

資料 2 - 1

(令和2年度第59回原子力規制委員会 資料3
及び 第44回技術情報検討会資料)

第 4 4 回技術情報検討会の結果概要について

令和3年2月24日

原子力規制庁

本年1月27日に開催された第44回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙1及び参考参照）。

別紙 1 第44回技術情報検討会 結果概要

参考 第44回技術情報検討会資料

第 4 4 回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：

令和 3 年 1 月 2 7 日（水）

2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、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. 9. 19
－R2. 12. 11）

以下の 3 件について報告及び議論を行った。

①土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」 について

（説明の概要）

- 設置許可基準規則¹第 5 条（津波による損傷の防止）は「設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とし、その解釈別記 3 第 5 条第 2 項において、津波を発生させる要因として海底地すべりを考慮することを求めている。
- 審査においては、基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（以下「津波審査ガイド」という。）に基づき、事業者が海底地すべりによる津波評価を実施していることを確認しており、海底地すべりによる津波評価には、過去の海底地すべりの痕跡を復元する方法が用いられている。
- 令和 2 年 11 月公表の土木学会論文集 B2(海岸工学)（以下「本論文」という。）において、海底地すべりによる津波評価に関し、過去の海底地すべりの痕跡を復元する方法（以下「従来手法」という。）と異なる方法として、過去の海底地すべりサイト以外の不安定斜面で発生する地すべりについて、海底地すべりパラメータの経験モデルを用いて、海底地すべりによる津波の発電所への影響が大きなエリアを特定し、3 次元地盤安定解析と 2 層流モデルによる津波評価を行う手法（以下「提案手法」

¹ 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

という。)が提案され、柏崎刈羽原子力発電所における海底地すべりによる津波評価を2つの方法で行った場合の比較が報告された。解析の結果、柏崎刈羽原子力発電所における津波水位は、提案手法で約5m、従来手法で約4.5mとなり、従来手法による評価をやや上回る結果となった。

(議論)

- 提案手法と従来手法では、解析で得られた津波の位相が逆になっている理由について質問があった。報告者より、地すべりを想定する斜面の向きの違いによるものであると回答した。
- 「3. 規制対応案」には「事業者の自主的な取り組みである安全性向上評価の中で取り扱うのが適当であると考え」とあるが、影響のあるサイトもあると思われるがどのように考えているかという質問があった。報告者より、現時点では決定論的な評価は難しく、安全性向上評価の中で取り扱うのが適当ではないかと判断したと回答した。
- また、事業者が自主的取組として取り入れるかは事業者自身が考えることであり、規制側から安全性向上評価に取り入れるものだと示唆するのは行き過ぎではないか、ここでいう事業者とは、本論文の筆者の属する東京電力ホールディングス株式会社を指すのか全事業者のことを指すのかとの質問があった。報告者より、規制として取り込むのであれば、安全性向上評価で取り扱うのが適当ではないかと考えている、事業者とは全事業者を指すつもりで記載したが、安全性向上評価として実施することを強制する意図はないと回答した。
- 今まで地すべりの痕跡がないような海域でも、急傾斜の斜面が広く分布するような海底が存在するサイトについては、本研究のような手法も必要になるかもしれない。今後、研究例が増えていくようであれば、それを規制に取り入れるということも必要になってくると思うとのコメントがあった。
- 事業者は、新たな知見、特に自然ハザード関係の知見にきちんと対応しているのかということは、原子力規制検査の中で、折に触れてみていく材料の1つになるのではないかとコメントがあった。これに関し、検査部門から、事業者が新知見として検討し、自主的な取組として対応するか否かについて、理にかなった検討がなされていればよく、そのプロセスを適切に回しているかについて確認することになるとのコメントがあった。
- 技術情報検討会は、新知見に対して規制対応が必要なのかについて議論する場であり、安全性向上評価はどうあるべきかを議論する場ではないことを確認した。

(対応)

- 本論文は、海底地すべりによる津波波源の設定に際し、既往地すべり以外

の地すべりを用いて波源を設定する手法の提案及び適用例を示すものである。設置許可基準規則の解釈において、津波を発生させる要因として海底での地すべりを考慮するよう既に求め、津波審査ガイドに基づいて確認していることから、本論文により設置許可基準規則の解釈及び津波審査ガイドを変更する必要はない。

- 本論文の提案手法については、最新の知見に関する事業者の自主的な取組に委ねるのが適当であると考える。

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事業者からの意見聴取結果について

(説明の概要)

- 第42回技術情報検討会²において、サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する知見（以下「本知見」という。）について報告し、本知見の「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」への反映について、国内外の情報収集を継続し、検討することとなった。
- その後、第35回原子力規制委員会³において、本知見に加え、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現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て報告し、事業者からの意見聴取の結果を踏まえ、今後の対応を検討することが了承された。
- これを受け、令和2年12月7日に事業者意見を聴取する会合を開催し、事業者から対応状況等を聴取したので、その結果を報告した。
- 同会合では、以下の内容が報告された。
 - PWR 事業者⁴の検討状況
 - ✓ 米国と同様の炉心長期冷却のシナリオを想定し、検討を行っており、原子炉圧力容器内熱流動解析を実施し、炉心入口流路の大半が閉塞（99.5%相当）しても炉心長期冷却が可能であることを確認した。
 - ✓ 実機を模擬したデブリ投入試験による検証を実施しており、燃料集合体2体を用いた流動試験により、炉心冷却について成立の見込みを得た。
 - ✓ 今後、基礎試験の拡充や、バッフルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認し、検討結果は、2022年度を目処にとりまとめる予定である。

² 令和2年8月19日

³ 令和2年10月28日

⁴ 関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、日本原子力発電株式会社、三菱重工業株式会社

- BWR 事業者⁵の検討状況
 - ✓ 全プラントで再稼働までに繊維質保温材を撤去する。
 - ✓ 引き続き格納容器内清掃等により異物発生防止に努める。
- 進捗状況の報告
 - ✓ 事業者が主体となって、検討状況を公開会合等において説明する。
 - ✓ BWR 事業者については、再稼働までに繊維質保温材を撤去することから、プラント毎に工事計画認可申請において対応状況を説明する。

(議論)

- 実機を模擬したデブリの投入試験では、PWR プラント全般を対象として評価したのかとの質問があった。報告者より、本会合ではその旨確認していないので、今後の会合等で確認すると回答した。
- 本知見は、設計管理に関する原子力規制検査の中で確認する可能性があり、検査部門内で共有し、検査対象を選ぶ際の参考にしたいとのコメントがあった。
- 今後、定期的に事業者が報告するという説明はあったのかとの質問があった。報告者より、そのような説明はなかったが、定期的に話を聞くことを考えていると回答した。
- 本知見に関して原子力規制庁側出席者が気にしているのは、繊維質保温材の影響だけなのか、化学物資等それ以外の要素の影響も含むのか、との質問があった。報告者より、これまでの知見を踏まえると繊維質の異物がなければ問題ないと考えているが、BWR 事業者から繊維質保温材の取替え等の対応により安全上問題がなくなるとの結論が明確に示されていないため、その結論に至る考え方と妥当性について今後確認していくと回答した。

(対応)

- PWR 事業者の対応状況については、2022 年を目処に検討結果をとりまとめるとしていることから、検討状況に合わせて公開で説明を受ける。
- BWR 事業者が実施する繊維質保温材から金属保温材等への変更については、引き続き、新規制基準適合性に係る設計及び工事の計画の審査において確認していく。
- また、BWR 事業者から、今回の対応により本件に係る安全上の問題がなくなること、及びその妥当性について公開で説明を受ける。

③電磁両立性 (EMC) に係る規制動向の調査について

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

(説明の概要)

- 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が挙げられており、ソフトウェア起因の共通要因故障対策として満足すべき水準が示され、その対応について検討が進められている。
- 一方、ハードウェア共通要因故障の要因としては、この他にも計測制御設備などで使用される機器間の電磁波による相互干渉が考えられることから、第39回技術情報検討会において、EMC を考慮した設計として達成すべき具体的な水準等について調査（以下「本調査」という。）を開始することとしており、これまでに調査した範囲についてその状況を報告した。
- これまでに調査した状況の概要は以下のとおり。
 - 海外における規制文書・規格基準類として、米国および IAEA が発行する文書等について調査を実施した。EMC 対策として達成すべき具体的な水準に関連する基本的な文書（以下「基本文書」という）としては、以下のものがある。
 - ✓ IEC62003⁶: 原子力施設で適用すべき IEC61000 シリーズの文書を規定
 - ✓ R. G1. 180⁷及び EPRI TR 1023233⁸: 原子力施設で適用すべき MIL 規格⁹、及びこの代替として適用できる IEC61000 シリーズの文書を規定
 - 海外規制文書・規格基準類の EMC に係る試験条件、試験手法等の要求事項については、IEC61000 あるいは MIL 規格¹⁰のうち必要なものが選択的に適用されている。
 - 海外プラントの対応状況に関する事例調査では、米国において異なるデジタルプラットフォームを適用した 5 事例を選定し、許認可における EMC への対応状況を調査した結果、R. G1. 180 等の基本文書で指定する規格基準を適用する事例、及びこれらと実際に適用する施設のノイズレベル測定等を組み合わせてその妥当性を判断している事例があった。
 - 国内の規制要求に関する調査では、審査において、電磁的障害の対策について事業者が適用している規格を確認しており、JIS C 60364-4-

⁶ Nuclear power plants - Instrumentation, control and electrical power systems - Requirements for electromagnetic compatibility testing

⁷ Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems

⁸ Guidelines for Electromagnetic Compatibility Testing of Power Plant Equipment

⁹ United States Military Standard

¹⁰ 米軍が調達する物資の規格を総称したものの。

44¹¹、JEC 0103-20055¹²等が準用されているが、IEC62003のように原子力施設向けの基本文書的な規格は適用されていない。

(議論)

- JIS 及び JEC と IEC との規格内容の違いについて質問があった。報告者より、JIS 及び JEC は電磁波対策の一部が規定されているが、IEC は、原子力施設で想定される電磁障害に対しても体系的、網羅的に規定されていると回答した。
- 自然界の磁気嵐のような障害について、本調査の範囲に入っているのかとの質問があった。報告者より、段階を踏んで調査する予定であると回答した。
- サイバーアタックのようなものについては、本調査の対象に入っているのかと質問があった。報告者より、現時点では入っていないが、調査の延長線上にあるものと考えていると回答した。

(対応)

- 本調査を継続し、EMC 対策として達成すべき具体的な水準について整理し、技術情報検討会に報告する。また、これらの電磁的障害に係る海外の知見、規制動向等の情報収集を踏まえ、制度改正の要否等についての検討を行う。

(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

①スクリーニングと要対応技術情報の状況

- 1次スクリーニング対象案件（35件、うち新規情報33件、更新情報1件、速報1件）
- 2次スクリーニング状況（継続中：2件、進捗なし）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件、進捗なし）

②1次スクリーニング結果報告

➤ 35件のうち2次スクリーニングへ移行したものが1件、1次スクリーニングアウトが33件、暫定評価が1件。その中から、以下の5件を報告した。

i) INES2020-02「原子炉施設事象」

(事象概要)

- フィンランドのオルキルオト2号機（BWR、880 MWe、出力運転中）において発生した、主蒸気管内放射能高により格納容器が隔離され原子炉自動停止した事象の速報である。

¹¹ 低圧電気設備－第4－4.4部：安全保護－妨害電圧及び電磁妨害に対する保護

¹² 一般社団法人電気学会電気規格調査会標準規格 低圧制御回路試験電圧標準

(対応)

- 運転中点検修理の作業管理に課題があると考えられ、また、国内では当該システムを原子炉運転中に点検修理する運用は行われていないことから、スクリーニングアウトとする。速報であり情報量が限られるので、新たな情報等が得られた場合は、再スクリーニングを行う。

ii) IN2020-02「フレックス設備としての非常用ディーゼル発電機の運用上の課題」

(事象概要)

- 米国の FLEX 設備の運用上の課題に関する運転経験を紹介する情報告知である。
- 取り上げられた事例はいずれも重大事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の品質保証に係るマネジメントの問題である。

(対応)

- 米国では、FLEX 設備に商用グレードの機器を用い、事業者によって管理されているが、その品質管理に課題があった。事業者の管理問題なので、スクリーニングアウトとする。

iii) IRS8854「藻類漂着によるピッカリング原子力発電所の計画外停止」

(事象概要)

- 前回の技術情報検討会で報告したカナダのピッカリング原子力発電所にて、大量の藻類が取水口をふさいだため、定格運転中の4基の原子炉が手動停止された事象である。
- 発生した藻は湖に浮くタイプの藻で、オンタリオ湖では夏に大量発生するものである。

(対応)

- すでにスクリーニングアウトしたものに、情報を追加したものであり、結果は変わらない。

iv) IRS8949「AP1000 プロジェクトにおける配管サポート塗装の逸脱」

(事象概要)

- 建設中の AP1000 の格納容器内に設置される非安全系配管サポートに適用された塗装が不適合だったことを報告するものである。
- 是正しないと、LOCA 後の長期冷却時に剥がれ落ちた塗装材が粒子として流れ、サンプストレーナの機能を阻害する可能性がある。
- 不適合発生原因は、サポート供給業者への発注仕様書に誤情報があり、塗装材の選択を誤ったため。

(対応)

- 発注事業者の仕様要件の品質管理とその実践に関する問題であるものの、国内原子力発電所の格納容器内機器の塗装材の扱い等を調査するため、2次スクリーニングへ移行する。

v) IRS8961

(事象概要)

- 定検中の原子力プラントのスプレイ消火システムの放水試験時に配管フランジから大量漏水した事例である。
- 原因は、当該配管内の水撃。根本原因は保守不全及び不良放置により、消火システム内に空気が侵入していたためであり、点検間隔も延長していた。

(対応)

- 点検・保守のマネジメント問題であることからスクリーニングアウトとする。なお、水撃情報が更新されたらフォローする。

③ 運転経験関連国際会議トピックス

- 運転経験に関する国際報告システム（IRS）に関する技術会合／第27回 WGOE 定例会合から以下の2件について報告した。
 - i) 原子力発電所の放水配管の閉塞
 - ii) 電磁接触器のコンポーネントの欠陥
- 燃料サイクル施設事象報告システム（FINAS）に関する定例会合から以下の1件について報告した。
 - i) 放射性廃棄物処理施設の金属処理施設でチタン火災

第 4 4 回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時: 令和3年1月27日(水) 15:00~17:00
2. 場所: 原子力規制委員会 13階会議室 A (TV 会議システムを利用)
3. 議題
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 最新知見のスクリーニング状況
 - 2) 土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について
 - 3) 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事業者からの意見聴取結果について
 - 4) 電磁両立性(EMC)に係る規制動向の調査について
 (説明者) 川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官(地震・津波担当)
 塚本 直史 技術基盤グループシステム安全研究部門主任技術研究調査官
 今瀬 正博 技術基盤グループシステム安全研究部門原子力規制専門職
 - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
 - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について
 - 2) 1次スクリーニング結果
 - 3) 運転経験関連国際会議トピックス
 (説明者) 片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職

4. 配布資料

議題(1) 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44-1-1 最新知見のスクリーニング状況(案)
- 資料44-1-2 土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について(案)
- 資料44-1-3 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事業者からの意見聴取結果について
- 資料44-1-4 電磁両立性(EMC)に係る規制動向の調査について(案)

議題(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

- 資料44-2-1-1 スクリーニングと要対応技術情報の状況について(案)
- 資料44-2-1-2 1次スクリーニング集計結果(案)
- 資料44-2-1-3 2次スクリーニングの検討状況(案)
- 資料44-2-1-4 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44-2-2 1次スクリーニング結果(案)
- 資料44-2-3 運転経験関連国際会議トピックス(案)

参考資料

- 参考資料44-1 調査中案件の状況(案)
- 参考資料44-2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況(案)

<技術情報検討会資料>

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

資料 4 4 - 1 - 1

最新知見のスクリーニング状況の概要(案)

令和3年1月27日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:令和2年9月19日から令和2年12月11日まで)

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
20 地津-(B)-0008	確率論的破壊力学評価コード PASCAL-SP を用いた経年劣化したオーステナイトステンレス鋼の地震フラジリティ評価の予備的な研究	vi)	1~2
20 地津-(D)-0009	福井県の津波浸水想定の設定について	vi)	3~4
20 地津-(D)-0010	土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について	iii)	5~7

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3年1月27日 長官官房 技術基盤グループ

(期間:令和2年9月19日から令和2年12月11日まで)

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
20 地津-(B)-0008	確率論的破壊力学評価コード PASCAL-SP を用いた経年劣化したオーステナイトステンレス鋼の地震フラジリティ評価の予備的な研究	<p>安全研究プロジェクト「5. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」のうち、「地震に対するフラジリティ評価手法の検討」の成果の一部</p> <p>発表日:2021年7月(予定) 投稿先:ASME 2021 Pressure Vessels and Piping Conference(投稿中) 論文名:Pilot study on seismic fragility evaluation for degraded austenitic stainless steel piping using probabilistic fracture mechanics code PASCAL-SP 著者:東 喜三郎ほか</p> <p>定期検査等の維持管理の効果を確認するため、代表的な劣化モードの一つとして、沸騰水型軽水炉(BWR)のオーステナイト系ステンレス鋼配管の溶接熱影響部に発生する応力腐食割れ(SCC)を対象に、維持管理の有無によるフラジリティ評価結果の変化を比較した。</p> <p>本研究では仮想亀裂を導入した配管溶接熱影響部に対し、維持規格で定める評価手順に従って、亀裂進展及び破壊評価を行った。各パラメータの設定には、規格基準類及び既往の確率分布モデルを参照した。解析条件は以下の通りである。</p> <p>一評価期間:仮想亀裂導入時点から20年間</p>	2020/10/14	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、BWR のオーステナイト系ステンレス鋼配管の溶接熱影響部に発生する SCC を対象に、適切な維持管理を行うことで、経年配管の損傷確率が、運転年数によらず十分に小さいことを確認したものである。 実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド(原規技発第 1311273号)の参考資料1によれば、確率論的リスク評価(PRA)実施手法の一例として、地震等の外部事象PRAのフラジリティ評価において、「経年劣化が既にある設備の現実的耐力評価においては、減肉及び亀裂進展等の経年劣化モードを考慮する」ことが示されている。 また、亀裂進展等の経年劣化モードが発生した場合は、亀裂解釈で規定される維持管理及び評価を行うことで、基準地震動を想定し 			

対応の方向性: 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>－機械荷重:内圧及び溶接残留応力</p> <p>－地震荷重:地震動による配管応答の確率分布モデル</p> <p>－初期亀裂:亀裂深さ(肉厚の約25%)の亀裂</p> <p>－亀裂進展速度:既往のSCC及び疲労亀裂進展の確率分布モデル</p> <p>－検査モデル:5年毎に全数を非破壊検査し、亀裂の検出が判定された場合には取替え(検査精度には既往の確率分布モデルを反映)</p> <p>－応力緩和:評価開始10年時点で、溶接残留応力分布を改善</p> <p>評価の結果、SCCによる亀裂進展は配管溶接熱影響部の損傷確率に影響する可能性がある一方で、「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈(以下、亀裂解釈という)」で規定される5年以内の頻度の定期検査を行うことで、SCCの影響は十分に低減することができることを確認した。また、基準地震動で想定される応力の範囲では、5年毎の非破壊検査及び10年目に応力緩和策を行うことで、経年配管の損傷確率が、運転年数によらず十分に小さいことを確認した。</p> <p>また、基準地震動を超える地震荷重を与えた場合でも、上述の維持管理を行うことで、亀裂進展の影響は十分に低減され、20年経過後も評価開始時点と同程度の損傷確率になることを確認した。</p>			<p>た構造健全性の確認が行われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当該情報により、亀裂解釈で規定される維持管理の方法の妥当性を確認できたことから、規則などに反映すべき事項はない。 ・以上により、終了案件とする。 			

対応の方向性: 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)-0009	福井県の津波浸水想定の設定について	<p>発表日:令和2年10月30日 情報元:福井県 表題:津波浸水想定について 著者:福井県(砂防防災課)</p> <p>福井県は平成24年9月に公表した津波浸水想定(以下「H24 独自想定」という。)を見直し、令和2年10月に最大クラスの津波を想定した津波浸水想定図を作成し、公表した(以下「今回の想定」という。)。今回の想定に当たっては、「日本海における大規模地震に関する調査検討会(国土交通省・内閣府・文部科学省)」(以下「日本海検討会」という。)が平成26年9月に示した日本海側統一の津波断層モデル¹⁾と計算手法²⁾を用いている。</p> <p>福井県沿岸に最大クラスの津波をもたらすと想定される津波断層モデルの選定に当たっては、①過去に福井県沿岸に襲来した津波として津波高に係る信頼度の高い痕跡記録が確認できた「日本海中部地震」津波と、②日本海検討会が示した津波発生の要因となる大規模地震の津波断層モデル¹⁾のうち福井県に影響が大きいとして選定された津波断層モデルの中から、学識者のアドバイスも踏まえて選定したとのことである。</p> <p>今回の想定と H24 独自想定では、津波断層モデルの選定や断層パラメータの設定条件、解析方法等に違いがあるが、参考までに結果を比較すると、今回の想定は H24 独自想定での津波浸水想定と比べて設定した津波断層モデルの地震規模が小さくなったこと等により、全海岸線での最大津波高の平均は</p>	2020/11/16	vi)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、福井県が津波防災地域づくりを実施するための基礎となるものとして、日本海検討会が示した日本海側統一の津波断層モデルと計算手法を用いて、福井県沿岸にもたらす最大クラスの津波を想定し、津波浸水想定図を示したものである。 基準地震動及び基準津波の審査ガイド³⁾⁴⁾では、基準地震動及び基準津波の策定に当たって、海域の活断層による地殻内地震の発生要因及び波源設定を考慮することとしている。当該情報で対象となっている日本海側の地震は、両審査ガイドで示されているこれらの地震の発生要因に該当している。 よって、当該情報は、津波の発生要因の選定に関する情報並びに津波の波源設定に関する情報であり、上記審査ガイドにおいて基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されてい 			

対応の方向性: 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>0.5m 低下し、浸水面積は約 46%縮小したとのことである。</p> <p>浸水計算の結果から、福井県沿岸の原子力発電所の重要施設付近での浸水は、確認されなかった。</p> <p>1) 国土交通省・内閣府・文部科学省：日本海における大規模地震に関する調査報告書，平成 26 年。 2) 国土交通省・国土技術政策総合研究所：津波浸水想定の設定の手引き Ver.2.10, 令和元年</p>			<p>ることから審査ガイドに反映する事項はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 福井県が今回の想定で取り入れた日本海検討会の津波断層モデルに関する情報は、既に若狭地域の原子力施設の規制基準適合性審査に取り入れられており、新たな情報はない。 以上により、終了案件とする。 <p>3) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド 4) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド</p>	/		

対応の方向性: 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)-0010	土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について	<p>公開日:令和2年11月4日 情報元:土木学会論文集B2(海岸工学) 表題:海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案 著者:金戸俊道(東京電力ホールディングス株式会社)ら</p> <p>著者らは、「原子力発電所における海底地すべりによる津波評価は、過去の海底地すべりの痕跡を復元することで評価を行っている。一方、将来発生し得る海底地すべりによる津波は、既往地すべりサイト以外の不安定斜面で発生する地すべりも評価対象とすべきである。」とした上で、柏崎刈羽原子力発電所の半径100kmの範囲をモデルとして、海底地すべり津波の将来想定を行う手法を提案している。手順は大きく「ポテンシャルサイトの決定」及び「ポテンシャルサイトにおける津波数値シミュレーション(詳細解析)」の2つに分けられ、以下に示す。</p> <p>【ポテンシャルサイトの決定】</p> <p>(a) 発電所から半径約100kmの海域を評価対象領域として当該領域を20km×20kmのエリアに分割 (b) 各エリアの海底地形情報に基づき想定される海底地すべり形状を設定(柏崎周辺にける地すべり斜面長と幅の関係や、既往研究による地すべり長さ・面積・堆積・厚さの関係を利用) (c) 地すべり形状からWatts et al.に基づいた海底地すべりによる津波の初期水位の算定 (d) 単位波源による津波数値シミュレーションによる</p>	2020/12/11	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、海底地すべりによる津波波源の設定に際し、過去の海底地すべりの痕跡箇所以外で波源を設定する手法の提案である。 基準津波の審査ガイド²⁾では、基準津波の策定に当たって、津波の発生要因の選定として海底地すべりを検討事象とすることとしている。 よって、当該情報は、津波の発生要因の選定に関する情報であり、上記審査ガイドにおいて基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。 本提案手法による解析の結果、柏崎刈羽原子力発電所における津波水位は従来の地すべり痕(LS-2)による評価をやや上回った。 以上により、技術情報検討会に情報提供・共有する。 	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、海底地すべりによる津波波源の設定に際し、過去の海底地すべりの痕跡箇所以外で波源を設定する手法の提案である。 基準津波の審査ガイド²⁾では、基準津波の策定に当たって、津波の発生要因の選定として海底地すべりを検討事象とすることとしている。 よって、当該情報は、津波の発生要因の選定に関する情報であり、上記審査ガイドにおいて基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。 本提案手法による 	

対応の方向性: 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>発電所までの津波の増幅特性の計算 (e) 初期水位と津波の増幅特性を乗じ、発電所への影響度を評価</p> <p>【ポテンシャルサイトにおける津波数値シミュレーション(詳細解析)】 (f) 全エリアにおいて(e)で得られる Slide 型及び Slump 型のそれぞれの最大値を基準として、各エリアの Slide 型及び Slump 型の最大値との比をとって、一定以上の比率になったエリアを詳細検討エリアとして抽出 (g) 抽出エリアごとに地質構造、地盤物性値等を考慮し、3次元すべり安定解析を実施し、すべり面を抽出 (h) 2層流モデルによる津波数値シミュレーションの実施</p> <p>提案手法による解析の結果、柏崎刈羽原子力発電所における津波水位(図からの読み取り)は、提案手法で約 5m、従来手法で約 4.5m となり、従来の地すべり痕[*]による評価をやや上回る結果となった。</p> <p>※従来の地すべり痕のパラメータは、論文中に発電所から距離約 30km、厚さ 130m、面積 33.5km²、体積 2.2km³ と示されている。このパラメータは、審査会合資料 1)において、取水口前面水位上昇側最大ケースとして選定された海底地すべり「LS-2」のパラメータと一致する。加えて、従来の地すべり痕による津波水位の時刻歴波形が論文中の図に示</p>		2) 基準津波及び耐津波設計方針に係るガイド		<p>解析の結果、柏崎刈羽原子力発電所における津波水位は従来の地すべり痕(LS-2)による評価をやや上回った。</p> <ul style="list-style-type: none"> 以上により、技術情報検討会に情報提供・共有する。また、海底地すべりの知見について引き続き情報収集を行う。 		

対応の方向性: 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>されており、これは審査会合資料¹⁾の「LS-2」を波源とした場合の1号炉取水口前面の水位の時刻歴波形と同じと考えられる。</p> <p>1) 第404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4-4-1</p>						

対応の方向性: 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。

土木学会論文集掲載の論文「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」について（案）

令和 3 年 1 月 2 7 日
技術基盤グループ地震・津波研究部門
原子力規制部地震・津波審査部門

1. 背景

設置許可基準規則¹第 5 条（津波による損傷の防止）は「設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。」とし、その解釈別記 3 第 5 条第 2 項において、津波を発生させる要因として海底地すべりを考慮することを求めている。

審査においては、基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（以下「津波審査ガイド」という。）に基づき、事業者が海底地すべりによる津波評価を実施していることを確認しており、海底地すべりによる津波評価には、過去の海底地すべりの痕跡を復元する方法が用いられている。

令和 2 年 11 月公表の土木学会論文集 B2(海岸工学)において、海底地すべりによる津波評価に関し、過去の海底地すべりの痕跡を復元する方法と異なる方法が提案され、柏崎刈羽原子力発電所における海底地すべりによる津波評価を 2 つの方法で行った場合の比較が報告された。

2. 本論文の内容と得られた新知見

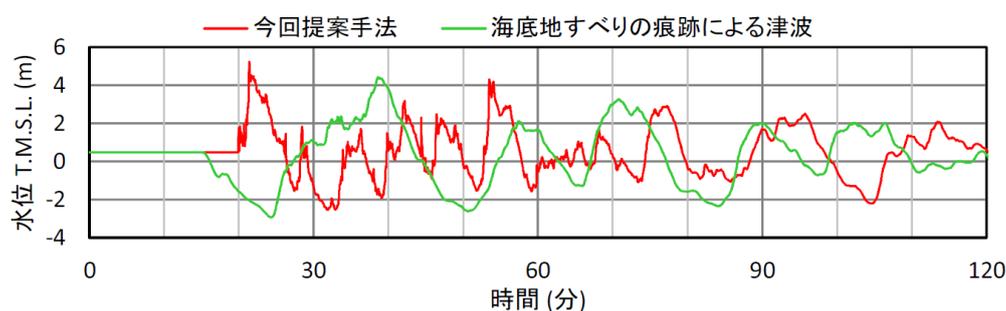
金戸²らは、土木学会論文集 B2(海岸工学)「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」（以下「本論文」という。）において、「原子力発電所における海底地すべりによる津波評価は、過去の海底地すべり（以下「既往地すべり」という。）の痕跡を復元することで評価を行っている（以下「従来手法」という。）。一方、将来発生し得る海底地すべりによる津波は、既往地すべりサイト以外の不安定斜面で発生する地すべり（以下「初生地すべり」という。）も評価対象とすべきである。」と述べた上で、柏崎刈羽原子力発電所の半径 100km の範囲において、海底地すべりパラメータの経験モデルを用いて、海底地すべりによる津波の発電所への影響が大きなエリアを特定し、3 次元地盤安定解析と 2 層流モデルによる津波評価を行う手法（以下「提案手法」という。）を提案した。

¹ 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

² 東京電力ホールディングス株式会社

柏崎刈羽原子力発電所における津波水位³は、提案手法による初生地すべりを対象とした解析の結果約 5m となり、従来手法による既往地すべり^{*}を対象とした解析の結果約 4.5m に比べやや上回る結果となった。なお、同発電所の基準津波は、海底地すべりと地震による津波とを位相差を考慮した上で組み合わせて設定されており、地震のみによる津波に対して概ね 0.3m 程度高くなる結果となるが、既に設計工事計画を認可した 7 号機の入力津波は許容津波高さに対して余裕があることから、施設の安全性に直ちに影響を与えるものではない。

※従来の地すべり痕のパラメータは、論文中に発電所から距離約 30km、厚さ 130m、面積 33.5km²、体積 2.2km³と示されている。このパラメータは、審査会合資料⁴において、取水口前面水位上昇側最大ケースとして選定された海底地すべり「LS-2」のパラメータと一致する。加えて、従来の地すべり痕による津波水位の時刻歴波形が論文中の図に示されており、これは同審査会合資料の「LS-2」を波源とした場合の 1 号炉取水口前面の水位の時刻歴波形と同じと考えられる。



転載元：金戸俊道、山本和哉、木場正信、木村達人、西愛歩、渡部靖憲：海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案、土木学会論文集 B2(海岸工学)、Vol.76、No.2、I_349-I_354。

図 提案手法と従来手法による津波水位の比較

³ 本論文中の図からの読み取り値

⁴ 第 404 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 4-4-1

なお、確率論的なアプローチになるが、初生地すべりを対象とした津波ハザード評価の研究例として、Grilli ら⁵や、嶋原・Horrillo⁶、佐藤・杉野⁷があげられる。Grilli ら⁵は、アメリカ東海岸の大陸斜面を対象として、あらかじめ設定した斜面断面について、既往の調査結果から得られている海底表層の物性値や地すべり斜面長等のパラメータを統計的に整理して、モンテカルロシミュレーションを用いた斜面安定解析による地すべりのハザード評価を実施し、抽出した地すべり形状より初期水位分布を求め、対象地域の 100 年確率及び 500 年確率の津波高を推定する津波のハザード評価を行った。嶋原・Horrillo⁶は、メキシコ湾沿岸に設定した 2 つの斜面断面について、断面上の掘削データから得られた深度と物性値の散布図より平均的な傾向を表す回帰式を算定した。そして、Grilli ら⁵の手法を踏襲し、この回帰式による物性値を用いて斜面安定解析による地すべりのハザード評価を実施し、この結果を踏まえ同沿岸の津波ハザードを評価した。また、佐藤・杉野⁷は、海底地すべり起因津波の確率論的ハザード評価手法の整備の一環として、地盤物性値（せん断強さ等）の深度に応じたばらつき及び平面的な地すべり発生位置や移動方向を考慮し、確率論的手法を用いた海底地すべり危険度判定手法を構築した。また、モデル地形を対象に海底地すべり危険度マップを試作し、手法の適用性を確認した。

本論文は、既往の研究論文で確率論的に取り扱われてきた初生地すべりの評価に関し、決定論的手法として提案したものである⁸。計算条件の設定には、幾つか経験的な方法（例えば、地すべり斜面長と幅の関係式の設定、想定する地すべりの面積の上限値の設定、発電所の地層区分と海域の地層区分を対比しての地盤物性値の設定）を組み合わせており、初生地すべりを決定論的に評価するための工夫がみられる。

3. 規制対応案

本論文は、海底地すべりによる津波波源の設定に際し、既往地すべり以外の地すべりを用いて波源を設定する手法の提案及び適用例を示すものである。設置許可基準規則の解釈において、津波を発生させる要因として海底での地すべりを考慮するよう既に求め、津波審査ガイドに基づいて確認しているこ

⁵ Grilli, S. T., Taylor, O. D. S., Baxter, C. D. P., Marezki, S., : A probabilistic approach for determining submarine landslide tsunami hazard along the upper east coast of the United States, *Marine Geology*, 264, pp. 74-97, 2009.

⁶ 嶋原良典, Horrillo Juan: 確率論的手法を用いた海底地すべり津波波源の推定—メキシコ湾への適用—, *土木学会論文集 B2 (海岸工学)*, Vol. 70, No. 2, 2014, I_281-I_285.

⁷ 佐藤太一, 杉野英治: 確率論的手法を用いた海底地すべり危険度判定手法の構築、*日本地震工学会論文集*, Vol. 19, No. 6, 2019, p. 283-295.

⁸ 土木学会論文集 B2(海岸工学)に掲載された本論文は、3名の専門家による査読を受けたものである。

とから、本知見により設置許可基準規則の解釈及び津波審査ガイドを変更する必要はない。

新規制基準適合性審査では、従来の手法が用いられている。従来手法では、海底地すべりが経験的にほぼ同じ場所で繰り返す特徴を踏まえており、過去の痕跡を復元した上で、同時すべりの想定やパラメータ設定において不確かさを考慮しており、信頼性のある確立された手法である。一方、本論文の提案手法は、発生頻度が低く、発生場所を特定できない不確かさの大きい初生地すべりを取り入れようとする新たな試みである。

また、従来手法は詳細なデータが入手可能な海底地形データを基に評価を行うことができるが、提案手法ではそれに加え、3次元の地盤安定性解析を行うための詳細な海底地質データ等が必要になるという側面もあり、本論文の評価対象地域以外でそのような情報・データが入手可能かどうかは定かではない。

以上のことから、本論文の提案手法については、事業者の自主的な取り組みである安全性向上評価の中で取り扱うのが適当であると考ええる。

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 事業者からの意見聴取結果について

令和3年1月27日
技術基盤課
システム安全研究部門

1. 概要

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

その後、令和2年10月28日の原子力規制委員会において、本知見に加え、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現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て報告し、事業者からの意見聴取の結果を踏まえ、今後の対応を検討することが了承された²。

これを受け、令和2年12月7日に事業者意見を聴取する会合³を開催し、事業者から対応状況等を聴取したので、その結果を報告する。

2. 事業者からの聴取の結果

事業者の検討状況について、別紙1及び2により説明を受けた。主な説明は以下の通り。

(1) PWR 事業者⁴の検討状況

- 米国と同様の炉心長期冷却のシナリオを想定し、検討を行っている（化学デブリの析出前後に分けて評価）。
- 原子炉圧力容器内熱流動解析を実施し、炉心入口流路の大半が閉塞（99.5%相当）しても炉心長期冷却が可能であることを確認した。
- 実機を模擬したデブリ投入試験による検証を実施しており、燃料集合体2体を用いた流動試験により、炉心冷却について成立の見込みを得た。

¹サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する米国の対応状況及びこれを踏まえた国内の対応について（第42回技術情報検討会資料42-1-2）

²非常用炉心冷却設備等に係るろ過装置の閉塞現象及びその後明らかになった課題への対応について（第35回原子力規制委員会資料6）

³第14回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

⁴関西電力株式会社、北海道電力株式会社、四国電力株式会社、九州電力株式会社、日本原子力発電株式会社、三菱重工業株式会社

- 今後、基礎試験の拡充や、バツフルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認していく。
- 検討結果は、2022年度を目処にとりまとめる予定である。

(2) BWR 事業者⁵の検討状況

- 全プラントで再稼働までに繊維質保温材を撤去する。
- 引き続き格納容器内清掃等により異物発生防止に努める。

(3) 進捗状況の報告

- 事業者が主体となって、検討状況を公開会合等において説明する。
- BWR 事業者については、再稼働までに繊維質保温材を撤去することから、プラント毎に工事計画認可申請において対応状況を説明する。

3. 主な質疑応答

3. 1 PWR 事業者の検討内容に関するもの

(1) 炉心長期冷却について

① 炉心長期冷却が成立する要件

- 原子力規制庁出席者（以下「NRA」という。）から、デブリ投入試験において炉心差圧が 20 kPa 未満をクライテリアとすること、解析による検討において長期冷却が可能との説明があるが、炉心長期冷却が成立する要件をどのように考えているか質問した。
- PWR 事業者から、炉心差圧が 20 kPa 未満であれば炉内で蒸散される分の水が供給され、炉心の冠水状態が維持され温度上昇しないため長期冷却可能と判断している。仮に燃料が露出しても、燃料被覆管温度が 1200℃まではもつという基準を設けている。これはクエンチインテグラル試験⁶に基づくものとの説明があった。

② 炉心長期冷却が成立する判断基準について

- NRA から、燃料被覆管温度が 1200℃までもつとの説明だが、米国では燃料被覆管温度 800F（≒427℃）までとしている。また、米国では温度の他にホウ酸の析出や燃料棒表面の化学生成物の付着も要件となっている。要件が異なる理由について質問した。
- PWR 事業者から、米国の 800F は腐食加速が進む温度で、長期間その温度が維持された条件として設定されている。PWR 事業者は、ECCS の炉心冷却と同様に燃料被覆管のクエンチインテグラル試験を実施し 1200℃と設定してい

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

⁶ LOCA 時の被覆管高温酸化及び再冠水時に被覆管に生じる熱応力を模擬した試験

る。ホウ酸析出の試験は実施していないが、今後解析などでその影響は検討していくとの説明があった。

③ 炉心長期冷却に関する課題認識について

- NRA から、LOCA 後の炉心の長期冷却に対して、サンプルスクリーン又はストレーナの閉塞以外に、燃料の健全性に関して課題だと考えていることはあるか質問した。
- PWR 事業者、BWR 事業者いずれも、現段階では他に課題はないとの認識を示した。

(2) 低温側配管破断を想定した試験条件について

- NRA から、低温側配管破断を想定した試験条件としている理由について質問した。
- PWR 事業者から、高温側配管破断において再循環運転直後に炉心入口が閉塞したとしても、バッフルバレル流路の水位が高いため水が即座に供給されるため、炉心の冷却が可能であることを解析により確認した。低温側配管破断ではバッフルバレル流路の水位が低く炉心への水の供給に時間を要して冷却できない恐れがあるため、試験で確認することとしたとの説明があった。

(3) 化学デブリの影響について

- NRA から、化学デブリとして想定する物質と析出時間を事故後 80 分（再循環開始後 60 分）としている理由について質問した。
- PWR 事業者から、物質としてはオキシ水酸化アルミニウム等を、析出時間は、炉心入口部の水温がオキシ水酸化アルミニウム等の化学デブリが析出し得る 80°C 以下となる時間を評価して設定したとの説明があった。

(4) 繊維質保温材の撤去の可能性について

- NRA から、国内 PWR プラントにおいて、繊維質保温材の撤去は考えているか質問した。
- PWR 事業者から、繊維質保温材の撤去が必要かについては、試験の結果を踏まえて最終的に判断をしたい。ここまでの試験結果からは、現状の状況でも問題はなく、撤去する可能性は低いと考えているとの説明があった。

3. 2 BWR 事業者の検討内容に関するもの

(1) 繊維質保温材の撤去について

① 下流側影響を考慮したリスク評価を不要としたことについて

- NRA から、繊維質保温材の取替と清掃の徹底等により繊維質の異物が発生しなくなるので、下流側影響は安全上問題ないという認識か。また、米国では

下流側影響を考慮したリスク評価を行っているが、繊維がなければ閉塞しないので、米国のような評価は不要ということか質問した。

- BWR 事業者から、そのとおりであり、格納容器内の清掃、繊維質保温材の撤去を進めている。リスク評価は、以前にストレーナ閉塞の検討の際に実施したが、当時に比べてストレーナの大型化や繊維除去などの対応がなされており、リスク増分がなく、評価は不要との説明があった。
- ② 繊維以外の物質の影響について
 - NRA から、PWR 事業者の試験で考慮している塗料片や潜在粒子、化学物質の影響についてどのように考えるのかについて質問した。
 - BWR 事業者から、ストレーナ閉塞に関する実験の結果からすると、繊維質保温材がないので、閉塞しないと考えるとの説明があった。

4. 今後の進め方

- PWR 事業者の対応状況については、2022 年を目処に検討結果をとりまとめるとしていることから、検討状況に合わせて公開で説明を受けることとしたい。
- BWR 事業者が実施する繊維質保温材から金属保温材等への変更については、引き続き、新規制基準適合性に係る設計及び工事の計画の審査において確認していく。
- また、BWR 事業者は、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試験等を実施する予定はないとのことである。以前にストレーナ閉塞の検討の際にリスク評価を実施し、当時に比べてストレーナの大型化や繊維除去などの対応がなされており、リスク増分がなく評価は不要としていることの技術的妥当性については、公開で説明を受けることとしたい。

資料一覧

- 別紙1 第14回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料14-1
サンプルスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討
- 別紙2 第14回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料14-2
-1 BWR-ECCS ストレーナ下流側炉内影響の対応状況について
- 別紙3 第14回新規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料14-2
-2 「柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機 9×9燃料(A型)異物
フィルタの変更について」へのコメント回答について(一部改訂)
- 参考 第42回技術情報検討会 資料42-1-2 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(案)

サンプスクリーン下流側炉内影響 LOCA後の炉心長期冷却に係る検討

国内PWRにおけるこれまでの検討状況

関西電力(株)、北海道電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)
日本原子力発電(株)、三菱重工業(株)

2020年12月7日

目次

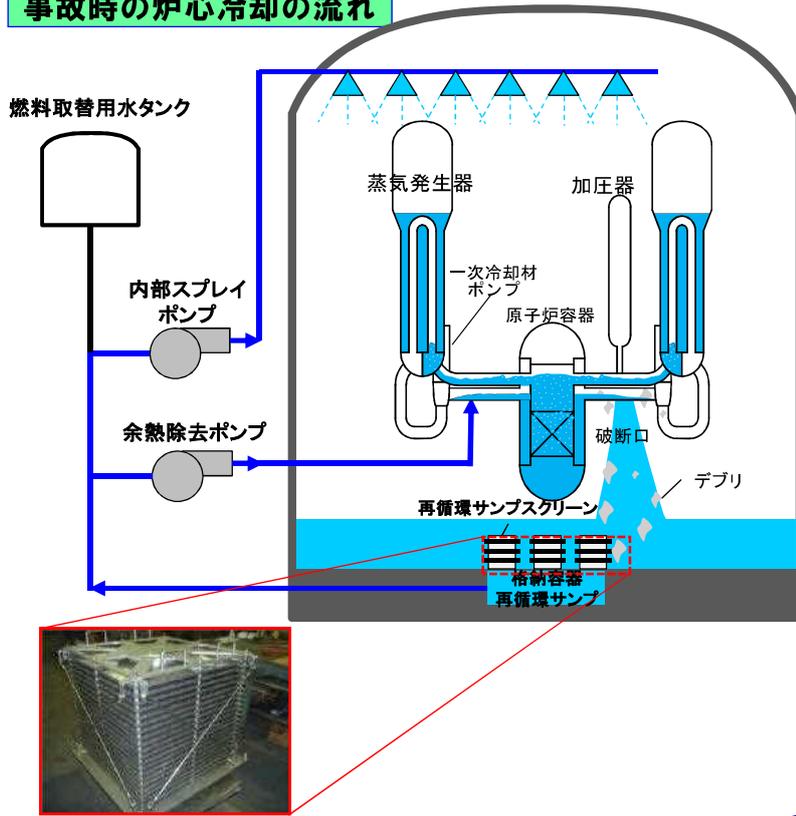
1

1. 背景
2. 全体計画
3. デブリ投入試験
4. まとめ

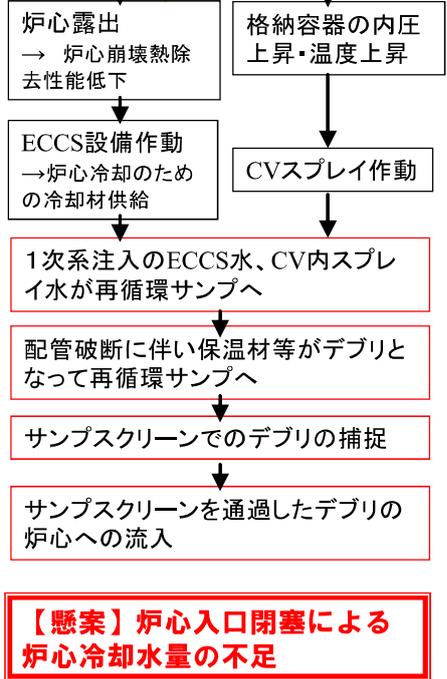
1. 背景 (1/4) - サンプスクリーン下流側影響の概要 -

2

事故時の炉心冷却の流れ



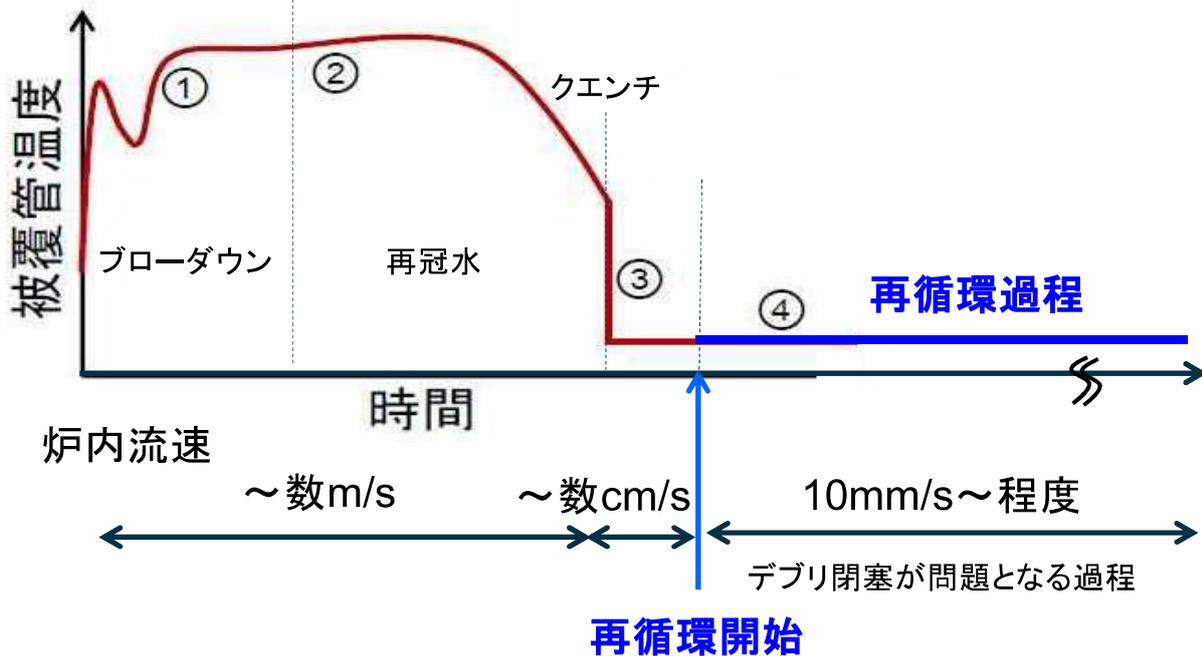
1次系配管破断 (LOCA) 発生



1. 背景 (2/4) 大LOCA時の被覆管温度 & 炉内流速の挙動

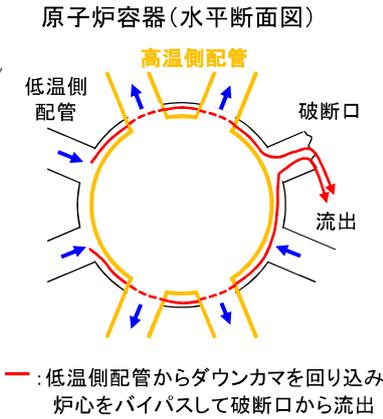
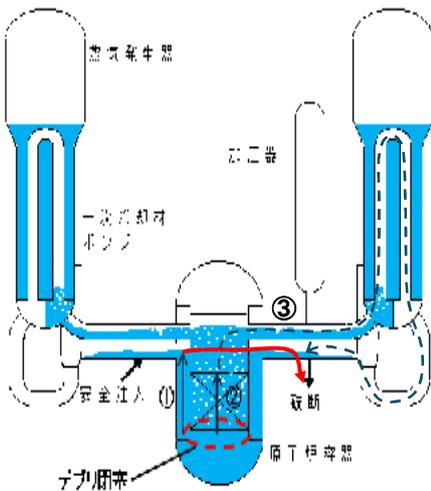
3

- ① ブローダウン期間
- ② 再冠水期間
- ③ 全炉心クエンチ
- ④ LOCA後長期冷却期間



1. 背景 (3/4) 再循環モード RV内流動 -低温側配管大破断(CLB)の例-

4



- 流動の特徴:
 - 低温側配管から冷却材を注水
 - 一部は炉心をバイパスし、破断口 (低温側配管) から流出
 - 残りは炉内の蒸散による水位の低下の補給にあてがわれる

- 炉内の流況:
 - 蒸散による水位低下: ~約10mm/s
 - 炉心入口部の流速: ~約10mm/s (蒸散分を補給)
 - 上記からRV内水位に変化なし

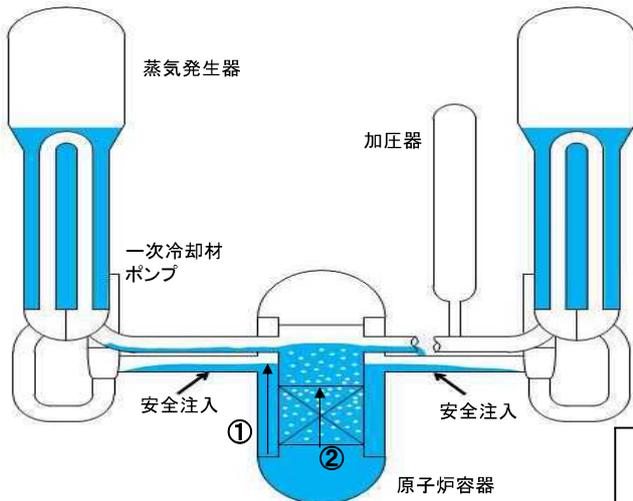
■ 炉心への冷却材供給の駆動力

- ダウンカマと炉心の水頭差が駆動力となる: 約20kPa (① - ② - ③)
 - 炉心有効長下端より上のダウンカマ水頭(①)
 - ボイドを含む炉心有効長における水頭(②)
 - 炉心発生蒸気によるループ圧損(③: 炉心出口からSGを經由し蒸気が破断口から流出)

- クライテリア: **デブリによる炉心圧損増加 (@炉心入口流速10mm/s程度) < 約20kPa***
 *高温側配管大破断では許容圧損は約100kPa以上に増加。

1. 背景 (4/4) 再循環モード RV内流動 -高温側配管大破断(HLB)の例-

5



- 流動の特徴:
 - 低温側配管からの注水は**すべて炉心を経由してそのまま破断口 (高温側配管) から流出 (液放出) する。**

- 炉内の流況: 低温側配管破断と同じ
 - 蒸散による水位低下: ~約10mm/s
 - 炉心入口部の流速: ~注入流量に対応 (30mm/s~程度)
 - 余剰分は破断口から液放出

■ 炉内への補給となる駆動力 (水頭差)

- 炉心有効長下端より上のダウンカマ水頭(①) - ボイドを含む炉心有効長における水頭(②)

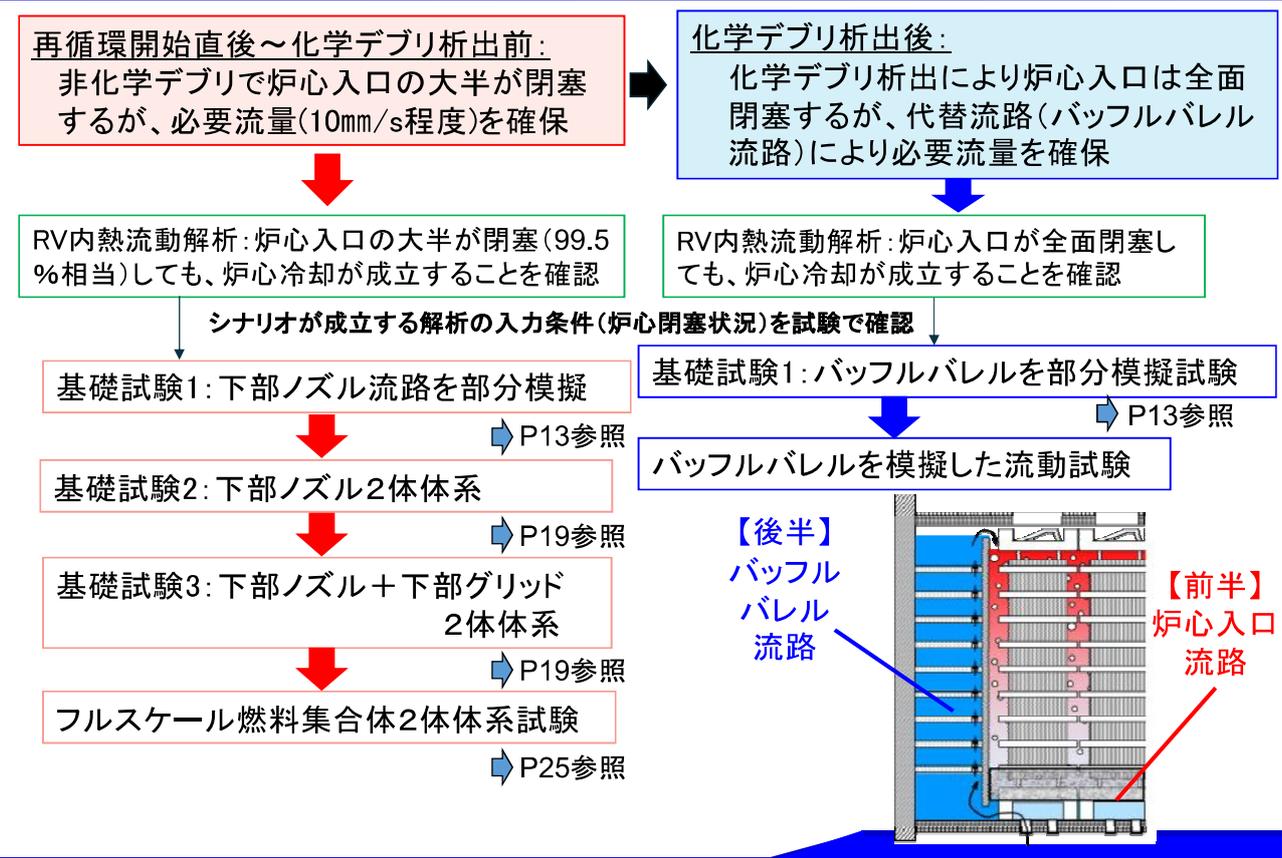
水頭差は低温側配管破断よりも大きく、炉心を冠水させている水位を低下させないための水頭差減少の余裕(デブリ閉塞上限量の目安)も大きくなる方向。

	再循環(前半) 化学デブリ析出前	再循環(後半) 化学デブリ析出後
低温側配管破断 (CLB)	バッフルバレル流路のみでは炉心水位低下の可能性 (炉心入口からの一定量の冷却材補給が必要)	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持
高温側配管破断 (HLB)	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持

2. 全体計画

2. 全体計画(1/3) 先行する米国の状況を踏まえた取り組み

- 再循環サンプスクリーンに関する新規規制基準対応時に中長期的な課題として事業者が取り組むとしていた事項のうち、現在検討中の事項は「サンプスクリーン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却に関する検討」である。
- 炉心長期冷却のシナリオについては、米国と同様に以下を想定。
 - 再循環開始直後は非化学デブリのみ、冷却材温度が低下した後に化学デブリが析出し、炉心入口に付着することで圧損が急増するものと仮定。
 - 炉内への冷却は2段階で考慮。
 - － 化学デブリ析出前は炉心入口流路
 - － 化学デブリ析出後は代替流路(バッフルバレル流路)
- 本検討については、先行する米国の検討状況を踏まえ、上記シナリオによりRV内熱流動解析を実施。炉心入口流路の大半が閉塞(99.5%相当)しても炉心長期冷却が可能であることを確認。
- 解析の入力条件(炉心閉塞状況)に関して、実機を模擬したデブリ投入流水試験による検証を実施中。



- 現在、燃料集合体2体を用いた流動試験により、炉心入口流路による炉心冷却について成立の見込みが得られた。(詳細は「3. デブリ投入試験」参照)
- 今後は、基礎試験の拡充や、バッフルバレルを模擬した流動試験等を行い、炉心長期冷却のシナリオ成立を確認していく。
- 本検討については、2022年度を目途に結果を取り纏める予定である。

	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
解析 炉内熱流動	感度解析						○ 最終解析 (試験反映)	
試験 デブリ投入	メーカー自社試験							
	基礎試験1 (下部ノズル流路孔 部分模擬試験、 下部ノズル間キャップ 部分模擬試験)		試験計画策定		基礎試験2(下部ノズル2体体系試験)		基礎試験3(下部ノズル+下部グリッド2体体系試験) (小規模体系試験)	
	基礎試験1 (バッフルバレル 部分模擬試験)		フルスケール集合体試験		フルスケール集合体試験		基礎試験の拡充 フルスケール集合体試験 バッフルバレル流動試験	
							結果取り纏め	

3. デブリ投入試験 (解析の前提・入力の妥当性確認)

3. デブリ投入試験

3.1 基礎試験1:簡易小体系でのデブリ通過性確認

- 下部ノズル流路孔 部分模擬試験
- 下部ノズル間ギャップ 部分模擬試験
- バッフルバレル 部分模擬試験

3.2 基礎試験2, 3:炉心入口部模擬 2体試験

- 下部ノズル2体体系試験
- 下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験

- ・流量 : 炉心流速約10～30mm/s (CLB条件)
- ・温度、圧力 : 常温、常圧
- ・デブリ条件 : 国内代表プラント(大飯3, 4号)のデブリ濃度を基準として投入※

※基準濃度の3倍まで濃度を高めて試験を実施

種類	基準濃度(kg/m ³)
繊維デブリ	約0.4
粒子デブリ	約1.2



3.1 基礎試験1: 簡易小体系でのデブリ通過性確認

- ・下部ノズル流路孔 部分模擬試験
- ・下部ノズル間ギャップ 部分模擬試験
- ・バップルバレル 部分模擬試験

目的:

- デブリによる閉塞が発生した場合の影響を確認
- バップルバレルによる炉心冷却の成立性の確認

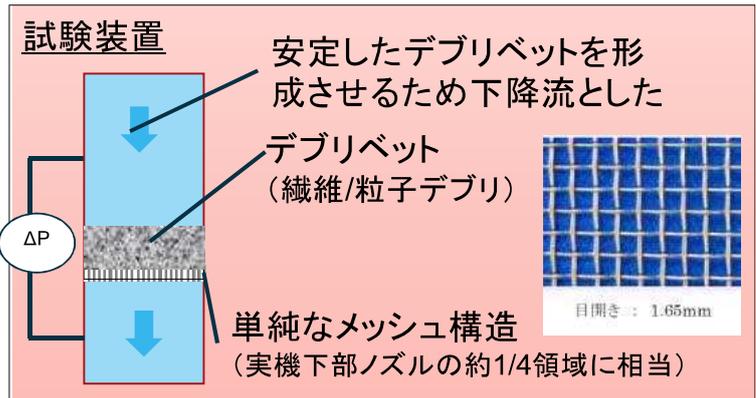
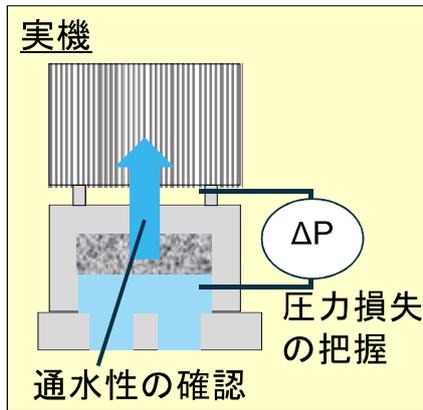
3.2 基礎試験2, 3: 炉心入口部模擬 2体試験

- ・下部ノズル2体体系試験
- ・下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験

○試験装置の概要

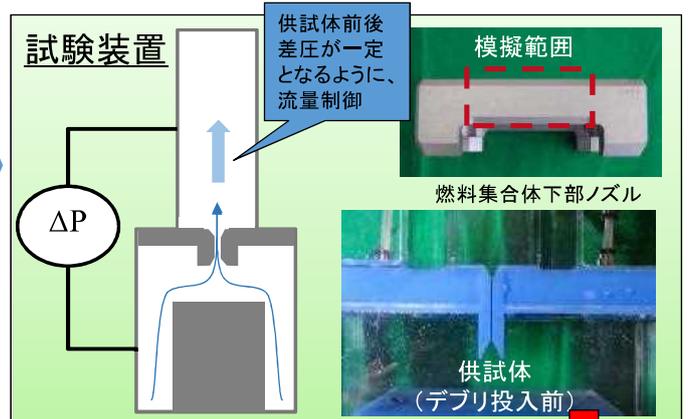
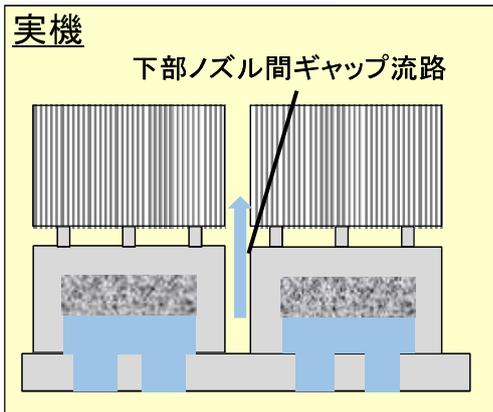


試験後のデブリベット

○試験結果

- デブリベットが形成され圧力損失が200kPaに到達
- 下部ノズル流路孔はデブリにより全閉塞する可能性が高いことが判明
- 下部ノズル流路孔以外で冷却材供給に有効な流路を検討

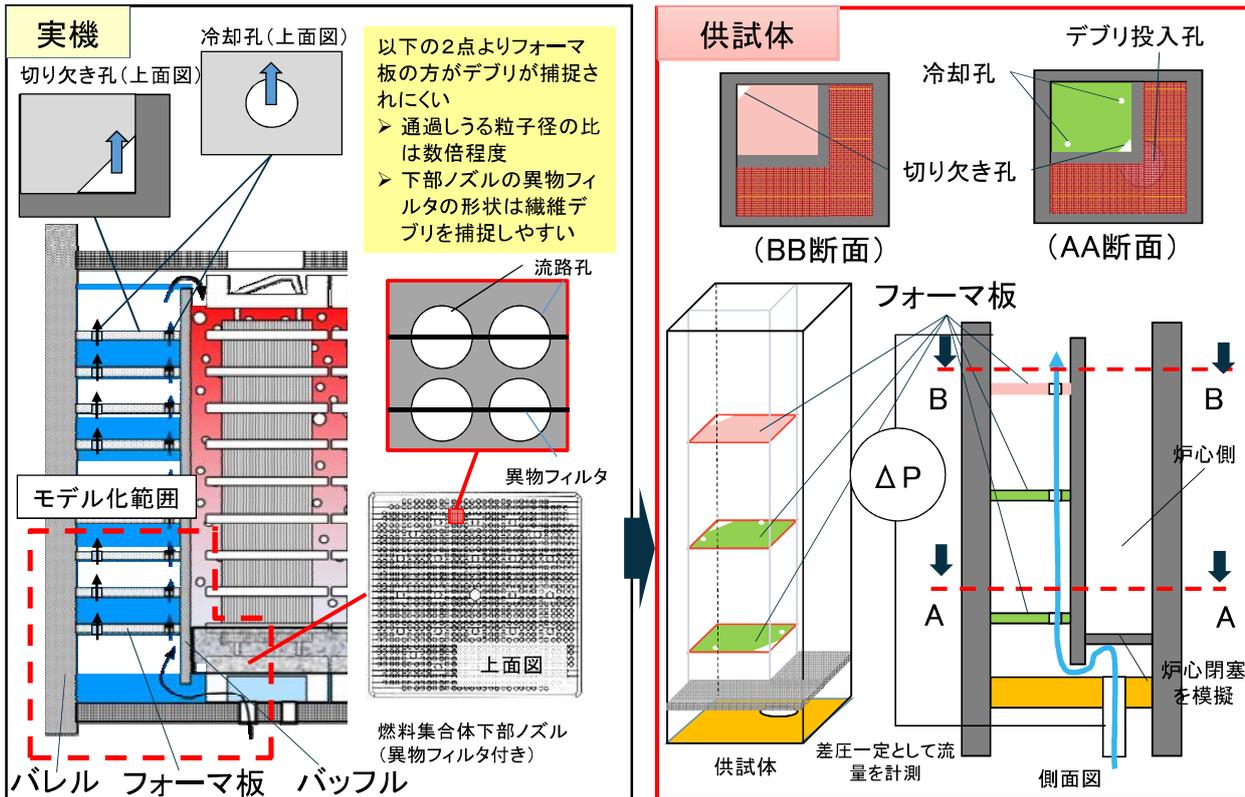
○試験装置の概要



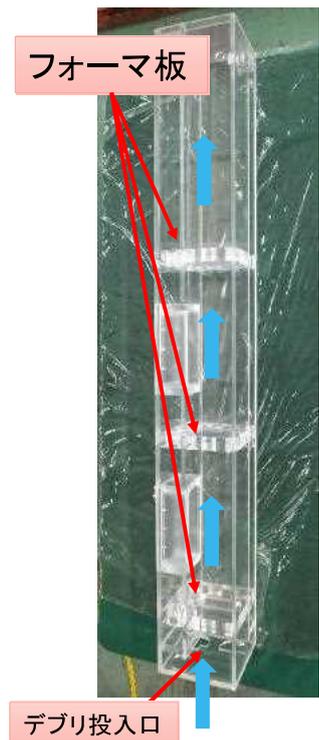
○試験結果

- 下部ノズル間ギャップはデブリで閉塞せず、一定の流量を確保できる見通しを得た
- これ以降に実施する試験では下部ノズル間ギャップを模擬する必要がある





供試体の外観(写真)



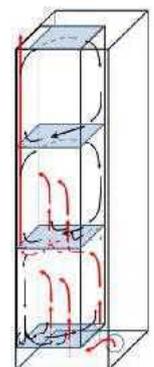
○試験条件

- ・流量：一定圧力(800mmH₂O)で制御
- ・デブリ濃度：国内代表プラントデブリ濃度を基準※

※基準濃度の2倍まで濃度を高めて試験を実施

種類	基準濃度(kg/m ³)
繊維デブリ	約0.4
粒子デブリ	約1.2
化学デブリ	約0.5

○計測項目：流量



○試験結果

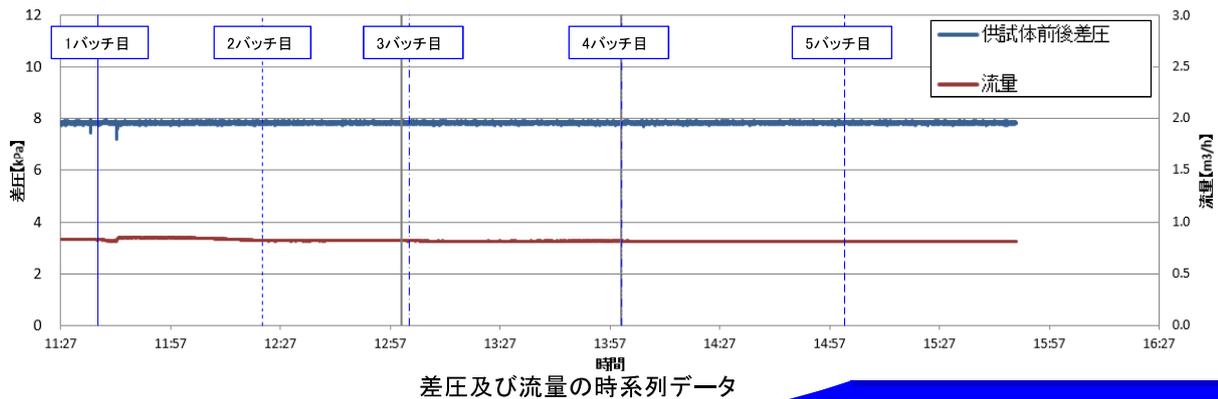
- フォーマ板にデブリが堆積するものの流路孔の閉塞は見られず一定の流量が確保された
- バッフルバレル流路による炉心冷却の見込みを得た



供試体の外観写真(試験中)



堆積デブリ(水抜き後)



3. デブリ投入試験

3.1 基礎試験1: 簡易小体系でのデブリ通過性確認

- 下部ノズル流路孔 部分模擬試験
- 下部ノズル間ギャップ 部分模擬試験
- バッフルバレル 部分模擬試験

3.2 基礎試験2, 3: 炉心入口部模擬 2体試験

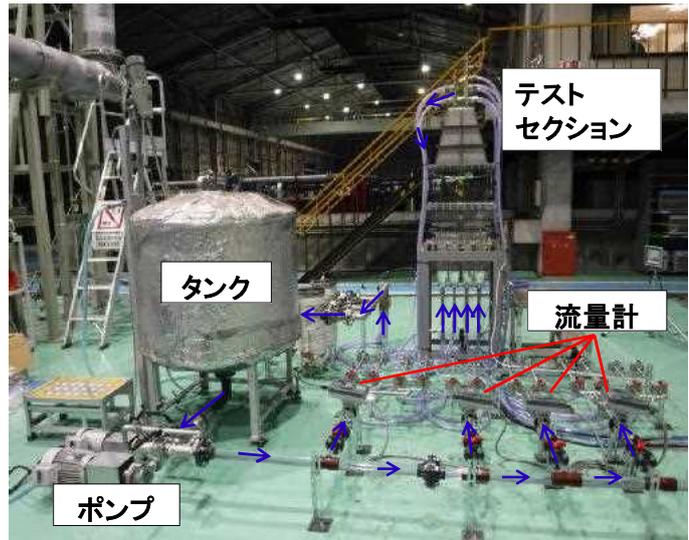
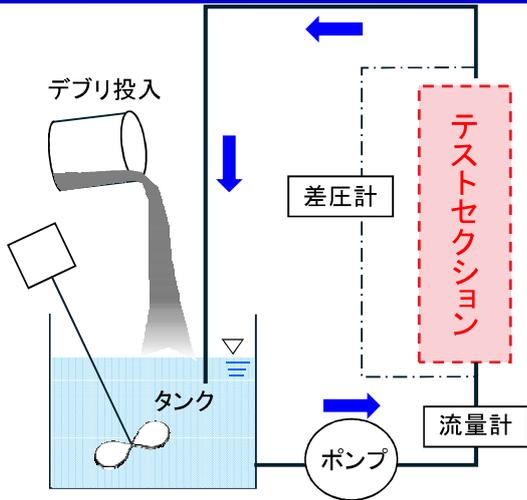
- 下部ノズル2体体系試験
- 下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

目的:

- 非化学デブリを投入した場合における燃料集合体下部の通水性を確認

3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験



試験装置概略図

供試体外観

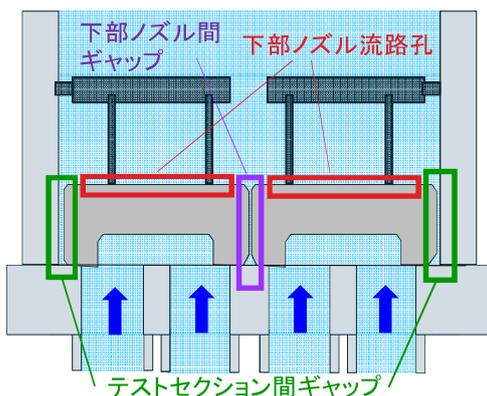
- ・流量 : 炉心流速約10~30mm/s (CLB条件)
- ・温度、圧力 : 常温、常圧
- ・デブリ条件 : 国内代表プラントのデブリ濃度を基準※

※基準濃度の3倍まで濃度を高めて試験を実施

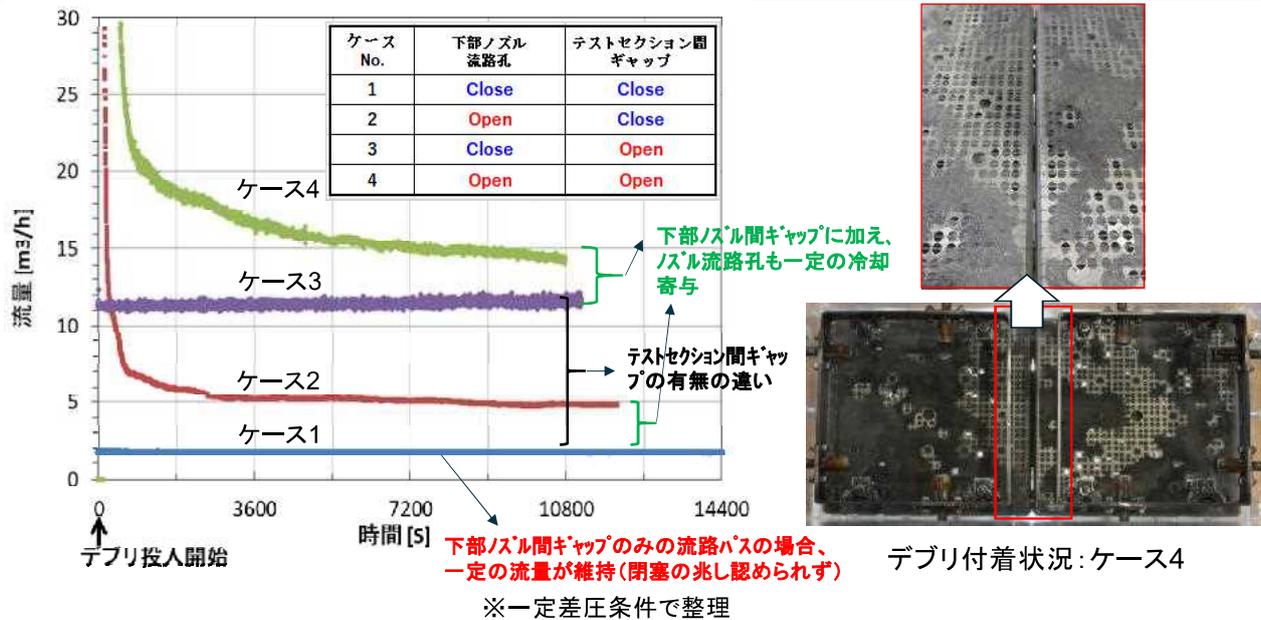
【試験ケース】

- 下部ノズルへのデブリ影響を確認
- 下部ノズル流路孔、下部ノズル-テストセクション間のギャップをパラメータとした試験を実施

ケース No.	下部ノズル間ギャップ	下部ノズル流路孔	テストセクション間ギャップ	体系
1	Open	Close	Close	下部ノズル (2体)
2	Open	Open	Close	
3	Open	Close	Open	
4	Open	Open	Open	



供試体外観

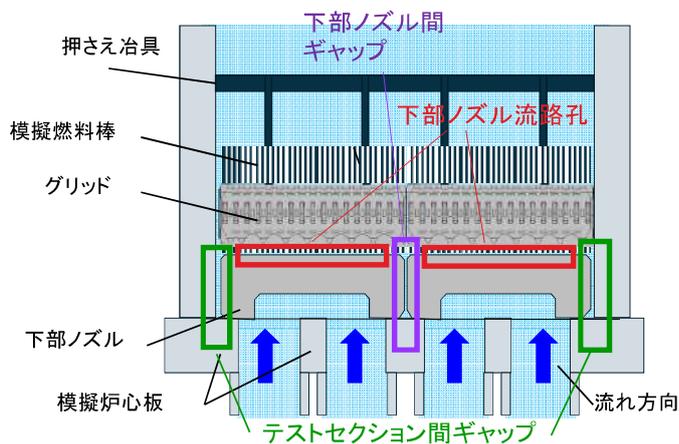


- 下部ノズル流路孔が全面閉塞した場合であっても、十分な流量を確保できることが判明。下部ノズルの通水性に問題がないことを確認した。
- 下部ノズル流路孔についても完全に閉塞はせず、一定の冷却効果があることを確認した。

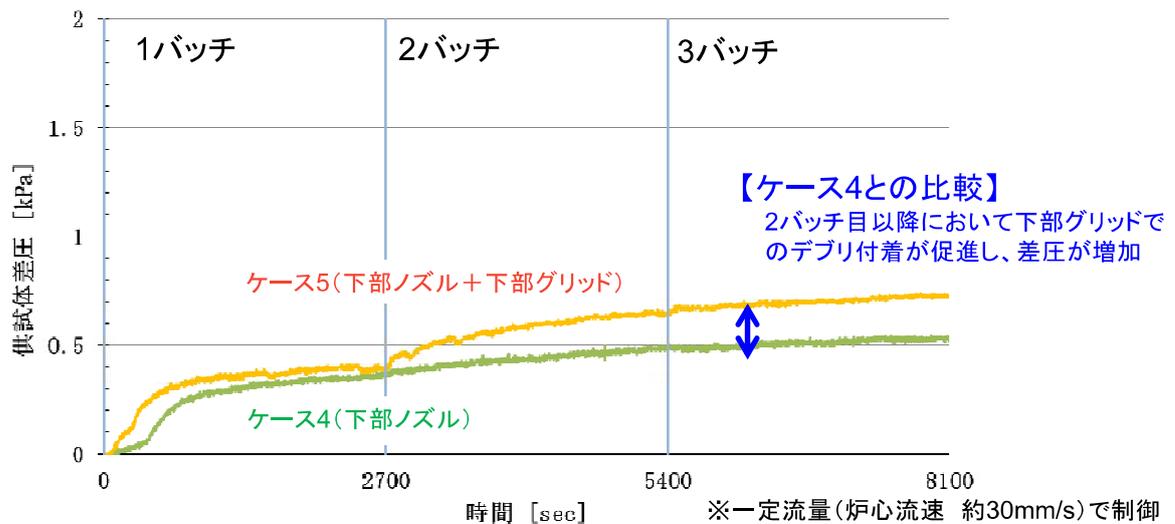
【試験ケース】

- 下部ノズルに加え、グリッド部(+短尺)燃料棒)へのデブリ付着状況を確認

ケース No.	下部ノズル間ギャップ	下部ノズル流路孔	テストセクション間ギャップ	体系
4	Open	Open	Open	下部ノズル(2体)
5	Open	Open	Open	下部ノズル+下部グリッド(2体)



供試体外観



- 下部グリッドを模擬することで下部ノズルだけを模擬した場合よりも圧損がやや増加
- しかしながら、圧損の増加量は小さく通水性に問題がないことを確認

3. デブリ投入試験

3.1 基礎試験1: 簡易小体系でのデブリ通過性確認

- ・下部ノズル流路孔 部分模擬試験
- ・下部ノズル間ギャップ 部分模擬試験
- ・バッフルバレル 部分模擬試験

3.2 基礎試験2, 3: 炉心入口部模擬 2体試験

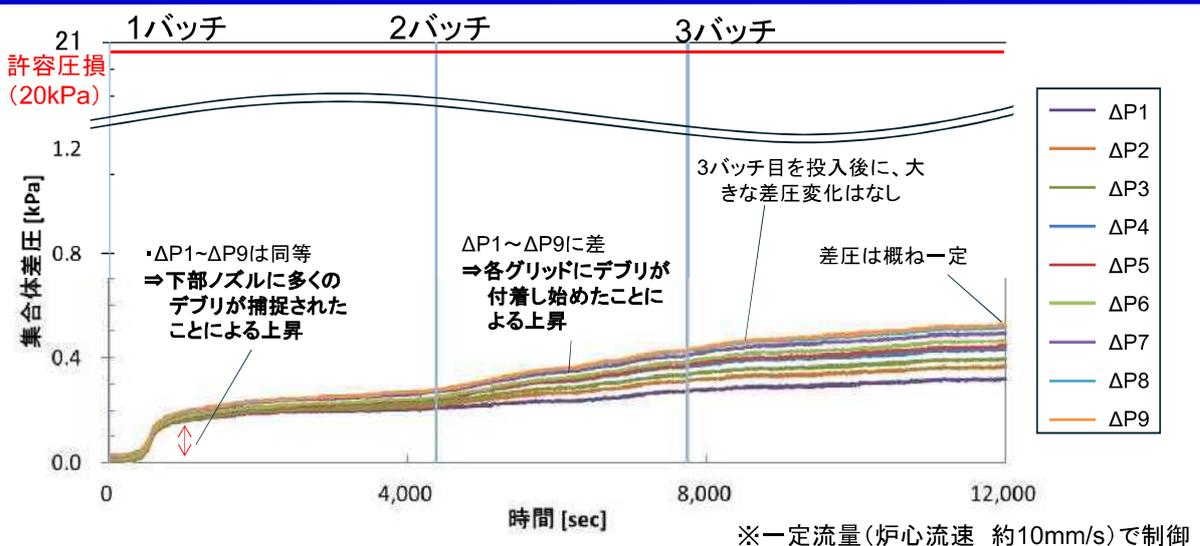
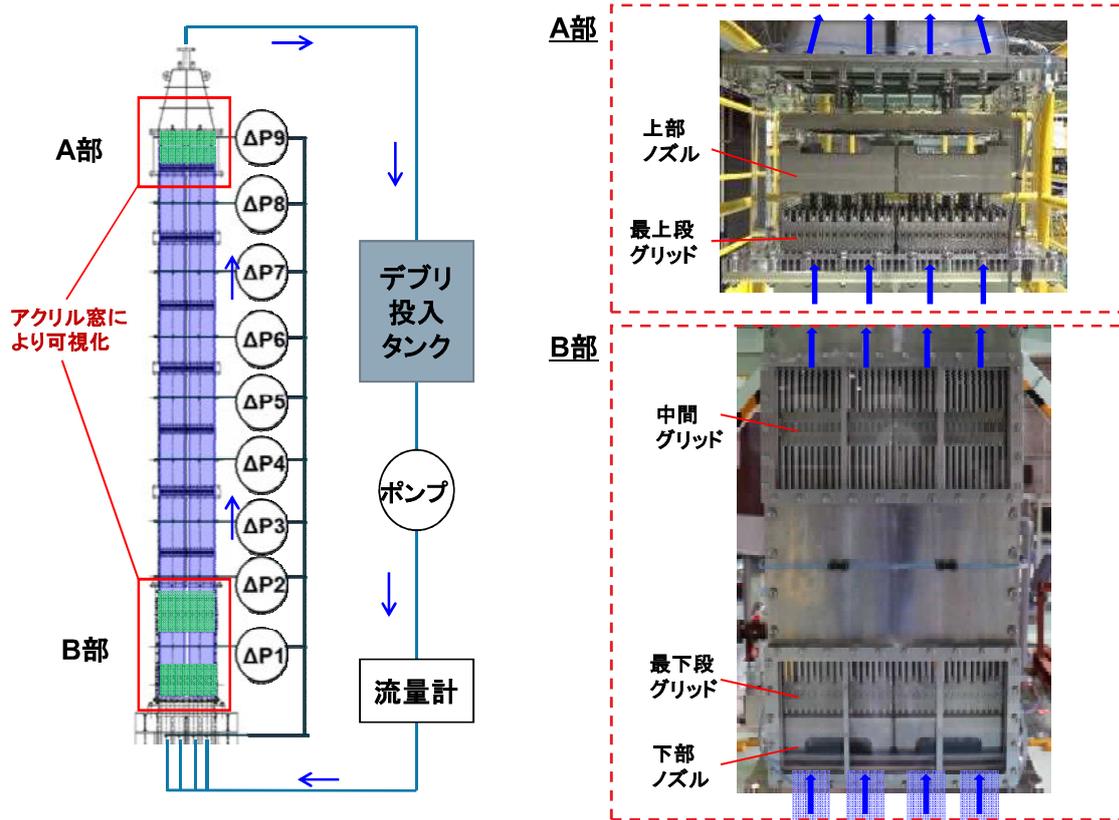
- ・下部ノズル2体体系試験
- ・下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

目的:

- 実寸大の燃料集合体2体を並べ、CLB時の流速(約10mm/s)にて非化学デブリを投入した際に、燃料集合体内に安定した流路パスが確保され、十分な冷却が可能であることを確認

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験



- 全燃料集合体の差圧 $\Delta P9$ は約0.6kPaで概ね一定になった
- CLB時の許容圧力損失(約20kPa)に対して十分な余裕あり
- 許容圧力損失以下であり燃料集合体内に安定した流路パスが確保され、燃料が十分に冷却できることを確認

3.1 基礎試験1:簡易小体系でのデブリ通過性確認

- 下部ノズル流路孔 部分模擬試験
- 下部ノズル間ギャップ 部分模擬試験
- バッフルバレル 部分模擬試験

3.2 基礎試験2, 3:炉心入口部模擬 2体試験

- 下部ノズル2体体系試験
- 下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

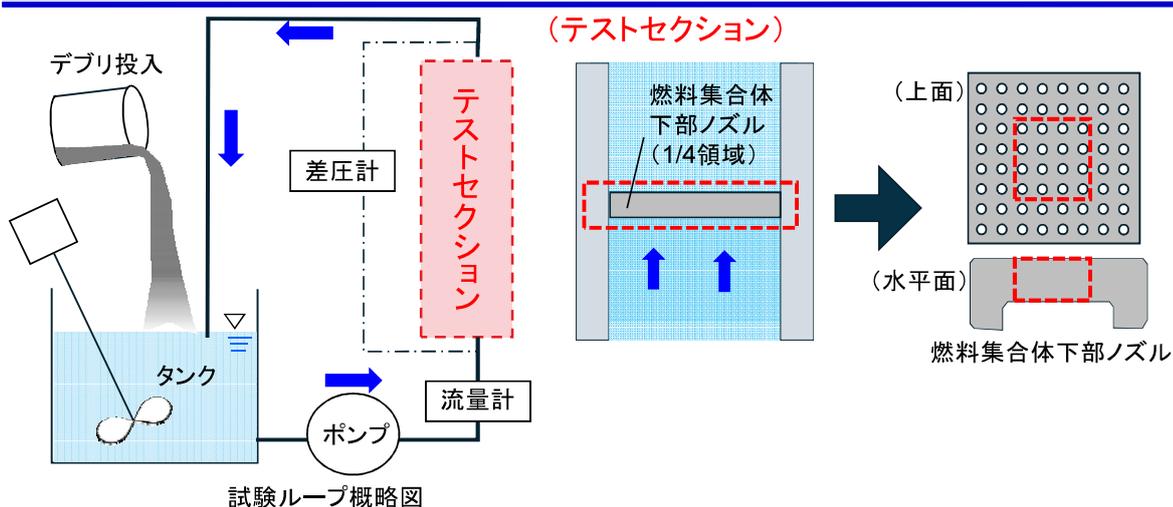
3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験

目的:

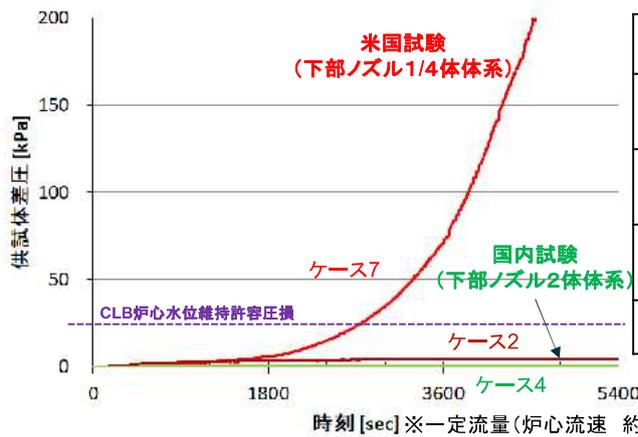
- 米国試験体系と国内試験体系を比較し検討の妥当性を確認。

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験 -試験装置-



○国内試験(下部ノズル2体体系)と米国試験(下部ノズル1/4体体系)の差異

- 米国試験では下部ノズル間ギャップ、テストセクション間ギャップが存在しない
- 米国試験は供試体の模擬範囲が小さいため、デブリが下部ノズル下面に均一に付着しやすく、流路パスが確保されにくい(模擬範囲の影響)
- 国内試験では下部ノズルの直下に下部炉心板の流路孔(4孔/集合体)が設置されていることから流れが乱され、非均一にデブリが付着し、流路が形成されやすくなる効果がある



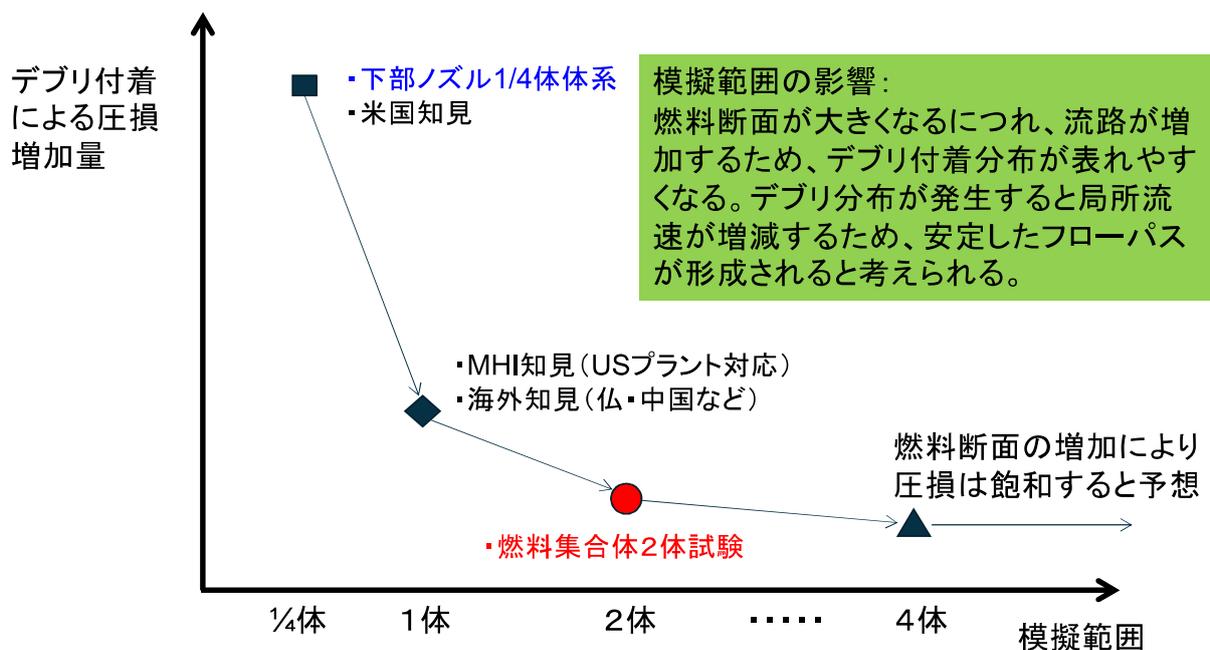
基礎試験	下部ノズル1/4体体系 (ケース7)	下部ノズル2体体系 (ケース2、ケース4※)
最大差圧	>200kPa	ケース2: 約4.4kPa ケース4: 約0.5kPa
繊維デブリ総量	25g	450g/2FA (1/4領域当たり56g)
粒子デブリ総量	250g	1460g/2FA (1/4領域当たり183g)
P/F	10	3

※ケース2: テストセクション間ギャップ Close
 ケース4: テストセクション間ギャップ Open

デブリ投入に伴う圧損増加は **下部ノズル1/4体体系** >> **下部ノズル2体体系** となった。

- 下部ノズル1/4体体系では一様な流れによりデブリが運ばれ、下部ノズルの下面に一様なデブリベットが形成
- 下部ノズル2体体系では下部ノズル間ギャップ及び下部炉心板の流路孔により圧損増加が抑制されていることを確認

米国試験(下部ノズル1/4体体系)は実機に対し過度な保守性を持っており、国内試験(下部ノズル2体体系)は下部ノズル間ギャップ及び下部炉心板の流路孔の効果を反映できていることを確認



- 模擬範囲が大きいほど圧損増加量は低下する。
- 実機では試験体系に比べ格段に模擬範囲が大きくなり、燃料が十分に冷却できる見込み

4. まとめ

4. まとめ

- 基礎試験およびフルスケール燃料集合体2体体系試験により炉心入口流路による炉心冷却について成立の見込みが得られた。
- 米国試験との比較により、国内試験(下部ノズル2体体系)で得られた結果は妥当であることを確認した。
- LOCA後の炉心長期冷却性を確認するためには、バッフルバレル流動試験にて化学デブリ析出後の炉心冷却性の検証が必要。
- 今後の検討項目
 - 化学デブリが析出後、代替流路(バッフルバレル流路)により冷却材を供給できることを大型体系で最終確認
 - 基礎試験(下部ノズル+下部グリッドからなる2体体系)により下記の非化学デブリの性状の違いに対する感度を把握
 - ・ 繊維デブリと粒子デブリの重量比(P/F比)
 - ・ 粒子デブリの粒子径、他

参考

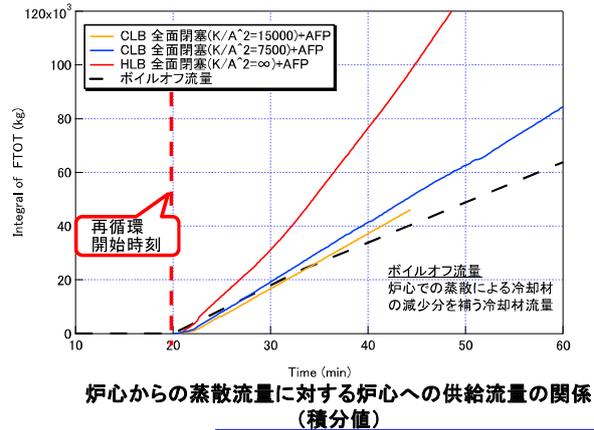
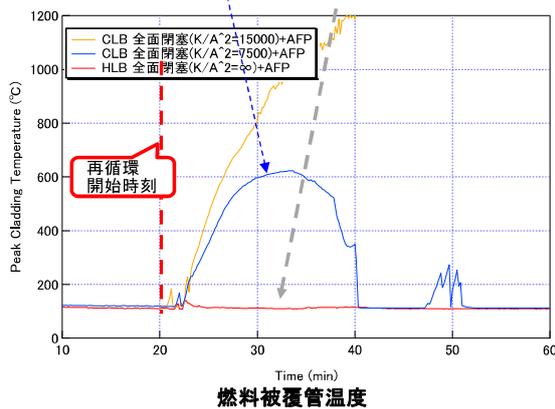
参考1

デブリ閉塞を仮定した炉内熱流動解析結果について

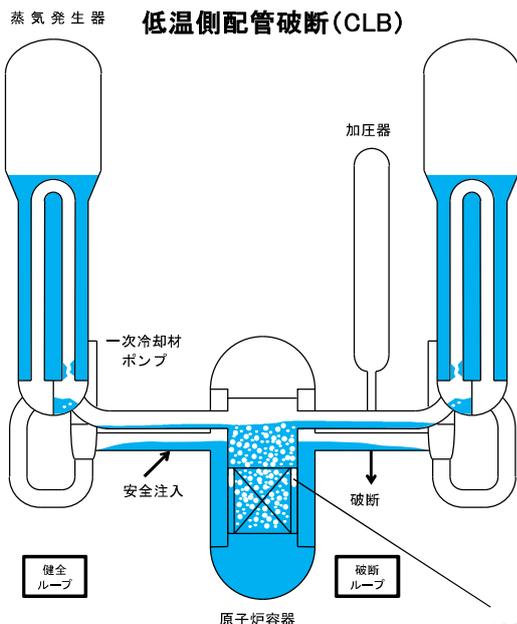
- 入口圧損が瞬時に増加すると仮定
- CLB: 圧損増加の程度によってバッフルバレル流路による炉心への冷却材供給に時間を要する場合がある
 - 全面閉塞による圧損増加で温度上昇
- HLB: 圧損増加の程度に依らずバッフルバレル流路による炉心への冷却材供給が可能
 - 全面閉塞&圧損 ∞ でも温度は上昇しない。(瞬時の炉心全面閉塞後もバッフルバレル流路が速やかに機能)

	再循環(前半) 化学デブリ析出前	再循環(後半) 化学デブリ析出後
低温側 配管破断 (CLB)	バッフルバレル流路のみでは炉心水位低下(炉心入口からの一定量の冷却材補給が必要)	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持
高温側 配管破断 (HLB)	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持	バッフルバレル流路のみで炉心水位維持

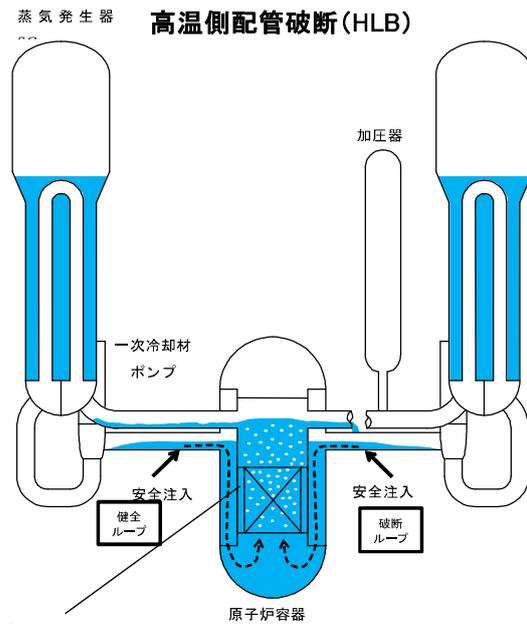
→ デブリ付着時の炉心の通水性要求はCLBの化学析出前



炉心入口全面閉塞の仮定と代替流路(バッフルバレル流路)の有効性



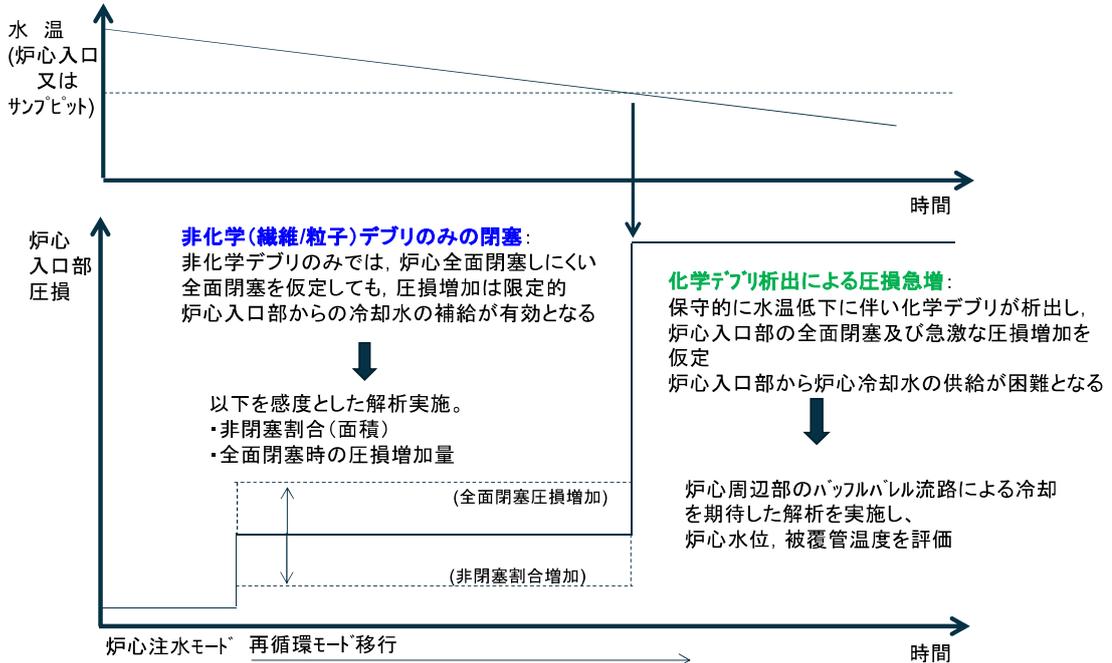
再循環開始直後の流況 (CLB)
健全ループからの注入は炉心部等での蒸気発生分のみがダウンカマに流入する。バッフルバレルの水位は炉心部の水頭とバランスし低めに維持される。炉心入口部からの通水が停止すると、バッフルバレル流路からの冷却水がバッフル板の上端に達するまでの間、炉心内の蒸散に対する補給は行われない。



再循環開始直後の流況 (HLB)
健全・破断ループからの注入は全て炉心及びバッフルバレル流路を経由して破断口から流出する。RV内の水位は高温側配管レベルとなり、液相率も高い。炉心入口部からの通水が停止しても、バッフルバレル流路から炉心内の蒸散に対する補給が、CLBのような時間遅れがなく行われる。

➤ 非化学(繊維/粒子)デブリが事象前半に、化学デブリは析出温度以下となる時刻以降となる事象後半に炉心入口部に付着

- 繊維/粒子デブリが瞬時に炉心入口を閉塞,その後化学デブリによる閉塞で圧損が急増
- 繊維/粒子デブリによる閉塞割合を全面から緩和した場合の影響を解析



解析条件 (低温側配管破断)

➤ 使用解析コード

- ・ 最適評価コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC
 - 局所的な閉塞の模擬やそのような状況下での炉心および原子炉容器内の熱水力挙動の予測
 - 炉心内流動の多チャンネルによるモデル化

➤ 対象プラント

- ・ 国内4ループPWR

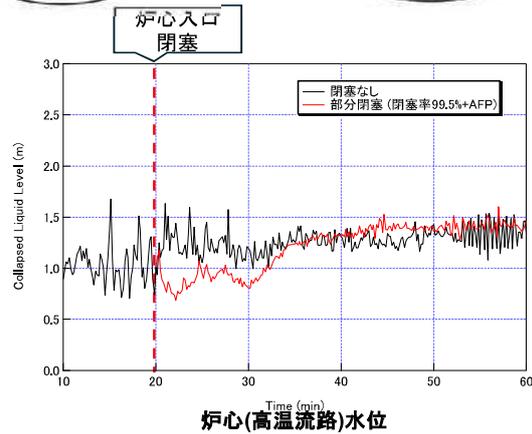
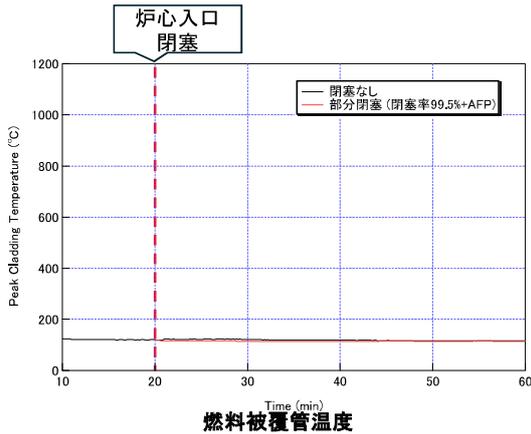
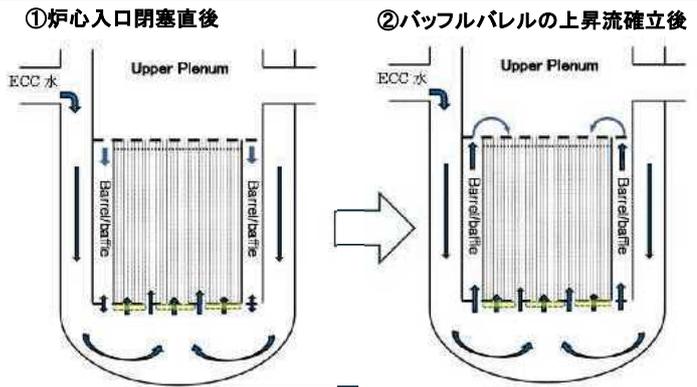
➤ 対象とする事故事象

- ・ 低温側配管の両端破断LOCA後の長期冷却事象 (被覆管温度評価として保守的となるケース)

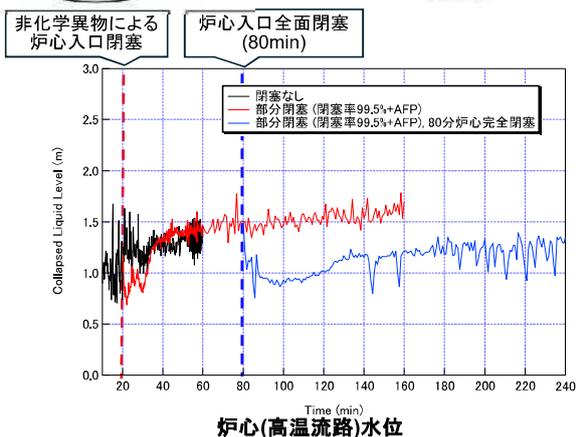
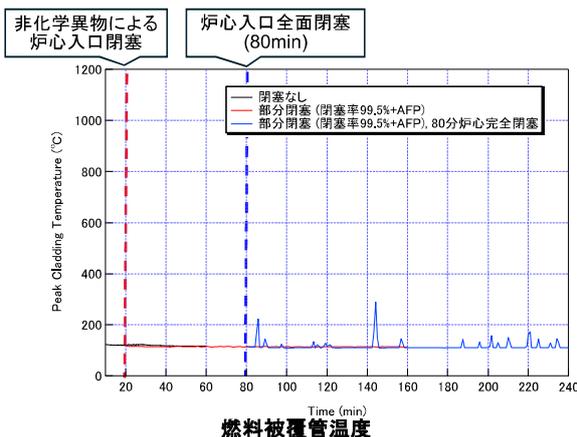
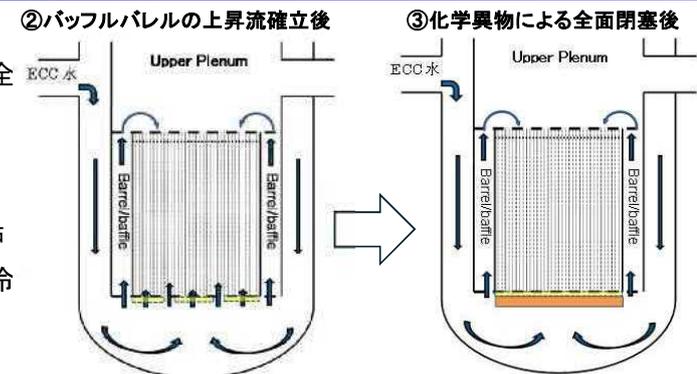
➤ 解析条件

- ・ デブリによる炉心入口閉塞は再循環開始と同時に発生
- ・ 主要条件は国内のECCS性能評価に準じて設定

- 事象前半に非化学デブリにより**部分**閉塞すると仮定
- 炉心入口部に0.5%程度の流路穴 (非閉塞部) が確保されると、後半 (化学デブリの析出) の前までは、被覆管の温度上昇は生じないことを確認



- 事象後半 (LOCA発生後80分を仮定) に化学デブリの析出による炉心入口部の全面的な閉塞と大幅な圧損増加を仮定
- 炉心入口部の代替流路として、バブルバレル流路からの冷却材流入により、炉心は上部から冷却水が供給され、炉心冷却は維持されることを確認



参考2

デブリ投入試験に用いるデブリの投入量及び性状の設定の根拠について

デブリ(非化学デブリ)のサンプルピット内での量と濃度

(1) 配管破断に伴うデブリ発生量

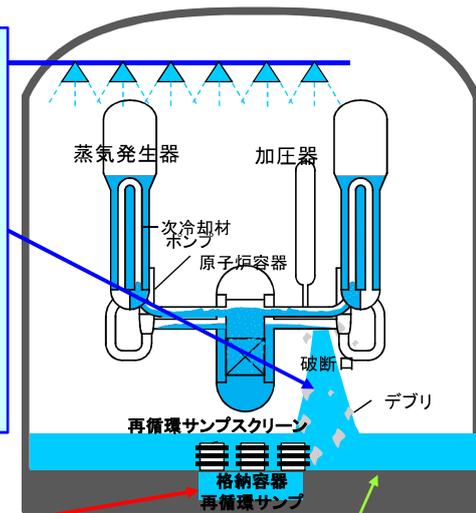
①保温材破損からの異物量

- 破断点を中心とした球形領域に存在する保温材等の総量
- 内規※に基づき以下を異物として設定(D:破断口径)
 - カプセル保温(ロックウール): 2.4D(繊維)
 - 一般保温(ケイ酸カルシウム): 5.5D(粒子)
 - 一般保温(ロックウール): 36.5D(繊維)

②破損保温材以外の異物量

- 内規に基づき以下を異物として設定
 - 塗装: 10D(粒子)
 - 潜在粒子: 約14kg(繊維)
 - 約77kg(粒子)

※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)」



(2) サンプスクリーンのバイパス率

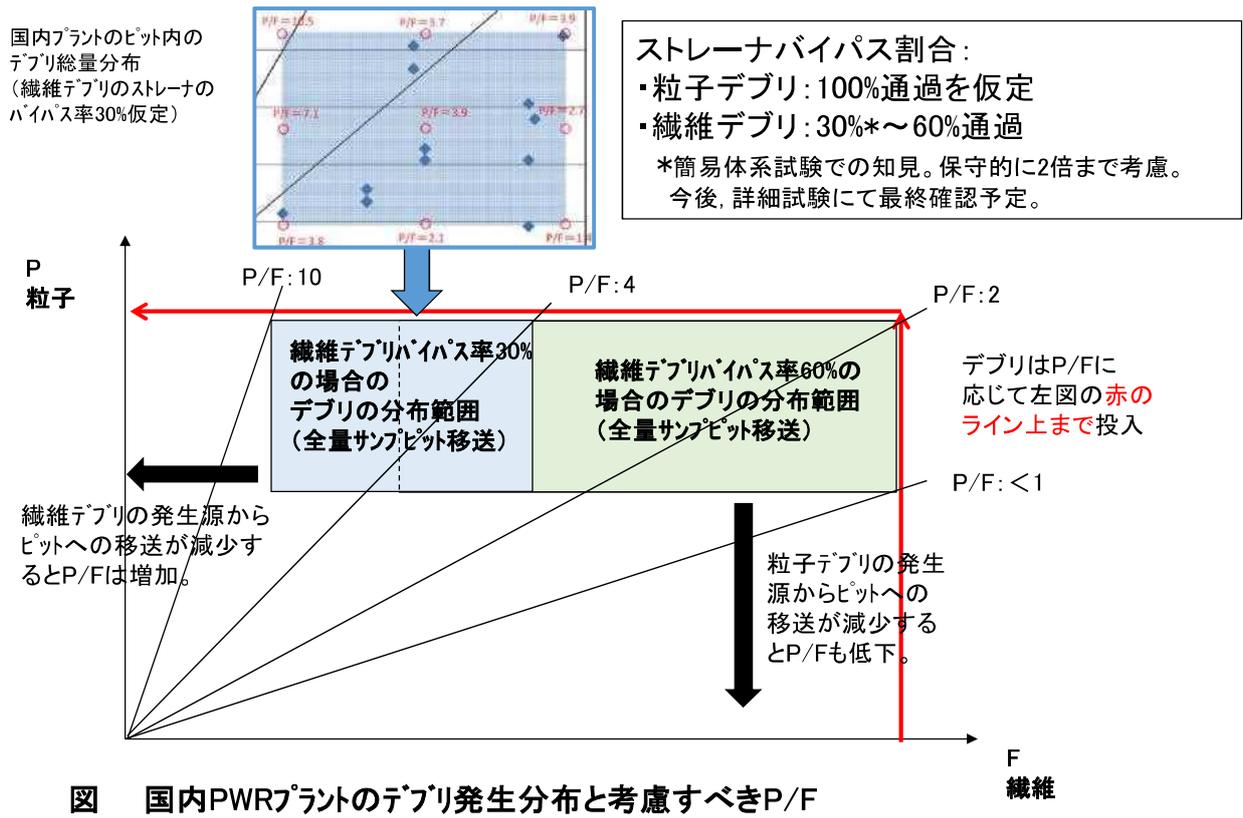
サンプスクリーンを通過(バイパスする)繊維デブリ割合を30%と仮定
粒子デブリは保守的に100%バイパスと仮定

(3) サンプの保有水量

サンプ内保有水量 = (原子炉格納容器最下階の保有水量) - (淀み部の保有水量)

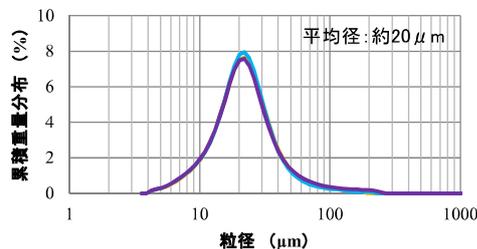
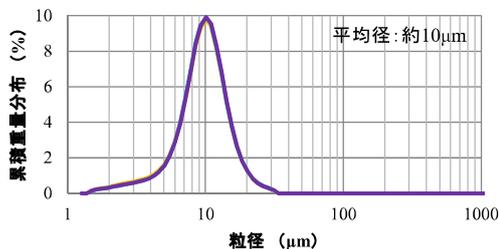
(4) デブリ濃度

デブリ濃度 = (1)デブリ発生量 × (2)バイパス率 ÷ (3)サンプの保有水量



(1) 粒子デブリ

- 海外文献※からサンプスクリーンに到達する粒子デブリの平均径は10μm程度
- また、粒子径が小さい方が繊維デブリの隙間に入り込み圧損が増加することから、粒子径が小さい方が安全側
- 本試験で使用した粒子デブリの平均径は約10μm、約20μm(下図参照)
- 粒子径を変えた試験を今後本格的に実施予定。現在までの試験では圧損に対する影響は小さい。



(2) 潜在粒子

- 海外文献※からサンプスクリーンに到達するによる潜在粒子の粒子径分布を模擬して試験を実施(下表参照)

	海外文献	試験
~75μm	37%	37%
75~500μm	35%	23%
500~2000μm	28%	40%

※ US Nuclear Regulatory Commission, Characterization and Head-Loss Testing of Latent Debris from Pressurized-Water-Reactor Containment Buildings, NUREG/CR-6877

BWR-ECCSストレーナ 下流側炉内影響の対応状況について

2020年12月7日

東 北 電 力 株 式 会 社
東 京 電 力 ホ ー ル デ ィ ン グ ス 株 式 会 社
中 部 電 力 株 式 会 社
北 陸 電 力 株 式 会 社
中 国 電 力 株 式 会 社
日 本 原 子 力 発 電 株 式 会 社
電 源 開 発 株 式 会 社

1

1. はじめに

- 米国でのPWRサンプスクリーンに対する課題（GSI-191、GL2004-02）のうち炉内下流影響について、国内BWR事業者の検討状況をご説明するものです

- GSI-191:Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance (1996.9)
- GL2004-02:POTENTIAL IMPACT OF DEBRIS BLOCKAGE ON EMERGENCY RECIRCULATION DURING DESIGN BASIS ACCIDENTS AT PRESSURIZED-WATER REACTORS (2004.9.13)

2. 米国BWR事業者のECCSストレナーナの主な対応状況

1992年～1999年

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

2008年～

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

2017年

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

2018年

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

3. 国内BWR事業者間での検討状況（大型化までの経緯）

- 2003年の東京電力（株）における格納容器内の不適切な異物管理を契機として、旧原子力安全委員会において、ストレナーナ健全性をめぐる国際動向を勘案し追加対策の要否を検討するよう指摘
- 以降、事業者は米国における評価手法（Regulatory Guide 1.82, Rev. 3など）を参照し、ECCSストレナーナ閉塞評価を進めていたが、当時、米国側はPWRサブ冷却閉塞の検討へ移行しており、繊維質が1/8 inch以上では安定的な薄膜を形成し、ケイ酸カルシウム保温材と混合することで非常に高い圧損を引き起こす新たな知見がLos Alamos 国立研究所の試験※で得られていた（参考1）

※：LA-UR-04-1227, "GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation, Los Alamos National Laboratory, April 2004

- 繊維質保温材を比較的多く使用する米国BWRに対し、国内BWRは繊維質保温材は少ないものの、上記の知見を国内評価手法へ反映することとし、加えて、上記の状況を勘案し、以下の対応を取ることとした



- 繊維質保温材の可能な限りの撤去：繊維質による薄膜形成の防止（参考2）
- ストレーナ大型化：ストレナーナ交換、繊維質による薄膜形成が生じるとの保守的な条件を採用し実機デブリ条件による圧損評価を実施 表面積は繊維質による薄膜形成が生じるとの保守的な条件を採用（参考3、4）

上記に加え、定検時の格納容器内の異物混入管理、清掃等を行い異物の低減を実施（参考5）

3. 国内BWR事業者間での検討状況（大型化以降の対応）

- 福島第一原子力発電所事故以降のシビアアクシデント対策（新規制基準対応）においては、
 - ✓ 格納容器内塗料などの環境条件が、設計基準事故で想定していた温度条件を超える可能性があること
 - ✓ 加えて、pH制御設備（自主対策設備）の導入により、PWRにおいて議論されている化学的影響についての確認が必要となったこと

より、改めて圧損試験等により、シビアアクシデント環境下においても閉塞の可能性がないことを順次確認し、新規制工認の審査にて確認頂いている（東海第二、柏崎刈羽7号）

4. 米国BWRオーナーズグループによる対応

- BWRオーナーズグループ（BWROG）は、GSI-191（PWR格納容器サンプ閉塞問題）で得られた新たな知見に対しては、リスク情報活用アプローチで確認し、追加の対応は必要がないことを確認したと2017年11月20日付でNRCに報告
- NRCは、2017年11月20日付のBWROG報告書及び関連する技術文書の審査結果として、追加の規制措置は不要であるとした
- リスク評価は主に以下が考慮されており、全てのプラントがReg. Guide 1.174に基づきリスクの増分が小さいことを確認されている
 - ✓ NUREG-1829「専門家からの意見抽出プロセスを用いたLOCA発生頻度の想定」に示されたLOCAの起因事象の頻度をPRAモデルに適用
 - ✓ CASA Grandeモデル（破断サイズ、方向、位置に対してデブリの発生量及び輸送量を評価）を用い、破断箇所毎とのECCSストレーナへの移行量を評価
 - ✓ ECCSストレーナ閉塞によるECCS機能喪失確率は、1/8inchの繊維薄膜が形成される量が付着することをもって評価
 - ✓ ECCSストレーナが1/8inch繊維薄膜を形成するまでの間は、ストレーナを通過した繊維質が燃料バンドルの下端フィルタを閉塞させると仮定



- これまでのストレーナ対応の際に、同様のリスク評価を実施しECCSストレーナの閉塞事象によるリスクの増分が小さいことを当時保安院とともに確認している（参考6）
- また、ストレーナを通過したデブリによる炉内下流側影響についても試験等実施し、影響は小さい旨が確認されている（参考7）

5. 今後の予定

- 繊維質保温材については、全プラントにて計画的に（再稼働までに）撤去を実施
- 引き続き格納容器内清掃など、繊維質による異物発生防止に努める

【参考 1】ケイ酸カルシウムと繊維質混合状態における圧損上昇

- 米国の初期のECCSストレーナ閉塞検討において、NUREG/CR-6224^{※1}において繊維質による捕捉効果(Thin bed effect)による圧損上昇は検討がされていたものの（図1, 図2）、その後、PWRを念頭においたLos Alamos 国立研究所の試験^{※2}にて、ケイ酸カルシウムによる混合ベツトが大幅な圧損上昇を引き起こす知見が得られた
- なお、繊維質は1/8 inch厚さ以下の場合、安定な薄膜形成をせず、大幅な圧損上昇とならないことも確認されている（図3）

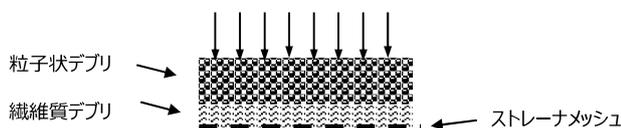


図1 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

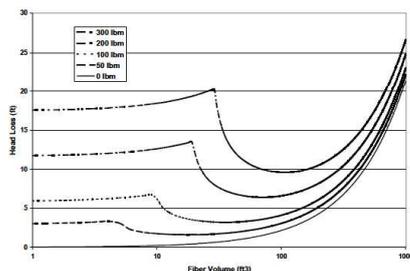


Figure 7-2 Head Losses vs Fiber Volume for Fixed Quantities of Particulate
(Predictions assumed LDFG insulation debris, dirt particulate, 200°F, 100 ft² of screen area, and 5,000 GPM flow.)



図3 LA-UR-04-1227の試験後の写真

図2 NUREG/CR-6224評価式による圧損評価の例
(粒子状デブリの量を一定とした場合の繊維質の量と圧損のグラフ)

※1:NUREG/CR-6224, G. Zigler et al., "Parametric Study of the Potential for BWR ECCS Strainer Blockage Due to LOCA Generated Debris" (SEA No. 93-554-06-A:1), USNRC, October 1995.

※2:LA-UR-04-1227, "GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation, Los Alamos National Laboratory, April 2004

【参考2】国内BWRプラントの繊維質保温材の使用状況

BWR各社の代表プラント格納容器内における繊維質保温材の使用量

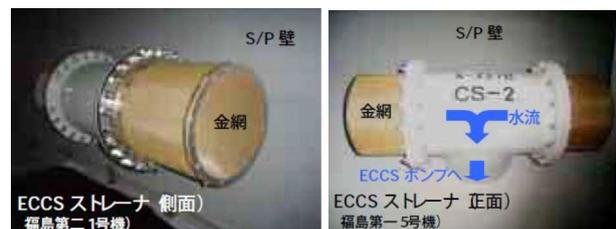
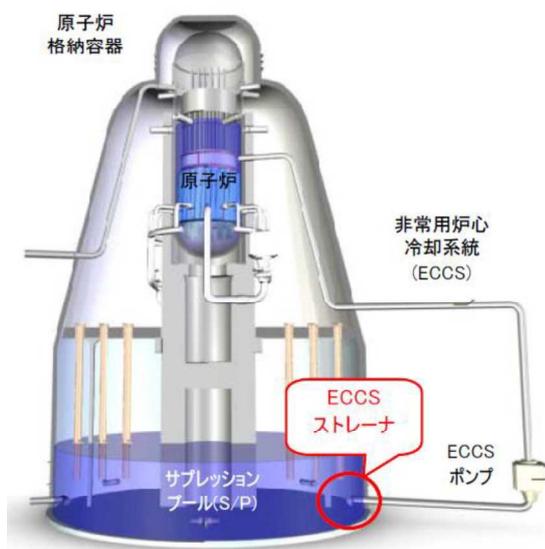
		東北 (女川2)	東電 (KK7)	中部 (浜岡4)	北陸 (志賀2)	中国 (島根2)	原電 (東海2)	電発 (大間)
型式		BWR-5 /Mk-1改	ABWR /RCCV	BWR-5 /Mk-1改	ABWR /RCCV	BWR-5 /Mk- I 改	BWR-5 /Mk- II 改	ABWR /RCCV
一般保温材 (繊維質) [m ³]	過去の報告値 ^{※1}	38	0	126	0	117	12	-
	現状または計画値	0 ^{※2}	0	0 ^{※2}	0	0 ^{※2}	0	0

※1 「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徴収について」(H16.6.25)を受けての報告値

※2 計画値（再稼働までに繊維質を含む保温材を計画的に取替える予定）

【参考3】ECCSストレーナの大型化

- 国内BWRプラントにおいては、海外でのECCSストレーナの閉塞事象を踏まえ、ストレーナの大型化を実施済み



ECCSストレーナ取替前 (例)



ストレーナ大型化 (例)

ディスクを積層させることで表面積を増加

【参考4】圧損試験によるECCSストレーナの健全性確認(1/2)

- ECCSストレーナの大型化に伴い、実機デブリ条件による圧損影響評価を実施済み

(3)試験条件
側面の接近流速は設計条件と同一とし、各デブリ量は、設計条件から、設計ストレーナの表面積と試験ストレーナの表面積の比により決定する。

*1 K-7実機における繊維質保温材はゼロであるが、設計条件及び試験条件では保守的にストレーナ表面に3mm厚さ相当の量を想定する。
*2 RHRデブリ量はHPCFの約30%増となり、より厳しい条件であることから、試験ではRHRのデブリ条件にて実施し、流量をRHR流量からHPCF流量に変化させる。

(4)試験結果

試験結果がNEDO-32721式による予測値以下であることから、本ストレーナの性能が良好であることが確認された。

試験装置概要

柏崎刈羽7号機 ECCSストレーナの圧損試験の例（平成18年）

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【参考4】圧損試験によるECCSストレーナの健全性確認(2/2)

- 新規制基準対応プラントについては、重大事故環境下でのデブリ条件を模擬した圧損試験も実施し、ECCSストレーナの健全性に影響がないことを確認している

実機デブリ条件

試験装置概要

圧損上昇の評価結果

試験装置概要

東海第2 ECCSストレーナの圧損試験の例

*1: 東海第二発電所では、原子炉格納容器内の繊維質保温材を全て撤去しているが、NEDO式を用いる圧損評価は、繊維質ゼロでは評価できないため、繊維質ゼロ相当として繊維質厚さ0.3mmで試験を実施した。

*1: 小数点第3位の処理のため合計値が相違している。

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【参考5】原子炉格納容器内の異物管理について(1/2)

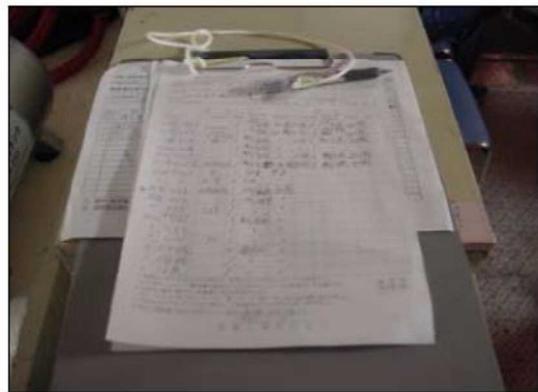
- 原子炉格納容器内の清掃、異物管理は現在以下のように実施しており、今後とも継続して実施する

サプレッション・プール (S/P)

- ✓ S/Pは、原子炉格納容器開放中、異物混入防止エリアに設定しており、S/Pへの立ち入り、作業等の際には、異物混入防止チェックシートにより物品持込み・持出し管理を実施している
- ✓ プラント起動前にS/P内の最終点検を実施し、異物のないことを確認している



持ち込み工具管理（番号、識別管理）の例（東電）



圧力抑制室入口での持込チェックシートの例（東電）

【参考5】原子炉格納容器内の異物管理について(2/2)

ドライウェル (D/W)

- ✓ 原子炉格納容器内にて、工事等を実施する場合は、ベント管（S/Pへつながる開口部）の養生を行い異物がS/Pへ落下・混入しないように措置している
- ✓ D/W内で工事等を実施した場合は終了時等に、片付け・清掃を都度実施している
- ✓ プラント起動前にベント管（S/Pへつながる開口部）の養生を撤去した後に作業等でD/W内に立ち入る場合には、S/Pへ異物が混入しないように物品の管理を行っている。
- ✓ プラント起動前にD/W内清掃及び最終点検を実施し、異物のないことを確認している



ベント管開口部の養生（東電）



清掃後のD/W内マンホールの管理（東電）

【参考6】国内BWRに対するリスク評価の概要

- 保安院によるECCSストレナー報告徴収回答に合わせ、既設ストレナーのリスク上の影響を見るため、リスク評価を実施し提出(2005年)
- なお、評価結果は旧JENSによるリスク評価との比較とともに旧保安院及び事業者にて内容の確認を行っている
- ✓ PRAISEにより計算した40年目の溶接線累積破断確率を基に、溶接線破断頻度を発生頻度として採用
- ✓ NPSH喪失確率は、分解イベントツリー (DETモデル) を用いてストレナーへのデブリ到達量を評価
- ✓ 閉塞の条件は3mm (1/8inch) をクライテリアに設定
- ✓ 他、外部水源への切り替え、逆洗などの運転員操作にもクレジット

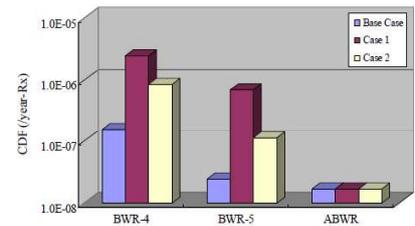


Figure 4. Results of PRA considering ECCS strainer blockage

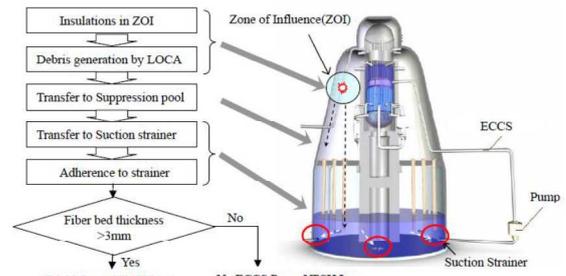


Figure 3-2. Basic concept of probabilistic evaluation of NPSH loss by using the DET Model

- 手法は、米国BWROGと類似
- 現状の「繊維質撤去 + ストレナー大型化 + 清掃」の状況では、ECCSの機能喪失には至らないため、リスク増加要因とはならない
- よって、参考 7 に示す下流影響についても、シユラウド内外の両方からの注水が可能となるため、影響は極めて小さい

T.UEMURA,K.SATO,S.ODA"APPLICATION OF PRA METHODOLOGY TO ECCS SUCTION STRAINERS BLOCKAGE ISSUE" International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, May 14-18, 2006

【参考7】炉内下流影響に関する検討(1/2)

- ストレナーを通過したデブリによる炉内下流側影響については、東京電力HD 柏崎刈羽原子力発電所6,7号機の「9×9燃料 (A型) 異物フィルタの変更」時に開催された燃料意見聴取会にて、議論が行われている

*1「柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機 9×9燃料 (A型) 異物フィルタの変更について」へのコメント回答について (一部改訂) 平成24年8月 原子力安全・保安院

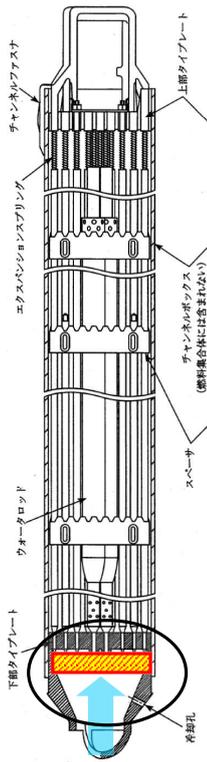
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/23/006/240808.html>

<コメント回答の概要>

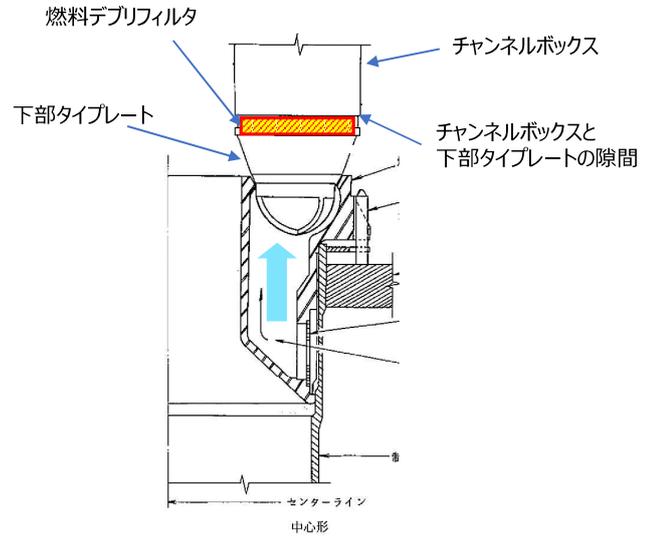
- デブリによる燃料フィルタの閉塞影響について、当時米国において閉塞試験を実施した結果があり、繊維状異物が堆積した場合でも一定の冷却材流量が確保され、長期間の冷却を妨げられることはないと評価している
- フィルタが完全閉塞した場合でも、チャンネルボックス外側と燃料集合体内の水頭差により、チャンネルボックスと下部支持板の隙間から燃料集合体内へ冷却材が供給され、燃料冷却は継続されると考えられる

国内BWRは繊維質保温材を撤去している状況と上述の異物閉塞試験の結果から、炉内燃料フィルタの異物閉塞によって燃料の冷却が損なわれることはないと考えられる

【参考7】炉内下流影響に関する検討 (チャンネルボックスと下部タイプレートの構造イメージ) (2/2)



燃料デブリフィルタが閉塞した場合でも、チャンネルボックス外側と燃料集合体内の水頭差により、チャンネルボックスと下部タイプレートの隙間から燃料集合体内へ冷却材が供給される



資料 1 4 - 2 - 2

別紙 3

改訂資料 1

「柏崎刈羽原子力発電所第 6 号機及び第 7 号機 9 × 9 燃料 (A 型) 異物フィルタの変更について」へのコメント回答について (一部改訂)

平成 2 4 年 8 月
原子力安全・保安院

注) 第 6 回燃料意見聴取会 (平成 24 年 8 月 8 日開催) で委員から頂いたコメントを踏まえ、資料を平成 24 年 9 月 7 日に一部改訂しました。

第 5 回燃料意見聴取会 「9 × 9 燃料 (A 型) 異物フィルタの変更について」
コメント回答

No	コメント	回答ページ
1	Defender に到達すると想定される異物を整理するとともに、それによる閉塞を設計上どの程度考慮するのか整理すること【更田委員、三島委員、山口委員】	1 頁目参照
2	燃料体に装着されたチャンネルボックスが別の燃料体で再度装着されるか確認すること【天谷委員】	17 頁目参照

コメント No. 1

Defender に到達すると想定される異物を整理するとともに、それによる閉塞を設計上どの程度考慮するのか整理すること【更田委員、三島委員、山口委員】

(回答)

Defender の採用に伴い、異物捕捉性能が向上する一方で、異物による冷却材流路閉塞が考えられることから、考慮すべき異物の種類及び影響について、原子炉設置者に確認した。原子炉設置者による異物に対する全般的な評価及び管理は以下のとおりである。

1. 異物の種類及び混入経路とその影響について

異物は発生箇所、性状、混入経路、原因が多様であるが、これまでの経験を踏まえた異物の種類と影響を表1に示す。

- 種類：代表的なものを列挙した。発生が本質的に避けられないもの（クラッド等）と作業等で混入してしまうもの（金属デブリ等）に分けられる。
- 性状：マイクロメートルオーダーの微粒子から、工具のような比較的大きなものまで多様なものが考えられる。金属等で比較的重い異物は自重により発生箇所に滞留（沈降）する可能性が高いが、小さなものは冷却材等の流れに従い移動する可能性がある。
- 影響
 - かみこみ：異物が隙間を有する機械的動作部又は摺動部にかみこむことによって、動作機能、シール機能等に生じる影響。かみこみを考慮すべき機器（例えば制御棒駆動機構）は元々フィルタ等が設けられ対策が施されていることから問題はない。また、定期検査や運転中の定例試験で動作・機能確認を行うため、仮にかみこみが発生しても早期に影響を発見することができる。
 - 閉塞：異物が流れを閉塞することによって、通水機能、冷却機能等に影響を及ぼすもの。炉内の構造物及び各機器が対象として挙げられるが、系統への異物混入防止（後述）やフィルタ設計において異物サイズを考慮するなどの対策が施されていることから問題はない。燃料集合体の冷却機能確保は特に重要であり、燃料集合体異物フィルタにおいて、金属デブリ、サブプレッションプール内の異物の影響を考慮し設計を行っている。
 - フレッティング：異物が流体振動によって構造物を摩耗することによって、機械的強度等に影響を及ぼすもの。特に燃料被覆管でフレッティングが発生すると放射性物質の漏洩につながるため、集合体内における異物捕捉性、流体振動を起こす形状を特定し、燃料フレッティングの発生を防止することが重要である。

表1 異物の種類と影響

異物の種類	性状	発生源	混入経路・原因	影響及び対策 (機器のかみ込み・流路閉塞)	影響(燃料フレッティング)	
					評価	内容
クラッド	微粒子	給水中に元々あるもの及び系統配管内面から剥離したもの	冷却材浄化系で除去しきれないものが系統内に存在	付着した場合流路面積が低下するが、最大でも数十μm程度で影響は小さい。 ・燃料フィルタ部も同上	×	微粒子であることから影響はない
イオン交換樹脂	粒状	原子炉冷却材浄化系	イオン交換樹脂層下流のストレーナ(0.3 mm)を通過	・ストレーナを通過した粒径以下の場合には可能性がある ・微小のため燃料は通過する	×	粒状であることから影響はない
金属デブリ (グラインダ切削粉)	粒状		原子炉開口部及び作業時の養生不備等により炉内につながる配管から混入	・大きさによっては可能性あり ・異物混入防止の運用を徹底 ・燃料は閉塞の影響を考慮して設計	○	フレッティングの主要因と考えられる
金属デブリ (針金、切削屑等)	線状、板状	定検工事・作業	運転中に損傷等で分離		○	形状次第でフレッティングの要因となる
金属デブリ (損傷した炉内部材)	形状多種、比較的大	炉内の各設備	作業時の養生不備等により、原子炉開口部及び炉内につながる配管から混入	・合成化学製品は炉内で形状を維持することは少ないと考えられる ・異物混入防止の運用を徹底	×	硬くないことから影響はない
工事に伴う工具類(養生シート、テープなど)	形状多種、比較的大	定検工事・作業	運転中に母材から剥離	・薄く脆いため、可能性は小さい ・ストレーナを通過した粒径以下の場合には可能性がある ・燃料は閉塞の影響を考慮して設計	×	脆いため影響はない
酸化皮膜剥離片	薄片状	燃料被覆管、チャネルボックス、その他炉内構造物	作業時の養生不備等により混入 ・LOCA 時に配管からの蒸気で保温材が分離、落下		×	粒子であれば影響はない
サブプレッションプール(圧力抑制室)内異物	形状多種	定検工事・作業 ・配管保温材			×	

○：影響あり，×：影響なし

2. 異物混入防止対策について（ハード）

設備設計上の異物混入防止対策としてストレーナやフィルタを各部に設置している他、漏えい燃料の対策としては「燃料集集体異物フィルタ」の導入を進めている。

3. 異物混入防止対策について（ソフト）

定検中の作業・工事について、設備設計上の異物混入防止対策を行うことは困難であることから、以下のような運用上の異物混入防止策を行っている（工事・委託仕様書等に記載）。また、異物による漏えい燃料が発生しているプラントは定期的に炉内清掃を行い異物を除去している。

- 使用済燃料プールや原子炉ウエル等の開口部での作業
 - ・物品持ち込みの管理強化（持ち込み物品、持ち出し物品の記録照合等）
 - ・異物混入防止のための専任監視員の配置
 - ・紛失、落下防止のための整理整頓（回収を容易にする観点から、透明シートの使用禁止、水に浮くシートの使用）
- 原子炉圧力容器に接続された配管，ポンプ，弁等の点検手入れ時
 - ・治工具の使用制限（金属ワイヤブラシ・ワイヤバフの使用の原則禁止，代替品使用）
 - ・点検手入れ時の開口部への養生
 - ・点検手入れ終了後の清掃実施

上記の対策には、作業に従事する作業員の協力が欠かせない。「極めて小さな異物の存在が漏えい燃料の発生につながる」との認識を作業員に浸透させることが課題であると考えており、教育・周知の方法を様々に工夫している。



図1 金属ワイヤバフ



図2 金属ワイヤブラシ



図3 金属加工による切粉

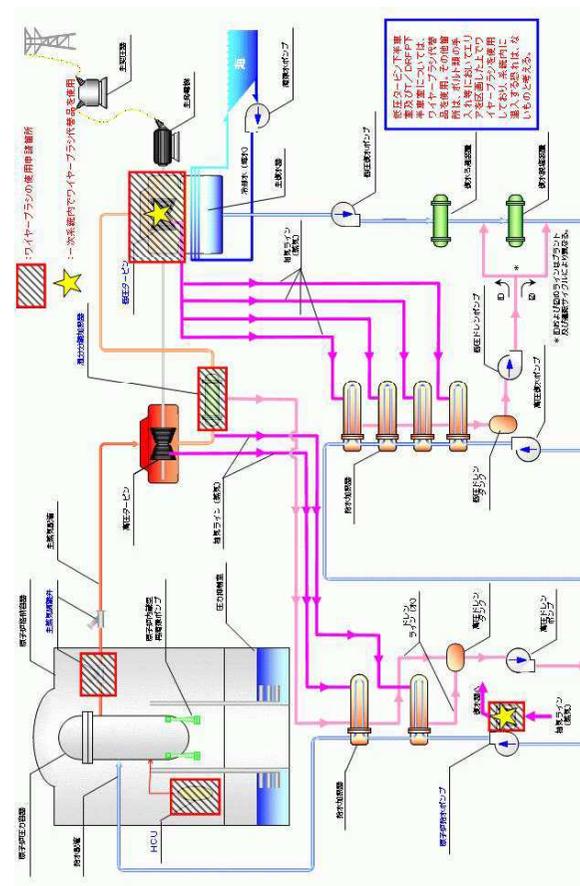


図4 ワイヤブラシ使用制限エリアの例※

※図4の解説

図4は、柏崎刈羽7号機第9回定検（平成22年4月22日～7月23日）において、実際にワイヤブラシが使用申請された場所を例として示したものである。使用制限エリアは、ワイヤ素線が原子炉内部に混入する可能性が否定できないことから、下記系統図中の全てのライン（一次系ではない循環水系統は除く）で原則使用禁止となっている。ただし、作業上代替品（ナイロンブラシ等）を使用することが困難な場合は、異物飛散防止対策（下記1.b.）を講じた上でワイヤブラシ等を使用可としている。

ワイヤブラシ使用に係わる社内規定として、「工事共通仕様書」の記載は以下の通りである。原則使用禁止を明示している。

1. ワイヤを使用した工具の使用制限

a. ワイヤを使用した工具の使用禁止

- ・給水加熱器室水室内の点検手入れについてはワイヤバフ等の使用を禁止する。
- ・原子炉本体に直接接続されている機器の分解点検において、ワイヤバフおよびワイヤブラシ（以下「ワイヤバフ等」という。）を機器内部ならびに原子炉オペフロにおいて使用することを原則禁止する。
- ・機器内部に組み込むポンプの回転体等の内蔵物を手入れする場合もワイヤバフ等の使用を原則禁止とする。ただし、開口部から離れた場所で実施する等、異物混入防止管理の容易なボルト類の手入等についてはこの限りではない。

b. ワイヤを使用した工具の使用を認める場合の措置

やむを得ずワイヤバフ等を機器内部や原子炉オペフロで使用する場合は、作業状況に応じたワイヤ（素線）の飛散防止・養生および回収策等について「工事施行要領書」に記載し、工事監理箇所の確認を得る。

c. 類似箇所への適用

主蒸気系や抽気系等、一次冷却材の循環する系統を構成している機器内部でワイヤバフ等を使用する場合も上記a.b.と同様とする。

2. 掃除機、粘着テープ等による確実な異物の除去

ワイヤバフ等を使用する作業においては、「掃除機（吸引装置）」「粘着性のあるテープ」等による清掃を実施し、確実に異物を除去する。

なお、その後代替品の普及をすすめ、現在は上記のような実績のある場合も含めてワイヤバフ等を使用禁止としている。

以上のとおり、異物による流路閉塞の要因となり得るものとして、定期検査中の工事で発生する針金、切削屑等及び機器損傷によって発生するルースパーツといった金属デブリのほか、サブプレッションプール内の異物が選定されている。これらの異物について申請者及び原子炉設置者は以下のように評価している。

○針金、切削屑等

設置者において、ストレーナ及びフィルタを設置するほか、異物管理を徹底することにより、異物混入試験で投入されたような大量の金属ワイヤが一つの燃料体に運び込まれる可能性は小さいとしている。

○機器の損傷による異物

これまでの運転実績からして機器の損傷による金属デブリが大量に発生することはなく、仮にそのような金属デブリがDefenderに持ち込まれたとしても閉塞率が までであれば冷却は保たれるとしている。

○サブプレッションプール内の異物

定期検査工事・作業時の養生不備等により混入した形状多様な異物、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の際、配管破断時に噴出するジェットの影響で破損した配管の保温材がある。これらの異物の大半は、非常用炉心冷却系ストレーナ（ECCS ストレーナ）で捕捉されると考えられるが、微細な粒子状の異物（粒子径約2mm未満の塗装片やPCV内の塵等）がECCS ストレーナを通過してDefenderに到達することが考えられる。

このような異物による影響について、原子力安全・保安院の「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」では、「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。」としており、ストレーナのメッシュは冷却材流路のうち最も狭隘となる部分よりも細くなるように設計されている。本内規を制定する際に参考とされた米国規制指針 Regulatory Guide 1.82 Revision 3 “Water Sources for Long-term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”（以下「R.G. 1.82」と

注）第6回燃料意見聴取会（平成24年8月8日開催）で委員から頂いたコメントを踏まえ、本頁を平成24年9月7日に追加しました。

いう。)では、燃料体の異物フィルタを含む ECCS ストレーナの下流側の機器において異物が蓄積されることを考慮すべきとしており、Defender を先行して導入している米国では、この R.G. 1.82 に基づき、下部支持板での流路閉塞は LOCA 時の燃料冷却に影響を及ぼさないことが試験等により評価されている。

Defender の異物閉塞試験の概要、R.G. 1.82 への適合性及び繊維状異物の影響と完全閉塞時の評価については以下のとおりである。

【Defender 付下部支持板で行われた異物閉塞試験の概要】

米国 10×10 燃料の Defender 付下部支持板について、繊維状異物の堆積の影響を調査するため、LOCA 発生後の状況を模擬した試験を行った。試験ループ及び試験体の模式図を図5、6 に示す。冷却材が単一集合体を循環するループにおいて、写真1に示すような繊維状異物を混入して循環させ、冷却材流量及び図6の①～④に対応する箇所の圧力損失を測定した。なお、異物混入前の初期流量は [] とし、水温約 20℃、大気圧の下で試験を行った。

[] の繊維状異物が堆積したケースの試験結果を図7、試験後の下部支持板の外観を写真2に示す。図6の①と④での圧損が同様に上がり、②と③における圧損はほとんど変化がないことから、混入した異物のほとんどは下部支持板で捕捉されたことがわかる。

また、図7より、混入した繊維状異物のほとんどが下部支持板に堆積された状態で、[] の冷却材流量が確保されている。この結果より、[] の繊維状異物が蓄積した場合でも、長期間の冷却を妨げるものではないと評価している。

また、過去に米国 10×10 燃料の鋳物一体型異物フィルタ付下部支持板(以下、DFLTP)でも同様の試験が実施され [] の繊維状異物が下部支持板に堆積しても、流路閉塞のない場合の流量の [] 以上が確保され、長期間の冷却を妨げるものではないと評価している。

注) 第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、下線部分を平成24年9月7日に改訂しました。 [] 商業機密に属するため公開できない事項。

【GNF-A における Defender の R.G. 1.82 への適合性検討の概要】

LOCA 時の配管破断により、配管の保温材が剥がれてサブプレッションプール水に混入し、その後の ECCS システムの作動により、保温材の材料である繊維が燃料集合体に到達し、この繊維状の異物が下部支持板で捕捉されることが想定される。

これに対し、ECCS ストレーナを通過する繊維状異物の量、及びその異物が下部支持板へ堆積することによる冷却材の流れへの影響の調査を目的とした試験を行った。

ECCS ストレーナを通過する異物量については BWR オーナーズグループの試験に基づいたいくつかのモデルを用い、繊維状異物の質量として、保守側の [] (※1)と仮定している。さらに、ECCS ストレーナを通過した繊維状異物が全て炉心に到達し、[] (異物フィルタが導入される取替バッチの最小単位)に異物が分配されると仮定し、1体の下部支持板に [] の異物が堆積すると評価している。この異物量の仮定は、LOCA 発生後の長期的な冷却を行うため必要な冷却材流量(※2)が確保されると評価された前述の試験条件に比べて少なく、繊維状異物による閉塞によって長期間の冷却を妨げられることは無いと言えることから、R.G. 1.82 の要求に適合すると評価している。

(※1)ECCS ストレーナを通過する繊維状異物の総量はストレーナの表面積に比例すると仮定し、ストレーナ(表面積 18ft²)に 8 lb の繊維状異物を投入したときの通過割合が約 0.4%という試験結果(出典1)に基づき、式①で評価されると仮定している。

[通過する繊維状異物の量(lb)] ~ [] …①
米国 BWR プラントの中で ECCS ストレーナの表面積が広いものは [] であり、この値を式①に当てはめれば [] となる。(lb:ポンド、ft²:平方フィート)

式①に基づく繊維状異物量評価手法の柏崎刈羽6号機及び7号機への適用性は別紙1のとおり。

(出典1) NEDO-32686-A「Utility Resolution Guide for ECCS Suction Strainer Blockage Vol. 2」

(※2)LOCA 発生後の崩壊熱を、冷却材の潜熱によって長期的に冷却するために必要な流量はおおよそ [] 以下となる。

注) 第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、下線部分を平成24年9月7日に追記しました。 [] 商業機密に属するため公開できない事項。

【Defender における繊維状異物閉塞の影響及び完全閉塞時の評価】

通常運転時においては、繊維状異物が大量に到達することは考えられないが、大量の繊維状異物の堆積による影響については、前述のように LOCA 後の冷却特性の観点から試験し、確認している。

Defender は [] 以上の粒子状異物が通過することができないのに対し、米国 10×10 燃料の DFLTTP の異物フィルタ部の流路孔は [] である。これらの下部支持板について、大量の繊維状異物を堆積させて試験した結果によると、前述のように冷却材流量への影響は両者で大きな相違はなく、燃料の冷却機能を損なうものではないことを確認している(別紙②)。Defender の設計は 9×9 燃料と米国 10×10 燃料で同じであることから、9×9 燃料においても繊維状異物による流路閉塞が Defender 特有の課題になる可能性はないと考える。

さらに、BWR のチャンネルボックスと下部支持板は嵌め合い構造となっており、通常運転時はその隙間を通り、燃料集合体内からチャンネルボックス外側へ冷却材が流出する。LOCA 時には、再循環ポンプによる強制循環力が喪失するため、チャンネルボックス外側(単相)と燃料集合体内(二相)の水頭差により、チャンネルボックス外側の圧力が燃料集合体内より高くなる。このため、おおよその事故期間中、チャンネルボックスと下部支持板の隙間を通り、チャンネルボックス外側から燃料集合体内へ冷却材が供給され、燃料冷却に寄与する。したがって、万一、Defender が異物により完全閉塞した場合でも、チャンネルボックスと下部支持板の隙間の流れにより、燃料集合体内への冷却材の供給は確保され、燃料冷却は継続されたと考える。

注) 第 6 回燃料意見聴取会(平成 24 年 8 月 8 日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、下線部分を平成 24 年 9 月 7 日に追記しました。

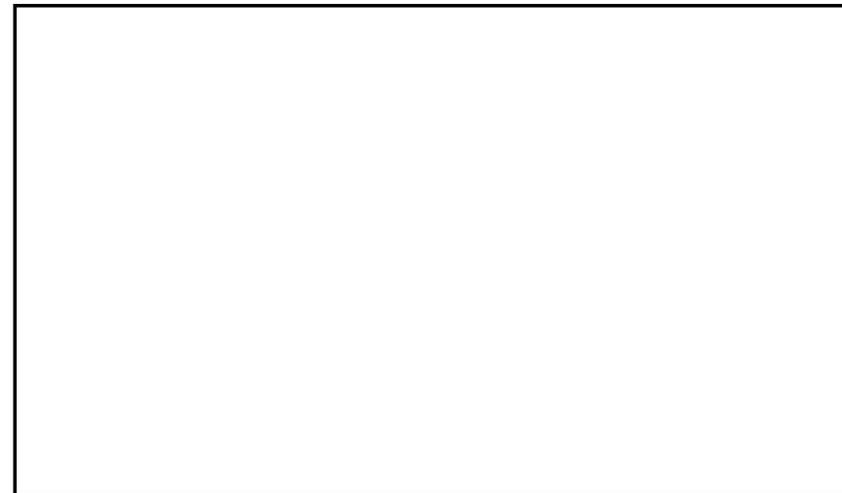


図5 試験ループの模式図

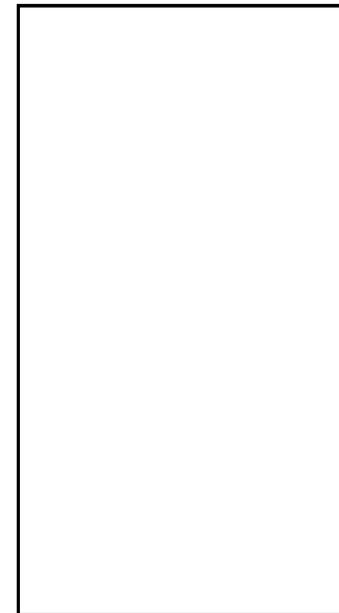


図6 模擬燃料体模式図

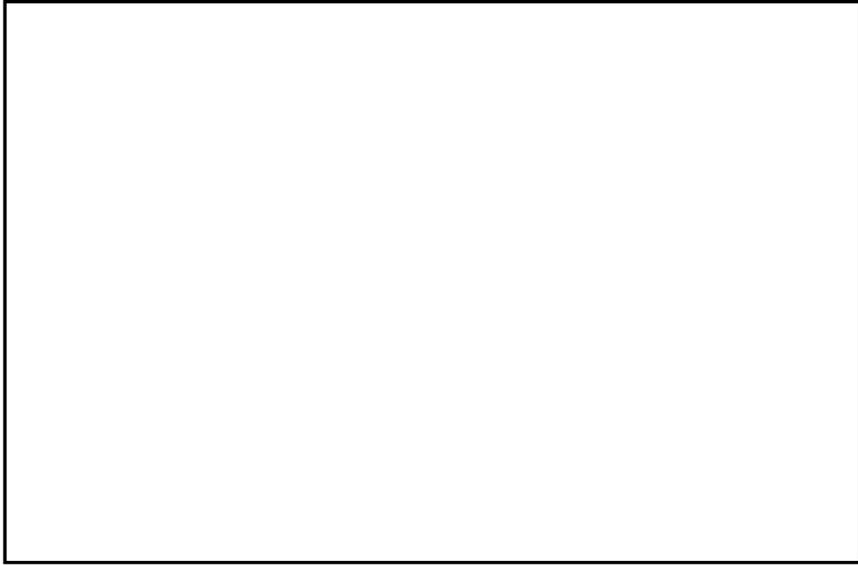


図7 Defender 付下部支持板の異物閉塞試験結果

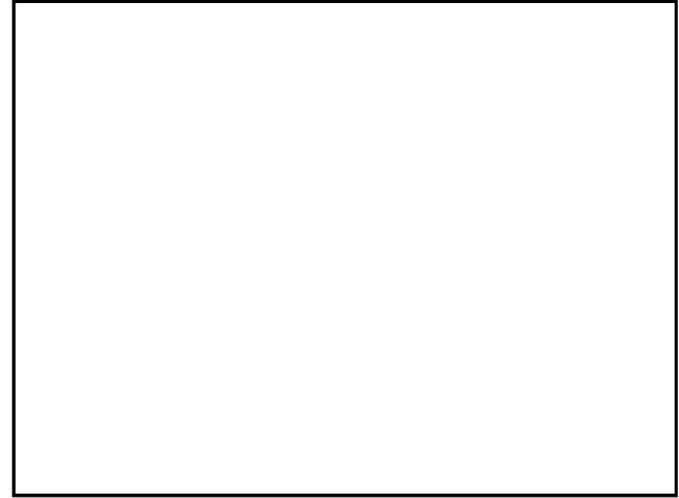


写真2 試験後の下部支持板の外観

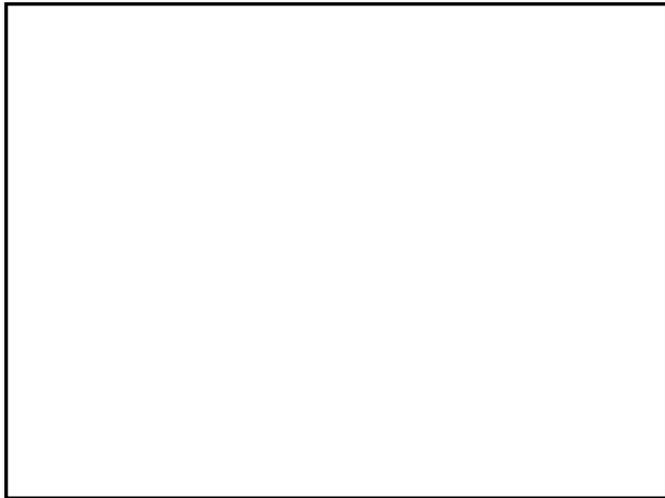


写真1 試験に用いた繊維状異物

異物閉塞試験の結果から、繊維状異物の閉塞によっても燃料体の冷却は確保されるが、柏崎刈羽原子力発電所第6号機及び第7号機では、ECCS ストレーナ閉塞への対策として、サブプレッションプールに落下するおそれがある繊維質保温材は現在までにすべて撤去したとしており、繊維状異物を考慮する必要はないとしている。

以上の申請者及び原子炉設置者による検討結果から、本件申請に係る Defender を採用した燃料体については、異物閉塞によって燃料の冷却が損なわれることはないと考えられる。

なお、異物が ECCS ストレーナの下流側の機器に与える影響について、現在我が国を含め各国で PWR を対象に検討が進められているところであるが、BWR では PWR のような化学的影響を伴う下流側機器への影響は確認されていない。このため BWR では今後得られる PWR の知見に応じて、必要な対応をとるべきものと考えられる。

米国における試験結果に基づく繊維状異物量評価手法の柏崎刈羽6号機及び7号機への適用性について

ECCS ストレーナを通過する繊維状異物の総量の評価式①を導出する際に用いた試験(出典1)の条件、柏崎刈羽6号機及び7号機における ECCS ストレーナのメッシュ径、表面積及び通過する繊維状異物量を比較したものを表1に示す。

[通過する繊維状異物の量(lb)] ~ …①

表1 ECCS ストレーナの諸元と繊維状異物通過量の比較

	資料中の評価条件	柏崎刈羽 6号機	柏崎刈羽 7号機
ECCS ストレーナ メッシュ径	約 3mm (1/8 インチ)	約 2mm	約 2mm
ECCS ストレーナ 表面積	 (*1)	 (残留熱除去系)	 (残留熱除去系)
		 (高圧炉心注水系)	 (高圧炉心注水系)
通過する繊維状異 物量 (*2)		 (残留熱除去系)	 (残留熱除去系)
		 (高圧炉心注水系)	 (高圧炉心注水系)

柏崎刈羽6号機及び7号機では、式①の導出に用いた試験に比べて ECCS ストレーナのメッシュ径が小さいことから、相対的に ECCS ストレーナを通過する繊維状異物は少なくなり、式①を適用する場合は保守側の評価となる。

また、異物性状や系統流量などの条件が異なる点については定量的に評価できないが、米国で実施された異物閉塞試験で投入された繊維状異物量は米国 BWR プラントの中で ECCS ストレーナの表面積が広いものを基に算出した値を上回るものであり、柏崎刈羽6号機及び7号機における ECCS ストレーナの表面積よりも厳しい条件となっている。

(出典1) NEDO-32686-A Vol.2「Utility Resolution Guide for ECCS Suction Strainer Blockage」

(*1) ft² : 平方フィート

(*2)式①を適用した場合の評価値

注)第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、本頁を平成24年9月7日に追加しました。 14 商業機密に属するため公開できない事項。

下部支持板に大量の繊維状異物が入り込んだ状態での冷却水の流れについて

異物閉塞試験に用いられた異物が全て下部支持板内部(Defender より上流側)に収まったと仮定すると、繊維状異物の体積占有率は終[](*1)となっており、試験結果のように下部支持板の中が異物で全て満たされた場合でも、目視できない空隙は存在し、完全閉塞に近い状態にはならない。このため、ある程度の圧力損失増加の範囲内で、流量が確保されていると考えられる。なお、異物閉塞試験に用いられた模擬燃料体下部には下部支持板以外の流路は無く、全流量が下部支持板を通過している。

また、Defender異物閉塞試験で測定された局所圧力損失 $dP_{局所}$ (例えば全異物投入後[])と質量流量 W (例えば全異物投入後[])を用いて、閉塞前後の局所圧損係数 K/A^2 を評価すると表1の結果となる。

次に、得られた全異物投入後の局所圧損係数[]を用いてLOCA 発生後を模擬した評価条件(自然循環状態)での冷却材流量を評価した結果、下部支持板の異物閉塞による局所圧損の増加分と流量が減少してボイド率が增大することによる位置圧損(静水頭)の減少分が相殺されることにより、流量が著しく減少することなく、閉塞前は[]であった冷却材流量は[]程度となり、LOCA発生後の長期的な冷却を行うため必要な冷却材流量は確保されるとのことである。(*3)

表1 閉塞試験における圧損と流量の関係例(*2)

	局所圧力損失 $dP_{局所}$ [kPa]	質量流量 W [kg/s]	局所圧損係数 K/A^2 [cm^{-1}]	
試験開始直後				(基準)
全異物投入後				[]

(*1)

繊維状異物の量:終[]

繊維状異物の密度:2.5 g/cm³(仮定)

下部支持板のDefender より上流側の体積:終[]

体積占有率:[]

注)第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、本頁を平成24年9月7日に追記しました。

(*2)

測定された局所圧力損失と質量流量を用い、 $dP_{局所} = W^2 \times (K/A^2) / 2\rho_c$ の関係式から局所圧損係数を評価した(ρ_c :液相密度(1×10^3 [kg/m³]))

Defender 異物閉塞試験では、単体の短尺模擬集合体を用い、試験体が発熱しない条件下で、下部支持板付近の圧力損失だけを測定している。試験中は、冷却材ポンプ容量の範囲内で冷却材流量が[]一定となるよう調整されているが、閉塞率が進み圧力損失がある程度高くなると、ポンプ容量が上限に達するため流量が低下し、上記試験例では最終的な流量が[]になっている。

(*3)

LOCA 発生後の状況を模擬する場合は、上記で求められた局所圧損係数 K/A^2 を用い、閉塞前の冷却材流量を[]として、閉塞前後の炉心入口オリフィスから集合体出口までの圧力損失(全圧力損失) $dP_{全体}$ が等しくなるよう、閉塞後の冷却材流量を評価する。すなわち、閉塞前の冷却材流量を[]として全圧力損失を求め、次にその全圧力損失になるように閉塞後の冷却材流量を求める。

評価にあたって、全圧力損失 $dP_{全体}$ は以下の式で与えられる。

$$dP_{全体} = dP_{水頭} + dP_{局所, 入口} + dP_{局所, バンドル} + dP_{摩擦} + dP_{加速}$$

$dP_{全体}$: 炉心入口オリフィスから集合体出口までの圧力損失
 $dP_{水頭}$: 位置圧力損失(静水頭)
 $dP_{局所, 入口}$: 下部支持板など入口部の局所圧力損失
 $dP_{局所, バンドル}$: スペースなどの圧力損失
 $dP_{摩擦}$: 摩擦圧力損失
 $dP_{加速}$: 加速圧力損失

閉塞前の状態では、右辺の項のうち、水頭の項がほとんど全てを占めており、残りの4項はほぼ無視できる。一方、下部支持板が閉塞すると、入口部の局所圧力損失の項が顕著に増大する。しかし、同時に冷却材流量が減少するために燃料集合体発熱部のボイド率が増大し、水頭が減少して、全圧力損失は変化しない。

注)第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、本頁を平成24年9月7日に追記しました。

[] 商業機密に属するため公開できない事項。

コメントNo. 2

燃料体に装着されたチャンネルボックスが別の燃料体で再度装着されるか確認すること【天谷委員】

(回答)

現在、設置者において、燃料集合体とチャンネルボックス（以下、「CB」という。）は照射前から使用済燃料として取り出されるまでの間、一体のものとして取り扱うこととしており、CB は別の燃料体に再度装着されていない。燃料集合体外観検査等で一時的にCBを燃料集合体から取り外す場合でも、検査後は同一のCBが装着されている。

なお、過去においては使用済燃料からCBを取り外し、再利用する運用が行われていたが、以下の理由により現在は行われていない。

- ・燃料集合体の高燃焼度化が進んだことから、CBを再使用した場合に使用期間が長期に及び、曲がり等の影響が大きくなること。
- ・日本原燃六ヶ所再処理施設では、使用済燃料をCBと一体での受け入れを基本としていること。
- ・CBの価格低下に伴い、CBを再利用する場合のコストダウン効果が小さくなったこと。

注)第6回燃料意見聴取会(平成24年8月8日開催)で委員から頂いたコメントを踏まえ、下線部分を平成24年9月7日に改訂しました。

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）や格納容器スプレッド冷却系（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ル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[4011]。

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[4412]。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[4213]。

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）」~~[43]~~[14]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~~[44]~~[15]。

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）」~~[43]~~[14]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ンズル、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.

- [66] 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.
- [4011] PWROG September 2019 Newsletter,
(<https://pwrogpublic.westinghouseuclear.com/Pages/PWROG-News.aspx>)
- [4412] BWR0G Letter, BWR0G17-3-381r0, “Final Resolution of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors”, November 20, 2017.
- [4413] “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.
- [4314] 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。
- [4415] 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>)

電磁両立性（EMC）に係る規制動向の調査について（案）

令和3年1月27日

技術基盤課

システム安全研究部門

1. 経緯

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が挙げられており、ソフトウェア起因の共通要因故障対策として満足すべき水準が示され、その対応について検討が進められている。一方、共通要因故障の要因としては、この他にも計測制御設備などで使用される機器間の電磁波による相互干渉が考えられることから、令和元年度第39回技術情報検討会において、EMCを考慮した設計として達成すべき具体的な水準等について調査を開始することとしている。ここでは、これまでに調査した範囲についてその状況を報告する。

2. 調査内容

第39回技術情報検討会においては、米国 R.G1.180¹や機器の EMC 評価に関する規格類（IEC 規格等）を想定して調査を開始することとした。このため、これらを含む EMC に関する文書体系を整理し、原子力施設においてどの規格をどのように適用して達成すべき水準としているか、また実際にどのようにこれらの規格が適用されているかの観点から調査を実施している。

3. 調査結果

3.1 海外の規制要求に関する調査

(1) 海外における規制文書・規格基準類の概要

調査対象として米国 R.G1.180 を含む規制関係文書、及びその技術的根拠となる文書（NUREG 等）、機器の EMC 評価に関する規格類（IEC 規格）、IAEA が発行する文書等、当該分野の主要な文書について調査を実施した。調査結果の概要を添付資料-1 に示す。ここに示す通り、EMC 対策として達成すべき具体的な水準に関連する基本的な文書としては、以下の①及び②がある。（以下「基本文書」という）

- ① IEC62003²：原子力施設で適用すべき IEC61000 シリーズの文書を規定
- ② R.G 1.180 及び EPRI TR 102323³：原子力施設で適用すべき MIL 規格、及び

¹ NRC 規制ガイド「安全関連の計測制御システムにおける電磁および無線周波障害の評価についてのガイドライン」

² 原子力発電所の安全上重要な I&C システムに使用するための設備の EMC 試験に関する認定に関する基準

³ Guidelines for Electromagnetic Interference Testing of Power Plant Equipment

この代替として適用できる IEC61000 リーズの文書を規定

(2) 海外規制文書・規格基準類における要求事項

基本文書に規定された、詳細な試験条件等に関する規格基準類を抽出し添付資料-2 にまとめた。EMC に係る試験条件、試験手法等の要求事項については、IEC61000 あるいは MIL 規格のうち必要なものが選択的に適用されている。このうち、IEC 規格については JIS C 61000 シリーズとして国内規格化がなされているものもある。

(3) 主要な文書の概要と最新動向

基本文書は何れも近年改定版が発行された状況にある。各文書の概要と最新の動向を添付資料-3 に示す。

3.2 海外プラントの対応状況に関する事例調査

令和元年度の調査では、海外（米国）において異なるデジタルプラットフォームを適用した 5 事例を選定し許認可における EMC への対応状況を調査した。この結果、R.G1.180 等の基本文書で指定する規格基準を適用する事例、及びこれらと実際に適用する施設のノイズレベル測定等を組み合わせてその妥当性を判断している事例があった。添付資料-4 にその概要を示す。

4. 国内の規制要求に関する調査

設置許可基準規則第 6 条及びその解釈等において、外部からの衝撃による損傷の防止等について規制し、審査において、電磁的障害の対策について事業者が適用している規格を確認しており、JIS C 60364-4-44⁴、一般社団法人電気学会電気規格調査会標準規格 JEC 0103-2005⁵等が準用されているが、IEC62003 のように原子力施設向けの基本文書的な規格は適用されていない。

5. 今後の予定

以下の(1)及び(2)について調査を継続し、EMC 対策として達成すべき具体的な水準について整理し、技術情報検討会に報告する。また、これらの電磁的障害に係る海外の知見、規制動向等の情報収集を踏まえ、制度改正の要否等についての検討を行う。

(1)海外調査

EMC 対策として達成すべき水準の検討に資する知見を得るため、試験方法等に

⁴ 低圧電気設備—第 4—4 4 部：安全保護—妨害電圧及び電磁妨害に対する保護

⁵ 低圧制御回路試験電圧標準

係わる詳細な文書について調査分析を実施するとともに、機器の認証に関する事項（試験機関・設備等を含む）、対象とすべき設備、原子力発電所での適用事例（欧州を含む）等について調査を継続する。

(2)国内調査

海外の規格基準類と、国内において事業者が適用している規格類には差異があることから、国内の産業界における EMC 対策として達成すべき水準についての考え方、及び基本文書(R.G1.180、IEC62003 等)が指定する規格基準の適用性、並びに国内における試験実施の可能性等に関する事業者の状況について確認する。

【添付資料】

添付資料- 1 EMCに関連する文書体系 (1/2) 米国規制関連文書
(2/2) 欧州及び国際標準文書

添付資料- 2 EMCに関連する試験規格の比較表

添付資料- 3 EMCに関連する基本文書の概要と改訂動向

- (1) IEC62003: Nuclear power plant – Instrumentation and control important to safety – Requirements for electromagnetic compatibility testing
- (2) R.G 1180: Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems
- (3) EPRI TR 102323: Guidelines for Electromagnetic Compatibility Testing of Power Plant Equipment Rev.1

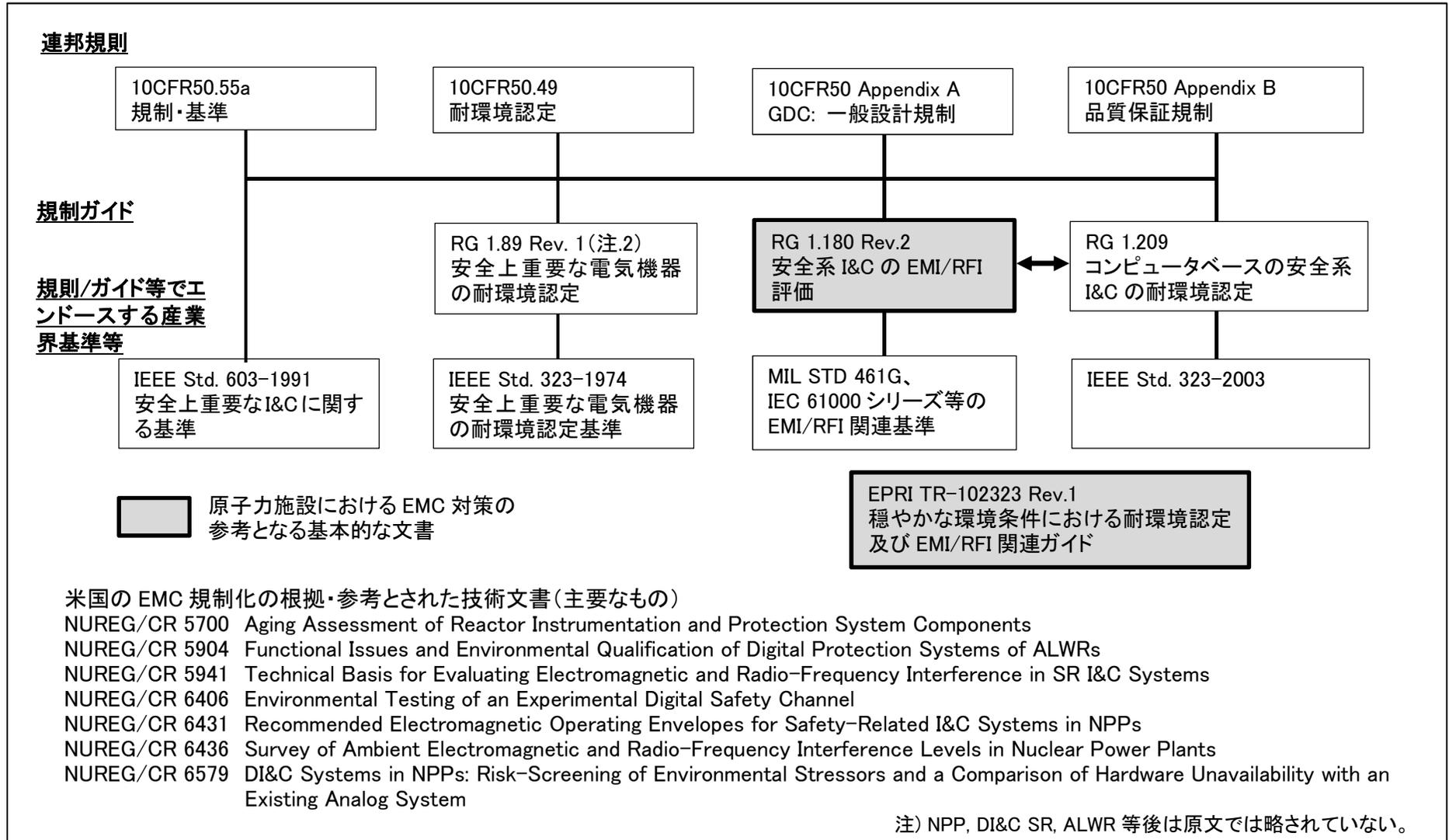
添付資料- 4 海外プラントの対応状況に関する事例調査（規格の適用範囲/方法）

参考資料 EMCの基本事項

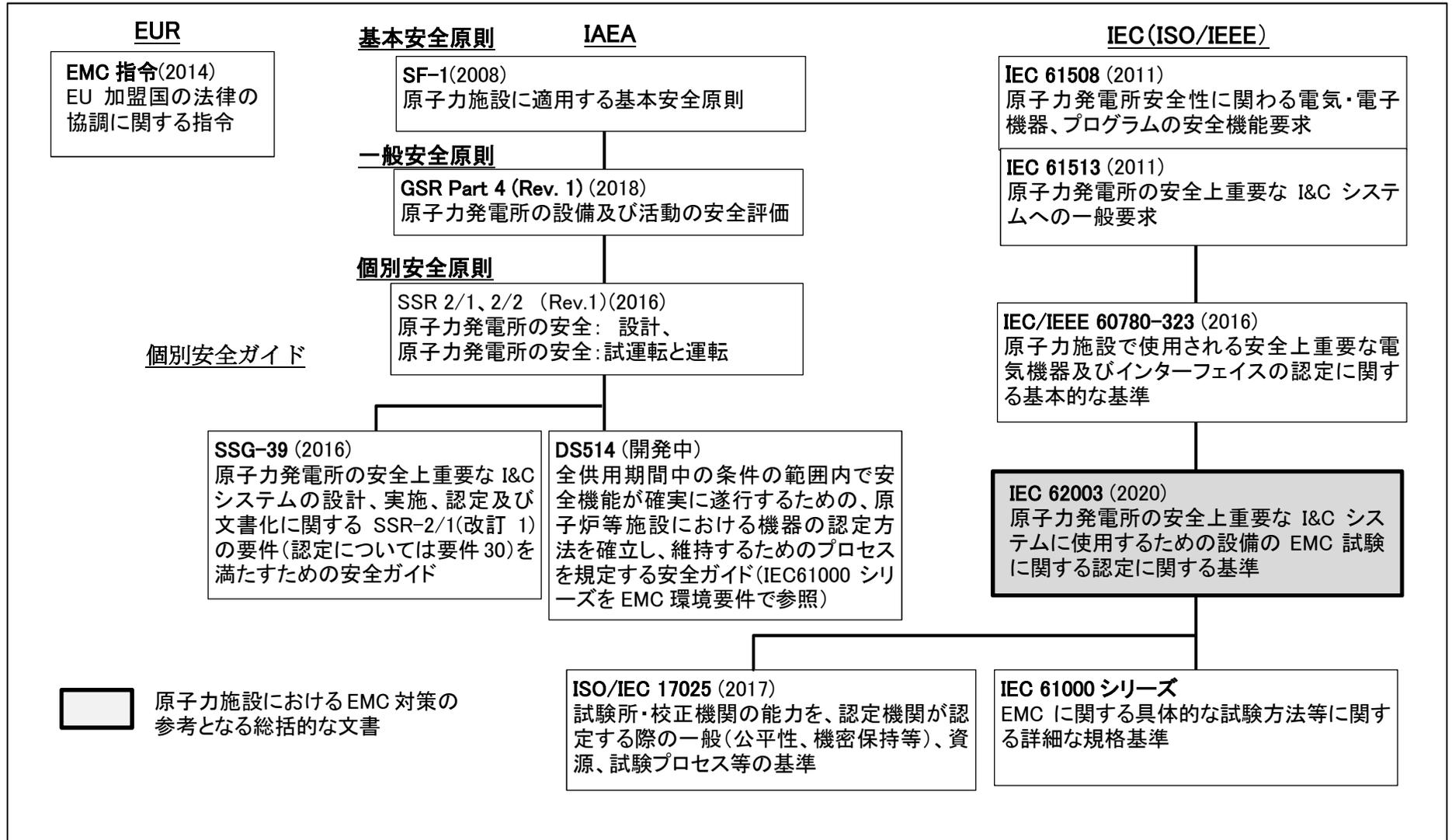
別添-1 第39回技術情報検討会 資料39-3-3 電磁両立性（EMC）に係る
海外の規制動向の調査について

以上

添付資料-1 EMCに関連する文書体系(1/2)米国規制関連文書



添付資料-1 EMCに関連する文書体系(2/2)欧州及び国際標準



添付資料-2 EMCに関連する試験規格の比較表

	要求事項	RG 1.180 Rev.2 (2019)	IEC 62003 Ed.2 (2020)
1.全般	1.1 プラント運転環境	安全系 I&C の感受性は想定環境に対して最低 8dB のマージンを確保	IEC 61000-6-5 の原子力発電所のインターフェースタイプ 2 または 3 に設置されている I&C 及び電気機器が対象
	1.2 プラント制限区域	EMI/RFI 放射源の使用を禁じる制限区域を設けること	
2.EMI/RFI 制限方法(接地法等)		IEEE Std. 1050-2004	—
3.放射 性 (エミ ッション)	3.1 伝導(低周波数)	MIL-STD-461G CE101	—
	3.2 伝導(高周波数)	MIL-STD-461G CE102 又は、 IEC 61000-6-4 CISPR 16	IEC 61000-6-4
	3.3 放射(低周波数)	MIL-STD-461G RE101	—
	3.4 放射(高周波数)	MIL-STD-461G RE102 又は、 IEC 61000-6-4 CISPR 16	IEC 61000-6-4
4.感受性	4.1 伝導	(電力線) MIL-STD-461G CS101, 114、 又は、IEC 61000-4-6, 13, 16 (信号線) MIL-STD-461G CS114, 115, 116、 又は、IEC 61000-4-6, 16, 4, 5, 12	<u>IEC61000-4-4</u> <u>IEC61000-4-6</u> <u>IEC61000-4-11</u> <u>IEC61000-4-13</u> <u>IEC61000-4-16</u> <u>IEC61000-4-17</u> <u>IEC61000-4-28</u> <u>IEC61000-4-29</u> <u>IEC61000-4-34</u>
	4.2 放射(磁界)	MIL-STD-461G RS101 又は、IEC61000-4-8, 9, 10	<u>IEC 61000-4-8, 9, 10</u>
	4.3 放射(電界)	MIL-STD-461G RS103 又は、IEC 61000-4-3	<u>IEC61000-4-3</u> <u>IEC61000-4-20</u>
5.耐サージ性 (減衰振動、単一電流パルス/電 圧パルス、連続バースト波)		IEEE Std. C62.41.1-2002, C62.41.2-2002, C62.45- 2002、又は、IEC 61000-4-12, 5, 4	<u>IEC 61000-4-5,12</u>
6.静電気放電		IEC 61000-4-2	<u>IEC 61000-4-2</u>
7.文書化		電磁両立性を証明するデータについて独立監査可能なよ うトレーサブルで理解可能なように文書化	試験中の構成と動作モードを正確に記載すること、及び 採用された試験手順と各試験に適用された基準を明確に 示すことが必要

「—」は、当該文書に記載のないことを示す。下線は JIS C 61000 シリーズとして国内規格化されているものを示す(調査中)。EPRI TR-02323 も詳細な試験条件を記載した文書であるが、本表の 2 文書に対応する最新版は調査中のため示していない。3.2 伝導(高周波数)、3.4 放射(高周波数)に関して、RG 1.180 Rev2 では非安全系について FCC Class A, B 認証も可としている。耐サージ性は国内では JEAG-4607-1999「原子力発電所の耐雷指針」で規定されているが、改定動向等の確認が必要。国内では IEC62003 のように原子力施設向けに総括するような規格がないためヒアリング調査等を実施するのが望ましいと考えられる

添付資料-3 EMCに関する基本文書の概要と改訂動向

(1) IEC62003 : Nuclear power plant – Instrumentation and control important to safety – Requirements for electromagnetic compatibility testing (原子力発電所の安全上重要な I&C 設備の電磁両立性試験に対する要求)

1. 目的

原子力発電所の安全上重要な系統に使用するために供給される I&C 設備の電磁両立性試験に関する要求として適用可能な IEC 規格 (IEC61000 シリーズ) を列挙し、原子力安全の用途に固有の試験条件や基準等を提供する。

2. 要求

原子力発電所の安全上重要な原子力 I&C 設備は、下記に示す様な電磁妨害に対する耐性要求を満たさなければならないとしている。

- | | |
|-------------------|---------------------------|
| a) 大きなエネルギーのサージ擾乱 | h) 高周波磁界による伝導妨害 |
| b) 電圧降下、短絡遮断、電圧変動 | i) 振動減衰擾乱 |
| c) 電気的高速過渡現象/バースト | j) 電源電圧の変動 |
| d) 静電放電 | k) 0Hz~150Hz の伝導コモンモード妨害波 |
| e) 放射電磁界 | l) 供給システムにおける電力周波数の変動 |
| f) 電力周波数磁界 | m) 電源波形の高調波・高調波歪 |
| g) パルス磁場 | n) 減衰振動磁場 |

設置場所、及び運転中の電磁的状态の重大さ等に応じた試験条件を記載している。

I	軽度の電磁環境
II	中程度の電磁環境
III	厳しい電磁環境
IV	苛酷な電磁環境

I&C 設備が遂行する機能の重要度分類に応じて判定条件が設定されている。

分類 A (クラス 1)	試験時も機能を維持し、性能劣化は許容されない。
分類 B (クラス 2)	試験後は機能を維持し、性能劣化は許容されない。
分類 C (クラス 3)	短期的な性能劣化は許容され自己又は保守等による復旧

3. 改訂動向

2009 年に発行された Ed.1 から Ed.2 への改訂が行われた。Ed.2 における改訂内容は対象設備を I&C 設備から電気設備を含むよう拡大する等の 5 項目であり、2020 年 3 月に発行されている。

(2) R.G 1180 REVISION 2

GUIDELINES FOR EVALUATING ELECTROMAGNETIC AND RADIO-FREQUENCY INTERFERENCE IN SAFETY-RELATED INSTRUMENTATION AND CONTROL SYSTEMS (安全関連の計測制御システムにおける電磁及び無線周波障害の評価についてのガイドライン)

1. 概要

原子力発電所の安全関連 I&C システムに対するエミッション試験に関して、受け入れ可能な具体的な試験方法を表 2 MIL-STD-461 の EMI/RFI エミッション試験方法（及び代替となる IEC 規格）を示している。

- ・ CE101－伝導エミッション、低周波数
- ・ CE102－伝導エミッション、高周波数
- ・ RE101－放射エミッション、磁界
- ・ RE102－放射エミッション、電界
- ・ IEC エミッション試験
- ・ EMI/RFI エミッション試験概要

原子力発電所の安全関連 I&C システムに対する EMI/RFI 感受性試験に関して容認できる具体的な試験方法を MIL-STD-461（及びこの代替となる IEC 規格）から示している。

- ・ EMI/RFI 伝導妨害感受性試験－電源線
- ・ EMI/RFI 伝導妨害感受性試験－信号線
- ・ EMI/RFI 放射妨害感受性試験
- ・ EMI/RFI 感受性試験概要

1 GHz を超える放射 EMI/RFI エミッションと感受性に対処するために、前者は MIL-STD-461 RE102 試験、後者は感受性についての RS103 試験が適用可能であるとしている。

2. 改訂動向

Rev.1 から Rev.2 へ改訂され、2019 年 12 月に発行された。改訂内容は、静電気放電試験の追加、エンドースする MIL 規格を MIL-STD-461E から MIL-STD-461G への変更等である。

(2) EPRI TR 102323 Guidelines for Electromagnetic Compatibility Testing of Power Plant Equipment Rev.1 (発電所機器の EMC 試験のガイドライン)

1. 概要

原子力発電所に設置する装置の電磁両立性を確立するために使用が推奨される包括的な EMI 感受性およびエミッション試験レベルを定義する。

既存の国際及び国内の EMI 規格と、米国の原子力発電所（ゼイオン及びターキーポイント等）で収集された EMI 測定データの分析に基づく。

2. 検討手順

EPRI TR-102323 Rev.1 では、以下の手順で検討を行っている。

a) プラントの EMI/RFI 環境レベルの測定

電磁放射環境レベルが MIL-461 ベースの機器感受性レベルに対して十分なマージンをもって下回っていることを確認

b) プラントの EMI/RFI を制限するための方策

機器感受性試験を有意なものとするためには電磁放射環境を管理する必要があるとし、その方策として携帯機器の制限距離等を記載している。

c) プラント及び機器の放射制限

プラントのエミッション制限は MIL ベースの機器感受性試験レベルよりも 8dB 下方、機器のエミッション制限は 20dB 下あるいはプラントのエミッションレベル全体を有意に増加させない等のアプローチを記載している。

3. 装置の感受性試験

既存の基準の評価と原子力発電所の運転および停止モードでのデータに基づき、商用原子力発電所で使用する資格を得るためにデジタル安全関連装置を設置する前に実施すべき感受性試験の一覧を示している。

4. 参考資料

資料 E に NRC の安全評価書について記載があり、プラント固有の EMC 環境が TR-102323 で同定された環境と類似であれば、プラント固有の EMI 調査を必要としないとしている。

5. 改訂動向

初版発行後に NRC との協議結果を反映した Rev.1 が発行され、NRC の安全評価書（SER）が添付されている。その後も適時改訂され、現時点の最新版として Rev.5 が発行されている。令和元年度の調査は公開されている Rev.1/3 をもとに実施したため、引き続き令和 2 年度は最新動向の調査を実施する。

添付資料-4 海外プラントの対応状況に関する事例調査(規格の適用範囲/方法)

プラント	安全系デジタル I&C	試験方法(適用規格)	調査結果
U.S.EPR (DC 審査中)	フラトム社 TXS	開発時点: 欧州基準 追加: EPRI TR-102323 Rev.0 追加(現在): EPRI TR-102323 Rev.3	EPRI TR-102323 Rev.3 記載の EMC 要求に準拠している。 補足)米国での申請時に再評価した結果、一部を満足していなかったため、システム構成を一部改造したとしている。
Diablo Canyon	Triconex 社 TRICON v10	RG-1.180 Rev.1 エミッション試験 - MIL-STD-461E 感受性試験 - IEC61000 シリーズ	エミッション試験では CE101、及び CE102 について適合しない結果が得られたため、試験結果が問題ないことを実機適用段階で評価するとされている。 感受性試験では一部のモジュールについて適合しない結果が得られたため、問題ないことをプラントへの実機適用段階で評価するとされている。
AP1000 (建設中)	WH 社 Common-Q AC160	EPRI TR-102323	感受性試験で EPRI TR-102323 の要求に完全には適合しない結果が得られたため、実機適用段階で設置環境が EMC 試験で確認した感受性限界を下回っていることを確認することを前提条件として承認されている。
US-APWR (DC 審査中)	三菱電機 MELTAC	RG-1.180 Rev.1 MIL-STD-461E	MIL-STD-461E に記載の EMC 要求に準拠している。 申請段階では CE101 対応の試験は不要として基本承認を得ているが、その後当該の試験も実施したとの記載に改訂されている。 補足)エミッション試験の一部は申請段階で再実施し要求に全て適合することを確認したとしている。
Hope Creek	GE 社 NUMAC	RG-1.180 Rev.1 EPRI TR-102323	RG-1.180 Rev.1 及び EPRI TR-102323 の要求を満足しているとしている。但し、実機適用段階では、設置場所におけるエミッション源(他設備)の制限、良好な接地の実施、及び設備/ケーブルの分離等が必要であるとされている。

参考資料 EMC の基本事項

EMC¹は、「装置又はシステムがその存在する環境において許容できない電磁妨害を与えず、かつその電磁環境において満足に機能するための能力」とされている²。

国内における現行の設置許可基準及び技術基準規則では、外的事象やその施設が設置される環境条件において、電磁的障害により安全施設の安全機能が損なわれないことを要求しており、このために考慮すべき要因としてはスイッチング電源（電圧、周波数の変換を行う回路）の開閉サージ等が起因になる伝導性の放出ノイズ源からの電磁的障害等が考えられる。また、デジタル回路は高調波成分を有し、ノイズ源になりやすいため、デジタル化の進展と対応して EMC の対策が重要になると考えられる。

事例としては米国において EMC 対策の参考とされた NUREG/CR-5904、NUREG/CR-5941 において原子炉トリップや工学的安全施設作動系の誤作動等の要因の一つとして電磁的障害が挙げられている他、国内においても安全系設備の誤作動等の事例があり EMC の対策(ノイズ、帯電防止対策等)が実施されてきている。

¹ Electromagnetic Compatibility、電磁両立性等と訳される。

² IEC60050 (International Electrotechnical Vocabulary: IEV) による定義を参考に簡略に記載

電磁両立性（EMC）に係る海外の規制動向の調査について

令和元年 11月 20日
技術基盤課
システム安全研究部門

1. 経緯

本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。本年 9月 13日に開催された第 29回原子力規制委員会において、本件課題に係る今後の取組方針が了承され、デジタル安全保護回路を設ける際に信頼性向上の観点から、ソフトウェア起因の共通要因故障への設計上の考慮として現在は自主設備となっている多様化設備を規制要求化する検討を進めているところである。

また、発電用原子炉施設における共通要因故障の要因としては、上記の他にも計測制御設備などで使用される機器間で電磁波による相互干渉が考えられることから、電磁両立性¹を考慮した設計が求められるようになってきている。

2. 現行規制における対応

現行の設置許可基準及び技術基準では、外的事象やその施設が設置される環境条件において、安全施設の安全機能が損なわれないことを要求しており、電磁的障害への対応も含まれている。（参考 1）

この電磁的障害への対応としては、日本工業規格（JIS）や電気学会電気規格調査会標準規格（JEC）の規格に適合したものを使用していることを、審査において個別に確認している。しかしながら、これらの規格は規則の解釈で引用等されているものではない。

3. 今後の対応

このような状況を踏まえ、今後国内規制における対応の検討に資することから、デジタル安全保護回路等を導入している諸外国の規制や国際規格／標準について、デジタル安全保護回路等における電磁両立性を考慮した設計として達成すべき具体的な水準等について調査を開始することとしたい。具体的には、米国 RG. 1. 180 Rev. 1 や機器の耐性評価に関する規格類（IEC規格等）を想定している。

また、今年度末までの調査結果を技術情報検討会に報告することとしたい。

¹ 電磁両立性：Electromagnetic compatibility (EMC)

(参考1)

○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（抄）

規則	解釈
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条</p> <p>3 安全施設（兼用キャスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される<u>発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象</u>であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>8 第3項に規定する「<u>発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象</u>であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は<u>電磁的障害</u>等をいう。</p>
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条</p> <p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に<u>想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することが</u>できるものでなければならない。</p>	<p>第12条（安全施設）</p> <p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p>

○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（抄）

規則	解釈
<p>(安全保護装置)</p> <p>第三十五条 発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p>	<p>第35条（安全保護装置）</p> <p>4 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC 4620-2008）（以下「JEAC4620」という。）</p> <p>5. 留意事項を除く本文、解説－4から6まで、解説－8及び解説－11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG 4609-2008）本文及び解説－9に以下の要件を付したものであること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</p> <p>(3) JEAC4620 の4. 8における「想定さ</p>

	<p>れる電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、<u>電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確証すること</u>」と読み替えること。」</p>
--	--

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

2021-01-27

技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 35	(新規: 33	更新: 1	速報: 1)
---------------	--------	---------	-------	--------

1次スクリーニング結果(案)	2次スクリーニングへ: 1	スクリーニングアウト: 33	暫定評価: 1
----------------	---------------	----------------	---------

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

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

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

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

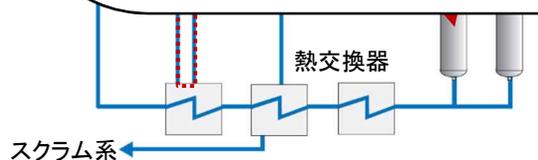
1次スクリーニング結果集計表 (案)

2021-01-27
 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	0	0	0	0	0	0	0	0	0
GL U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
BL U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
IN U.S. NRC Information Notices	0	2	0	0	0	1	0	0	3
IRS IAEA International Reporting System	0	16	1	0	4	0	0	1	22
IRSRR IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	0	0	0	0	0	0	0
FINAS IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	0	0	0	0	0	0
国内 法令報告書、保安検査報告書、ニューシア	1	1	0	0	4	3	0	0	9
INES IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	1	0	1
その他	0	0	0	0	0	0	0	0	0
計	1	19	1	0	8	4	1	1	35

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。

(参考)1次スクリーニング結果の見方

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)																
					基準/2次	INES	処理結果														
INES2020-02	原子炉施設事象	2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。	2020-12-11	事務局	②	0	本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの放射能高により、サイト緊急事態と分類された。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。														
		<p>スクリーニング基準の番号を記載しています。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">スクリーニング基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。</td> </tr> </tbody> </table>	スクリーニング基準		①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。	②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。	③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。	④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。	⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。	⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。					
スクリーニング基準																					
①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。																				
②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。																				
③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。																				
④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。																				
⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。																				
⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。																				
		 <p>図 原子炉冷却材浄化系</p> <p>https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</p>					<p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>														

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和3年1月27日

技術基盤課

(2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件)

NO.	番号	件名	事象の概要と国内状況
1	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837	海外原子力発電所における サーマルスリーブのフランジ 摩耗による制御棒固着	<p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により完全に分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例(IRS8732))を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス社製の PWR に対する影響評価を報告するものである。仏国運転経験に基づき CRDM のサーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年(EFPY)以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR では CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。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 (LER483/201 9-003)	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>

令和 3 年 1 月 27 日

技術基盤課

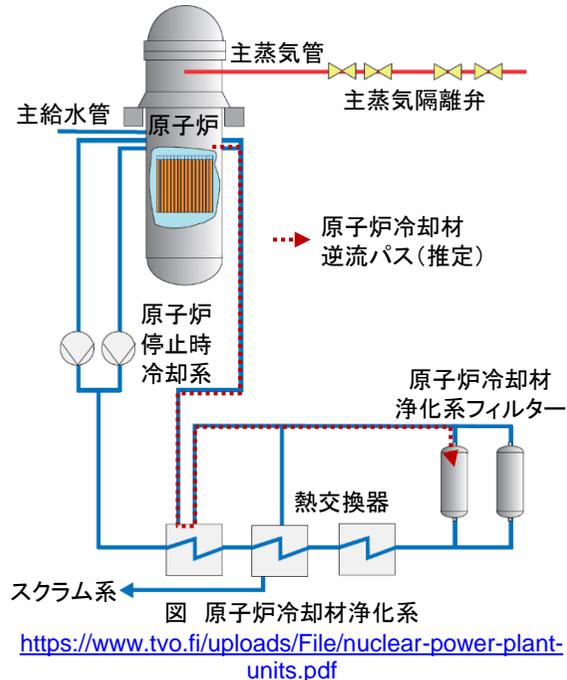
規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト(案)

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火災防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>・火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行う。</p> <p>・平成 28 年度～令和元年度は米国の回路解析に関する調査を以下のとおり実施した。令和 2 年度は、その結果に基づき、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査(案)」を作成した。同技術ノートは庁内手続後、HP 上で公表予定である。</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 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を整理した。</p>	未定	技術基盤グループ及び技術基盤課

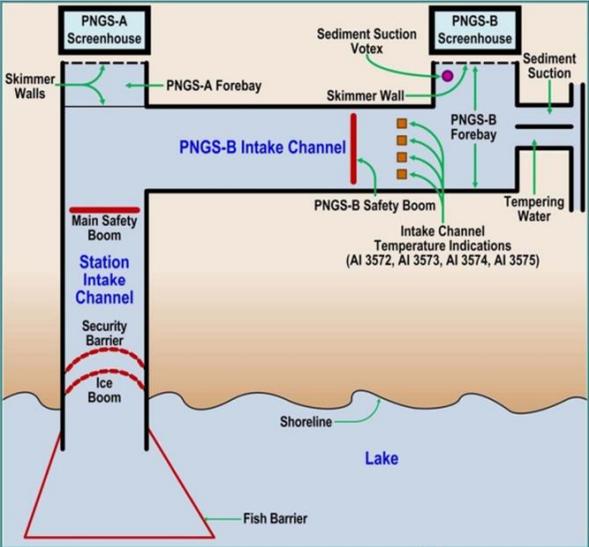
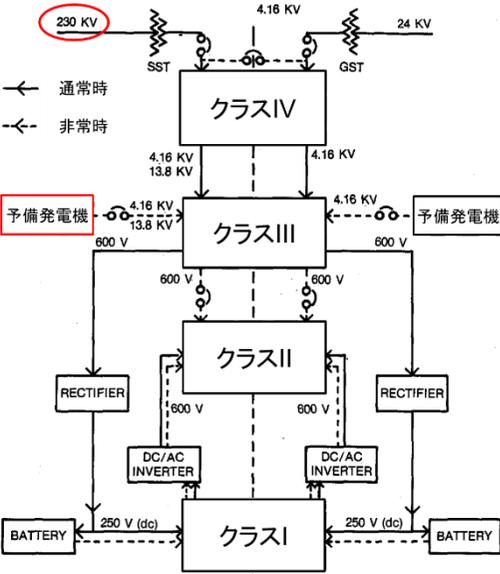
番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、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次スクリーニング結果(案)

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2020-02	原子炉施設事象	<p>2020-12-10、フィンランドのオルキオ2号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性があるため、サイト緊急事態の基準になっている。</p> <p>プラントは高温停止状態に置かれた。主蒸気管内の放射能は、短時間で通常レベルにもどった。原子炉冷却材の化学分析によると、燃料損傷はない。</p> <p>翌日、プラントは冷温停止状態に移行し、事業者はプラントの運転再開の準備を行っている。</p> <p>本事象中、全ての安全システムは計画通り作動した。環境への放射能漏えいはない。プラント人員の被ばくもなかった。</p> <p>フィンランド放射線および核安全局(STUK)は、緊急体制を解除し、通常の安全監視機能によりプラント状況をフォローしている。</p>	2020-12-11	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離され原子炉自動停止した事象の速報である。当プラントの基準により、サイト緊急事態と分類されたが、放射能の環境への漏えい、被ばくはなく、安全重要度も低い。放射能高の原因は、冷却材に含まれる不純物量が増加し、炉心で放射化され主蒸気に混入したため。不純物が増加したのは、点検修理作業時間が長引いた影響で、原子炉冷却材浄化系フィルターに通常より高い温度の冷却材が逆流し、フィルターの物質(吸着物質含む)が冷却材中に移行したため。点検修理の作業管理に課題があると考えられることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。なお、国内では当該システムを原子炉運転中に点検修理する運用は行われていない。新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
<p>補足情報</p> <p>事業者(TVO)によるプレスリリース(2020-12-13) https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html</p> <p>状況:2020-12-10、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、そのポンプが停止し、弁の一つが壊れた。そのため、点検修理が計画より長く2時間ほど掛かった。その間、高温の原子炉冷却材が逆流して、原子炉冷却材浄化系のフィルターに流入した。当該フィルターは約70°Cに耐えられるように設計されているが、この時、約100°Cの冷却材が流入したので、フィルターの物質が冷却材に溶け出した。修理完了後、原子炉停止時冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材浄化系内の冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質は、原子炉内で放射化され、主蒸気管内の放射能レベルも一時的に通常の3.4倍となった。</p> <p>安全系作動:主蒸気管放射能高により、自動的に格納容器が隔離された(主蒸気隔離弁閉)。これに伴い、自動的に格納容器スプレーが作動し、原子炉停止した。この格納容器隔離は、サイト緊急事態と分類され、オルキオ発電所の要領に従って、緊急時対応が開始された。緊急体制が敷かれ、従業員は集合ポイントに参集した。</p> <p>この事象による人、環境への影響はなく、安全重要度も高くないため、INESレベル0と評価された。従業員への被ばくもない。</p> <p>続報:2020-12-16、STUKは、2号機の運転再開を許可した。TVOは、以下5項目を実施し、14日に運転再開申請していた。1)モーター、センサー、コネクター、伝送器、スイッチの点検。2)絶縁材と貫通部の点検。3)サブレッションプールの水質の点検。4)格納容器内の弁の試験。5)制御棒操作機器と原子炉停止機能の試験。 https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchangereleases/2020/stukgrantedstart-uppermissionforol2plantunit.html</p>							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																			
					基準/2次	INES	処理結果																																	
IN2020-02	フレックス設備としての非常用ディーゼル発電機の運用上の課題	<p>目的:原子力発電所の多様化柔軟対応戦略(FLEX)設備に関する運用上の課題を事業者に通知すること。設計想定外事象(BDBE)シナリオにおいて、長期間の炉心冷却、使用済み燃料冷却、格納容器健全性のため、FLEX設備は使用される。EA-12-049「設計想定外外部事象に対する緩和要求策に係る修正認可指令」及び10CFR50.155「設計想定外事象の緩和」を遵守するよう、事業者が適切な措置を検討することが期待されている。</p> <p>リバーバンド事例1:2019-09-26、FLEXポンプの定期試験のため、ベンダーの補助なしで、その電源である非常用ディーゼル発電機(EDG)のEG-5を起動したところ、直後に停止。事業者は停止原因を特定できず、ベンダーに是正措置の予定を決めるよう依頼し、2019-10-31にベンダーが到着。その際、ベンダーの補助のもと、事業者は他の4台のFLEX EDGも起動確認することにしたが、EG-3,4は過速度で、EG-5は過電圧で起動直後にトリップ。再起動を繰り返した後、ベンダーがEG-3~5の起動に成功。EG-1及びEG-2は冷却水温度高で起動直後にトリップ。ベンダーは、EG-1,2の冷却水温度スイッチが故障と判断し、センサーをバイパスし、運転した。EDG起動30秒後にスイッチは正常動作し、その後の起動は正常だった。</p> <p>リバーバンド事例2:2020-04-01、FLEXポンプの定期試験を再度実施するも、EG-5の起動直後に発電機が不足電圧でトリップ。発電機の電圧調整器、燃料ポンプと燃料インジェクタを交換し、2020-04-16に再起動するも不足電圧で再トリップ。原因は、EG-5の瞬時過電流設定値と電圧調整器のタイマー設定値の構成ミス(工場設定値のまま)。これらの設定値では、FLEXポンプのような大誘導負荷を起動させると不足電圧で出力遮断器がトリップする。水平展開調査により、他の4台のEDGの設定値も同様に誤っていたことが判明。この条件では、BDBEシナリオ時にDG-3/4/5はポンプと合わせて機能を発揮できない。ただし、EG-1/2のバッテリー充電機能や他のFLEX負荷のバックアップ電源機能は維持されたはずである。</p> <p>クリントン事例:2019-07-11、FLEX EDG(A)の位相回転方向が所内負荷のそれと逆であることが判明。使用していたら、安全関連機器が逆回転していたはず。FLEX EDG(A)の配線を是正し、FLEX EDG(B)を調査したが、こちらは正常だった。なお、Aは定置型でBは機器建屋に保管され、Aの代替機能である。</p> <p>(補足情報欄に続く)</p>	2020-09-15	事務局	②	—	<p>本件は、米国のFLEX設備の運用上の課題に関する運転経験を紹介する情報告知である。取り上げられた事例はいずれも重大事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の品質保証に係るマネジメントの問題である。米国では、FLEX設備に商用グレードの機器を用い、事業者によって管理されていることも関連している。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>参考 国内BWRプラントの重大事故等対処設備のサーベランス設定例 https://www.nsr.go.jp/data/000269395.pdf</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>保守管理計画に基づく定期的な運転頻度</th> <th>サーベランス頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>タンクローリ</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 1年毎^{※1}(性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>大容量送水車</td> <td>1年毎(動作・性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注入ポンプ</td> <td>6ヶ月毎^{※1}(動作確認) 1年毎^{※1}(性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>電源車</td> <td>2年毎(動作・性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>代替熱交換器車</td> <td>2年毎(動作・性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:消防法等に基づく点検頻度</p> <p>参考 国内PWRプラントの重大事故等対処設備のサーベランス設定例 https://www2.nsr.go.jp/data/000246077.pdf</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>保守管理計画に基づく定期的な運転頻度</th> <th>サーベランス頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大容量ポンプ</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>可搬式代替低圧注水ポンプ</td> <td>定検毎(動作・性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>消防ポンプ</td> <td>6ヶ月毎^{※1}(動作確認) 1年毎^{※1}(性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)</td> </tr> <tr> <td>電源車</td> <td>定検毎(動作・性能確認)</td> <td>3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1:消防法等に基づく点検頻度</p>	設備	保守管理計画に基づく定期的な運転頻度	サーベランス頻度	タンクローリ	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)	大容量送水車	1年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)	可搬型代替注入ポンプ	6ヶ月毎 ^{※1} (動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)	電源車	2年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)	代替熱交換器車	2年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)	設備	保守管理計画に基づく定期的な運転頻度	サーベランス頻度	大容量ポンプ	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)	可搬式代替低圧注水ポンプ	定検毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)	消防ポンプ	6ヶ月毎 ^{※1} (動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)	電源車	定検毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)
設備	保守管理計画に基づく定期的な運転頻度	サーベランス頻度																																						
タンクローリ	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)																																						
大容量送水車	1年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)																																						
可搬型代替注入ポンプ	6ヶ月毎 ^{※1} (動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)																																						
電源車	2年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)																																						
代替熱交換器車	2年毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 2年毎(性能確認)																																						
設備	保守管理計画に基づく定期的な運転頻度	サーベランス頻度																																						
大容量ポンプ	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)																																						
可搬式代替低圧注水ポンプ	定検毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)																																						
消防ポンプ	6ヶ月毎 ^{※1} (動作確認) 1年毎 ^{※1} (性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 1年毎(性能確認)																																						
電源車	定検毎(動作・性能確認)	3ヶ月毎(動作確認) 定検毎(性能確認)																																						
		<p>背景:EA-12-049を受け発行されたNEI 12-06「FLEX実施ガイド」の11項では、事業者がFLEX機器を商用グレードの機器として調達し、設計、保管、保守、試験することを定めている。11.5項には、事業者の保守プログラムにおいてFLEX機器信頼性を確認し、設計要件や設計基準を確認するための試験を行うべきとある。定期的な試験および保守に関するベンダー推奨に従わない場合にはその評価が必要としている。ただし、10CFR50「生産利用施設の許認可」に従って調達管理する必要はない。</p> <p>議論:FLEX機器が必要となる時にその能力を発揮できるよう設計され、保守され、試験され、改造されていることを事業者が一貫した手法で示さなければならない。商用グレードの機器は、エンジン保護を目的としたコンポーネントや設定値(工場設定値)を有しており、これらが誤ったトリップ信号を発する可能性がある。</p> <p>しかし、リバーバンドのFLEX EDGは、ステップ状の抵抗負荷を用いたベンダー試験によって確認されていただけで、BDBEで経験する瞬間的な負荷投入の確認試験は行われていなかった。2019-01、EG-1~5をデジタルコントローラーに交換していたが、事業者は適切に確認していなかったため、冷却水温度スイッチに問題が発生した。</p> <p>リバーバンドでは、EG-1/2は2週間ごとの負荷試験、EG-3/4/5は月例負荷試験がベンダーから推奨されていた。しかし、この推奨は連続運転をベースとしたDG用であるとの理由で、事業者はEPRIのガイダンスに基づき6ヶ月ごとのEDG起動試験を実施した。ベンダー推奨からの逸脱の評価と図書化は行っていない。</p> <p>クリントンでは、位相回転方向の確認は重要と認識されていたが、EDG(A)の初回試験(据付け時)の作業指示書に未記載だった。NRCの適合性点検でも、位相回転方向は質問されたが、事業者は適切に対処しなかった。</p> <p>EA-12-049要件に加えて、多くの事業者は、安全関連機器が故障中のリスクを緩和する目的又はプラントの総合リスクを低減する目的でオンサイトのFLEX機器の使用を考えている。安全関連の構造・系統・機器(SSC)のバックアップとしてFLEX機器の使用を期待するのであれば、FLEX機器の信頼性が高いことが重要であることは言うまでもない。</p>																																						

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		処理結果
					基準/2次	INES	
IRS8854			2020-05-07	事務局	②	—	2019-07-22に、カナダのピッカリング原子力発電所5~8号機(PHWR×4、各516MWe、定格運転中)にて、大量の漂着藻類が取水口のトラベルスクリーン(捕集・除去装置)の容量を超えたため、4基の原子炉が手動停止された。4基とも安全停止状態にあり、2018-08-02に運転再開した。公衆、従事者、環境の安全に影響はなかった。(CMD 18-M44から抜粋)
CMD 18-M44 カナダ原子力安全委員会 事象報告	藻類漂着によるピッカリング原子力発電所の計画外停止						<p>本件が問題視しているのは、前日も藻類流入により藻類対処手順を実行したが、不完全だったことと、取水口の異常事態時に外部電源に係る計画試験を中止しなかったこと。前者は運転経験の反映が不十分だったこと、後者は試験停止権限のあるシフト長の問題認識不足が根本原因とされている。</p> <p>取水口に大量の藻類等が流入した際の運転対応が適切でなかっ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> <p>なお、国内でも、取水口に大量の藻類やくらげ等が流入した際には、循環水ポンプを順次停止させ、原子炉出力を下げ、必要ならば原子炉を手動停止し、藻類等の流入を低減させる。その間に、スクリーンなどから藻類などを取り除く。</p>
							<p>図 ピッカリング取水チャンネル(5~8号機は、PNGS-B)</p>  <p>図 ピッカリング発電所の電源系統とクラス</p>  <p>参考図 ピッカリング発電所の電源系統とクラス https://canteach.candu.org/Content%20Library/20050705.pdf</p> <p>図 藻類捕集容器(左)と除去装置(右)</p> <p>https://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD18/CMD18-M44.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
IRS8949		2015-01-14、米国ボーグル3、4号機(AP1000、1117 MWe、建設中)とVC サマー2、3号機(同)の設計・調達・建設(EPC)コンソーシアムメンバーの Chicago Bridge and Iron(CB&I 社)から、安全ハザードをもたらす可能性のある欠陥報告(Part 21 報告)が提出された。	2020-07-02	事務局	2次へ	—	<p>本件は、建設中の AP1000 の格納容器内に設置される非安全系配管サポートに適用された塗装が不適合塗装であり、長期冷却時に安全ハザードをもたらす可能性があることを報告するもの(Part 21 報告)である。是正しないと、長期冷却時に剥がれ落ちた塗装材が粒子として流れ、サンプストレーナの機能を阻害する可能性がある。</p> <p>不適合発生原因は、サポート供給業者への発注仕様書に誤情報があり、塗装材の選択を誤ったため。発注仕様書の誤情報の根本原因は、発注事業者の是正措置プログラムの中で分析される。</p> <p>発注事業者の仕様要件の品質管理とその実践に関する問題であるものの、国内原子力発電所の格納容器内機器の塗装材の扱い等を調査するため、2次スクリーニングへ移行する。</p>
Part 21 2014-76-00, 2014-76-01, 2014-76-02	AP1000 プロジェクトにおける配管サポート塗装の逸脱	<p>この欠陥は、格納容器内に設置される非安全系配管サポートに、本来使用するはずの下塗不要高固形分エポキシ樹脂(SPHSE)塗装ではなく、無機亜鉛(IOZ)塗装を使用することで発生した。これらのサポートに適用された不適格塗装の量は、長期冷却時に格納容器内のデブリ発生量を許容できないレベルまで増加させるおそれがある。サンプストレーナでのデブリ負荷が増えることにより、流れが阻害され、AP1000 の長期冷却性能に影響を与える可能性がある。なお、各プラントで影響あるサポートの数は、以下の通り。</p> <p>ボーグル3号機:952個、ボーグル4号機:275個、 サマー2号機:967個、 サマー3号機:625個</p> <p>安全評価:格納容器内での不適切な塗装の使用は、デブリの生成及び長期冷却解析に影響を与える。この状態を是正しないまま放置すると、重大な安全上のハザードをもたらす可能性がある。なお、IOZ 塗装はサポート機能自体に影響しない。</p> <p>欠陥の原因:IOZ 塗装を使用するには、安全関連用途として申請が必要であるが、サポート供給者による設計仕様要件の誤解により、誤った安全クラスを引合いに出してしまい、誤った塗装が選択された。</p> <p>根本原因:発注元(CB&I Power 社)の調達文書に、多くのサポートに対して誤った情報が記載されていたため。</p> <p>是正措置:①保留とされた不適合配管サポートは、修正される。②是正措置報告書(CAR-2014-2574)はCB&I Power 社は是正措置プログラムに取り込まれ、この潜在的な安全ハザードをもたらした状況を説明する。③そのCAR はレベル1(品質に悪影響を及ぼす重大な状態)とみなされ、CB&I Power 社は是正措置プログラムにより根本原因分析が、要求される。④必要な是正措置は、CB&I Power 社は是正措置プログラムの下で策定され、完了するまで追跡される。</p>					
					<p>補足情報</p> <p>SPHSE は塊(chips)として破損し落下するため、サンプストレーナに移行せず、安全性に影響を与えない。よって非安全系の塗装として扱われる。</p> <p>IOZ は粒子(particles)となって破損するため、サンプストレーナに移行し、安全性に影響を与え得る。よって、安全系の塗装として使用量の管理が必要となる。</p> <p>【補足:AP1000 Design Control Document より】</p> <p>格納容器(CV)外側表面(EL.135ft.3in より上)、CV 内側表面(オペフロの上 7ft.より上の範囲)の炭素鋼に対しては、IOZ 塗装とし、濡れ性の向上、熱伝導性等を塗装機能としている。</p> <p>CV 内側表面(オペフロの上 7ft.より下の範囲)の炭素鋼に対しては、エポキシ樹脂上塗の IOZ 塗装。</p> <p>CV 内側コンクリートの壁、天井、床に対しては、SPHSE。</p> <p>CV 内側炭素鋼製の壁、天井、床、柱、梁、筋かい、プレートに対しては、SPHSE。</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
IRS8961			2020-08-13	事務局	②	—	<p>本件は、定検中の原子カプラーのスプレイ消火系統の放水試験時に配管フランジから大量漏水した事例である。規定により、隣の原子炉を手動停止した。原因は、当該配管内の水撃。根本原因は保守不全及び不良放置により、消火系統内に空気が侵入していたため。点検間隔も延長していた。</p> <p>点検・保守のマネジメント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。なお、水撃情報が更新されたらフォローする。</p>
					<p>補足情報</p>		
					<p>参考図の構成例を用いた事象経緯</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 圧カタンクの水位制御が配管腐食により故障し、空になった。 2. 消火ポンプ吐出側の逆止弁でシートリーク発生。 3. 消火ポンプと止水弁の間に圧カタンクからの空気が溜まる。 4. 放水試験のため、消火ポンプ起動、止水弁開放、その間で圧カサージと水撃が発生。その間にあるフランジが破損し、漏水。 <p>参考図 スプリンクラー消火設備の構成例(本件のものではない) http://www.tokyo-bosai-setsubi.co.jp/c_bousaiseihin-p8.html</p>		

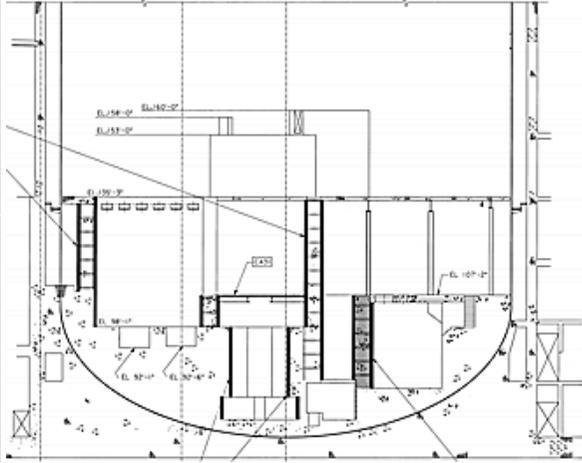
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

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
IN2020-01	電動噴霧器による消毒後に電子機器の不良増加	<p>目的:COVID-19に関わる電動噴霧器による消毒に関連する最近の運転経験を通知すること。特に、フルサイズ・シミュレータ施設における電動噴霧器の日常的な使用に伴い、シミュレータ機器で頻繁に問題が発生している。同様の問題を回避するために、本情報を検討し、必要に応じて措置を検討することが期待される。</p> <p>なお、NRCは、実際の原子炉中央制御盤において電動噴霧器による消毒を行っている報告は受けていない。</p>	2020-09-08	事務局	②	—	<p>本件は、COVID-19対応で電動噴霧器による消毒を電子機器に向けて行ったことにより、不良発生頻度が高まった運転経験を報告するものである。電子機器の表面除菌方法は他にもある中、液体を噴霧する方法を選択するのは、マネジメントに課題がある。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>状況:2020年6月、認可原子力発電所の制御室シミュレータで訓練が実施されている時、シミュレータ設備において問題発生頻度が増加していることがNRC検査官に報告された。当該訓練施設では、COVID-19による設備の表面汚染に対応して除菌を行うこととし、制御室シミュレータのパネルや表面に対して、電動噴霧器による消毒を2020年3月から毎週実施していた。</p> <p>この対応を始めてから、制御室シミュレータの装置において次のような問題が発生するようになった。①制御盤の押ボタンスイッチの固着。②制御棒操作音の断続的不調。③ポンプおよび弁の緩慢なスイッチ動作。このような問題は以前から起きてはいたが、噴霧消毒を行うようになってから頻繁に発生するようになった。</p> <p>なお、安全上重要な機器にこの噴霧は行われておらず、実際のプラント安全性にも影響はない。事業者はその後、噴霧器の使用を中止し、他の除菌方法を使用している。</p> <p>議論:噴霧器は、帯電粒子に結合した抗菌剤で設備の表面をコーティングする技術である。NRCは、実際の中央制御盤においてこの電動噴霧器を使用している報告は受けてないが、COVID-19パンデミック中の消毒方法によって引き起こされる潜在的なリスクを事業者に知らせるために、この運転経験を提供している。</p>	<p>補足情報</p>  <p>参考図 電動噴霧器によるCOVID-19消毒の様子 https://www.wowbmsolutions.com/disinfection/wow-bms-response-to-covid-19/</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																																
IN2020-03	差動式及び定温式熱感知器のリコール	<p>目的: Edwards Fire Safety 社による火災防護設備のリコールを、事業者に注意喚起すること。事業者がこの情報を検討し、必要に応じて適切な措置を講じることを期待する。</p> <p>内容: 米国消費者製品安全委員会 (CPSC) のリコール通知によれば、Edwards Fire Safety 社は、1979年1月から2018年5月の間に全国で販売された280シリーズ (135°F 上昇率で作動する差動式熱感知器及び定温式熱感知器) の約85,000個をリコールした。リコールされた熱感知器は、火災発生時の温度上昇で作動しないおそれがある。その結果、火災警報または消火システムが起動されない可能性がある。</p> <p>背景: 原子力施設は火災防護プログラムを有することが要求されている。火災防護プログラムは、火災の発生確率やその影響を最小限に抑えることを目的としている。火災防護設備の信頼性及び性能能力は、深層防護の主要特性であり、それらの特性は、構造物、系統及び機器の火災による被害を防止するために維持されなければならない。このリコールされた火災防護設備は、その意図された機能を果たすことができない可能性がある。</p> <p>議論: NRC は現在、リコールされた熱感知器を使用している事業者施設における問題の有無を確認していないが、この潜在的な問題についての認識を高めるため通知している。上記の熱感知器のようにリコールされた火災防護設備が原子力施設において使用されている場合、作業員、施設及び公共の安全にとって重要な火災防護手段の動作が阻害される可能性がある。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>モデル名</th> <th>販売者</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>281B-PL</td><td>Edwards</td></tr> <tr><td>283B-PL</td><td>Edwards</td></tr> <tr><td>104-13</td><td>Interlogix</td></tr> <tr><td>104-15</td><td>Interlogix</td></tr> <tr><td>1EYC2</td><td>Edwards, Grainger P/N</td></tr> <tr><td>1EYC4</td><td>Edwards, Grainger P/N</td></tr> <tr><td>281B-20pkg-OEM-UTCO1</td><td>Honeywell Security</td></tr> <tr><td>281B-20pkg-OEM-UTC20</td><td>Interlogix</td></tr> <tr><td>281B-OEM-UTC01</td><td>Honeywell Security</td></tr> <tr><td>283B-20pkg-OEM-UTC01</td><td>Honeywell Security</td></tr> <tr><td>73340U</td><td>Mirtone</td></tr> <tr><td>73342U</td><td>Mirtone</td></tr> <tr><td>AI281B</td><td>Edwards</td></tr> <tr><td>AI283B</td><td>Edwards</td></tr> <tr><td>281A</td><td>Edwards</td></tr> </tbody> </table>	モデル名	販売者	281B-PL	Edwards	283B-PL	Edwards	104-13	Interlogix	104-15	Interlogix	1EYC2	Edwards, Grainger P/N	1EYC4	Edwards, Grainger P/N	281B-20pkg-OEM-UTCO1	Honeywell Security	281B-20pkg-OEM-UTC20	Interlogix	281B-OEM-UTC01	Honeywell Security	283B-20pkg-OEM-UTC01	Honeywell Security	73340U	Mirtone	73342U	Mirtone	AI281B	Edwards	AI283B	Edwards	281A	Edwards	2020-11-05	事務局	⑥	—	<p>本件は、米国 Edwards Fire Safety 社からの機械式熱感知器のリコール情報である。</p> <p>既に火災室で取り扱われているため、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>参考 カナダ保健省の通知 (抜粋) https://www.edwardsfiresafety.com/Content/Documents/Edwards%20280%20Series%20Mechanical%20Heat%20Detector%20-%20Health%20Canada.pdf</p> <p>対象製品: Edwards 280 シリーズ機械式熱感知器</p> <p>ハザード: 意図した 53.9~60.6°C で作動しないおそれがある。</p> <p>個数: カナダでは 2004 年以降に、275,000~382,000 個が販売されたと見積もられている。</p>
モデル名	販売者																																						
281B-PL	Edwards																																						
283B-PL	Edwards																																						
104-13	Interlogix																																						
104-15	Interlogix																																						
1EYC2	Edwards, Grainger P/N																																						
1EYC4	Edwards, Grainger P/N																																						
281B-20pkg-OEM-UTCO1	Honeywell Security																																						
281B-20pkg-OEM-UTC20	Interlogix																																						
281B-OEM-UTC01	Honeywell Security																																						
283B-20pkg-OEM-UTC01	Honeywell Security																																						
73340U	Mirtone																																						
73342U	Mirtone																																						
AI281B	Edwards																																						
AI283B	Edwards																																						
281A	Edwards																																						
							<p>補足情報</p> <p>CPSC のリコール通知 https://www.cpsc.gov/Recalls/2020/edwards-recalls-mechanical-heat-detectors-due-to-failure-to-alert-to-fire</p>  <p>図 リコールの Edwards 280 シリーズ機械式熱感知器</p> <p>製品名: Edwards 機械式熱感知器 ハザード: 温度上昇に対応して作動しない可能性があり、消費者に火災を警報するのに失敗するリスクがある。 措置: 交換 リコール日: 2020-06-17 個数: 約 85,000</p> <p>内容: このリコールは、住宅や事業所に据え付けられた火災検知設備の一部として、温度上昇を検知する屋内用機械式熱感知器が対象である。住宅では、台所、屋根裏や車庫に使われている。リコール対象の検知器は煙を検知し、警報音を出すものではなく、熱上昇を検知して火災報知機やセキュリティパネルを作動させるセンサーとして機能する。この熱検知器は壁や天井にとりつけられ、「135F」と「NOT A LIFE SAFETY DEVICE」というラベルがある。 措置: 生命安全 (life-safety) 目的 (例: エレベーターシャフト) や住居の屋根裏、住居車庫で使用している消費者は、ただちに火災専門業者に連絡して、無償交換・据付けを依頼すること。</p> <p>事故・傷害情報: なし 販売: Edwards 社の販売網、火災専門業者などで 1979 年 1 月から 2018 年 5 月までに、6~7ドル/個で販売された。 輸入者: Edwards Fire Safety (フロリダ) 製造国: 中国 リコール番号: 20-140</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
IRS8936			2020-06-19	事務局	③	—	<p>本件は、定期検査中 PWR(2019 年末に恒久停止)の格納容器加圧試験において、床面下部から、異常な量の石灰水漏えいが発生した事例である(2014 年)。石灰水は、格納容器床下部の二重ライナー構造(当該 PWR 固有)の内部に、ライナー鋼材の腐食防止のために注入されていた。漏えい原因は、ライナーの機械的損傷と腐食損傷による貫通孔。機械的損傷は、約 10 年前に実施された当該二重ライナー交換工事の際のコンクリート掘削やライナー材溶接時に発生した可能性が高い。腐食は、格納容器建設時に、二重ライナー上へのコンクリート打設の遅れによるライナー表面の大気露出や石灰水注入遅れによる影響が考えられている。安全性に対する漏えいの影響が低いことから、損傷部修復後、運転再開が認められた(2016 年)。</p> <p>当該プラント固有の設計とその建設、保全工事が原因であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8939		米国の VC サマー2号機 (AP1000、1117 MWe、建設中) において、格納容器底部のコンクリート階層の第3層にコンクリート充填する前の埋め込みプレートの取り付け準備中、ダボ鉄筋 (垂直鉄筋) が干渉していることが確認された。干渉しているダボ鉄筋を切断して、10個の27インチ径の穴を第2層のコンクリートにコアドリルで開け、コンクリート充填の準備のために各穴に水を充填した。しかし、格納容器壁に最も近い穴の一つは、水を保持していなかった。ボアスコープで検査したところ、コアドリルが格納容器の鋼板を損傷させ、3箇所の構造安全関連鉄筋に切れ込みが入っていた。コンクリートをはつて、格納容器鋼板が約1/8インチの深さまで削られていることを確認。この事象は、10CFR 50.55(e) (工事不備) に基づき、関連品質保証上の課題として報告された。	2020-06-26	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中の AP1000 格納容器の下部コンクリート階層において、鉄筋の施工不良を見つけ、是正する際に新たな不良をもたらした事例である。事後、是正したので安全上の問題はない。原因は、是正措置の際の設計変更管理や施工管理が不十分だったこと。</p> <p>NRC は特別検査を実施して、本件をグリーン (軽微) と評価していることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
EN51158	品質保証上の課題		補足情報				
IR05200027 /2015009	NRC 検査特別報告書	<p>根本原因: ①現場監督者が、ドリル穴あけのための明確かつ効果的な作業プロセスを作成せず、導入しなかった。②請負業者の現場エンジニアリングにおける弱点及び不適合処理プロセスにおける設計エンジニアリングと現場エンジニアリングの責任所掌の不明確さ。</p> <p>寄与原因: 穴あけを継続したいがために、ドリルの自動停止のような安全機能をバイパスしたこと。</p> <p>安全評価: 格納容器を供用する前に問題が検出され、是正されたため、安全上の懸念はない。</p> <p>規制措置: NRC は特別検査を実施し、2つの違反を見つけたが、本件を軽微 (グリーン) と評価している。①設置後の安全関連鉄筋に実施された設計変更及びコンクリートのドリル穴あけを認可取得者・請負業者が十分に検証しなかったこと。②安全関連鉄筋の損傷に至るようなコンクリートのドリル穴あけに適切な手順を導入しなかったこと。</p>	 <p>参考図 AP1000 格納容器底部断面図 https://www.nrc.gov/docs/ML1034/ML103480517.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
IRS8940			2020-06-26	事務局	②	—	本件は、建設中の AP1000 の動的弁の耐震性認証試験における不適合情報である。
			補足情報				
IR99901431/2013-201	NRC ベンダー検査報告書		NRC ベンダー検査報告書カバーレター(抜粋)				事業者及び弁ベンダーの品質管理の実践に関する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。
ML13267A139	不適合通知に対する返信		2013-06-24~28 に、NRC は、Pentair Valves and Controls (Pentair 社)の施設において検査を実施した。その目的は、10CFR Part21「欠陥および不適合の報告、」及び 10 CFR Part50 の付録 B「原子力発電所及び燃料再処理施設の品質保証計画基準」の一部「生産及び利用施設の国内許認可」の規定に対する Pentair 社の適合性評価である。				なお、国内プラントの場合、電共研で代表弁の加振試験を行い、地震時の機能維持評価法を定めて、JEAG4601/JEAC4601 に標準的な評価法として規定している。弁を含む配管系モデルの地震応答解析を実施し、弁の応答加速度を用いて機能維持を評価(機能確認済加速度を超えていない等)した結果を、工認資料に記載している。
			この検査では、AP1000 の補助逃し弁、真空遮断弁、及び加圧器安全弁の設計、製作、組立、試験に関連する Pentair 社の品質保証(QA)活動を評価した。また、検査では、ASME Section III「原子力発電所の機器の構造に関する規則」及び ASME 規格 QME-1-2007「原子力発電所で使用される動的機器の性能認証」の認証試験に関連する活動も評価された。				
			この検査により、Pentair 社が AP1000 の動的弁の耐震性認証試験に関する適切な試験プログラムの実践のために十分な設計管理手段を講じていなかったことが分かったので、不適合通知を発行した。この指摘は、AP1000 の弁の設計と建設に関する許容基準の材料(ネタ)となる。それは、ASME Section III 要件に準じていること、また、安全機能や過圧防止機能を損なうことなく耐震設計基準荷重に耐えられる能力があることである。これが是正されないと、AP1000(VC サマー2/3 号機、ポーグル 3/4 号機)の認可取得者の適合性に影響する可能性がある。				
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。							

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
IRS8942			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、2サイトで建設中のAP1000の埋込みプレートやベースマット鉄筋等の納入時製品検査における不適合情報である。請負業者の品質監督・検査プログラムに課題があった。</p> <p>事業者及び請負業者の品質管理の実践に関する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							
IR05200027 /2012-004 IR05200028 /2012-004 IIR05200025 /2012-004 IIR05200026 /2012-004	NRC 検査報告書						
NND-12-0635 ND-12-2557	不適合通知に対する返信						
<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
IRS8945			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の AP1000 のデジタル I&C のソフトウェア開発において、適切に V&V 等が実施されていなかったことを指摘する NRC 検査報告情報である。I&C ベンダーのソフトウェア開発プロセスにおいて規制遵守の視点に課題があった。事業者による監査プロセスにも課題があった。</p> <p>事業者及びデジタル I&C ベンダーの規制遵守、品質管理の実践に関する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							
IR05200025 /2012-009 IR05200026 /2012-009	NRC 検査報告書						
ND-12-1483	違反通知に対する返信						
<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
IRS8946			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、開閉所で発生した地絡事象により、同サイトで運転中の4基のPWRすべての応答において異常があった事例である。3基は原子炉停止に至った。原子炉保護システム等は正常に動作しており、公衆、環境への影響はなかった。</p> <p>地絡の原因は、設計不良のため撤去予定だった不使用設備の光ファイバーが擦れて切れ、高圧母線に落ちて接地短絡の回路となったため。応答異常の原因は、4基それぞれ異なり、タービン動給水ポンプの蒸気配管排水系の設計欠陥、原子炉保護系の電源電圧監視リレーの回路の設計欠陥、タービン発電機の出力制御回路の設計欠陥と運転員の操作ミスなどである。いずれも、フェイルセーフ設計のため、原子炉保護システム等は正常に動作した。</p> <p>いずれも事業者及びベンダーの設計変更マネジメント及び運転員訓練に関する問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8947			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所敷地内で調査のため掘った井戸から地下水汲み上げ試験を行った際に、当該発電所の運転中原子炉の冷却水取水水路の堤防の一部が崩れた事例である。崩れた土砂が、取水水路に流出したが、原子炉の安全性に影響はなかった。堤防損傷の原因は、汲み上げた水を当該堤防上に排水したため、数日來の降雨で緩んでいた堤防が崩れたため。汲み上げ試験の排水計画を立てておらず、それによる影響評価も行っていなかったことが根本原因。</p> <p>事業者及び請負業者の工事計画、工品質管理に関する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
IRS8948			2020-07-02	事務局	②	—	<p>本件は、原子力発電所敷地内で増設のため環境土壌調査を行っている際に、水路間の水門の埋設電力ケーブルに損傷が見つかった事例である。当該水門の機能は当時使われておらず、原子炉の安全性に影響はない。原因は、前日の掘削工事で損傷を与えたため。根本原因は、増設発電所事業者/増設原子炉ベンダー/現場作業請負業者と既設原子力発電事業者間での作業規則を含む情報の連絡が不十分だったため。</p> <p>事業者及び請負業者の工事計画、工事品質管理に関する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
IRS8951			2020-07-15	事務局	②	—	<p>本件は、運転中 PWR において、CRDM 制御盤の電源喪失により、制御棒挿入（落下）され、それに伴う過度変化により、一次系圧力低に達し、自動スクラムした事象である。なお、原子炉保護系は期待通り動作し、その他の多様化原子炉保護系も動作可能状態にあった。CRDM 制御盤の電源喪失原因は、制御盤電源装置内のダイオードの短絡故障と電源装置上流の遮断器の保護協調が機能しなかったため。その根本原因は、経年劣化と製品寿命ならびに遮断器の機能不足。なお、当該原子炉保護系は、制御棒挿入を直接検知してスクラム信号を発生する仕様とはなっていない。なお、本プラントにおいては計装制御系の再構築計画が進行中であった。</p> <p>事業者による機器部品の経年劣化管理と遮断器機能管理に課題があると考えられるので、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

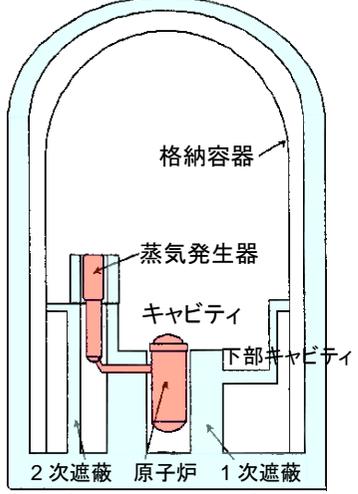
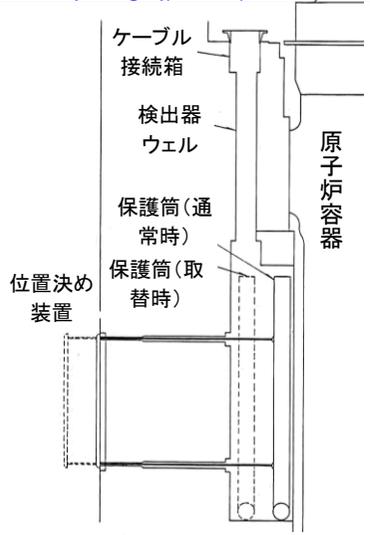
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8952			2020-07-15	事務局	⑤	—	<p>本件は、所内電力を外部電源でまかない、代替制御モード(蒸気圧力一定運転)で運転中の PHWR において、全国レベルの送電網擾乱のため外部電源が全喪失し、所内負荷運転に切り替わり、その後、主発電機の負荷遮断に伴い蒸気加減弁が閉じ、タービン発電機の回転数が低下、クラス IV (常用)母線の電圧が低下したので、原子炉冷却材流量も低下、自動原子炉トリップした事象である。所内負荷用電力喪失により、非常用ディーゼル発電機(予備発電機)が自動起動、外部電源が復旧するまで約6時間給電した。なお、蒸気加減弁が閉じた後再開するはずだったが油圧回路故障により再開せず、タービン発電機による所内負荷電力の供給が継続されなかった。また、外部電源の復旧に手間取った。</p> <p>本件は、外部電源喪失時に、ほぼ設計通りに原子力発電プラントが応答したことを報告するものであることから、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;">通常制御モード 代替制御モード</p> <p style="text-align: center;">参考図 PHWR (CANDU) の運転モード https://canteach.candu.org/Content%20Library/19930206.pdf</p>		
					<p style="text-align: center;">参考図 PHWR 発電所の電源系統とクラス https://canteach.candu.org/Content%20Library/20050705.pdf</p>		
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

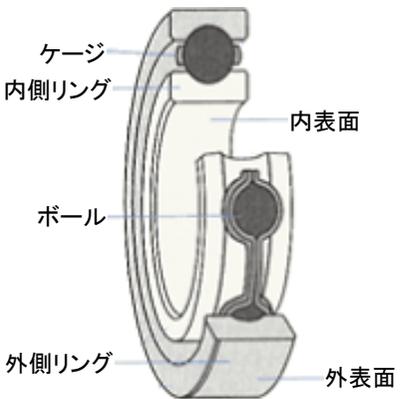
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8953			2020-07-15	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所において、蓄電池に電解液を補充している際に火災が発生した事例である。原因は、正負極への配線が逆だったため。配線ミスは1年前に別の蓄電池室で認められたが、水平展開していなかった。</p> <p>本件は、事業者及び工事請負業者の作業管理の問題ならびに施工設計における人間工学レビュー等のリスク評価も不足していたと考えられ、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠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
IRS8954			2020-07-15	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所において、大量の計装制御ケーブルが、クランプ固定位置で損傷し、芯線とシールドが短絡していることが見つかった事例である。原因は、クランプ取り付けの際の締め付けトルク値を遵守していなかったため。根本原因は、トルク製造業者のデータシートには記載されていたトルク値が、工事事業者の技術手順書に記載されていなかったため。</p> <p>本件は、事業者及び工事事業者の作業管理の問題ならびに施工設計における人間工学レビュー等のリスク評価も不足していたと考えられ、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			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>							

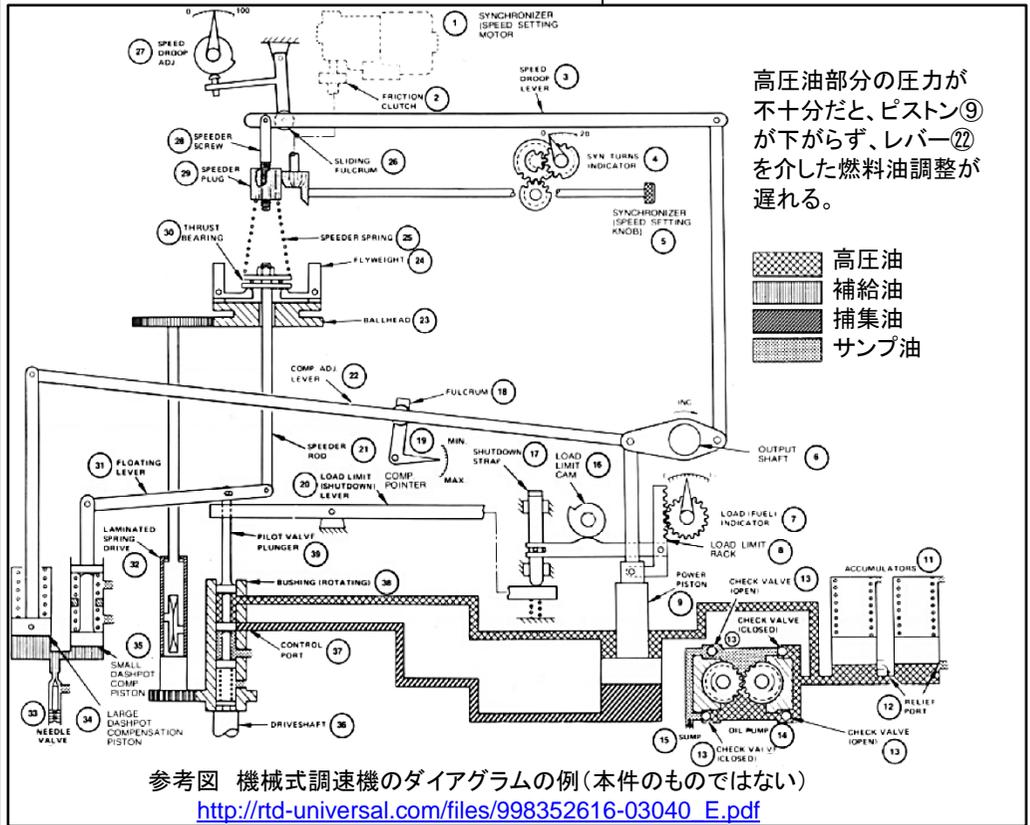
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8955			2020-07-15	事務局	②	—	<p>本件は、建設中の原子力発電所の原子炉建屋で溶接作業中に火災が発生した事例である。発火原因は、溶接作業に伴う高温スパッタが、可燃性の養生シートに落ちたため。根本原因は、溶接作業区画管理と養生管理が不十分、不適切だったこと。作業前の点検も怠った。</p> <p>本件は、事業者及び工事事業者の作業管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</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
IRS8956			2020-07-31	事務局	②	—	<p>本件は、出力運転中の PHWR において、蒸気発生器(SG)の水位制御弁の較正作業を実施中に、当該 SG の水位低により原子炉停止系が作動した事例である。原子炉停止系は正常動作しており、安全性への影響はない。水位低に到達した原因は、較正作業員の水位状態の誤判断に基づく、誤操作により、手動操作すべき水位制御弁が自動操作に切り替わって、弁が急閉したため。根本原因は、成功体験の過信。SG 水位状態を拙速に判断した。訓練も不十分だったこと。水位制御弁の較正作業を行うタイミングについても課題がある。</p> <p>本件は、事業者の作業計画、作業管理に課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
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
IRS8957		2019-10-14、米国ハリス1号機(PWR、964 MWe、モード5停止中)において、線源領域核計装機器が2チャンネル(NI-31、32)同時に動作不能となった。NI-32は、当日サーベイランス検査のために動作不能にしたが、その日遅くに復帰した。NI-31は緊急保守活動のために運転除外していたが、N-32を動作不能にする前に復旧されていた。しかし、当時は認識されていなかったが、NI-31は復旧後も計数率の指示値が正しくない動作不能状態(性能劣化)にあった。この状態は、2019-10-15、両チャンネルの指示値比較を行った際にやっと特定された。2019-11-08(モード6)に、NI-32は無効な計数を示し始め、翌日、動作不能と宣言され、同日修理された。つまり、NI-31と32の両方が、2019-11-09まで動作不能状態にあった。なお、NI-31は、2019-11-15日に修理された。	2020-07-31	事務局	⑤	—	本件は、原子炉停止中のPWRにおいて、線源領域核計装機器が2チャンネルとも約2日間動作不能となった事例である。代替機能があるので、安全性への影響は軽微。また、共通要因故障ではなく、一つは電源装置の部品の偶発故障。もう一つは、下部キャビティから検出器ウエルへのホウ酸水侵入による検出器の性能劣化が原因。当該部品と検出器の交換で復旧しており、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
LER400/2019-003	線源領域核計装が両チャンネル動作不能		補足情報				
		<p>NI-31 性能劣化原因: 前回停止時に下部原子炉キャビティから溢れたほう酸水が、検出器ウエルへ侵入し、中性子束検出器を劣化させたため。溢水原因は、キャビティへの長時間にわたる漏水。</p> <p>NI-32 性能低下原因: 検出器電源の高電圧調整ポテンシオメータの故障。なお、これらの2つの原因に関係はない。</p> <p>背景: 線源領域核計装の機能は、プラント起動停止時の異常な出力上昇を検知して原子炉トリップさせること、及び原子炉の停止状態を監視すること。</p> <p>安全評価: 原子炉トリップ機能は、中間領域・出力領域核計装機器により代替可能。原子炉停止状態の監視機能は、ホウ素濃度の監視、原子炉トリップ遮断器の状態監視及び正の反応度を付加する操作を禁止する運用操作で代替可能。このため安全性に与える影響は軽微であった。</p> <p>是正措置: ①NI-31は、中性子束検出器を交換。②下部キャビティの水位をより正しく制御するために、カメラも使用。③NI-32の電源用高電圧調整用ポテンシオメータを交換。</p>	 <p>参考図 原子炉キャビティ</p> <p>https://atomica.jaea.go.jp/data/pict/02/02040202/03.gif</p>  <p>参考図 検出器ウエル</p> <p>https://www.nsr.go.jp/data/000204530.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
IRS8958		2019-04-14、米国セコヤー1号機(PWR、1152 MWe、定格運転中)において、潤滑油圧力低により主給水ポンプ(1A-MFP)がトリップし、補助給水システム(AFW)が設計どおり作動したが、蒸気発生器(SG)の水位が下がり、水位低一低により自動原子炉トリップした。	2020-08-04	事務局	⑤	—	<p>本件は、運転中 PWR プラントにおいて、給水ポンプの1台が自動停止した後、蒸気発生器の水位低下により原子炉が自動停止した事例である。プラント挙動はプラントの想定過渡応答の範囲内であり、安全性への有意な影響はない。給水ポンプ自動停止の原因は、給水ポンプの潤滑油ポンプの1台が軸受け損傷により故障し、潤滑油の圧力が低下したため。蒸気発生器水位低下の原因は、給水ポンプ停止に伴うポンプ制御用設定値が保守側(自動原子炉停止する側)に不適切だったため。</p> <p>機器の故障に伴う想定範囲内のプラント過渡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>
LER327/2019-001	主給水ポンプトリップに伴う蒸気発生器水位低一低による原子炉停止	<p>1A-MFPの潤滑油圧力低原因: 1A1主油ポンプの故障。具体的には、ポンプ駆動側のラジアルボール軸受損傷(軸受ケージが損傷し、軸受ボールの保持機能が喪失)。軸受損傷の原因は、2017年のモータ改新後の無負荷試験中の回転異常に起因する。待機状態にあった1A2主油ポンプは、設計どおり自動起動したが、軸受油圧を保つことができず、1A-MFPがトリップした。</p> <p>原子炉トリップの原因: 1A-MFPトリップに伴う過渡時に、SGへの給水流量を適切に保持できなかったため。保持できなかった原因は、以前にMFPタービン油圧制御システムを変更した際に、タービンランバック設定値に十分検証していない値を用いたため。</p> <p>安全評価: 原子炉トリップ中及びその後のプラント安全システム応答は、最終安全解析書(FSAR)に記載された範囲内であった。本事象によるプラント職員又は一般公衆の健康及び安全への悪影響はない。</p> <p>是正処置: 1A1主油ポンプモータを交換。</p> <p>再発防止策: ①技術変更パッケージに従い、デジタル給水ポンプ制御にアップグレードする。②技術変更パッケージの一部として決定されたように、タービンランバック設定値を改定する。</p>					
			<p>補足情報</p>  <p>参考図 ボール軸受けの例</p> <p>https://empoweringpumps.com/what-you-need-to-know-about-pump-bearing-housings/</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。							

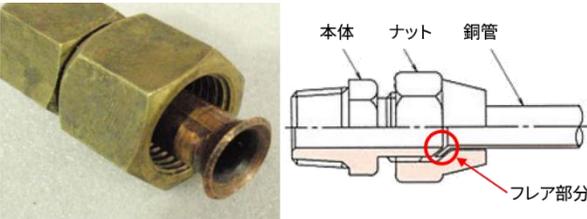
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8959		2019-10-13、米国サスケハナ 1、2 号機 (両機とも BWR、1257 MWe、定格運転中)において、サーベランス要領書に従い非常用ディーゼル発電機 (EDG-D) を起動したが、起動要求時間 (10 秒) を超えて 10.75 秒で定格周波数に達したため、両機とも運転制限条件 (LCO) に入った。	2020-08-04	事務局	②	—	<p>本件は、BWR プラントの非常用ディーゼル発電機 (EDG) の 1 台が従前の約 1 か月間動作不能とみなされる状態であったことが判明した事例である。原因は、1 か月前に実施した当該 EDG の保守後試験時に調速機の油圧を立てるための EDG 運転を怠ったため。根本原因は、保守後試験要領書で、EDG 運転を要求していなかったため。なお、当該 EDG の起動時間は、安全解析上の仮定時間は満たしており、潜在的な安全性への影響はない。</p> <p>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>
LER387 /2019-003	不十分な保守後試験によりディーゼル発電機が運転不能	EDG-D は両機共用のため。他の 3 台の EDG (A、B、C) は動作可能状態にあり、約 8 時間後に EDG-D は起動要求時間を満足し、LCO は解除された。	補足情報				
		EDG 起動遅延の原因: EDG の機械式調速機の油圧が低かったため。油圧低の原因は、2019-09-17 に実施した保守後試験 (PMT) が不十分だったため。具体的には、当該 EDG の保守のため、始動空気系を停止させたので、調速機の油圧も抜けた。油圧を立てるためには、EDG を運転しなければならなかったが、PMT で EDG を起動させるのを怠ったため、油圧が抜けたままだった。					
		安全評価: 当該発電所の技術仕様書 (TS) では、モード 1、2、3 では、4 台の EDG が動作可能であることが要求され、1 台の EDG が動作不能である場合、72 時間以内に動作可能に戻さなければならない。それができない場合は、両機とも 12 時間以内にモード 3 に、36 時間以内にモード 4 としなければならない。本件では、EDG-D は 2019-09-17 から 2019-10-13 まで運転不能であった。					
		また、C-EDG も、燃料油の漏洩により 2019-10-02 07:54 から 10-03 23:40 までと、10-07 20:14 分から 10-08 01:16 まで漏洩修理のため運転不能だった。TS では、2 台以上の EDG が動作不能である場合、少なくとも 3 台の EDG を 2 時間以内に動作可能に戻さなければならない。さもなくば、各機とも 12 時間でモード 3 に、36 時間でモード 4 とする必要がある。EDG-C と D は、同時に約 40 時間動作不能とみなされ、法令報告事象と判断された。					
		なお、事故解析では、EDG は起動信号から 25.1 秒以内に起動すると仮定しているので、2019-10-13 のサーベランス時の EDG-D 起動時間 (10.75 秒) は、事故解析の仮定内である。					
		是正措置: EDG の始動空気系を停止させたときは、PMT で当該 EDG を運転することを要件とするよう要領書を改定する。					
		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。					

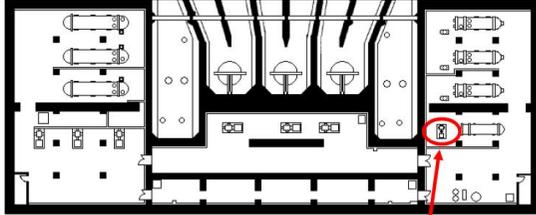


番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8960			2020-08-13	事務局	②	—	<p>本件は、定格運転中の PWR プラントにて、蒸気発生器水位低によりタービントリップ、原子炉停止した事例である。安全性への影響はない。水位低の原因は、復水制御弁の故障閉止に伴い、保護のため給水ポンプが停止したため。弁故障の原因は、保守交換した制御弁のブレーキ装置部の不良(予備品不良)。根本原因は、予備品の品質管理が不十分で、欠陥品であることを見逃したこと。</p> <p>予備品の品質管理の問題であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

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。

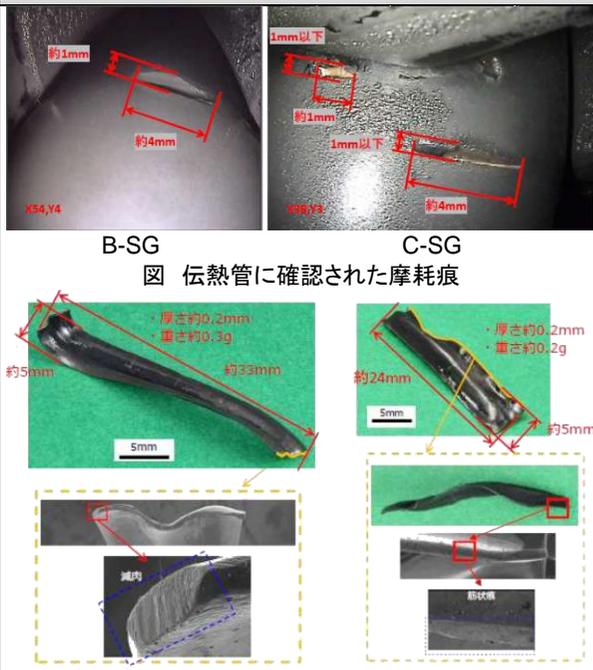
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2018-07	1・2号廃棄物処理建屋冷凍機A 運転異常について 報告日(更新): 2020-11-13 NUCIA通番: 12819M ユニット: 福島第二発電所 発生日: 2018-06-04 登録区分:最終	<p>2018-06-04、運転中の1・2号廃棄物処理建屋(RWB)冷凍機Aにおいて、冷凍機停止信号が発信したが自動停止しなかったため、RWBの所内低圧電源設備配電盤(P/C)の遮断器を手動開放し、冷凍機Aの圧縮機が停止した。その後、現場確認により、P/Cユニット内部のトリップコイルが黒く変色していたことを確認した。公設消防による現場確認の結果、火災ではないと判断された。</p> <p>自動停止しなかった直接原因: 遮断器投入コイルカバーがずれ、遮断器トリップコイルを押し、トリップ機構部がスムーズに動作しなかったため。</p> <p>コイル変色推定原因: トリップ信号が継続したため、トリップコイルが過熱したため。</p> <p>背景要因: 冷凍機の起動・停止に併せて、遮断器は入・切動作するため、動作頻度が多い(1日に数回)。遮断器投入時の衝撃により、遮断器投入コイルカバーがずれ、遮断器トリップコイルが押された。なお、冷凍機Aは遮断器点検終了後、約12か月間(4年間の夏場)運転していた。</p> <p>是正措置: 当該P/Cのトリップコイルを交換。動作良好。</p> <p>再発防止策: 異常のあった遮断器と同型の場合は、次の点検を追加し管理する。(1)電動機負荷の遮断器: 本格点検の半分の期間(3年)で、部品のズレがないことやトリップコイルの動作確認を行う。多頻度開閉の遮断器については毎年、部品のズレがないことやトリップコイルの動作確認を行う。(2)電源負荷(開閉頻度)の少ない遮断器: 本格点検の半分の期間(3年)で部品のズレがないことを確認する。</p>	2020-12-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、恒久停止した原子力発電所の廃棄物処理建屋の冷凍機1機が停止信号で自動停止しなかった事例である。直接原因は、冷凍機に給電する低圧電源設備配電盤の遮断器の一つが自動開放しなかったこと。根本原因は、当該遮断器の内部機構の動作不良。プラントの安全性に影響はない。動作不良は遮断器の高い開閉頻度の影響とされるが、遮断器の設計・製造欠陥、保守・点検時の過誤、製品寿命超過等が特定されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				

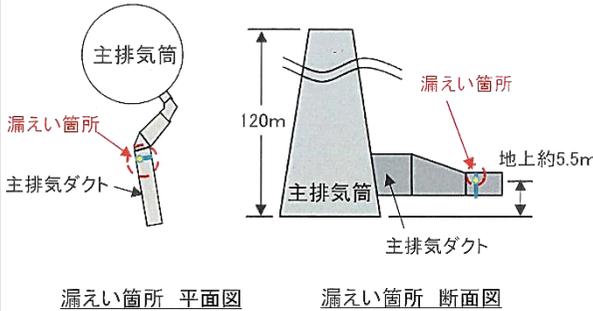
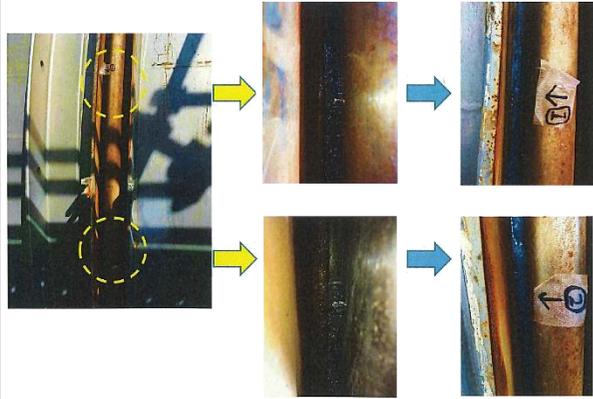
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2018-17	中央制御室冷凍機圧縮機銅管継手部リークについて 報告日(更新): 2020-11-11 NUCIA 通番: 12858M ユニット: 福島第二発電所 2号 発生日: 2018-08-31 登録区分: 最終	<p>2018-08-31、「コンプレッサ B1 吸込圧力低」警報が発生し、中央制御室冷凍機(B)が停止。現場確認にて、外観等の異常及びフロン漏えいがないことを確認したため冷凍機(B)を再起動したが、「コンプレッサ B1 吸込圧力低」警報が再発生し、冷凍機(B)が再度停止。現場確認にて、フロンを検知、コンプレッサ B1 の冷媒ラインの銅管継手部に漏えいを確認した。</p> <p>漏えい推定原因: 疲労損傷</p> <p>推定寄与因子: 当該継手部(フレアタイプ継手)は圧縮機に直接取り付けられているが、継手部と配管の境界であるフレア付け根部が、冷凍機の起動・停止や負荷の変化による振動を受けやすい状況にある。また、レシプロ型の圧縮機を採用しているため、振動が高い。さらに、過去の別機器の不具合にてフレア部の浸透探傷検査により、目視確認できない傷が発見された実績があり、本件でも、外観確認時に見逃したひびがあった可能性がある。</p> <p>再発防止対策: レシプロ型の圧縮機に直接取り付けられている銅管のフレア継手については、点検の都度フレアの再加工を行うと共にフレア部の浸透探傷検査を実施する。作業着手前までに施工要領書に反映する。</p>	2020-11-13	事務局	⑤	—	<p>本件は、恒久停止した原子力発電所の中央制御室の冷凍機が異常停止した事例である。原因は、コンプレッサの冷媒ラインの銅管継手からのフロン漏えい。漏えい原因は、フレア継手部の疲労損傷。前回分解点検時に目視確認できないひびをフレア部に発生させた可能性が推測されている。フレア継手は、構造上、振動に弱く、取り付け時にフレア部を痛めやすい。プラント安全性に影響はない。フレア継手の設計・製造欠陥、保守・点検時の過誤、製品寿命超過等が特定されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、NUCIA 検索によると、2011-03-11以降、福島第二サイトにおいて、中央制御室冷凍機に関わる保全品質情報が12件登録されている(1号:1件、2号:5件、3号:4件、4号:2件)。その他サイトの登録は、1件のみであることから、福島第二サイト特有の背景があると推測される。</p>
補足情報			 <p>参考図 フレアタイプ継手の例 http://www.ctechcorp.co.jp/technology/hydropower/hydropower03/</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 2018-52	海水熱交換器建屋内における発煙について 更新日: 2020-11-27 NUCIA 通番: 12947M ユニット: 福島第二発電所 2号 発生日: 2019-03-19 登録区分:最終	<p>2019-03-19、2号機中央制御室において「2号機熱交換器建屋 B1F 南側」の火災警報が発報、現場にて2号機海水熱交換器建屋地下1階(非管理区域)の廃棄物処理補機冷却系ポンプからの発煙を確認。消防署へ通報した。当該ポンプを直ちに停止し、発煙停止を確認。消防署員の現場確認において、「火災ではない」と判断された。これによる外部への放射能の影響はなし。</p> <p>調査結果:①カップリング部のモータ側、ポンプ側ともほとんどグリスがなく、摩耗粉が大量に認められた。②カップリングギヤ部において点検周期の妥当性の評価が行われていなかった。③センターリングが、基準値より大幅にずれていた(グリス切れによるギヤ部の摩耗が影響したと推定)。</p> <p>発煙推定原因:当該ポンプのカップリングに封入しているグリスの経年劣化により潤滑性能が低下し、カップリングスリーブとハブのギヤ部が摩耗し、ハブが空回りしたことによる摺動熱によってグリスが加熱され発煙に至った。</p> <p>是正措置:当該ポンプのカップリングをメンテナンスフリーのフォームフレックスカップリングに交換した。</p> <p>再発防止対策:①類似機器(ギヤカップリング部及びフオークカップリング部を使用する機器)のカップリング部に定期的なグリス補給を行う。②類似機器のカップリングの分解点検を計画的に実施する。メンテナンスフリーであるダイヤフラムカップリングへの仕様変更の検討を行う。</p>	2020-12-23	事務局	②	—	<p>本件は、恒久停止プラントの廃棄物処理補機冷却系ポンプからの発煙を確認した事例である。火災ではなく、環境への影響はない。原因は、当該モータのギヤカップリング部の潤滑剤切れによる摺動熱による発煙。推定根本原因は、潤滑剤の交換間隔が不適切だったこと。事業者による保守マネジメント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とする。</p>
<p>補足情報</p>  <p>発煙が確認された廃棄物処理補機冷却系ポンプ</p> <p><発煙発生後の現場写真></p>  <p>当該ポンプ設置状況 発煙したと思われる箇所</p> <p>図 廃棄物処理補機冷却系ポンプ</p> <p>参考情報 ギヤカップリングの潤滑剤の交換時期の例 http://www.kyushu-hasec.co.jp/products/gear_coupling/ns_series</p> <p>①グリスは1ヶ月後に交換、その後は6ヶ月ごとに交換を行って下さい。 ②オイルは1ヶ月後に交換、その後は6ヶ月ごとに交換を行います。</p> <p>お客様へのお願い(免責) 最大軸径、許容最高回転数に近い御使用の場合、トルク変動が大きい場合、くり返し衝撃のかかる場合、及びクレーン巻き上げ装置等の超低速使用の場合は、幅広い検討が必要となりますので、弊社設計課との打合せを行って御採用願います。 使用条件を弊社が知り得ないお買い上げ品に対しては、上記各状況下での故障又は事故等の責任を免除させていただきます。</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 2019-21	避難経路扉の開閉に関する不適合について 更新日: 2020-12-03 NUCIA 通番: 13056M ユニット: 柏崎刈羽発電所 1,2,3,4,5,6号 発生日: 2019-11-22 登録区分:最終	<p>当該発電所では、原子炉建屋や熱交換器建屋等の外部に面した扉(外部扉)の隙間に対してコーキング処置を実施した。その後の調査で、2号機および4号機の9箇所の避難経路上の扉において、コーキング処置が施されたまま開放できない状態であることが確認された。建屋内部の避難経路上の内部扉においても、1号機や荒浜側焼却建屋等でコーキング処置等を行っているものを5箇所確認した。建築基準法および消防法に抵触するため、2019-11-22に、関係行政機関へ報告した。その後の詳細調査で、新たに、コーキング処置等により開閉できない内部扉が3箇所、障害物等により開閉できない、または、開閉に支障のある外部扉1箇所と内部扉3箇所を確認。これにより合計21箇所(外部扉10箇所、内部扉11箇所)の開閉できない、または、開閉に支障のある避難経路扉が確認された。</p> <p>原因:①避難扉の出口面に識別がなかった。②コーキング処理等を施工する際に、波及影響への想定が甘かった。③法令上、避難扉の開閉を阻害してはいけないことの意識が希薄であった。</p> <p>是正処置:①浸水防止対策を目的としていた外部扉9箇所は、コーキング処置を除去し、止水性の高いパッキンに変更する。②気密処理等を目的としていた内部扉8箇所は、避難誘導灯の本設化を行い新たな避難ルートを設ける等の対策を実施した。③障害物等により開閉できない扉4箇所は、障害物撤去等の対応を行った。</p> <p>再発防止対策:①所内の全避難扉の出口面に避難扉と分かる旨の表示をする。②本件の運転経験情報を作成し、関係者に周知する。③波及影響教育資料に、本件を反映し教育を実施する。波及影響の現場ウォークダウンの観点に「扉の機能」を入れる。</p>	2020-12-16	事務局	①	—	<p>本件は、原子力発電所において避難経路上の扉の21箇所、開閉ができないもしくは支障があることが確認された事例である。主な原因は、不適切なコーキング処置。根本原因は、避難扉の認識がない、コーキングの影響を理解していないなど、保全作業員及び保安全管理者の認識不足。なお、本件は原子力安全ではなく、建築基準法及び消防法に関わることから、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				

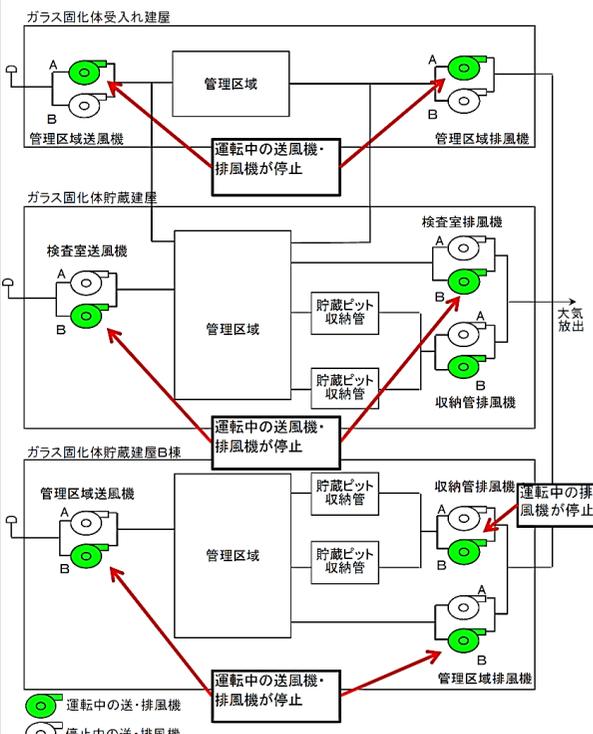
参考図 外部扉コーキング処理状況

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-24 法令報告	蒸気発生器伝熱管の損傷 報告日: 2020-09-07 NUCIA 通番: 13091T ユニット: 高浜発電所 3号 発生日: 2020-02-18 登録区分:最終	<p>第 24 回定期検査中の高浜発電所 3 号機において、蒸気発生器(SG)の伝熱管に対して渦流探傷試験(ECT)を実施したところ、B-SG の伝熱管 1 本と C-SG の伝熱管 1 本の管支持板部付近で、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ので、2020-02-18 に原子力規制委員会に報告した。なお、本事象に伴う外部への放射能の影響はなかった。指示が認められた伝熱管は、高温側及び低温側の管板部に施栓し供用外とした。</p> <p>指示があった伝熱管のカメラによる外観検査により、摩耗痕が確認され、A-SG と C-SG の流量分配板上に金属片が確認された。なお、SG 内、SG ブローダウン系統(復水器回収ライン、系外ブローライン)の目視点検では、上記金属片とスラッジ以外の異物は見つからなかった。</p> <p>見つかった金属片は SUS304 相当であり、形状から渦巻きガスケットの一部と見られたが、異物が SG 内へ移動する可能性がある流路範囲内で用いられている渦巻きガスケットは全て健全であった。</p> <p>伝熱管減肉の推定原因:SG 外から流入した異物が伝熱管と接触し、伝熱管の流動振動によって、伝熱管外表面が摩耗したため。</p> <p>異物発生推定経緯:前々回の定期検査以前において主給水系統及び SG 水張系統から、又は前回定期検査において SG 水張系統から混入した異物が、目視確認が困難となる場所に残留した。</p> <p>再発防止対策:①異物管理の継続実施。②SG への異物流入の可能性がある機器の点検と異物混入防止対策(補足情報欄)の徹底。③SG 水張ポンプ入口にストレーナ設置。④機器を開放した時点でガスケット等の消耗品に損傷を確認した場合は、工事担当者に報告することを調達要求文書に定める。</p>	2020-10-14	事務局	⑥	0	<p>本件は、第 32 回原子力規制委員会(令和 2 年 10 月 14 日)にて取り扱われ、規制委員会としては、今後も関西電力が行う定期事業者検査(蒸気発生器伝熱管体積検査)の結果及び異物混入防止対策の実施状況について、原子力規制検査にて確認を行うこととした。本件は、定期検査のため原子炉を停止した状態で、渦流探傷試験を実施したところ、蒸気発生器の伝熱管に有意な信号指示を確認したものであり、原子炉施設の安全に影響を与えない事象であるので、INES レベル 0 の「安全上重要でない事象」と評価された。以上より、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>B-SG C-SG 図 伝熱管に確認された摩耗痕</p> <p>C-SG A-SG 図 SG 内で発見された金属片</p> <p>表 異物混入防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> • 機器内部に立ち入る作業前に、作業服、靴等に異物の付着がないことを本人以外が確認する。 • 機器内部に立ち入る前に、器内作業用の作業服に着替え、靴カバーを着用する。 • 開口部に周辺作業と隔離したエリアを設ける。 • 弁点検時は、弁箱内部に使用する機材(ウエス含む)に異物の付着がないことを確実に事前確認する。 • 最終異物確認時に直接目視で異物確認できない範囲は、小型カメラで確認する。 • ウエスは、新ウエスを使用する。 • 新ウエスは再使用ウエスと区別して管理する。 • 保温材の切れ端等の清掃・片づけは一作業一片づけを徹底し、作業服、靴の異物付着確認を行う。 • 異物混入防止対策が作業手順書通りに実施されていることを、現場パトロール等で管理強化する。 							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-43	1号機主排気ダクト継手部からの空気の漏えいについて 更新日: 2020-10-21 NUCIA 通番: 12959M ユニット: 福島第二発電所 1号 発生日: 2019-04-12 登録区分:最終	<p>2019-04-12、1号機主排気ダクト継手部の2箇所から、建屋換気空調系の空気が漏えいしていることが確認された。コーキング(シール)補修した。</p> <p>当該箇所周辺の表面汚染密度および空気中の放射性物質濃度は、検出限界値未満であり、プラント内における放射線モニタの値にも異常はなかった。本事象による外部への放射能の影響はない。</p> <p>漏えい直接原因:主排気ダクトと伸縮継手との溶接部の約23mmの縦割れ。</p> <p>縦割れ発生推定原因:疲労破壊。ダクトの膨張/収縮を繰り返してきたことによる。なお、前回点検(2009年)では漏えいは確認されず、東北地方太平洋沖地震(2011年)以降最初の点検(今回)で漏えいが確認されたことから、地震による影響は否定できないものの、当該伸縮継手前後のダクトにずれは確認されていない。</p> <p>再発防止対策:当該継手部の交換が困難なことから、カバーで覆うか、割れが確認された溶接部を補修溶接する。なお、当該箇所以外に漏えいは確認されていないことから、点検周期(10年)の見直しは考えていない。</p>	2020-04-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、恒久停止したBWRの常用系である建屋換気空調系の主排気ダクト伸縮継手から空気漏えいが確認された事例である。放射能漏れはない。原因は、溶接部の疲労破壊により割れが発生したためと推定されている。</p> <p>原子力安全に影響しない軽微な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>
補足情報							
 <p style="text-align: center;">漏えい箇所 平面図 漏えい箇所 断面図</p> <p style="text-align: center;">図 漏えい箇所</p> <p style="text-align: center;">漏えい箇所(拡大) 補修後</p>  <p style="text-align: center;">図 漏えい箇所拡大写真</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-03	再処理事業所構内(管理区域外)における車両からの火煙の確認について 更新日: 2020-11-05 NUCIA 通番: 176M ユニット: 日本原燃 再処理事業所 発生日: 2020-07-03 登録区分:最終	2020-06-25、再処理事業所内の一般廃棄物処理建屋(管理区域外)前の駐車スペースにおいて、事務用品・什器備品等の運搬車両から異臭がして、エンジン部分で火煙が確認された。ただちに、消火器で消火。公設消防による現場確認の結果、火災と判断されるとともに、鎮火も確認された。 本事象による再処理工場への影響はなく、けが人もなかった。 原因:エンジンルーム内にある排気マニホールドとターボチャージャーの接続部分の熱が上昇し、同接続部分にあった木くず(鳥の巣)が発火したため。 再発防止策:①運搬車両のエンジンルーム内の可燃物(鳥の巣、枯れ草等)の確認を含めた運行前日常点検の実施。点検結果を事業者が確認する。②構内に入構するすべての車両に、エンジンルーム内の可燃物(鳥の巣、枯れ草等)の確認を含めた運行前日常点検の徹底を義務付ける。	2020-11-05	事務局	⑤	—	本件は、再処理事業所内の駐車スペースにて、トラックのエンジンルームから出火した事例である。直ちに消火器で消火され、再処理工場の安全性に影響はなく、けが人もいない。原因は、エンジンルーム内の鳥の巣がエンジン作動に伴い発火したため。根本原因は、エンジンルームの運行前点検を怠ったこと。 軽微な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。
補足情報							
							
図 車両全景							
							
図 エンジンルーム内							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-06	線量当量率測定記録等の誤廃棄 更新日: 2020-08-06 NUCIA 通番: 12969 M ユニット: 島根発電所 1、2号 発生日: 2019-05-16 登録区分:最終	<p>2019-05-16、執務室及び文書管理室に保管中の記録類を調査したところ、10年間の保存が義務づけられている放射線に関する記録うち、以下の文書の平成24年度分のみ誤って廃棄されていることが発覚した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・線量当量率測定記録 ・表面汚染密度測定記録 ・空気中の放射性物質濃度測定記録 ・線量当量測定記録 <p>安全性評価:当該文書に該当する期間において、元データやチャート記録等から原子力安全に影響を及ぼしていないことが確認できたことから、違反(監視)とされた。</p> <p>直接原因:技術情報文書管理システムに登録する際、保管期間10年で登録すべきところ、誤って5年で登録していたため、平成30年3月末で保管期間満了として6月末に当該文書を廃棄していたもの。</p> <p>根本原因:社内規定である「文書・記録保管手順書」において、文書等を適切かつ厳正に管理・確認する手順が明確化されていなかった。また、文書等管理の各段階において各自の役割の理解が不十分であり、組織としての管理体制が確立されていなかった。</p> <p>是正措置:、線量当量率測定記録として保存していた電子データ(元データ)、その他の業務プロセスで保存していた記録から、当該記録の代替となる記録を作成し、保管した。</p> <p>再発防止対策:システム登録にあたり業務ラインでの確認を追加する、記録の廃棄にあたり現物確認を行う、文書の集中化に係る手順を明確化するなど「文書・記録保管手順書」の内容を見直すと共に、担当者所属箇所において教育を実施する。「廃棄予定文書目録」に文書の「保管期間」を表示させるようシステムを変更する。</p>	2019-07-09	事務局	⑥	—	<p>本件は、放射線に関する記録うち、平成24年度分のみ誤って廃棄されていることが発覚したものである。廃棄された記録に該当する期間において原子力安全に影響がなかったことから違反(監視)とされた。</p> <p>直接原因は、保管期間10年で登録すべきところ、誤って5年でシステムに登録していたため。</p> <p>根本原因は、社内規定である「文書・記録保管手順書」の不備及び社内教育の不備である。</p> <p>本件は令和元年度第2四半期の保安検査報告書に取り上げられていることから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		処理結果
					基準/2次	INES	
国内 2020-07	再処理事業所 廃棄物管理施設 における建屋換 気設備の停止に ついて 更新日: 2020-11-20 NUCIA 通番: 177M ユニット: 日本原燃 再処理事業所 発生日: 2020-07-21 登録区分:最終	<p>2020-07-21、再処理事業所内の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの建屋換気設備において、非管理区域系統空調ユニットの蒸気加熱コイル交換工事のため、当該系統の送・排風機の停止作業を実施したところ、ガラス固化体受入れ建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の検査室送・排風機ならびに管理区域送・排風機が全台停止し、正圧となった。</p> <p>約 4 時間後に、全台送・排風機が復旧し負圧にもどった。ガラス固化体は自然通風冷却のため、換気設備停止による影響はない。ガラス固化体受入れ建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の放射性物質による汚染はない。環境への影響もないことが確認されている。</p> <p>背景情報:送・排風機は A 系と B 系があり、「遠隔自動」運転モードにより、どちらか一方が運転される。</p> <p>直接原因:送・排風機の A 系(停止中)と B 系(運転中)とも、運転モードを「遠隔自動」から「現場手動」に切替え、蒸気加熱コイル交換工事のため B 系を停止させた。現場手動モードのため、A 系の送・排風機は自動起動しなかった。</p> <p>根本原因:1)作業指示書が、送・排風機の運転モード(遠隔自動/現場手動)を切り替える系統(B 系のみ)を明示していなかったこと。2)運転手順書上で、当該制御ロジック(現場手動モードでは、停止中の系統は自動起動しない)を認識しにくい構成であったこと。</p> <p>再発防止策:1)定例の周知教育の資料に、本事例を追記した。2)運転手順書の注意事項を容易に目に付くよう記載を見直した。3)運転手順書の教育、建屋換気設備の制御ロジックに関する教育、作業指示書作成時における確認事項および留意事項に関する教育を実施した。4)運転操作の段階において、気付きを増やす観点から、監視制御盤の換気設備運転操作画面に注意喚起表示を追加した。</p> <p>水平展開調査結果:1)非管理区域の系統操作により、管理区域の系統が影響を受ける制御ロジックを有する建屋換気設備は他にはない。2)運転手順書のうち、操作時に使用する個別手順に操作上の注意事項等の記載漏れは他にはない。3)隔離の対象が不明確な作業指示書は他にはない。</p>	2020-11-20	事務局	⑥	—	<p>本件は、再処理事業所内の建屋換気設備の非管理区域系統空調ユニットの保全作業のため、運転中の B 系送・排風機の停止操作をしたところ、管理区域の送・排風機が全台停止した事例である。プラントの安全性や環境への影響はないが、4 時間管理区域内が正圧となった。直接原因は、停止操作に必要な運転モード切替え(自動から手動)におけるミス。根本原因は、作業指示書や運転手順書が不明瞭で、本来不要な A 系(停止中)の運転モードも切り替えたため、自動起動しなかった。また、非管理区域の系統操作が、管理区域の系統にも影響する当該建屋換気設備の特殊性。寄与因子は、これらの特性・リスクを運転員、保全者が理解していなかったこと。</p> <p>本件は規制庁検査 G ですすでに取り扱っているので、上記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> <p style="text-align: center;">類似事象(NUCIA 通番 150)</p> <p>概要:2015-06-08、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて、電源系統の切り替え作業に伴う、遮断器の開放作業を行っていたところ、ガラス固化体受入れ建屋及びガラス固化体貯蔵建屋の管理区域排風機、検査室排風機が全台停止し、ガラス固化体貯蔵建屋 B 棟の管理区域排風機、収納管排風機も全台停止した。この間、管理区域および収納管の負圧は維持され、ガラス固化体の冷却温度に有意な上昇はない。周辺環境への影響もなかった。</p> <p>原因:誤って点検対象以外の遮断器を「切」操作したため。</p>  <p style="text-align: center;">参考図 換気設備概要図</p> <p style="text-align: center;">https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/hlw/trouble/detail/file/20150609-b01-1.pdf</p>							

運転経験関連国際会議トピックス(案)

令和 3 年 1 月 27 日

技術基盤課

1. 運転経験に関する国際報告システム(IRS)に関する技術会合／第 27 回 WGOE 定例会合
(2020 年 10 月 6-10 日、Web 会議方式)

(1)原子力発電所の放水配管の閉塞

概要(LER 293-2019-003 から抜粋)

2019-12-06、米国クーパー原子力発電所(BWR、794 MWe、定格運転中)にて、非常用ディーゼル発電機(EDG-2)が運転不能状態であることから、運転上の制限(LCO)要件適用を宣言した。原因は、EDG-2 を含む原子炉補機のサービス水系(B)の流量が喪失したため。その原因は、サービス水系(B)の埋設放水配管(川への水路)が閉塞したため。

閉塞原因:2014 年の改造で、当該放水配管を区分別に分離する等を実施した。2019 年の歴史的洪水の影響で、大量の土砂等が放水口の水路に堆積した(浚渫も怠った)。改造前なら、水流で堆積物を排出できたが、改造後は排出できなくなったためと推定されている。

暫定処理結果

本件は、原子炉補機冷却系のサービス水系の放水配管が閉塞した事例である。有意な詳細情報が得られたら、スクリーニング分析を行う。

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

(2) 電磁接触器のコンポーネントの欠陥

概要 (ASN のプレス記事 2019-12-24 付けから抜粋)

2019-12-10、仏国パンリー2号機(PWR、1330 MWe)において、非常用システムが動作不能となる電気設備の不良に関する重大事象(INES-2)が発生した。各原子炉には、安全関連設備(電動弁、バックアップシステムのポンプ、制御盤)に電力を供給する2系列(A系、B系)の6.6 kV 電源盤がある。事業者は、2019-07-27 から始まる燃料交換停止中に、電源盤の電磁接触器の接触コンポーネントを交換した。前回の停止時にA系の交換が行えなかったため、A系とB系のコンポーネント交換を同時に行った。合計で28個の接触コンポーネントが交換されたが、それらは全て同じ製造ロットのもので、欠陥品であることが後に判明した。この欠陥により、バックアップシステムのポンプ等に電気が供給されない可能性がある。この接触コンポーネントは、Schneider Electric 社製の同じセットの部品を使用している。

<https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Reacteur-2-de-la-centrale-nucleaire-de-Penly-Evenement-significatif-classe-niveau-2-INES>



暫定処理結果

WGOE 等でも取り上げられており、有意な詳細情報が得られたら、再スクリーニングを行う。

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

2. 燃料サイクル施設事象報告システム(FINAS)に関する定例会合
(2020年10月12-14日、Web会議方式)

(1) 放射性廃棄物処理施設の金属処理施設でチタン火災

概要 (cyclife 社のプレス記事 2019-11-08、2019-11-22 付けから抜粋)

2019-11-07、スウェーデンの Cyclife 社の廃棄金属処理施設にて、火災が発生した。火災初期に消防隊が発動し、約 24 時間後に鎮火した。負傷者はいない。施設外への放射能漏れは検出されていない。事後直ちに施設は閉鎖され、作業は中断された。INES-1 と評価された。発火源は特定されていないが、チタンを含む復水器のコンポーネントを切断処理している際に火災が発生した。火災により影響を受けたのは、当該復水器のみで、施設内の他の金属物は影響を受けていない。損傷したのは、壁や屋根の断熱材である。

<https://www.cyclife-edf.com/en/edf/fire-incident-brought-under-control-at-the-cyclife-waste-processing-facility-in-sweden>

<https://www.cyclife-edf.com/en/cyclife/our-news/cyclife-waste-metal-treatment-facility-in-sweden-in-the-process-to-restart>

暫定処理結果

有意な詳細情報が得られたら、スクリーニング分析を行う。

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。

調査中案件の状況（案）

令和3年1月27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。 ・電磁的障害に関し、電磁両立性（EMC）に係る国内外の規制動向について調査中。調査結果を第 44 回技術情報検討会において報告した。

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和 3 年 1 月 2 7 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。 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

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2.2.26)、炉安審燃安審(R2.6.5)、規制委員会(R2.5.27)に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合(R2.8.5)において確認し、その結果を第42回技術情報検討会(R2.8.19)において報告した。

	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。
		<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>	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	<ul style="list-style-type: none"> ・ R2. 3. 4、R2. 3. 23、R2. 7. 15 原子力規制委員会において、改正後に必要な申請手続、経過措置、改正対象等について審議。R3. 1. 20 <u>原子力規制委員会において、パブコメ実施について了承。</u>R3. 1. 21～R3. 2. 19 <u>までパブコメ実施中。</u>

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。 ・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。 ・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。 ・R2.10.6 第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取組について聴取。 ・R2.10.21 原子力規制委員会において聴取結果を報告した。 ・R2.12.24 <u>ATENAから「原子力発電所にお</u>
----	--------------------	--	------------------------------------	-----	----	--

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						<p><u>るデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行された。</u></p>