

第 4 2 回技術情報検討会の結果概要等について

令和 2 年 1 0 月 2 8 日

原 子 力 規 制 庁

本年 8 月 1 9 日に開催された第 4 2 回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙 1 参照）¹。また、同技術情報検討会において報告された「スクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響」については、同報告に加え、海外で発生した非常用炉心冷却設備等に係るろ過装置の閉塞事象とその後明らかになった課題に関し国内外で行われた一連の対応についてもとりまとめた（別紙 2 参照）。

なお、2 ヶ月に 1 回程度の頻度で開催している技術情報検討会の結果は、これまで、緊急を要する事案を除き原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会（以下「炉安審・燃安審」という。）の助言を経て、原子力規制委員会に報告することとしていた²。しかしながら、国内外の事故・トラブルに係る情報や最新の科学的・技術的知見を規制に反映させる必要性の有無について検討するとの技術情報検討会の重要性を踏まえ、その結果を原子力規制委員会に迅速に報告することが重要との観点から、今後は、炉安審・燃安審への報告と並行して原子力規制委員会に報告することとしたい。

炉安審・燃安審の助言については、炉安審・燃安審の結果を原子力規制委員会に報告する際に併せて報告することとしたい。

別紙 1 第 4 2 回技術情報検討会 結果概要

別紙 2 非常用炉心冷却設備等に係るろ過装置の閉塞事象及びその後明らかになった課題への対応について

¹https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/gijyutu_jyouhou/120000076.html

²<https://www.nsr.go.jp/data/000291231.pdf>

第 42 回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：

令和 2 年 8 月 1 9 日（水）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、櫻田技監、山田総括審議官、山形対策監、大村審議官、金子審議官、市村部長、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、放射線防護 G：関係課長ほか、JAEA：西山室長・中塚 Gr リーダー

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（期間：R2. 1. 18－R2. 7. 3）

以下の 4 件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

（米国の対応状況）

- ・ NRC は炉内の下流側影響についての問題を解決するための 4 つのオプションを承認（SECY-12-0093）。
- ・ BWR は事業者の自主的取組としてリスク評価を行い、2017 年に安全上問題がないとの評価結果を NRC へ提出¹。NRC はこの評価結果を受け 2018 年に規制上のアクションは不要と結論²。
- ・ PWR は NRC と事業者で協議中。

（国内の経緯及び対応状況）

- ・ 高浜 3/4 号炉の新規制基準適合審査において、事業者は PWR 共通の中長期的な安全性向上の取組として炉内下流側の影響を検討する旨表明（平成 26 年 3 月 13 日）。
- ・ 産業界では炉内下流側影響についての試験が行われており 9 月の日本原子力学会で発表予定。

（今後の対応）

- ・ 新規制基準において引用している旧原子力安全・保安院の内規では下流側機器の機能を損なうことのない設計であることを要求しているが、下流側の影響評価は求められていないので、内規等への反映の要否を検討する必要があるのではないか。
- ・ 国内事業者が日本原子力学会で発表する情報をフォローする。
- ・ 国内外の情報収集を継続して実施する。

② 北海道西部、岩内平野の地形発達史－泊原発の敷地内断層と関連して－（学会論文）

（概要）

- ・ 海成段丘の分布及び発達過程を明らかにし、それを踏まえ、泊発電所内の堆積物の年代を解釈し、F-1 断層の 125Ka 以降の活動を否定できない（新規制基準による活断層とみなされる）

¹ BWROG Letter, BWROG17-3-381r0, “Final Resolution of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors”, November 20, 2017.

² “Closure of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems Strainer Performance at Boiling Water Reactors,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, June 29, 2018, ADAMS Accession No. ML18078A061.

としている。

(対応の方向性)

- ・敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイドでは、本知見の段丘面等に関連した内容を検討対象としていることを確認することとされているため、規制等に反映すべき事項はない。また、現在審査中の原子力発電所の断層の活動性評価に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有した。
- ・規制へ反映すべき事項、安全研究の観点から新たな知見はなく、スクリーニング終了。

③南海トラフ沿いで発生する大地震の確率論的津波評価（地震調査研究推進本部発表）

(概要)

- ・南海トラフ沿いで発生する大地震を対象に確率論的津波評価を初めて実施し、今後 30 年以内に海岸の津波高が 3m、5m、10m 以上になる確率を公表したもの。
- ・100 年～200 年で繰り返し発生する M8～M9 クラスの大地震を対象とし、内閣府の最大クラスの地震については発生頻度の定量的な評価ができないとして対象外としている。

(対応の方向性)

- ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド並びに基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、南海トラフを含むプレート間地震を対象とすること、基準津波の超過確率を参照することとされているため、規制等に反映すべき事項はない。また、現在審査中/審査済の原子力発電所の基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有した。
- ・規制へ反映すべき事項、安全研究の観点から新たな知見はなく、スクリーニング終了。

④12 世紀に北海道南西沖で発生した地震の断層モデル（産総研等が科学ジャーナルに発表）

(概要)

- ・北海道南西沖、奥尻島海岸に沿った津波堆積物調査の結果及び津波浸水域の計算結果を用いて日本海における 12 世紀の地震の断層モデルを推定したもの。
- ・断層モデル F17（長さ 135km、平均すべり量 6m、Mw7.8）を 12 世紀の津波堆積物の分布を説明できるよう修正を行い、断層モデルの長さは少なくとも 104km、すべり量は最大 18m、Mw7.9 と算出。地震規模は日本海で知られている他の地震よりも大きい。

(対応の方向性)

- ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド並びに基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、海域の活断層で発生する地震及び津波を検討対象とすること、津波堆積物等の地質学的証拠を用いて基準津波の選定結果を検証することとされているため、規制等に反映すべき事項はない。また、現在審査中の原子力発電所の基準地震動及び基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有した。
- ・津波堆積物調査は地形調査と一心同体、地形に関する情報に特に注意しつつ調査研究することが大事との指摘があり、担当よりその点に留意し調査・研究すると回答した。
- ・規制へ反映すべき事項、安全研究の観点から新たな知見はなく、スクリーニング終了。

(2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況

今回報告事項なし。

(3) 放射線防護から得られた知見について

- ・放射線安全規制研究戦略的推進事業の概要及び成果の活用状況並びに令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に係る評価について情報を共有した。今後も年1回程度の頻度で情報共有する。

(4) 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

- ・今回の1次スクリーニング対象案件（65件、うち新規情報60件）
- ・3件が2次スクリーニングへ、2件暫定評価、60件は調査終了。
- ・要対応技術情報の状況
 - i) 回路の故障が2次火災または設備の損傷を誘発させる可能性
 - ・令和元年度目途に NRA 技術ノートとして調査結果をまとめ、令和2年度上期公表予定。
 - ii) 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」
 - ・HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止対応は終了。
 - ・第一段階の爆発現象について、米国での試験によりメカニズムの解明はできた。現在、爆発の影響範囲の研究を実施中。OECD/NEAのHEAFプロジェクト（令和3年12月まで）、それ以降の規制庁独自のHEAF試験と合わせて最終報告を行う予定。

②トピックス：電源システムの1相開放に対する規制取り入れ

(概要)

- ・事業者から国内原子力発電所等の対応について公開の意見聴取会を実施（8月5日）。
- ・設置許可基準規則の解釈により国内原子力発電所及び再処理施設においては、1相開放故障事象（OPC）の対応が求められている。
- ・事業者は2020年度に代表プラント（高浜原子力発電所）の共用予備変圧器にOPC検知器を設置して試運用を開始し、実機環境での誤検知の有無等の検証を行う計画。
- ・ATENAは国内電力会社と製造事業者からなるOPC対応等検討WGを作り取組をリード。ATENAが取りまとめの上事業者の取組状況を規制当局へ報告する。

(対応の方向性)

- ・事業者の検討が比較的長期にわたるため、事業者は、検討内容、進捗を自発的、自立的に公開してもらいたいとの指摘があった。
- ・事業者の対応におけるATENAの役割如何。いくつかある検知方法についてどの方法が誤検知が少ないとか、どういう方法が各プラントに適切かという判断はどこでされるのかとの指摘があった。
- ・事業者によるOPC対応状況、米国のOPC対応状況を継続してフォローし、今後の国内規制対応について更に検討を続ける際には上記の指摘に留意する。

③2次スクリーニングの検討状況

以下の3件について報告及び議論を行った。

i) さらなる調査を要する要対応技術情報：

安全関連システムに組み込まれたデジタル装置

- ・米国では組み込み型デジタル装置（EDD）を適用する際には原子力安全系に要求されるQAプロセス（10CFR 50 Appendix B）に則りソフトウェア品質管理、共通要因故障解析等が必要。

- ・汎用品 EDD を原子力発電所の安全系に適用する際、米国 NEI が発行する図書を NRC がエンドースする計画が立てられ、2020 年 6 月エンドースする REGULATORY GUIDE 1.187, Revision2 が発行された。同ガイドの分析が終わり次第、本検討会に報告する。

ii) 2次スクリーニング継続案件：

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の摩耗による制御棒固着

(海外の情報)

- ・仏フラマトム社は世界で70プラントを検査し、32本以上のサーマルスリーブを修理・交換している。
- ・米 WH 社の報告によれば、2019 年の計画停止中に米国 PWR の CRDM のサーマルスリーブが破断して外れているのが確認された（プラント名不明）。
- ・仏ではフランジ部分が摩耗していたが、米ではその下のカラー部の直下部分が破断した。WH 社は、その形状変化部に応力集中が生じ、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し疲労割れに至ったと推定。

(国内の状況)

- ・国内 PWR 事業者は、サーマルスリーブの使用期間※1や構造※2、サーマルスリーブ降下速度が仏国のそれと異なる※3、摩耗に対する裕度が高い※4との説明。

※1 上蓋と CRDM を含めて交換しており一番長く運転している玄海3号でも16年で米国の評価する25年と比べて余裕がある。

※2 国内のサーマルスリーブは振れ止め金具構造（リング式）が米、仏のものより強固で動きにくい。

※3 国内プラントのカメラによる目視調査（複数本）ではサーマルスリーブの有意な降下・落下は認められない。

※4 国内 PWR のカラー部は有意な応力集中が生じないよう大きい丸みに製作している。

(対応の方向性)

- ・事象の発生メカニズムや原因が特定されていないことから、引き続き国内外の検討状況をフォローする。

iii) 新規2次スクリーニング案件：

安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動

- ・BWR の水位計の配管が冷やしばめ継手部で破断した事象。当該冷やしばめは水素脆化感受性が高いことが知られていたが継続使用していた。引き続き国内発電所の状況を調査する。

④ 1次スクリーニング結果報告

時間切れのため、資料配付のみ

非常用炉心冷却設備等に係るろ過装置の閉塞事象及び その後明らかになった課題への対応について

1. はじめに

実用発電用原子炉施設の非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備には、冷却材中の異物を除去するためにろ過装置（以下「ストレーナ」という。）が使用されている（図1参照）。

1992年に、スウェーデンのバーセベック原子力発電所2号機で発生したストレーナの閉塞¹を契機に、ストレーナ閉塞のリスクが世界的に認識された。例えば、ストレーナが閉塞すると、圧損の増加によりポンプ入口吸込水頭が低下し、ポンプのキャビテーションの発生、冷却材流量の減少により冷却機能が喪失する恐れがある。異物の組成（繊維、粒子、化学的生成物など）の影響、ストレーナを通過した異物が下流側の機器や燃料に与える影響等の課題が明らかとなり、ストレーナの閉塞を防止するため、ストレーナの拡大などの対応がなされた。

バーセベック原子力発電所2号機で発生したストレーナ閉塞を端緒として明らかになった課題（以下「ストレーナ閉塞事象」という。）に関する過去の技術情報検討会報告²に続いて調査を行い、8月19日の技術情報検討会³において報告したので（別添1参照）、これらを取りまとめて報告する。

2. ストレーナ閉塞事象の背景と概要

実用発電用原子炉施設において冷却材喪失事象（以下「LOCA」という。）が発生した場合、保温材の破損、格納容器内の塗料片の剥落等により様々な物質が発生し、これらの物質をデブリと呼ぶ。デブリには繊維デブリ、粒子デブリ、化学デブリ⁴などいくつかの形態がある。

デブリは、破断流や格納容器スプレイにより流されて一部はストレーナに到達し、以下の影響を及ぼす可能性がある。

○ストレーナ表面に蓄積した場合、ストレーナの圧損が増加しポンプ入口吸込水頭が確保できなくなり、非常用炉心冷却系のポンプにキャビテーションが発生する。

¹ 配管断熱材（保温材）の落下によるサプレッション・プールのストレーナ閉塞によって、同ストレーナが予想より遙かに短時間で閉塞したことなどの安全上の問題が判明した。

² 原子力規制庁 第26回技術情報検討会及び第28回技術情報検討会

³ 原子力規制庁 第42回技術情報検討会

⁴ 化学デブリは主にPWRの格納容器内の材料とpH調整剤等との化学反応によって生成される。

○上記によりポンプ性能が低下した場合、炉心冷却に必要な流量を確保できなくなる。

ストレーナ閉塞事象については、既に日本、米国及び欧州において、保温材の変更、pH調整剤の変更、ストレーナの大型化等の対策が取られ、国内外のストレーナ閉塞のリスクは減少した（詳細は別添2のとおり。）。

3. ストレーナを通過したデブリによる下流側影響

上記2.の対策で、ストレーナ閉塞事象は解決のための措置が講じられているものの、米国において包括的な検討⁵を進める中で、ストレーナを通過したデブリが下流側機器や燃料等に影響を与える可能性についても検討課題とされた（以下「下流側影響」という。）。日本では、事業者による下流側影響の検討及び重大事故において海水注入した場合等のストレーナを介した再循環運転について検討されており、事業者の対応方針は、審査会合等において説明されている。

3.1 米国の検討状況

(1) 米国 PWR の検討状況

①ストレーナを通過したデブリによる下流側機器の閉塞・摩耗

NRCは、デブリによる流路の狭い部位（ポンプ内部の流路、弁など）の閉塞やポンプ回転部、熱交換器の伝熱管等の摩耗（以下「下流側機器の閉塞・摩耗」という。）を考慮することを求めた⁶。米国のPWR事業者は産業界の評価ガイド⁷を用いて評価を行い、解決済みとしている。

②ストレーナを通過したデブリが燃料及び炉心に与える影響

NRCは、デブリが燃料の冷却材流路を閉塞する可能性（以下「炉内下流側影響」という。）に関し、米国規制ガイドRG1.82⁸ Rev.4において、燃料被覆管の許容最高温度、燃料被覆管の酸化膜及び付着物厚さの制限値並びに繊維デブリの炉内流入量の制限値として、産業界（PWROG）の報告書⁹による評価を認めている。しかし、繊維デブリ炉内流入量の制限を満たせないプラント

⁵ Generic Safety Issue (GSI)-191, “Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance”

⁶ GL2004-02 (別添1 2. 参照)

⁷ WCAP-16406-P-A, “Evaluation of Downstream Sump Debris Effects in Support of GSI-191,” Revision 1, Westinghouse Electric Company, LLC, Pittsburgh, PA. (Not publicly available.)

⁸ Regulatory Guide 1.82 Revision 4, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, March 2012.

⁹ WCAP-16793-NP-A, Revision 2, “Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid”, July 2013.

が複数あり、事業者は NRC が示した他の方法¹⁰を用いて解決を図ろうとしている。

一方、2019年6月にNRCは、炉内下流側影響の技術評価レポート¹¹を発行し、問題を引き起こす大量のデブリを発生させる大破断LOCAは発生頻度が低く、仮に炉心入口が完全に閉塞しても、バレル/バッフル領域の流路等の代替流路により炉心が冷却できると考えられることなどから、炉内下流側影響問題は、LOCA後の長期冷却を損なうことはなさそうであるとする見解を示した¹²。産業界（PWROG）は、燃料集合体流路の閉塞についての対応は2020年中に解決する見通しと述べている¹³。

（2）米国 BWR の検討状況

BWRプラントについては、上記（1）の①下流側機器の閉塞・摩耗、②炉内下流側影響に関してPWRから得られた知見に対して、事業者が自主的に解決に取り組んだ。炉内下流側影響の課題については、リスク情報に基づく評価により、2017年に安全上問題が無いとの評価結果をNRCに提出した。NRCは事業者の評価結果を受け、デブリが長期炉心冷却を妨げるリスクは低いと判断し、2018年に規制上のアクションは不要と結論づけている¹⁴。

3.2 日本の検討状況

日本の事業者は、高浜3及び4号機の新規制基準適合性審査において、PWR共通の中長期的な安全性向上の取組みとして、下流側影響について検討する旨を表明している¹⁵。また、BWR事業者は面談において、ストレーナ下流に設置されているポンプ、配管等への摩耗による影響などの検討項目について、今後議論が進展した際には、改めて情報交換を行いたいとしている。なお、重大事故時に海水注入した場合及び炉心損傷した場合におけるストレーナを介した再循環運転

¹⁰各プラント固有の情報を用いて、追加試験や解析することで制限値を定める決定論的方法、もしくは、炉心入口閉塞によるリスク増分を評価し、リスクが小さいことを示す確率論（リスク・インフォームド）的方法。

¹¹ “TECHNICAL EVALUATION REPORT OF IN-VESSEL DEBRIS EFFECTS”, June 2019.

¹² CLOSURE OF GENERIC ISSUE GI-191, “ASSESSMENT OF DEBRIS ACCUMULATION ON PWR SUMP PERFORMANCE”, July 2019.

¹³ PWROG September 2019 Newsletter,

(<https://pwrogpublic.westinghousenuclear.com/Pages/PWROG-News.aspx>)

¹⁴ “Closure of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems Strainer Performance at Boiling Water Reactors,” , June 2018.

¹⁵ 第93回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合資料1-2,

(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/10953979/www.nsr.go.jp/data/000035481.pdf>)

の検討課題¹⁶については、事業者が再循環運転の有効性を確認している（重大事故における検討の詳細は別添 1 のとおり。）。

4. 今後の対応（案）

上記 3.1 ストレーナを通過したデブリによる下流側影響について、米国における対応状況等海外の動向について引き続き注視するとともに、国内事業者の検討内容と今後の対応方針について、事業者から意見聴取することとしたい。

また、「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）」¹⁷では、下流側影響について「ストレーナの網目の粗さは、ECCS ポンプ下流のスプレイノズル、ECCS ポンプシール部等、下流側機器の機能を損なうことのない設計であること。」を要求しているが、規定内容はストレーナの網目の粗さに関するものであり、下流側影響の評価について具体的に記載されていない。今後、事業者からの意見聴取の結果を踏まえ、対応を検討することとしたい。

¹⁶ 原子力規制庁 第 26 回技術情報検討会及び第 28 回技術情報検討会

¹⁷ 平成 20・02・12 原院 5 号 「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）」

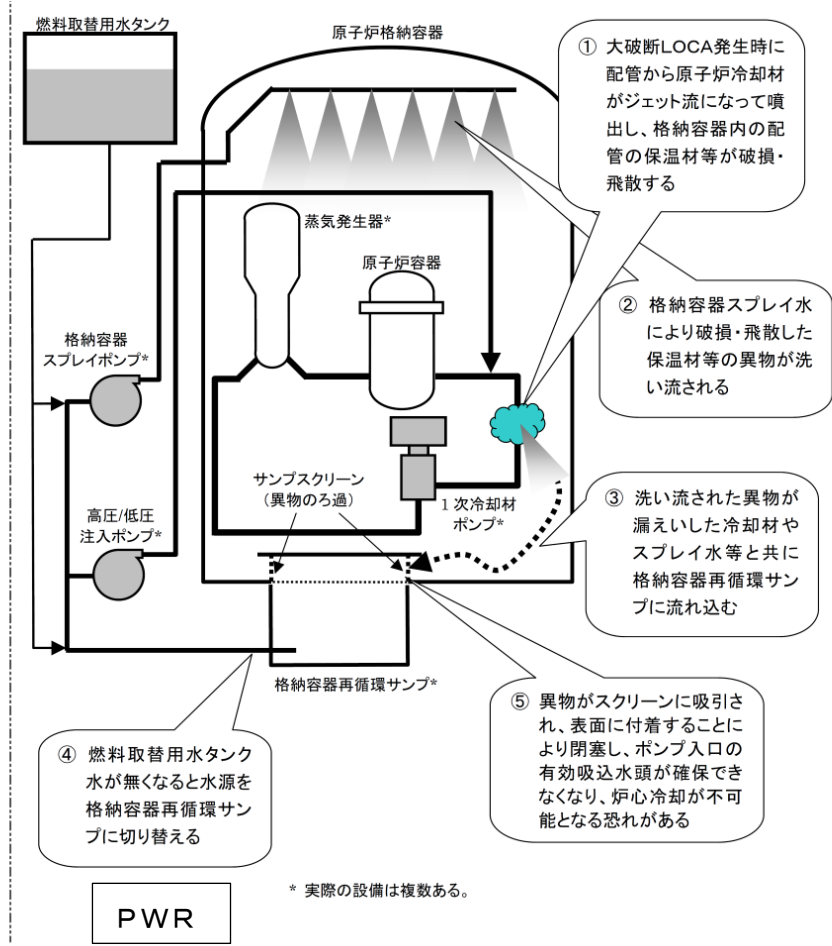
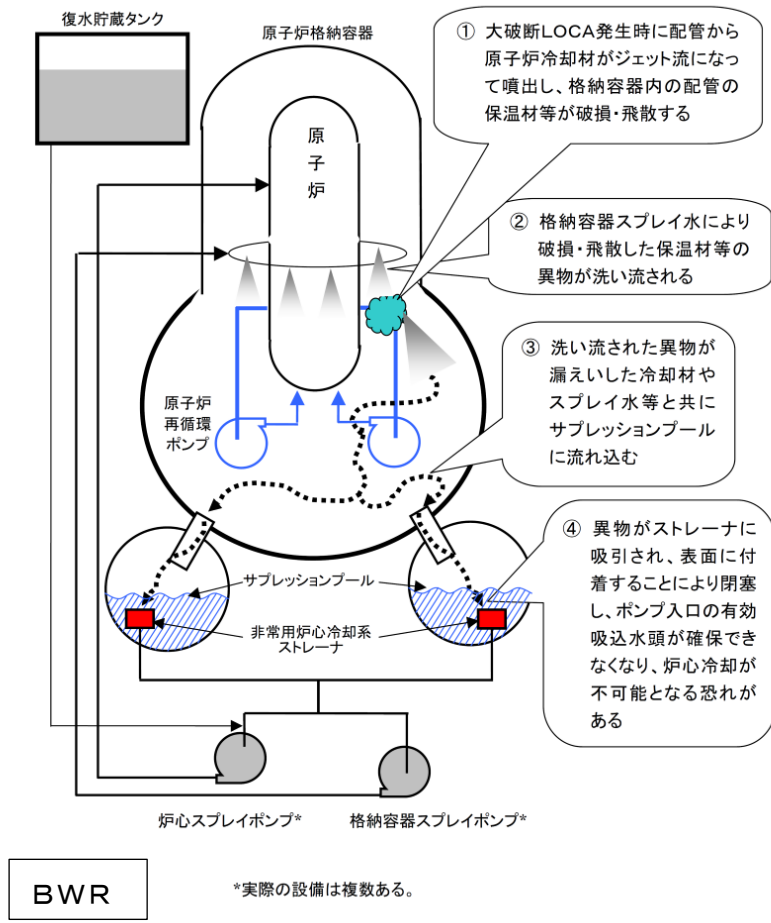


図1 BWR及びPWRプラントにおけるストレーナ閉塞事象

(日本原子力発電株式会社, 「非常用炉心冷却システムストレーナ閉塞事象に関する報告について」, 平成17年10月17日より抜粋)

これまでの技術情報検討会の報告概要

1. 日本における重大事故時における再循環運転に係る検討状況

重大事故対策の有効性評価では、炉心損傷に至らない重大事故の場合は海水注入に期待しておらず、また、炉心損傷に至る重大事故の場合は、ストレーナを介した再循環運転には期待していない。しかしながら、PWR 事業者は今後の知見拡充の観点から、「海水注入時の再循環運転」及び「炉心損傷時の再循環運転」についての検討を行っている。技術情報検討会において、重大事故環境下に係る検討状況について、以下のとおり報告した。

○第 26 回技術情報検討会（平成 29 年 4 月 10 日）

海水注入時の再循環運転においては、海水注入による腐食等による生成物（錆などの粒子デブリと想定）が発生する可能性はあるものの、酸化物は比重が大きく、再循環プール内で沈殿すると考え、ストレーナの圧損に著しく寄与するとは考えがたい。また、ストレーナの構成材料であるステンレス鋼 SUS304 の場合、海水環境における腐食速度は遅く、粒子状異物発生量は少ないと考えられることから、PWR 事業者は、重大事故対策有効性評価では期待していない海水注入した場合でもストレーナを介した再循環による注水が炉心損傷時においても有効に機能し得るとしている。

○第 28 回技術情報検討会（平成 29 年 10 月 25 日）

炉心損傷時の再循環運転においては、格納容器下部に溜まった水中に炉心溶融物成分（FP）が移行し、格納容器内温度低下において析出する量、FP 析出や海水腐食性生物を考慮した格納容器スプレイポンプの圧損及び想定した重大事故シナリオ（加圧破損）で機能不能となる格納容器スプレイポンプを復旧するための格納容器スプレイポンプ室の線量について検討し、炉心損傷時においても再循環運転が有効に機能することを示した。

2. ストレーナを通過したデブリによる下流側影響

○第 42 回技術情報検討会（令和 2 年 8 月 19 日）

ストレーナ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報告した。

欧州、米国及び日本におけるストレーナ閉塞事象への対応状況

1. 欧州での事例と対応状況

1992年7月28日、スウェーデンのバーセベック原子力発電所2号機（BWR、615MWe）で発生した、配管断熱材（保温材）の落下¹⁸によるサプレッション・プールのストレーナ閉塞によって、同ストレーナが予想より遙かに短時間で閉塞したことなどの安全上の問題が判明した。また、上記事象はLOCA時においても同様に、保温材のデブリによりストレーナ閉塞が起こりうるとして、各国で検討する契機となった。

その結果、同プラントと同様の設計の他のBWRの4プラント¹⁹が、スウェーデン原子力発電検査庁²⁰から、改善措置を実施するまでプラント停止の指示を受けた。各プラントは対策案を提出したが、共通する内容として、ストレーナろ過面積の大幅な増加、配管断熱材の材質変更等が挙げられた。スウェーデンのPWR²¹については、その後、約3年かけて解析・実験が実施された。その結果、設計上不十分な点が明らかになり、1995年夏にリングハルス原子力発電所2号機で改善措置が実施された。また、ドイツ及びフランスにおいても、小さい網目粗さのストレーナや大きな面積のストレーナへの変更がなされた。

2. 米国での事例と対応状況

米国NRCは、1992年の米ペリー発電所及びスウェーデンのバーセベック発電所でのトラブルを踏まえて、BWR認可取得者に対応を求めた²²。その後、BWR認可取得者が大容量受動式ストレーナ設置等の措置を取ることで、BWRでのストレーナ閉塞問題は、2001年に一旦終結した。

NRCは、PWRについて1996年に検討を開始²³し、2004年に文書を発行した²⁴。

¹⁸ 逃がし安全弁が誤って開いたことによる蒸気で保温材が落下。

¹⁹ バーセベック原子力発電所1号機（615MWe）、オスカーシャム原子力発電所1及び2号機（それぞれ487MWe、630MWe）及びリングハルス原子力発電所1号機（910MWe）

²⁰ SKI：1992年当時の原子力規制機関、現在の放射線安全庁（SSM）の前身

²¹ リングハルス原子力発電所2～4号機（それぞれ900MWe1, 117MWe、1, 171MWe）

²² BL93-02, Supplement 1, “Debris Plugging of Emergency Core Cooling Suction Strainers、BL95-02, “Unexpected Glogging of a Residual Heat Removal (RHR) Pump Strainer While Operating in Suppression Pool Cooling Mode”、BL96-03, “Potential Plugging of Emergency Core Cooling System Suction Strainers by Debris in BWRs “

²³ Generic Safety Issue (GSI)-191, “Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance”

²⁴ GL2004-02, “Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation during

これを受けて、全PWR認可取得者はストレーナ面積を増加させ、ストレーナ閉塞のリスクを減少させた。また、一部の認可取得者は繊維質又は粒子状保温材の撤去、pH 調整剤の変更、デブリ捕獲装置の設置などの対策を実施した。

3. 日本の対応状況

2004年6月に、旧原子力安全・保安院は、電気事業者に対して保温材の実態調査やストレーナの有効性評価を行うよう指示するとともに、総合資源エネルギー調査会原子炉安全小委員会の下に設置した安全評価ワーキンググループにおいて、原子炉冷却材喪失時のストレーナの閉塞事象に関して審議・検討を行った。

その検討結果を踏まえ、2008年2月に、BWR及びPWRを対象とした内規²⁵を制定した。

電気事業者は、工事計画手続きにおいて、上記内規に基づきストレーナの有効性評価を行い、必要に応じて保温材の取替えやストレーナの大型化などの対策を実施した。

Design Basis Accidents at Pressurized-Water Reactors”

²⁵ 平成20・02・12 原院5号 「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）」

第42回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時: 令和2年8月19日(水) 16:30~18:30
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) 最新知見のスクリーニング状況
 - 2) 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
(説明者) 田口 清貴 技術基盤グループ安全技術管理官(システム安全担当)
川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官(地震・津波担当)
 - (2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況
 - 1) 調査中案件の状況
 - 2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況
(説明者) 佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課企画調整官
 - (3) 放射線防護から得られた知見について
 - 1) 放射線安全規制戦略的推進事業について
 - 2) 令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に係る評価について
(説明者) 田中 桜 放射線防護グループ放射線防護企画課企画官
宮本 久 放射線防護グループ安全規制管理官(放射線規制担当)
 - (4) 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) トピックス
・1 相開放故障事象(OPC)に対する国内原子力発電所等の対応に係る公開会合速報
 - 3) 2次スクリーニング状況・結果
・PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(状況報告)
 - 4) 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
田口 清貴 技術基盤グループ安全技術管理官(システム安全担当)

4. 配布資料

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

- 資料42-1-1 最新知見のスクリーニング状況(案)
- 資料42-1-2 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(案)

議題(2) 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況

- 資料42-2-1 調査中案件の状況(案)
- 資料42-2-2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況(案)

議題(3) 放射線防護から得られた知見について

- 資料42-3-1 放射線安全規制戦略的推進事業について
- 資料42-3-2 令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に係る評価について

議題(4) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

- 資料42-4-1-1 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42-4-1-2 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42-4-2 1 相開放故障事象(OPC)に対する国内原子力発電所等の対応に係る公開会合速報
- 資料42-4-3 2次スクリーニングの検討状況(案)
- 資料42-4-3-1 PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(状況報告)
- 資料42-4-4 1 次スクリーニング結果(案)

最新知見のスクリーニング状況の概要

令和 2 年 8 月 19 日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:R2 年 1 月 18 日から R2 年 7 月 3 日)

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
20 シ安-(A)-0003	サンプル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	iii)	1~3
20 地津-(D)-0001	北海道西部, 岩内平野の地形発達史—泊原発の敷地内断層と関連して—	vi)	4~5
20 地津-(D)-0002	南海トラフ沿いで発生する大地震の確率論的津波評価について	vi)	5~7
20 地津-(D)-0003	12 世紀に北海道南西沖で発生した地震の断層モデルについて	vi)	7~8

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。

最新知見のスクリーニング状況(案)

令和2年8月19日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:R2年1月18日からR2年7月3日)

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
20 シ安- (A)-0003	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	<p>情報元：米国規制ガイド RG1.82 Rev.4 及びその関連文書</p> <p>当該情報は、サンプスクリーンを通過したデブリが炉心へ与える影響（以下「炉内下流側影響」という。）についての、米国及び国内における規制動向に関するものである。</p> <p>米国では PWR プラントにおいて LOCA 発生後、デブリがサンプスクリーンに堆積し、緊急時炉心冷却装置や格納容器スプレイ冷却系のポンプの正味吸い込みヘッドが確保されない可能性があるため、Generic Safety Issue (GSI)-191 として検討を開始し、事業者に対してサンプスクリーンの評価を要求した。これを受け、事業者はサンプスクリーンの面積を大幅に増やす等、サンプスクリーンが閉塞するリスクを下げる対応を行った。</p> <p>GSI-191 で検討を進めるうちに、炉内下流側影響という問題が顕在化した。事業者はこの問題の解決のため、サンプスクリーンを通過した繊維、粒子及び化学デブリが炉心に与える影響を検討し、その安全性を評価する手法をトピカルレポート WCAP-16793-NP Rev.2 としてまとめた。NRC が 2012 年に改定した RG1.82 Rev.4 では、WCAP-16793-NP Rev.2 を参照する形で炉内下流側影響の考慮を要求している。</p>	2020/7/3	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 審査ガイド「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」(NISA 内規:2008年2月)では、サンプスクリーンを通過したデブリが下流側に与える影響(燃料集合体流路の閉塞)を考慮することを要求していない。 このため、PWR プラント及び BWR プラントを対象に対応を検討する必要があると考えられる。 	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 審査ガイド「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」(NISA 内規:2008年2月)では、サンプスクリーンを通過したデブリが下流側に与える影響(燃料集合体流路の閉塞)を考慮することを要求していない。 このため、PWR プラント及び BWR プラントを対象に対応を検討する必要があると考えられる。 	

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。

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>ところが、WCAP-16793-NP Rev. 2 ではサンプスクリーンを通過した繊維デブリにより炉心下部が閉塞しないことを担保するために、炉内に到達する繊維デブリ量の制限値を設けているが、保守的に設定されているため、複数のプラントでその制限値を満たせない状況であった。このため、NRC は炉内下流側影響についての問題を解決するために、WCAP-16793-NP Rev. 2 に記載された評価手法に加え、各プラント固有の情報を用いて、追加試験や解析により炉内繊維デブリの制限値を定める手法や確率論（リスク・インフォームド）的アプローチを用いた手法を承認するなど米国の対応の方向性が明確化されてきた。PWR オーナーズグループは 2019 年のニュースレターの中でこの対応が 2020 年中に解決する見通しと述べている。</p> <p>なお、BWR プラントについては、GSI-191 で PWR プラントに対して得られた上記知見に対して、事業者が自主的取組みとしてリスク評価を行い、2017 年に安全上問題ないとの評価結果を NRC に提出した。NRC は事業者の評価結果を受け、2018 年に規制上のアクションは不要と結論づけている。</p> <p>国内において、旧原子力安全・保安院は、2004 年 6 月に電気事業者に対して保温材の実態調査やストレナの有効性評価を行うよう指示するとともに、安全評価ワーキンググループにおいて、原子炉冷却材喪失時のストレナ（BWR プラントの非常用炉心冷却システムストレナ、PWR プラントの格納容器再循環サンプスクリーン）の閉塞事象に</p>						

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。

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>関して審議・検討を行った。</p> <p>その検討結果を踏まえ、2008年2月に、PWRプラント及びBWRプラントを対象とした「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）」を制定した。</p> <p>電気事業者は工事計画手続きにおいて、上記内規に基づきストレーナの有効性評価を行い、必要に応じて保温材の取替えやストレーナの大型化などの対策を実施した。</p> <p>上記内規では、詳細な炉内下流側影響の評価については要求していないが、高浜3/4号炉の新規制基準適合性審査において、電気事業者はPWR共通の中長期的な安全性向上の取組みとして炉内下流側影響について検討する旨を表明している。</p>						

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。

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
20 地津-(D)-0001	北海道西部, 岩内平野の地形発達史 - 泊原発の敷地内断層と関連して -	<p>公表時期: 2019年9月 表題: 北海道西部, 岩内平野の地形発達史 - 泊原発の敷地内断層と関連して - 著者: 小野有五 (国立大学法人北海道大学、行動する市民科学者の会・北海道) ほか 文献情報: 活断層研究、51号、27-52</p> <p>当該情報は、北海道西部の岩内平野において、変動地形学、地質学的研究により、岩内台地及び共和III面(標高約30m)、共和II面(標高約40~50m)、共和I面(標高約60m)の3つの主要な海成段丘の分布及び発達過程を明らかにしたものである。上記は本論の主体であり、これらの地形面の分布と発達過程を系統立てて整理した点で新規性が認められる。著者らは上記の岩内平野における海成段丘の分布及び発達過程を踏まえ、泊発電所内の堆積物の年代を解釈し、F-1断層の125ka(ka:1,000年前)以降の活動を否定できないとしており、著者の従前の主張と変化はない。</p> <p>泊発電所内のF-1断層に関する主張の要点は以下のとおり。</p> <p>泊発電所において、F-1断層のトレースの上限はMIS*9の堆積物に達していることから、断層活動は少なくとも330ka以降に生じたとのこと。F-1断層による変位のトレースは、Spfa1(42ka)、Toya(115ka)、ニセコ火山(約220ka)の軽石を含む斜面堆積物によって覆われている上部の堆積物中で徐々にせん滅すること。これらの軽石が、北海道の最終氷期再寒期</p>	2020/2/4	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は岩内平野における海成段丘の分布及び発達過程を踏まえ、北海道電力株式会社泊発電所内の堆積物の年代を解釈し、泊発電所内のF-1断層の活動性について論じている。 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイドでは、断層通過地点の変動だけでなく、段丘面等に現れている傾動等の広域的な変位・変形、地震性地殻変動の存在を示唆する海岸地形についても検討対象とされていることを確認すると記載している。 よって、当該情報の手法は現行の審査ガイドで考慮している手法であることから、規則等に反映すべき事項はない。 本知見は、現在審査中の北海道電力株式会社泊発電所の断層の活動性評価に関連する情報であ 			

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。

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>である MIS2 のクリオターベーションによって大きく動かされており、それらの斜面堆積物が MIS2 付近で最終的に安定したことが明らかであるとのこと。この事実は、F-1 断層の 125ka 以降の活動を否定できないことを示しており、F-1 断層は新規規制基準による「活断層」として見なされることを意味するとのこと。</p> <p>*MIS: Marine Isotopic Stage の略。酸素の同位体比による過去の気温に基づいたステージ区分。MIS は氷期に偶数、間氷期に奇数を付けて整理される。Lisiecki and Raymo (2005)によれば、MIS1 と 2 の境界は 1 万 4 千年前、MIS 2 と 3 の境界は 2 万 9 千年前、MIS3 と 4 の境界は 5 万 7 千年前、MIS4 と 5 の境界は 7 万 1 千年前、MIS5 と 6 の境界は 13 万年前、MIS6 と 7 の境界は 19 万 1 千年前、MIS7 と 8 の境界は 24 万 3 千年前、MIS8 と 9 の境界は 30 万年前、MIS9 と 10 の境界は 33 万 7 千年前である。</p>			<p>るため、審査部門に情報提供・共有した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・また、安全研究において反映すべき新たな知見は無い。 ・以上により、終了案件とする。 	/		
20 地津-(D)-0002	南海トラフ沿いで発生する大地震の確率論的津波評価について	<p>発表日: 令和 2 年 1 月 24 日 発表名: 南海トラフ沿いで発生する大地震の確率論的津波評価 発表者: 地震調査研究推進本部 地震調査委員会</p> <p>地震調査委員会は、南海トラフ沿いで発生する大地震を対象とした確率論的津波評価を初めて実施し、今後 30 年以内に南海トラフ沿いで大地震が発生し、海岸の津波高が 3m 以上、5m 以上、10m 以上になる確率を公表した。本評価では、「南海トラフの地</p>	2020/2/4	vi)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該情報は、南海トラフ沿いで 100 年～200 年で繰り返し発生する大地震による津波の確率論的評価に関するものである(最大クラスの地震は対象外)。 ・基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド並びに基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガ 			

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。

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>震活動の長期評価(第二版)』(平成25年5月)で想定されている、100年～200年で繰り返し発生する大地震(M8～M9クラスの地震)を対象としており、最大クラスの地震(内閣府南海トラフの巨大地震モデル検討会)は対象外である。津波高の計算では、震源域の組み合わせとして176パターンを想定し、「波源断層を特性化した津波の予測手法(津波レシピ)』(平成29年1月)に従って、大すべり域の設定も含め約35万ケース実施している。各ケースの起こりやすさを考慮し算出した確率は、地図及び市区町村ごとの表により公表している。</p> <p>【浜岡原子力発電所における確率】 ・静岡県御前崎市(遠州灘沿岸)での確率* 3m以上 ⇒26%以上 5m以上 ⇒6%以上 26%未満 10m以上 ⇒6%未満 (*26%以上は100年に1回、6%以上 26%未満は100～500年に1回起きる確率に相当)</p> <p>【伊方原子力発電所における確率】 ・伊方町(伊予灘)での確率 3m以上 ⇒6%未満</p> <p>【川内原子力発電所における確率】 ・薩摩川内市での確率 3m以上 ⇒6%未満</p>		<p>イドでは、プレート間地震(南海トラフで発生する地震が含まれる。)を検討対象とすることが記載されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、基準津波による水位の超過確率を参照することが記載されている。 ・当該情報の地震及び津波の発生源並びに津波の確率論的評価については、上記のガイドにおいて考慮されていることから、規則等に反映する事項はない。 ・当該情報は、最大クラスの地震を対象外としており、基準津波の超過確率と直接比較できる情報ではないものの、現在審査中/審査済の既設原子力発電所の基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有した。 ・また、安全研究において 				

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。

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
		【東海第二原子力発電所における確率】 ・東海村での確率 3m以上 ⇒6%未満			反映すべき新たな知見は無い。 ・以上により、終了案件とする。			
20 地津-(D)-0003	12世紀に北海道南西沖で発生した地震の断層モデルについて	<p>発表日:2019年5月21日 情報元:Earth, Planets and Space, Vol.71(54), pp.1-9, (2019) 表題:Fault model of the 12th century southwestern Hokkaido earthquake estimated from tsunami deposit distributions 著者:Kei Ioki(国立研究開発法人産業技術総合研究所) et al.</p> <p>北日本の北海道南西岸や奥尻島海岸に沿った津波堆積物調査の結果、津波堆積物の分布から北海道南西沖で大きな地震や津波が繰り返し起こっていたことが示唆されている。奥尻島の南岸では、最近3000年間に5層の津波砂層／礫層が堆積し、最新の堆積物は1741年渡島大島山体崩壊津波によって、2番目の堆積物は12世紀のおそらく大地震によって引き起こされた津波に起因すると判断されている。著者らは、津波堆積物の分布と奥尻島及び檜山地域の5地点で計算された津波浸水域との比較を行うことで、12世紀の地震の断層モデルを推定している。検討の結果、12世紀の津波の波源は、北海道が示している渡島大島近海に分布する日本海の海底活断層(断層モデル F17)付近と考えられる。この断層モデル F17 は、既存のデータや知見、大量の構造</p>	2020/2/27	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、北海道南西岸、奥尻島海岸に沿った津波堆積物調査の結果及び津波浸水域の計算結果を用いて日本海における地震の断層モデルを推定している。 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド並びに基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、海域の活断層で発生する地震及び津波を検討対象とすることとしている。基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイドでは、津波堆積物等の地質学的証拠を用いて基準津波の選定結果を検証することとしている。 よって、当該情報は、海域の活断層で発生する地震及び津波に関する情報並びに津波堆積物を基に推 			

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。

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>探査資料を活用して日本海側で想定される津波発生の要因となる大規模地震の津波断層モデルを設定し、50mメッシュで津波を計算した結果を基に各道府県で津波が高くなる津波断層モデルを選定したものの一つである。この断層モデル F17(長さ 135km、平均すべり量 6m、Mw7.8)を基に 12 世紀の津波堆積物の分布を説明できるよう断層パラメータ(長さおよびすべり量)を修正している。パラメータスタディの結果、断層モデルの長さは少なくとも 104km、すべり量は 18m と見積もられ、地震モーメントは、剛性率を $3.43 \times 10^{10} \text{N/m}^2$ と仮定すると $9.95 \times 10^{20} \text{N/m}$ (Mw7.9) と算出されており、これは日本海で知られている他の地震より大きいとのことである。また、推定された断層モデルは、1993 年北海道南西沖地震と 1983 年日本海中部地震の震源域の中間に位置しているとのことだった。</p>			<p>定された津波波源に関する情報であり、上記審査ガイドにおける津波波源の設定で考慮される事項であることから規則等に反映する事項はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本知見は、現在審査中の電源開発株式会社大間原子力発電所及び北海道電力株式会社泊発電所の基準地震動及び基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報提供・共有した。 ・以上により、終了案件とする。 	/		

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。

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(案)

令和 2 年 8 月 19 日
システム安全研究部門

1. はじめに

この文書は、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時の保温材の破損等により発生した異物（以下「デブリ」という。）がサンプスクリーンを通過し、炉心へ与える影響（以下「炉内下流側影響」という。）についてまとめたものである。米国 NRC の規制ガイド RG1. 82 Rev. 4 [1] が 2012 年に発行されて以降、炉内下流側影響に関しては、米国で炉内繊維デブリ制限値の緩和等について議論があったが、プラントごとの情報を用いた評価を行うなど、米国の対応の方向性が明確化されてきた。以下、米国及び国内における経緯及び対応状況について報告する。

2. 米国における経緯及び対応状況

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ーナ閉塞事象¹を契機に、BWR プラントにおいてはストレーナ大型化等によるストレーナの閉塞防止対策が講じられた。PWR プラントにおいても、LOCA 発生後、デブリがサンプスクリーンに堆積し、緊急時炉心冷却装置（ECCS）や格納容器スプレイ冷却系（CSS）ポンプの正味吸い込みヘッド（NPSH）が確保されない可能性があるため、NRC は Generic Safety Issue（GSI）-191 として検討を開始し、サンプスクリーンに対する要件を LOCA 後の長期炉心冷却に必要な水源の要件に関する規制指針 RG1. 82 Rev. 3 [2] として 2003 年に取りまとめた。また、2004 年に NRC は GL2004-02 を発行し、事業者に対してサンプスクリーンの評価を要求し、事業者はサンプスクリーンの面積を大幅に増やす等²、サンプスクリーンが閉塞するリスクを下げる対応を行った。

GSI-191 で検討を進めるうちに、炉内下流側影響という問題が顕在化した。事業者はこの問題の解決のため試験を実施し、サンプスクリーンを通過した繊維、粒子及び化学デブリが炉心に与える影響を検討し、その安全性を評価する手法をトピカルレポート WCAP-16793-NP Rev. 2 [3] としてまとめた。NRC が 2012 年に改定した RG1. 82 Rev. 4 で

¹ 安全弁の誤作動により、配管断熱材が脱落し、これがサブプレッションプールに流入して ECCS の吸込ストレーナの閉塞を引き起こした。米国においてもベリー発電所等でストレーナの閉塞が発生した。

² 他の対策の例として、繊維デブリや粒子デブリを発生させる保温材の除去、化学的影響を低減するための pH 緩衝材の変更等がある。

は、WCAP-16793-NP Rev. 2 を参照する形で炉内下流側影響の考慮を要求している³。

ところが、WCAP-16793-NP Rev. 2 ではサンプスクリーンを通過した繊維デブリにより炉心下部が閉塞しないことを担保するために、炉内に到達する繊維デブリ量の制限値を設けているが、保守的に設定されているため、複数のプラントでその制限値を満たせない状況であった。このため、NRC は炉内下流側影響についての問題を解決するために、次のオプションを承認した^[4]。

- ・ オプション 1：炉内における繊維デブリ量制限値については WCAP-16793-NP Rev. 2 に記載された評価手法を用いる。炉内に到達し得る繊維デブリ量が少ないプラントは、このオプションを採用している。
- ・ オプション 2A：炉内繊維デブリ量の制限として WCAP-16793-NP Rev. 2 で示される包絡的な値ではなく、各プラント固有の情報を用いて、追加試験や解析することで制限値を定める。事業者は炉内繊維デブリ量制限値を個別プラントに対して評価する手法についてトピカルレポート WCAP-17788 [~~4-95-10~~] を NRC に提出した。
- ・ オプション 2B：確率論（リスク・インフォームド）的アプローチ。炉心入口閉塞によるリスク増分を評価し、リスクが小さいことを示す。
- ・ オプション 3：サンプスクリーン閉塞と炉内下流側影響を分離して扱う。前者に対してはオプション 1、後者に対してはオプション 2B の手法を用いる。

オプション 1、2A、2B はそれぞれ 19 プラント、35 プラント、11 プラントに採用され、オプション 3 を選択したプラントはない。2016 年にオプション 1 を選択した全プラントが、また、2017 年にオプション 2B を選んだ 2 プラントが GL2004-02 の対応終了となった。残りのプラントについては NRC 及び事業者が対応中であるが、PWR オーナーズグループは 2019 年 9 月のニュースレターの中でこの対応が 2020 年中に解決する見通しと述べている^[~~40~~11]。

なお、BWR プラントについては、GSI-191 で PWR プラントに対して得られた知見⁴に対して、事業者が自主的取組みとしてリスク評価を行い、2017 年に安全上問題がないとの評価結果を NRC に提出した^[~~41~~12]。NRC は事業者の評価結果を受け、2018 年に規制上のアクションは不要と結論づけている^[~~42~~13]。

3. 国内の経緯及び対応状況

旧原子力安全・保安院は、2004 年 6 月に電気事業者に対して保温材の実態調査やストレーナの有効性評価を行うよう指示するとともに、総合資源エネルギー調査会原子炉安全小委員会の下に設置した安全評価ワーキンググループにおいて、原子炉冷却材喪失

³ WCAP-16793-NP Rev. 2 では、長期炉心冷却の基準として以下が定められている。（1）燃料被覆管表面温度は 800 F（427 °C）を超えないこと（2）燃料被覆管への付着物の厚さが 50 mil（1.27 mm）を超えないこと（3）炉内繊維デブリが 15 g/FA を超えないこと

⁴ 炉内下流側影響に加え、下流側機器への影響、化学的影響、塗膜影響等

時のストレーナ（BWR プラントの非常用炉心冷却系統ストレーナ、PWR プラントの格納容器再循環サンプスクリーン）の閉塞事象に関して審議・検討を行った。

その検討結果を踏まえ、2008年2月に、PWR プラント及びBWR プラントを対象とした「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）」[1314]を制定した。

電気事業者は工事計画手続きにおいて、上記内規に基づきストレーナの有効性評価を行い、必要に応じて保温材の取替えやストレーナの大型化などの対策を実施した。

上記内規では、詳細な炉内下流側影響の評価については要求していないが、高浜3/4号炉の新規制基準適合性審査において、電気事業者はPWR 共通の中長期的な安全性向上の取組みとして炉内下流側影響について検討する旨を表明している[1415]。

4. 今後の予定

新規制基準において、「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）」[1314]は技術基準規則解釈第17条、第32条及び第44条において引用されている。3.でも述べたように内規では、炉内下流側影響については、「ストレーナの網目の粗さは、ECCS ポンプ下流のスプレイノズル、ECCS ポンプシール部等、下流側機器の機能を損なうことのない設計であること。」を要求しているが、ストレーナの網目の粗さに関するものであり、今回報告したような炉内下流側影響の評価についてはではない。

このため、米国における対応状況を勘案し、PWR プラント及びBWR プラントを対象に、内規等への反映の要否について、規制庁として検討する必要があると考える。検討に際しては、関係部署を交えて国内外の情報収集を継続して行いたい。

参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.82 Revision 4, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, March 2012.
- [2] Regulatory Guide 1.82 Revision 3, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, November 2003.
- [3] WCAP-16793-NP-A, Revision 2, “Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid”, July 2013.
- [4] SECY-12-0093, “CLOSURE OPTIONS FOR GENERIC SAFETY ISSUE - 191, ASSESSMENT OF DEBRIS ACCUMULATION ON PRESSURIZED-WATER REACTOR SUMP PERFORMANCE”, July 2012.
- [45] WCAP-17788-NP, Volume 1, Revision 1, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090)”, December 2019.

- [56] WCAP-17788-NP, Volume 2, Revision 1, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) for GSI-191 Long-Term Cooling”, December 2019.
- [67] WCAP-17788-NP, Volume 3, Revision 0, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Cold Leg Break (CLB) Evaluation Method for GSI-191 Long Term Cooling”, December 2014.
- [78] WCAP-17788-NP, Volume 4, Revision 0, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Thermal-Hydraulic Analysis of Large Hot Leg Break with Simulation of Core Inlet Blockage”, December 2019.
- [89] WCAP-17788-NP, Volume 5, Revision 1, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Autoclave Chemical Effects Testing for GSI-191 Long-Term Cooling”, December 2019.
- [910] WCAP-17788-NP, Volume 6, Revision 1, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) – Subscale Head Loss Test Program Report”, December 2019.
- [1011] PWROG September 2019 Newsletter,
(<https://pwropublic.westinghousenuclear.com/Pages/PWROG-News.aspx>)
- [1112] BWROG Letter, BWROG17-3-381r0, “Final Resolution of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors”, November 20, 2017.
- [1213] “Closure of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems Strainer Performance at Boiling Water Reactors,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, June 29, 2018, ADAMS Accession No. ML18078A061.
- [1314] 平成 20・02・12 原院 5 号 「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）」, 平成 20 年 2 月 27 日
※本内規は、平成 17 年 10 月に制定した「沸騰水型原子炉発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度について（内規）」を PWR プラントにも適用できる共通の審査基準（内規）として改めて策定しなおしたものである。
- [1415] 第 93 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合資料 1-2,
(<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10953979/www.nsr.go.jp/data/000035481.pdf>)

調査中案件の状況（案）

令和 2 年 8 月 1 9 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	・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 & 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 & Cに係る規制状況の調査を継続中。

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和 2 年 8 月 1 9 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>背景： 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>規制委員会の対応： 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こととしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理) 技術基準規則解釈(実用・研開炉) 	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"> 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。 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 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。 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。 <u>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</u>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						<u>(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。</u>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	<p>背景： 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>規制委員会の対応： 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な設備の設置等を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（実用・研開炉・再処理） ・技術基準規則（実用・研開炉） ・再処理性能技術基準規則 ・再処理設工認技術基準規則 ・設置許可基準規則解釈（実用・研開炉・再処理） ・技術基準規則解釈（実用・研開炉） ・SA 技術的能力審査基準（実用・研開炉・再処理） ・保安規定の審査基準（実用・研開炉・再処理） ・有毒ガス防護に係る影響評価ガイドの制定（実用炉） 	<p>H29.4.5（決定） H29.5.1（公布・施行）</p> <p>※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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。 ・工認後でなければ工事を行うことを認めない。 ・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）。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	HEAF の規制 取り入れ	<p>背景： 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>規制委員会の対応： 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"> ・技術基準規則(実用炉) ・再処理設工認技術基準規則 ・技術基準規則解釈(実用炉) ・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) 	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の電気盤) 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"> ・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。 ・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。 ・工認後でなければ工事を行うことを認めない。 ・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。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	燃料被覆管耐震要求等	<p>背景： 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要があった。</p> <p>規制委員会の対応： 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S_s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>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> 設置許可基準規則（実用・試験炉） 技術基準規則（実用炉） 設置許可基準規則解釈（実用・試験炉） 技術基準規則解釈（実用炉） 	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年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> 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。 工事を要しないものの事業者の解析に要す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。 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。
基準	耐震設計における動的機能維持設計手法	<p>背景： 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>規制委員会の対応： 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"> 技術基準規則解釈（実用・研開炉） 耐震設計に係る工認審査ガイド（実用炉） 	H29. 11. 15（決定、施行） ※H30. 11. 30（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	降下火砕物 評価手法の 規制取り入 れ	<p>背景： 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、事業者は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>規制委員会の対応： 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>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> ・実用炉規則 ・保安規定の審査基準（実用炉） ・廃止措置段階における保安規定の審査基準（実用炉） ・原子力発電所の火山影響評価ガイド 	H29. 11. 29（決定） H29. 12. 14（公布／施行） ※H30. 12. 31（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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て稼働中の実用炉に経過措置を設定。
			核燃料施設 審査部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> ・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。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準 ／ 制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	<p>背景： 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>規制委員会の対応： 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>	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）兼用キャスクガイド (型式側) ・実用炉規則 ・許可手続ガイド ・工認手続ガイド ・型式運用ガイド	H31. 3. 13（決定） H31. 4. 2（公布／施行） ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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。 ・ 現にキャスクを設置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。
			原子力規制 企画課 実用炉監視 部門 実用炉審査 部門		<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 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、$3.8\mu\text{Sv/年}$であ 	

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
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>背景： 平成28年11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>規制委員会の対応： 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求めることとしたもの。</p>	規制企画課	<ul style="list-style-type: none"> ・設置許可基準規則（実用・研開・試験炉） ・技術基準規則（実用・研開炉） ・設工認技術基準規則（試験炉） ・性能技術基準規則（試験炉） ・設置許可基準規則解釈（実用・研開・試験炉） ・技術基準規則解釈（実用・研開炉） 	<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"> ・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。 ・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。 ・施行時に着手している工事は継続を妨げない。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	重大事故等クラス1設備の構造及び強度に係る要求の見直し	<p>背景： 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、審査においては、新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>規制委員会の対応： 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>	実用炉審査部門	・技術基準規則（実用炉）	H30.1.24（決定） H30.2.2（公布／施行）	<ul style="list-style-type: none"> ・公布後ただちに施行。 ・経過措置を設定せず。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
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>背景： 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>規制委員会の対応： 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"> ・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。 ・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。 ・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。
基準	火災防護審査基準の一部改正(原子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)	<p>背景： 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のうち、熱感知器については、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。</p> <p>規制委員会の対応： 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。</p>	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) ※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	<ul style="list-style-type: none"> ・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。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	震源を特定せず策定する地震動	<p>背景： 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。</p> <p>規制委員会の対応： 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。</p>	地震・津波 審査部門 地震・津波 研究部門 原子力規制 企画課	検討中	未定	<p>・ <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。</u></p>

	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>背景： 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>規制委員会の対応： 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"> ・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。 ・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。 ・これまでに4回の検討チーム会合を開催。 ・<u>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。</u> ・<u>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。</u>

放射線安全規制研究戦略的推進事業

担当課室：放射線防護企画課

<事業の背景・内容>

- 国際原子力機関（IAEA）の「日本への総合規制評価サービス（IRRS）ミッション報告書」（平成28年4月）において、放射性同位元素等に係る規制の再構築、一層の資源配分を行う必要性が指摘されたことを踏まえ、放射線障害防止に係る規制及び放射線防護措置の改善に資する調査研究を体系的・効率的に推進するため、平成29年度に本事業を創設した。
- 我が国における放射性同位元素等の規制を科学的かつ合理的に国際的に調和のとれたものにするためには、国際放射線防護委員会（ICRP）等における国際的知見を遅滞なく取り入れるとともに、規制等の改善に資する知見を継続的に創出する環境整備が不可欠である。

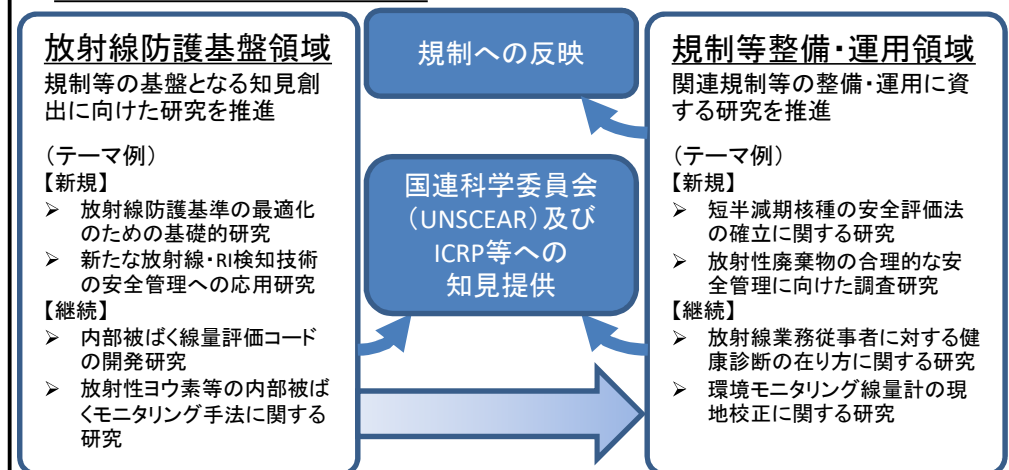
<事業のスキーム>

- 原子力規制委員会が毎年度公募する重点テーマに基づいた調査研究を公募する。（最長5年、中間評価実施）
- 専門家による採択課題の進捗管理、第三者評価を行うことにより、調査研究を体系的・効率的に実施し、規制の改善に資する知見の形成や規制基準等への反映を効果的に実施する。

<事業のスキーム、具体的な成果イメージ>

○放射線安全規制研究推進事業

- ・放射線障害防止に係る規制等の改善に資する調査研究を体系的・効果的に実施する。



放射線防護に係る横断的領域

国際的な最新知見の収集・展開に係る調査研究を支援

- (テーマ例)【新規】
- 放射性同位元素の新たな利用形態における安全評価法に関する調査研究

○放射線防護研究ネットワーク形成推進事業

- ・規制等の改善活動を支える放射線防護分野の知見の効率的かつ効果的な創出を図るため、関係研究機関によるネットワークの構築を推進する。
- ・研究課題の抽出、研究成果の共有・発信、事故・トラブル情報の収集等、安全確保の知見の共有を推進する。

重点テーマ一覧

平成 29 年度

- 短寿命 α 核種等の RI 利用における合理的な放射線安全管理のあり方に関する研究
- 加速器施設に対するクリアランス制度運用のための研究
- 水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究
- 内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究
- 放射性ヨウ素等の迅速・高精度な内部被ばくモニタリング手法に関する研究

平成 30 年度

- 科学的根拠に基づく合理的な安全管理の実現に向けた調査研究
- 原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究

令和元年度

- 放射性物質による多数の汚染・傷病者の初期対応に係る技術的課題の検討
- RI・放射線利用の実態を踏まえた安全管理の合理化・体系化
- 放射線規制関係法令の運用に係る共通課題の調査研究

令和 2 年度

- 原子力・放射線緊急事態における被ばく評価手法に関する研究
- 原子力災害に対する防護措置のリスク・ベネフィット評価
- 国際動向を踏まえた放射線安全規制の技術的課題に関する検討

放射線安全規制研究戦略的推進事業 採択課題リスト(令和2年4月1日現在)

状況	大分類	小分類	課題名	研究代表者 (所属)	実施期間	担当課	事業目的・成果の概要・成果の活用状況(見込み含む)
終了	重点テーマ	H29①短寿命α核種等のRI利用における合理的な放射線安全管理のあり方に関する研究	短寿命α核種等の合理的規制のためのデータ取得による安全性検証と安全管理・教育方法の開発	篠原 厚 (大阪大学)	平成29年度～平成30年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 短寿命α核種のうち、211At及び225Acを中心に空気中への飛散量、排気排水中への混入量等のデータを取得し、合理的な放射線安全管理のあり方についてとりまとめる。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 実験の結果、特に211Atにおいて液性の違いで飛散率が大きく変わるなど、いくつかの実験条件下で飛散率等のデータを取得でき、この結果からガイドライン策定のための論点を整理した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 令和元年度から実施中である、短寿命アルファ線放出各種等の合理的な安全規制のためのガイドライン等の作成に活用されている。
終了	重点テーマ	H29①短寿命α核種等のRI利用における合理的な放射線安全管理のあり方に関する研究	短寿命α核種等のRI利用における合理的な放射線安全管理のあり方に関する研究	細野 眞 (近畿大学)	平成29年度～平成30年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内外における医療用又は医療用として期待される短寿命α核種等の研究開発、安全管理及び今後の利用ニーズ等を調査し、実態に即した放射線安全管理のあり方について検討を進める。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 臨床応用に向けた短寿命α核種を用いた研究が国内外で行われ、我が国においても短寿命α核種を用いた日本発の放射性治療薬開発に向けた研究等の医療応用において臨床応用規模の将来の利用ニーズがあることが分かり、短寿命α核種等のRI利用における合理的な放射線安全管理のあり方についてまとめた。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 令和元年度から実施中である、短寿命アルファ線放出各種等の合理的な安全規制のためのガイドライン等の作成に活用されている。
終了	重点テーマ	H29②加速器施設に対するクリアランス制度運用のための研究	加速器施設の廃止措置に係わる放射化物の測定、評価手法の確立	松村 宏 (高エネルギー加速器研究機構)	平成29年度～平成30年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線発生装置の使用施設を廃止する際に問題となる放射化物の評価について、その範囲を明らかにするために、静電加速器、放射光専用加速器等を対象として、当該放射線発生装置の中性子発生量及び放射化の測定、その検証のための計算等を行うものである。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 静電加速器、放射光専用加速器等から発生する中性子量及び放射化の測定を行い、その放射化の範囲を明らかにした。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 令和元年度からのテーマにおいて、これまでのデータをとりまとめ、加速器施設の廃止措置に関わる測定評価マニュアルの策定に活用している。
終了	重点テーマ	H29③水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究	原子力・医療従事者等の標準的な水晶体の等価線量モニタリング、適切な管理・防護はどうかあるべきか？～水晶体被ばくの実態から探る～	横山 須美 (藤田医科大学)	平成29年度～平成30年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制へ取り入れるために必要な知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制へ取り入れるために、被ばく実態及び測定手法を調査研究し、取り入れ及び基準の運用において必要な水晶体モニタリング法及び管理・防護策をまとめた。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 得られた成果は、放射線審議会における意見具申(「眼の水晶体に係る放射線防護の在り方について」)を踏まえた関係省庁における検討状況に係る審議に活用されたとともに、令和2年7月に取りまとめられた「眼の水晶体の線量モニタリングのガイドライン」(日本保健物理学会)に活用された。「眼の水晶体に係る放射線防護の在り方について」(意見具申
終了	重点テーマ	H29③水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究	水晶体の等価線量限度の国内規制取入れ・運用のための研究	千田 浩一 (東北大学)	平成29年度～平成30年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制へ取り入れるために必要な知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制へ取り入れるために、水晶体線量が有意な医療従事者の被ばく実態を調査研究し、取り入れ及び基準の運用において必要な水晶体モニタリング法及び管理・防護策をまとめた。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 得られた成果は、放射線審議会における意見具申(「眼の水晶体に係る放射線防護の在り方について」)の取りまとめ審議に活用された。

実施中	重点テーマ	H29④内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究	内部被ばく線量評価コードの開発に関する研究	高橋 史明 (日本原子力研究開発機構)	平成29年度～令和2年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ICRP2007年勧告の国内規制への取り入れに必要な科学的知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ICRP2007年勧告を踏まえ順次公表されてきている内部被ばく実効線量係数の検証を行うとともに、日本人に適したパラメータが設定できる内部被ばく線量評価コードを開発することにより、これら実効線量係数の規制への取り入れならびに方が一の事故摂取における内部被ばく線量評価に対応する。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 得られた成果は、放射線審議会におけるICRP2007年勧告の取り入れに関する審議に活用されている。
終了	重点テーマ	H29⑤放射性ヨウ素等の迅速・高精度な内部被ばくモニタリング手法に関する研究	原子力事故時における近隣住民の確実な初期内部被ばく線量の把握に向けた包括的個人内部被ばくモニタリングの確立	栗原 治 (量子科学技術研究開発機構)	平成29年度～令和元年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性ヨウ素の内部取込みに伴う甲状腺被ばく線量測定の精度向上のための甲状腺モニタの開発。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 乳幼児を含む様々な年齢の公衆を対象とした甲状腺測定を高感度かつ高精度に行うことのできるモニタを開発した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開発した甲状腺モニタについて第三者機関による実効性の評価及び技術的課題の抽出を実施すべく委託事業の手続きを開始したところである。
終了	重点テーマ	H29⑤放射性ヨウ素等の迅速・高精度な内部被ばくモニタリング手法に関する研究	事故等緊急時における内部被ばく線量迅速評価法の開発に関する研究	谷村 嘉彦 (日本原子力研究開発機構)	平成29年度～令和元年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性ヨウ素の内部取込みに伴う甲状腺被ばく線量測定の精度向上のための甲状腺モニタの開発。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力事故時に多数の公衆及び作業員について、131Iによる内部被ばく線量の迅速かつ高感度な評価を可能とするために、各避難所、指揮所等に設置できる可搬型のγ線スペクトル分析型甲状腺モニタを開発した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 開発した甲状腺モニタについて第三者機関による実効性の評価及び技術的課題の抽出を実施すべく委託事業の手続きを開始したところである。
終了	以外 (重点テーマ以外)	H29(なし)	眼の水晶体等価線量評価に用いる線量計の試験校正手法の開発	加藤 昌弘 (産業技術総合研究所)	平成29年度～平成30年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度の改正を国内規制へ取り入れに対応するために必要な標準場を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 眼の水晶体の等価線量限度を国内規制へ取り入れる上で必要なβ線の3mm線量当量の評価のための標準場を改良し、眼の水晶体等価線量評価に用いる線量計の線量計試験校正システムを確立した。
終了	以外 (重点テーマ以外)	H29(なし)	環境モニタリング線量計の現地校正に関する研究	黒澤 忠弘 (産業技術総合研究所)	平成29年度	監視情報課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 環境監視業務に必要な環境モニタリング線量計の現地校正手法を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高バックグラウンド線量率環境下に設置されている環境モニタリング線量計(モニタリングポスト)の現地校正手法の確立に向け、散乱線の状況、測定の特長・短点、校正定数の不確かさの課題についてフィジビリティスタディを実施し、実現可能性を示した。
終了	以外 (重点テーマ以外)	H29(なし)	原子力・放射線施設における「放射線業務従事者」としての「指定」の在り方に関する検討	草間 朋子 (東京都医療保健大学)	平成29年度～平成30年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線規制の着実な運用に資する知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事業者による放射線業務従事者の指定基準について、原子力施設と医療施設における実態を調査比較し、特に医療施設における放射線業務従事者の指定基準の標準化案をまとめた。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 令和2年3月に「放射線診療(業務)従事者の指定に関するガイドライン「看護職者」(日本放射線看護学会・日本医師会・日本看護協会・日本診療放射線技師会賛同)がまとめられ、関係機関に周知された。
実施中	ネットワーク	—	放射線防護研究分野における課題解決型ネットワークとアンブレラ型統合プラットフォームの形成	神田 玲子 (量子科学技術研究開発機構)	平成29年度～令和3年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線防護に関する調査研究を効果的に推進するためのネットワーク構築を推進する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線防護に関する調査研究を効果的に推進することに寄与する放射線防護関連学会によるネットワークを構築し、安全規制研究の重点テーマの提案、緊急事態対応人材の育成・確保、職業被ばくの最適化を推進するとともに、国際機関(ICRP、IAEA、OECD/NEA、UNSCEAR、WHO等)における動向について議論をするための報告会を開催してきている。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 国際動向検討状況について放射線審議会に報告し、放射線審議会の今後の審議の方向性の議論に貢献した。

実施中	ネットワーク	-	健全な放射線防護実現のためのアイソトープ総合センターをベースとした放射線教育と安全管理ネットワーク	H29～R1: 篠原 厚 (大阪大学) R2～R3: 渡部 浩司 (東北大学)	平成29年度～ 令和3年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線防護に関する調査研究を効果的に推進するためのネットワーク構築を推進する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> RI及び放射線を取り扱っている大学アイソトープ総合センターをベースとした放射線安全管理及び放射線教育ネットワークを構築し、大学・研究機関の放射線従事者情報の共有化と一元管理システム手法及び放射線安全管理担当者を対象とする実習コンテンツの開発を進めてきている。 ※R2年度以降は、大学・教育機関の放射線従事者情報の共有化と一元管理システム手法に特化し取り組んでいる。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大学等研究施設における女性の放射線業務従事者の管理状況について放射線審議会に報告し、放射線審議会における女性の線量限度の審議に貢献した。
終了	重点テーマ	H30① 科学的根拠に基づく合理的な安全管理の実現に向けた調査研究	放射線業務従事者に対する健康診断のあり方に関する検討	山本 尚幸 (原子力安全研究協会)	平成30年度～ 令和元年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ICRP2007年勧告の国内規制への取り入れのために必要な知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線業務従事者に対する健康診断のあり方について、原子力施設・放射線事業所、医療機関に対するアンケート・ヒアリング調査により実態把握を行い、放射線業務従事者に対する健康診断の実施に係る課題について、労働安全衛生等関係法令との関係も含めて論点を整理した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 得られた成果は、放射線審議会におけるICRP2007年勧告の取り入れの審議に活用された。
実施中	重点テーマ	H30② 原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究	包括的被ばく医療の体制構築に関する調査研究	富永 隆子 (量子科学技術研究開発機構)	平成30年度～ 令和2年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力災害のみならず、CBRNE災害にも対応できるよう、対応機関の初動対応、初療のガイドラインやマニュアルの策定を行うとともに、専門的支援、人材育成について検討する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 研修の体系化、標準テキスト、初動対応マニュアルを策定した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 策定した研修体系、標準テキスト等を活用して原子力災害医療に係る研修を開催する予定。
終了	重点テーマ	H30②原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究	染色体線量評価手法の標準化に向けた画像解析技術に関する調査研究	数藤 由美子 (量子科学技術研究開発機構)	平成30年度～ 令和元年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 染色体線量評価における染色体異常の判定の標準化を実現するために、AIによる画像解析技術の調査および評価を行い、課題抽出し、効果的で実現可能な画像解析手法の開発案を提示する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> AIに適した標本・画像作成法などの基盤技術の構築及び得られた染色体線量の評価を行い良好な指標となることが示された。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基礎的検討が終了し、R2年度放射線安全規制研究戦略的推進事業によってモデル開発及び汎用化に向けての技術検討を行う。
実施中	重点テーマ	H30②原子力災害等における公衆や災害対応者等の防護の実践力向上のための調査研究	原子力災害拠点病院のモデルBCP及び外部評価等に関する調査及び開発	永田 高志 (九州大学)	平成30年度～ 令和2年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力災害拠点病院における業務継続計画(BCP)策定のための技術的指針類、外部評価基準を開発する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内外の文献調査、関係者や有識者からの聞き取り調査、海外先進事例の調査等を踏まえ、モデルとなる業務継続計画(BCP)、外部評価基準の素案を策定した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> モデルとなる業務継続計画(BCO)を活用することで、原子力災害拠点病院が実際に業務継続計画(BCP)を策定することができるよう、策定する病院管理者向けの研修会を開催する予定。
終了	以外 (重点テーマ以外)	H30(なし)	環境モニタリング線量計の現地校正に関する研究	黒澤 忠弘 (産業技術総合研究所)	平成30年度～ 令和元年度	監視情報課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> 環境監視業務に必要な環境モニタリング線量計の現地校正手法を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高バックグラウンド線量室下での環境モニタリング線量計(モニタリングポスト)を従来より短時間で正確に校正できる現地校正手法を確立した。また、同手法の国際規格化に着手した。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> 目的とした校正手法が整備された。

実施中	重点テーマ	R1① 放射性物質による多数の汚染・傷病者の初期対応に係る技術的課題の検討	発災直後の面的な放射線モニタリング体制のための技術的研究	谷垣 実 (京都大学)	令和元年度～ 令和2年度	監視情報課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小型軽量なモニタリング機器の開発と災害時の運用方法を確立する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な原子力災害において、発災直後に面的な放射線モニタリングをより機動的に行うため、現行より軽量小型の可搬型モニタリングポスト及び廉価で超小型な簡易測定器の開発を行う。また、既設の通信インフラが断たれてしまった場合においても通信環境を維持するためのネットワーク技術の構築技術の検討を行う。
実施中	重点テーマ	R1② RI・放射線利用の実態を踏まえた安全管理の合理化・体系化	短寿命アルファ線放出核種等の合理的な安全規制のためのガイドライン等の作成	吉村 崇 (大阪大学)	令和元年度～ 令和2年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・短寿命アルファ放出核種等の使用をする事業所において、合理的な安全規制を行うための評価方法等を取りまとめるために、ガイドライン等を作成する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまで得られた成果をもとに、ガイドライン等作成会議からガイドラインに盛り込むべき内容、必要な事項を洗い出し、ガイドライン案の原案を作成中である。
実施中	重点テーマ	R1② RI・放射線利用の実態を踏まえた安全管理の合理化・体系化	加速器施設の廃止措置に関わる測定、評価手法の確立	松村 宏 (高エネルギー加速器研究機構)	令和元年度～ 令和2年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線発生装置の放射化をキーワードとして、これまで評価が進んでいない放射線発生装置に着目して、放射性同位元素等規制法を踏まえながら、実際に廃止措置を進めるうえで必要な課題を抽出し、放射化物の評価手法の開発を行う。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加速器施設の放射化・非放射化区分の明確化のため、陽子線治療施設の放射化調査を行い、また、非汚染・非放射化の評価手順の検討のため放射化のイメージング技術の研究を行った。 ・これまで得られた成果をもとに、加速器施設の廃止措置時の放射化の評価方法や取り扱いなどを中心に、測定評価マニュアルを作成中である。
実施中	重点テーマ	R1③ 放射線規制関係法令の運用に係る共通的課題の調査研究	円滑な規制運用のための水晶体の放射線防護に係るガイドラインの作成	横山 須美 (藤田医科大学)	令和元年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・改正された眼の水晶体の等価線量限度の着実な運用に資する知見を整備する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・平成29～30年度に得られた水晶体の放射線防護に係る調査研究成果をもとに、水晶体線量のモニタリングについてさらに明確化するなどし、モニタリングガイドライン等を取りまとめた。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・得られた成果は、令和2年7月に取りまとめられた「眼の水晶体の線量モニタリングのガイドライン」(日本保健物理学会)に活用された。
実施中	重点テーマ	R2① 原子力・放射線緊急事態における被ばく評価手法に関する研究	染色体線量評価のためのAI自動画像判定アルゴリズム(基本モデル)の開発	数藤 由美子 (量子科学技術研究開発機構)	令和2年度～ 令和3年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・H30～令和元年度の放射線安全規制研究戦略的推進事業により基礎的研究が終了し、染色体異常の画像判定の標準化および効率化を目指した染色体画像自動判定モデルの開発及び汎用化に向けての技術検討を行う。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・染色体画像自動判定モデルを使用することによって短時間に線量推定を行うことができるようになる。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な原子力災害において染色体画像自動判定モデルを使用することによって短時間に線量推定を行うことができ、検査可能人数が飛躍的に増加する。
実施中	重点テーマ	R2② 原子力災害に対する防護措置のリスク・ベネフィット評価	福島原発事故の経験に基づく防護措置に伴う社会弱者の健康影響と放射線リスクの比較検討に関する研究	坪倉 正治 (福島県立医科大学)	令和2年度～ 令和3年度	防護企画課	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力災害対策において適切な防護措置を講じるための知見を整理する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東京電力福島第一原子力発電所事故時の避難に伴うリスク及び困難をまとめ、防護措置に伴う放射線以外のリスクを俯瞰し定量化する。また、防護措置による健康リスクと放射線リスクの比較を行い、効果的な防護措置立案のための情報をまとめる。 <p>【成果の活用状況】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防護措置に伴う多様な健康リスクがある中でどのような対策がありえるのかを確認し、原子力災害対策指針等への適用を検討する。
実施中	重点テーマ	R2③ 国際動向を踏まえた放射線安全規制の技術的課題に関する検討	ICRP2007年勧告等を踏まえた遮蔽安全評価法の適切な見直しに関する研究	平尾 好弘 (海上技術安全研究所)	令和2年度～ 令和3年度	放射線規制部門	<p>【事業の目的】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ICRP勧告等を踏まえた放射線施設の遮蔽評価に係る技術ガイドラインを作成する。 <p>【成果の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・今後、新しいICRP勧告等の国内法令への取入れが見込まれるところ、当該新勧告等に対応した放射線施設に係る線量評価を実施するために必要となる技術的事項を検証し、ガイドラインとして取りまとめを行う。

資料 4 2 - 3 - 2

令和元年度放射性同位元素等取扱事業者における事故・故障等に係る評価について

令和2年6月17日
原子力規制庁

原子力規制庁は、令和元年度において調査されていた次に示す放射性同位元素取扱事業者における事故・故障等について、当該事業者から報告された原因、対策等について確認したところ、妥当なものであると評価した。

また、INES評価を行った結果¹、株式会社ウイズソルについてはレベル1、その他の事象（大日本除蟲菊株式会社は除く。²）はレベル0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。）³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（成田国際空港株式会社）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h31.html>）
- ・ 放射性同位元素の管理区域外への漏えいのおそれ（大日本除蟲菊株式会社）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h31.html>）
- ・ 放射性同位元素の管理区域外への漏えい（塩野義製薬株式会社）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h30.html>）
- ・ 放射性同位元素の所在不明（古河機械金属株式会社）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h31.html>）
- ・ 放射線業務従事者の計画外被ばく（株式会社ウイズソル）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h31.html>）
- ・ 放射性同位元素の所在不明（国立大学法人群馬大学）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h31.html>）
- ・ 放射性同位元素の所在不明（有限会社横浜シティーサービス）
（提出された報告書：<https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/h30.html>）

なお、上記のとおり、放射性同位元素の所在不明4事案が発生していることを踏まえ、原子力規制庁として、今後、使用者に注意喚起を促す等の措置を講じる。

¹ INES（国際原子力・放射線事象評価尺度）評価は、「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、放射性同位元素等による放射線障害の防止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。

² 大日本除蟲菊株式会社については、漏えい事象ではなかったため評価の対象外

³ 令和元年9月1日より前の法律名は「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」

放射性同位元素等取扱事業者における事故・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)	平成31年4月22日 (平成31年4月10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 (成田国際空港株式会社)	成田国際空港(千葉県成田市)において、爆発物検出装置(ETD)の密封線源(ニッケル63)を内蔵した部品(IMCセル)が所在不明となった。 本件の原因については、放射性同位元素を含む部品の扱いに対する重要性の認識が不足していたことにより、管理が適切に行われていなかったためであり、再発防止策として、部品の確認・記録や保管・作業状況の情報共有等、適切に管理する旨をマニュアルに追加し、周知教育を行う。	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と評価。 [深層防護への影響評価] 所在不明となったニッケル63の放射エネルギー(A値)は555MBq、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60TBqであるため、A値とD値の比(以下「A/D比」という。)は 9.3×10^{-6} 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)	令和元年9月13日 (令和元年9月3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管理区域外への漏えいのおそれ (大日本除虫菊株式会社)	大日本除虫菊株式会社中央研究所(大阪府豊中市)において、放射性同位元素のニッケル63を内蔵したガスクロマトグラフ測定装置が焼損した際、同装置内の放射性同位元素の漏えいの有無が確認できない状況となった。 その後、外観調査により密封線源容器に破損がないこと並びに直接法及び間接法の測定により放射性同位元素の漏えいがないことを確認した。	—	— (漏えい事象ではなかったため評価の対象外)
(3)	令和2年4月30日 (平成30年12月11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管理区域外への漏えい (塩野義製薬株式会社)	塩野義製薬株式会社医薬研究センター(大阪府豊中市)において、管理区域内で発生した水を排水槽へ送る配水管からの漏水があった。 本件の原因については、配管システムの接続部において塗装の隙間に流体が入り込み腐食が進行したことによるものであった。対策として、全接続部の交換工事を実施するとともに、今後定期的に流水テストを行い漏水を確認する。	0	[人と環境への影響評価] 環境への大規模な放出及び個人への被ばくの報告はないため、レベル0と評価。 [深層防護への影響評価] 漏えいしたトリチウムの放射エネルギー(A値)は58.98Bq、D値は2000TBqであるため、A/D比は 3.0×10^{-14} 。 漏えいした炭素14の放射エネルギー(A値)は40.44Bq、D値は50TBqであるため、A/D比は 8.1×10^{-13} 。 漏えいしたヨウ素125の放射エネルギー(A値)は35.50Bq、D値は0.2TBqであるため、A/D比は 1.8×10^{-10} 。 A/D比の合計が0.01未満であることから、レベル0

	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
					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。
(4)	令和2年4月30日 (令和元年12月16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 (古河機械金属株式会社)	古河機械金属株式会社(茨城県つくば市)において、サーベイメータの校正等のため使用していた表示付認証機器のうち1個(セシウム137)が所在不明となった。 本件の原因については、表示付認証機器を厳格に管理することの重要性に対する認識の欠如から、しっかりとした管理体制の構築・運用をしていなかったこと、担当職員や管理責任者に対し適正管理に必要な知識・意識を身につけさせる仕組みがなかったこと等であり、対策として、今後、表示付認証機器の使用予定がないため、使用廃止手続を行うとともに、廃止措置完了までの間、表示付認証機器の管理体制を構築し、適正に管理する。	0	[人と環境への影響評価] 環境への放出及び個人への被ばくの報告はないため、レベル0と評価。 [深層防護への影響評価] 所在不明となったセシウム137の放射エネルギー(A値)は10MBq、D値は0.1TBqであるため、A/D比は 1.0×10^{-4} 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。
(5)	令和2年5月11日 (平成31年4月24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被ばく (株式会社ウィズソル)	化学工場内(山口県周南市)において、非破壊検査を行っていた株式会社ウィズソルの放射線業務従事者1名が、計画外被ばく線量(5mSv)を超えた。 本件の原因は、ガンマ線透過試験装置を使用して配管の撮影業務を行っていた際、線源が遮蔽機能を有した線源容器に収納されていない状態で装置の配置変更を行ったことによるものであった。 再発防止策として、手順書の見直しや教育の徹底、放射線検知型警告灯の設置等を行う。 なお、人体への影響については、年間線量限度50mSv及び年間等価線量限度(皮膚)500mSvを超えていないことが評価・確認され、電離放射線健康診断受診の結果も異常は認められなかった。	1	[人と環境への影響評価] 環境への放出及び法定年間線量限度を超える個人への被ばくの報告はないため、レベル0と評価。 [深層防護への影響評価] 使用していたイリジウム192の放射エネルギー(A値)は370GBq、D値は0.08TBqであるため、A/D比は4.7であり1以上10未満であること、線源を線源容器に戻す手順を失念したことによる安全対策の低下があったことから、評価はレベル1又は2となる。また、本事象は、手順の遵守を怠った人為的ミスに起因するものの、機器自体に損傷はなく、線源容器による遮蔽等の複数の安全対策が有効であった、かつ、予め策定された要領に沿って作業が実施されていること、同様の事象が繰り返して起こっていないことから品証プロセスの欠如や人的過誤の繰り返しはなく安全文化に係る重大な問題はなかったと評価できる。これらから最終的にはレベル1と評価。 [INES 評価値] 以上より当該線源に係る事象はレベル1と評価。

(6)	令和2年5月14日 (令和元年8月21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 (国立大学法人群馬大学)	国立大学法人群馬大学(群馬県前橋市)において、放射線検出器の校正のため所有していた表示付認証機器のうち1個の機器(コバルト57線源)が所在不明となった。 本件の原因については、使用者の認識不足や管理体制の不備があったためであり、再発防止策として、教育を徹底するとともに、機器使用に関する取り決めを規定し、施錠管理や使用、運搬等の状況を定期的に確認する。	0	[人と環境への影響評価] 環境への放出及び個人への被ばくの報告はないため、レベル0と評価。 [深層防護への影響評価] 所在不明となったコバルト57の放射エネルギー(A値)は3.7MBq、D値は0.7TBqであるため、A/D比は 5.3×10^{-6} 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。
(7)	令和2年5月19日 (平成30年12月5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 (有限会社横浜シティーサービス)	有限会社横浜シティーサービス(横浜市)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)が所在不明となった。 本件の原因については、使用前及び使用後の車載管理、倉庫での保管状況の掌握等管理が徹底されておらず、RI計器の取扱いに対する認識不足であった。 今後、同社は当該計器の使用頻度が極めて低いことから、当該計器を使用する業務は全て外注し、同社としては使用しない(使用の廃止等の届出をする)こととした。	0	[人と環境への影響評価] 環境への放出及び個人への被ばくの報告はないため、レベル0と評価。 [深層防護への影響評価] 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、D値は0.1TBqであるため、A/D比は 3.7×10^{-5} 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。

※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	・地場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。

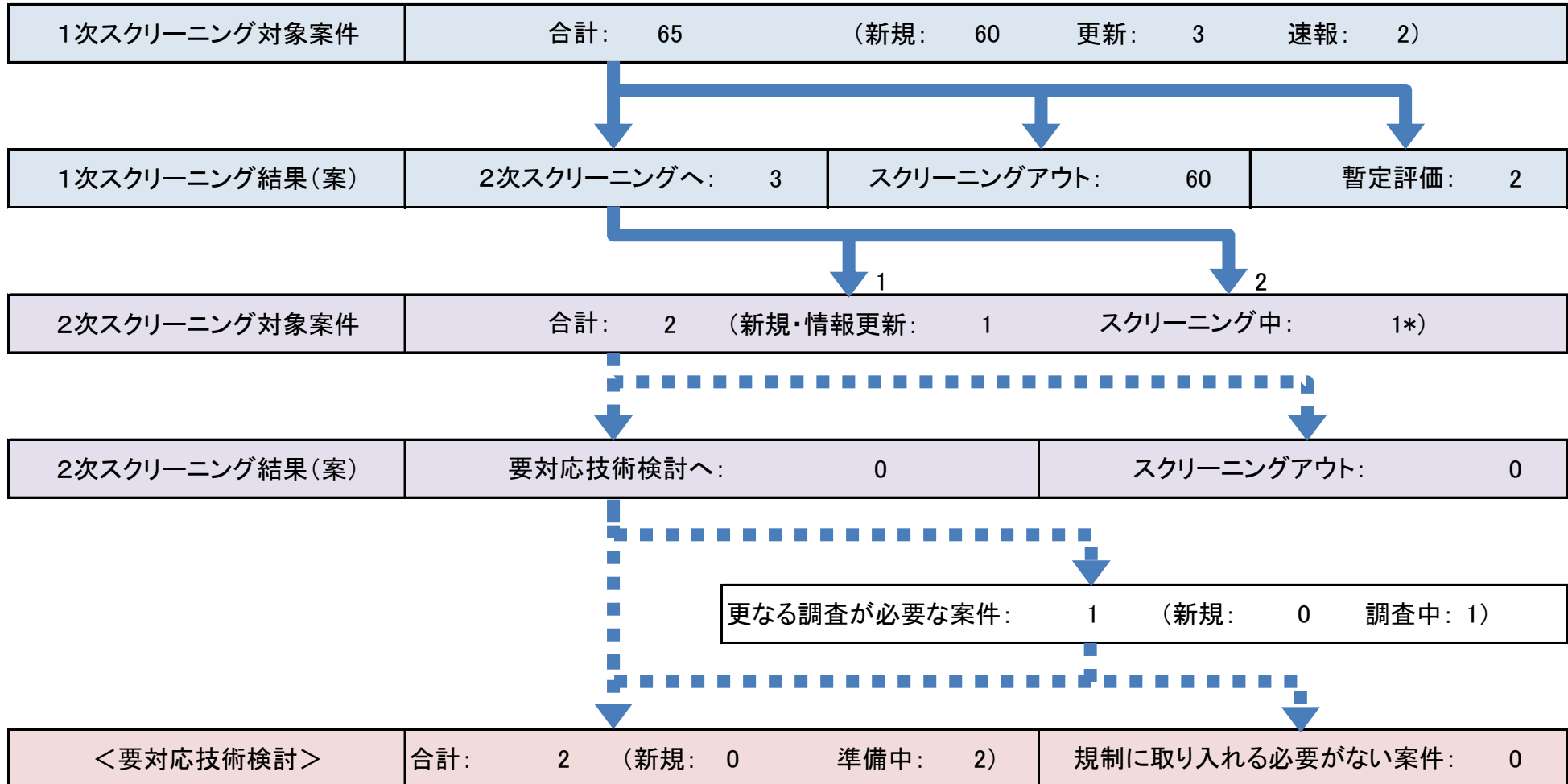
ここで、A:当該事象で評価すべき放射エネルギー(Bq)

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)

2020-08-19

技術基盤課



*サーマルスリーブに関する新規と更新情報各1件を、スクリーニング中案件に合体させた。

令和 2 年 8 月 19 日

技術基盤課

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防火防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>・火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行う。</p> <p>・平成 28 年度～平成 30 年度は米国の回路解析に関する調査を以下のとおり実施した。</p> <p>(1) 平成 28 年度 事業者が火災後安全停止に関する回路解析について NRC に提出して審査を受け、承認される火災防護計画書の内容、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、NRC と米国産業界が共催している火災防護フォーラムにおける回路解析関連発表等の調査を行いそれらの内容を把握した。</p> <p>(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に加え誤作動を引き起こす可能性のある回路の特定)、回路解析実務担当者である火災防護エンジニアの資格要件 (米国火災防護学会会員資格、PE 認定証等) ・研修制度 (NRC/EPRI 共同研修) 等火災防護検査官として必要とされる要件及び NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。</p> <p>(3) 平成 30 年度 回路解析の実務に係る情報整理として、対象となる火災起因の故障モード、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット-ショートに係等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。</p> <p>(4) 令和元年度 本年度は、NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査の電気関係に関する調査、火災防護検査員を対象とした研修 (回路解析関係) 内容及び研修資料の調査等により、我が国において検査員が回路解析に係る検査を実施するための手引き作成に資する情報の整理を継続中である。令和元年度末を目処に NRA 技術ノートとしてこれまでの調査結果をまとめ、令和 2 年度上期に HP 上で公表予定。</p>	未定	技術基盤グループ及び技術基盤課

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
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。</p> <p>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の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。</p> <p>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対策の要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月及び令和2年1月に米国KEMA試験場にて爆発現象の解明のためのHEAF試験を実施。現在、試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析中。</p> <p>・OECD/NEAのHEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は令和3年12月まで実施されるため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。</p>	<p>①終了</p> <p>②未定</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p>

1 相開放故障事象に対する国内原子力発電所等の対応 に係る公開会合速報

令和 2 年 8 月 19 日

技術基盤課

1. 経緯

設置許可基準規則解釈及び技術基準規則解釈の一部改正により、国内原子力発電所及び再処理施設においては、1 相開放故障事象（OPC）への対応が求められている。事業者は運用による OPC 対応を行っているが、解釈改正当時は技術的に困難であった OPC 自動検知技術の開発が進み、改めて国内事業者から OPC 対応方針と対策工程が示されたことから、原子力規制委員会（令和 2 年 5 月 28 日）に国内 OPC 対応状況を報告した。同規制委員会にて、実態としてのプラクティスが大事で、事業者と情報交換することが重要との助言を受け、題記公開会合（令和 2 年 8 月 5 日）を実施したので、その内容を速報する。

2. 公開会合速報

事業者から資料 1、2 を用いて、国内原子力施設の OPC 対応について説明があった。

- 事業者が今後、OPC 検知器を設置する対象は、原子力発電所の一部の起動変圧器ⁱと一部の予備変圧器ⁱⁱである（表 1）。
- 事業者は、既設の保護リレー等で OPC を検知できるもしくは、接続される外部電源の 1 回線で OPC が発生したとしても、別の外部電源回線により安全施設への電力の供給が停止することがない変圧器ⁱに対しては、OPC 検知器を新たに設置する必要はないと考えている。事業者が OPC 検知器を新たに設置する必要がないと考える施設を表 2 に示す。
- 事業者は、OPC 検知器を警報発信用として使用する計画である。警報を受け、運転員は今後定める手順により警報の真偽を判断して、適切な措置を行う。なお、具体的手順及び判断基準は OPC 検知器試運用時に検討・構築する計画である。
- 事業者は、OPC 警報発信中に安全施設の起動信号が出た場合は、OPC 発生回線を手動遮断する運用を考えている。なお、遮断操作は中央制御室で簡単に行える。
- 事業者は、2020 年度に代表プラント（高浜原子力発電所）の共用予備変圧器に OPC 検知器を設置して試運用を開始し、実機環境での誤検知の有無等の検証を行う計

ⁱ 呼び名はプラントにより異なる。

ⁱⁱ 呼び名はプラントにより異なる。

画である。その後、各社が自主的・計画的に OPC 検知器を設置していく。

- 原子力エネルギー協議会（ATENA）は、国内電力会社と製造事業者からなる OPC 対応等検討 WG を作って、本件の取り組みをリードしている。

表 1 OPC 検知器設置対象変圧器

プラント	対象変圧器
美浜 3 号	起動変圧器、予備変圧器
泊 1/2/3 号	予備変圧器（1/2 号共用）、後備変圧器 ^{*1} （共用）
高浜 1-4 号	予備変圧器（共用）
敦賀 2 号	予備変圧器、後備変圧器 ^{*1}
大飯 3/4 号	予備変圧器（共用）
玄海 3/4 号	予備変圧器（共用）
女川 2/3 号	予備変圧器（共用）
志賀 2 号	予備電源変圧器 ^{*2}
島根 2 号	予備変圧器 ^{*2} （1/2 号共用）
島根 3 号	第 2 予備変圧器 ^{*2} 、補助変圧器
東海第二	予備変圧器
大間	予備変圧器
柏崎刈羽 1-7 号	予備変圧器（共用）

*1 新設予定、*2 起動変圧器と呼ばれる場合もある

表 2 事業者が OPC 検知器を新たに設置する必要がないと考える施設

原子力発電所	伊方 3 号、川内 1/2 号、東通、浜岡 3/4/5 号
再処理施設	原燃再処理施設

3. 今後の OPC 対応に係る規制対応方針（案）

公開会合から、国内事業者大で自主的・計画的に OPC 自動検知を目的とした設備対応に取り組んでいることがわかった。一方で、OPC 対応で先行する米国では、モニタリング期間中に少なくない OPC 誤検知による誤遮断を経験し、OPC 自動検知・遮断システムの導入による安全性向上は有意で

はないとの NRC スタッフ見解が示されているⁱⁱⁱ。以上を踏まえ、規制庁は原子力事業者による OPC 対応状況ならびに米国 OPC 対応状況を継続してフォローし、OPC 対応に係る今後の国内規制対応について検討する。

参考

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（抜粋）
第 33 条（保安電源設備）

2 第 3 項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において 3 相のうちの 1 相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。

別紙一覧

資料 1： 原子力エネルギー協議会、1 相開放故障事象（OPC）に対する原子力発電所の対応について、2020 年 8 月 5 日

資料 2： 日本原燃株式会社、1 相開放故障事象（OPC）に対する再処理施設の対応について、令和 2 年 8 月 5 日

ⁱⁱⁱ NRC スタッフメモ、バックフィット分析—運転原子炉における OPC 対応に関する産業界イニシアティブ-BL2012-01「電源設備における設計脆弱性」、<https://www.nrc.gov/docs/ML1919/ML19198A304.pdf>

1 相開放故障事象（OPC）に対する 原子力発電所の対応について

2020年8月5日

原子力エネルギー協議会

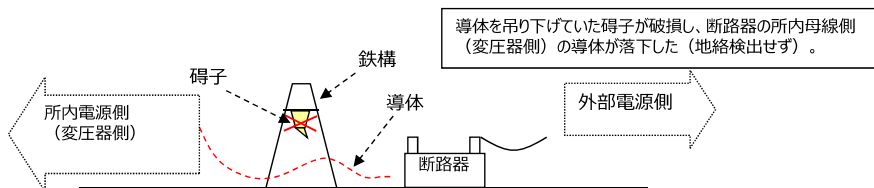
目次

1. 1相開放故障事象（OPC）の概要について	1
2. 国内のOPC対応状況と事業者の認識	2
3. 国内におけるこれまでの取組みと今後の計画	3
4. OPC自動検知システムの設置対象変圧器の選定	4
5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器	5
6. OPC自動検知システムの運用方針	
(1) システムの運用方法	15
(2) 誤検知への対応	16
7. 各社の設置計画	17
8. 米国におけるOPC対応状況	19
9. まとめ	21

1. 1相開放故障事象（OPC）の概要について

OPC（Open Phase Condition）の概要（米国におけるOPC発生事例より）

- ・2012年1月30日、米国Byron 2号機において定格出力運転中、以下の事象が発生した。
 1. 起動用変圧器につながる架線の碍子の破損により、3相交流電源の1相が開放状態となり、起動用変圧器から給電されていた常用母線のRCPが低電圧リレー動作でトリップ、さらに原子炉がトリップした。
 2. 一方、当該起動変圧器から同時に給電されていた非常用母線については、低電圧リレーが動作せず、3相交流電圧が不平衡のまま外部電源への接続が維持された。
 3. 原子炉トリップ後に起動した安全系補機類が、非常用母線の電圧不平衡に起因する過電流等により連続的にトリップしたが、運転員は事象発生当初、その原因を特定することができなかった。
 4. その後、運転員が1相開放故障状態に気付き、外部電源の遮断器を手動で動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用ディーゼル発電機が自動起動し、電源を回復した。



米国Byron 2号機の1相開放故障の概要

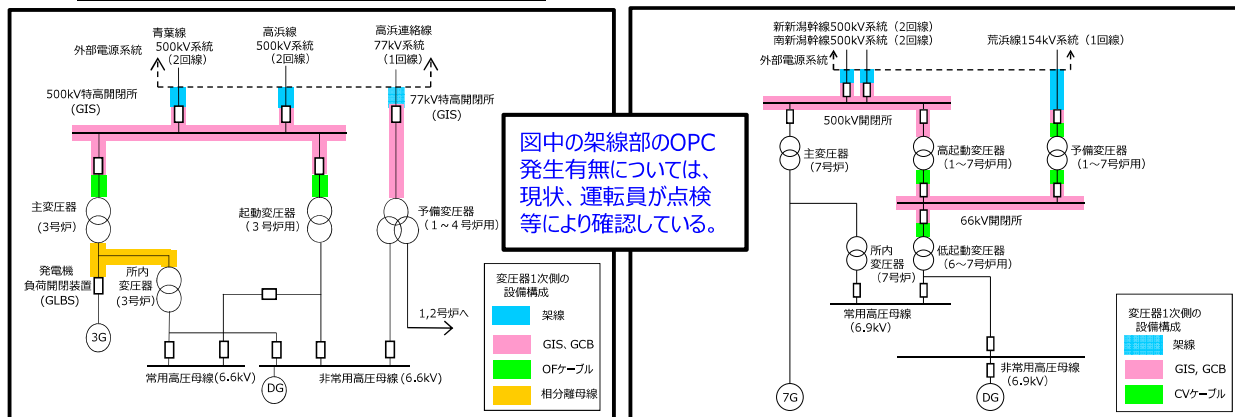
・上記のようにOPCは主に架線部で発生し、地絡を伴わない場合や非常用母線の電圧・電流低下が小さい場合は、既設の保護リレー等で検出できない事象である。設備の構造や設置環境から、架線部以外ではOPCの発生は考えにくく、仮に発生しても、地絡を伴うため、検知可能である。 → 参考1・2

2. 国内のOPC対応状況と事業者の認識

- ・ OPCへの対応については、設置許可基準規則33条に基づき、既設の保護リレー等で検出できない箇所について、運転員の巡視点検や受電ライン切替前後の点検等により事象を検知する運用としており、また、OPC発生時の兆候及びその対応を運転員に教育し、手順として定める等、OPCによるプラント影響を防止できる体制を構築している。したがって、仮に常時外部電源を受電している起動変圧器のラインでOPCが発生したとしても、非常用高圧母線の電動機が連続的に過電流トリップする等の兆候にて、速やかに非常用ディーゼル発電機等の健全な電源に切り替えることが可能であり、リスク上喫緊の問題はないと考えている。
- ・ ただし、非常用高圧母線への外部電源受電ラインに架線を含む場合で、OPCを既設の保護リレー等で検出できない変圧器については、事象発生から把握までにタイムラグがあることから、更なる改善が必要と認識。

PWRの外部電源受電ライン構成（高浜の例）

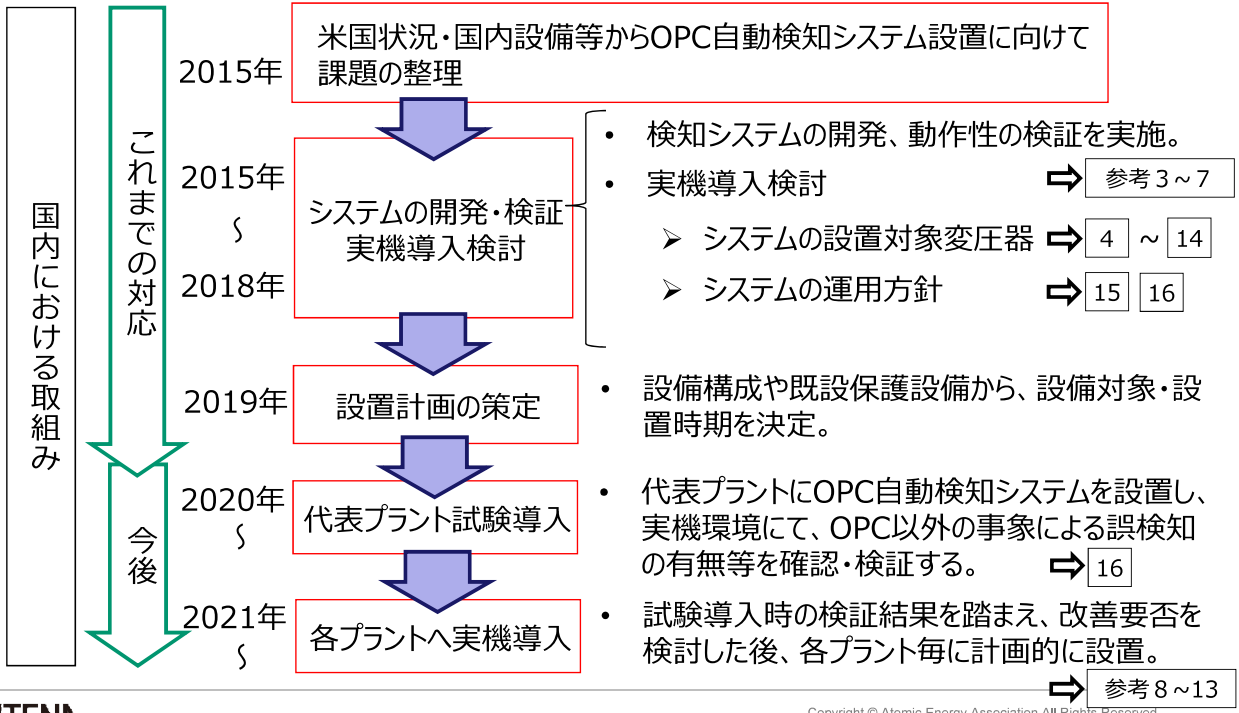
BWRの外部電源受電ライン構成（柏崎刈羽の例）



※他プラントを含めたすべての構成パターン → 5 ~ 14

3. 国内におけるこれまでの取組みと今後の計画

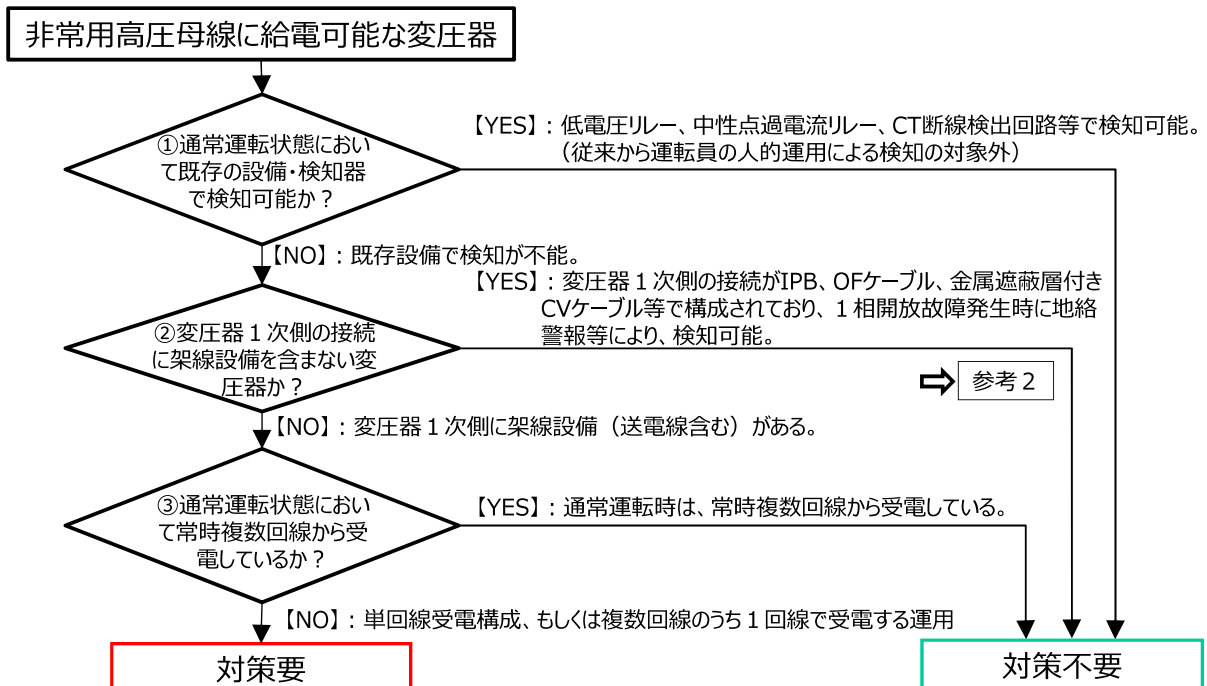
- 国内では、これまで海外情報等の収集も行いながら、OPC自動検知システムの開発・検証を行い、実機導入に向けて検討・準備を進めてきた。⇒ 参考3~7
- その結果、実機導入の目途が立ってきたため、今後、代表プラントにて試運用を開始し、早期の本格導入を目指す。



4. OPC自動検知システムの設置対象変圧器の選定

設置対象として、1相開放故障を人的運用によって検知する必要がある変圧器を以下のフローにより選定。PWR / BWR 共に主に通常運転中は待機状態の予備変圧器が対象になる。⇒ 5 ~ 14

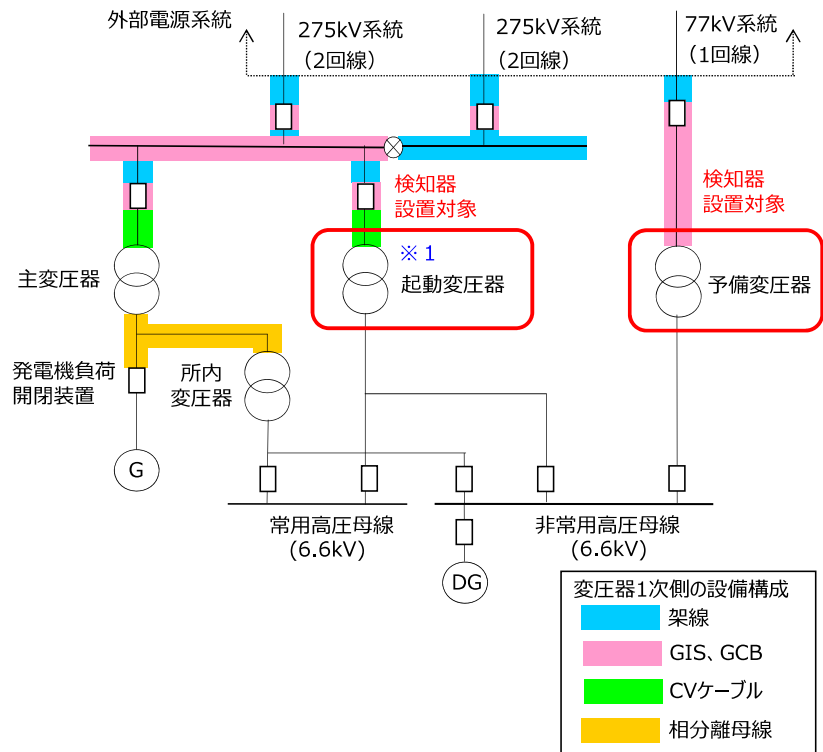
設置対象変圧器の選定フロー



5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR1/6)

PWR電源構成例①

対象プラント	美浜3号	
特徴	主変圧器 + 起動変圧器 + 予備変圧器 構成	
個別プラントにおける相違点	美浜3号機	<p>※1)</p> <p>美浜3号機のNo.2起動変圧器については、275kV系統からの受電ラインに一部架線があるため、検知器設置対象としている。</p>

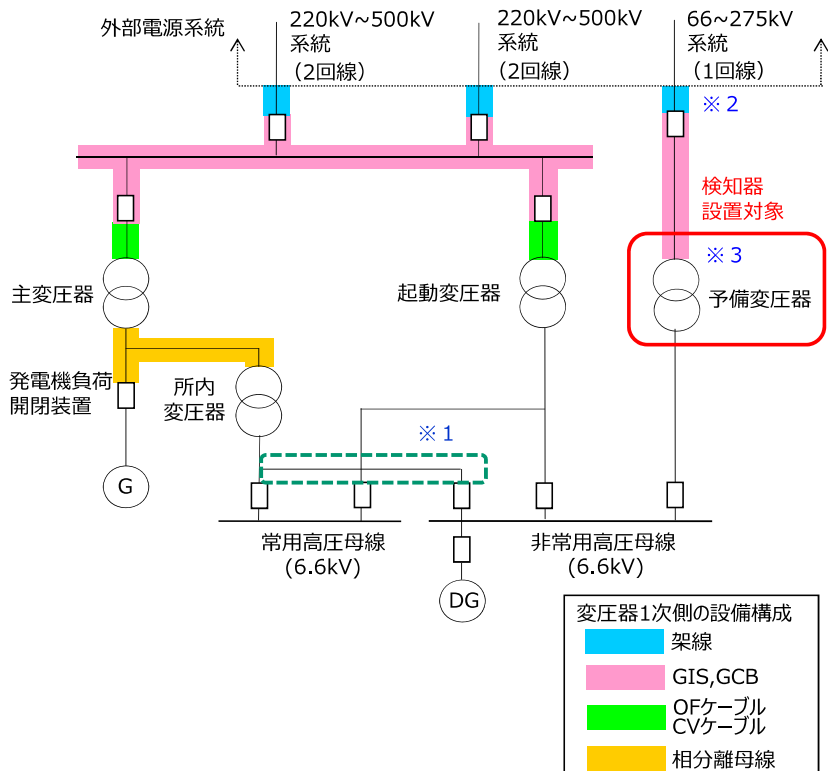


Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR2/6)

PWR電源構成例②

対象プラント	泊1号、泊2号、高浜1号、高浜2号、高浜3号、高浜4号、敦賀2号 (発電機負荷開閉装置の有無の差は割愛している。また、廃止措置予定プラントは除く)	
特徴	主変圧器 + 起動変圧器 + 予備変圧器 構成	
個別プラントにおける相違点	泊1,2号機	<p>※1)</p> <p>主変圧器、所内変圧器から非常用高圧母線へ接続するラインはない。</p> <p>※2)</p> <p>予備変圧器に接続する66kV系統は2回線構成となっているが、常時1回線受電のため、検知器設置対象としている。</p>
	敦賀2号機	<p>※1)</p> <p>主変圧器、所内変圧器から非常用高圧母線へ接続するラインはない。</p> <p>※2)</p> <p>予備変圧器に接続する275kV系統は2回線構成となっているが、常時2回線受電ではないため、検知器設置対象としている。</p> <p>※3)</p> <p>予備変圧器に加えて、今後新設する予定の後備変圧器についても、検知器設置対象としている。</p>

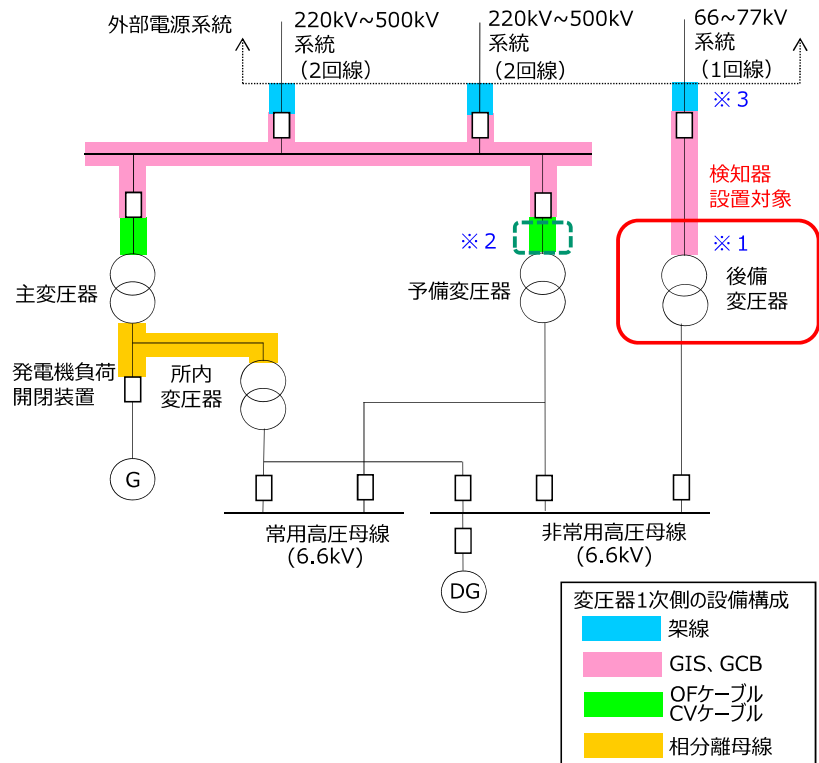


Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR3/6)

PWR電源構成例③

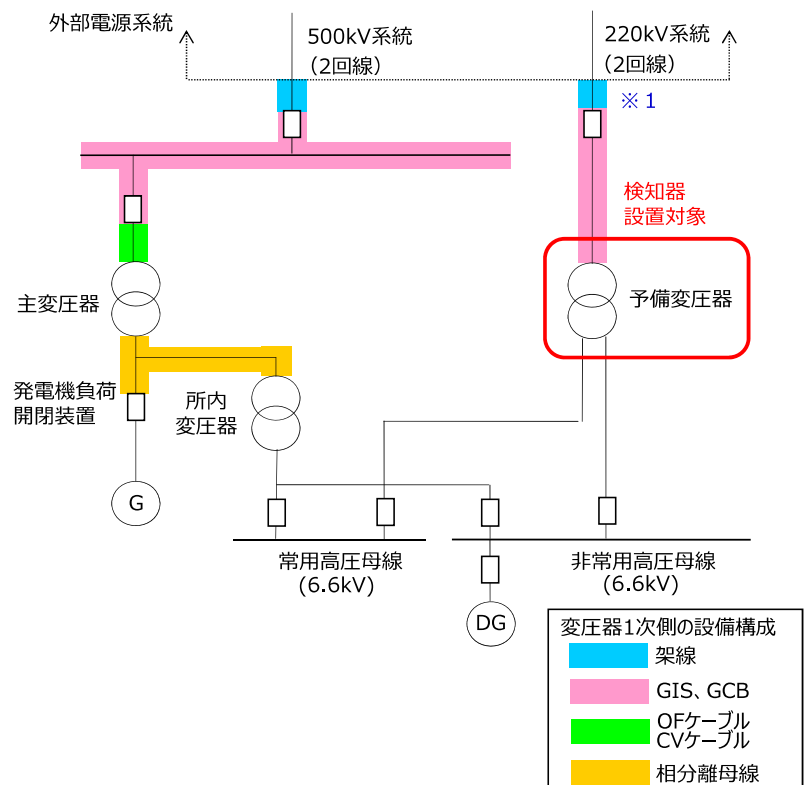
対象プラント	泊3号、大飯3号、大飯4号 (発電機負荷開閉装置の有無の差は割愛している。また、廃止措置予定プラントは除く)	
特徴	主変圧器 + 予備変圧器 + 後備変圧器 構成	
個別プラントにおける相違点	大飯3,4号機	※1) 後備変圧器として、77kV系統のNo.1予備変圧器が設置されている。
	泊3号機	※2) 当該ラインはGIS設備となっている。 ※3) 今後新設する予定の後備変圧器は、接続する66kV系統が2回線構成となっているが、常時1回線受電のため、検知器設置対象としている。



5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR4/6)

PWR電源構成例④

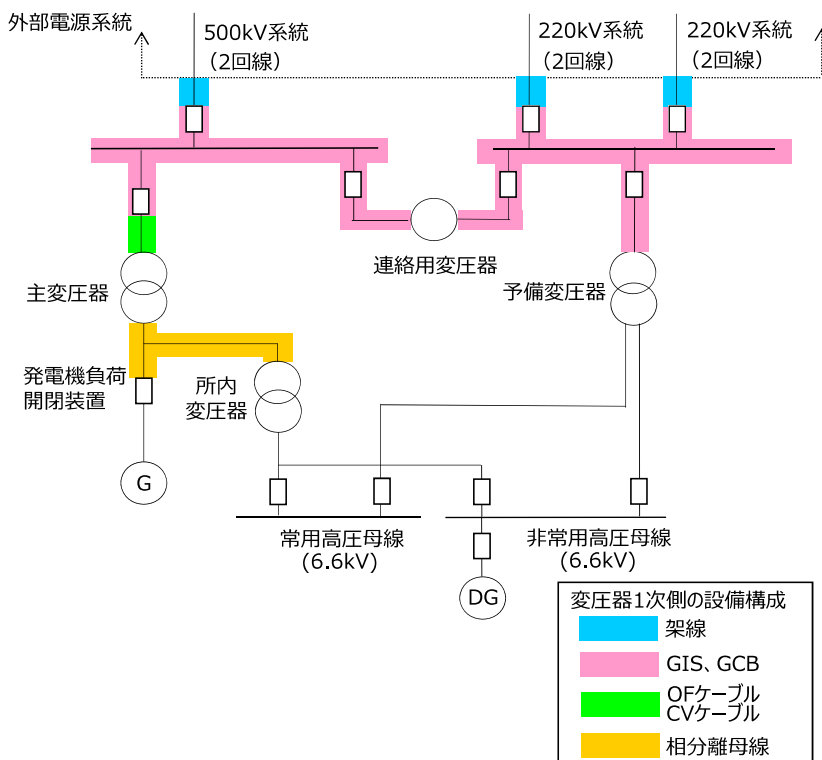
対象プラント	玄海3号、玄海4号	
特徴	主変圧器 + 予備変圧器 構成	
個別プラントにおける相違点	玄海3,4号機	※1) 予備変圧器に接続する220kV系統は2回線構成となっているが、常時2回線受電ではないため、検知器設置対象としている。



5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR5/6)

PWR電源構成例⑤

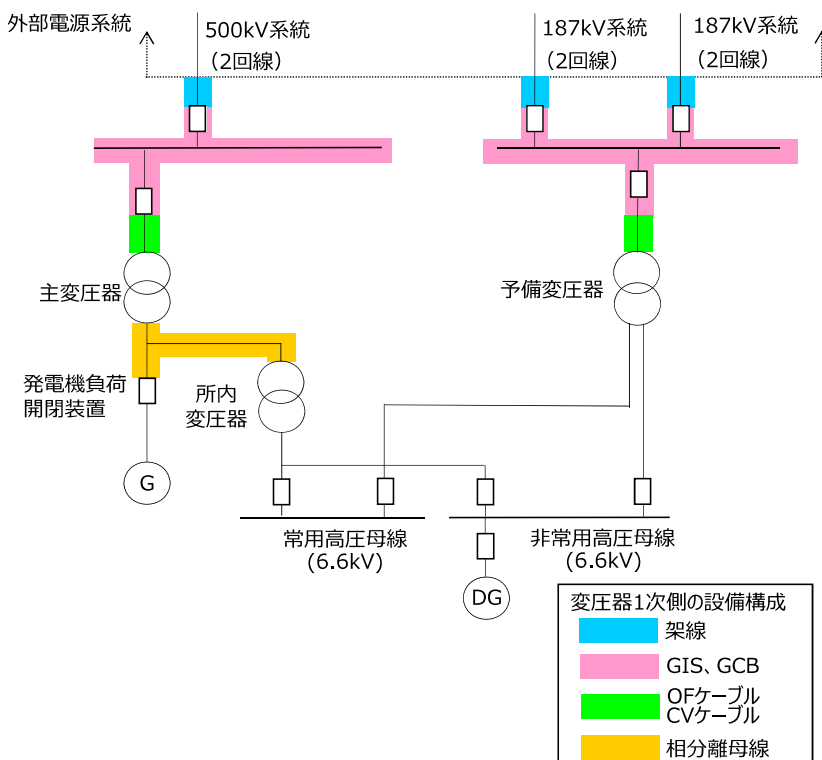
対象プラント	川内1号、川内2号	
特徴	主変圧器 + 予備変圧器 構成 (複数回線受電、連絡用変圧器あり)	
個別プラントにおける相違点	川内1,2号機	予備変圧器については、 常時複数回線から受電する構成であることから、検知器設置対象外 としている。



5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (PWR6/6)

PWR電源構成例⑥

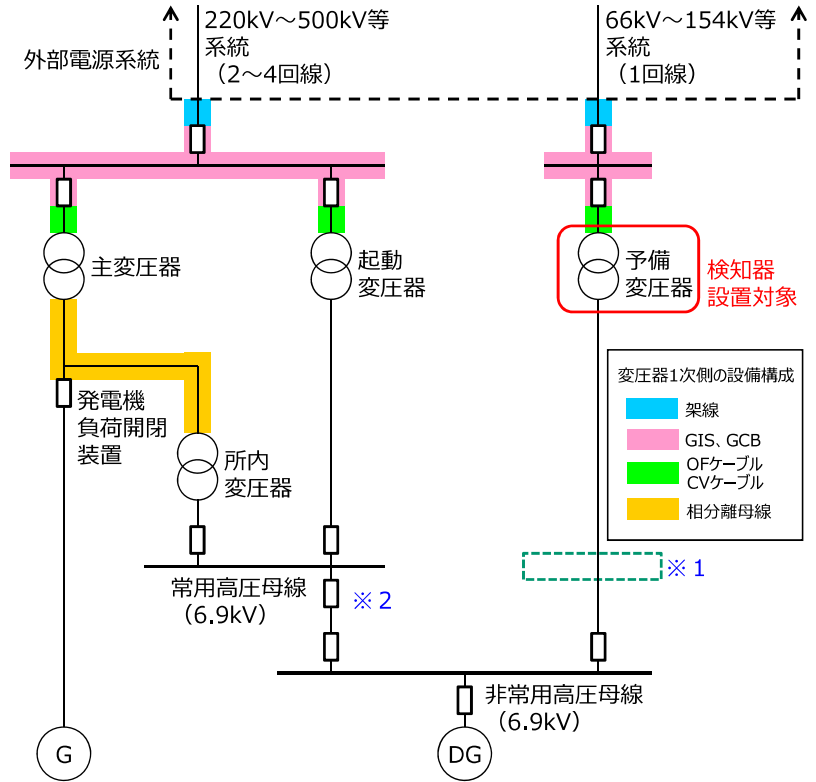
対象プラント	伊方3号	
特徴	主変圧器 + 予備変圧器 構成 (複数回線受電)	
個別プラントにおける相違点	伊方3号機	予備変圧器については、 常時複数回線から受電する構成であることから、検知器設置対象外 としている。



5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (BWR1/4)

BWR電源構成例①

対象プラント	女川2 / 3号、志賀1号、島根2号、東海第二、大間 (発電機負荷開閉装置の有無の差は割愛している。また、廃止措置予定プラントは除く)	
特徴	主変圧器+起動変圧器+予備変圧器 構成 (主変圧器・起動変圧器を同一母線から受電。予備変圧器を別母線から受電。)	
個別プラントにおける相違点	志賀1号機	※1) 予備変圧器については、非常用高圧母線との間に専用の常用高圧母線があり、既存設備(低電圧リレー)で検知可能であることから、検知器設置対象外としている。
	女川3号機、大間	※2) 起動変圧器から直接、非常用高圧母線に給電。

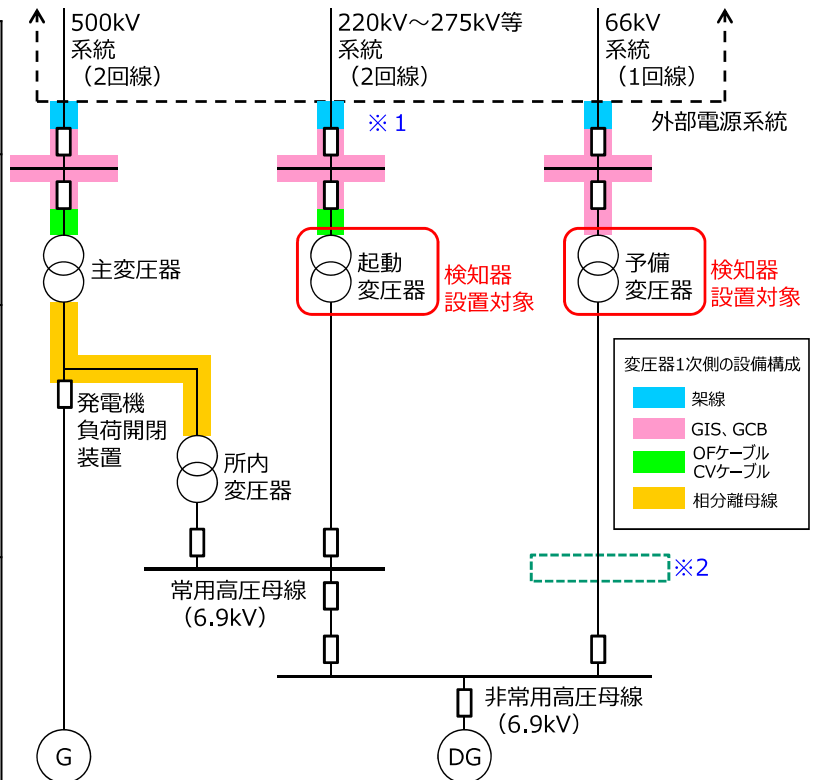


注) 電源構成図に記載の各変圧器の名称はプラントにより異なる場合がある。

5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (BWR2/4)

BWR電源構成例②

対象プラント	志賀2号、島根3号	
特徴	主変圧器+起動変圧器+予備変圧器 構成 (主変圧器・起動変圧器・予備変圧器をそれぞれ別母線から受電。)	
個別プラントにおける相違点	志賀2号機、島根3号機	※1) 起動変圧器に接続する系統は2回線構成となっているが、常時2回線受電ではないため、検知器設置対象としている。
	志賀2号機	※2) 予備変圧器(志賀2号機は緊急電源変圧器)については、非常用高圧母線との間に専用の常用高圧母線があり、既存設備(低電圧リレー)で検知可能であることから、検知器設置対象外としている。

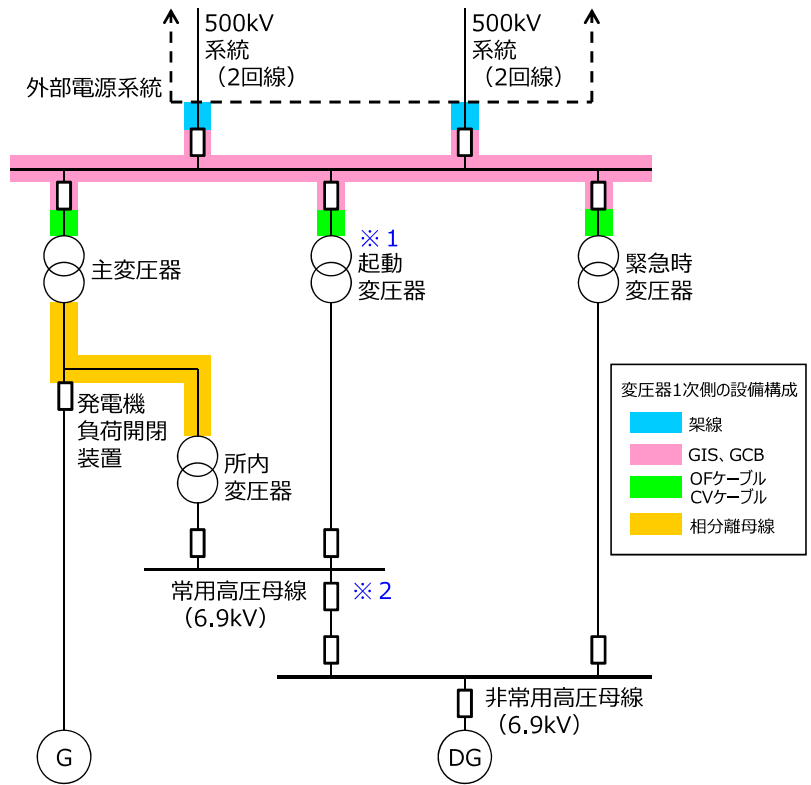


注) 電源構成図に記載の各変圧器の名称はプラントにより異なる場合がある。

5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (BWR3/4)

BWR電源構成例③

対象プラント	浜岡 3号、4号、5号 (発電機負荷開閉装置の有無の差は割愛している。また、廃止措置予定プラントは除く)	
特徴	主変圧器 + 起動変圧器 + 緊急時変圧器 構成 (主変圧器・起動変圧器・緊急時変圧器を同一母線から受電。)	
個別プラントにおける相違点	浜岡 3,4,5号機	主変圧器、起動変圧器、緊急時変圧器は、同一の母線に接続しており、 既存設備 (CT断線検出等) で検知可能であることから、 検知器設置対象外 としている。
	浜岡 5号機	※1) 起動変圧器を補助変圧器に読み替え。 ※2) 補助変圧器から直接、非常用高圧母線に給電。

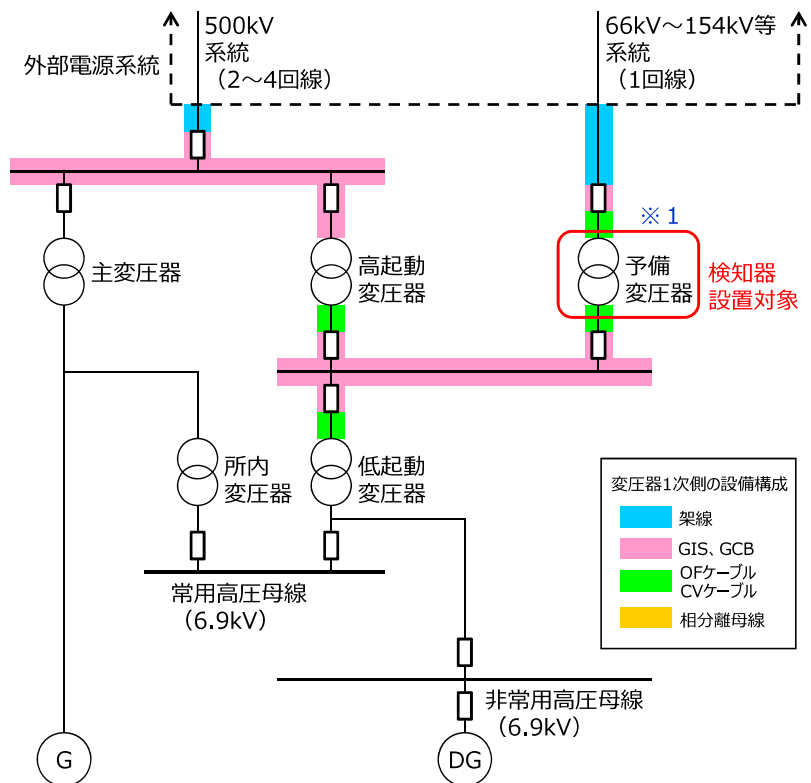


注) 電源構成図に記載の各変圧器の名称はプラントにより異なる場合がある。

5. 外部電源受電ライン構成及び検知システム設置対象変圧器 (BWR4/4)

BWR電源構成例④

対象プラント	東通 1号、 柏崎刈羽 1号、2号、3号、4号、5号、 6号、7号 (廃止措置予定プラントは除く)	
特徴	高起動変圧器 + 低起動変圧器 + 予備変圧器 構成 (高圧起動変圧器と予備変圧器は別母線から受電。高起動変圧器⇒低起動変圧器を介して安全系を受電。)	
個別プラントにおける相違点	東通 1号機	※1) 予備変圧器がなく、母線が66kV東北白糠線に直接接続されている。低起動変圧器は、 既存設備 (低電圧リレー等) で検知可能であることから、 検知器設置対象外 としている。



注) 電源構成図に記載の各変圧器の名称はプラントにより異なる場合がある。

6. OPC自動検知システムの運用方針（1 / 2）

（1）システムの運用方法

以下の点より、OPC自動検知システムは、警報発信用としての使用を考えている。
（警報発信運用による設置で十分な効果が得られると考えている。）

①警報発信（自動的な検知）による効果

現状、1相開放故障の機械的検知（低電圧リレーの動作、中性点過電流リレーの動作、CT断線検出回路等）ができない外部電源受電ラインは、運転員の巡視点検や受電ライン切替前後の点検等により1相開放故障を検知する運用のため、事象発生から把握までにタイムラグがあるが、OPC自動検知システムの設置により、即時の警報発信が可能となり、従来より、早く、確実な検知が行える。

（電源系の手動切替操作は、非常に容易な操作で中央から実施可能である） ⇒ 参考15・16

仮に誤検知によって警報が発信しても、運転員はOPC検知器における検知状態の継続有無、3相の電圧・電流計指示値のバランス状況、安全系補機の運転状態や現場架線設備の健全性を確認した上で、最終的に遮断器の開放操作を行うことから誤検知による悪影響はない。また、OPC警報発信中にSI信号が発信した場合は、誤検知が否かに関わらず即座に遮断器を開放する運用とする。

②検知後の自動インターロック化による懸念

1相開放故障発生と至急注水を行うべき事象（大LOCA等）が重畳して発生した場合、短時間で炉心注入を実施する観点では、OPC自動検知システムの信号を遮断器切替のインターロックに組み込むことは有効である。

しかし、OPC自動検知システムの動作しきい値は、事象の早期把握の観点で保守的な（動作しやすい）設定とする必要があることから、自動化インターロックを組み込んだ場合、システムの誤動作で健全な電源が自動的に系統から切り離され、非常用電源系の冗長性が不要に失われる可能性があることも併せて考慮する必要がある。

6. OPC自動検知システムの運用方針（2 / 2）

（2）誤検知への対応

誤検知とは、実際の設備でOPCが発生していない状況において、OPC検知器の誤動作でOPC検知信号が出力される状態をいう。米国では誤検知による遮断器自動開放（不要動作）が問題となっているため、国内においてもその対応を検討したものである。

- 米国では、①変圧器中性点注入方式（PSSTec）、②巻線CT+デジタルリレー（PCS2000）、③巻線CT+デジタルリレー（SEL）、④磁界による光の偏向を利用した方式（光CT方式）、⑤Class1Eの既設低電圧リレー（既設UVリレー）が採用されているが、現状、①PSSTec、②PCS2000、③SELにて、誤検知があったとの情報を入手している。なお、米国においては誤検知を考慮し、多くのプラントが、モニタリング期間中である。
- NEI加盟プラントのうちの4割が採用している①PSSTecは、EPRIが開発した変圧器の高圧側中性点に探查電流（周波数、電流値可変）を注入し、欠相発生による零相電流の変化を監視するものであるが、誤検知の発生が確認されている。これについては、実機に応じた探查電流の設定と欠相判断のしきい値設定に苦慮しているものと考えられる。（なお、当該検知器は高圧側中性点がない変圧器には適用できない検出方式である。）
- また、②PCS2000を採用する一部のプラントにおいては、試運用期間中（モニタリング期間中）でも、運転員の弊害になるほど誤検知があり、検知発信をバイパスする電力も確認されている。これについては、採用されているデジタルリレーは実績があるものだが、巻線CTから入力される微弱な電流変化から、欠相を判断するしきい値設定に苦慮しているものと考えられる。
- 国内では、変圧器の型式に左右されない汎用性と高い検知信頼性の確保を目標に、米国の状況も踏まえて誤検知に配慮した検知器開発、具体的には、2メーカーがノイズ影響を受けにくく、電流検出精度が高い光CT方式（米国の④光CT方式に類似）を、1メーカーが巻線CTからの信号入力部高精度化などOPC検知用に改良したデジタルリレーを採用した検知器開発を実施している。なお、OPC検知の有効性については電中研の実証試験にて確認している。 ⇒ 参考3
- ただし、実機適用にあたっては十分な現地検証が必要と認識しており、まずは代表プラント（高浜の予備変圧器）に設置し、国内メーカーが検知器開発にあたり、事業者と協議しながら開発の前提としてきた実機環境（落雷、大型ポンプの起動・停止、変圧器の受電・停止等）に大きな相違がないこと、ならびに現地での誤検知有無等を確認するために検証期間を約1年設けることとしている。 ⇒ 17 18 参考8～13

8. 米国におけるOPC対応状況（1 / 2）

- ・Byron2号機の事象後、NEIはOPC対応内容を計画し、NEI-initiativeとして宣言した。NRCは事業者のOPC対応状況が、当該宣言内容に合致しているかについて、2018年に代表4プラントで短期検査を実施済。（Temporary Instruction）

評価項目	River Bend (BWR : Entergy社)	Palo Verde (PWR : APS社)	St. Lucie (PWR : FPL社)	Byron (PWR : Exelon社)
対象変圧器 / 母線	安全系に給電する変圧器。	安全系に給電する変圧器で以下の変圧器が対象。 ・既存の検知器で検知できないもの ・架線設備を含むもの	安全系に給電する変圧器で以下の変圧器が対象。 ・既存の検知器で検知できないもの ・架線設備を含むもの	安全系に給電する変圧器で以下の変圧器が対象。 ・既存の検知器で検知できないもの ・架線設備を含むもの
OPC検出場所	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側
OPC検出方式	PCS2000 (デジタルリレー)	PSSTec (デジタルリレー)	光CT方式 (デジタルリレー)	SEL (デジタルリレー)

- ・NRCは事業者の対応が概ね妥当と評価している。また、[NEIはNEI-initiativeに基づく産業界の自主対応で解決していくことをNRCに提案しており、NRCはこの提案を基本的に容認している。](#)

8. 米国におけるOPC対応状況（2 / 2）

（前頁の続き）

- ・NRCとNEIは、OPC関連で、2019年に複数回の公開会議を実施しており、[OPC検知器（OPIS）による遮断器自動トリップ機能を必須とするか否かについて議論](#)を行っている。
- ・NEIは、OPISで誤動作が発生していることを踏まえて、[自動トリップ機能の要否についてはプラント毎に「定性的」「定量的」にリスクを評価し、設計内容を決定すべきと提案した。](#)
- ・NEIは、NEI-initiativeにおいてOPISの仕様は、検知 + 自動トリップ機能を標準仕様としていたが、[自動トリップ機能については、プラント状況次第では、リスクを増大させる可能性もあるため、リスク評価に基づき自動トリップ機能なし（警報機能のみでトリップは手動で担保）を可能とするガイドラインを整備し、NRCに承認を求めている。](#)
- ・NRCは、8プラントに対して、OPIS自動トリップ機能のリスク低減効果を評価した報告書を2020年1月付で公表しており、[OPIS自動トリップ機能による安全性の向上は高くないと結論付けている。](#)

米国における誤検知情報と国内事例 ⇨ [参考17~19](#)

9. まとめ

○OPC自動検知システム設置の目的

- ・1相開放故障を既設リレー等で検知することが困難な変圧器を対象に、OPC自動検知システムを設置する。OPC自動検知システムは、人的運用の信頼性を向上するものとして導入することとし、事業者として現在の技術基準解釈の中で自主的・計画的に取り組んでいく。

⇒ 参考20・21

○設置対象変圧器

- ・非常用高圧母線に給電可能な変圧器のうち以下を除く変圧器を対象とする。

【対策不要な対象】

- 変圧器 1 次側の接続に架線設備を含まない変圧器
(例：変圧器 1 次側の接続がIPB、OFケーブル、金属遮蔽層付きのCVケーブル等で構成されており、一相開放故障発生時に地絡警報等により、検知可能。)
- 通常運転状態において常時複数回線から受電している変圧器

○システムの運用方法

- ・OPC自動検知システムは運転員に対する警報発信用として使用する。

(1相開放故障検知後は運転員による容易な中央操作で電源系の切替が可能。システムは、1相開放故障に対する運転員の初動信頼性を高める用途に使用する。)

○OPC自動検知システムの設置計画（代表プラントの試験導入～各プラントの本格運用）

- ・2020年度内に代表プラント（高浜の予備変圧器）に試験導入・実機環境での誤検知の有無等の検証を開始し、その後、試運用の状況を踏まえて各社が計画的に設置していく。

以下、参考資料

発電所構内における開閉所設備構成の米国設備との違い

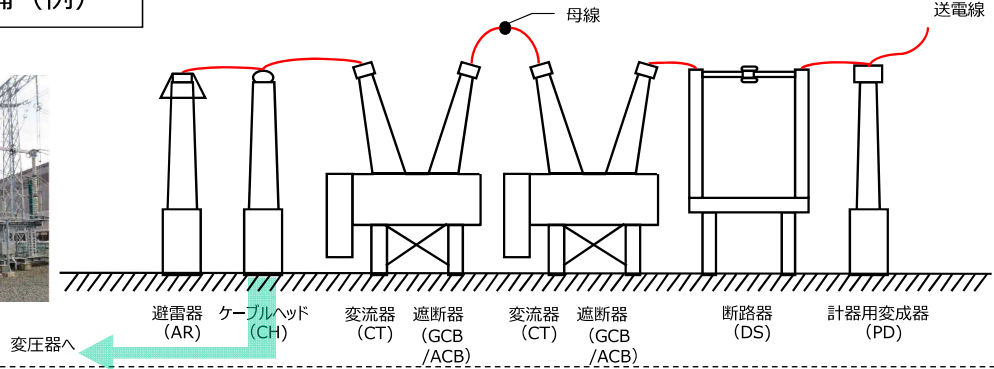
参考 1

(2019年 4月15日面談時資料から抜粋再掲)

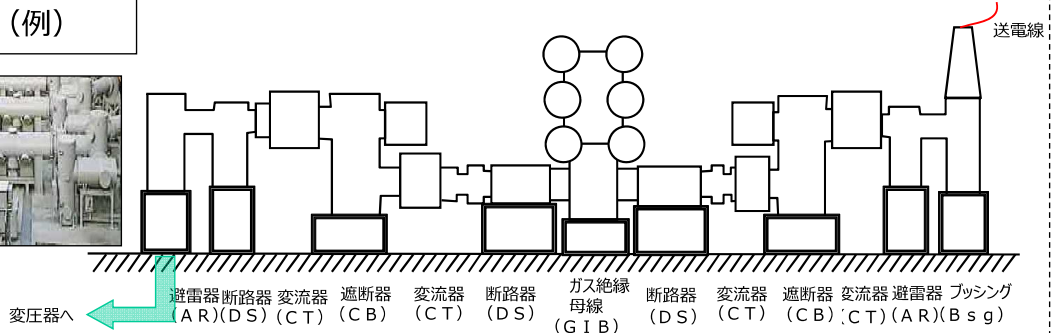
発電所構内に架線設備を多く有する米国設備に比べ、国内における発電所構内の開閉所設備の多くは、引込線以降はGIS設備になっており設備構造的に1相開放故障が発生する可能性は非常に小さい。

凡例：
— 架線電路部
→ 埋設電路部

気中（架線）設備（例）



GIS設備（例）



設備構成と故障検知の例（1 / 3） GIS, GCB

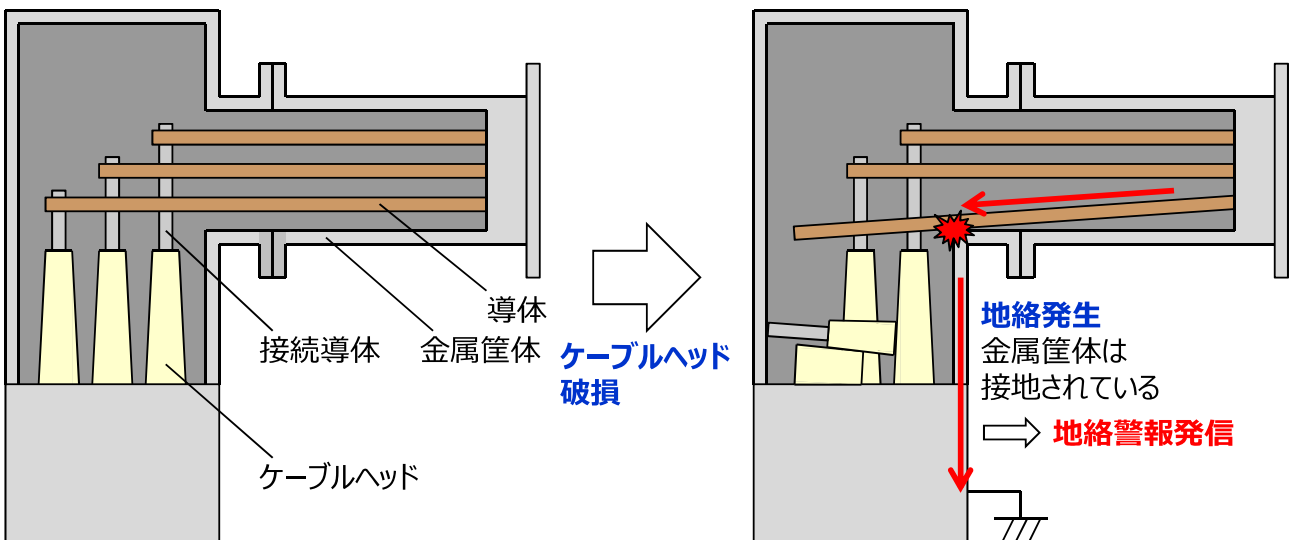
参考 2-1

GISの構造上、内部の導体が切断するようなモードは想定しにくいので、内部で1相開放故障が発生することは考えにくい。

仮にケーブルヘッド部の破損等により接続部が脱落するようなモードを仮定した場合、導体は周囲の接地された金属筐体に接触し、地絡を伴う故障となることから、異常の検知が可能である。

なお、GCB内部も同様の構造であるため、異常の検知が可能である。

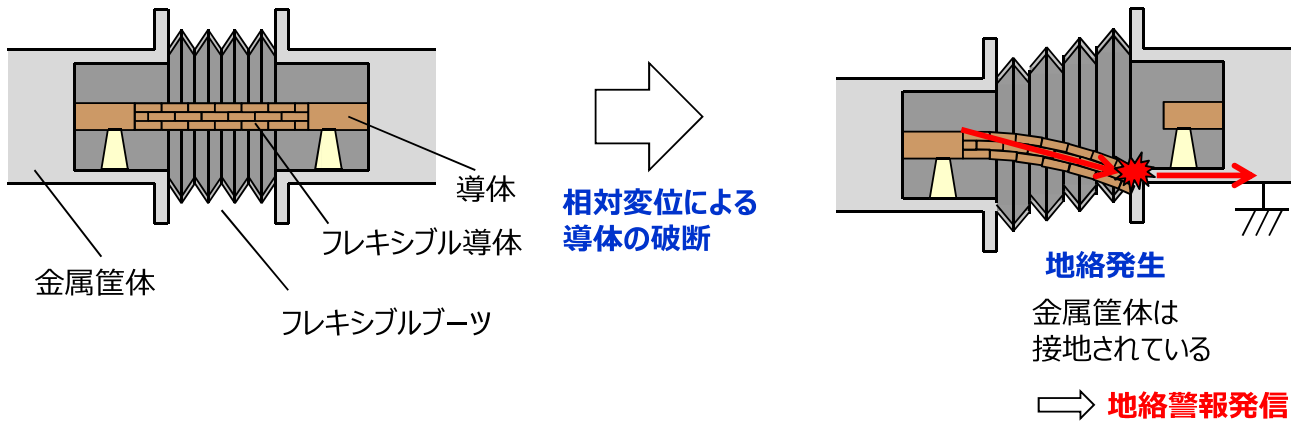
GIS内部にてケーブルヘッド破損を想定した場合の故障検知例



相分離母線の構造上、内部の導体が切断するようなモードは想定しにくい、内部で1相開放故障が発生することは考えにくい。

仮に建屋取合部等にあるフレキシブル導体部やその接続部が、相対変位等による外力の影響で破断するようなモードを仮定した場合、導体は周囲の接地された金属筐体に接触することで、地絡を伴う故障となることから、異常の検知が可能である。

相分離母線に相対変位によるフレキシブル導体部の破断を想定した場合の故障検知例

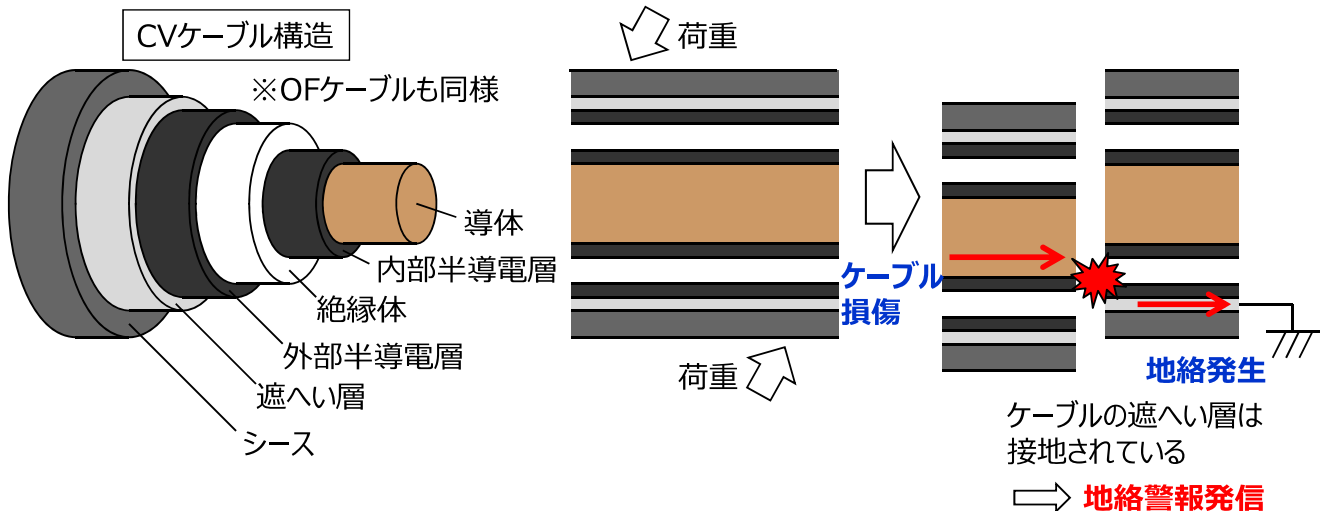


高圧ケーブルの構造上、完全断線するようなモードは想定しにくい、ケーブルで1相開放故障が発生することは考えにくい。

仮にケーブルに想定を超える大きな荷重が加わり、断線に至るようなモードを仮定した場合、導体だけでなく周囲の各層（絶縁体、遮へい層等）にも損傷が生じ、その際に接地された遮へい層と導体が接触する、または、アークが発生することにより導通し、地絡を伴う故障となることから、異常の検知が可能である。

なお、OFケーブルについては油圧異常等によっても検知が可能である。

ケーブルに荷重が加わり損傷した場合の故障検知例



(2019年5月29日面談資料より抜粋再掲)

(1) 三菱電機製品概要

【欠相検知システム概要】

<検知方法>

本システムは、変圧器高圧側電流及び対称成分の大きさから欠相を検知。

<機器構成>

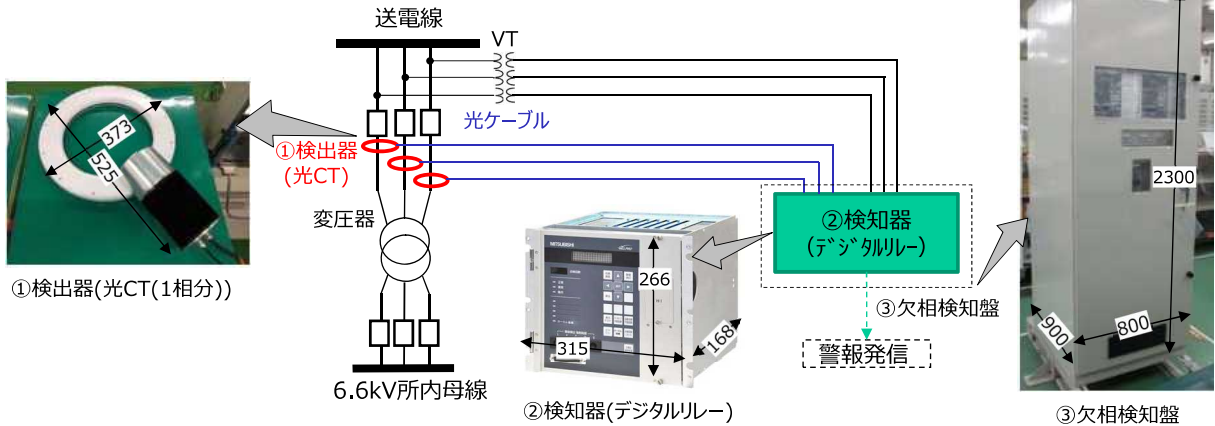
検出器：変圧器励磁電流(約0.1A)を測定可能な光CTを採用。

検知器：光信号を入力可能なデジタルリレーを採用

<発信信号>

検出器からの信号を検知器に入力し、検知器から欠相検知・警報信号等を発信。

【検知器構成】



(2019年5月29日面談資料より抜粋)

(2) 日立GE製品概要

【欠相検知システム概要】

<検知方法>

本システムは、変圧器高圧側電流、所内側電圧の3相偏差およびその挙動変化から欠相を検知する。

<機器構成>

検出器：変圧器励磁電流(約50mA以上)を計測可能。

主機の改造無く取付可能なケーブル型光電流センサを使用。

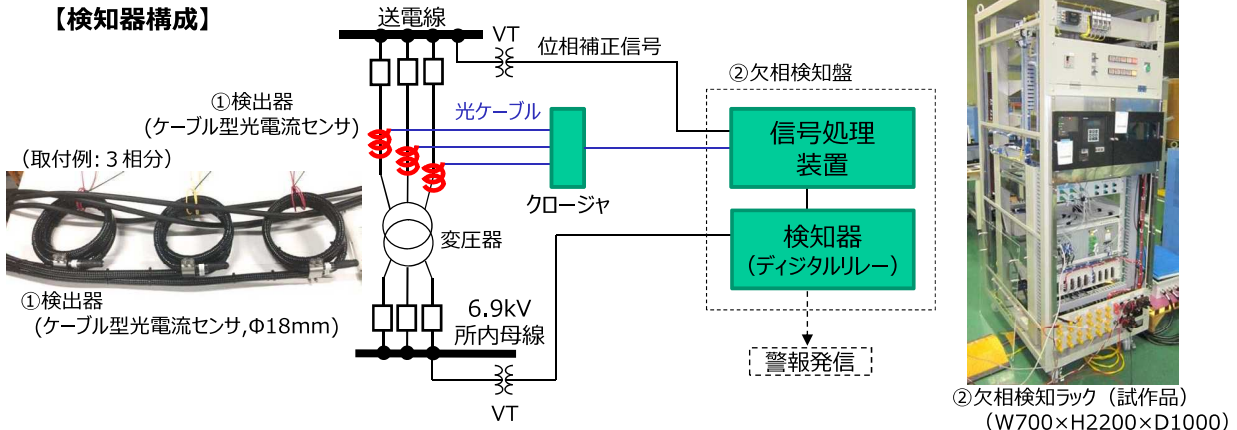
同径にてセンサ部多重化対応可能。

検知器：事象判定ロジックを装荷したデジタルリレーを使用。

<発信信号>

検出器からの信号を欠相検知盤に入力し、欠相検知盤から欠相検知・警報信号等を発信。

【検知器構成】



(2019年5月29日面談資料より抜粋)

(3) 東芝ESS製品概要

(1) 検知方法

3相の電圧、電流を監視し、欠相した相で生じる電圧または電流変動により欠相を検知する。

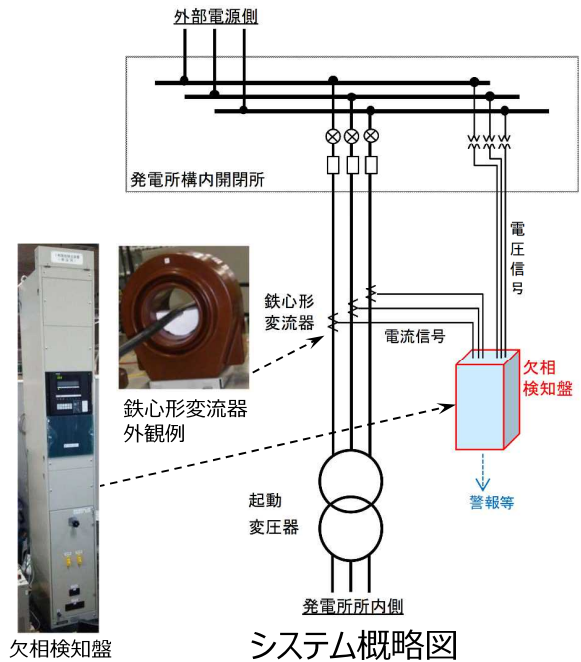
(2) 検知システム構成

● 変流器

検知対象変圧器が無負荷時などの微小電流においても、鉄心形変流器を用いて欠相検知が可能。そのため、既設変流器の特性や設置位置等の条件によっては、既設変流器を使用できる可能性がある。

● 欠相検知盤

開閉所の系統保護盤等で使用実績があるデジタルリレーを搭載。欠相検知時には、盤面や中操への警報信号を出力する。



(2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲)

三菱電機製品概要

(1) 目的

OPC検知システムは開発検証が完了し、今後はプラント個別に所内回路を模擬したシミュレーションで整定値の検討を実施することで計画している。

➢ 但し、米国での誤検知等の状況を踏まえ、実プラントでのフィールド試験を行い、そこで新たな知見が得られる場合は、OPC検知システムへフィードバックさせることが、より確実なOPS検知システムを構築するうえで望ましいことから、現地検証を行う。

(2) 検証内容概要

- ①対象回路 : 発電所 変圧器
- ②導入機器 : OPCリレー盤(保護リレー、光変換器)、光CT、記録用デバイス
- ③システム : 既設警報回路への組込みは行わず、スタンドアローンのシステムとする
(但し、直流電源の引込み、GIS信号取込み等の改造は発生)
- ④検証内容 : 通常プラント操作、欠相以外の事故、外的要因(振動、外部ノイズ)によりリレーが不要動作しないこと(整定値の妥当性)を確認する(次頁参照)
➢リレー動作した場合は、保護リレーが記録した動作時の波形データ、プラント運転状態から要因を特定
- ⑤実施期間 : 以下2ケースのいずれかで対応
 - ・最長 プラント起動～停止の運転1サイクル
 - ・最短 OPCシステム導入後の現地試験にて完結
 - 不要動作有無を確認する上では、運転1サイクルの中で試運転することが望ましい。
(なお、製品性能の確認は現地試験で完結するため、1サイクルの期間は必須でない)

(2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲)

三菱電機製品概要

(3) 確認項目

No.	項目	内容	確認時期		備考
			運転中	現地試験	
1	補機起動・停止動作時におけるOPCリレー動作有無確認	通常、待機状態にある予変に対して、現在停止中の高浜1/2号機のいずれかの母線を利用し、補機の起動・停止操作を実施し、OPCリレー不要動作有無を確認	○	○	
2	動変励磁突入電流入り時のOPCリレー不要動作有無確認	現在停止中の高浜1/2号機のいずれかの母線を利用し、無電圧の動変に電圧印加し、励磁突入電流を発生させ、OPCリレー不要動作有無を確認	○	○	実施方法・時期はユーザー側（電力）との調整結果による
3	落雷時の再開路によるOPC動作有無確認	落雷による再開路を模擬した瞬時遮断器開閉操作を実施し、OPCリレー動作有無を確認	-	○	
4	その他電気事故の影響によるOPCリレー動作有無確認	予変受電時における短絡、地絡等電気事故の影響でOPCリレーが不要動作しないかを確認	※	-	※：電気事故は偶発的な自然現象のため意図的な模擬・確認は不可

(4) 補足

フィールド試験では、保護リレー動作時の要因特定のためプラント運転状態のデータを用いる必要がある。
 > 補機運転状態や電源構成等の各種必要なパラメータについては、ユーザー側（電力）より情報提示する。

(2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲)

日立GE製品概要

(1) 目的

- ・ OPC発生時に、確実に検知できることを確認する。（期間内に発生した場合）
- ・ システム擾乱発生時等、OPC以外の事象で本機器が誤動作しないことを確認する。
- ・ 設計時の想定条件と実機適用時の条件（想定外を含む）による本機器への影響有無を確認する。
- ・ その他、初期不良の有無等、機器の不具合発生状況をモニタリングし、本運用前に改善を図る。

(2) 検証内容概要

- ・ 試験期間は、季節による系統条件の変動、季節要因事象の検証、屋外機器に対する環境条件の影響
- ・ 評価を考慮して、最低1年間を前提とする。
- ・ 対象プラントは、系統条件や環境条件が各プラントで異なり、この間の試験結果をもとに、運用前の改善を図ることを本試験の目的としていることから、メーカーとしては全プラント対象を基本とする。

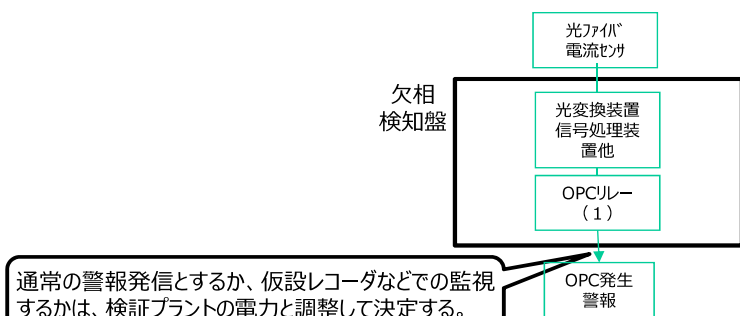


図1 回路構成

（2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲）

日立GE製品概要

（3）確認項目

項目	内容
リレー 健全性確認	<p>OPC検知システムには複数の誤動作防止ロジックを組み込んでおり、基本的にはシステムの過渡的事象によって影響を受けることは無いが、本ロジックがいかなる条件においても適切に動作し、誤動作しないことを確認するため、以下の試験を実施する。</p> <p>【検証項目】 （短期試験）</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 励磁突入電流による影響評価のため、変圧器遮断器の開閉を実施 ② 開閉サージによる影響評価のため、系統側の遮断器及び断路器の開閉を実施 ③ 負荷変動による影響評価のため、大型電動機の始動、負荷遮断を実施 <p>（長期試験）</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 系統の静電容量等による影響評価のため、環境条件の季節変動等考慮し、1年以上設置運用する。 ② プラント通常運転時における負荷変動による影響評価のため、定検間隔以上の期間（約1年）設置運用する。 <p>誤動作した際は、原因を検討したうえで、改善案を検討・整定値の見直し等を実施する。</p>
光変換装置からのデータの分析	<p>本試験期間中に光変換装置からのデータを収集し、内部の各リレー要素の動作を検証する。ロジックを見直すことで、更なる誤動作の防止と精度の向上を見込むことが可能であれば、改善案を検討し、ロジックや整定値の見直し等を実施する。</p>

（2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲）

東芝ESS製品概要

（1）目的

- ・ OPC検知システムの開発検証は完了し、今後の実機導入における各プラント個別検討は解析および工場試験により検討・確認を行う。ただし、検知対象として新規性があるOPCを扱うことから、電源系統で生じる想定事象によるシステムへの影響をフィールドレベルで検証する。

（2）検証内容概要

- ・ 電源系統の運用時には、以下に示すような電氣的な過渡事象が想定されることから、OPC検知システムはこれら事象による不要動作を防止する構成としている。そのフィールドレベルでの確認として、システムを実際に導入したうえで一定期間の試運用により不要動作が生じないことを確認する。

① 想定事象

- ・ 落雷
- ・ 送電系統または発電所構内の地絡、短絡事故
- ・ 系統変動（電圧変動、周波数変動、高調波）
- ・ 変圧器受電時（励磁突入電流）
- ・ 開閉サージ
- ・ 負荷電動機始動、停止時（始動電流）
- ・ 周囲設備からの誘導ノイズ など

② 試運用期間

上記の想定事象がプラント運用、系統側電力潮流および季節変動に起因する部分もあることを考慮し、試運用期間はプラント運転期間1サイクル分を目安として、電力側との協議により決定する。

（2019年11月14日面談時資料から抜粋再掲）

東芝ESS製品概要

（3）確認項目

- ①想定事象のうち、人為的に再現可能な、変圧器受電時、線路遮断器開閉時および電動機始動・停止時の影響に関し、試験による確認についても実施する。

No.	試験項目	内容
1	変圧器受電時の不要動作確認	検知対象変圧器に運転電圧を印加し、通常運用時の変圧器受電時に発生する励磁突入電流に対し、OPC検知リレーが不要動作しないことを確認する。
2	遮断器開閉サージによる不要動作確認	送電線事故時の再閉路による開閉サージを想定し、遮断器を開閉し、不要動作しないことを確認する。
3	電動機始動・停止時の不要動作確認	検知対象変圧器から二次側母線へ給電している状況で、当該母線に接続される電動機を始動・停止させ、その際の電流変動に対して、OPC検知リレーが不要動作しないことを確認する。

通常運転状態において外部電源から受電している非常用母線負荷について
（美浜3号機起動変圧器の例）

起動変圧器 容量 : 45MVA

非常用母線負荷名称	1台あたり容量 (kW)	設置台数		通常運転台数 (最大)	合計負荷容量 (kW)
		A系	B系		
1次系冷却水ポンプ	245	2	2	2	490
2次系冷却水ポンプ	250	1	1	2	500
チラーユニット	218	1	1	1	218
海水ポンプ	390	2	2	3	1170
充てん/高圧注入ポンプ	780	1 (+Yトク1)	1 (+Yトク1)	1	780
安全系パワーセンタ (下流の原子炉コントロールセンタを含む)	-	1	2	2	1522
常用系パワーセンタ	-	0	1	1	
				合計	4680

（力率0.8とした場合、5.85MVA）

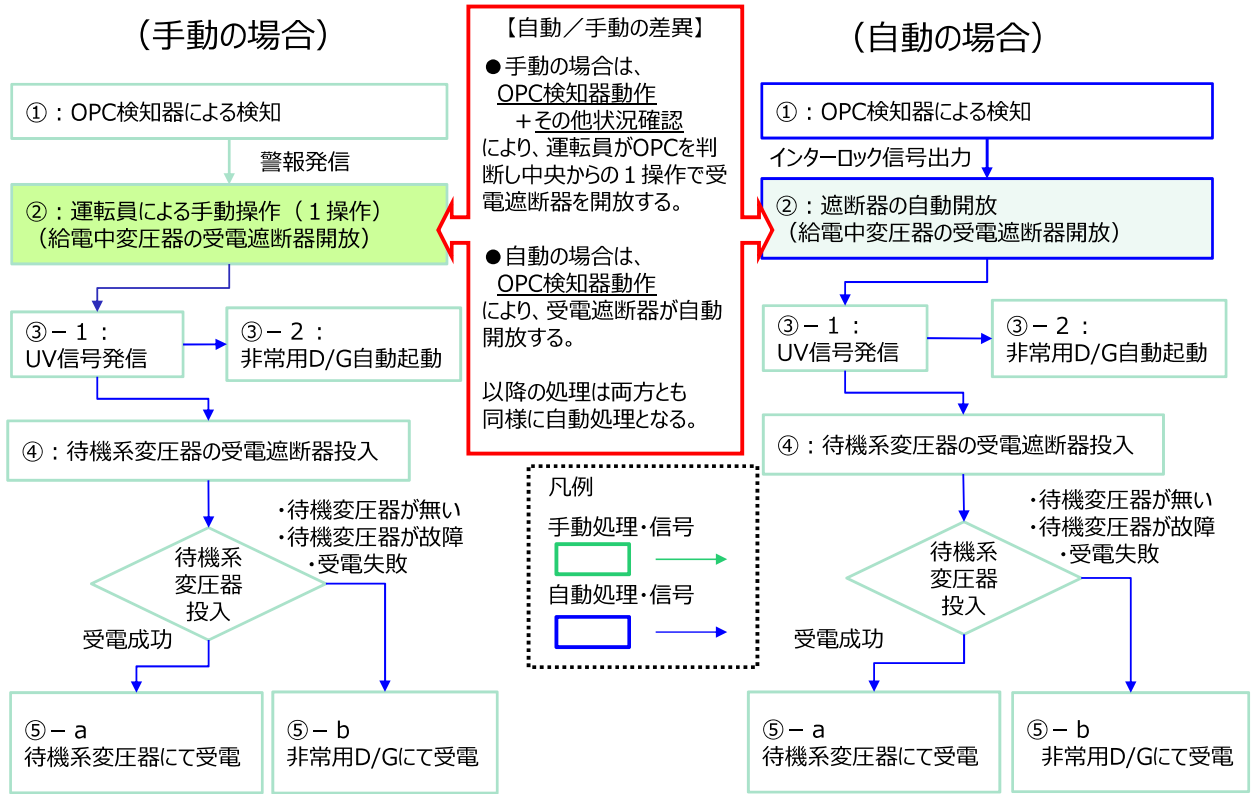
起動変圧器については、通常運転状態において、**負荷率は約13%**である。

なお、起動変圧器と共にOPC自動検知システムを設置する予備変圧器については、通常待機状態にあり、変圧器1次側には励磁電流相当しか流れていない。

OPC検知時の自動隔離有無（自動／手動）による運転操作の差異

参考15

(2019年5月29日面談資料より抜粋再掲)

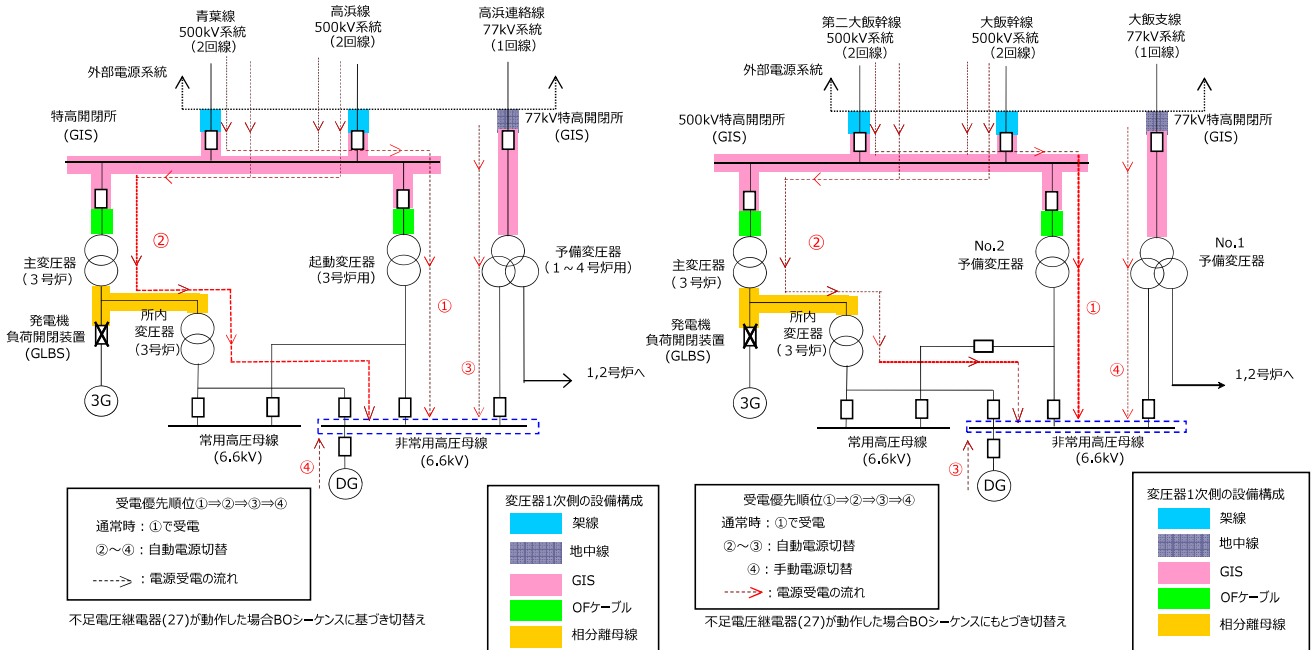


外部電源受電ラインの構成、遮断器自動切替順番（PWR）の例

参考16

(高浜発電所3/4の受電順番)

(大飯発電所3/4の受電順番)



名称(例)	①予備変圧器	②起動変圧器	③主変-所変
用途・備考	・非常時用の待機用途。 (②が無い場合は通常時受電) ・単回線構成の場合が多い。	・通常運転時、安全系母線への給電用途。 ・送電線は③と同様。	・発電時の送電用途 ・GLBSが設置されている場合、定検時等に安全系への受電が可能。

GLBS：Generator Line Breaker Switchの略で、事故電流を遮断する容量はないが、定格負荷電流は遮断できる発電機主回路上の開閉装置である。

（1）米国各プラントの定期監査（instruction状況）：最新レポートの概要

- NRCはNEIの現行のOPCの対応計画が合致しているかについて2018年、代表4プラント（River Bend(BWR：Entergy社)、Palo Verde(PWR：APS社)、St. Lucie(PWR：FPL社)、Byron(PWR：Exelon社))で短期検査を実施している。
- その後、NRCが実施した代表プラント以外の8プラントに対する検査を実施し、その報告書を2019年度に発行している。以下、8プラントのレポート内容

評価項目	Grand Gulf (BWR:Entergy)	Wolf Creek (PWR:WCNOC)	Arkansas (PWR:Entergy)	Robinson (PWR:Duke)
運用状況	モニタリング期間	モニタリング期間	運用中	モニタリング期間
対象変圧器／母線	変圧器 ・サービ変圧器 ・ESF変圧器	変圧器 ・起動変圧器他	変圧器 ・起動変圧器	変圧器 起動変圧器
OPC検出場所	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側
OPC検出方式	PCS2000 (デジタルリレー)	PSSTec (デジタルリレー)	PCS2000 (デジタルリレー)	SEL (デジタルリレー)
誤警報の有無	度重なる誤警報で警報をバイパス	記載なし	記載なし	記載なし
システムの設計	常用系	常用系	常用系	常用系

評価項目	Catawba (PWR:Duke)	Quad Cities (BWR:Exelon)	Farley (PWR:SNOC)	South Texas (PWR:STP)
運用状況	モニタリング期間	モニタリング期間	モニタリング期間	運用中
対象変圧器／母線	変圧器 ・主変圧器;昇圧変圧器	変圧器 ・予備変圧器 (RAT)	変圧器 ・起動変圧器	母線 ・3つの高圧非常用母線
OPC検出場所	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	受電変圧器高圧側	非常用母線
OPC検出方式	PSSTec (デジタルリレー)	SEL (デジタルリレー)	PSSTec (デジタルリレー)	既設UVリレー (アナログリレー)
誤警報の有無	記載なし	記載なし	度重なる誤警報で警報をバイパス	誤警報無し
システムの設計	常用系	常用系	常用系	安全系

非常用母線の既設UVリレーで検知できるため、OPC検知器は設置せず

（2）米国におけるOPC検知器の運用状況等、誤検知に関連する情報

各レポートから、OPC誤検知の運用状況等、誤検知に関連する記載がいくつか確認できた。（以下、一部抜粋）

(a)Grand Gulf 検査レポート

- PCS2000を採用しているが、「[中央制御室への警報出力も度重なる誤警報発信により、負担軽減の観点で、バイパスしている](#)」との記載があり、誤信号の対応に苦慮している。

(b)South Texas 検査レポート

- South Texas Projectでは、安全系の従来の保護を用いて、OPC検出と保護が可能としている。（解析評価結果をベース）

(c)Wolf Creek 検査レポート

- 5つの変圧器がOPCによる影響を受ける可能性があるが、実際OPC検出器を設置しているのは、2つの変圧器としており、その理由は、残りの3つの変圧器を用いた電源供給ルートはほとんど使用されておらず（25年のうち積算で47.5日間のみ）、また、開閉所から変圧器への接続距離も150ヤードと短いためとしている。

(d) Arkansas 検査レポート

- PCS2000を採用しているが、特に誤検知の対応については記載なし。

(e) Catawba 検査レポート

- [発電機遮断器が断路器が開放されている時のみOPCの検出回路が動作](#)。（発電機が動作していないときにOPC検出装置を活かしている。発電機動作時には発電機保護での対応と考察される。）

(f) Quad Cities 検査レポート

- 回路には[時限リレーを使用し、誤動作防止](#)が可能としている。

(g) Farley 検査レポート

- EPRIのPSSTecを使用したOPC検出リレーを採用しているが、検査時にはモニタリング期間でありながら、[あまりにも多くの誤警報発信の為、警報発信自体を変圧器盤でブロック](#)している模様。
- OPCの警報ブロックを解除する時期やモニタリング期間の終了時期は記載なし。

(h) Robinson 検査レポート

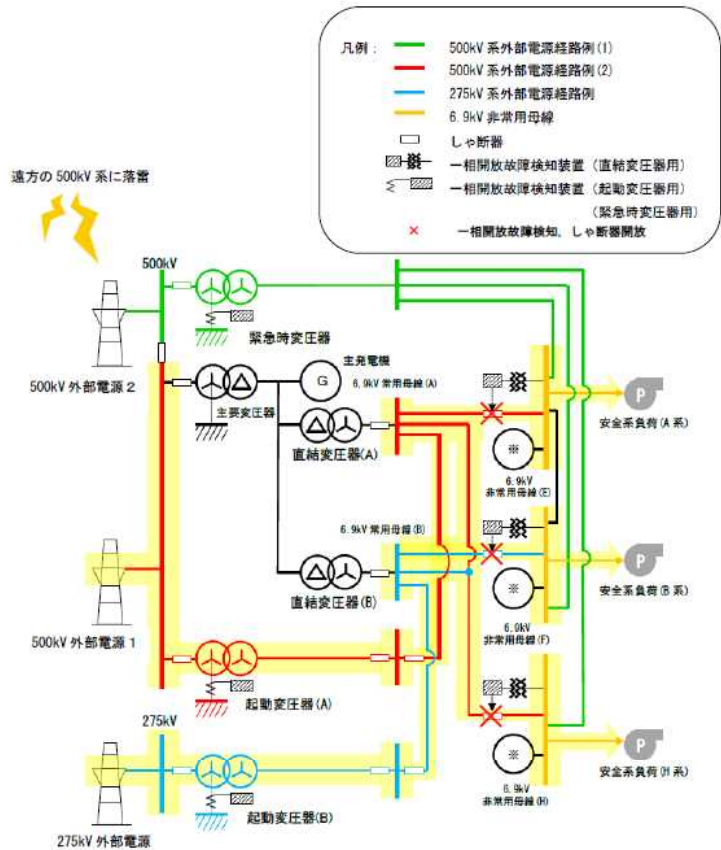
- SELを使用した変圧器高圧側のOPC検出リレーと低圧非常用母線にABB 60Qを用いたOPC検出リレーのハイブリッドを採用している。（検査時はモニタリング期間中）

浜岡発電所 4号機の事例
(ニューシア情報2017-中部-S002より)

2017年7月14日7時59分、落雷の影響により、愛岐幹線(500kV送電線)1号線、2号線をルート遮断し、中速再閉路する事象が発生した。その影響を受け、浜岡原子力発電所の所内電源の電圧が瞬時低下した。浜岡4号機6.9kV非常用母線(E),(F),(H)については、その電圧低下を一相開放事象対策^{※1}として設置した検出器が検知し、常用と非常用母線の間に設置された遮断器が開放し、6.9kV非常用母線(E),(F),(H)が停電した。これにより非常用ディーゼル発電機(A),(B)が自動起動し、6.9kV非常用母線母線(E),(F)は受電された。非常用ディーゼル発電機(H)については、非常用ディーゼル発電機(H)関連の作業により、安全措置として停止としていたため、6.9kV非常用母線(H)は停電状態が継続した。

なお、3,5号機については、一相開放事象対策が未実施であることから非常用母線の停電には至らなかった。

※1 外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうち一相の電路の開放が生じた場合に、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障個所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策。



現行の技術基準における位置付け (1 / 2)

現状、規則の解釈は、以下のとおりである。OPC自動検知システムを人的運用の信頼性を向上・補完するものとし、現在解釈の中で、事業者として計画的に取り組んでいく。

○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 (抜粋) 1/2

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	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
(保安電源設備) 第四十五条 発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。	第45条 (保安電源設備) 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。 ・第2条第2項第9号ホに規定される装置 ・燃料プール補給水系 ・第34条第1項第6号に規定する事故時監視計器 ・原子炉制御室外からの原子炉停止装置 ・PWRの加圧器逃がし弁(手動開閉機能)及び同元弁 ・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系
2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。	2 第2項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。 「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第16条に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。
3 保安電源設備(安全施設へ電力を供給するための設備をいう。)には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。	3 第3項に規定する「常時使用される」とは、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている状態をいう。
一 高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置	4 第3項第1号に規定する「高エネルギーのアーク放電による電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置」とは、重要安全施設

現行の技術基準における位置付け（2 / 2）

○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（抜粋） 2/2

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	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
	<p>（設置許可基準規則第2条第2項第9号に規定する重要安全施設をいう。以下同じ。）への電力供給に係る電気盤及び当該電気盤に影響を与えるおそれのある電気盤（安全施設（重要安全施設を除く。）への電力供給に係るものに限る。）について、遮断器の遮断時間の適切な設定等により、高エネルギーのアーク放電によるこれらの電気盤の損壊の拡大を防止することができることをいう。</p>
<p>二 前号に掲げるもののほか、機器の損壊、故障その他の異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置</p>	<p>5 第3項第2号に規定する「異常を検知し、及びその拡大を防止するために必要な措置」とは、短絡、地絡、母線の低電圧又は過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、保安を確保するために必要な装置への影響を限定できる設計及び外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合に、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによつて、安全施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できる設計とすることをいう。</p>
<p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであつて、当該設計基準対象施設において受電可能なものであつて、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない</p>	<p>6 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>7 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、2回線以上の電</p>

1相開放故障事象（OPC）に対する 再処理施設の対応について



日本原燃株式会社

令和2年 8月 5日

現行の事業指定基準規則における位置付け



規則解釈に対する基本設計方針及び考え方は、以下のとおりである。

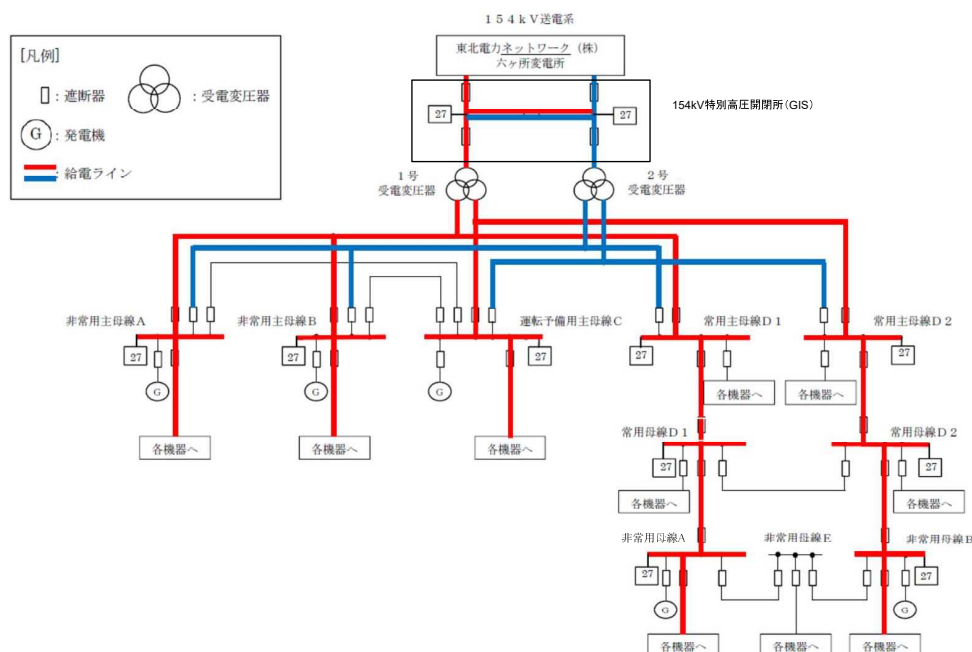
○再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（抜粋）

外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあっては、安全機能を有する施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、検知箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全機能を有する施設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。

○基本設計方針

外部電源に直接接続している受電変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合、安全機能を有する施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を講ずることによって、安全機能を有する施設への電力の供給が停止することのないように、電力供給の安定性を回復できる設計とする。

再処理施設の受電変圧器は通常運転状態において常時2回線から受電している。
また、非常用母線等の負荷は常時運転中である。



再処理施設の電源系統構成

再処理施設 主要な負荷一覧

再処理施設の主要な負荷は以下のとおりである。

所内電源系各母線	主要な負荷
非常用母線	建屋排風機
	非・常用空調機器冷水系冷凍機
	安全冷却水系冷却水循環ポンプ
	プール水冷却系ポンプ
	補給水設備ポンプ
	安全冷却水系冷却塔
非常用主母線	グローブ ボックス・セル排風機
	換気設備用冷凍機
	安全冷却水冷却塔
	排風機
	安全冷却水循環ポンプ
	冷却水循環ポンプ
	第一排風機
	第二排風機
	固化セル換気系排風機
	セル排風機
	第1高レベル濃縮廃液貯槽冷却水ポンプ
	第2高レベル濃縮廃液貯槽冷却水ポンプ
	高レベル廃液共用貯槽冷却水ポンプ
	安全冷却水冷凍機スクリュー圧縮機
	ルテニウム吸着塔加温器
	第1加温器
	第2加温器
溶解槽セル排風機	
安全空気圧縮装置	
排ガス加熱器	
安全蒸気ボイラ	

再処理施設 主要な負荷一覧

1相開放故障自動検知システムの追加設置は、以下のとおり不要と判断する。

再処理施設の受電変圧器は、通常運転状態において既存の交流不足電圧継電器により1相開放故障の検知が可能であることから、1相開放故障自動検知システムを追加設置する対策は不要である。

また、再処理施設の受電変圧器は通常運転状態において常時2回線から受電しており、1相開放故障が発生した場合でも、残り1回線で各相の電圧を維持できることから、追加設置は不要である。

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和2年8月19日

技術基盤課

(規制に取り入れるか必要性を判断するために調査を必要とした案件(継続調査中))

NO.	番号	件名	事象の概要と対応状況	優先度	目標判断時期	担当課
1	RIS2016-05	安全関連システムに組み込まれたデジタル装置	<p>組込み型デジタル装置(EDD)を適用する際には、原子力安全系に要求されるQAプロセス(10 CFR 50 Appendix B)に則り、ソフトウェア品質管理や共通要因故障解析等が必要である。しかしながら、EDDの汎用品グレード格上げ(CGD)プロセスにおいて、前記QAプロセスを行うことは現実的ではない。一方で、QAプロセスを経ず用いられたEDDのトラブル事例も報告されている。そこで、NRCは、前記プロセスに準拠しないデジタル機器を安全系に適用するための規制基盤及びCGDプロセスの改善等(NEI96-07付録D)を、統合アクションプラン(IAP)に含めることを検討している。</p> <p>一方、米国産業界(IEEE)でも、汎用EDDを原子力発電所の安全系に適用するに際し、既存のプログラマブル・デジタル機器のIEEE標準の要求を全て満足させることは困難なので、対応可能な新IEEE標準を策定予定である。</p> <p>なお、国内では、JEAG4609「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する指針」やJEAC4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」が用いられている。また、JEAC4111-2013「原子力安全のためのマネジメントシステム」、および、JEAG 4121-201X「JEAC 4111-2013の適用指針」において、汎用(市販)品に対するマネジメントシステムの基本的考え方が示されている。</p> <p><u>米国では、2020年5月にIAPで計画されたEDD等デジタル装置のQAプロセスを改善した許認可変更申請ガイダンスの改訂(NEI96-07付録D Rev. 1)が発行され、それをエンドースするREGULATORY GUIDE 1.187, Revision 2が発行された(2020年6月)。内容を調査分析し、国内規制対応の要否について検討する。</u></p>	B	2020年 (NEI96-07付録D Rev. 1発行時) <u>上期末</u>	技術基盤課

注) 優先度(事前に検討の順番を決めるための指標である)の決定マトリックス

		可能性	
		高	低
影響度	大	S	A
	中	A	B
	小	B	C

(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。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。この情報も合わせて、2 次スクリーニング調査分析を続ける。</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>

PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(状況報告)

令和 2 年 8 月 19 日

技術基盤課

1. はじめに

2017 年 12 月に確認された仏国 PWR における制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブ摩耗破損について、二次スクリーニング調査を続けている。これまでに、関連する米国 NRC 情報告知(IN)や米国事業者報告ならびに国内プラント状況を報告してきたが、最近、米国製造事業者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もたらされた。また、国内 PWR 事業者による最新検討状況も得たことから、以下に、既報告分も含めて、状況報告する。

2. 仏国で確認されたサーマルスリーブの摩耗破損

2017-12-13、仏国ベルビル 2 号機(PWR、1310 MWe)にて CRDM 動作試験中に、中央部の制御棒が固着したことが報告された。最初、当該制御棒の炉心へのステップイン動作が困難になり、その制御棒を自由落下させたところ、全挿入する前に止まった。その後の評価によって、サーマルスリーブ本体が上部フランジ周囲で摩耗脱離し、リング状残片が CRDM 貫通管筐体内に残ったことがわかった。このリング状残片が制御棒動作に干渉したと推測されている。[1][2][3]

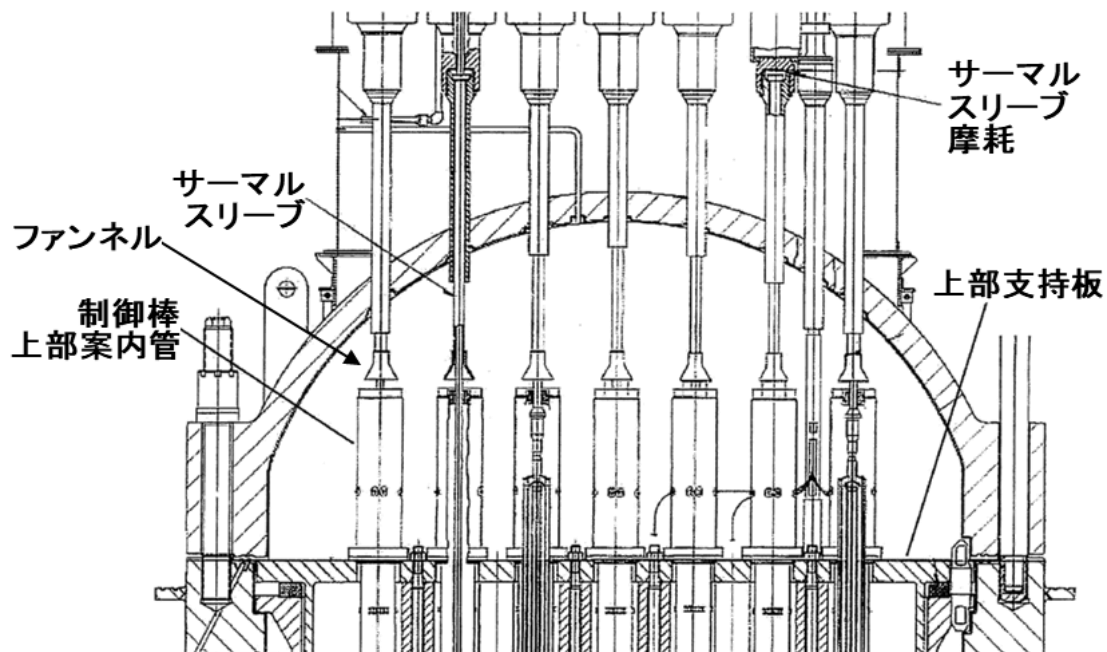


図 1 PWR 上蓋領域の断面とサーマルスリーブ[3]

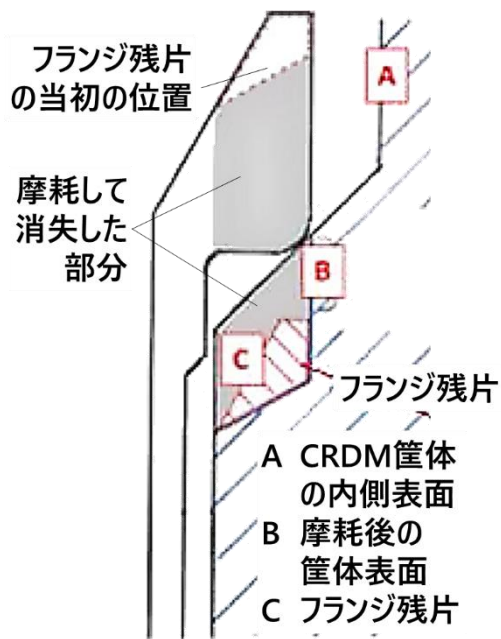


図 2 サーマルスリーブ摩耗のイメージ図[3]

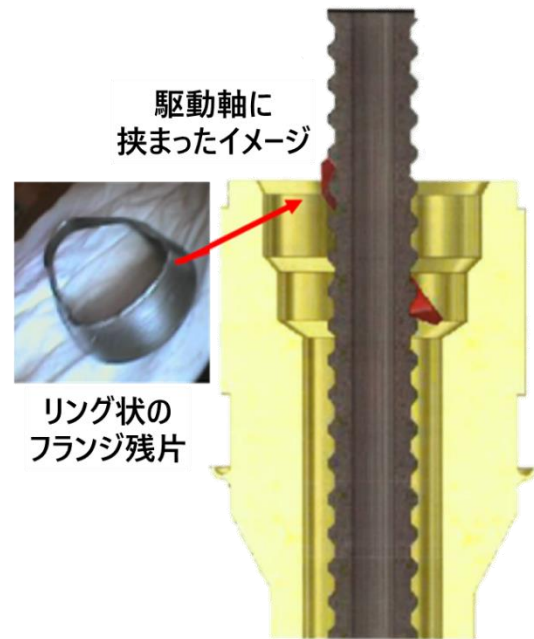


図 3 フランジ残片と駆動軸干渉イメージ[4]

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。

フラマトム社の記事によると、同社は世界で 70 プラントを検査し、32 本以上のサーマルスリーブを修理・交換している。[6]

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。

3. 米国家事業者報告

仏国におけるサーマルスリーブの摩耗・損傷事象を受け、米国ウェスチングハウス(WH)社から、WH社製 PWR プラントではこれまで、定常運転中に制御棒が炉心に入らなかった経験はないが、仏国の経験は既存の点検ガイドラインでは十分に保守的ではないかもしれないという潜在的风险があるとして、不具合報告と見解が示されている。[1][2][3]

それによると、サーマルスリーブの摩耗そのものは、2007年に最初に発見された。基本的に摩耗は原子炉容器内の CRDM 貫通管下部直下のサーマルスリーブ外面と、ファンネル直上のサーマルスリーブ内面で発見され、その原因は制御棒駆動軸との接触である。この時は、こうした摩耗がサーマルスリーブ上部フランジでも発生するとは、想定も評価もされなかった。

2014年に、米国プラント1基において、サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が初めて報告されている。摩耗が見つかったのは、2本のサーマルスリーブ(制御棒駆動軸が挿入されていない)である。この時は、サーマルスリーブフランジの摩耗は、ファンネルの位置を設計時から変更したと相関がある可能性が指摘され、残りの全てのサーマルスリーブの位置を測定したが、摩耗はあったが許容範囲であり、運転に与える影響はほとんどなく、安全上の影響度も低いと評価されている。

サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が進むと、サーマルスリーブ下端のファンネルが下降する。利用可能な点検データから得られるファンネル下降速度は、95%信頼性で 0.03 in/EFY (0.8 mm/EFY)、99%信頼性で 0.04 in/EFY (1.0 mm/EFY)であった。EFYとは、実効全出力年である。ベルビル2号機の場合は、0.1 in/EFY (2.5 mm/EFY)と報告されている。

WH社の定めるファンネル下降限界長は1インチであるが、下降速度 0.04 in/EFY (1.0 mm/EFY)と仮定しても、それに達するまでは25 EFY以上かかる。なお、この1インチ制限は、サーマルスリーブフランジが脱離することを表しているのではなく、地震時に摩耗した部分が破損する可能性を意味している。また、最大価値の制御棒1本が全く挿入できないと仮定しても、原子炉は安全に停止できる。サーマルスリーブの摩耗により、同時に2本以上の制御棒動

作が妨げられることも考えにくい。よって、米国内外の WH 社製原子炉の運転継続は許容されると述べられている。

なお、サーマルスリーブの摩耗は、原子炉容器頂部プレナム内の水流がもたらしたと考えられているⁱ。サーマルスリーブの回転や横方向の動きを妨げるものはないためである。頂部プレナム内の水流が関係するならば、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)は、高温プラントよりサーマルスリーブ摩耗の感度が高いと考えられている。

4. 米国で確認されたサーマルスリーブ破損

IRS8837 では、WH 製 PWR で、2019 年の計画停止中に、CRDM のサーマルスリーブが破断し外れているのが確認されたことが報告されている。破断箇所はフランジの摩耗領域直下のカラー部であった。制御棒の動作が妨げられた証拠はないが、この状態が修正されなければ、安全上の危険性があると報告されている。[7][9]



図 4 サーマルスリーブ破断箇所[9]

破断推定原因は、①フランジ摩耗領域直下にはカラー部があり、その形状変化部には応力集中が生じ、②機械的疲労及び破損に関連する欠陥とされ、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し、疲労割れに至ったと推測されている。これらの条件を満たし、影響を受ける可能性が考えられるプラントは、以下の WH 製 PWR とされている。

Asco 2(スペイン)	Braidwood 1/2(米国)	Byron 1/2(米国)	Callaway(米国)
Catawba 1/2(米国)	Comanche Peak 1/2(米国)		Doel 4(ベルギー)
Hanbit 1/2(韓国)	Kori 3/4(ベルギー)	Maanshan 1/2	Seabrook(米国)
Sizewell B(英国)	Tihange 3(ベルギー)	Vogtle 1/2(米国)	Wolf Creek(米国)

ⁱサーマルスリーブのフランジ部が回転して CRDM 管体表面と擦れたと考えられるが、上蓋内の流動がサーマルスリーブ回転をもたらす機構は解明されていない。

ただし、WH 社は、影響を受けたプラントが、現在の運転サイクル中に制御棒が 2 本以上固着することはないと考えている。たとえ複数の制御棒固着が発生したとしても、許可取得者の ATWS 解析によって包絡されている。既知の摩耗条件及び摩耗率に基づくと、プラントは、少なくとも 1 サイクルの間、または目視検査を実施する次の機会まで安全に運転することができるとの見解が示されている。

5. 国内 PWR の状況

国内 PWR 事業者においても、サーマルスリーブ摩耗・破損について検討を進めている。ただし、国内 PWR においては、以下にまとめるように、当該サーマルスリーブの使用期間や構造、サーマルスリーブ降下速度が仏国のそれと異なり、摩耗に対する裕度が高いと評価されている。

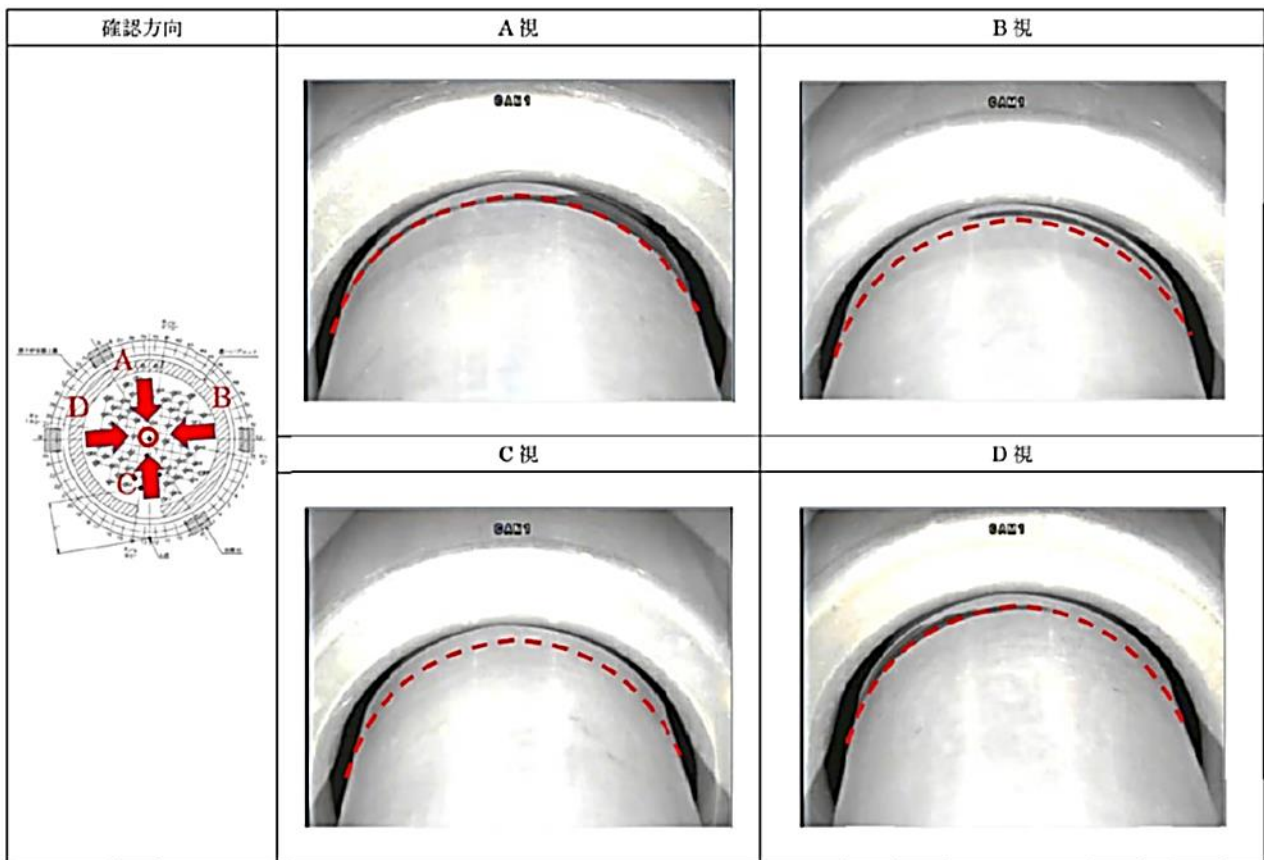
[10][11]

- サーマルスリーブを含む上蓋の取替 (VHR) が多くの PWR で行われており、摩耗感度の高い原子炉容器頂部バイパス流量が比較的高い標準型 4 ループ PWR においても、総じて実効全出力年が仏／米国で摩耗が確認された PWR より短い。(表 1)
- 摩耗はサーマルスリーブの回転に関係すると推測されているが、国内のサーマルスリーブ振れ止め金具構造(リング式)は、仏／米国のパッド式より損耗しにくい。
- 米国で 2014 年に見つかった顕著な摩耗は特殊なサーマルスリーブで見つっているが、同サーマルスリーブは国内では使用されていない。
- サーマルスリーブの使用期間が比較的に長い国内プラントにおいて、カメラによる目視調査が行われた。複数本を調査したが、サーマルスリーブの降下・落下は認められていない。(図 5)
- サーマルスリーブ摩耗に影響すると考えられている原子炉容器頂部プレナム内の流動を数値流体力学(CFD)を用いて解析した。標準型 4 ループ PWR の上蓋中央付近にて、最大のワークレート(摺動速さと接触荷重の積)が生じることを確認した。この傾向は、仏国の事象と一致する。
- 実効全出力年(EFPY)が国内最長の PWR において、サーマルスリーブの降下速度を測定し、最大で 0.8 mm/EFPY であることを確認した。この速度は、米国報告にある 95%信頼値(0.03 in/EFPY)とほぼ一致するが、この速度ではプラント寿命中にサーマルスリーブが摩耗により問題となることはないと考えられる。

表 1 国内標準型 4 ループ PWR プラントの運転年数[11]

名称	上蓋取替(VHR)	実効全出力年(EFPY)
大飯 3 号機	済	約 6
大飯 4 号機	済	約 6
玄海 3 号機	計画中	約 16*1
玄海 4 号機	—	約 14
敦賀 2 号機	済	約 3

*1 約 4 EFPY 後に頂部バイパス流量比を現状の値に変更している。



--- : 構造上、サーマルスリーブと CRDM 管台下端部が接触する位置

図 5 国内 PWR の中央 CRDM 管台下端側から撮影したサーマルスリーブ写真[10]

また、米国で見つかったサーマルスリーブの破断事例に対して、国内 PWR は米国報告にあるプラントリストに入っていない上、サーマルスリーブのカラー部では有意な応力集中が生じないように設計・製作されていることから、同様な破断は起きにくいとの見解が示されている。[11]

6. まとめ

これまでに仏国、米国から報告された CRDM のサーマルスリーブ摩耗・破損に関わる情報ならびに国内 PWR 事業者による検討状況をまとめた。国内 PWR にて、直ちに対応が必要になるとは考えにくい、事象のメカニズムや原因が特定されておらず、引き続き、国内外の検討状況をフォローする。

7. 参考文献

- [1] NRC INFORMATION NOTICE 2018-10: THERMAL SLEEVE FLANGE WEAR LEADS TO STUCK CONTROL ROD AT FOREIGN NUCLEAR PLANT, <https://www.nrc.gov/docs/ML1821/ML18214A710.pdf>
- [2] Part 21 Report 2018-10-00, Potential Defects Related to Thermal Sleeves in the Control Rod Drive Mechanism Penetration Tubes, (LTR-NRC-18-34, Notification of the Potential Existence of Defects Pursuant to 10 CFR Part 21), <https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML18143B678.pdf>
- [3] Part 21 Report 2018-10-01, NSAL-18-1 Revision 0, Thermal Sleeve Flange Wear Leads to Stuck Control Rod, (LTR-NRC-18-53), <https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML18198A275.pdf>
- [4] NRC, Control Rod Drive Mechanism (CRDM) Thermal Sleeve Flange Wear Analyses, <https://www.nrc.gov/docs/ML1913/ML19134A248.pdf>
- [5] IRS8732
- [6] フラマトム社ホームページ情報、<https://www.framatome.com/EN/businessnews-1648/thermal-sleeve-repair-technology-extends-operating-life.html>
- [7] IRS8797
- [8] Part 21 Report 2019-39-00, Potential Existence of Defect Pursuant to 10 CFR Part 21: Identification of a Fractured and Dislocated Control Rod Drive Mechanism (CRDM) Thermal Sleeve, (LTR-NRC-19-79, Notification of the Potential Existence of Defect Pursuant to 10 CFR Part 21), <https://www.nrc.gov/docs/ML1934/ML19346H873.pdf>
- [9] Part 21 Report 2019-39-01, NSAL-20-1 Revision 0, Reactor Vessel Head Control Rod Drive Mechanism Penetration Thermal Sleeve Cross-Sectional Failure, (LTR-

NRC-20-12), <https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML20063J583.pdf>

(IRS8837)

[10] 被規制者等との面談概要・資料(平成 30 年 06 月 11 日)、仏国プラントにおけるサーマル

ルスリーブ摩耗に関する面談、資料 1: <http://www2.nsr.go.jp/data/000234940.pdf>、

資料 2: <http://www2.nsr.go.jp/data/000234939.pdf>

[11] 被規制者等との面談概要・資料(令和 2 年 06 月 09 日)、サーマルスリーブの摩耗等

について、資料 1: <https://www2.nsr.go.jp/data/000314813.pdf>、

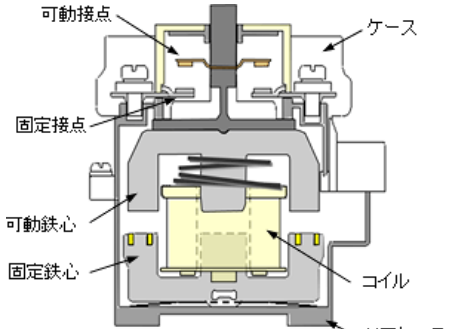
資料 2: <https://www2.nsr.go.jp/data/000314812.pdf>

1次スクリーニング結果(案)

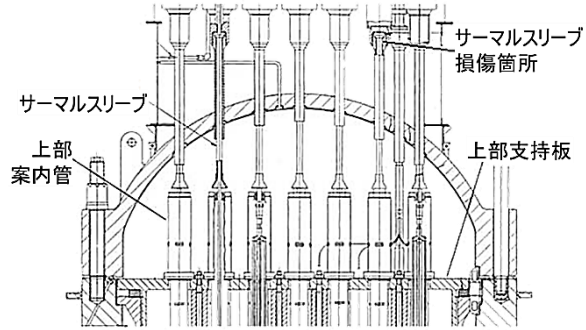
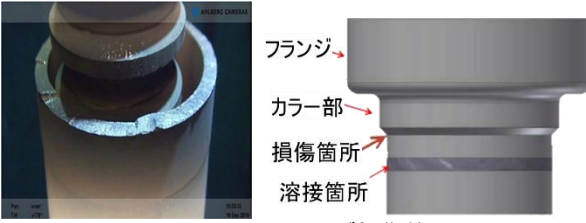
2020-08-19
 技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
RIS U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	2	0	0	0	0	0	0	0	2
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	0	1	0	0	1	0	0	2
IRS IAEA International Reporting System	0	18	7	4	3	0	0	3	35
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	3	0	0	0	0	0	0	3
国内 法令報告書、保安検査報告書、ニューシア	0	4	0	0	5	12	0	0	21
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	2	0	2
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0
計	2	25	8	4	8	13	2	3	65

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

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

IRS 情報	件名	概要	受領日	担当	1 次スクリーニング		
					基準/2 次	INES	処理結果
IRS8732 更新 2019-04-19			2019-04-19	事務局	2 次	1	<p>本件は、仏国 PWR で発見された CRDM のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により完全に分離し、その残片が制御棒動作を妨げた報告 (IRS8732) の更新情報である。米国からの報告と合わせて、二次スクリーニング調査・分析に移行している。</p> <p>参考情報: 運転寿命を延ばすサーマルスリーブ修理技術 (抜粋)</p>  <p>最近、複数の原子炉容器上蓋の供用中検査にて、サーマルスリーブの摩耗が見ついている。摩耗は、サーマルスリーブと CRDM 管台内側表面との接触による。フラマトム社は、世界で 70 プラントを検査し、32 本以上のサーマルスリーブを修理・交換してきた。</p> <p>2018 年に、仏国の運転事業者が起動中に、制御棒固着が発生したことを報告した (INES-1)。固着は、摩耗して CRDM 管台内に挟まったサーマルスリーブ分離片による可能性が示された。このプラントの運転期間は、上蓋交換後、18 全出力炉年未満であった。当該サーマルスリーブは中央位置のもので、交換された。その後、運転事業者は仏国の全てのの上蓋を調査することを決めた。</p> <p>フラマトム社が開発したサーマルスリーブ放電加工機は、管台の内側で使用でき、上蓋の下からサーマルスリーブを取り除くことができる。また、下から挿入して溶接も可能な新サーマルスリーブも開発した。さらに、補強材として機能し、サーマルスリーブ摩耗も防ぐスペーサーも開発した。2020 年に仏事業者に提供予定である。</p> <p>https://www.framatome.com/EN/business-news-1648/thermal-sleeve-repair-technology-extends-operating-life.html</p>
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。					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		
IRS8837		<p>本報告は、ウェスティングハウス社(WH)から、Part 21 2019-39として報告されたものであり、仏国で見つかったサーマルスリーブ摩耗・分離とは異なる形態のサーマルスリーブの破損事象である。</p> <p>あるウェスティングハウス社(WH)製 PWR で、2019 年の計画停止中に、制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブが破損し外れているのが確認された。破損は、サーマルスリーブ管の全断面においてフランジの摩耗領域直下で発生。サーマルスリーブに関する今までの運転経験と異なり、摩耗とは形態の異なるサーマルスリーブ劣化に関連する欠陥が特定された。影響を受けたプラントデータによると、フランジカラー領域に亀裂のような兆候を有する場所がある。制御棒の動作が妨げられた証拠はないが、WH社は、保守的にこの状態が修正されなければ、実質的な安全上の危険性(SSH)を生じる可能性があるとして報告した。</p> <p>事象原因:①フランジ摩耗領域直下にはカラー部があり、その形状変化部には応力集中が生じる。②機械的疲労及び破損に関連する欠陥。以上から、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し、疲労割れに至ったと推測される。</p> <p>安全評価:①制御棒の機能性は、LTR-NRC-18-34で報告されているフランジ摩耗(Part 21 2018-10)だけでなく、それと同時に別のサーマルスリーブ管の破損・分離によっても悪影響を受ける可能性がある。②この状態は、PWROG-16003-P改訂2で設定されたフランジ摩耗基準に達する前に発生する可能性がある。③今までにPWROG-16003-P改訂2、およびNSAL-18-1は、今回の運転経験を言及していない。④この状態を監視及び修正しない場合、複数の制御棒の挿入が阻害されSSHが発生する可能性がある。</p> <p>ただし、これがSSHをもたらす可能性は低い。この経験が初めて見つかったものだから。WH社は、影響を受けたプラントが、現在の運転サイクル中に制御棒が2本以上固着することはないと考えている。たとえ複数の制御棒固着が発生したとしても、そのような事象は、許可取得者のATWS解析によって包絡されている。既知の摩耗条件及び摩耗率に基づくと、プラントは、少なくとも1サイクルの間、または目視検査を実施する次の機会まで安全に運転することができる。</p>	2020-01-09	事務局	2次へ	—	<p>本件は、PWRのCRDMのサーマルスリーブの破損事象の報告()である。この事象は、IN2018-10「サーマルスリーブフランジ摩耗による制御棒固着」とは異なる破損モードである。</p> <p>本事象にはCRDMの運転時間が関わることから、国内PWRでただちに発生する問題とは考えにくい。IN2018-10と合わせて2次スクリーニングに移行する。</p> <p>「Part 21 2019-00-39より抜粋」</p> <p>影響を受ける可能性のあるプラントは、次のWH社設計プラントである:①T-Coldプラントとして知られる、原子炉容器頂部バイパス流量が大きい状態で運転されているプラント。②フランジの直下にカラー(又は上部センタリングパッドリング)を有するサーマルスリーブが用いられているプラント。</p> <p>Asco 2, Braidwood 1/2, Byron 1/2, Callaway, Catawba 1/2, Comanche Peak 1/2, Doel 4, Hanbit 1/2, Kori 3/4, Maanshan 1/2, Seabrook, Sizewell B, Tihange 3, Vogtle 1/2, Wolf Creek</p> <p>関連文献</p> <p>Part 21 2019-00-39, https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML2006J583.pdf</p> <p>Part 21-2018-01-01, https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML1819A275.pdf</p> <p>Part 21 2018-01 00, https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML1814B678.pdf</p> <p>NSL-18-1, https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML1819A275.pdf</p>		
Part 21 2019-39	原子炉容器貫通制御棒駆動機構サーマルスリーブの切断損傷		補足情報						
			<p>是正措置:①この欠陥を知らせるために、WH社は、2020年初頭に影響を受ける許可取得者に書信を提供する予定。②その書信は、今後の検査ガイダンスに関する最新の推奨事項を提供する予定。</p> <p>背景情報: 仏国 PWR における制御棒駆動機構(CRDM)サーマルスリーブの劣化は IRS8732 で報告された。2018-05 にウェスティングハウス社(WH)より、Part 21 2018-10 が報告された。サーマルスリーブフランジ部摩耗に着目したもので、摩耗が進展し、サーマルスリーブが分離すると、制御棒動作に影響を与える潜在的リスクがある。又、サーマルスリーブ摩耗が、より進展し易いのは、原子炉容器頂部バイパス流量が大きい T-Cold プラントとしている。</p>						
			 <p>図 原子炉容器上蓋</p>						
			 <p>図 サーマルスリーブ損傷箇所</p>						
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。									

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

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

参考情報: EDG の 24 時間連続運転試験について

米国規制ガイド(RG)1.9「非常用ディーゼル発電機の試験要求」

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

耐久負荷試験

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

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

使用前試験

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

システム運転試験

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

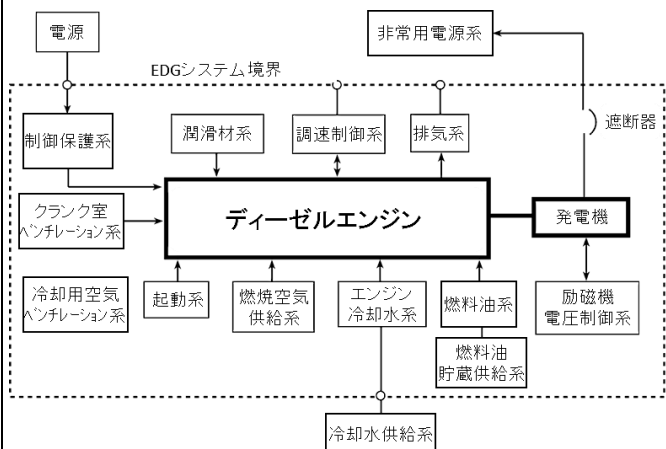


図 EDG システムの境界 (RG1.9のFigure 1から技術基盤課が作成)

米国標準技術仕様書と国内標準保安規定

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

EDG 故障発生頻度、故障率

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

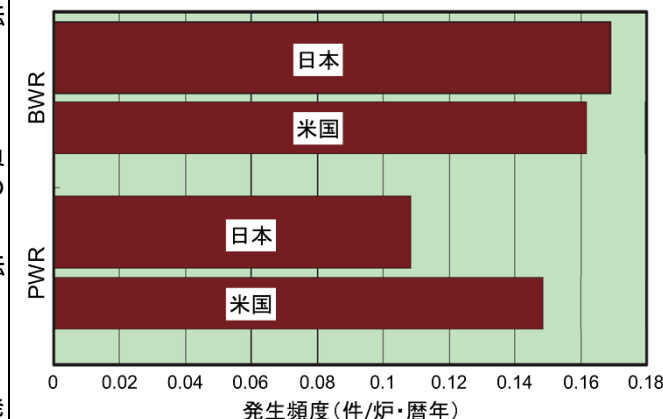


図 日米の EDG 炉型毎の故障発生頻度 (出典の図 5、10 から技術基盤課が作成)

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

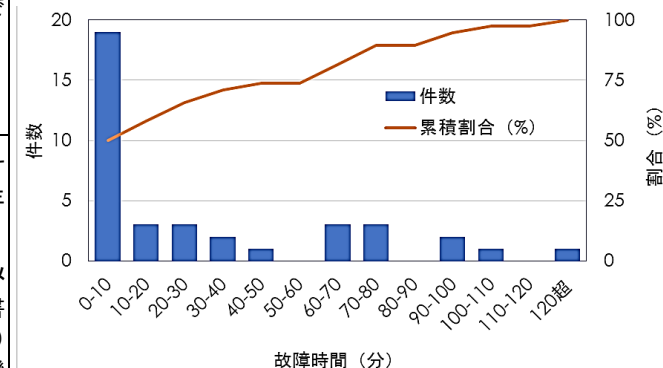
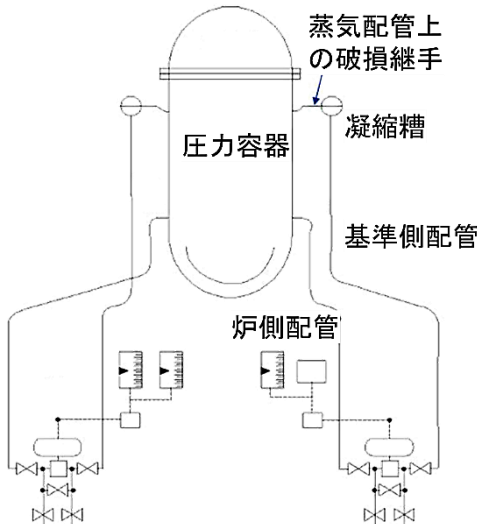




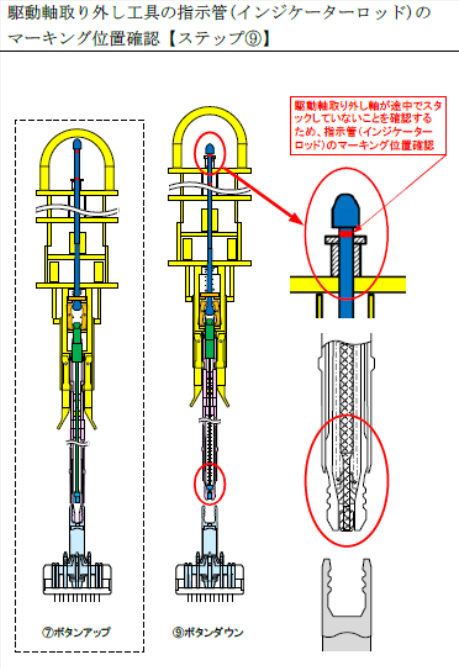
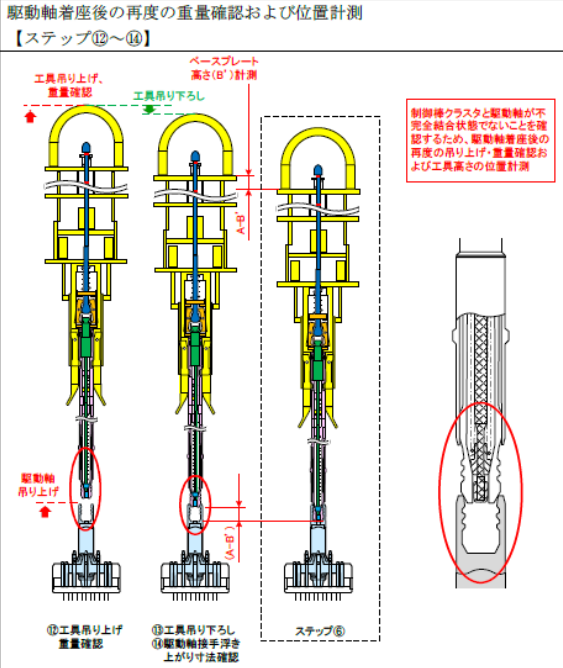
図 国内 EDG 起動失敗事象における故障までの時間 (出典の表 4-2 から技術基盤課が作成)

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

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

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-17 法令報告	原子炉容器上部炉心構造物吊り上げ時の制御棒引き上がりについて 更新日: 2020-03-24 NUCIA 通番: 13071T ユニット: 伊方発電所 3号 発生日: 2020-01-12 登録区分: 中間	<p>2020-01-12、第15回定期検査中に、原子炉からの燃料取出の準備作業のため、原子炉容器上蓋を開放し、制御棒クラスタと駆動軸との切り離しを行った後、原子炉容器の上部炉心構造物を吊り上げていたところ、制御棒クラスタ1体が上部炉心構造物とともに引き上げられていることを確認した。その後、上部炉心構造物を吊り下ろして当該制御棒クラスタと駆動軸が結合されていないことを確認した後、再度上部炉心構造物を吊り上げ、当該制御棒クラスタが引き上がらないことを確認した。引抜き操作を行っていない制御棒が管理位置から移動したこと、その際、炉心に燃料体が装荷された状況であったことから、法令報告に該当すると判断した。なお、本事象による外部への放射能の影響はない。</p> <p>作業記録や海外事例などの詳細調査から、制御棒クラスタと駆動軸の切り離し操作自体に問題となる点はなかった。制御棒クラスタと駆動軸との切り離し作業の作業手順の確認から、次の推定直接原因(メカニズム)が特定された。</p> <p>①駆動軸取り外し軸下降時、ロックボタン廻りに付着したスラッジ(一次冷却材系統機器由来の鉄酸化物)が位置決めナットと接手の間に挟まり、駆動軸取り外し軸が詰まった。 ②その状態で制御棒クラスタに駆動軸を着座させた後、駆動軸が制御棒クラスタのスパイダ頭部内へ沈み込む不完全結合状態となり、上部炉心構造物吊り上げ時に制御棒クラスタも引き上がった。</p> <p>推定根本原因: 駆動軸着座後に制御棒クラスタと駆動軸が再結合するような状態を確認する手順がなかったこと。</p> <p>再発防止対策: ①上部炉心構造物吊り上げ時の水中カメラによる監視を引き続き実施。②駆動軸取り外し軸が下降時にスタックしていないことを、駆動軸取り外し軸の押し下げ動作状況により確かめるため、駆動軸取り外し工具の指示管のマーキング位置を確認する手順を追加。③さらに、駆動軸着座後の再度の重量確認および位置計測(ベースプレート高さ)をする手順を追加。④制御棒クラスタのスパイダ頭部内には、プラント運転中などに発生したスラッジが堆積する可能性があることから、定期検査毎に使用済燃料ピット内で制御棒クラスタ(次サイクルで使用するもの)のスパイダ頭部内の状況を確認し、堆積物が確認された場合は除去。</p>	2020-03-24	事務局	⑥	0	<p>本件は、意図しない制御棒の引き抜き事象である。一次冷却水中のホウ酸濃度が高く維持され、制御棒挿入状態に関わらず未臨界は維持されるため、安全重要度は低い。既に、原子力規制委員会への法令報告も完了していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
					 <p style="text-align: center;">図 制御棒クラスタ水中写真</p>		
					<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 48%;"> <p>駆動軸取り外し工具の指示管(インジケータースタッド)のマーキング位置確認【ステップ⑨】</p>  </div> <div style="width: 48%;"> <p>駆動軸着座後の再度の重量確認および位置計測【ステップ⑫~⑭】</p>  </div> </div> <p style="text-align: center;">図 駆動軸取り外し作業手順の見直し箇所概要</p>		

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

1-3号機が同時外部電源喪失した背景

1. 事象概要

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

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

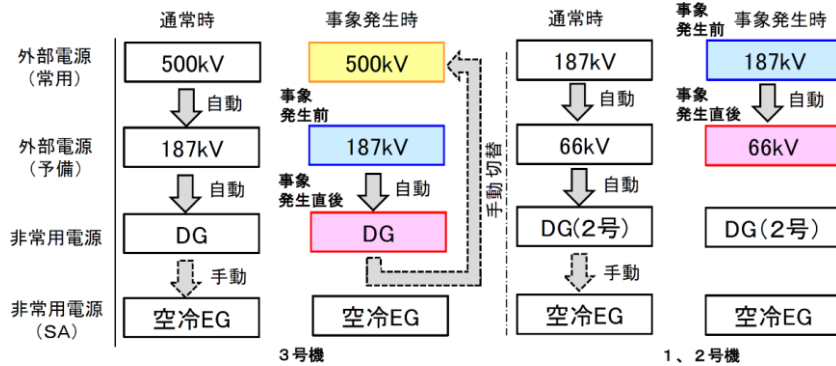


図 1 通常時と事象発生時の所内電源系統の切替え状況

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

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

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

2. 原因と是正措置

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

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

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

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

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

3. 今後の対応

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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



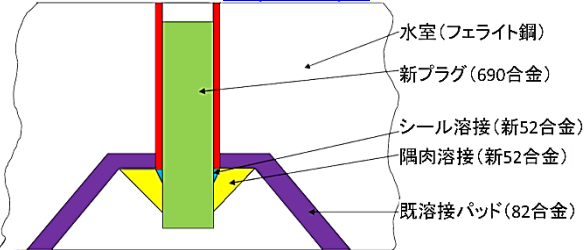
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8823			2019-12-13	事務局	②	1	<p>本件は、PWR プラントの原子炉保護系のサーベランス試験において、加圧器ヒーターバンクのトリップ機能が正常動作しなかった事例である。さらに、その不良が約2年間に7回繰り返された。安全評価上は、1年超の原子炉保護系の多重性の喪失。直接原因は、2016年の保全作業後に、当該トリップ機能に関わる直流電源を適切に復旧しなかったこと。根本原因は、従前の設備改造に伴う設備図面や手順書の改定を怠ったこと。トリップ機能の不能を繰り返し見逃した原因は試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

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

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

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

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

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8833		<p>2019-05-16、米国のキャラウェイ(PWR、1215 MWe、原子炉起動中)にて、線源領域(SR)中性子束高トリップ信号により原子炉トリップし、原子炉保護システム及び補助給水系が作動した。安全系は、設計通りに動作しており、実際にも、潜在的にもプラント安全性には影響はない。</p> <p>背景:起動時は、P6 インターロックによって、SRトリップ設定点(10E5 cps)に達する前に中間域中性子計装が炉出力を監視する。中間域計装が反応始めたら、P6によってSR中性子束高トリップのブロックが許可される。その際、中央制御室にP-6 SRブロック許可表示灯が点灯する。</p> <p>トリップ信号発信の直接原因:運転員によるブロック操作が遅れたため。</p> <p>寄与因子:①運転員がSR中性子束計装を監視する適切な方針を持ち合わせていなかったこと。トレンドに焦点を合わせていたことと、ブロック操作を行う時間余裕があると信じていた。②制御室監督者が反応度管理上級運転員の役割を忘れていたこと。監督者も当直長も緊急性のないアラームに注意が向き、反応度操作監視が不適切になった。③原子炉起動手順書が、SR中性子束高トリップ信号の手動ブロック操作は迅速な対応が要求されることを明記していなかったこと。④運転員が、SR中性子束高トリップをブロックする時間制約を知らなかったこと。</p> <p>是正措置:①原子炉起動手順書を改定して、SR中性子束状態(カウント値)を監視するステップとSR中性子束高トリップをブロックするためのステップを明記する。②反応度管理上級運転員は、反応度管理に専念できる上級運転員を追加で配備する様に、標準を改定する。</p>	2020-02-13	事務局	②	—	<p>本件は、原子炉起動時に運転員による線源域中性子束高トリップ信号のブロック操作が遅れたことにより発生した原子炉トリップ事例である。安全系は期待通りに働き、プラント安全性には問題がなかった。当該運転員のみならず、上級運転員も制御室監督者も注意が疎かになっていたことが原因。</p> <p>本件は、事業者による運転管理上の不備であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 483 /2019-003	線源領域中性子束高による原子炉トリップ		補足情報				
			<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
IRS8834		<p>2019-05-03、米国のマクガイア1号機(PWR、1158 MWe、定格運転中)にて、原子炉冷却系における圧力過渡に続いて、過大温度ΔT高信号により原子炉が自動トリップした。その後は全システムが正常に動作し、運転員が手動で電動補助給水ポンプを起動した。</p> <p>安全評価:安全系は、設計通りに動作しており、実際にも、潜在的にもプラント安全性には影響はなかった。</p> <p>事象経緯・原因:加圧器ヒータの保守終了後、運転員は加圧器を自動制御モードに戻すために、加圧器圧力を上昇(ヒータ)させるつもりで、加圧器圧力マスタ制御器の出力上昇操作を行った(上昇ボタンの押し操作)。しかし、出力上昇操作は、加圧器圧力を低下させる操作(スプレイ)であり、加圧器スプレイ弁が開き、加圧器圧力が急速に低下して過大温度ΔT高信号により原子炉がトリップした。</p>	2020-02-13	事務局	②	—	<p>本件は、定格運転中のPWRにおいて、加圧器操作を誤り、過大温度ΔT信号により原子炉トリップした事例である。安全系は期待通りに働き、プラント安全性には問題がなかった。思い込みによる誤操作が原因。作業前説明を怠ったことが根本原因。</p> <p>本件は、事業者による運転管理上の不備であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 369 /2019-001	原子炉保護系と補助給水系の作動	<p>手動操作で圧力が正しく上昇しない場合には、加圧器ヒータの状態を確認(電源が入っているか等を確認)することが決められているので、運転員は、事象発生後半では、ヒータの復帰等の操作を実施した。しかし、加圧器圧力マスタ制御器の出力を上昇させると加圧器圧力が上昇すると信じていたため、圧力上昇操作を連続して実施した為、加圧器スプレイ弁が開側に動作して、逆に加圧器圧力が急速に低下してしまったことが根本原因である。</p> <p>根本原因:制御室監督者も原子炉運転員も、管理標準に則った適切な作業前確認を行わなかったこと。行っていれば、加圧器マスタ制御器の手動操作の前に、人的因子や代替措置を適切に考慮できたに違いない。</p> <p>短期是正措置:①制御室監督者と原子炉運転員の職務を停止。②発電所大で運転部門を休止させ、本事象の教訓を議論。③緊急調査チームを形成し調査を実施。</p> <p>長期是正措置:①制御室監督者と原子炉運転員の改善計画策定、②事象に関係した個人へのコーチング、③制御室監督者全員参加会議を開き、本事象の教訓を示し、各監督者に対して標準の遵守を監視要求の強化、④当該発電所の運転班長全員参加会議を開き、本事象の教訓を示し、各班長に対して標準の遵守を監視要求の強化、⑤運転員に対して中間業務認証プロセスを導入し、業務実行に係る覚悟を客観的に評価、⑥月例の班長レビュー会議を開き、パフォーマンス・ギャップを特定するためのリーダーシップに焦点を当てる、⑦加圧器の運転手順書を変更して、ステップの前に「注意」を加える。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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

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

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

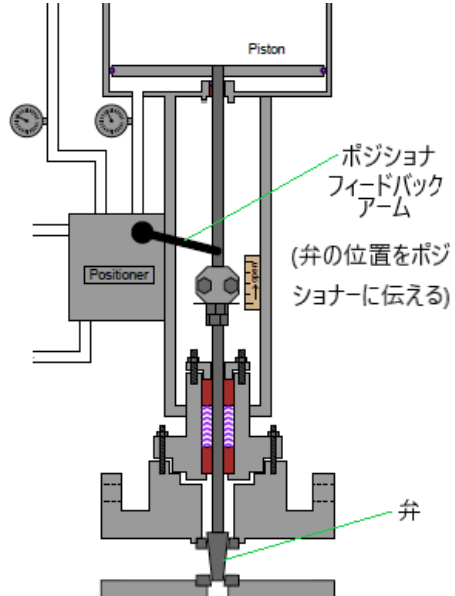
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8839			2020-01-09	事務局	③	—	<p>本件は、非常用ディーゼルエンジンのオイルフィルタの欠陥品が、原子力発電所にて使用され、また、予備部品としても納入されていた事例である。納入された原因は、詳細な受入検査が行われなかったため。その理由は、従来品のフィルタ・サプライヤと異なるフィルタ・サプライヤであるにも関わらずフィルタユニットの部品番号が変更されていなかったこと、フィルタユニットの外観ではフィルタが異なることが見つけにくいため。推定寄与因子は、フィルタユニット・サプライヤ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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8842		2019-08-24、米国セコイヤ2号機(PWR, 1139 MWe、定格運転中)にて、補機冷却水系統(CCS)熱交換器へ通水洗浄するために、その系統弁の一つを数ヶ月前に一時的な変更として決めた開度に開けた途端、制御室でCCS警報を受信。運転員は通水洗浄を終了し、非常用原水冷却水(ERCW、CCS熱交換器の冷却水)の流量を回復させた。試験データを評価したところ、設定された絞り弁開度では必要な流量を確保できないことがわかった。08-28に流量バランス試験により、適切な絞り弁開度が決められた。	2020-02-26	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所の補機冷却水系統において、機能低下した電動弁の機能を既設の手動弁で置き換えた際、補機冷却水系統から警報が発信し対処した結果、当該系統が技術仕様書の定める許容運転不能時間を超えて運転不能となった事例である。直接原因は、設定した手動弁の弁開度が誤っていたため、それを修復するのに時間を要したため。弁開度を誤った原因は、試験ではなく誤った仮定を用いた計算で開度を求めたこと。寄与因子は、設計変更をリスク評価等行わずに実施できる事業者の仕組み。</p> <p>本件は、事業者による不適切な対応によって発生した事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 328 /2019-001	許容時間以上の補機冷却水系統運転不能状態	<p>背景：2019-06-17、ERCW 系統に一時的な変更を行った。この目的は、機能低下した電動弁(2-FCV-67-146)の機能を、手動弁(2-VLV-67-551)で一時的にまかなうこと。電動弁は中央制御室から開度調整できるが、手動弁は現場で弁開度を調整する必要がある。その弁開度は、流量試験の代わりに、計算により求められた。</p> <p>事象原因：①電動弁と手動弁の内部構造は同じであり、2つの弁のハンドル回転数に基づいて弁開度は導出できると仮定した。手動弁の流量特性曲線は線形と考えていた(後に非線形と判明)。②流量配分調整試験は、停止工程に影響を与えると誤解され、行わないことにした。この一時的な変更処置は、2018年の原子炉停止中の24時間交代勤務の中で検討され、工程短縮要求もあったため。</p> <p>安全評価：①2号機で冷却材喪失事故(LOCA)や安全注入(SI)を必要とする過渡事象が発生した場合、ERCW系及びCCSは、更新最終安全解析書で要求される炉心冷却及び格納容器防護機能を果たすことが可能。さらに、ERCW系及びCCSは、1号機に必要な設備冷却機能を提供できた(CCSとERWCSは1/2号機共用)。しかし、1号機でLOCA又はSIを必要とする過渡現象が発生した場合、2号機のCCS A系は、運転員の介入なしには必要な設備冷却機能を果たせない。2019-06-17から08-28まで、2号機CCS A系は運転不能であった。技術仕様書の運転制限条件では、許容運転不能時間は72時間としているため、これは技術仕様書違反である。</p> <p>即時是正措置：手動弁の正しい弁開度を決定するために流量配分試験を完了。</p> <p>教訓：①設計変更の際には、故障モードを緩和するため、リスクと対策を十分に特定する。②従前はコメントシートに書いていたような設計課題や批判思考を文書化する。③時間余裕のない作業に対して、対処措置を考慮する。④設計変更の際は、仮定を適切に特定し、検証する。</p>	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
IRS8843			2020-01-09	事務局	③	—	<p>本件は、燃料交換停止中の PWR の横置き蒸気発生器 (SG) において、伝熱管検査の準備のため高温側ヘッダにプラグを挿入する際に、プラグがプラグ挿入機構から落下し、ヘッダ下部に挟まってしまった事例である。原子炉に燃料はなく、一次冷却材も排水してあるので安全性に影響はない。プラグが落下した原因は、プラグ挿入機構の操作ミス。根本原因は、プラグ挿入機構の設計や挿入作業管理において、リスク評価が不十分なこととされる。</p> <p>当該 SG 並びにプラグ挿入機構は、国内 PWR では用いられていないことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8844		<p>2018-09-30、米国のピーチ・ボトム -3 号機 (BWR、1251MWe、高温停止状態)において、復水ポンプ喪失後に原子炉が自動停止した。2018-10-01、モード 4 への移行準備中、原子炉圧力 10psig 到達時に 4 本の主蒸気ラインの隔離弁 (MSIV)8 個を閉じたが、うち 1 個 (格納容器内側 B-MSIV)が全閉しなかった。</p> <p>安全評価:当該主蒸気ラインの格納容器外側 B-MSIV には問題は無く、格納容器隔離機能を達成することは可能である。</p>	2020-03-18	事務局	②	—	<p>本件は、BWR プラントにおいて、モード 4 への移行準備中に主蒸気ラインの格納容器の内側隔離弁 (MSIV)の 1 つが全閉できなかった事象である。外側 MSIV には問題なく、格納容器隔離は達成できている。</p> <p>直接原因は当該 MSIV 構成部品の故障である。根本原因は、約 30 年前に、当該 MSIV の構造上の問題がベンダーから通達されていたにもかかわらず、事業者が対応を怠っていたことである。事業者の調達管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内プラントにおいては当該 MSIV (Atwood & Morrill model 20851-H) は使用されていない。</p>
LER 278 /2018-004	主蒸気隔離弁全閉失敗	<p>直接原因:当該 MSIV、Atwood & Morrill (model 20851-H)製 26 インチ Y 型玉型弁では、ポペット (弁座)がステムとともに 9 インチ移動し、ステムのみがさらに 1 インチ移動してポペットのパイロット穴を閉じる (全閉する)。ポペットは通常通り移動したが、ステムの回転防止ラグがポペットキャップガイドに引っかかり、パイロット穴を閉じることができなかった。蒸気流によるポペットの振動により、ポペットキャップガイドが回転防止ラグと接触し、磨耗によりポペットキャップガイドに凹みが生じたことが原因である。</p> <p>根本原因:当該 MSIV のベンダーは、1988 年に General Electric サービス情報レター (GE-SIL 473) を通じて MSIV の改造を推奨していたが、発電所サイトは改造を実施していなかった。</p> <p>是正措置:2 つの MSIV のステム及びポペットキャップガイドは交換され、またポペットの安定性を高める (振動を低減する)改造が行われた。なお、4 本の主蒸気ラインの格納容器外 MSIV は回転防止ラグを有しておらず、この事象特有の故障メカニズムに影響を受けない。</p>	<p>補足情報</p>  <p>参考図 Atwood & Morrill 製 主蒸気隔離弁の例 (本事象のものではありません) https://www.trilliumflow.com/wp-content/uploads/2019/11/Trillium_19_Sales-and-Tech-Bulletin.pdf</p>				
NRC IR 277 and 278 /2019-001	NRC 検査報告書						
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
IRS8845		<p>2018-09-14、米国のセーラム -2号機(PWR、1158 MWe、90%出力運転中)において、第3ループ蒸気発生器の水位が高-高設定値に達し、原子炉が自動停止した。これにより、主タービン発電機、両蒸気発生器給水ポンプも停止、給水隔離弁及び制御弁が閉じた。</p> <p>安全評価：補助給水ポンプが蒸気発生器水位維持のために起動、全システムは期待通り作動し、通常の高温停止(モード3)で安定した。この事象に関連する安全上の問題は無く、給水隔離により主給水は停止し、過剰な熱除去を防止した。</p>	2020-03-18	事務局	②	—	<p>本件は、PWRプラントの蒸気発生器の水位が高-高設定値に達し、原子炉が自動停止した事象である。安全系のシステムに問題は無く、プラントは通常の高温停止(モード3)で安定した。</p> <p>直接原因は、蒸気発生器水位制御弁が振動(共振)により故障し、弁が開かなくなったためである。根本原因は、給水制御システムの更新により運転可能出力範囲が広がったのに対し、給水制御系の振動に対する影響評価と対策が不十分であったことである。事業者は、3年前の出力上昇試験時に特定出力における過振動を経験していたが、共振による故障の可能性を見逃していた。</p> <p>当該事業者のリスク管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER 311 /2018-002	蒸気発生器水位高による自動原子炉トリップ	<p>直接原因：第3ループBF19(蒸気発生器水位制御弁)のポジシヨナフィードバックアームが振動による疲労で損傷し、当該弁が開かなくなった。疲労損傷の原因は、デジタル給水制御システムの設計変更により給水制御弁を絞った運転が可能となったため、弁差圧が上昇し、2号機のコーストダウン運転※中の約90%出力運転時に給水制御システムに共振が発生・持続したためである。</p>	補足情報				
NRC IIR 311 /2019-001	NRC 統合検査報告書	<p>根本原因：設計変更後の出力上昇試験時(2015-11-04)において、原子炉の熱出力が77-87%の範囲で給水制御系の過度の振動を経験したが、87-90%出力では振動レベルが正常であったことから、システムが通常動作可能であると判断していた。すなわち、設計変更及び出力上昇試験の影響評価が不十分であった。</p> <p>是正措置：ポジシヨナフィードバックアームをアップグレードするとともに、当該弁及びバイパスバルブに振動監視装置を設置した。また給水制御システムの振動を低減するためにシステムパラメータを調整するように修正する予定。</p> <p>※コーストダウン運転：燃料が燃焼に伴って徐々に消耗し、制御棒引き抜きによる出力維持範囲を超えて、出力が緩やかに低下していく運転状態。</p>	 <p>参考図 ポジシヨナフィードバックアームの例 (本事象のものではありません) https://automationforum.co/control-valve-positioners/</p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

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

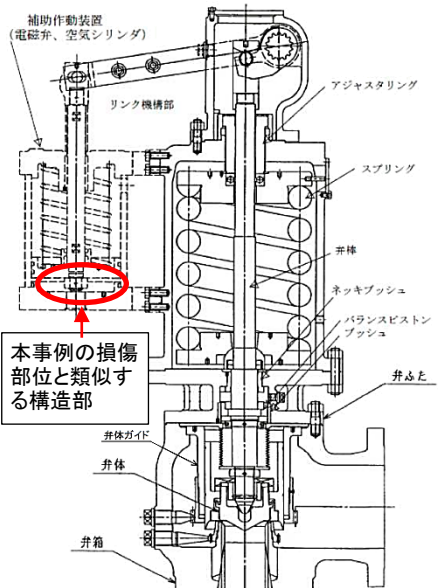
図 セントルーシー原子力発電所単線図

<https://adamswsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML12300A422>

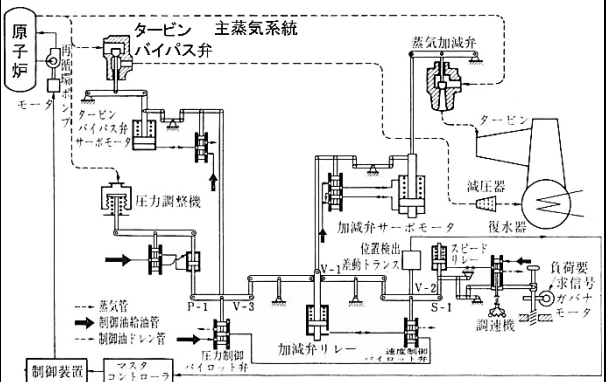
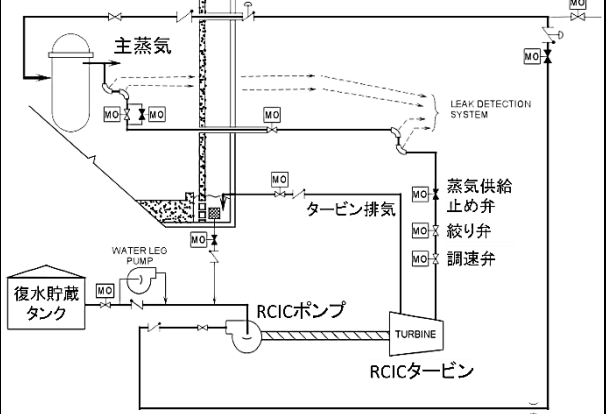
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8847		2019-07-15、米国のセントルーシー-1号機(PWR、981MWe、定格出力中)において、1B非常用ディーゼル発電機を月例の1時間の負荷運転試験のために起動させたところ、40分後に冷却水温度「高」のため停止した。冷却ファンシステムとの接続部である、1B2ディーゼルエンジンのクランクシャフトのテーパエンドがせん断破壊しており、ファンが回転していなかった。調査の結果、前月の負荷運転試験終了時にクランクシャフトは破壊寸前であったと推定された。すなわち潜在的な故障期間は28日間とな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

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

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

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

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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

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

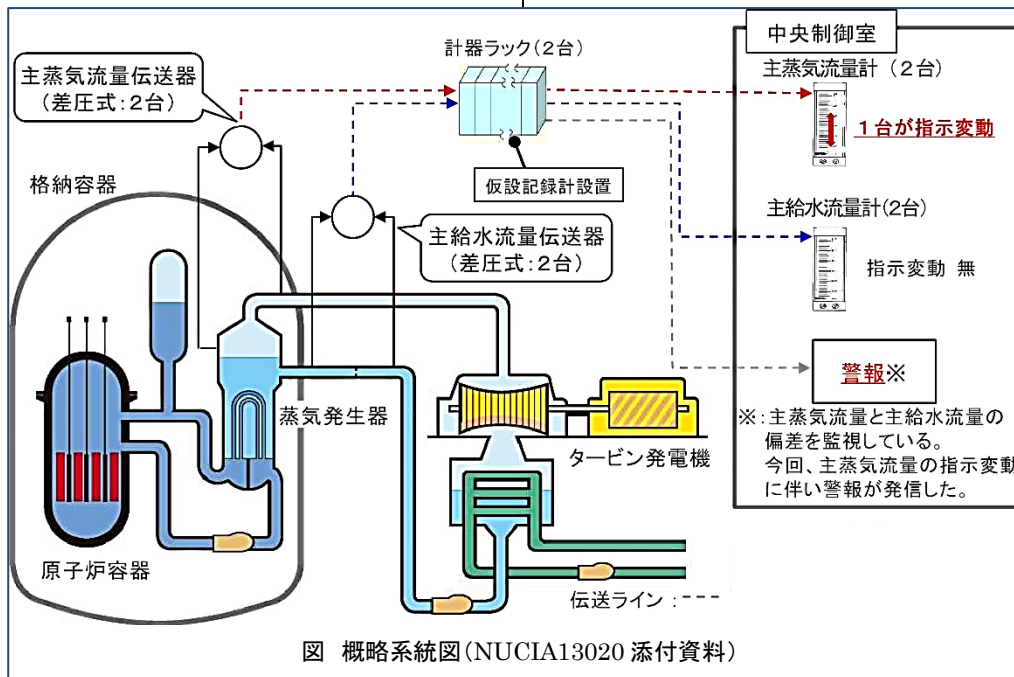
FINAS 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS284			2020-02-23	事務局	②	—	<p>本件は、ウラン濃縮工場のウラン廃棄物貯蔵施設において、貯蔵容器が臨界安全規程を逸脱する間隔で置かれていることが判明した事例である。また、容器容量も設計仕様要求を満たしていなかった。なお、臨界安全評価により、未臨界性が維持されていることは確認されている。</p> <p>原因は、容器を規則正しく並べるためのアレイ(木枠台)の設計が誤っていたため。根本原因は、当該工場の安全規定図書が不明確なため、仕様要求が不十分で、受入れ検査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

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

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

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

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



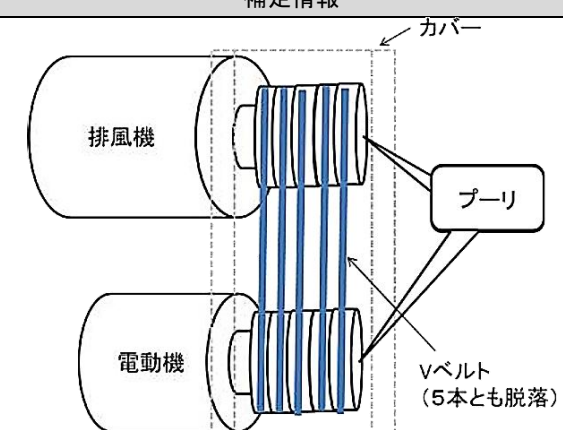
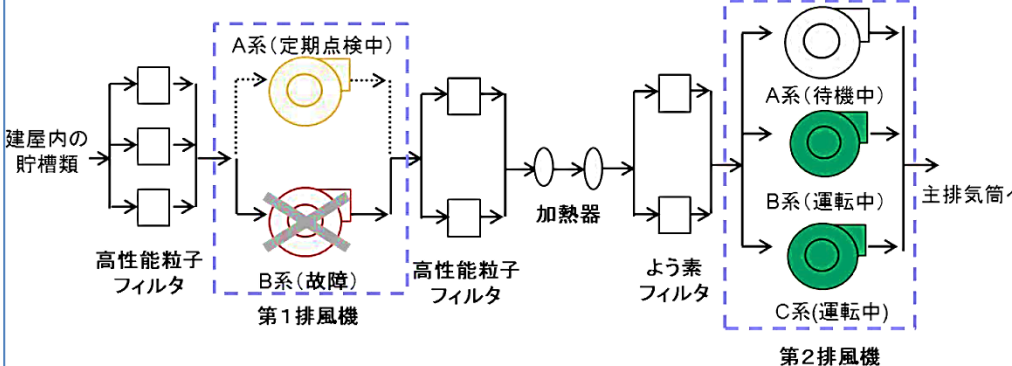
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-11	大湊側補助ボイラー建屋における火災の発生について 更新日: 2020-04-15 NUCIA 通番: 13040M ユニット: 柏崎刈羽発電所 発生日: 2019-10-18 登録区分:最終	<p>2019-10-18 15:47、大湊側補助ボイラー建屋において、電源盤の受電切替を行ったところ、電源盤からの発煙が確認された。火災と判断され、119番通報、消火活動を行い、消火を確認。16:40に、公設消防により鎮火を確認。電源盤の扉を開き、電源切替器内部の切替器操作コイルの焼損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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-13	管理区域における作業員の個人線量計の一時的な未着用について 更新日: 2019-12-26 NUCIA 通番: 13057M ユニット: 敦賀発電所 2号 発生日: 2019-11-19 登録区分:最終	2019-11-19、敦賀発電所 2号機において、エレベータの点検作業員 1 名が、個人線量計を着用しないまま入域した。当該作業員はその後、個人線量計を着用していないことに気づき、直ちに管理区域から退域した。なお、当該作業員の被ばく線量は、同一行動をしていた作業員の被ばく線量から 0.00 mSv と評価された。 原因:管理区域に入域するために着衣場で着替えた際、首から吊り下げていた個人線量計を一旦近くの台に置いたが、着用を忘れてそのまま作業場所に向かったため。なお、着衣場には個人線量計の着用を促す注意喚起表示が掲示されている。 再発防止策:①再度、個人線量計の着用確認の周知・徹底を図る。②個人線量計を着用していないと着衣場出口を通過することができない装置を設置する。	2019-11-29	事務局	⑤	—	本件は、個人線量計の一時的な未着用事例である。未着用時に異常な被ばくはなかった。軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
<p>(対策) 携帯確認装置を設置</p> <p>【装置イメージ】</p> <p>図 サービス建屋着衣場配置(イメージ) http://www.japc.co.jp/tsuruga/news/2019/pdf/tsuruga_1912.pdf</p>							

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

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

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

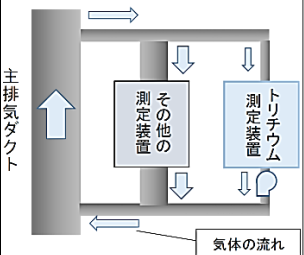
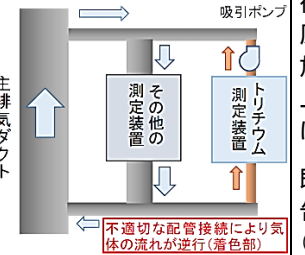
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-19 2019Q3 保安 検査報告書	防火扉に係る不適切な管理について	<p>2019-07-26、グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン (GNF-J)が、加工施設内の可燃物管理の一斉状況確認を行ったところ、管理区域内の3ヶ所の随時閉鎖式防火扉（常時は開放運用で火災発生時に溶融ヒューズの作動により閉止）に、くさびを差し込む方式のドアストッパーが置かれ、火災発生時に閉止出来ない状態であることが確認された。さらに、07-31 に一斉メールにより再発防止を周知したが、09-15、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


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

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

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

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

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

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-29	大間原子力建設所における火災発生について 更新日: 2020-04-03 NUCIA 通番: 13084M ユニット: 大間発電所 発生日: 2020-02-03 登録区分:最終	2020-02-03、大間原子力建設所構内、化学消防車が格納されている車庫において火災が発生した。人的被害なし。国及び関係自治体へ連絡済み。 火災発生原因(推定):化学消防車の水タンクの水抜き状態で、凍結防止ヒーターの電源を投入したため。 管理面の原因:①化学消防車受入時に機器装置部分や車両部分の取扱説明書及び図面は受領していたが、凍結防止ヒーターの取扱説明書、使用上の注意事項及び図面は含まれていなかった。②凍結防止ヒーターを含めた維持管理の手順(点検計画、操作手順)の作成が完了していなかった。③凍結防止ヒーターの構造、仕組み(水タンクヒーターとテープヒーターの両方を加温すること等)及び使用上の注意事項(水タンクの水抜き状態での凍結防止ヒーター使用禁止等)を認識できていない状況で凍結防止ヒーターの電源を入れた。 再発防止対策:①製品の納入に当たっては、取扱いに必要な取扱説明書や図書類が提出されていることの確認、使用上の注意事項等の確認を徹底する。②納入後は、維持管理の手順(点検計画、操作手順)を定め遵守する。③火災の危険性のある類似の設備を洗い出し、再点検を実施する。 また、今回の火災を踏まえ、火災リスクを含む原子力安全に対する意識向上に努める。	2020-04-03	事務局	②	—	本件は、建設中の原子力発電所の消防車車庫において、化学消防車両の火災が発生した事例である。火災発生の推定原因は、水タンクの凍結防止ヒーターの誤使用。根本原因は、ヒーターの取扱説明書がないことと、運転管理手順も作成していなかったこと。事業者による消防車の維持管理に課題があることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。 ただし、消防車をはじめモバイル型設備の不良報告が散見されるので実態調査を検討する。
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図 鎮火後の写真 https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/news200203-2.pdf</p>							
<p>①ヒーターに通電(水タンクの壁面に設置)(2019年12月26日 ヒーター投入)</p> <p>-水タンク内は水抜きされた状態-</p> <p>サーモスタット(水温15°CでOFF)</p> <p>水タンクヒーター(寒冷地仕様装備)</p> <p>水タンク(ポリプロピレン (PP) 製)</p> <p>②水タンクヒーター温度が上昇して固定部が溶け、当該ヒーターがタンクに接触し発火</p> <p>水が入っていなかったため、サーモスタットによる制御が正常に働かなかった</p> <p>水タンクヒーターの温度上昇により固定部が溶融し、変形や脱落が生じた</p> <p>変形</p> <p>水タンクヒーターが水タンク底面または壁面と接触し、PP製タンクが発火</p> <p style="text-align: center;">図 火災発生の推定メカニズム https://www.jpowers.co.jp/bs/field/gensiryoku/pdf/ohmanews200217-2.pdf</p>							

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

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