

第44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のコメントがあった。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44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 －地震荷重:地震動による配管応答の確率分布モデル －初期亀裂:亀裂深さ(肉厚の約25%)の亀裂 －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 －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) －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。</p> <p>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</p> <p>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

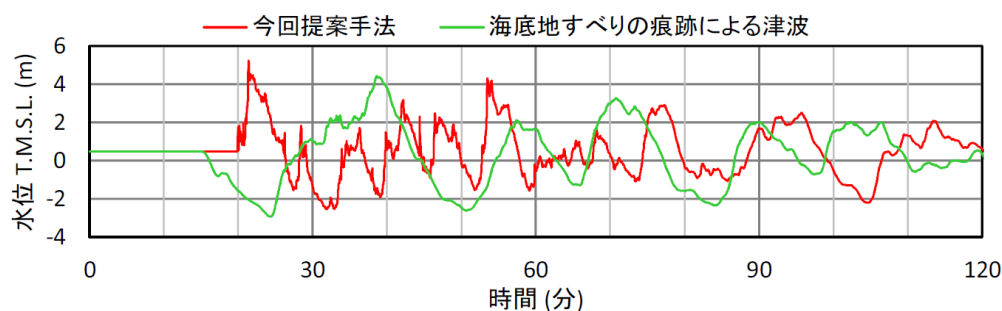
金戸²らは、土木学会論文集 B2(海岸工学)「海底地すべりによる津波の将来想定手法の提案」（以下「本論文」という。）において、「原子力発電所における海底地すべりによる津波評価は、過去の海底地すべり（以下「既往地すべり」という。）の痕跡を復元することで評価を行っている（以下「従来手法」という。）。一方、将来発生し得る海底地すべりによる津波は、既往地すべりサイト以外の不安定斜面で発生する地すべり（以下「初生地すべり」という。）も評価対象とすべきである。」と述べた上で、柏崎刈羽原子力発電所の半径 100km の範囲において、海底地すべりパラメータの経験モデルを用いて、海底地すべりによる津波の発電所へ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

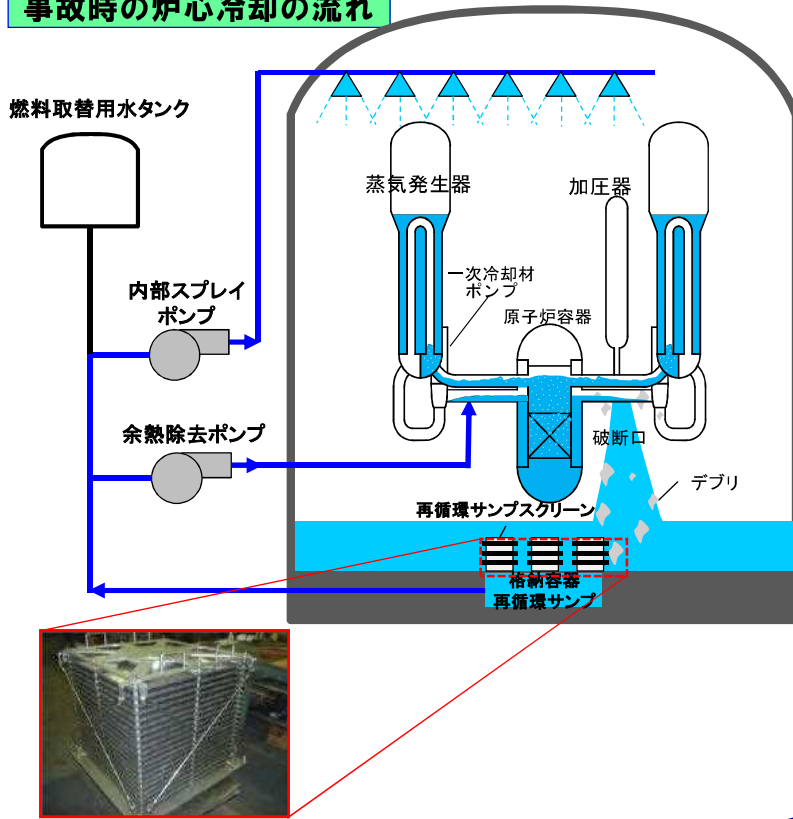
1

1. 背景
2. 全体計画
3. デブリ投入試験
4. まとめ

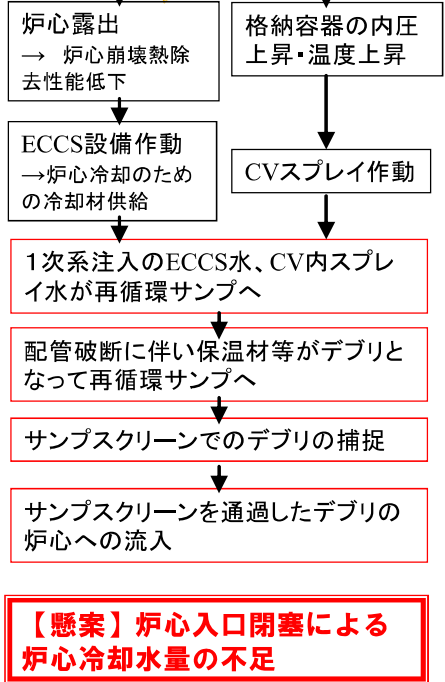
1. 背景 (1/4) - サンプスクリーン下流側影響の概要 -

2

事故時の炉心冷却の流れ



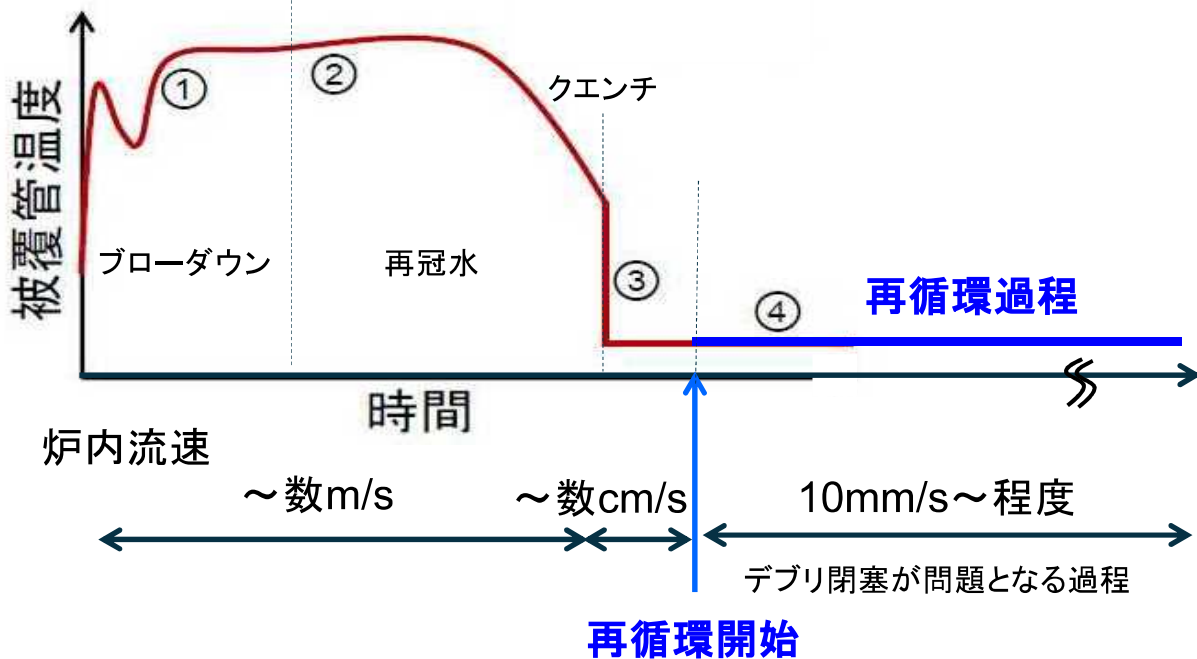
1次系配管破断 (LOCA) 発生



1. 背景 (2/4) 大LOCA時の被覆管温度 & 炉内流速の挙動

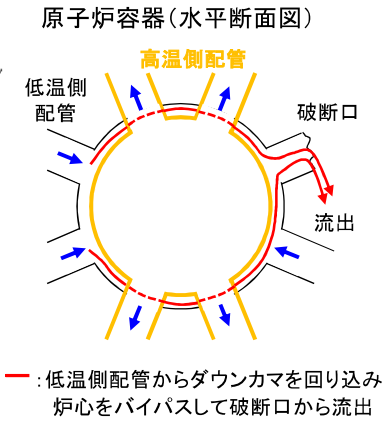
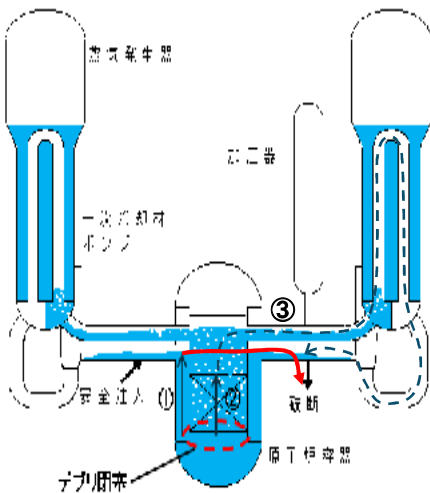
3

- 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

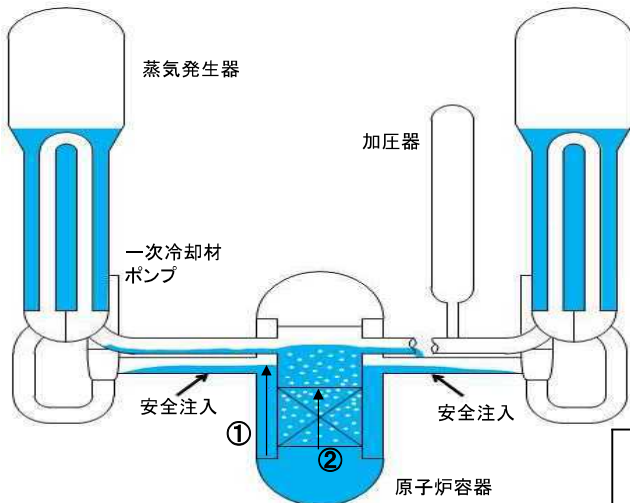
■ 炉心への冷却材供給の駆動力

- 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を経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)

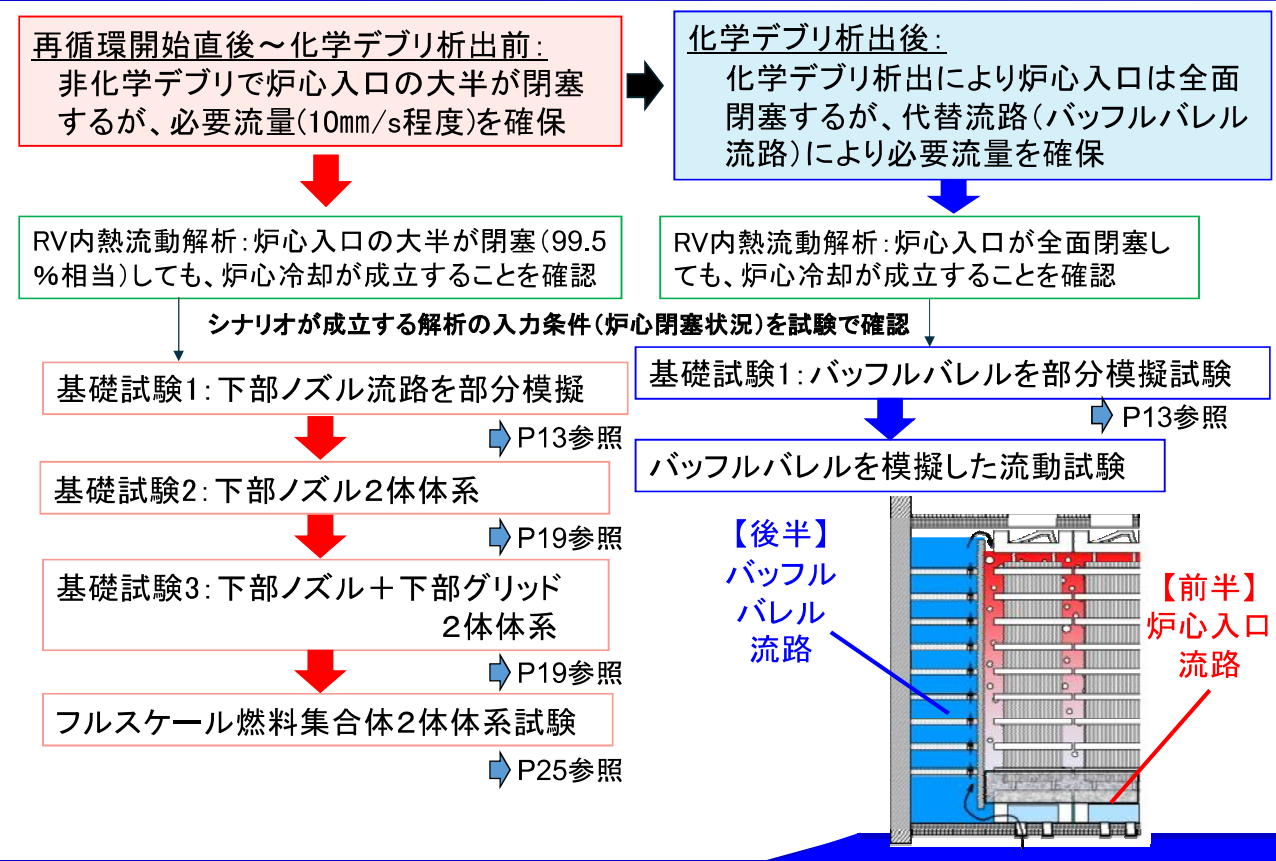
水頭差は低温側配管破断よりも大きく、炉心を冠水させている水位を低下させないための水頭差減少の余裕(デブリ閉塞上限量の目安)も大きくなる方向。

	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)	バブルパ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)	バブルパレル流路のみで炉心水位維持
高温側配管破断 (HLB)	バブルパレル流路のみで炉心水位維持	バブルパ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。



2. 全体計画(3/3) 全体スケジュール

- 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)	基礎試験の拡充	
					フルスケール集合体試験		フルスケール集合体試験 バッフルバレル流動試験	
		基礎試験1 (バッフルバレル 部分模擬試験)						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
- ・バッフルバレル 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
- バッフルバレルによる炉心冷却の成立性の確認

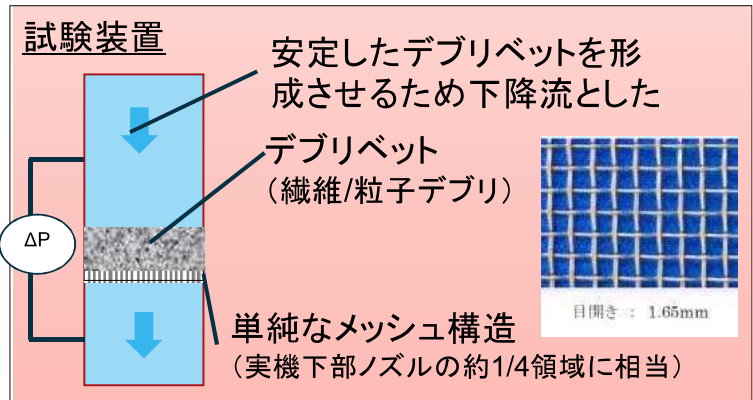
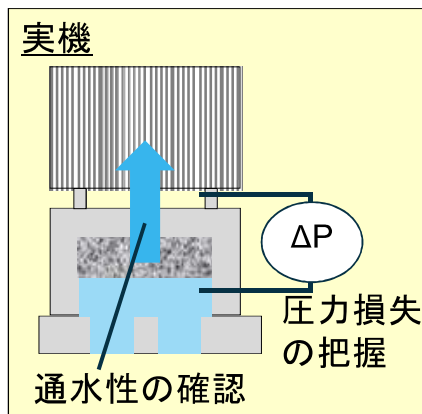
3.2 基礎試験2, 3: 炉心入口部模擬 2体試験

- ・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

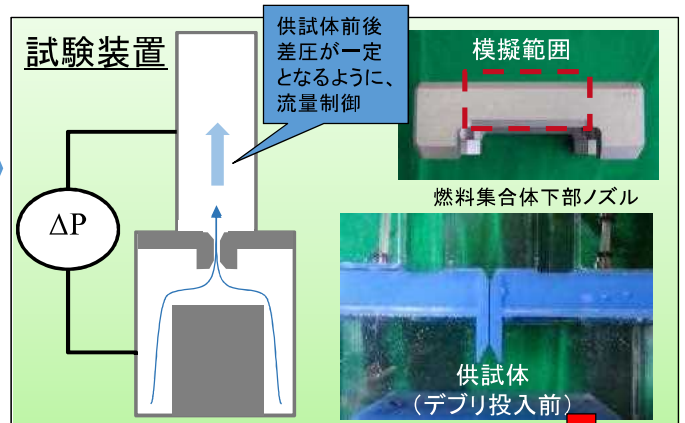
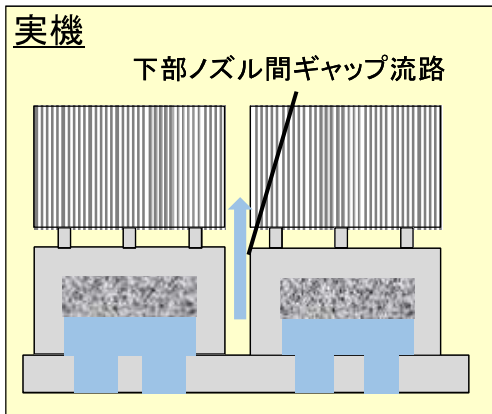


試験後のデブリベット

○試験結果

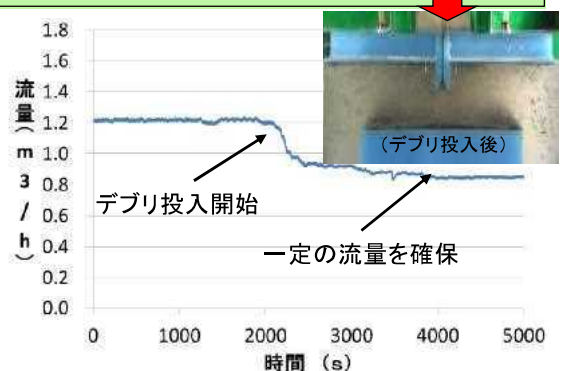
- デブリベットが形成され圧力損失が200kPaに到達
- 下部ノズル流路孔はデブリにより全閉塞する可能性が高いことが判明
- 下部ノズル流路孔以外で冷却材供給に有効な流路を検討

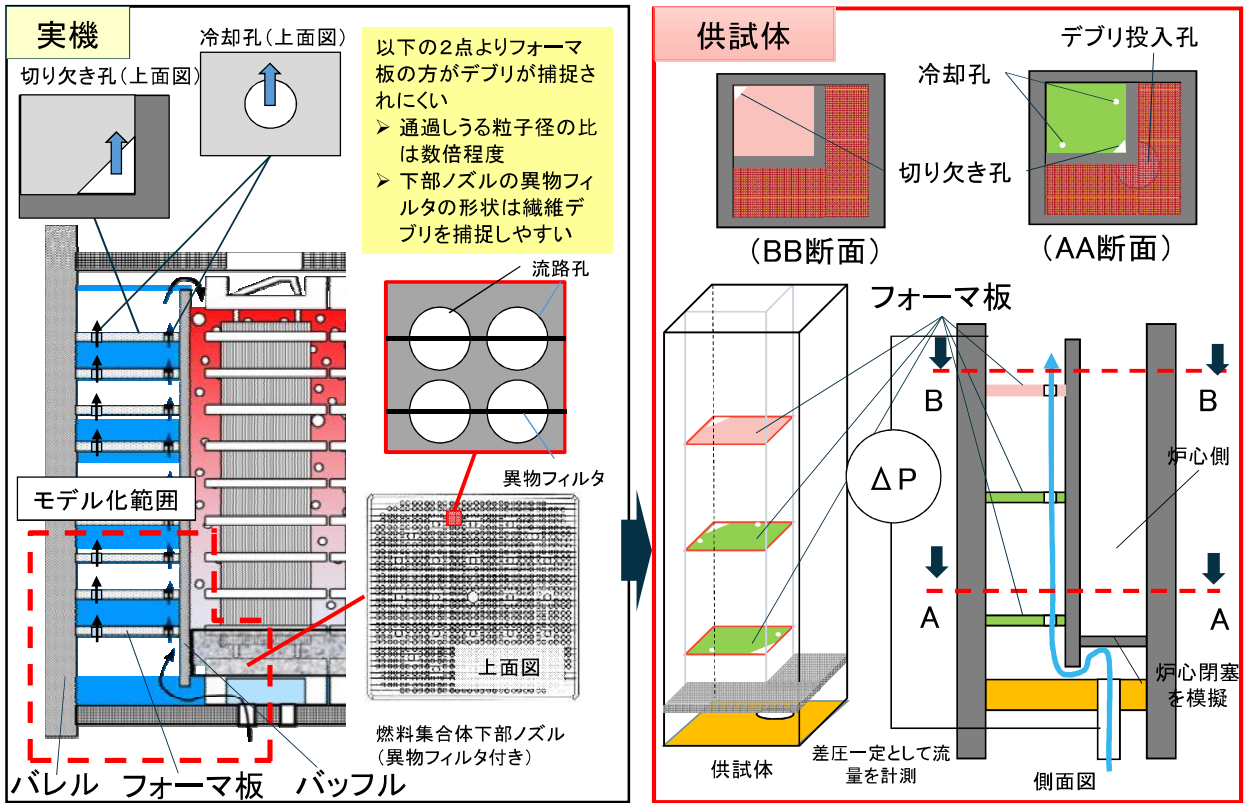
○試験装置の概要



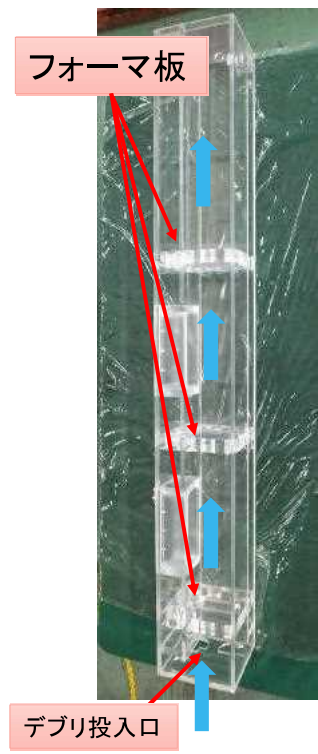
○試験結果

- 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)



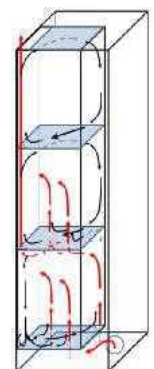
○試験条件

- ・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

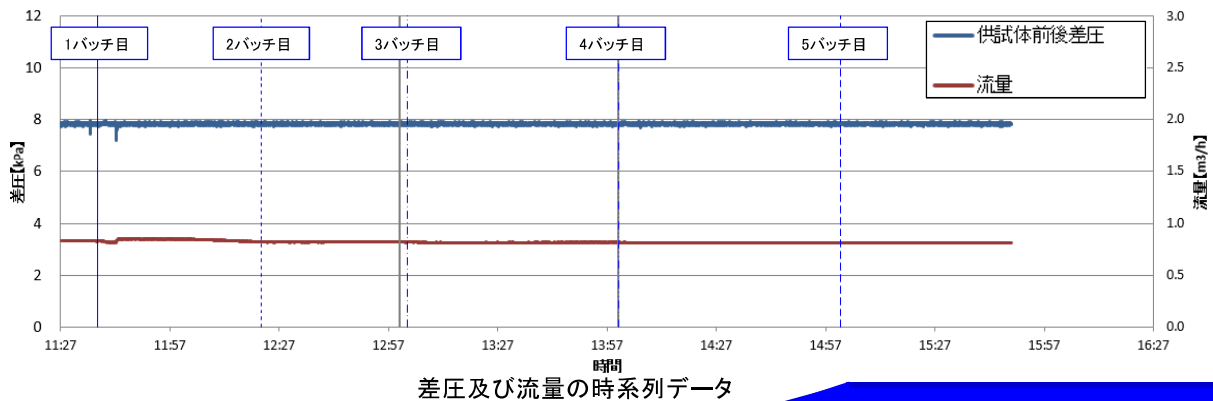
- フォーマ板にデブリが堆積するものの流路孔の閉塞は見られず一定の流量が確保された
- バッフルバレル流路による炉心冷却の見込みを得た



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

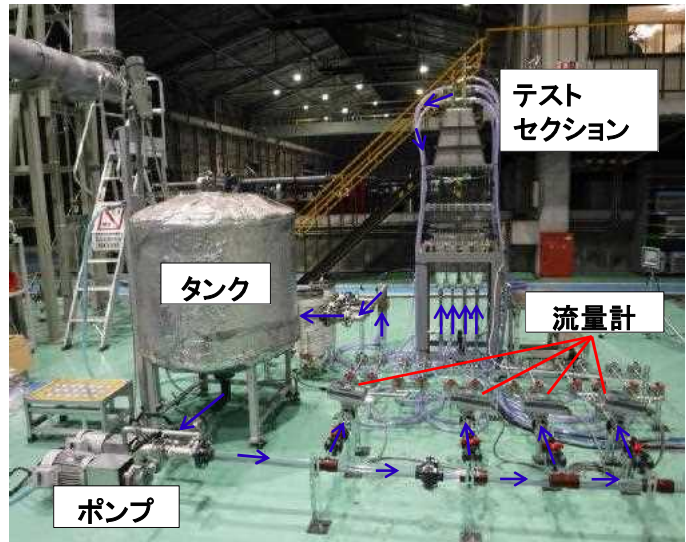
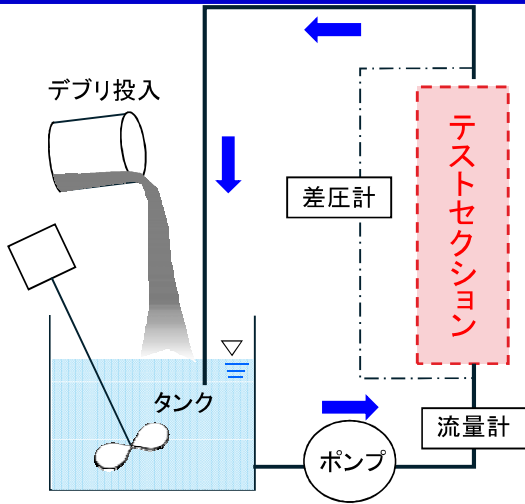
- 下部ノズル2体体系試験
- 下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

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

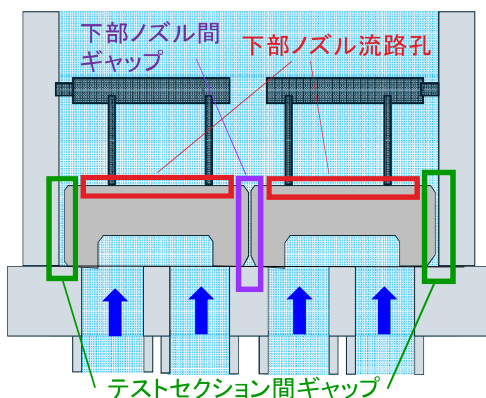
- ・流量 : 炉心流速約10~30mm/s (CLB条件)
- ・温度、圧力 : 常温、常圧
- ・デブリ条件 : 国内代表プラントのデブリ濃度を基準※

※基準濃度の3倍まで濃度を高めて試験を実施

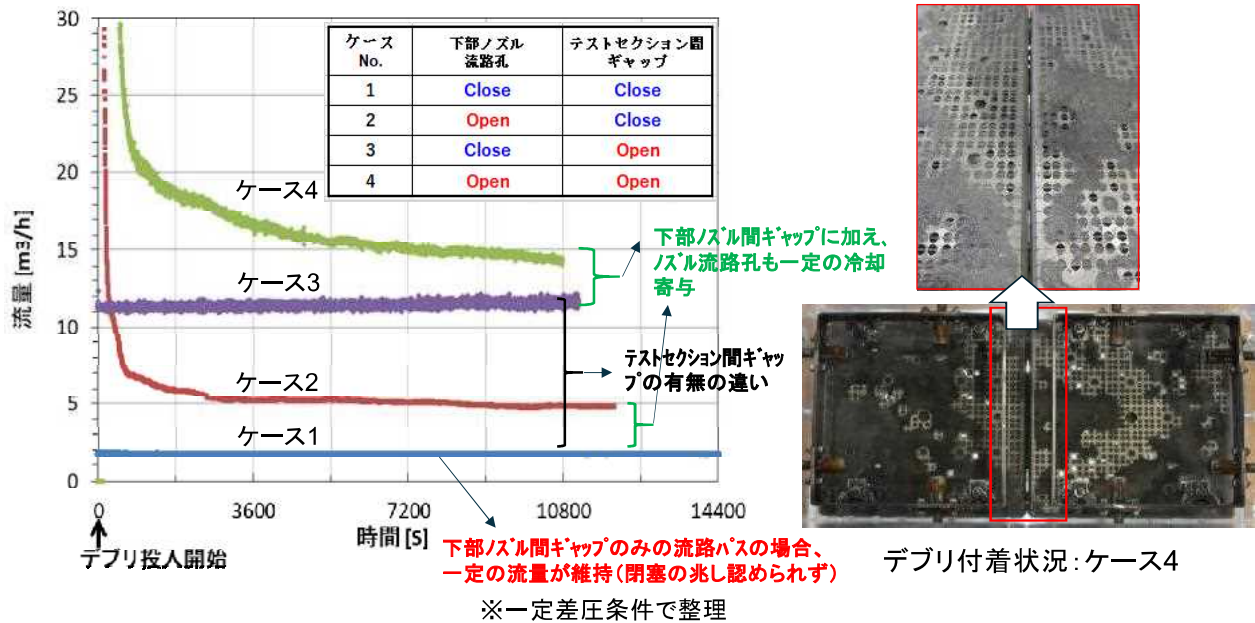
【試験ケース】

- 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

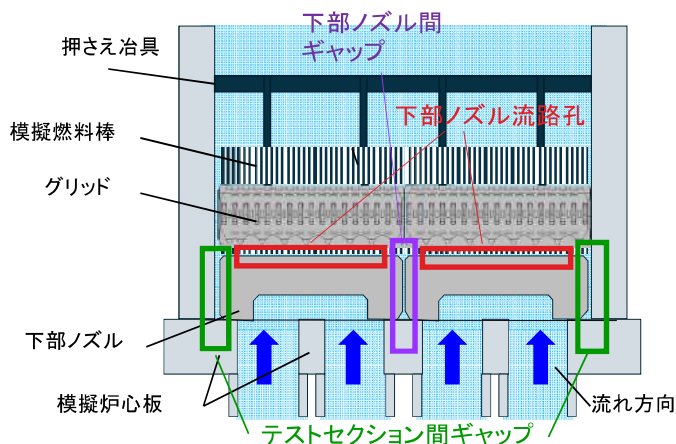


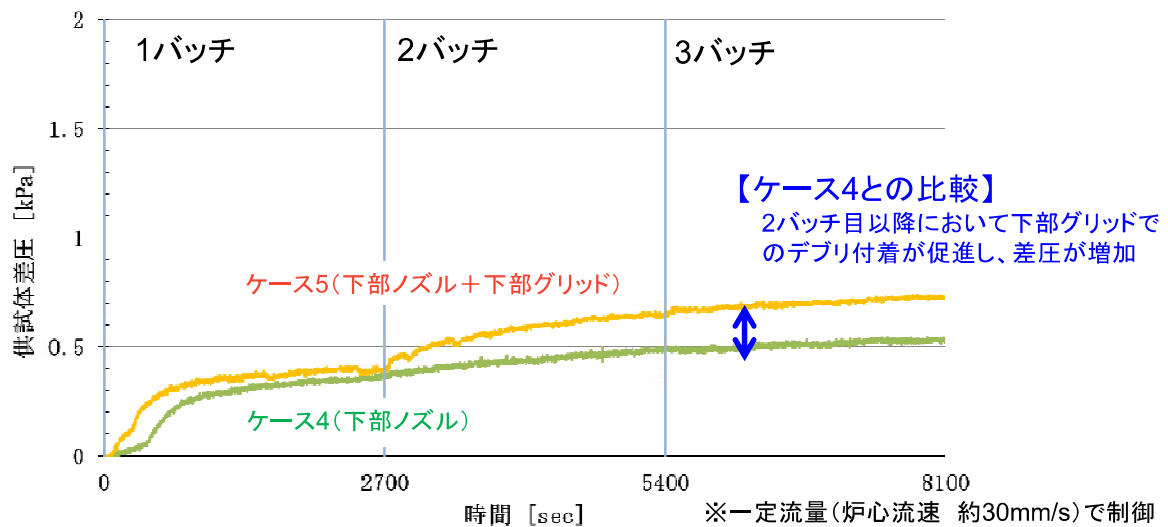
- 下部ノズル流路孔が全面閉塞した場合であっても、十分な流量を確保できることが判明。下部ノズルの通水性に問題がないことを確認した。
- 下部ノズル流路孔についても完全に閉塞はせず、一定の冷却効果があることを確認した。

【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)





- 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

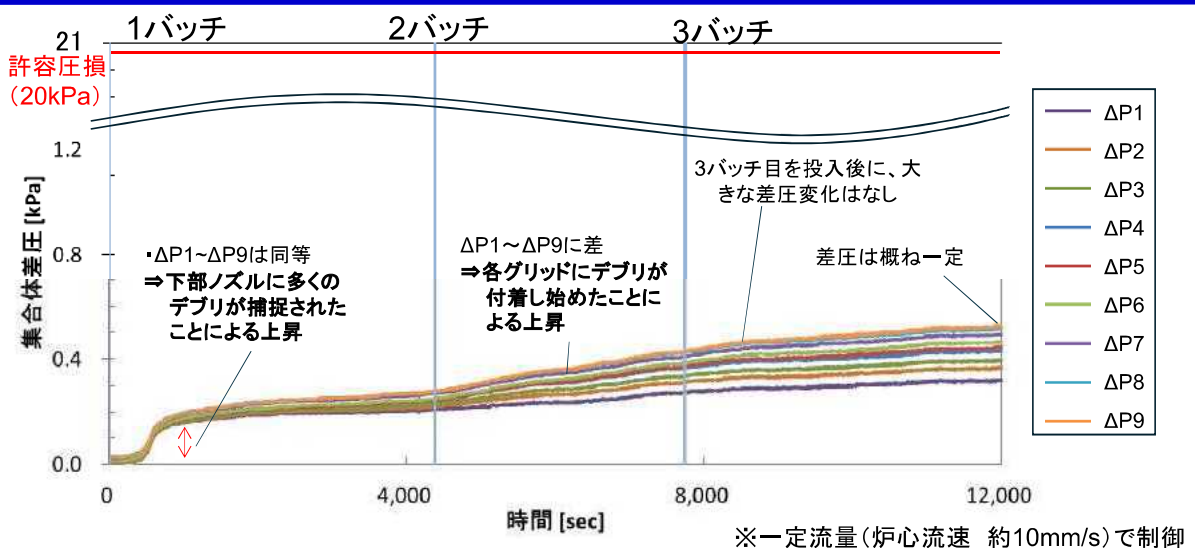
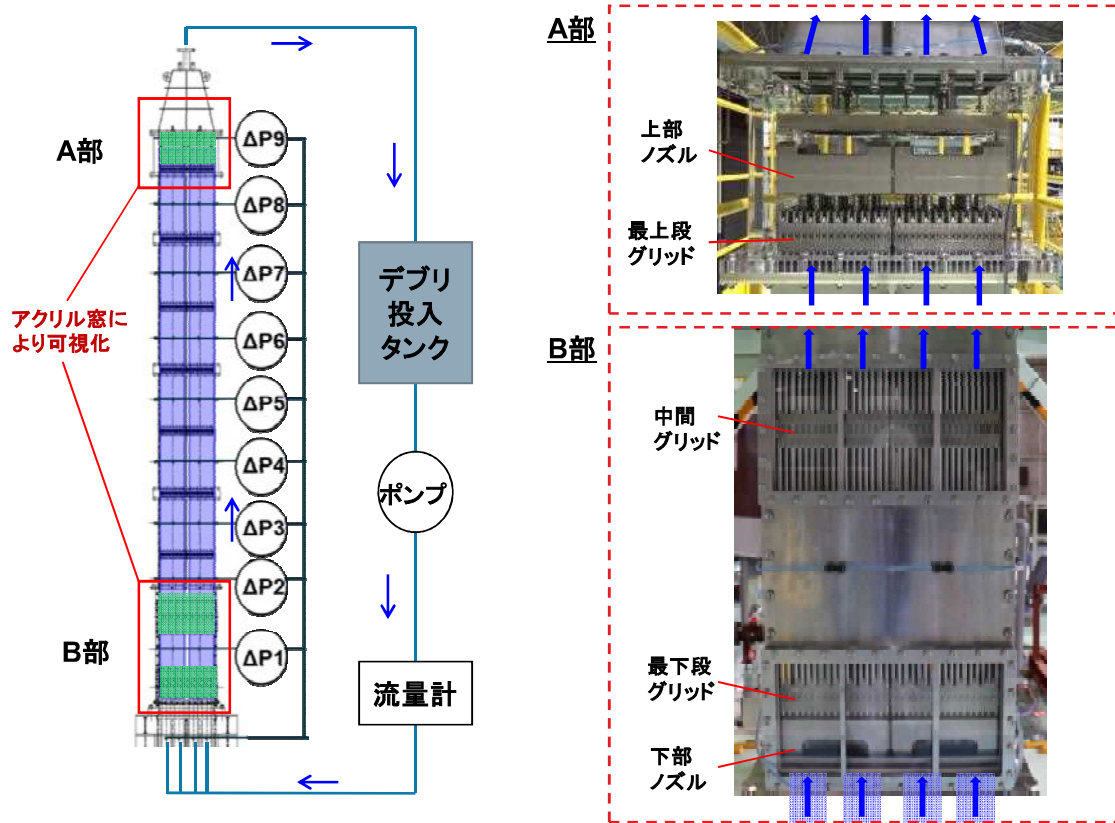
- 下部ノズル2体体系試験
- 下部ノズル+下部グリッド2体体系試験

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

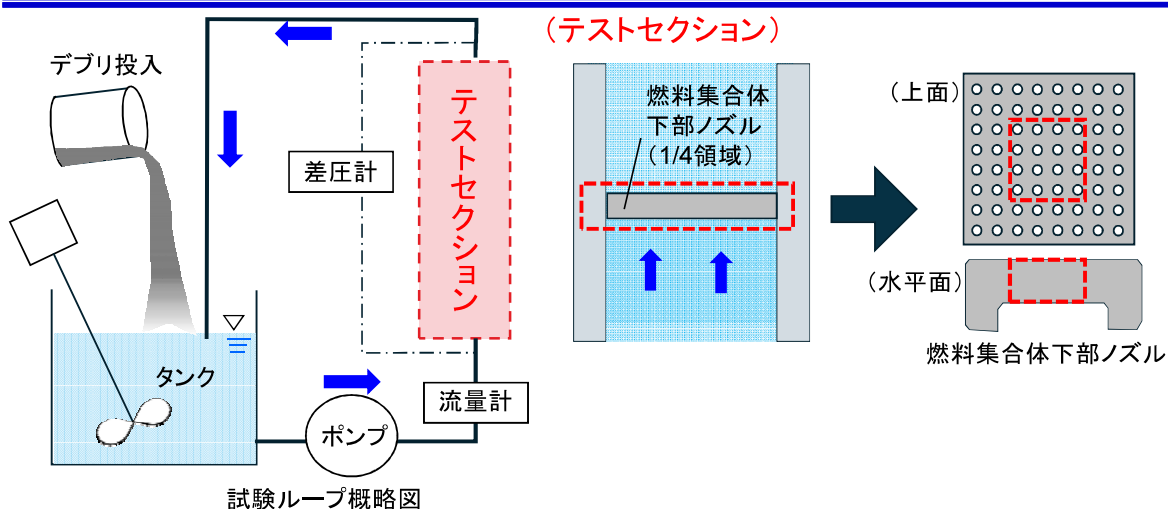
3.3 フルスケール燃料集合体2体体系試験

3.4 海外試験条件模擬 小規模体系試験

目的:

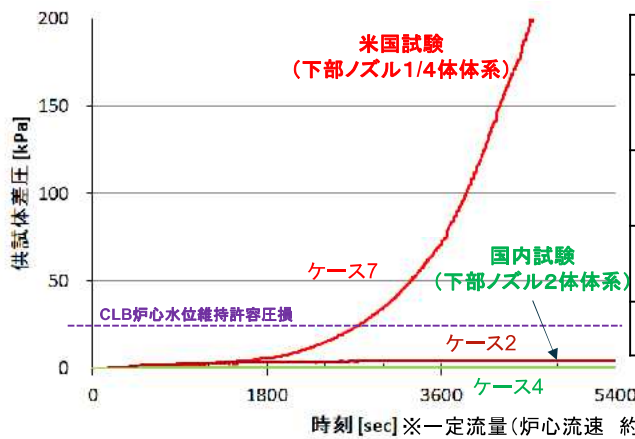
- 米国試験体系と国内試験体系を比較し検討の妥当性を確認。

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



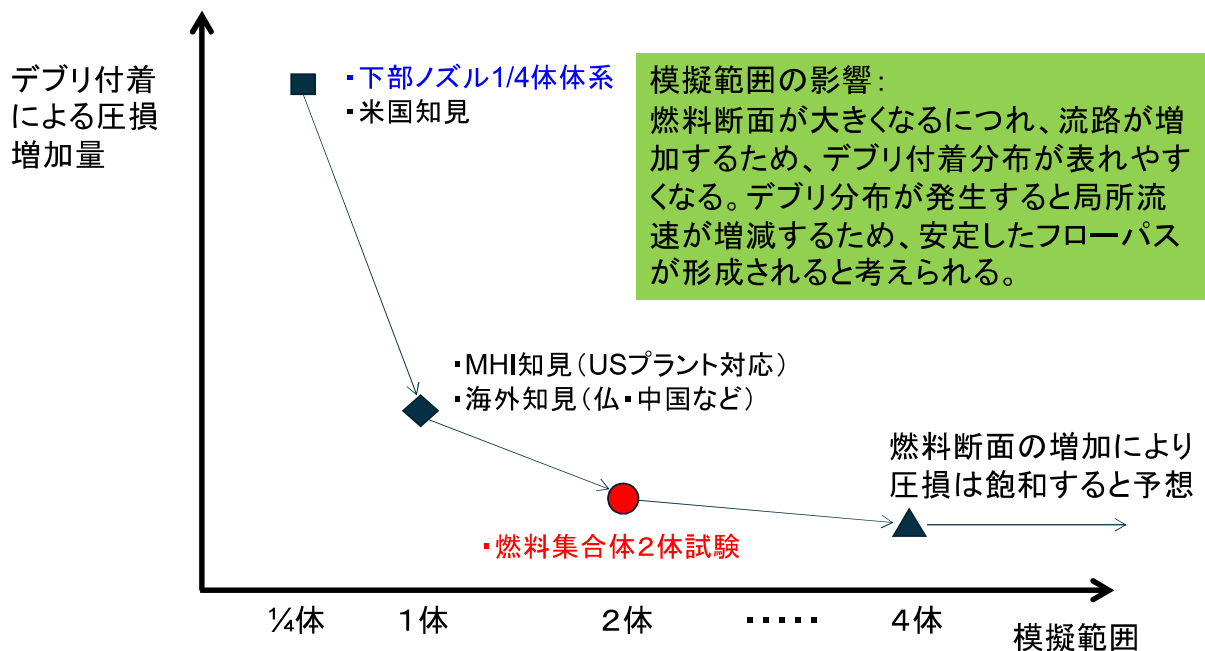
基礎試験	下部ノズル1/4体体系 (ケース7)	下部ノズル2体体系 (ケース2、ケース4※)
最大差圧	>200kPa	ケース2: 約4.4kPa ケース4: 約0.5kPa
繊維デブリ総量	25g	450g/2FA (1/4領域当たり56g)
粒子デブリ総量	250g	1460g/2FA (1/4領域当たり183g)
P/F	10	3

※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

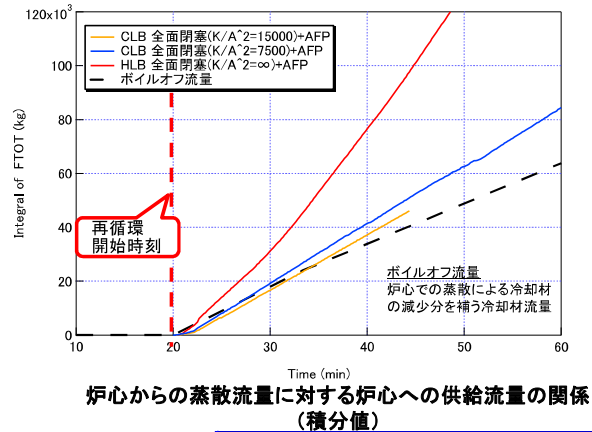
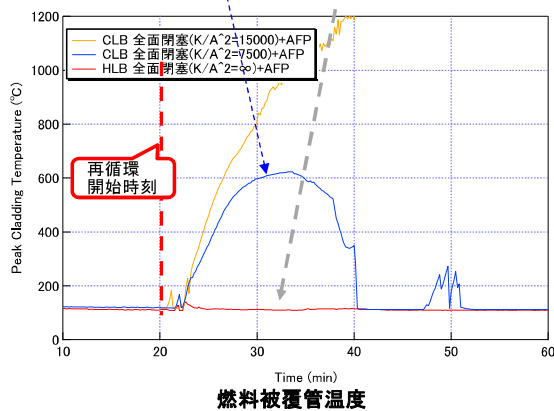
参考1

デブリ閉塞を仮定した炉内熱流動解析結果について

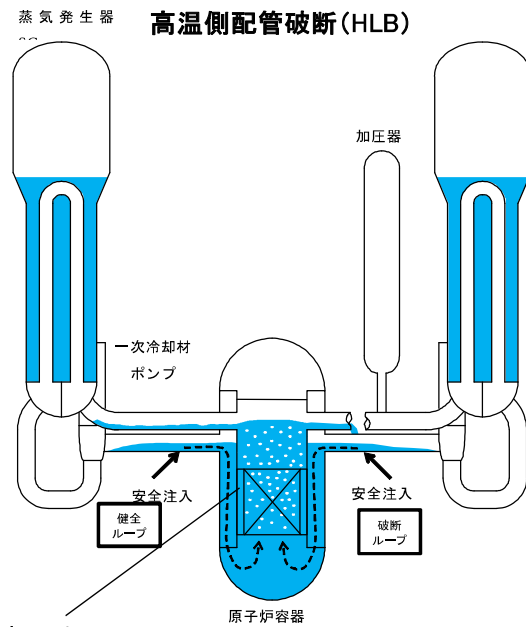
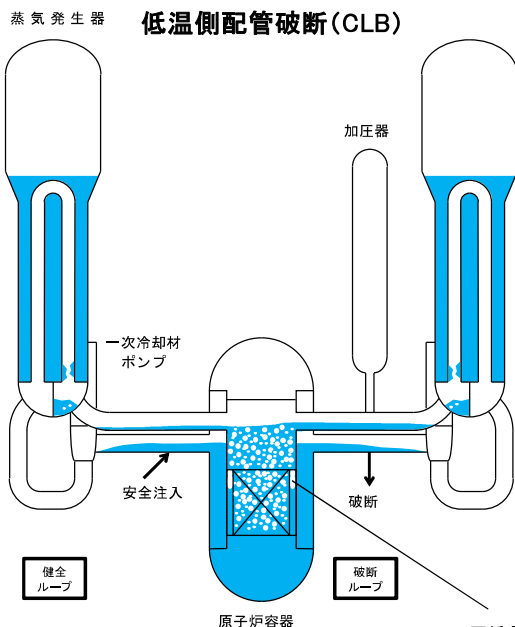
- 入口圧損が瞬時に増加すると仮定
- CLB: 圧損増加の程度によってバッフルバレル流路による炉心への冷却材供給に時間を要する場合がある
 - 全面閉塞による圧損増加で温度上昇
- HLB: 圧損増加の程度に依らずバッフルバレル流路による炉心への冷却材供給が可能
 - 全面閉塞&圧損 ∞ でも温度は上昇しない。
 - (瞬時の炉心全面閉塞後もバッフルバレル流路が速やかに機能)

	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



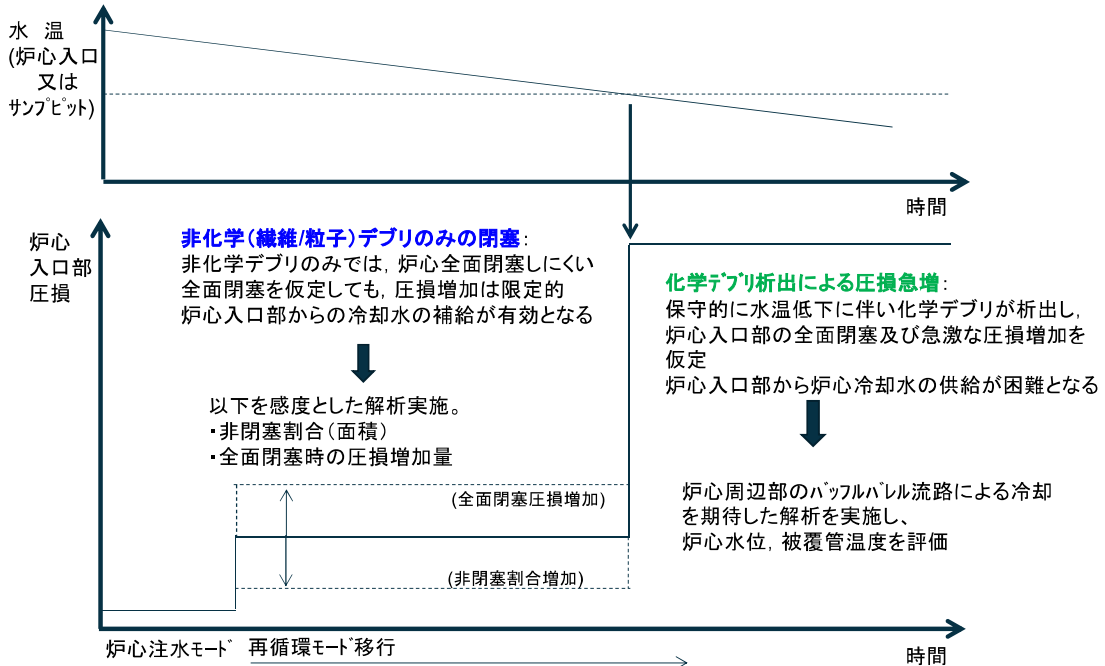
再循環開始直後のCLBにおいては、
バッフルバレルの水位が低い

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

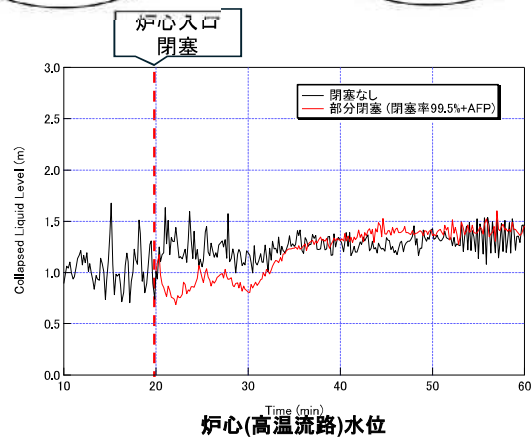
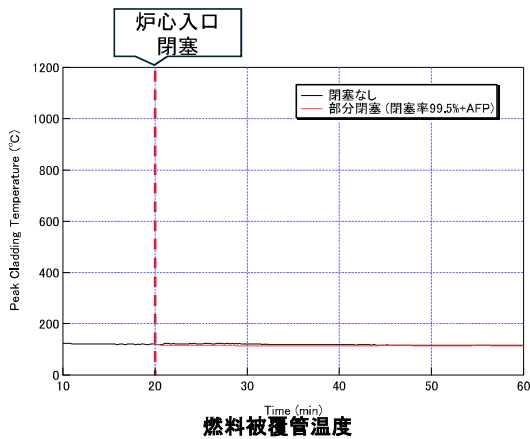
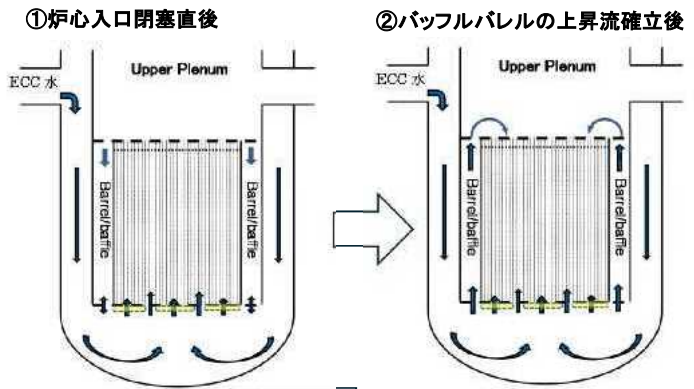
➤ 対象とする事故事象

- ・ 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)

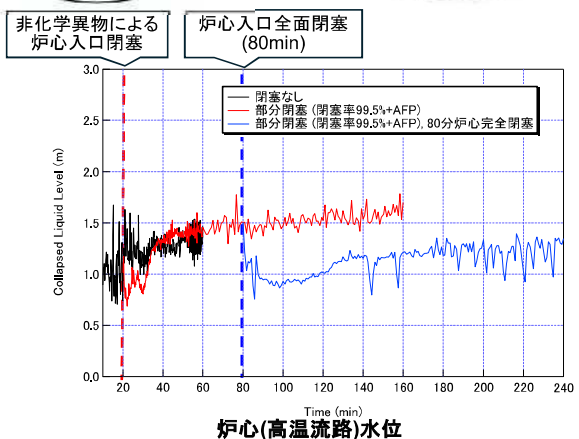
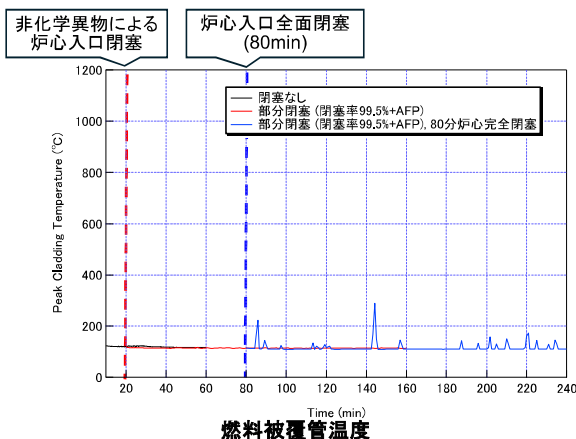
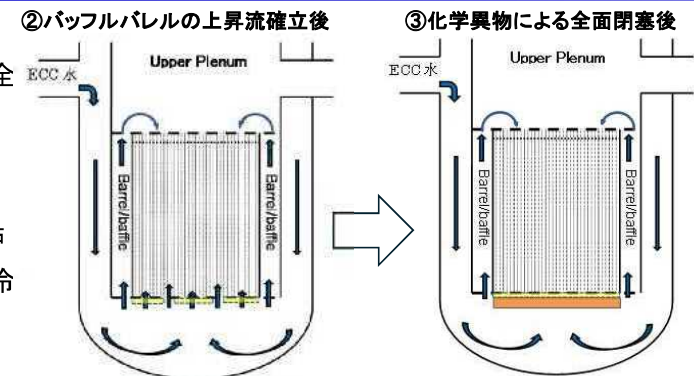
➤ 解析条件

- ・ 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、バツフ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

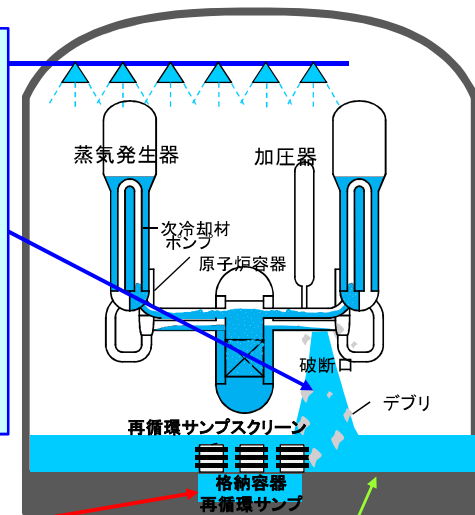
①保温材破損からの異物量

- 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

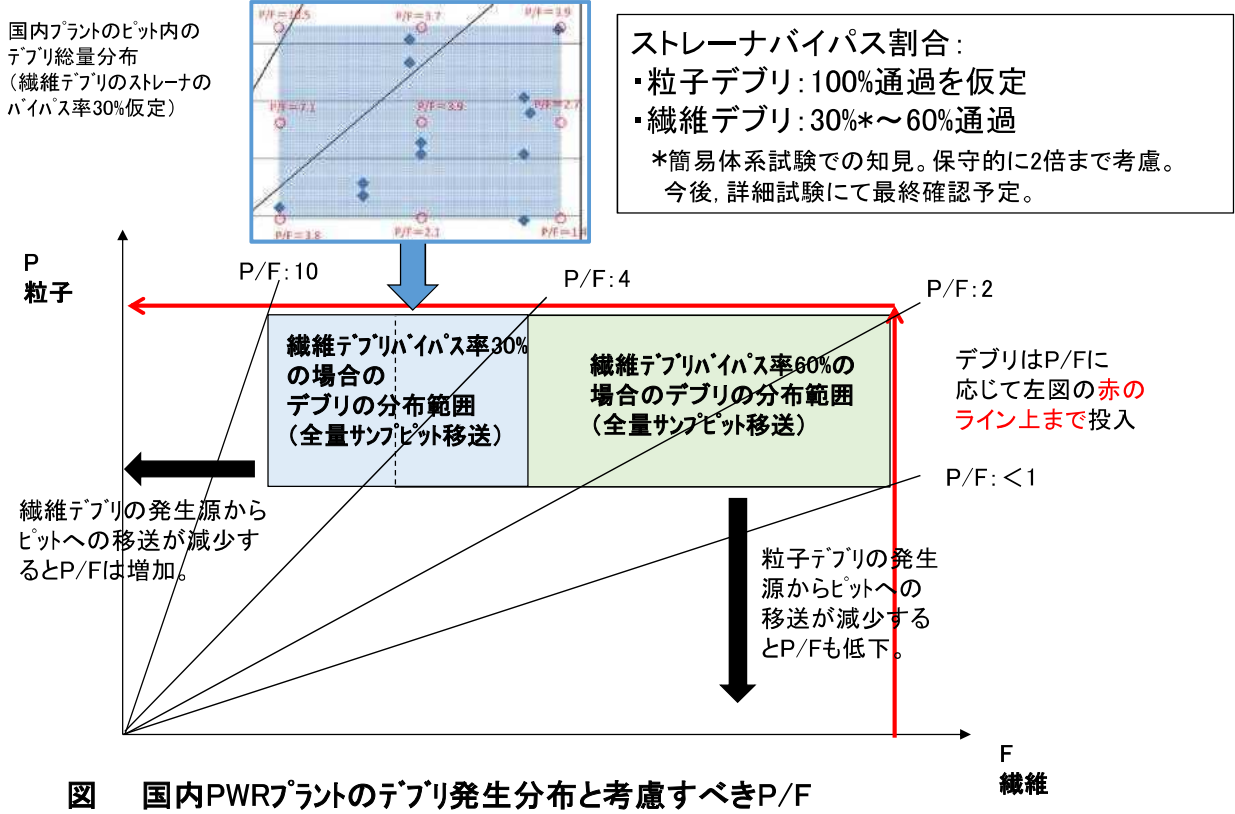
サンプスクリーンを通過(バイパスする)繊維デブリ割合を30%と仮定
 粒子デブリは保守的に100%バイパスと仮定

(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)

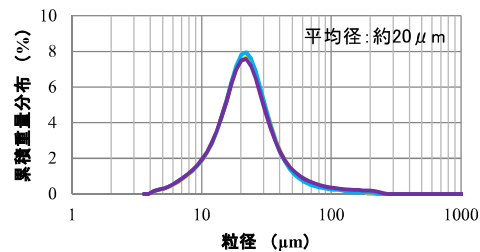
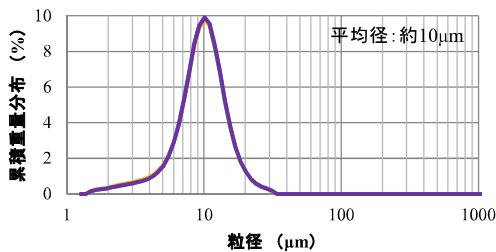
(4) デブリ濃度

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）
- スレーナ大型化：スレーナ交換、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）

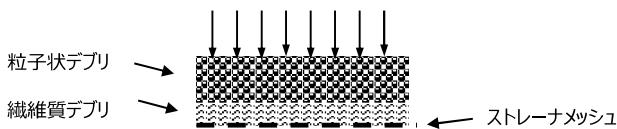


図1 薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果のイメージ

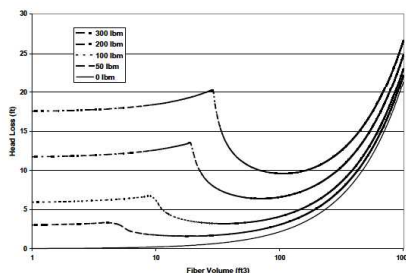


Figure 7-2 Head Losses vs Fiber Volume for Fixed Quantities of Particulate
(Predictions assumed LDFG insulation debris, dirt particulate, 200°F, 100 ft² of screen area, and 5,000 GPM flow.)



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

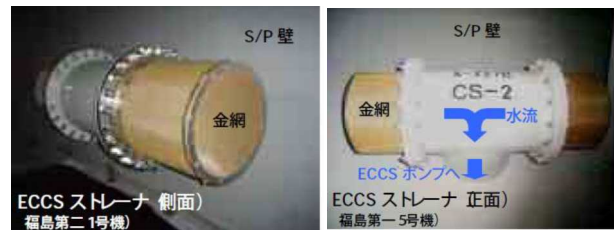
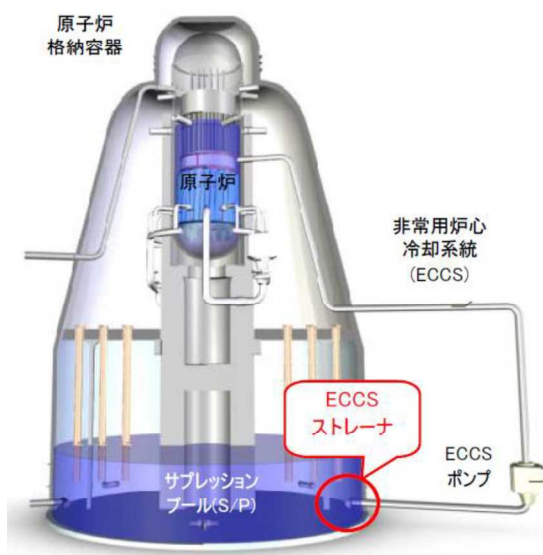
		東北 (女川2)	東電 (KK7)	中部 (浜岡4)	北陸 (志賀2)	中国 (島根2)	原電 (東海2)	電発 (大間)
型式		BWR-5 /Mk-1改	ABWR /RCCV	BWR-5 /Mk-1改	ABWR /RCCV	BWR-5 /Mk- I 改	BWR-5 /Mk- II 改	ABWR /RCCV
一般保温材 (繊維質) [m ³]	過去の報告値 ^{※1}	38	0	126	0	117	12	-
	現状または計画値	0 ^{※2}	0	0 ^{※2}	0	0 ^{※2}	0	0

※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。

(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。

柏崎刈羽7号機 ECCSストレーナの圧損試験の例（平成18年）

試験装置概要

*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。

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

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)

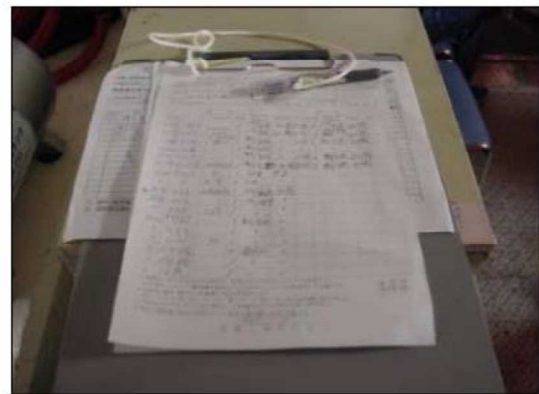
- 原子炉格納容器内の清掃、異物管理は現在以下のように実施しており、今後とも継続して実施する

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ストレナ報告徴収回答に合わせ、既設ストレナ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

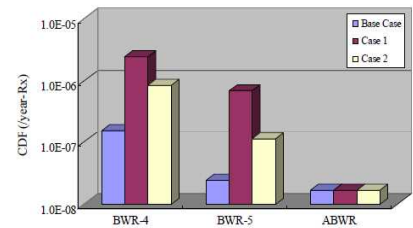


Figure 4. Results of PRA considering ECCS strainer blockage

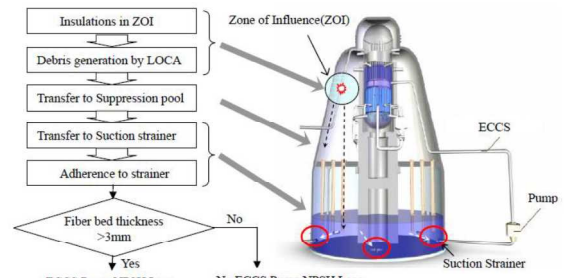


Figure 3-2. Basic concept of probabilistic evaluation of NPSH loss by using the DET Model

- 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

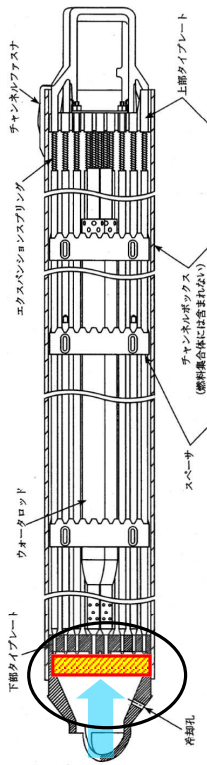
<https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9483636/www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/800/23/006/240808.html>

<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

