米国では、BWRオーナーズグループ（BWROG）がGSI-191（PWR格納容器サンプ閉塞問題）で得られた新たな知見に対し、リスク情報活用アプローチを適用した報告をNRCへ実施（2017年11月20日付）
  - この報告を受け、NRCは2017年11月20日付のBWROG報告書及び関連する技術文書の審査結果として、下流影響含め、全てのプラントがReg. Guide 1.174に基づきリスクの増分が小さいことが確認され、追加の規制措置は不要であるとした
- **日本国内のBWRは、米国の確率論的なアプローチではなく、決定論的に閉塞の可能性を排除する対策としている**
    - 2003年の東京電力（株）における格納容器内の不適切な異物管理を契機としたECCSストレーナ閉塞検討当時、当時実施されていたLos Alamos 国立研究所の試験にて、ケイ酸カルシウムと繊維との混合ベットが大幅な圧損上昇を引き起こす知見が得られていたため、新たな知見反映として、当時より繊維質は可能な限り撤去するとの方法を選択していたこと
    - 加えて、ストレーナ大型化の設計は、繊維質による薄膜形成を前提としたストレーナ表面積確保を原則としており、非常に大きなマージンを持たせたこと
    - 下流側影響として、燃料フィルタに対する圧損試験においても問題のないことが確認されていること

**上記の前提では、LOCA時のストレーナ閉塞等に起因したリスクは増加しないため、リスク評価を実施する必要はない**

13

## まとめ

- 国内BWRプラントは、繊維質の撤去やストレーナの大型化、格納容器内の清掃等を実施しており、デブリによる閉塞事象に対して裕度を向上させる取り組みを実施している
- ストレーナを通過した異物による炉心への悪影響に関しては、繊維質を考慮した保守的な条件での燃料フィルタの圧損試験を実施しており、LOCA後の冷却に影響のないことを確認している
- 現状得られている知見から、安全上問題はないと考えているが、引き続き最新知見の収集を行い安全性の向上に関する取り組みを進めていく

14

## 参考

### 【参考】Defender 前回圧損試験結果（平成24年8月意見聴取会時）

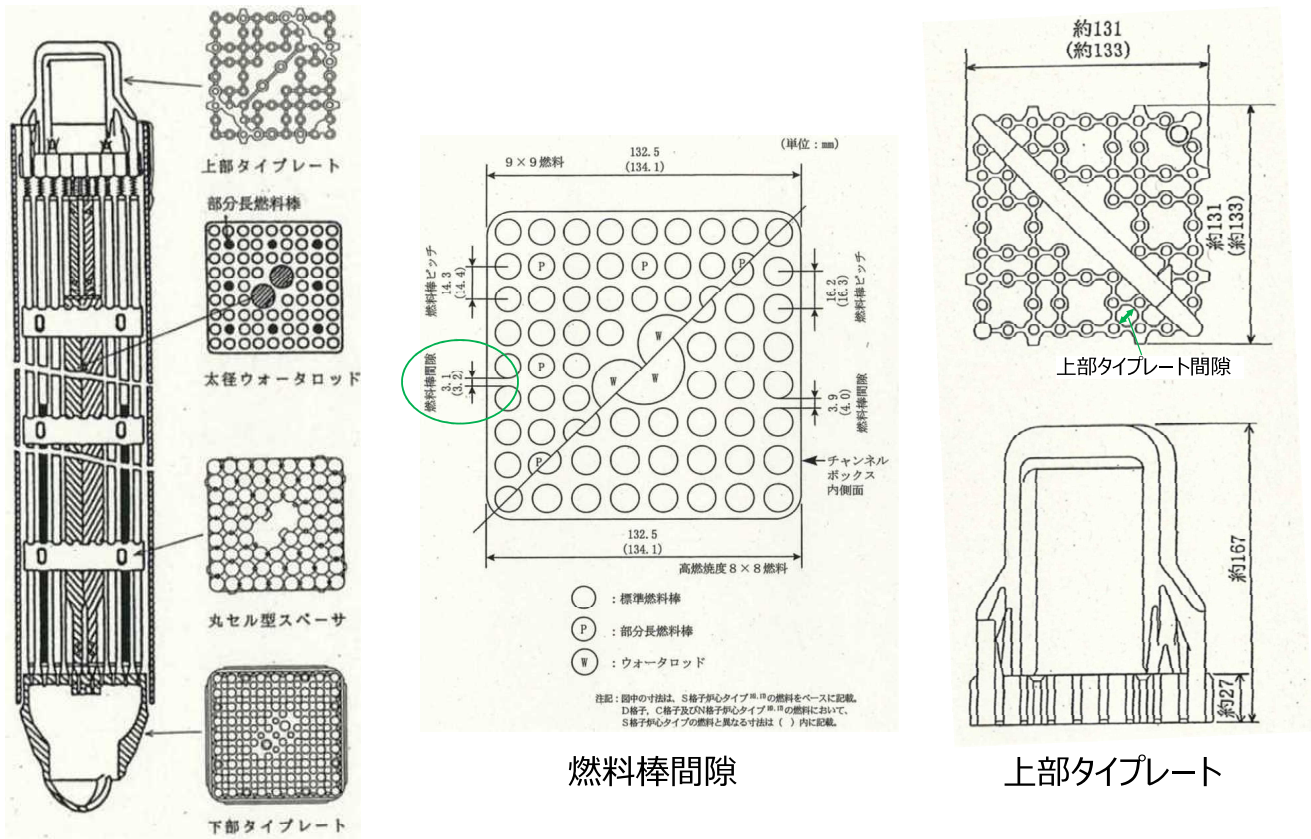
【試験結果※】

- ・異物投入後、局所圧力損失は [ ] 程度（流量 [ ]）
- ・実機冷却材流量は [ ] 程度となり、LOCA発生後の冷却を行うために必要な流量 [ ] は確保される

※平成24年8月  
意見聴取会資料より

⇒今回新たにご説明した本文中の試験についても、上記試験より圧力損失が低いことから、LOCA発生後の冷却を行うために必要な流量は確保されると考える

# 【参考】9×9燃料A型 構造図



「GLR-001 沸騰水型原子力発電所 9×9燃料について」 (GNF-J) より

# 【参考】化学影響を考慮した場合の圧損試験データ(1/4)

BWR事業者のストレナ試験(東京電力HD 7号機のSA条件での試験の例)  
 ● プラントの状況調査を踏まえたSA時に想定される異物量によるストレナの試験を実施しており、SA時においてもストレナが閉塞しないことを確認している(K7設工認で説明済み)

## 【試験条件】

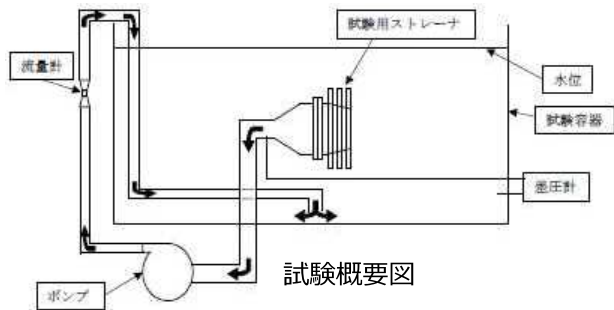
		試験量	試験量根拠
DBA時発生異物 (SA含む)	繊維質		厚さ0.3mm相当量 (すべて撤去しているため実量は0kgとなるが、設工認でNEDO-32721評価式を用いるために設定)
	ケイ酸カルシウム		内規のZOI・移行割合に基づいて、格納容器調査より設定
	金属		
	非DBA塗料		DBA時の環境に曝される全量
	スラッジ		
	耐DBA塗料(ジェット破損分)		
	鋳片		内規より設定
SA時発生異物	耐DBA塗料(SA環境剥落分)		SA時の環境に曝される全量
	化学影響生成異物(AIOOH)		WCAP-16530-NP等により算出

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【参考】化学影響を考慮した場合の圧損試験データ(2/4)

### 【試験内容】

- ① 化学影響生成異物(化学異物)以外の物質を投入して循環運転を実施
- ② 化学異物を追加投入して再度循環運転を実施
- ①、②それぞれの運転中に圧損を測定し、異物による影響を確認



繊維質



耐DBA塗料



ケイ酸カルシウム

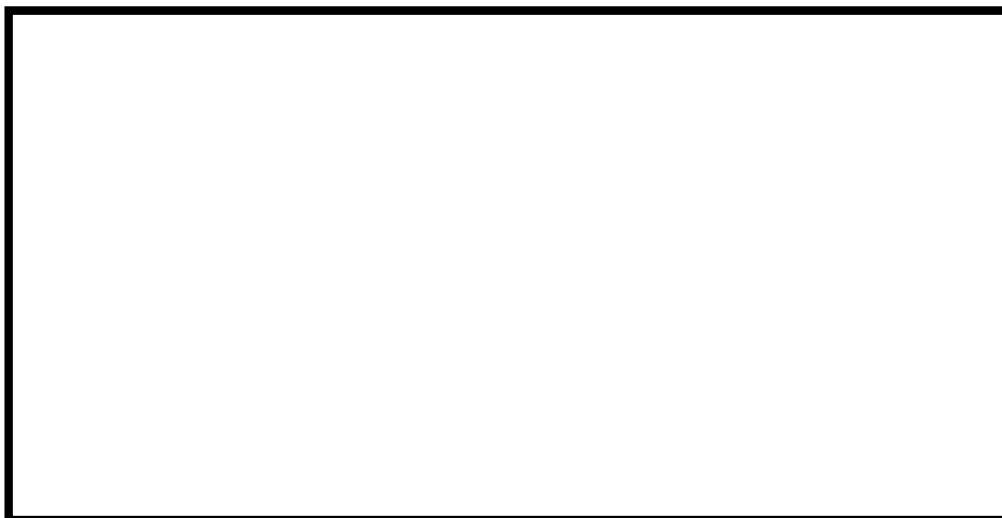
□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

19

## 【参考】化学影響を考慮した場合の圧損試験データ(3/4)

### 【試験結果】

- ① 化学異物を投入する前の循環運転
- ⇒ 化学異物投入前の異物条件では、ストレーナの圧損がほとんど上昇しない



試験結果

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

20

## 【参考】化学影響を考慮した場合の圧損試験データ(4/4)


### 【試験結果】

②化学異物を投入した後の循環運転

⇒圧損上昇は許容範囲内に収まっており、化学異物が混在していても、ストレナーナの性能への影響は小さいことを確認



試験結果

 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

21

## 【参考】米国BWR事業者のECCSストレナーナの主な対応状況

1992年～1999年

- 1992年に発生したスウェーデンのバーセベック発電所におけるストレナーナ閉塞事象を踏まえ、BWRプラントにおいてストレナーナ大型化等の閉塞防止対策が講じられた

2008年～

- NRCからBWRに対して、GSI-191の活動でPWRで得られた知見を参考にBWRへの影響を検討をすることが推奨された
- 米国BWROGにおいて、炉内下流側影響を含めた課題について検討することを表明、検討を開始

2017年

- 米国BWROGでは、炉内下流側影響を含めた課題に対して最終的にリスク評価を行い、安全上の問題がないとの評価結果をNRCに報告した

2018年

- NRCは、最終的にBWRプラントに関して、追加の規制は不要であることを表明

22

(令和3年度第11回原子力規制委員会資料3)

**令和2年度放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等に係る評価**令和3年6月2日  
原子力規制庁

原子力規制庁は、令和2年度において調査されていた次に示す放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等について、報告された原因、対策等を確認したところ、妥当なものであると評価した。

また、INES評価<sup>1</sup>については、北海道公立大学法人札幌医科大学附属病院およびアイバ産業株式会社はレベル0、一般社団法人藤元メディカルシステム藤元総合病院は評価対象外とする。

(具体的には別添のとおり)

放射性同位元素等の規制に関する法律(昭和32年法律第167号。以下「法」という。)第31条の2の規定に基づく報告

- ・ 放射性同位元素の所在不明(北海道公立大学法人札幌医科大学附属病院)  
(提出された報告書:[https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku\\_new/220000006.html](https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku_new/220000006.html))
- ・ 放射線業務従事者の計画外被ばくのおそれ(一般社団法人藤元メディカルシステム藤元総合病院)  
(提出された報告書:[https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku\\_new/220000042.html](https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku_new/220000042.html))
- ・ 放射性同位元素の所在不明(アイバ産業株式会社)  
(提出された報告書:[https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku\\_new/220000043.html](https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku_new/220000043.html))

<sup>1</sup> INES(国際原子力・放射線事象評価尺度)評価は、INESナショナルオフィサーである長官官房総務課事故対処室長が、「原子力施設等の事故・故障等に係る国際原子力・放射線事象評価尺度の運用について」(平成27年3月18日原子力規制委員会決定)において、放射性同位元素等の規制に関する法律の規定に基づき原子力規制委員会に報告された事故・故障等の事象に対して実施することと定めている。



## 放射性同位元素等取扱事業所における事故・故障等

## 法第31条の2の規定に基づく原因及び対策等についての報告

	報告日 (発生日)	件名(施設名)	事象概要	INES レベル	INESレベルの根拠※1、※2
(1)	令和3年1月7日 (令和2年6月17日)	放射性同位元素等取扱事業所における放射性同位元素の所在不明 (北海道公立大学法人札幌医科大学附属病院)	北海道公立大学法人札幌医科大学附属病院(北海道札幌市)において、患者の治療に使用するための密封線源(シード線源、ヨウ素125)95個が所在不明となった。 本件の原因は、密封線源の入庫のための開梱作業の際、初めて作業を行う技師が付属品を密封線源と思い込み、当該技師及び開梱作業を指示した技師は密封線源の存在を目視確認せず、そのまま付属品を入庫し密封線源を誤廃棄したことであり、入庫後の保管状況を確認する仕組みや体制が整備されていなかったことなどによる。 再発防止策として、受け入れた密封線源を目視確認する手順を含めた入庫マニュアルの作成及び教育訓練を行うとともに、入庫日に保管状況を確認する体制の見直しを行う。	0	[人と環境への影響評価] 環境への放出および個人への被ばくの報告はないため、レベル0評価。 [深層防護への影響評価] 所在不明となったヨウ素125の放射エネルギー(A値)は1,244.5MBq、同核種の安全かつ確実に管理されなければ重大な確定的影響を引き起こす可能性がある放射エネルギー(以下「D値」という。)は0.2TBqであるため、A値とD値の比(以下「A/D比」という。)は $6.2 \times 10^{-3}$ であり、0.01未満であることから、レベル0と評価。 [INES評価値] 以上より当該線源に係る事象はレベル0と評価。
(2)	令和3年5月12日 (令和2年11月27日)	放射性同位元素等取扱事業所における放射線業務従事者の計画外の被ばくのおそれ (一般社団法人藤元メディカルシステム藤元総合病院)	一般社団法人藤元メディカルシステム藤元総合病院(宮崎県都城市)において、検査薬剤に用いる放射性同位元素(炭素11)が入った小瓶の落下・破損により、作業中の放射線業務従事者に5ミリシーベルトを超えるおそれのある計画外の被ばくが発生したとの報告があった。 その後、被ばく線量の評価条件等に誤りが確認されたため再評価を行うとともに、ガラスバッジの実測値等を確認した結果、計画外被ばくは5ミリシーベルトを超えていなかったことを確認した。(最大0.4ミリシーベルトと評価) 本件対応を踏まえ、緊急時の現場把握や評価、薬剤瓶運搬用容器への緩衝剤の取付け等について、手順の見直し、教育訓練の充実等の改善を図る。	—	— (計画外の被ばくが5ミリシーベルトを超える恐れがあったため法令報告として受理したが、再評価および実測値の確認の結果、計画外の被ばくが5ミリシーベルトを超えていなかったため INES 評価の対象外とした。)
(3)	令和3年5月7日	放射性同位元素等取扱事業所にお	アイパ産業株式会社東京事業本部(東京都豊島区)に	0	[人と環境への影響評価]



	報告日 (発生日)	件名(施設名)	事象概要	INES レベル	INESレベルの根拠※1、※2
	(令和2年11月30日)	ける放射性同位元素の所在不明 (アイバ産業株式会社)	<p>において、密封線源(セシウム 137)を内蔵したポータブルレベルメータ(消火用ハロゲンガス等のボンベの液面測定のために使用する機器)1台が所在不明となった。当該レベルメータは、報告から約4ヶ月後に測定実施先の点検場所でケースに収納された状態で発見された。</p> <p>本件の原因については、使用前後の管理記録簿の記入未実施、管理責任者によるチェックの未実施など、RI計器の取扱いに対する認識不足や管理不足があった。</p> <p>今後、管理責任者を設置し、定期的現物確認の実施、RI計器の取扱いに対する社員への定期的説明の実施等により管理を徹底する。</p> <p>また、今回の法令報告を行う中で、台数の追加時に変更を届け出ていなかったことも判明したため、このことについても、定期教育、手順構築等により改善を図る。</p>		<p>環境への放出および個人への被ばくの報告はないため、レベル0評価。</p> <p>[深層防護への影響評価]</p> <p>所在不明となったセシウム 137 の放射エネルギー(A 値)は 3.7MBq、同核種の安全かつ確実に管理されなければ重大な確定的影響を引き起こす可能性がある放射エネルギー(以下「D値」という。)は 0.1TBq であるため、A 値とD値の比(以下「A/D比」という。)は <math>3.7 \times 10^{-5}</math> であり、0.01 未満であることから、レベル0と評価。</p> <p>[INES 評価値]</p> <p>以上より当該線源に係る事象はレベル0と評価。</p>

※1 INESユーザーマニュアルの深層防護の評価において、A/D比が 0.01 未満に分類される場合は、一般的にレベル0に分類される。

ここで、A: 当該事象で評価すべき放射エネルギー(Bq)

D: 安全かつ確実に管理されなければ重大な確定的影響を引き起こす可能性がある放射エネルギー(Bq)

※2 INESユーザーマニュアルより、放射線源に関する事象については「施設における放射線バリアと管理への影響評価」は考慮しなくてよい。

表 INESで事象を評価するための一般基準

INES レベル	人と環境	施設における放射線バリアと管理※1	深層防護
深刻な事故 レベル 7	・計画された広範な対策の実施を必要とするような、広範囲の健康および環境への影響を伴う放射性物質の大規模な放出。		
大事故 レベル 6	・計画された対策の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の相当量の放出。		
広範囲な影響を伴う事故 レベル 5	・計画された対策の一部の実施を必要とする可能性が高い放射性物質の限定的な放出。 ・放射線による数名の死亡。	・炉心の重大な損傷。 ・高い確率で公衆が著しい被ばくを受ける可能性のある施設内の放射性物質の大量放出。これは、大規模臨界事故または火災から生じる可能性がある。	
局所的な影響を伴う事故 レベル 4	・地元で食物管理以外の計画された対策を実施することになりそうもない軽微な放射性物質の放出。 ・放射線による少なくとも1名の死亡。	・炉心インベントリーの0.1%を超える放出につながる燃料の溶融または燃料の損傷。 ・高い確率で公衆が著しい大規模被ばくを受ける可能性のある相当量の放射性物質の放出。	
重大な異常事象 レベル 3	・法令による年間限度の10倍を超える作業員の被ばく。 ・放射線による非致命的な確定的健康影響(例えば、やけど)。	・運転区域内での1 Sv/時を超える被ばく線量率。 ・公衆が著しい被ばくを受ける可能性は低い設計で予想していない区域での重大な汚染。	・安全設備が残されていない原子力発電所における事故寸前の状態。 ・高放射能密封線源の紛失または盗難。 ・適切な取扱い手順を伴わない高放射能密封線源の誤配。
異常事象 レベル 2	・10 mSv を超える公衆の被ばく。 ・法令による年間限度を超える作業員の被ばく。	・50 mSv/時を超える運転区域内の放射線レベル。 ・設計で予想していない施設内の区域での相当量の汚染。	・実際の影響を伴わない安全設備の重大な欠陥。 ・安全設備が健全な状態での身元不明の高放射能密封線源、装置、または、輸送パッケージの発見。 ・高放射能密封線源の不適切な梱包。
逸脱 レベル 1			・法令による限度を超えた公衆の過大被ばく。 ・十分な安全防護層が残ったままの状態での安全機器の軽微な問題。 ・低放射能の線源※2、装置または輸送パッケージの紛失または盗難。
安全上重要でない(評価尺度未満/レベル0)			

※1 INESユーザーマニュアルより、放射線源に関する事象については「施設における放射線バリアと管理への影響評価」は考慮しなくてよい。

※2 「低放射能の線源」とは、INESユーザーマニュアルの深層防護の評価においてA/D比が0.01以上1未満の線源と定められている。

ここで、A: 当該事象で評価すべき放射エネルギー(Bq)

D: 安全かつ確実に管理されていなければ重大な確定的影響を引き起こす可能性がある放射エネルギー(Bq)

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

2021-07-08

技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 37	(新規: 35	更新: 2	速報: 0)
---------------	--------	---------	-------	--------

1次スクリーニング結果(案)	2次スクリーニングへ: 1	スクリーニングアウト: 36	暫定評価: 0
----------------	---------------	----------------	---------

2次スクリーニング対象案件	合計: 3	(新規・情報更新: 0	スクリーニング中: 3)
---------------	-------	-------------	--------------

2次スクリーニング結果(案)	要対応技術検討へ: 0	スクリーニングアウト: 0
----------------	-------------	---------------

更なる調査が必要な案件:	0	(新規: 0	調査中: 0)
--------------	---	--------	---------

<要対応技術検討>	合計: 2	(新規: 0	準備中: 2)	規制に取り入れる必要がない案件: 0
-----------	-------	--------	---------	--------------------

2次スクリーニングの検討状況（案）

令和3年7月8日

技術基盤課

(2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件)

NO.	番号	件名	事象の概要と国内状況
1	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837	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完全に分離し、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社製の PWR に対する影響評価を報告するものである。仏国運転経験に基づき CRDM の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 では 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、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。</p> <p>米国から異なるモードによるサーマルスリーブ破損の報告があった(IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられるが、原因は未特定であるものの、サーマルスリーブの形状から、破損する可能性のある PWR をリストアップしている(日本の PWR は含まれていない)。また、PWR オーナーズグループのレター(OG-20-113、2020-04-13)によると、摩耗によるサーマルスリーブの下降量が 0.8 インチ(2 cm)以上の時にサーマルスリーブが破断すると、残片により CRD 動作を妨げる可能性が高くなるので、低温プラントで該当する形状のサーマルスリーブを有するプラントの検査を呼び掛けている。これらの情報も合わせて、2次スクリーニング調査分析を続けている。</p>

2	IRS8832 (LER483/2019-003)	安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動	<p>本件は、BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980 年代)は、当該継手が水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR 条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏えい量のトレンドには前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p>
3	IRS8949 Part 21 2014-76-00 Part 21 2014-76-01 Part 21 2014-76-02	配管サポート塗装の逸脱	<p>本件は、建設中の AP1000 の格納容器内に設置される非安全系配管サポートに適用された塗装が不適合塗装であり、長期冷却時に安全ハザードをもたらす可能性があることを報告するもの(Part 21 報告)である。是正しないと、長期冷却時に剥がれ落ちた塗装材が粒子として流れ、サンプストレーナの機能を阻害する可能性がある。国内原子力発電所の格納容器内機器の塗装材の扱い等を調査するため、二次スクリーニングへ移行する。</p>

<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。

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）

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 <sup>1</sup> 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。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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要否を含めて検討を行う。</li> <li>・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。</li> <li>(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。</li> <li>(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。</li> <li>(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。</li> <li>(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。</li> <li>・令和2年度は、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。同技術ノートは令和3年6月に公表された。</li> </ul>	令和3年度(予定)	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集計表（案）

資料 47-3-2

2021-07-08  
技術基盤課


種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
<b>RIS</b> U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>GL</b> U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>BL</b> U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>IN</b> U.S. NRC Information Notices	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>IRS</b> IAEA International Reporting System	0	14	2	1	1	0	0	1	19
<b>IRSRR</b> IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	1	0	0	0	0	0	0	1
<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、ニュージーシア	2	1	0	0	12	2	0	0	17
<b>INES</b> IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>その他</b>	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>計</b>	<b>2</b>	<b>16</b>	<b>2</b>	<b>1</b>	<b>13</b>	<b>2</b>	<b>0</b>	<b>1</b>	<b>37</b>

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





番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8980			2021-01-07	事務局	③	—	<p>本件は、PWRの上部プレナム安全注入ラインから漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、注入ラインの直線配管部の亀裂。亀裂発生原因は、配管材の製造欠陥が亀裂起因となり、長期間にわたる高サイクル疲労により亀裂が進展成長したため。疲労の原因は、当該注入ラインの設計変更により、通常運転時に原子炉容器ダウンカマーと上部プレナム間に高速流れとそれに伴う流体振動が発生するようになったため。根本原因は、一次冷却系に関わる設計変更の20年超の長期的影響評価を行っていないこと。</p> <p>当該注入配管特有の製造欠陥が影響していることと、国内PWRで用いられている安全注入ラインでは、本件のような改造は行われていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			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
IRS8974			2020-12-04	事務局	③	—	<p>本件は、原子力発電所から再処理施設に鉄道輸送された複数の使用済み燃料キャスク(フラスクと呼ばれる)が、受入検査において、<math>\alpha</math>線放出核種による遊離性汚染が許容上限を超えていることが見つかった事例である。鉄道輸送中に一般公衆が影響を受ける可能性は低いですが、除染しなければ、キャスク作業者が摂取/吸入被ばくするリスクがあった。</p> <p>原因は、発電所から搬出する際の汚染測定において、<math>\alpha</math>線放出核種により汚染している箇所を測定しなかったため。根本原因は、<math>\beta/\gamma</math>汚染量が最大となるエリアのみ<math>\alpha</math>汚染測定を行う手順を採用していたこと。すなわち、使用済み燃料による汚染のみ想定し、放射化金属等のみによる汚染は少ないと想定していた。</p> <p><math>\beta/\gamma</math>汚染量が最大となるエリアのみ<math>\alpha</math>汚染測定を行う手順は、当該発電所固有と考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内原子力発電所においては、燃料プールから使用済み燃料をキャスクへ移動する際は、キャスクをジャケットで覆い、キャスク表面の汚染を防ぐとともに、キャスクの外表面全体で<math>\alpha</math>汚染測定を行っている。</p>
補足情報							
参考: マグノックス炉の使用済み燃料輸送 <a href="https://archive.uea.ac.uk/~e680/energy/energy_links/nuclear/MOP8-Update.pdf">https://archive.uea.ac.uk/~e680/energy/energy_links/nuclear/MOP8-Update.pdf</a>							
 <p>参考図 燃料貯蔵プールに貯蔵される使用済み燃料(スキップ内)</p>							
 <p>参考図 フラスク吊り上げ作業と鉄道輸送用コンテナ</p>							
 <p>参考図 フラスクの鉄道輸送</p>							

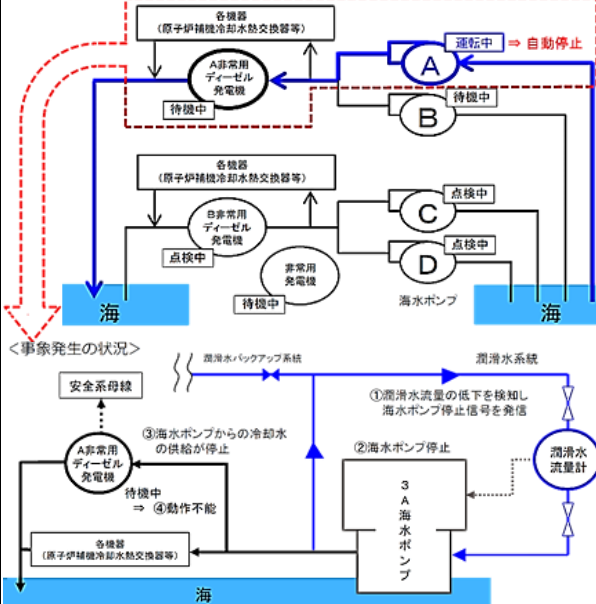
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS8984			2021-02-01	事務局	③	—	<p>本件は、カメロン社とローズマウント社の圧力伝送器の一部のモデルやシリーズにおいて、性能認定寿命(Qualified life)を算出する際に、伝送器内部部品の自己発熱による温度上昇を適切に考慮していないため、性能認定寿命が過大評価されている可能性があるため、更新された計算方法の使用を推奨する通知である。</p> <p>米国では伝送器の取り替え時期を計画する際、伝送器供給者が提供する寿命計算方法を用いて、事業者が性能認定寿命(例: 40年)を算出している。国内原子力発電所では、安全上重要な系統にカメロン社とローズマウント社の圧力伝送器は用いておらず、また、伝送器交換間隔は性能認定寿命より十分に短いことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、本情報は、米国における機器性能認定の活動実態を理解する上で好例であるため、検査官会議等で情報共有した。国内原子力発電事業者間でも情報共有されている。</p>
カメロン社通知	BARTON 763/763A/764 伝送器の温度上昇と性能認証寿命		補足情報				
ローズマウント社通知	Rosemount 1153, 1154, 3150 シリーズ圧力伝送器に対する通知		<p>カメロン社通知(ML20044F577)の抜粋</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>Barton 伝送器の認定寿命アレニウス計算ならびに認定劣化モードは、電子回路基板上の金属膜抵抗器の活性化エネルギーを 0.78 eV と仮定している。最新解析では、回路上で温度上昇が最大なのは R1 抵抗器で、内部温度上昇は 2.62°C、雰囲気温度上昇は 2.0°C(合計で 4.62°C)である。この上昇幅は、伝送器の出力や給電圧や回路タイプには依存しない。</li> <li>しかし、給電や出力等の条件によっては、回路上のトランジスタ(Q7 と Q8)の温度上昇が大きく、認定寿命を決定づけることが判明。これらの NPN 型トランジスタの活性化エネルギーは 1.01 eV であり、これまで認定寿命アレニウス計算では非考慮だった。この温度上昇により、認定寿命が R1 抵抗器によるものより大きくなる可能性がある。</li> <li>カメロン社はこの新情報に基づく認定追加レポートを発行した。この追加情報は、Barton の新モデル 763A/764 の見積り/注文書向けの標準認証パックにも入る。</li> </ul> <p>ローズマウント社通知(ML20064C149)の抜粋</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>伝送器(モデル 1153 と 1154)の Part 21 報告にあるように、1150 シリーズの伝送器に関する認定寿命劣化計算において、電子機器の自己発熱効果による温度上昇の取り扱いに関する解析を完了した。1150 シリーズの認定寿命計算モデルのアレニウス計算には電子機器の温度上昇を考慮していなかった。</li> <li>なお、3150 シリーズはアレニウス寿命計算に温度上昇を考慮しているが、念のため、仮定を再評価した。</li> <li>解析の結果、電子機器の自己発熱効果による温度上昇は適用状況に依存することがわかった。重要因子は、給電圧、回路の負荷抵抗と出力電流。多くの場合、オリジナル計算方法による寿命は更新計算方法より短い(保守的)。更新計算による寿命が短い場合でも、電子機器のパラメータの経時変化量は小さく、安全機能には影響しない。</li> <li>更新計算方法は、各エンドユーザーに提供される。</li> </ul>				

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
IRS8991			2021-02-09	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)の定期試験時に、冷却水漏れが確認された事例である。この他に3台のEDGと水力発電所が使用可能であることから、プラントの安全性に影響はないと考えられる。漏えい原因は、エンジンの振動による高サイクル疲労で配管に亀裂ができたため。根本原因は、1年ほど前に実施した配管改造時に、振動対策を適切に取り入れなかったため。計画段階で、スコープが配管修理から改造に変わったことを認識するものがおらず、振動対策が必要なことに誰も気が付かなかった。</p> <p>事業者の保全計画と設計変更管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>情報共有のため、本件に記載された教訓を再掲する。</p> <p>①「修理」か「改造」かを慎重に分類し、全体が認識することが重要。</p> <p>②修理から改造に変更されたら、全体計画及び予算の再レビューが必要。</p> <p>③プラントレベルの共通要因を管理するためには、多重化安全系の改造は、同時に行うべきではない。</p> <p>④設計改造の際は、機械的強度解析が必須。</p> <p>⑤最新の設計・試験ツールを用いた場合でも、振動設計、振動モデルと振動試験における不確定さを考慮しなければならない。</p> <p>なお、国内原子力事業者における③のリスクに対しては、設計レビュー、調達管理等の品質管理の厳格化で対応しており、これまで多重化安全系の同時改造による共通要因故障は報告されていない。本件の場合では、改造に伴う調達計画の段階で容易に見え、未然防止可能と考えられる。さらに、改造を先送りすることにもリスクがある。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							



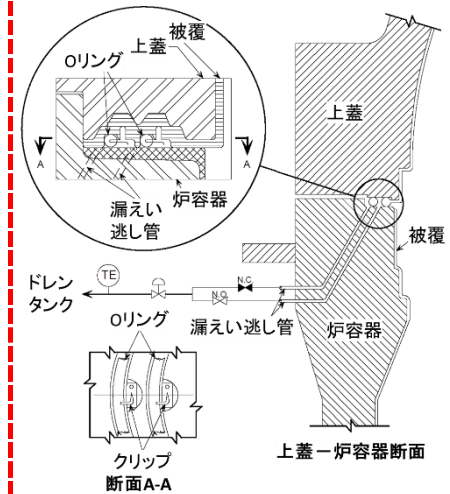
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング			
					基準/2次	INES	処理結果	
国内 2019-31R1	海水ポンプの自動停止に伴う非常用ディーゼル発電機の運転上の制限の逸脱および復帰について	2020-04-10、第 25 回定期検査において、9 時 47 分頃に 3A 海水ポンプが自動停止し、A 非常用ディーゼル発電機への冷却水の供給ができなくなった。その後、9 時 59 分に待機中の 3B 海水ポンプが起動し、10 時 30 分に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。一時的に保安規定の運転上の制限 <sup>※1</sup> を満足していない状態にあった。	2020-05-21	事務局	⑤	—	本件は、定期検査中の原子力発電所にて、海水ポンプが自動停止し、一時的に非常用ディーゼル発電機に関する運転上の制限を逸脱したが、所定の完了時間内に復帰した事例である。直接原因は、海水ポンプの潤滑水流量計の不具合である。根本原因は、流量計の電極部の定期清掃の不備であり、事業者の保守管理の問題である。また、2020Q1 原子力規制検査報告書において、重要度は「緑」、深刻度は「SLIV」と評価された。以上より、上記の基準でスクリーニングアウトとする。	
2020Q1 規制検査報告書	更新日: 2020-05-21 NUCIA 通番: 13110 M ユニット: 美浜発電所 3 号機 発生日: 2020-04-10 登録区分:最終	(※1:保安規定第 75 条 原子炉から燃料を取出している期間においては、ディーゼル発電機 2 基が動作可能であることが求められている。)  安全性評価:本事象による環境への放射能の影響は無い。また、潤滑水系統の配管の詰まりや損傷、弁の開閉状態および流量計の健全性に異常は無い。  直接原因:当該ポンプ軸受の潤滑水の流量計の指示値が低下しており、また潤滑水がバックアップ系統から供給されていたため、潤滑水の流量が低下したと判定し当該ポンプが自動停止した。  根本原因:潤滑水流量の指示低下は、海水配管に設置されている電磁流量計の電極部に錆等の異物が付着したことと推定された。流量計の電極部の定期清掃が不十分であったことが原因であり、使用環境及び設置環境に対する考慮が十分になされた保全が実施されていないことに起因する。  再発防止対策:当該流量計を予備品に取り替えるとともに、内部清掃実施時の手順に「内部清掃実施時は、特に電極部及びその周辺を入念に清掃すること」、注意事項として、「絶縁性の付着物は指示に影響を与えることから、絶縁性付着物の拭き残しが無いよう注意すること」を作業手順書に追記する。	補足情報			 <p style="text-align: center;">図 概略系統図</p>		<p>本件は、第 45 回技術情報検討会(2021-04-14)にてスクリーニングアウトされたが、事業者による自主的継続的安全性向上取組に係る有用な情報として、検査官会議(2021-06-10)にて紹介した。</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
IRS8975			2020-12-04	事務局	②	—	<p>本件は、計画停止中の原子力発電所の起動変圧器が故障し、火災が発生し、変圧器の油が漏出した事例である。プラント安全性、環境への影響はない。故障原因は、変圧器内部の接点のずれによる放電と推定されている。また、放電により変圧器油が加熱され、ガスが発生、圧力上昇により変圧器筐体が破裂、油が外気と触れ発火した。根本原因は特定されていない。</p> <p>前日の変圧器油の定期サンプリング検査で、異常が検知されたが原因究明しておらず、当該発電所の保守点検管理に課題があると考えられ、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
CMD 18-M62	ブルース 8 号機 で変圧器火災と 鉱物油流出		<p>補足情報</p> <p>カナダ原子力安全委員会事象速報 (CMD 18-M62)  <a href="https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD18/CMD18-M62.pdf">https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD18/CMD18-M62.pdf</a>            2018-12-06、ブルース B-8 号機(計画停止中)の屋外起動変圧器で火災発生 の報告があった。自動消火システムが設計通り作動し、オフサイトの消火隊が発動した。変圧器筐体が割れ、鉱物油が流出し、消火水と混合し泡が発生し、変圧器用の堰からあふれ出た。汚染防止境界が設けられ、鉱物油のサイト外への流出を防いだ。火災は管理下に置かれ数時間後に鎮火したが、変圧器はくすぶり続け、放水を続けられた。オンタリオ湖への影響は監視されたが、影響は見られなかった。変圧器火災が完全に鎮火したのは、12-09 である。原子力施設への影響はなく、放射性物質の漏えいもない。本事象による公衆への影響もない。</p>				
			 <p>図 ブルース発電所と起動変圧器の位置(赤矢印)</p>  <p>図 左:起動変圧器(火災前)、右:消火後</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。

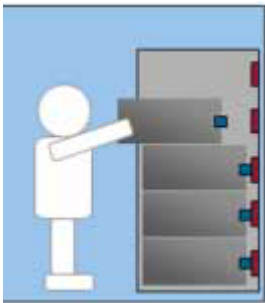

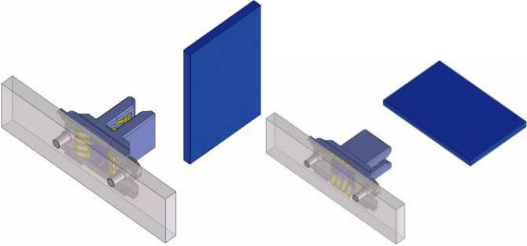
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8976			2020-12-04	事務局	②	1	<p>本件は、原子力発電所の防火壁貫通部に耐火基準に適合しないが多数用いられていることが判明した事例である。規制当局の安全評価において、火災が当該原子炉の安全停止に影響を及ぼすことはないことが示されたが、共通要因故障として分類されている。不適合原因は、建設当時から当該シールの調達仕様書に、耐火基準への適合要求が明記されていなかったことと、認可取得者による検査不足と類似事象の運転経験反映の不良である。</p> <p>認可取得者による調達管理、点検・保守管理の課題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8977			2020-12-18	事務局	②	—	<p>本件は、PWRの原子炉容器シールからの一次冷却材の漏えいにより手動原子炉停止した2件の事例である。原因は、上蓋と原子炉容器間のシールの内側Oリングの一部が外来異物により損傷もしくは変形したこと。外側Oリングの漏えい原因は残留異物の影響と推測されている。上蓋取り付け作業時に、洗浄が不足し異物が残留した可能性及び異物検査が不十分だった可能性が指摘されている。</p> <p>認可取得者による点検・作業管理に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>  <p>参考図 原子炉容器のシール構造  <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A212.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1122/ML11223A212.pdf</a></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
IRS8978			2021-01-07	事務局	④	—	<p>本件は、大雨で緊急ダム放流を行ったところ、原子力発電所とオフサイトセンターがある市街との間の道路が一部浸水し、発電所職員の移動に支障が出た事例である。原子炉の運転には影響はなかった。また、オフサイトセンターも浸水の影響を受けたがアクセスは可能であった。浸水寄与因子として、ダム緊急放流によるリスク分析を行っていなかったことが挙げられている。是正措置として、オフサイトセンターを高台に移設した。発電所が長時間隔離されることに備え、当該国の原子力発電所サイト内にオンサイトセンターを設置することとなった。</p> <p>国内原子力発電所及びオフサイトセンターでは、自然災害によるアクセスルート等への影響は考慮済みであることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8979			2021-01-07	事務局	②	—	<p>本件は、運転中の原子力発電所にて、遮断器ドロウを有する電源キャビネットで火災が発生し、火災警報が発信し、原子炉を手動停止した事例である。安全系に影響はなく、運転上の制限の逸脱もない。火災原因は、当該キャビネット内のドロウ背面コネクタ部の接触不良によるリード線の過熱。接触不良は、従前の保守・点検後に、コネクタ接続を適切に行わなかったことと推定される。</p> <p>当該発電所の保守・点検作業管理に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			 <p>参考図 ドロウと背面コネクタの概念図  <a href="https://www.hirose.com/en/product/document?clcode=&amp;productname=&amp;series=PS3F&amp;documenttype=Catalog&amp;lang=en&amp;documentid=D144090_ja">https://www.hirose.com/en/product/document?clcode=&amp;productname=&amp;series=PS3F&amp;documenttype=Catalog&amp;lang=en&amp;documentid=D144090_ja</a></p>				
			 <p>参考図 プラグインコネクタの例 同上</p>				
			 <p>参考図 フォークコネクタの例 左：直角方向、右：水平方向  <a href="https://www.hirose.com/ja/product/document?clcode=&amp;productname=&amp;series=PS4&amp;documenttype=Catalog&amp;lang=ja&amp;documentid=D144089_ja">https://www.hirose.com/ja/product/document?clcode=&amp;productname=&amp;series=PS4&amp;documenttype=Catalog&amp;lang=ja&amp;documentid=D144089_ja</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
IRS8981			2021-01-25	事務局	②	—	<p>本件は、燃料交換停止中の PWR プラントにおいて、隔離弁と逆止弁の 2 弁からなる防消火系統の格納容器隔離機能が失われていた期間中(約 45 時間)に、運転上の制限(LCO)の条件違反となる燃料移動を行っていたことが判明した事例である。この違反による安全上の影響はない。また、当該期間中に燃料破損事故等は発生しなかった。格納容器隔離機能が喪失した直接原因は、保守作業のため隔離弁と逆止弁を同時に開放していたため。根本原因は、作業指示書に LCO の条件等を適切に反映させていなかったこと。寄与因子として、作業指示書の準備時間が充分ではなく、検証、承認も不適切だったことが挙げられている。LCO の理解に関する訓練も不十分だった。</p> <p>事業者による保守作業マネジメントに課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>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
IRS8982			2021-01-25	事務局	②	—	<p>本件は、全国規模の停電により、原子力発電所が3時間強、外電喪失した事例である。高温停止中の1号機では、期待通りEDGが起動、給電した。40%出力運転中の2号機は、そのまま所内単独運転を継続した。ただし、緊急時対策所への人員招集のための通信が、個人の携帯電話に依存しており、通信手段の多重性・多様性の改善が必要と指摘されている。</p> <p>緊急時連絡手段の課題は、事業者によるマネジメントの問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
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。							

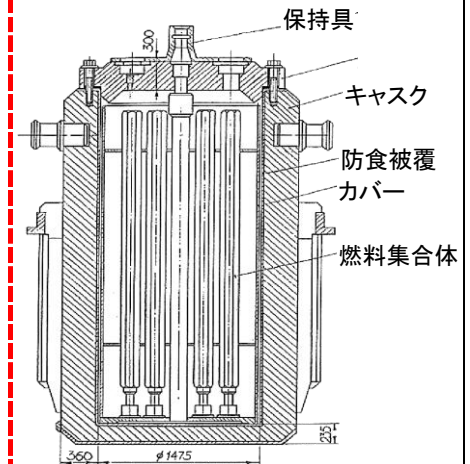
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8983		2020-01-09、米国リバーバンド1号機(BWR、967 MWe、定格運転中)において、区分Ⅰの制御建屋冷水システム(HVK)の冷凍機Aの制御盤デジタル改造後試験のため、区分ⅡのHVKの冷凍機Bから冷凍機Aに運転を切り替えるため、冷凍機Bを停止させたが、逆相警報により冷凍機Aが起動しなかった。冷凍機Bを再起動させたがそれも失敗。結果として、区分Ⅰ及びⅡのHVKが運転不能と宣言され、安全機能要求を満足できない状態となった。	2021-02-01	事務局	②	—	<p>本件は、定格運転中の原子力発電所において、制御建屋の区分ⅠとⅡの冷水システム(安全上重要な設備)が両方とも17分間動作不能となった事例である。安全性への実影響はない。原因は、区分Ⅰの冷凍機が、改造に伴う配線ミスにより起動しなかったこと。区分Ⅱの冷凍機の不良は再現せず、原因は特定されていない。根本原因は、改造工事管理が不十分だったこと。</p> <p>事業者による改造工事及び工事後試験管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER458/2020-001	冷凍機制御盤設置ミスによる制御建屋冷水の喪失	<p>事象発生から17分後に、区分Ⅰの冷凍機Cを起動し、区分Ⅱの冷凍機Dを待機状態とすることで、HVKは復旧した。冷凍機Aの問題を是正し、テストに合格し運転可能状態に回復した。冷凍機Bは試験を実施したが、不良は見つからず起動失敗も再現できないので、運転可能と宣言。</p> <p>安全評価:①HVKが冷却する重要区域の温度は、環境設計基準最高温度に達することはなかった。②この事象による原子力又は放射線学的安全性への影響はなかった。③この事象は、公衆の健康及び安全に対する重要度は最小。④運転員による措置は、自動起動の代替基準を満たしていた。従って、この事象は安全システム機能の故障に該当しない。</p> <p>冷凍機Aの逆相警報原因:制御盤デジタル改造の際の配線ミス。根本原因は、改造設置説明書や関連図面が不適切であっただったこと。なお、冷凍機Bの故障原因は、人的過誤を含めて特定できなかった。</p> <p>是正処置:①類似事象発生時のHVK作動のために、期待される手動操作について評価が完了した。②冷凍機Aには故障部品は見つからなかったが、潜在的に故障が発生すると特定された部品を全て交換した。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8985			2021-02-01	事務局	②	—	<p>本件は、停止中の PWR プラントの格納容器内で開放機器の保守作業を行う前の点検で、作業エリアにネジやワイヤなどの異物が見つかった事例である。異物を放置して保守作業を実施していたら、機器内部に異物が混入した可能性がある。原因は、作業員の能力不足や手順書の不順守、作業手順書の不備等。</p> <p>事業者の保守作業管理に係る課題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8986			2021-02-01	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の FBR プラントの核計装監視設備の 1 チャンネルで、原子炉保護系起動の誤信号が発信した事例である。2 アウトオブ 3 ロジックを採用しているため、保護系は作動していない。プラントの状態、安全性に影響なし。誤信号原因は、当該監視設備の一部のユニットのソフトウェア改造の不良。設定パラメータが誤っていた。根本原因は、当該改造ソフトウェアの検証が不十分だったこと。</p> <p>事業者の改造に伴う調達管理や機能・性能検証に係る課題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
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
IRS8987			2021-02-01	事務局	②	0	<p>本件は、原子力発電所において、使用済み燃料輸送キャスクの蓋設置時に、蓋の構成部である水平位置決め治具が、蓋吊り下げ時にキャスク内の使用済み燃料収納キャスタの一部と接触し、破損した事例である。キャスク内の使用済み燃料に影響はない。衝突・破損原因は、蓋設置時に蓋の揺れが収まらないまま蓋吊り下げを続行したため。根本原因は、輸送キャスク取扱い図書に、蓋吊り下げ時の揺れ対策等が記載されていないこと。寄与因子として、作業の監視カメラの数、位置が不適切だったこと。</p> <p>事業者の使用済み燃料輸送キャスクの取扱い管理に係る課題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

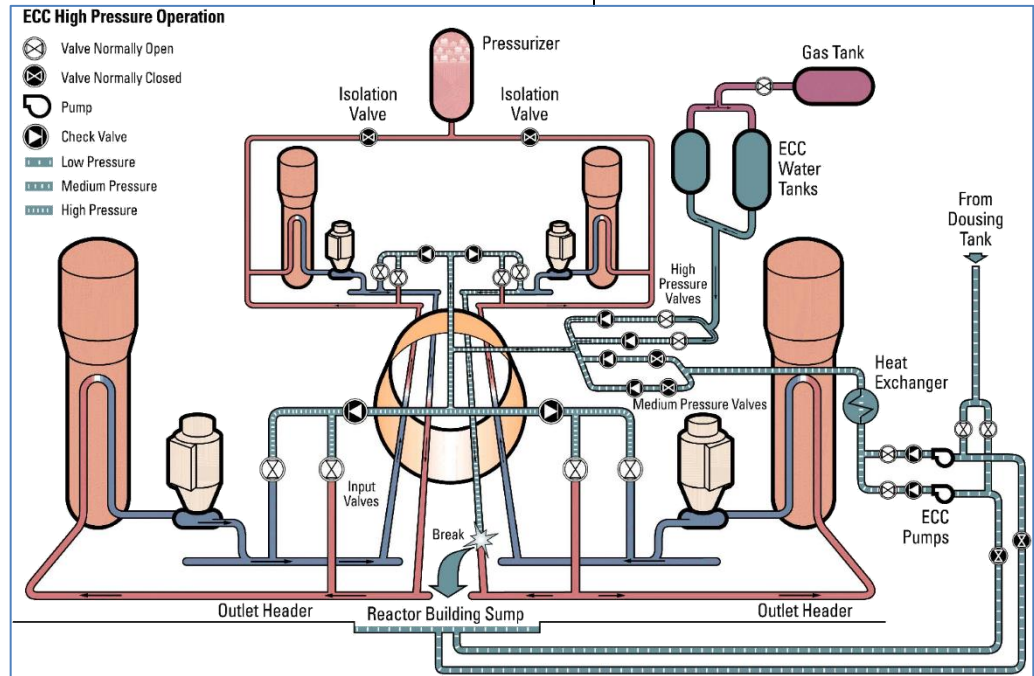


参考図 TK-6 キャスク断面図

<https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/38/071/38071944.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
IRS8988		2020-08-10 12:46、米国デュアン・アーノルド1号機 (BWR、601 MWe、80%出力運転中)において、暴風(デレーチョと呼ばれる)の影響による外部電源喪失により、主発電機負荷遮断とそれに伴い原子炉スクラムが発生した。外電喪失により、AとB系列の非常用ディーゼル発電機(EDG)が自動起動し、安全関連母線に給電。圧力容器(RPV)の水位過渡に期待通り対応して、高圧注水系(HPCI)と原子炉隔離時冷却系(RCIC)が自動起動し、原子炉注水。外電喪失により両再循環ポンプは停止したが、原子炉は自然循環で冷却。停止時冷却系を動作させることにより、強制循環冷却が再開。結果として、RPV下鏡の冷却率が限度(100°F/h)を超過したが、これは想定通り。さらに、期待通り格納容器が隔離された。翌日、原子炉建屋5階の壁に亀裂が見つかり、2次格納性能検査を実施。真空度(6.1 mm水柱)が技術仕様書要求(6.4 mm)を不満足だったの、2次格納機能要求が適用されない運転モード4状態だが、2次格納不能が宣言された。また、北FLEX建屋の屋根の損傷も見つかったため、北FLEX建屋と内部のFLEX機器も動作不能と宣言。ただし、南FLEX建屋と内部の機器は健全だったので、FLEX機能は維持されていた。冷却塔など非安全系の損傷もあった。	2021-02-01	事務局	⑤	—	本件は、米国 BWR プラントにおいて、暴風により外部電源喪失し、主発電機の負荷遮断に伴い原子炉が自動スクラムした事例である。安全関連系統、構造、機器とも期待通り動作し、運転員操作も手順通りだった。公衆衛生・安全に影響はない。ただし、冷却塔など非安全設備は損傷した。  NRC が、本事象は設計基準外事象ではなう、システムも機器も設計通り応答し、修理・回復以外の是正措置は必要ないと評価していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER331/2020-001	による外部電源喪失に伴う原子炉スクラム		補足情報				
IIR331/2020003	NRC 統合検査報告書		NRC 統合検査報告書から抜粋				
		安全評価:この事象は、公衆衛生・安全に影響しなかった。事象に寄与するシステム、構造、機器(SSC)はいずれも動作可能だった。翌日 16:00 に異常事態は解除された。事後調査により、原子炉建屋壁の亀裂は運転モード3の時に発生したことが判明し、その時は運転上の制限に入っていたことになる。ただし、非常用ガス処理系(SGTS)により2次格納の負圧は維持されていた。  外電喪失原因:暴風雨を伴うデレーチョ。129 km/h 超の風速が20分間以上続いた(最大瞬間風速161 km/h 超)。この影響で、全部で6列の受電線が損傷もしくは切れた。さらに、非安全系用の69 kV 受電線も損傷した。  教訓:この暴風は、設計基準外事象ではない。システムも機器も設計通り応答した。ピーク風速も設計基準の竜巻風速を超えていない。暴風は発電所スタッフが制御できるものではなく、全ての機器は設計通り機能したことから、修理・回復以外の是正措置は必要ない。	1. 事業者の是正措置に対する評価 プラントの放射性物質漏えいに対する3バリア(燃料被覆管、原子炉冷却系、格納容器)の喪失も主要な安全機能の喪失は全くない。本事象による放射線学的影響はない。全ての機器は期待通り応答した。運転員は、適切な応答手順に従った。よって、本事象に対する是正措置は適切である。  2. 非常用サービス水(ESW)ストレーナに関する是正措置 EDG が起動し、ESW ポンプも自動起動して、EDG 等に冷却水を供給した。10:40 に、事業者はストレーナの差圧高のため、B系列 ESW ストレーナをバイパスするよう操作し、B-ESW 及び B-EDG を運転不能。しかし使用可能と宣言した。バイパス後、事業者は B-EDG の監視を強化し、E-EDG に悪影響がないことを確認した。バイパスは、ESW 運転が不要になる(モード4)まで続けられた。  NRC 検査官は、事業者がストレーナをバイパスする時間を最小化する措置をとらなかったことに対して、ストレーナを通さないことで潜在的に安全関連機器が汚れる(性能が劣化する)ことを懸念した。ESW ストレーナのバイパスに関する過去の是正措置をレビューし、バイパスにより ESW の運転性は正当化できないと結論付けられたことから、事業者は B-ESW と B-EDG は運転不能と宣言した。しかし、B-ESW は運転継続させた。なお、例え B-ESW が機能不能となったとしても A-ESW が動作していたので、検査官は事業者の是正措置は許認可ベースに合致していると判断した。				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。		なお、本プラントは2020-10-30に恒久停止する計画であったが、本事象のため、復旧させることなくこのまま恒久停止することが、2020-08-25に事業者から発表された。	 <p>参考図 デュアン・アーノルドの冷却塔 <a href="https://www.nexteraenergyresources.com/content/dam/neesr/us/en/pdf/duanearnoldfactsheet.pdf">https://www.nexteraenergyresources.com/content/dam/neesr/us/en/pdf/duanearnoldfactsheet.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
IRS8989			2021-02-09	事務局	②	—	<p>本件は、起動過程の PHWR プラントにおいて、LOCA 誤信号が出て、ECCS が起動、原子炉トリップした事例である。プラント安全性に影響はない。誤信号発出原因は、起動前の ECCS リセット手動操作が不完全だったため、原子炉建屋圧力高信号が解除されていない状態で、1次冷却材ポンプを起動した時に圧力擾乱により1次冷却材圧力低信号が出たため。直接原因は、運転員のリセット操作ミス及びリセット状態の確認漏れ。根本原因は、運転手順書にリセット状態を確認することが明記されていなかったこと。</p> <p>運転員操作と確認ならびに運転手順書の品質管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				



参考図 PHWR の熱輸送系(PHT)と ECCS 構成の例(本事例とは無関係)  
<https://canteach.candu.org/Content%20Library/19990107.pdf>

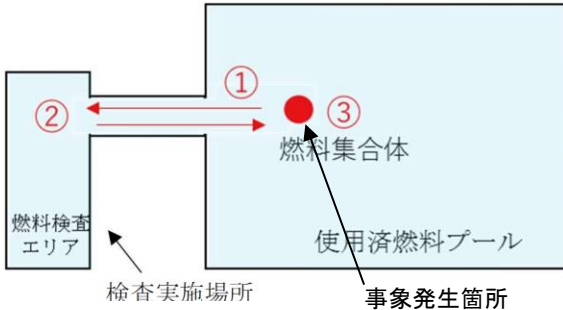
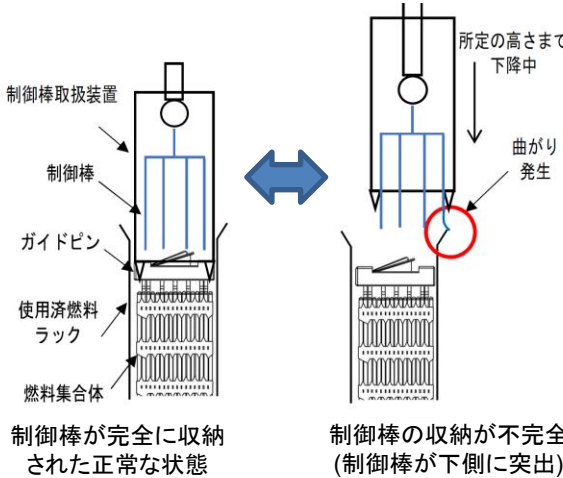
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IRS8990			2021-02-09	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所のディーゼルエンジン駆動の代替給水設備の連続運転試験時にオーバーヒートが発生した事例である。プラントの安全性に直接の影響はない。オーバーヒート原因は、エンジンを冷却する空気流れが不十分なことと外気温が高いことが重なったこと。根本原因は、エンジン建屋の吸排気ルーバーのレイアウト設計の欠陥と建屋外に新たに設置した外部溢水防護堰の影響評価を怠ったこと。排気を吸い込んで空気が再循環する構成になっていた。</p> <p>設計管理と施設改造に伴う影響評価に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			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
IRS8992			2021-02-19	事務局	②	0	<p>本件は、廃止措置中の原子力発電所において、バックアップ電源の自動切換え試験時に、非常用ディーゼル発電機(EDG)が起動しなかった事例である。原因は、EDG起動用の蓄電池の容量不足。根本原因は、蓄電池の保守や試験時に残容量の確認を行っていなかったこと。保守手順書等に残容量確認が明記されていなかったこと。</p> <p>事業者の蓄電池の保守管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。国内原子力発電所の蓄電池の容量と寿命管理は、「JEM 1431 原子力発電所用据置鉛蓄電池の試験方法」に基づいて実施されている。</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
IRSRR216			2020-11-18	事務局	⑤	—	<p>本件は、停止中(保守作業中)の研究炉において、炉心構成要素等の吊り上げ作業中に、天井クレーンが動作不能となった事例である。安全性や環境への影響はない。直接原因は、クレーン上昇位置の最終リミットスイッチが設計より低い位置で作動してしまったため。根本原因は、当該最終リミットスイッチが保守・点検されていなかったこと。</p> <p>当該事業者の保守管理の不備であり原子力安全への影響も軽微であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-04	第25回定期検査における制御棒の曲がり発生について  更新日: 2020-07-31  NUCIA 通番: 13142 M  ユニット: 川内発電所1号機  発生日: 2020-07-16  登録区分: 最終	2020-07-16、定期検査中の川内原子力発電所1号機において、制御棒クラスタ(制御棒 24 本)を使用済燃料プール内の所定位置に収納しようとした際、制御棒の1本を曲げてしまった。  安全性評価: 本事象は、法令に基づく国への報告、及び安全協定に基づく自治体への報告事象に該当しない。  直接原因: 制御棒クラスタの制御棒取扱装置への収納が不完全であり、制御棒取扱装置から制御棒が突出した状態であったため、移動中に使用済燃料ラックに当該制御棒の先端が接触した。  根本原因: 制御棒クラスタの制御棒取扱装置への収納完了を確認する手順(作業要領書に記載の表示灯の点灯確認)が行われなかった。  再発防止対策: 当該制御棒を予備品(新品)に取り替える。モニタによる確認を作業要領書に追加する。現場での確認者を明確にするとともに、関係者全員へ教育を行う。	2020-07-20	事務局	②	—	本件は、PWR プラントの定期検査において制御棒を曲げてしまった事象である。法令報告等には該当しない。  直接原因は、制御棒取扱装置への制御棒の収納が不十分であり、突出部が移動中に使用済み燃料ラックに接触したためである。根本原因は、制御棒の収納確認手順の見落としである。  当該事業者のソフト面の誤りに起因する事象であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。
補足情報							
 <p>① 使用済燃料プールにて、燃料集合体から RCC を吊り上げ、燃料検査エリアへ移動。 ② 燃料検査エリアにて RCC の外観確認を実施。 ③ 外観確認後、使用済燃料プールの元の燃料集合体へ RCC を挿入。</p>							
 <p>制御棒取扱装置 制御棒 ガイドピン 使用済燃料ラック 燃料集合体</p> <p>制御棒が完全に収納された正常な状態</p> <p>制御棒の収納が不完全(制御棒が下側に突出)</p>							
図 本事象の概要							



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 2020-23	福島第二原子力発電所 現場電源箱脇のコンセントの焦げ跡確認について 更新日: 2021-04-16 NUCIA 通番: 13209M ユニット: 福島第二発電所 発生日: 2020-09-23 登録区分:最終	2020-09-23、福島第二発電所構内で休憩用車輦内にあるスポットクーラーを作動させようとスイッチの操作を実施したところ、スポットクーラーが作動しなかったため、付近にある電源箱脇の屋外コンセントを確認したところ、コンセント、及び接続していた電工ドラムの差し込みプラグの焦げ跡を確認した。  安全評価:消防署員により、「火災ではない」と判断された。公衆安全への影響は無い。  原因:当該電工ドラムは屋外仕様(防雨型) <sup>※1</sup> ではなく、さらに屋外コンセントへプラグが奥まで差し込まれておらずロックされていなかった。水分の付着により <sup>※2</sup> 当該プラグ部でショートが発生し溶融したため。  根本原因:作業管理の不備と考えられる。  再発防止策:屋外仕様の電工ドラムを使用し、使用前点検を実施する。またコンセントにプラグを差し込む際には確実にロックすることを周知する。	2020-12-24	事務局	⑤	—	本件は、発電所構内の屋外コンセントに焦げ跡が発見された事象である。火災には至らず公衆安全への影響は無い。原因は、電工ドラムの不適切な使用により、プラグとの隙間に水分が浸入しショートしたため。寄与因子は、当日の天候が曇り一時雨だったこと。  軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーンアウトとする。
補足情報							
							
							
※2: 事象発生日の天候は曇り一時雨であった。							





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
国内 2020-26	重油ポンプの出口配管に設置された弁からの重油の漏えい 更新日: 2021-04-21 NUCIA 通番: 13215M ユニット: 浜岡発電所 5号 発生日: 2020-12-15 登録区分:最終	2020-12-15、屋外に設置されている5号機重油タンク※重油ポンプ(A)の出口配管に設置されている弁付近から、重油が漏えいしていることを発見した(滴下量 1滴/10秒、漏えい量 約 0.6L)。このため、重油ポンプ(A)の運転を停止し、漏えい箇所前後の弁を閉弁し隔離するとともに、油の吸着マットを設置した。  安全評価:漏えいした重油は周囲に設置された堰内におさまっており、周辺環境、安全性への影響はない。  原因:設計、施工、運転実績等に問題はなく、漏えいの明らかな原因は確認されなかった。漏えい箇所は当該弁の接続部であり、外気温の低下による微小な面圧の変化およびパッキン劣化の微小要因の重畳により、重油の微小漏えいが発生したものと推定される。  再発防止策:当該弁の接続部パッキンを交換し、漏えいが発生しないことを確認する。接続部から漏えいが発生する可能性をゼロにすることは困難であること、溶接タイプへの変更は費用対効果が低いことから、防食テープや外装、保温材の改善を行い、微小漏えいの段階で検知して必要な対応を取ることとする。  ※:廃棄物処理系等で使用する蒸気が発生するためのボイラの燃料である重油を保管しているタンク。	2021-01-06	事務局	⑤	-	本件は、屋外に設置されている重油タンク出口配管の弁付近から、重油の微小な漏えいが見つかった事象である。漏えいした重油は周囲に設置された堰内におさまっており、周辺環境、安全性への影響はない。原因は、当該弁の接続部パッキン劣化及び気温の低下による微小な面圧の変化等の重畳と推定される。  軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーンアウトとする。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-33	中央制御室外原子炉停止盤の加圧器圧力指示計の不良に伴う運転上の制限の逸脱  更新日: 2021-03-10  NUCIA 通番: 13227M  ユニット: 大飯発電所 4号機  発生日: 2021-02-08  登録区分:最終	<p>2021-02-08、大飯発電所 4号機(PWR、定期検査のモード1調整運転中)において、中央制御室外原子炉停止盤<sup>※1</sup>の月例指示値確認中に、加圧器圧力指示値が通常値より高い<sup>※2</sup>ことが確認された。中央制御室の加圧器圧力の指示値は全て通常値で安定しており、関連パラメータにも異常はみられなかった。中央制御室外原子炉停止盤が正しく機能していないことから、保安規定の運転上の制限<sup>※3</sup>を満足していないと判断された。</p> <p>安全性評価: 当該圧力指示計を予備品に交換し、所定の時間内<sup>※4</sup>である同日中に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。当該指示計以外については異常が無く、原子力安全への影響は無い。</p> <p>直接原因: 当該加圧器圧力指示計の検査を行った結果、模擬入力信号に対し出力値が高めに指示されていたことから、指示計単体の不良と考えられる。</p> <p>根本原因: 当該指示計は今定検の 2020-12-09 に取替られたものであり、取替え当初および毎日の巡視点検においても異常が無いことを確認しており、使用開始後 1ヶ月程度で不良が顕在化したものである。当該指示計と同形および同種形式において、今回のように短期間に指示値に大きなずれを生じる不具合経験は無いことから、当該指示計の偶発故障と考えられる。</p> <p>再発防止対策: 当該圧力指示計を予備品に交換し、正常動作を確認した。</p> <p>※1: 中央制御室が使用できなくなった場合に、原子炉停止後の状態を維持、監視する装置</p> <p>※2: 16.25MPa(通常値:約 15.4MPa)</p> <p>※3: 保安規定第 34 条 表 34-7 において、中央制御室外原子炉停止盤の加圧器圧力計が動作可能(期待されている機能が達成されている状態)であることが求められている。</p> <p>※4: 保安規定でモード 1、2、3 においては 30 日以内と規定</p>	2021-02-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期検査中の PWR プラントにおいて、中央制御室外原子炉停止盤の加圧器圧力指示計の指示値異常により、一時的に保安規定の運転上の制限を逸脱した事象である。当該指示計以外については異常が無く、指示計の予備品への交換により所定の時間内に復帰した。原因は当該指示計の偶発故障であると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
<p style="text-align: center;">図 加圧器圧力指示計信号ラインの模式図</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 2020-34  R02Q3 原子力規制検査報告書	高放射線区域入域における従業員被ばく管理の不備  更新日: 2020-10-23  NUCIA 通番: 13242M  ユニット: 島根発電所 1号機  発生日: 2020-10-23  登録区分:最終	<p>島根原子力発電所1号機の定期事業者検査「床ドレン・再生廃液系外観検査」の際、検査担当者2名が管理区域内の放射線作業承認申請書/承認書で許可が与えられている作業場所以外の高放射線区域に入域していたことが判明した。</p> <p>安全性評価:当該検査担当者2名の高放射線区域を含む管理区域内での被ばく線量は僅かであり、過去の被ばく線量を合算しても線量限度を超過するものではないが、作業計画段階における従業員の被ばく管理ができていなかったことは「従業員に対する放射線安全」に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。</p> <p>直接原因:放射線作業の申請不備。また、検査担当者は申請不備に気づかなかった。</p> <p>根本原因:検査実施箇所の入域管理意識の欠如。放射線作業の手続きを、検査実施箇所(品質保証部)自身が行っていなかった。また、検査実施箇所は放射線作業の申請内容を確認していなかった。</p> <p>再発防止対策:検査実施箇所自らが検査業務の一環として入域管理を行うこととする等、事業者は是正措置検討の取組を実施している。</p>	2021-04-02	事務局	⑤	—	<p>原子力規制検査において、事業者の検査担当者2名が高放射線区域内に入域する際に放射線作業の承認を得ていなかったことが判明した事象である。入域による被ばく線量は僅かであり、過去の被ばく線量を合算しても線量限度に満たないが、「従業員に対する放射線安全」に悪影響を及ぼすとして検査指摘事項とされた。直接原因は、放射線作業の申請不備。根本原因は、検査実施箇所(品質保証部)自身が放射線作業の申請手続きをしていなかったこと。</p> <p>規制検査により、SL IV(通知なし)と判定され、事業者の再発防止への取組が実施されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																										
					基準/2次	INES	処理結果																																								
国内 2020-19R1 法令報告 規制検査報告 (R2Q4)	蒸気発生器伝熱管の損傷について 更新日: 2021-01-26 NUCIA 通番: 13201T ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2020-11-20 登録区分:中間	<p>2020-11-20、第 23 回定期点検中の 4 号機の 3 台ある蒸気発生器 (SG) の伝熱管全数について、渦電流探傷試験 (ECT) を実施した結果、A-SG の伝熱管 1 本及び C-SG の伝熱管 3 本について、管支持板部付近の外表面に減肉とみられる信号指示が認められた。伝熱管内面には傷はない。点検により、伝熱管から剥離したスケール及びスラッジ以外の異物は確認されなかった。なお、前回 (第 22 回) 定期点検では、当該伝熱管に有意な信号指示はなかった。</p> <p>安全性評価: 信号指示が確認された伝熱管は施栓することにより、A-SG の施栓率は 4.1%、B-SG は 4.0%、C-SG は 3.8% となるが、安全解析施栓率 (10%) と比べて十分低い。また、減肉した伝熱管が、通常運転時及び事故時の管内外差圧により破断することはないと評価されている。さらに、基準地震動による地震力等から算出される発生応力は、許容値に対して十分な裕度があり、減肉した伝熱管が地震により損壊することがないことも確認されている。</p> <p>減肉推定原因: 伝熱管からはく離した稠密スケールが伝熱管と再接触し、伝熱管振動により外表面が摩耗したため。</p> <p>稠密スケール生成機構: 2 次系から給水とともに持ち込まれる鉄イオン (高温ほど溶解度が小さい) が伝熱管下部でマグネタイトとして析出し、伝熱管外表面に稠密な薄いスケールとして付着。伝熱管上部では、給水中の鉄微粒子が蒸発残渣として堆積、粗密で厚いスケールが形成される。</p> <p>スケールはく離機構: プラント起動時に SG 伝熱管が熱膨張し、スケールに割れが生じる。運転中に割れに新たなスケールが付着。停止時に伝熱管が熱収縮するが、スケールは追従できずはく離しやすい。</p> <p>寄与因子: ①高浜 3/4 号とも SG の運転時間が長く、SG に持ち込まれた鉄積算量が多く、薬品洗浄によるスケール除去も未実施。②2011 年からの長期停止中は、SG 内をヒドラジン水で満たしていたので、その還元作用でスケールの鉄が溶解、再析出を繰り返し、粒径が成長 (浸漬試験で再現済)。粒径が大きいと、はく離しやすい。</p> <p>再発防止策: スケール全体の脆弱化を図るため、SG 器内の薬品洗浄を行う。</p>	2021-01-25	事務局	⑥	—	<p>本件は、PWR プラントの蒸気発生器 (SG) の伝熱管 4 本に摩耗減肉が確認された事例である。安全性に影響はない。原因は、伝熱管からはく離したスケールが伝熱管に再接触し、伝熱管振動により伝熱管表面が摩耗したため。寄与因子は、当該プラントの SG は運転時間が長く、薬品洗浄していないのでスケールが多いこと、長期停止に伴いヒドラジン水で SG を満水にしていた影響で、スケールがはく離しやすい環境にあったこと。既に原子力規制委員会で取り扱っていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、規制検査報告 (令和 2 年第 4 四半期) によると、本件は、スケールが伝熱管外表面に摩耗減肉をもたらすことは合理的に予測可能であったことから、パフォーマンス劣化に該当し、最大深さの減肉を有する C-SG の伝熱管の内外差圧による破断圧力は、通常運転時の内外差圧の 3 倍以上を維持できており、深刻度評価においては考慮すべき問題は確認されず、具体的な再発防止対策も実施されていることから、「緑/SL IV (通知なし)」と判定されている。</p>																																								
補足情報																																															
<p>図 伝熱管信号指示箇所 (左)、減肉痕位置と減肉率 (右)  <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf</a></p> <p>表 プラントごとの鉄持込み量と薬品洗浄実績</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>高浜 3</th> <th>高浜 4</th> <th>大飯 3</th> <th>大飯 4</th> <th>美浜 3</th> <th>高浜 1</th> <th>高浜 2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時間 (万時間)</td> <td>22.3</td> <td>22.2</td> <td>17.0</td> <td>17.2</td> <td>9.0</td> <td>10.9</td> <td>12.5</td> </tr> <tr> <td>鉄持込み量 (kg)</td> <td>2,620</td> <td>2,490</td> <td>1,850</td> <td>1,950</td> <td>780</td> <td>680</td> <td>940</td> </tr> <tr> <td>薬品洗浄実績回数</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>2回</td> <td>1回</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(万時間)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>16.1 (第17回) 17.0 (第18回)</td> <td>16.2 (第16回)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf</a></p>									高浜 3	高浜 4	大飯 3	大飯 4	美浜 3	高浜 1	高浜 2	運転時間 (万時間)	22.3	22.2	17.0	17.2	9.0	10.9	12.5	鉄持込み量 (kg)	2,620	2,490	1,850	1,950	780	680	940	薬品洗浄実績回数	—	—	2回	1回	—	—	—	(万時間)	—	—	16.1 (第17回) 17.0 (第18回)	16.2 (第16回)	—	—	—
	高浜 3	高浜 4	大飯 3	大飯 4	美浜 3	高浜 1	高浜 2																																								
運転時間 (万時間)	22.3	22.2	17.0	17.2	9.0	10.9	12.5																																								
鉄持込み量 (kg)	2,620	2,490	1,850	1,950	780	680	940																																								
薬品洗浄実績回数	—	—	2回	1回	—	—	—																																								
(万時間)	—	—	16.1 (第17回) 17.0 (第18回)	16.2 (第16回)	—	—	—																																								




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 2020-35	海水管トレンチエリアのプルボックス内に設けられた煙感知器の設置方法の不備  NUCIA 通番：13280M  ユニット：玄海原子力発電所第3、4号機  発生日：2021-05-19  登録区分：中間  2020Q4 原子力規制検査報告書	<p>火災防護チーム検査の現場確認において、玄海原子力発電所3、4号機の海水管トレンチエリア内にある海水ポンプの高圧動力ケーブル敷設用の全てのプルボックス※1(3号機 19箇所、4号機 32箇所)内の煙感知器が壁面に取り付けられていたことが確認された。工事計画認可申請において、煙感知器設置方法は「消防法に基づき設置する」としており、45度以上傾斜させないよう設置すべきところ90度傾斜して設置されていたことは「技術基準」第11条(火災による損傷の防止)第2号に適合していないと言える。</p> <p>安全評価(検査報告書)：火災の確実な早期感知ができないおそれがあることは「拡大防止・影響緩和」の監視領域の「外的要因に対する防護」の目的に悪影響を及ぼすことから、検査指摘事項に該当する。プルボックス内には光ファイバケーブル熱感知器も併設されており、安全停止に必要な設備を保護するためのシステムの機能に悪影響を及ぼすことはないことから安全重要度は緑、改善措置活動にて審議中であり適切な是正を行うとのことから深刻度 SL IV(通知なし)と判定された。</p> <p>原因：事業者は、煙感知器メーカーから当該設置方法でも感知可能である旨の見解を得ていたことから、消防法に基づかない施工であっても問題ないと思い込んでいた。事業者自らが予防措置を講ずることが可能であったことからパフォーマンス劣化とされた。</p> <p>是正措置：煙感知器を、45度以上傾斜させない適切な箇所に設置する。</p>	2021-05-26	事務局	⑤	—	<p>本件は火災防護チーム検査の現場確認において、海水ポンプ動力ケーブルのプルボックス内に煙感知器が不適切な方向に取り付けられていたことが確認された事例である。プルボックスは密閉されており熱感知器も併設されていたことから安全上の問題は無い。原因は消防法に基づかない施工であっても問題ないとの思い込み。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。安全重要度は緑、深刻度は SL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>		
			補足情報			<p>※1:プルボックスとは、電線やケーブルを分岐させ、またケーブルの敷設を容易にするために設置する鋼板製などの箱のこと。</p>			
									
				<p>図 プルボックスの例 (<a href="http://www.yashimadenko.co.jp/products/pbox_main.html">www.yashimadenko.co.jp/products/pbox_main.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 2020-36	不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備 NUCIA 通番：13286M ユニット：高浜発電所 3、4号 発生日：2021-05-19 登録区分：最終 2020Q4 原子力規制検査報告書	伊方発電所 3号機及び川内発電所 2号機の不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策に係る検査指摘事項(2020Q2 規制検査報告書)の水平展開として、高浜発電所の火災防護対象ケーブルを調査した結果、高浜発電所 3号機にて9火災区画 52箇所、4号機では9火災区画 53箇所に、ケーブルが露出している部分(露出ケーブル)が確認された <sup>※1</sup> 。対象機器は3号機及び4号機共、A、B電動補助給水ポンプ、A、B格納容器外制御用空気圧縮機、A、B、C、D、E原子炉補機冷却水ポンプ、A、Bタービン動補助給水ポンプ盤及び安全系のケーブルであった。 安全評価(検査報告書)：火災による外的要因でA電動補助給水ポンプ等の機能性を確保できないおそれがあり「拡大防止・影響緩和」の監視領域の目的に悪影響を及ぼしていることから、検査指摘事項に該当する。露出ケーブルの火災区画は、維持管理が適切になされた火災の自動感知及び消火設備によって防護されているため安全重要度は緑、原子炉起動前までに露出ケーブルの系統分離処置が実施されていることから深刻度は SL IV(通知なし)と判定された。 原因(検査報告書)：改造工事の調達要求および詳細設計における露出ケーブルの見落とし。火災影響軽減対策上の不備であることは容易に予測可能であることから、パフォーマンス劣化とされた。 再発防止策：改善措置活動にて審議され、原子炉起動前までに露出したケーブルの耐火処置および露出ケーブルの系統分離処置 <sup>※2</sup> が実施されている。今後は改造工事等の調達要求を検討する段階および詳細設計段階においてケーブル露出が発生しないことを確認する。	2021-06-03	事務局	⑤	—	本件は、伊方発電所及び川内発電所の検査指摘事項の水平展開において、ケーブルの火災影響軽減対策の不備が見つかった事例である。原因は改造工事の調達要求および詳細設計におけるケーブル露出部の見落とし。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。原子炉起動前までに是正措置が実施されており、安全重要度は緑、深刻度は SL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報			<p>※1: 火災影響軽減対策として、安全保護系や原子炉停止系など原子炉を停止し維持するために必要な機器(火災防護対象機器)については、各系統のケーブルが耐火隔壁等から露出しないようにしなければならない。</p> <p>※2: 火災防護対象機器のケーブルを、系統ごとに耐火隔壁等で分離し(1時間耐火隔壁で包んだ系統専用のケーブルトレイに納める等)、多重化している機能が火災によって同時に損なわれないようにする処置。</p>				



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング				
					基準/2次	INES	処理結果		
国内 2020-37	不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備  NUCIA 通番：13288M  ユニット：大飯発電所 3、4号  発生日：2021-05-19  登録区分：最終  2020Q4 原子力規制検査報告書	伊方発電所 3号機及び川内原子力発電所 2号機の不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策に係る検査指摘事項(2020Q2 規制検査報告書)の水平展開として、大飯発電所の火災防護対象ケーブルを調査した結果、3号機の9火災区画 33箇所及び4号機の10火災区画 34箇所において、耐火隔壁を設置したケーブルトレイから露出したケーブル(露出ケーブル)が確認された <sup>※1</sup> 。対象機器は3号機のA、B制御用空気圧縮機、Bほう酸ポンプ、C、D原子炉補機冷却水ポンプ、安全系ケーブルAトレン(低圧、制御、計装)、安全系ケーブルBトレン(低圧、制御)及び4号機のA、B制御用空気圧縮機、C、D原子炉補機冷却水ポンプ、安全系ケーブルA、Bトレン(低圧、制御)であった。  安全評価(検査報告書)：火災による外的要因で3号機及び4号機のA、B制御用空気圧縮機等の機能を確保できないおそれがあり「拡大防止・影響緩和」の監視領域の目的に悪影響を及ぼしていることから、検査指摘事項に該当する。露出ケーブルの火災区画は、維持管理が適切になされた火災の自動感知及び消火設備によって防護されているため安全重要度は緑、露出ケーブルの系統分離処置が実施されていることから深刻度はSL IV(通知なし)と判定された。  原因(検査報告書)：原因は改造工事の調達要求および詳細設計における露出ケーブルの見落とし。火災影響軽減対策上の不備であることは、容易に予測可能であることから、パフォーマンス劣化とされた。  再発防止策：改善措置活動にて審議され、露出したケーブルの耐火処置および露出ケーブルの系統分離処置 <sup>※2</sup> が実施されている。今後は改造工事等の調達要求を検討する段階および詳細設計段階においてケーブル露出が発生しないことを確認する。	2021-06-03	事務局	⑤	—	本件は、伊方発電所及び川内発電所の検査指摘事項の水平展開において、ケーブルの火災影響軽減対策の不備が見つかった事例である。原因は改造工事の調達要求および詳細設計におけるケーブル露出部の見落とし。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。すでに是正措置が実施されており、安全重要度は緑、深刻度はSL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。		
			補足情報						
			<p>※1: 火災影響軽減対策として、安全保護系や原子炉停止系など原子炉を停止し維持するために必要な機器(火災防護対象機器)については、各系統のケーブルが耐火隔壁等から露出しないようにしなければならない。</p> <p>※2: 安全保護系や原子炉停止系など原子炉を停止し維持するために必要な機器(火災防護対象機器)について、ケーブルを系統ごとに耐火隔壁等で分離し、多重化している機能が火災によって同時に損なわれないようにする処置。具体的には、各系統専用の1時間耐火隔壁で包んだケーブルトレイを設置し、その中にケーブルを収める。</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 2020-38	<p>浦底モニタリングポストにおける空気中の粒子状放射性物質の試料採取方法の不備について</p> <p>NUCIA 通番：13284M</p> <p>ユニット：敦賀発電所</p> <p>発生日：2021-05-19</p> <p>登録区分：中間</p> <p>2020Q4 原子力規制検査報告書</p>	<p>規制庁チーム検査において、浦底モニタリングポストにおける空気中の粒子状放射性物質の試料採取が、平成 25 年度以降、局舎※1 内に設置されている可搬型ダストサンプリングにより、局舎内の空気を吸引してダスト採取をしていることが確認された。外気を直接吸引していないことから、モニタリングポスト周辺環境のダストを適切に採取できているとはいえず、「平常時の環境放射線モニタリング」を満足していない。</p> <p>安全評価(検査報告書)：「公衆に対する放射線安全」の監視領域の目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。当該事象は合理的に予測可能であり、予防措置を講ずることが可能であるため、パフォーマンス劣化に該当する。安全重要度は緑、「原子力安全への実質的な影響」「規制活動への影響」「意図的な不正行為」の要素は確認されていないことから深刻度は SL IV(通知なし)と判定された。</p> <p>原因(NUCIA 情報)：平成 25 年度に採取方法を変更した際、環境放射線モニタリング指針が参照している文部科学省放射能測定法シリーズの確認を怠った。</p> <p>寄与因子(NUCIA 情報)：採取方法の変更は所内の審議会議に諮らない事項であった。また、当該モニタリングポストが発電所構外にあることから、担当者以外の者が現場確認を行っていなかった。</p> <p>是正措置：局舎外の空気を直接吸引してダスト採取するよう変更する。</p> <p>再発防止策(NUCIA 情報)：所内の審議に諮らない運用等の変更において、担当ラインに対して多角的に指導・助言を行うための会議体を立ち上げる。力量管理取扱書に教訓を追加教育を行う。</p>	2021-06-01	事務局	⑤	—	<p>本件は、規制庁チーム検査において、モニタリングポストにおける環境中の粒子状放射性物質の試料採取方法の不備が見つかった事例である。原因は環境放射線モニタリング指針の確認を怠ったこと。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。事業者の再発防止対策等も示されており、安全重要度は緑、深刻度は SL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>	
			補足情報					
			<p>※1：図 局舎の例 (当該モニタリングポストではありません)</p> <p style="text-align: center;"><a href="https://www.city.tsuruga.lg.jp/relief-safety/genpatsu_hoshasen/syuuuhenn_housyanou.html">https://www.city.tsuruga.lg.jp/relief-safety/genpatsu_hoshasen/syuuuhenn_housyanou.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 2020-39	美浜発電所 3号機における管理区域入域時間の不適切な管理の多発について NUCIA 通番：13285M ユニット：美浜発電所 3号機 発生日：2021-05-19 登録区分：最終 2020Q4 原子力規制検査報告書	3号機の管理区域に入域する際、警報付きデジタル線量計(ADD)ゲートを通過せず入域した事象が、2020年4月から2021年1月までに57件発生しており、是正措置を講じた2020年8月以来も2021年1月までに27件発生していたことを規制庁検査官が確認した。事業者は、本事象について状態報告を起票しておらず改善措置活動等で再発を防止するための是正処置について審議されない等、組織的な改善が行われない状態が継続していた。これは原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則第47条、第49条、第50条及び第52条並びに保安規定第3条に規定する不適合管理、是正処置等を満足していない。 安全評価(検査報告書)：事業者の自律的な改善活動の基本となる改善措置活動の一部が適切に行われておらず、原子力安全上さらに重大な問題をもたらす可能性があることから検査指摘事項に該当する。従業員はADDを着用し、過度の被ばく及びその可能性も無く、深刻度評価においても考慮すべき問題点は確認されなかったことから、安全重要度は緑、深刻度評価はSL IV(通知なし)と判定された。 原因(NUCIA)：原因は、線量計ゲート未通過に対する是正措置が入域方法の周知に留まり、設備的な改善が行われなかったこと。本事象が再発することは合理的に予測可能であることからパフォーマンス劣化である。 再発防止策：一方通行ゲートを設置し、誤ったルートからの立ち入りを防止する。気付き事項について速やかに状態報告を起票するよう周知を徹底する。	2021-06-03	事務局	⑤	—	本件は、管理区域に入域する際に線量計ゲートを通過せず入域した事象が頻発しており、是正措置を講じた以降も続いていたことが規制庁検査官により確認された事例である。原因は、線量計ゲート未通過に対する是正措置が入域方法の周知に留まり、設備的な改善が行われなかったこと。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。安全重要度は緑、深刻度はSL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			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 2020-40	高浜発電所A廃棄物庫における不適切な放射性廃棄物の収容による管理区域境界の線量率(目安値)超過  NUCIA 通番: 13287M  ユニット: 高浜発電所  発生日: 2021-02-16  登録区分: 最終  2020Q4 原子力規制検査報告書	<p>2021-02-16、放射線管理のチーム検査において、A 廃棄物庫の周囲に設置したフェンスで区画した管理区域境界の線量率測定を実施したところ、管理区域の設定基準の目安値である 2.6μSv/h を超える 3.3μSv/h を確認した。廃棄物の保管記録から、線量率が目安値を超過していた期間は約 2 ヶ月であった。</p> <p>安全評価(検査報告書): 工事計画認可申請書に記載された放射性廃棄物の収容条件を遵守しておらず、更に検査官からの指摘がなければ状態が継続していたことから、従業員に対する放射線安全の監視領域の目的に悪影響を及ぼしたため検査指摘事項に該当する。発電所敷地境界の線量への影響は無く、従業員の被ばく超過も無いことから、安全重要度は緑、深刻度は考慮すべき問題点が確認されていないことから SL IV(通知なし)と判定された。</p> <p>直接原因(検査報告書): ドラム缶の配置換えにおいて A 廃棄物庫の内壁に表面線量率 0.3~1.4mSv/h のドラム缶を設置した際、工事計画認可申請書に規定する適切な遮蔽等の措置を講じていなかった。パフォーマンス劣化に該当する。</p> <p>根本原因:(事業者側)ドラム缶の配置換え計画の事前確認、委託企業への注意事項の確認を実施していなかった。また、高線量ドラム缶を収容した際に必要な措置について社内ルール、作業手順等で明確にしていなかった。(委託企業側)A 廃棄物庫の管理区域境界において過去に有意な線量率が検出されたことはなかったことから、A 廃棄物庫には高線量ドラム缶は収容されていないという思い込みがあった。仕様書で要求している廃棄物庫の全周囲の測定ではなく、各壁面に対し各 1 点の計 4 点のみの測定をおこなっていた。</p> <p>是正措置: 当該高線量ドラム缶を庫内中央部に移動させたことにより、管理区域境界の線量率は 1.0μSv/h 未満に低減した。</p>	2021-06-03	事務局	⑤	—	本件は、規制庁チーム検査において、廃棄物庫の管理区域境界において線量率が基準値を超えていることが確認された事例である。原因は、高線量ドラム缶を壁際に配置したこと。規制検査によりパフォーマンス劣化とされた。安全重要度は緑、深刻度は SL IV(通知なし)と判定されたことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2021-01	原子炉容器上蓋の温度計引出管からのわずかなにじみ  更新日: 2021-04-14  NUCIA 通番: 13241M  ユニット: 高浜発電所 4号  発生日: 2021-03-25  登録区分:最終	20210-03-25、高浜発電所 4号機(PWR、定期検査中モード 5)において、一次冷却材系統の漏えい検査のため系統圧力を 2.75MPa に加圧したところ、原子炉容器上蓋の原子炉容器内温度計の引出管の接続部外表面にわずかな水のにじみ(幅約 2cm、長さ約 0.5cm)が確認された。  安全評価:環境への放射能の漏えいは無い。  原因:当該接続部の分解点検の結果、接続部のシート面およびパッキンに傷や変形、異物の付着等が無かったことから、パッキンのなじみ具合によってパッキンの効きが若干弱くなった偶発事象と考えられる。  再発防止策:当該接続部のパッキンを取り替えて漏えい確認を行い、問題が無いことを確認した。	2021-04-07	事務局	⑤	—	本件は、定期検査の PWR において、一次冷却材系統の漏えい検査のための加圧によって、原子炉容器上蓋の原子炉容器内温度計の引出管の接続部に冷却水のわずかなにじみが発生した事象である。環境への放射能の漏えいは無い。原因は、当該接続部のパッキンのなじみ具合が悪かったもの(偶発事象)と考えられる。  漏えい検査において発見できたにじみであり、軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							

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 2021-04	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 更新日: 2021-05-31 NUCIA 通番: 13241M ユニット: 美浜発電所 3 号 発生日: 2021-04-12 登録区分:最終	2021-04-12、美浜発電所 3 号機 (PWR、第 25 回定期検査中)において、77kV 受電保護リレー動作の警報 <sup>*1</sup> が発信し、予備変圧器のしゃ断器が開放した。このことにより、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、9:48 に保安規定の運転上の制限の逸脱 <sup>*2</sup> と判断した。 安全評価:別回線の 275kV 送電線 <sup>*3</sup> から受電しており、プラントに影響はない。 原因:他社 <sup>*4</sup> の 77kV 送電線の一部で地絡が発生したことによるもの。 是正措置:送電線が復旧、予備変圧器に異常がないことを確認した後に予備変圧器のしゃ断器を投入し、当日 11:00 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した <sup>*5</sup> 。 再発防止策:なし。	2021-04-21	事務局	①	—	本件は、定期検査中の PWR において、予備変圧器のトリップに伴い外部電源 1 回線を喪失した事象である。別回線からは受電しておりプラントに影響は無い。原因は当該送電線の一部が事故により地絡したため。原子力安全に関する情報ではないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報			※1: 過大な電流など送電線の異常から予備変圧器を保護するために働く安全装置が動作したこと示す警報。 ※2: 外部電源 2 回線以上が動作可能であること、かつ 1 回線以上は他の回線に対して送電線上流にある変電所または開閉所が連系しないこと(独立していること)が求められている。 ※3: 独立性を有していない回線 ※4: 丹波線、北陸電力敦賀変電所へ接続。敦賀市内で配線工事中にクレーン車が誤って送電線に接近し地絡が発生。 ※5: 保安規定に定められる完了期間は 30 日以内				

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 2021-05	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 更新日: 2021-05-31 NUCIA 通番: 13256M ユニット: 美浜発電所 3 号 発生日: 2021-04-28 登録区分:最終	2021-04-28、美浜発電所 3 号機 (PWR、第 25 回定期検査中)において、77kV 受電保護リレー動作の警報 <sup>*1</sup> が発信し、予備変圧器のしゃ断器が開放した。このことにより、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、6:30 に保安規定の運転上の制限の逸脱 <sup>*2</sup> と判断した。 安全評価:別回線の 275kV 送電線 <sup>*3</sup> から受電しており、プラントに影響はない。 原因:他社 <sup>*4</sup> の 77kV 送電線の一部で停電が発生したことによるもの。 是正措置:送電線が復旧、予備変圧器に異常がないことを確認した後に予備変圧器のしゃ断器を投入し、当日 11:00 に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した <sup>*5</sup> 。 再発防止策:なし。	2021-04-28	事務局	①	—	本件は、定期検査中の PWR において、予備変圧器のトリップに伴い外部電源 1 回線を喪失した事象である。別回線からは受電しておりプラントに影響は無い。原因は当該送電線の一部が鳥の巣により地絡したため。原子力安全に関する情報ではないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報			<p>※1: 過大な電流など送電線の異常から予備変圧器を保護するために働く安全装置が動作したこと示す警報。</p> <p>※2: 外部電源 2 回線以上が動作可能であること、かつ 1 回線以上は他の回線に対して送電線上流にある変電所または開閉所が連系しないこと(独立していること)が求められている。</p> <p>※3: 独立性を有していない回線</p> <p>※4: 丹波線、北陸電力敦賀変電所へ接続。鳥類の営巣材を介して地絡が発生したものと推定される。</p> <p>※5: 保安規定に定められる完了期間は 30 日以内</p>	

<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。

## 参考資料 47-1

### 調査中案件の状況（案）

令和3年7月8日  
原子力規制企画課  
技術基盤課

案件	内容	調査中の関係課	備考
デジタル I&C に係る国内外の規制動向等の調査を踏まえた対応	デジタル I & Cに係る規制要求の考え方等に関する国外の動向、国内における適用状況等について調査を実施。 その調査の結果、規制に反映すべき事項があるかどうかを含め、今後の取組方針を検討。	技術基盤 G、 原子力規制企画課、 実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"><li>・実用炉審査部門は、国内事業者、メーカーに対してデジタル I &amp; Cの安全設計に係る考え方の調査を実施。技術基盤 G は、外国のデジタル I &amp; Cに係る規制状況の調査を継続中。</li><li>・電磁的障害に関し、電磁両立性（EMC）に係る国内外の規制動向について調査中。調査結果を第 44 回技術情報検討会において報告した。</li><li>・EMC等の電磁的障害防止対策に関する検討に向けて、国内外の規制動向等の調査を継続中。</li></ul>

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

**参考資料 47-2**

**技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）**

令和 3 年 7 月 8 日  
 原子力規制企画課  
 技術基盤課

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	電源系統の一相開放に対する規制取入れ	<p><b>背景：</b> 2012年1月30日、米国のByron2号機において、一相開放事象後に原子炉が停止した。この原子炉の停止は、外部から施設内に供給している電圧が不安定であったことによるものだった。しかし、このプラントは、外部電源を自動で切り離し、非常用電源に切り替える設計がなされていなかった。米国の97の原子炉において、今回と同様に一相開放（OPC）を検出できないことがわかった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> この状況は日本で発生する可能性があるため、送電線から直接接続された変圧器において OPC を検出し、故障回路を隔離または自動か手動で緊急母線の電源供給を切り換える対策を求めるとしたものの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理)</li> <li>技術基準規則解釈(実用・研開炉)</li> </ul>	H26. 7. 9(実炉、研炉) (決定、施行) H26. 10. 29(再処理) (決定、施行) ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> <li>施行時は新規制基準適合性審査に係る申請プラントが全て審査中であったことから、経過措置を設定せず。</li> <li>全ての発電用原子炉施設に基準適合が要求され、適合していなければ稼働を認めない</li> <li>施行時には OPC を検出できる設備がないことから運転管理で措置。設備の開発動向を引き続きフォロー。</li> <li>R1. 5. 29 と R1. 11. 14、事業者から国内 OPC 自動検知システムの開発状況等について説明があった。</li> <li>事業者からの説明を受け、国内原子力発電所等での OPC 対応状況と今後の導入計画につき、技術情報検討会</li> </ul>



	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2. 2. 26)、炉安審燃安審 (R2. 6. 5)、規制委員会 (R2. 5. 27) に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合 (R2. 8. 5) において確認し、その結果を第 42 回技術情報検討会 (R2. 8. 19) において報告した。
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	<p><b>背景：</b> 米国では、原子力発電所内で有毒ガスが発生し警戒態勢等がとられる事態となった事例があることを受け、平成 24 年に、米国原子力規制委員会から有毒ガス発生事象に係る Information Notice が発出された。</p> <p>我が国においても、旧原子力安全・保安院が有毒化学物質の漏えいにより発生する有毒ガスについて検討を行っていたが、東日本大震災により検討が中断し、現行の基準においても有毒ガスの防護に関する具体的な要求内容は明確ではなかった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これらを踏まえ、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時対策所の指示要員並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員が、有毒ガスが発生した場合でも必要な操作を行えるよう、吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護判断基準値以下とするために必要</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則 (実用・研開炉・再処理)</li> <li>・技術基準規則 (実用・研開炉)</li> <li>・再処理性能技術基準規則</li> <li>・再処理設工認技術基準規則</li> <li>・設置許可基準規則解釈 (実用・研開炉・再処理)</li> <li>・技術基準規則解釈 (実用・研開炉)</li> <li>・SA 技術的能力審査基準 (実用・研開炉・再処理)</li> <li>・保安規定の審査基準 (実用・研開炉・再処理)</li> <li>・有毒ガス防護に係る</li> </ul>	H29. 4. 5 (決定) H29. 5. 1 (公布・施行)  ※施行から 2 年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。</li> <li>・稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。</li> <li>・工認後でなければ工事を行うことを認めない。</li> <li>・行政指導により施行日から 3 月後までに予期せぬ有毒ガスに対処するために設備の配備を要求 (手順、体制含む)。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		な設備の設置等を求めることとしたもの。		影響評価ガイドの制定(実用炉)		
基準	HEAF の規制 取り入れ	<p><b>背景:</b> 2000年代初頭から米国NRCでHEAF事象の事例分析が取り込まれ、2009年にはOECD/NEAにおいてもHEAF事象に係るワーキングが設置された。HEAF事象は、原子力安全規制の観点でその影響評価手法の整備が必要であることが国際的に注目された。</p> <p>また、国内においても、これまでに火災を伴うHEAFが発生しており、これによって当該機器の損壊等がより拡大する可能性があることから、原子力規制庁はHEAFの現象解明に係る安全研究を実施し、アーク火災の発生防止に係る知見が得られた。</p> <p><b>規制委員会の対応:</b> これを受け、対象電気盤において、アーク放電による爆発の影響を減少させるとともに、アーク火災が発生しないように、アークエネルギーを素早く遮断する遮断器を適用することを求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術基準規則(実用炉)</li> <li>再処理設工認技術基準規則</li> <li>技術基準規則解釈(実用炉)</li> <li>高エネルギーアーク損傷(HEAF)に係る電気盤の設計に関する審査ガイドの制定(実用炉)</li> </ul>	H29.7.19(決定) H29.8.8(公布・施行) ※施行から2年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既設の施設にあっては、非常用DGに接続される電気盤以外)経過措置期間を設定 ※施行から4年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既存施設の非常用DGに接続される電気盤)経過措置期間を設定 ※施行日以降に運転を開始するときまで(建設中施設)経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。</li> <li>稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。</li> <li>工認後でなければ工事をを行うことを認めない。</li> <li>本件は電源の信頼性向上に係るものであり緊急を要するものではないことから暫定措置を要求しない。</li> </ul>
基準	燃料被覆管耐震要求等	<p><b>背景:</b> これまで燃料被覆管に対して地震時の要求事項は、「崩壊熱の除去可能な形状を保つこと」としていたが、新規制基準の施行により、基準地震動が大きくなったことを踏まえ、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持評価をより精緻化する必</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則(実用・試験炉)</li> <li>技術基準規則(実用炉)</li> <li>設置許可基準規則解釈(実用・試験炉)</li> </ul>	H29.8.30(決定) H29.9.11(公布/施行) ※実用炉の耐震要求について H31.9.30(施行後2	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>工事を要しないものの事業者の解析に要す</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		<p>要があった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを踏まえ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、基準地震動Ssの地震が発生した場合でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることを求めることとしたもの。</p>		<ul style="list-style-type: none"> <li>技術基準規則解釈(実用炉)</li> </ul>	<p>年)まで経過措置期間を設定</p>	<p>る期間及び手続き期間を考慮して全ての実用炉に経過措置を設定。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事業者(実用炉)から大凡、耐震性能が確保されていることを確認済。</li> </ul>
基準	耐震設計における動的機能維持設計手法	<p><b>背景：</b> 地震時又は地震後の動的機器の機能要求の適合性審査においては、地震応答解析結果が、原子力発電所耐震設計技術指針(以下「JEAG4601」という。)に適合している必要がある。しかし、大飯3・4号機の工事計画の審査において、JEAG4601に規定されていない特別な評価方法が確認された。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを踏まえ、上記場合における詳細な検討方法として、既往の研究等を参考に要因分析を実施し、評価基準値を超えていないことを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術基準規則解釈(実用・研開炉)</li> <li>耐震設計に係る工認審査ガイド(実用炉)</li> </ul>	<p>H29.11.15(決定、施行)</p> <p>※H30.11.30(施行後1年)まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>工事を要しないものの工認図書の変更に要する期間及び手続き期間を考慮して全ての発電炉に経過措置を設定。</li> <li>事業者から改正前の設計手法でも大凡求められる機能が維持されていることを確認済。</li> </ul>
基準	降下火砕物評価手法の規制取り入れ	<p><b>背景：</b> 美浜発電所3号機の審査書案に対する意見募集において、セントヘレンズ山の噴火における火山灰濃度を用いたディーゼル発電機の吸気フィルタへの影響に関する意見があり、事業者がこの評価結果を報告させた。</p> <p>さらに、電力中央研究所の研究報告を踏まえ、各発電所敷地において想定される気</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉規則</li> <li>保安規定の審査基準(実用炉)</li> <li>廃止措置段階における保安規定の審査基準(実用炉)</li> <li>原子力発電所の火山影響評価ガイド</li> </ul>	<p>H29.11.29(決定)</p> <p>H29.12.14(公布/施行)</p> <p>※H30.12.31(施行後1年)まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>必要な保安措置の体制整備に要する期間及び保安規定の変更認可に要する期間を考慮し</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		<p>中降下火砕物濃度の程度について報告を求めた。</p> <p>規制委員会は、降下火砕物に関する最新知見を収集・分析しその影響を検討するための検討チームを設置した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	<p>核燃料施設 審査部門</p> <p>研究炉等 審査部門</p>	検討中	未定	<p>稼働中の実用炉に経過措置を設定。</p> <p>・核燃料施設等に関しては、施設ごとの特徴を踏まえて審査を行っているところであり、今後必要があれば基準等を整備していく。</p>
基準 ／ 制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	<p><b>背景：</b> 平成28年10月5日の原子力規制委員会にて、原子力発電所内における使用済燃料の貯蔵に関して、輸送上の厳しい要件も満たしている輸送・貯蔵兼用乾式キャスク（以下「兼用キャスク」という。）を用いる場合には、耐震性等の基準について見直すよう指示があった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 兼用キャスク貯蔵施設用のサイトによらない地震力の設定等の検討のため、兼用キャスク貯蔵に関する検討チームを設置し、この規制要求化に関</p>	基盤 Gr 技術基盤課 原子力規制 企画課	(基準側) ・設置許可基準規則(実用炉) ・技術基準規則(実用炉) ・(新設)兼用キャスク告示 ・設置許可基準規則解釈(実用炉) ・技術基準規則解釈(実用炉) ・(新設)兼用キャスク	H31.3.13(決定) H31.4.2(公布/施行) ※経過措置無し	<p>・H31.3.13 原子力規制委員会にて、意見募集等を踏まえて兼用キャスクに係る規則改正案等が決定。</p> <p>・既存の発電用原子炉施設は、いずれも、改正後の規定に適合していると認められることから、経過措置は設定せず。</p> <p>・現にキャスクを設置</p>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
		<p>する議論を進めた。</p> <p>当該検討チーム及びその後の原子力規制委員会における議論を踏まえ、兼用キャスクによる原子力発電所内貯蔵に係る技術的な規制基準等の策定に加え、サイトに依存しない基準に適合する兼用キャスクを特定機器に追加するよう型式制度を見直すこととしたもの。</p>		<p>ガイド (型式側)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉規則</li> <li>・許可手続ガイド</li> <li>・工認手続ガイド</li> <li>・型式運用ガイド</li> </ul>		<p>している東海第二については、キャスクからの中性子の寄与が敷地境界線量に与える影響について説明を求めることとなった。</p>
			<p>原子力規制 企画課 実用炉監視 部門 実用炉審査 部門</p>			<ul style="list-style-type: none"> <li>・公布後の H31. 4. 4 に日本原電と面談を実施し、実測値等を用いた評価を実施し、結果を説明するよう求めた。</li> <li>・H31. 4. 23、上記の求めに応じて、日本原電から、敷地境界で評価したキャスクからの中性子が寄与する線量は、<math>3.8\mu\text{Sv/年}</math>であり、実測に基づく中性子線量の推定値 (<math>26.7\mu\text{Sv/年}</math>) を大幅に下回るレベルであるとの評価結果が示された。</li> </ul>
基準	<p>柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉の審査知見を踏まえた基準改正</p>	<p><b>背景：</b> 規制委員会は、東京電力柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号炉の審査経験から得られた技術知見を規制に取り入れることを決定した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 規制委員会は、事業者が以下の対策を実施することとするた</p>	<p>実用炉審査部門</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則(実用炉)</li> <li>・技術基準規則(実用炉)</li> <li>・設置許可基準規則解釈(実用炉)</li> <li>・技術基準規則解釈(実</li> </ul>	<p>H29. 11. 29 (決定) H29. 12. 14 (公布/施行) ※施行日前に既に新規制基準適合性に係る工事計画認可を受けた施設については</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>・稼働中の実用炉施設は変更申請に係る手続きを要することから経</li> </ul>

案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	<p>めの新規制基準を改正した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる代替冷却循環設備の設置</li> <li>・使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策</li> <li>・原子炉制御室の運転員を適切に防護するために必要な設備としてブローアウトパネルを閉止する等の対策</li> </ul>	<p>核燃料施設 審査部門</p> <p>研究炉等審 査部門</p>	<p>用炉)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・SA 技術的能力審査基準 (実用炉)</li> <li>・有効性評価ガイド(実用炉)</li> </ul> <p>検討中</p>	<p>H31. 1. 1(施行後1年) 以降の最初の定期検査が終了するときまで経過措置期間を設定</p> <p>未定</p>	<p>過措置を設定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本件に係る新たな工事は要しない</li> </ul> <p>・核燃料施設等に関しては、施設ごとの特徴を踏まえて審査を行っているところであり、今後必要があれば基準等を整備していく。</p>
基準	<p>溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止基準</p> <p><b>背景：</b>平成28年1月に福島第二原子力発電所1号機から4号機の使用済燃料貯蔵槽において、地震に伴う水面の揺動(以下「スロッシング」という。)による溢水事象が発生し、排気ダクトに流入した放射性物質を含む水が、ダクトに設けた止水設備を越えて非管理区域に向かって流れ出す事象が発生した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b>これを受け、配管、容器や使用済燃料貯蔵槽から管理区域外へ放射性物質を含む液体の漏えい防止対策を定めることとしたもの。</p>	規制企画課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則(実用・研開・試験炉)</li> <li>・技術基準規則(実用・研開炉)</li> <li>・設工認技術基準規則(試験炉)</li> <li>・性能技術基準規則(試験炉)</li> <li>・設置許可基準規則解釈(実用・研開・試験炉)</li> <li>・技術基準規則解釈(実用・研開炉)</li> </ul>	<p>H30. 1. 24 (決定) H30. 2. 20 (公布/施行) ※H31. 2(施行後1年) まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>・基準に適合するための工事や申請手続きに係る経過措置期間を設定。</li> <li>・施行時に着手している工事は継続を妨げない。</li> </ul>
基準	<p>重大事故等クラス1設備の構造及び強度に係</p> <p><b>背景：</b>新規制基準のうち特定重大事故等対処施設に係る要求事項については、新規制基準施行後に新たに施設される設備のみを想定した規定ぶりとなっていたが、審</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>・技術基準規則(実用炉)</li> </ul>	<p>H30. 1. 24 (決定) H30. 2. 2 (公布/施行)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・公布後ただちに施行。</li> <li>・経過措置を設定せず。</li> </ul>



	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	る要求の見直し	<p>査においては、新規規制基準施行前に既に施設された設計基準事故対処設備も含めて特定重大事故等に対処することには技術的に合理性があると認めてきた。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを受け、特定重大事故等時において既設の設備に重大事故等クラス1機器等に期待される機能が維持されるに足る構造及び強度がある場合は、既設の設備を重大事故等クラス1機器等として扱えることを明確にするもの。</p>				
基準	気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価ガイドの見直し	<p><b>背景：</b> 気象庁が2016年4月より既存のFスケールを見直した日本版改良藤田(JFE)スケールを策定したことを受け、ガイドで例示している竜巻最大風速の評価手法の見直しを検討することとなった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 気象庁からの聞き取りの結果、両スケールの階級を互いに読み替えることは想定されていない旨の回答があったことなどから、当面の間、基準竜巻風速の設定において、JFEスケールを用いない旨をガイドに示すこととしたもの。</p>	技術基盤課 地震・津波 研究部門	・竜巻影響評価ガイド	H30.11.28（決定／公布／施行）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H30.4.18 原子力規制委員会にて、「気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価の対応について」を報告。</li> <li>・H30.10.10 原子力規制委員会にて、これまでの検討結果等を踏まえた竜巻影響評価ガイドの改正案等を審議。</li> <li>・H30.11.28 原子力規制委員会にて、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。</li> </ul>
基準	火災防護審査基準の一部改正(原子	<b>背景：</b> 保安検査において、火災区域・区画に異なる感知方式の感知器等として設置したものうち、熱感知器については、	原子力規制 企画課（火 災対策室）	・火災防護審査基準 (実炉)	H31.2.13（決定／公布／施行）	・H31.2.13 原子力規制委員会にて、意見募集の結果、これを踏まえた改

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
	力発電所における火災感知器の設置要件の明確化について)	消防法令に定められた設置基準と異なる方法で設置されていた。 <b>規制委員会の対応：</b> これを受け、異なる感知方式の感知器等のそれぞれに対して、消防法令に定める設置要件を満たすための対策を求めることとしたもの。			※施行から5年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	正案及び現場における火災感知器の設置状況の確認結果を報告。 ・新たな感知器等の設置数、工事期間等を勘案して施行から5年の経過措置期間を設定。 ・施行時に着手している工事は継続を妨げない。
基準	震源を特定せず策定する地震動	<b>背景：</b> 平成29年11月29日の原子力規制委員会において、全国共通に適用できる「震源を特定せず策定する地震動」の策定方法を明示することを目的とした検討チームの設置を決定した。検討チーム会合では「震源を特定せず策定する地震動」に係る標準応答スペクトルについて検討を行い、令和元年8月7日の第11回検討チームにおいて、その結果を報告書に取りまとめた。 <b>規制委員会の対応：</b> これを受け、令和元年8月28日の原子力規制委員会において上記報告書の内容を審議、規制に反映させることについて了承された。	地震・津波 審査部門 地震・津波 研究部門 原子力規制 企画課	・設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理・加工・試験・貯蔵・管理) ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド	R3.4.21(決定/公布/施行)  ※耐震Sクラスの原子力施設を有する事業者に対して、 <u>設置変更許可まで3年間の経過措置期間を設定</u>	・R2.3.4、R2.3.23、R2.7.15 原子力規制委員会において、改正後に必要な申請手続、経過措置、改正対象等について審議。R3.1.20 原子力規制委員会において、パブコメ実施について了承。R3.1.21～R3.2.19 までパブコメを実施。R3.4.21 原子力規制委員会において、 <u>意見募集の結果を報告し、改正案が了承。</u> ・R3.4.26 原子力規制委員会において、改正後に必要となる申請等の手続に係る指示文書を発出。



	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	デジタル安全保護系の共通要因故障対策	<p><b>背景：</b> 令和元年の原子力規制委員会の重要課題として、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の規制への取り込みが挙げられている。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 最近の国際的な動向も踏まえ、信頼性向上の観点から現行規制の見直しを検討することとし、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を設置することとした。</p>	技術基盤課、システム安全研究部門、実用炉審査部門、核セキュリティ部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・R1.9.13 原子力規制委員会において、取組方針が了承された。</li> <li>・R1.10.2 原子力規制委員会において、検討チームの設置が了承された。</li> <li>・これまでに4回の検討チーム会合を開催。</li> <li>・R2.3.11、R2.3.23 原子力規制委員会において検討結果を報告し、本件対策として満足すべき水準について了承された。</li> <li>・R2.7.8 原子力規制委員会において、事業者の自主的取組について公開の会合で提案を受けることが了承された。</li> <li>・R2.10.6 第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取組みについて聴取。</li> <li>・R2.10.21 原子力規制委員会において聴取結果を報告した。</li> <li>・R2.12.24 ATENA から</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						「原子力発電所におけるデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行された。 ・R3.3.26 ATENA との面談において、上記技術要件書の説明を受けた