

## 第 5 4 回技術情報検討会の結果概要

令和 4 年 8 月 3 1 日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、本年 7 月 2 8 日に開催された第 5 4 回技術情報検討会の結果概要について報告するものである。

### 2. 報告内容

別紙のとおり。

別紙 第 5 4 回技術情報検討会 結果概要

## 第54回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和4年7月28日（木）
2. 出席者：  
山中委員、石渡委員、市村原子力規制技監、佐藤技術基盤グループ長、大島原子力規制部長、小野審議官、森下審議官、技術基盤G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山センター長・天谷室長、李ディビジョン長
3. 主な内容
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
    - 1) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）  
以下について報告及び議論を行った。
      - ① 宮城県の津波浸水想定の設定について  
(概要)
        - 宮城県は、最大クラスの津波を想定した津波浸水想定図を公表した。
        - プレート間地震による津波を想定した内閣府のモデルを最大クラスの津波を発生させる断層モデルとし、「最大となる浸水域、最大となる浸水深」を抽出した。
        - 浸水想定図の目視判読では、女川原子力発電所の防潮堤の越流は認められなかった。
    - (議論)
      - 防潮堤前面付近の浸水深は、防潮堤の高さに対してどれぐらい余裕があるのか。東日本大震災の際は、地面が1m程度沈降したが、その効果は考慮されているのか。【石渡委員】
      - 入力津波の高さが23.7m、それに対し内閣府のモデルの値が13.3mで、10m程度余裕がある<sup>1</sup>。【川内管理官<sup>2</sup>】
      - 地殻変動の隆起沈降を計算して、津波の初期水位を与えているので、地盤の隆起や沈降は考慮されている。【杉野調査官<sup>3</sup>】
    - (対応)
      - 津波の波源設定に関する情報は、基準津波の策定で考慮される事項として既にガイドに記載されており反映する事項はない。
      - 当該情報は、女川原子力発電所の基準津波及び原子力防災に関連する

<sup>1</sup> 第41回技術情報検討会資料41-1参照

<sup>2</sup> 川内安全技術管理官（地震・津波担当）

<sup>3</sup> 地震・津波研究部門 杉野統括技術研究調査官

ため、審査部門及び緊急事案対策室と情報を共有した。

- 以上により、終了案件とする。

## ② 十和田火山の巨大噴火を引き起こしたマグマの蓄積深度について

(概要)

- 約3.6万年前と約1.5万年前に発生した巨大噴火の噴出物を対象に実施した高温高圧実験の結果を取りまとめたものである。
- 巨大噴火噴出物における含有鉱物の晶出条件を実験によって特定し、マグマが存在していた温度圧力条件を明らかにすることでマグマ溜まりの深度を推定した。
- その結果、840～850℃、150～170MPa(地下では5～7kmの深さに相当)の条件で巨大噴火の噴出物を概ね再現できることが明らかとなったことから、巨大噴火時のマグマ溜まりは、地下5～7kmの深さで形成していたと考えられる。

(議論)

- 審査で巨大噴火の可能性は小さいという判断をした際の考慮事項に影響を及ぼすことはないのか。【市村原子力規制技監】
- 過去に発生した巨大地震の直前のマグマ溜まりの位置を推定したものであり直接的には影響しないと考える。【川内管理官】

(対応)

- 個別の火山における事例研究の知見であることから、火山ガイドに反映する事項はない。
- 審査結果に影響を及ぼす内容ではないが、既許可の原子力施設に係る火山影響評価の検討対象火山に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。
- 本件は終了案件とする。

## ③ 決定論的津波ハザード評価における断層パラメータの不確かさの効果に関する知見について

(概要)

- 「日本海地震・津波調査プロジェクト」でモデル化された日本海の海底・沿岸伏在断層について、断層パラメータ(すべり量及びすべり角)の不確かさが決定論的津波ハザード評価に及ぼす影響を検討した。
- 2種類のすべり量を用いて算出した沿岸の津波高を比較した結果、津波高はスケーリング則の選択に大きく依存した。
- 断層すべり角の不確かさ(基準値から $\pm 30^\circ$ )が沿岸津波高に及ぼす影響は、スケーリング則の選択によるものと同様かそれ以上であり、また、断層すべり角の変化は、沿岸津波高と最大沿岸津波高の位置の

空間的パターンに大きな影響を与えた。

(議論)

- 四つのスケーリング則の特徴や傾向は、審査において生かせるところがあるのか。【市村原子力規制技監】
- 論文の中で四つのスケーリング則やすべり角を変えてみた場合の影響をみたというもの。審査の中でも不確かさを考慮しており、新しい知見が得られたというものではない。【杉野調査官】

(対応)

- ガイドには、津波波源の設定に当たって津波波源のモデル化に係る不確かさを考慮することが既に記載されており、反映する事項はない。
- 本知見は、日本海沿いの原子力発電所の審査において考慮されているが、基準地震動及び基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。
- 以上により、当該知見は終了案件とする。なお、引き続き、関連研究をフォローしていく。

#### ④ 「統計的手法を用いた津波模擬波形の提案」について

(概要)

- 既往の津波模擬波形の作成方法については、津波波形の複雑さを表現できていない、代表的なシナリオ津波の根拠が明確でないという課題がある。
- 津波ハザード解析と津波フラジリティ解析の有機的連携に必要な津波模擬波形に求められる要件<sup>4</sup>を整理し、統計的手法に基づく津波模擬波形の作成方法を提案した。

(対応)

- 「外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)」におけるフラジリティ評価用入力津波の具体的な作成方法を提案したものであり、安全性向上評価に関係する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。また、同様の理由で事業者に対しても周知する。
- 以上より、当該知見は終了案件とする。

## 2) 最新知見のスクリーニング状況の概要 (自然ハザード以外に関するもの)

### ① NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」に係る最新知見について

(概要)

---

<sup>4</sup> ①津波ハザード解析の対象地点 (沖合地点) で定義されていること、②津波ハザード曲線の任意の津波水位に対して設定可能であること、③地域の特徴を踏まえた位相・振幅特性のばらつきを統計的に合理的に考慮すること

- フルード数が1を超える領域までを対象とした持続波圧評価式（以下「旧評価式」という。）について見直しを行い、NRA 技術報告を作成した。
- 旧評価式は、水理試験結果のばらつきを対数正規分布として取り扱ったが、本来は正規分布として取り扱う必要があった。
- また、水理試験結果から得られた水深係数は、理論式と乖離が生じていた。その要因としては落水による衝撃圧力により津波波圧が高く計測されたためと推定した。
- 理論式は、ベルヌーイの定理を基に導き出したものであり、定常流を前提としていた。したがって、水理試験結果と理論式との乖離の主要因は、流れを定常状態と仮定したことと結論した。

（議論）

- 表題に「自然ハザード以外に関するもの」とあるが、津波に関することを「自然ハザード以外」とするのはなぜか。文中に「標準偏差+2 $\sigma$ 」とあるが、標準偏差プラス2 $\sigma$ （3 $\sigma$ ）という意味か。【石渡委員】
- 自然ハザードを受けた施設側の評価になるため「自然ハザード以外」に分類している。わかりやすい記載を検討する<sup>5</sup>。「標準偏差+2 $\sigma$ 」については、「偏差として+2 $\sigma$ を考慮した」という趣旨であり修正する<sup>6</sup>。【川内管理官】
- 新たによりよい評価式を提案し、その議論の過程で考察もされた。論文投稿はしているのか。【山中委員】
- 海外の学会等に発表している。落水の影響によって波圧が変動し得るという発見については学会論文等で公表したい。【川内管理官】
- フルード数が1を超えるサイトがある可能性があるということだが、どのような条件だと1を超えるのか。【山中委員】
- 防潮堤が海岸線より陸側に離れるに従い流れが不安定になり、津波が崩れた後、押し寄せる流れが速くなる。このような場合、フルード数が1を超える可能性があるため、海岸線から防潮堤が離れているサイトが対象となり得る。【川内管理官】

（対応）

- 検討結果は、NRA 技術報告として公表した<sup>7</sup>。
- 本 NRA 技術報告で提案した持続波圧評価式を反映した「波圧確認事項」を策定し、「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添とする改定作業を行う。

<sup>5</sup> 今後は、「自然ハザードに関するもの」の注釈として、「フラジリティ分野の知見については「自然ハザード以外に関するもの」に分類」を加えることとしたい。

<sup>6</sup> 「標準偏差+2 $\sigma$ 」は、「+2 $\sigma$ （ $\sigma$  は標準偏差）」に修正し、資料の差し替えを行った。

<sup>7</sup> 令和4年7月25日

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と今後の対応について（案）

（概要）

- 冷却材喪失事故が発生すると、配管から噴出した冷却材が配管の保温材等を破損し、破片等の異物（デブリ）が生じる。デブリはサンプスクリーンによって除去されるが、通過したデブリが燃料集合体の流路に堆積する等、長期炉心冷却を妨げる（以下「炉内下流側影響」という。）可能性がある。
- これに関し、事業者意見を聴取する会合を開催し、事業者から説明を受けた。PWR については、国内全プラントを包含する条件での試験及び試験結果を反映した熱流動解析により燃料被覆管温度が上昇しないことが確認されており、LOCA 後の長期炉心冷却が可能とする説明は妥当と判断した。
- BWR については、国内全プラントで再稼働までに繊維質保温材を撤去するため、炉内での流路の全閉塞は生じず、長期炉心冷却に対する影響はないとする説明は妥当と判断した。

（議論）

- PWR の解析結果等は、安全性向上評価届出に取り込まれる等継続的に確認する必要性はあるのか。BWR については、繊維質保温材が撤去され、原子力規制検査で確認をすることとなるが、検査部門との調整はどうなっているのか。【大島原子力規制部長】
- PWR の炉内下流側影響については、今回の意見聴取で終了となると考えている。今後、安全性向上評価として取り入れるかは、事業者に委ねられる。BWR は、設計及び工事の計画認可や原子力規制検査で繊維質保温材が撤去されたか確認していく必要がある。過去 3 回意見聴取会を実施しているが、検査部門も出席しており連携して進めてきた。【江口調査官<sup>8</sup>】
- 検査で確認する際には、基準があるべきだと思っている。事業者は、民間規格は作らないのか。【武山検査監督総括課長】
- 事業者を確認する。なお、BWR は、繊維質保温材を除去する際に設計及び工事の認可申請が出されるので、使用前検査で確認できる。【佐々木調整官<sup>9</sup>】
- 事業者の自主的な活動も保安活動に資するものであれば、検査の対象にはなり得るので、基準に書かれていないと検査ができないということではないと思うが、これだけの知見がまとまっているので、検査の

<sup>8</sup> システム安全研究部門 江口主任技術研究調査官

<sup>9</sup> 技術基盤課 佐々木企画調整官

指標のようなものが示されるのはよいことと思う。内規<sup>10</sup>を変更しないということについては理解したが、今後は、審査において確認をしなくても良いということか。現時点で問題ないことが確認できていたとしても、何かの文書に記載した方がよいのではないか。【市村原子力規制技監】

- 検討して回答したい<sup>11</sup>。【遠山技術基盤課長】
- PWR 事業者は、長期炉心冷却に影響はないという結果が出たことで、今後、実プラントでは特にやることはないという理解でよいか。【森下審議官】
- 過去にストレーナの閉塞については、ストレーナを大型化する等の対処をし、審査されている。今回、炉内下流側影響も確認したところ、技術的には問題ないという結果である。したがって、確認しなければならないことはない。【佐々木調整官】
- ストレーナの問題については、2 段階に分けて議論してきたと思う。第1 段階として、ストレーナを大型化して、閉塞しづらくした。第2 段階として、炉内下流側影響の評価をしたと理解している。情報を整理して、誤解が生まれないようにするとよいと思う。【小野審議官】
- BWR は、既に認可されているプラントについては繊維質保温材を使わないということが、設計及び工事の計画に反映されているという理解でよいか。【高須管理官<sup>12</sup>】
- そのように聞いている。また、BWR の再稼働していないプラントについては、再稼働までに設計及び工事の計画の変更を申請して撤去すると聞いている。【佐々木調整官】
- 今回、どういう条件なら炉内下流側に影響ないかが分かったと思う。後々、審査、検査する際に、知識が引き継がれるという観点からすると、何か文書があったほうがよいと思う。【武山検査監督総括課長】

(対応)

- 内規には炉内下流側影響については規定されていないが、事業者から聴取した結果、長期炉心冷却に問題がないことが確認できた。同内規の改正は行わないこととするが、本件の経緯について、文書化することを検討する。

<sup>10</sup> 「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・02・12 原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））。同内規は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第17条（材料及び構造）第32条（非常用炉心冷却設備）及び第44条（原子炉格納施設）に引用されている。

<sup>11</sup> 従前から、設計及び工事の計画認可の審査において、LOCA 時に破断する一次系配管の保温材の種類及び破損量について内規を踏まえて確認している。第54回技術情報検討会において、炉内下流側影響について追加で確認する必要はないと判断されたことから、今後の審査においては、引き続き、現行の内規を踏まえて確認することとしたい。

<sup>12</sup> 専門検査部門 高須安全規制管理官

③ PWR 1 次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者からの意見聴取結果について（案）

（概要）

- 関西電力大飯発電所 3 号機において、加圧器スプレイライン配管の溶接部に欠陥が発見され、応力腐食割れに起因するものと推定された。
- 原子力規制庁は、供用期間中検査における UT の妥当性及び原子炉圧力バウンダリに属する配管に対する破断前漏洩成立性の観点を踏まえ、公開会合等において、これら調査及び研究の計画、進捗状況及び結果について関西電力から説明を受けることとした<sup>13</sup>。
- 事業者意見を聴取する会合を開催し、ATENA から、説明を受けたことから、その結果について報告する。

（議論）

- ATENA レポートは、いつ頃公開されるのか。その中に亀裂の形状を誤認した理由は記載されるのか。今回の事象を取り入れて PD 認証試験プログラムを変える等の動きはあるのか。【武山検査監督総括課長】
- ATENA レポートは、これから公開の準備をするとのことである。PD 認証試験プログラムに取り入れるかについては、ATENA から明解な回答はなかった<sup>14</sup>が、今後、学協会に情報提供するとのことである。【小嶋調査官<sup>15</sup>】
- 溶接士の技量については、何かを見直す等の説明はあったのか。【武山検査監督総括課長】
- 実機で溶接をする者に対して教育訓練を行い、教育訓練を受けた者が溶接するという過程を踏むという説明があった。【小嶋調査官】
- SCC 進展速度線図は、最終的には、日本機械学会の維持規格等に反映されて、原子力規制委員会でエンドースするという理解で良いか。【武山検査監督総括課長】
- そのように考えている。【小嶋調査官】
- EPRI と意見交換をするとあるが、EPRI が何か情報を持っているのか。【山中委員】
- 既にデータを持っているとのことである。【小嶋調査官】
- フランスでも同じような事例があり、日仏の TSO 間、規制当局間の意見交換が進められていると思うが、どのような状況か。【市村原子力規制技監】
- 今年、IRSN、規制庁、JAEA の 3 者セミナーがあり、意見交換する予

<sup>13</sup> 令和 3 年第 5 回原子力規制委員会

<sup>14</sup> 現在の PD 認証は亀裂の長さや深さを特定するものであり、亀裂の形状の判定は対象ではない。

<sup>15</sup> システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官



定である。【李ディビジョン長<sup>16</sup>】

- ASN と NRA の定期会合で、意見交換する予定。【佐々木調整官】
- 関西電力とフランスの EDF との間で技術的な情報交換を行っているという説明があった。【小嶋調査官】

(対応)

- 今後の ATENA の取組及びこれから発行される ATENA レポートについては、面談、意見聴取等をとおして引き続き聴取する。
- 他プラントへの水平展開、溶接の管理、教育・訓練については、今後の原子力規制検査において確認する。

## (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 (51 件、うち新規情報 47 件、更新情報 3 件、速報 1 件)。2次スクリーニングに移行 1 件。
- 2次スクリーニング状況 (新規: 0 件、継続中: 3 件、スクリーニングアウト 0 件)
- 要対応技術情報の状況 (継続中: 2 件)

### 2) 1次スクリーニング結果報告

以下について報告した。

#### ① 管理事務所における火災

(概要)

- 原子力発電所の管理事務所に保管されている投光器用リチウムイオンバッテリー (予備) が発火した事例である。
- 原因は電極部の劣化。安全系直流電源システムに用いられている鉛蓄電池とタイプが異なるが、劣化ならびに交換頻度に係る点検方法について課題がある。

(議論)

- 電源システムを強化したにも関わらずトラブルがあるので、継続的に調べてまとめてほしい。【山中委員】
- 消防庁から注意喚起が出ているので、情報収集して必要に応じて事業者側に注意喚起してほしい。まとまった数のバッテリーがラックに入っていると 1 個の発火によって他のバッテリーへ悪影響を与える可能性がある。検討を続けてほしい。【大島原子力規制部長】

<sup>16</sup> 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 安全研究センター 李 材料・構造安全研究ディビジョン長

(対応)

- 更なる調査・分析を行う。

② 外部電源喪失に伴う両原子炉の自動停止 (IRS9084)

(概要)

- 英国の定格運転中のガス冷却原子炉 2 基が、送電網の変電所での変圧器故障により、外部電源喪失となり、自動原子炉停止した事例である<sup>17</sup>。
- 非常用蒸気発生器給水ポンプ (EBFP) は、4 台 (1 台は点検のため供用停止中) の内 1 台しか自動起動せず、2 台が自動起動及び手動再起動失敗後、非常時操作するまで、2 台可用の LCO を満足しなかった。
- 2 台の EBFP の自動起動/再起動失敗原因は、それぞれの自動制御系のリレーに問題があったため。根本原因は、当該リレーの問題の解決を先送りしていたためと考えられる。

(対応)

- 事業者による予防保全管理に課題があったことから、スクリーニングアウトとする。

3) 2次スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象(案)

(概要)

- 「仏国 PWR の安全注入系ステンレス鋼配管で見つかった応力腐食現象」の情報を更新する。
- 根本原因分析進行中
  - IGSCC であることは確実。
  - 30 年超の 900 MWe 級では SCC が無いことから、長期経年劣化とは考えにくい。
  - 修復溶接、正常溶接からの逸脱と滞留部での熱成層化が、割れに影響とみられる。

(3) その他

1) 最新知見の事業者への周知について

- 安全研究部門が周知等に用いる方法としては、研究報告書 (NRA 技術報告と NRA ノート) と被規制者向けの情報通知文書 (NRA Information Notice) がある。基盤グループの最新知見の多くは、安全研究や学術的な成果から得られるものであって、基本的には研究報告書として内外に周知するべきと考える。しかし、安全上迅速に周知する必要がある

<sup>17</sup> 第 51 回技術情報検討会にて、質問を受けていた事例の詳細報告

る場合等には、Information Notice を活用して発出する場合もあり得ると考えている。今後、方針を定めて運用したい。【永瀬統括官<sup>18</sup>】

- 技術情報検討会後に JANSI や ATENA に定期的に内容を説明していたと思うが、そのプロセスは今もあるのか。【市村原子力規制技監】
- 必要なものについては、ATENA との面談で周知している。【佐々木調整官】
- 事故・トラブル情報については、全件、JANSI と定期的に情報交換している。【片岡専門職】
- 文書を発出するだけでなく、その後のコミュニケーションが重要だと理解した。【永瀬統括官】
- 技術情報検討会後に ATENA と情報共有する場を持っているのであれば、事業者に伝えるものと伝えなくていいものを取捨選択しない方がよいのではないかと思う。事業者に伝える情報を規制側が取捨選択し、事業者はそれだけ目配せしておけばいいという意識になってしまうとよくないので、彼らに判断してもらうということではないか。他方で、重要性、喫緊性の高いものは、Information Notice、あるいは早く知らせるということかと思う。ATENA や事業者はこの会議を傍聴していると思うので、ATENA との情報共有の場で、議論をしてもよいのではないか。事務方の負担も減ると思うので、一緒に検討したい。【佐藤技術基盤グループ長】

---

<sup>18</sup> 技術基盤課 永瀬規制基盤技術統括官

## 第54回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和4年7月28日（木） 10：00～12：00
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室 BCD （TV会議システムを利用）
3. 議題
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
    - 1) 自然ハザードに関するもの
      - ①最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）  
（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）
    - 2) 自然ハザード以外に関するもの
      - ①最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）  
（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）
      - ②NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」に係る最新知見について  
（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）
      - 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と今後の対応について  
（説明者）江口 裕 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
      - ④PWR 1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者からの意見聴取結果について  
（説明者）小嶋 正義 技術基盤グループシステム安全研究部門上席技術研究調査官
  - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
    - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について
    - 2) 1次スクリーニング結果
    - 3) トピックス
      - ①安全注入系で見つかった応力腐食現象の中間報告（案）
      - ②NRC 報告「ボーイング 737 MAX 8 事故から得たデジタル I&C 規制課題に関する予備的洞察」（案）  
（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) 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期の変更について  
（説明者）佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課企画調整官

## 配布資料

### 議題(1)

- 資料5 4 - 1 - 1 - 1 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）
- 資料5 4 - 1 - 2 - 1 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）
- 資料5 4 - 1 - 2 - 2 NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」に係る最新知見について（案）
- 資料5 4 - 1 - 2 - 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と今後の対応について（案）
- 資料5 4 - 1 - 2 - 4 PWR1 次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに係る事業者からの意見聴取結果について（案）

### 議題(2)

- 資料5 4 - 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5 4 - 2 - 1 - 2 2次スクリーニングの検討状況（案）
- 資料5 4 - 2 - 1 - 3 規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト（案）
- 資料5 4 - 2 - 2 1次スクリーニング結果（案）
- 資料5 4 - 2 - 3 - 1 安全注入系で見つかった応力腐食現象の中間報告（案）
- 資料5 4 - 2 - 3 - 2 NRC 報告「ボーイング 737 MAX 8 事故から得たデジタル I&C 規制課題に関する予備的洞察」（案）
- 資料5 4 - 2 - 4 非常用ディーゼル発電機の連続運転試験実施時期の変更について

### 参考資料

- 参考資料5 4 - 1 調査中案件の状況（案）
- 参考資料5 4 - 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54-1-1-1

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

令和4年7月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年4月16日から令和4年7月8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
22 地津-(D)-0010	宮城県の津波浸水想定の設定について	vi)	2~3
22 地津-(B)-0011	十和田火山の巨大噴火を引き起こしたマグマの蓄積深度について	vi)	4~5
22 地津-(D)-0012	決定論的津波ハザード評価における断層パラメータの不確かさの効果に関する知見について	vi)	6~9
22 地津-(B)-0013	「統計的手法を用いた津波模擬波形の提案」について	vi)	10~12

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

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザードに関するもの）（案）

令和4年7月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年4月16日から令和4年7月8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
22 地津-(D)-0010	宮城県の津波浸水想定の設定について	<p>発表日：令和4年5月10日                      情報元：宮城県                      表題：津波浸水想定                      著者：宮城県</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>宮城県は、令和4年5月に平成23年以降で初めて、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）。</li> <li>今回の想定に当たり、最大クラスの津波を発生させる断層モデルとして、プレート間地震による津波を想定した以下3つの内閣府のモデルを設定している。                             <ul style="list-style-type: none"> <li>「東北地方太平洋沖地震」の津波断層モデル<sup>1)</sup></li> <li>「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」<sup>2)</sup></li> <li>「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」<sup>2)</sup></li> </ul> </li> <li>浸水域及び浸水深は、上述した3つのモデルの浸水シミュレーション結果を包絡する「最大となる浸水域、最大となる浸水深」を抽出している。</li> <li>構造物条件として、河川堤防、海岸堤防、水門、防波堤等の施設を津波が越流すると同時に、施設の機能が失われる（破壊する）ことを想定している。さらに、海岸堤防・河川堤防については、越流時に「破壊しない」条件でも解析し、両条件</li> </ul>	2022/6/3	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該情報は、宮城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、内閣府公表<sup>1),2)</sup>の3つのプレート間地震の断層モデルを用いて、宮城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。</li> <li>基準津波の審査ガイド<sup>3)</sup>では、基準津波の策定に当たって、プレート間地震等の津波の発生要因を考慮することとしている。</li> <li>当該情報は、プレート間地震による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ることから審査ガイドに反映する事項はない。</li> <li>宮城県が今回の想定で取り入れた内閣府の「東北地方太平洋沖地震」の津波断</li> </ul>			

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>を考慮して浸水域及び浸水深を評価している。また、潮位条件は朔望平均満潮位とし、地盤条件は地震による陸域・海域の地盤変動を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 浸水想定図の目視判読により、宮城県沿岸に立地している女川原子力発電所では、防潮堤前面付近までの浸水を確認したが、防潮堤の越流は認められなかった。</li> </ul> <p>1) 内閣府(2012): 南海トラフの巨大地震モデル検討会(第12回)参考資料1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震の津波断層モデルについて」  2) 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会(2020): 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について(概要報告)  3) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド</p>			<p>層モデル<sup>1)</sup>については、既に女川原子力発電所の規制基準適合性審査で考慮されている。また、「千島海溝(十勝・根室沖)モデル」<sup>2)</sup>及び「日本海溝(三陸・日高沖)モデル」<sup>2)</sup>については、第41回技術情報検討会(令和2年5月11日)にて、同発電所の基準津波への影響はないと判断されており、新たな情報はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 当該情報は、宮城県に立地する女川原子力発電所の基準津波及び原子力防災に関連する情報であるため、審査部門及び緊急事案対策室と情報を共有した。</li> <li>・ 以上により、終了案件とする。</li> </ul>			



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
22 地津-(B)-0011	十和田火山の巨大噴火を引き起こしたマグマの蓄積深度について	<p>発表日： 令和4年5月12日  掲載誌： Journal of Geophysical Research Solid Earth, 10.1029/2021JB023665  論文名： Experimental Constraints on Magma Storage Conditions of Two Caldera-Forming Eruptions at Towada Volcano, Japan  著者： 中谷貴之*・工藤崇*・鈴木敏弘* (*産業技術総合研究所)</p> <p>当該情報は産業技術総合研究所の中谷氏らが東北地方の十和田カルデラにおいて約3.6万年前と約1.5万年前に発生した巨大噴火の噴出物を対象に実施した高温高圧実験の結果を取りまとめたものである。  当該情報の新規性は、十和田カルデラの巨大噴火噴出物における含有鉱物の晶出条件を実験によって特定し、マグマが存在していた温度圧力条件を明らかにすることでマグマ溜まりの深度を推定したことにある。具体的には、まず、天然の軽石試料について鉱物の化学組成分析等を実施し、得られた分析値に基づいて熱力学的手法で実際の噴出物中の斑晶晶出時の温度・圧力等の条件をおおまかに推定した。ここで得られた温度・圧力等の条件をさらに制約するため、高圧下岩石融解装置を用いて高温高圧条件を人工的に再現して岩石融解実験（実際の噴出物を融解し、特定の条件下で平衡となった後に急冷させる）を行った。温度・圧力の組合せを変えたいくつかの条件下で作成した急冷試料中の斑晶の化学組成や鉱物組</p>	2022/6/10	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該情報は十和田カルデラにおいて過去に発生した巨大噴火のマグマ溜まり深度に関する知見をとりまとめたものである。</li> <li>・当該情報は個別の火山における事例研究の知見であることから、火山ガイドに反映する事項はない。</li> <li>・審査において十和田カルデラは運用期間中における巨大噴火の可能性が十分小さいと判断されている※1。当該情報は十和田火山における過去2回の巨大噴火における噴火直前のマグマ溜りの深さを推定したものであるため、審査結果に影響を及ぼす内容ではないが、既許可の六ヶ所再処理工場等、下北地域の原子力施設に係る火山影響評価の検討対象火山に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。</li> <li>・以上から本件は終了案件とする。</li> </ul>			

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
		合せを実際の噴出物と比較した結果、840～850℃、150～170MPa の条件で約 3.6 万年前と約 1.5 万年前の巨大噴火の噴出物を概ね再現できることが明らかとなった。ここで得られた圧力条件は、東北日本の地下では 5～7km の深さに相当する。したがって、十和田カルデラにおける 2 回の巨大噴火時のマグマ溜まりはいずれも地下 5～7km の深さで形成していたと考えられる。			※1 過去に巨大噴火が発生した火山（運用期間中における巨大噴火の可能性は十分に小さいと判断したものに限る。）については、当該火山の最後の巨大噴火以降の最大の噴火規模を考慮することとなっている。			

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
22 地津-(D)-0012	決定論的津波ハザード評価における断層パラメータの不確かさの効果に関する知見について	<p>発表日： 令和4年2月24日  掲載誌： Earth, Planets and Space  論文名： Effects of uncertainty in fault parameters on deterministic tsunami hazard assessment: examples for active faults along the eastern margin of the Sea of Japan  著者： Kenji Satake (Tokyo Univ.) et al.</p> <p>著者らは、「日本海地震・津波調査プロジェクト」※1でモデル化された日本海の海底・沿岸伏在断層について、断層パラメータ（すべり量及びすべり角）の不確かさが決定論的津波ハザード評価に及ぼす影響を検討している。</p> <p>すべり量は破壊シナリオに基づく津波評価において重要なパラメータであり、一般的に、断層の大きさとすべり量に係る経験的なスケール関係から算出される。著者らは、4種類の断層すべり量の推定方法（レシピ（ア）※2、レシピ（イ）※2、TM法※3、MLIT※4）を検討し、そのうち2種類（レシピ（ア）及びTM法）のすべり量を用いて算出した沿岸の津波高を比較している。</p> <p>まず、すべり量については、レシピ（ア）とレシピ（イ）で同程度であるが、TM法では、特に断層幅が狭い断層や傾斜角が大きい断層において、他のスケール則によるものよりも一般的に大きくなる傾向であった。なお、MLITによるすべり量は、日本海北部の断層で大きくなる傾向を示していた。</p> <p>また、2種類（レシピ（ア）及びTM法）の沿岸</p>	2022/6/10	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該情報の知見は、津波評価において、断層のすべり量や断層すべり角を的確に設定することが重要であることを示したものである。</li> <li>基準地震動及び基準津波の審査ガイドでは、津波波源の設定に当たって、当該情報に関する断層パラメータ等を含む津波波源のモデル化に係る不確かさを考慮することが既に記載されていることから、上記審査ガイドに反映する事項はないと考える。</li> <li>著者らは「日本海地震・津波調査プロジェクト」で設定された断層モデルを用いており、これらの情報は既に日本海沿いの原子力発電所の審査において考慮されている。ただし、基準地震動及び基準津波の策定に関連する情報であるため、審査部門に情報を提供・共有した。</li> <li>以上により、当該知見は終了案件とする。なお、引き</li> </ul>			

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>津波高さを比較した結果、スケーリング則の選択に大きく依存することが分かったとのことである。特にその度合いは、断層のアスペクト比（断層の長さ／断層の幅）の大きさに強く影響されることが分かったとのことである。さらに、2種類の方法から計算された沿岸津波高の幾何平均は0.69～4.30（平均は2.01）の幅があるとのことであった。</p> <p>沿岸津波高を制御する上で重要なパラメータである断層すべり角の影響を、横ずれ断層が集中する日本海南西部及び中部の断層において、すべり角を変えて評価している。その結果、断層すべり角の不確かさ（基準値から±30°）が沿岸津波高に及ぼす影響は、スケーリング則の選択によるものと同様かそれ以上であり、基準断層すべり角の変更前後で、沿岸津波高の幾何平均値は0.23～5.88の幅があるとのことであった。さらに、もう一つの重要な特徴として、断層すべり角の変化が、沿岸津波高と最大沿岸津波高の位置の空間的パターンに大きな影響を与えたとのことである。このことから、沿岸津波高推定値の不確かさを低減するためには、適切なスケーリング則を選択し、断層すべり角や形状を近似することが重要であるとのことである。</p> <p>※1 文部科学省研究開発局・東京大学地震研究所、日本海地震・津波調査プロジェクト、2013～2020： <a href="https://www.eri.u-">https://www.eri.u-</a></p>		<p>続き、関連研究をフォローしていく。</p>	/			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>tokyo. ac. jp/project/Japan_Sea/            ※2 地震調査研究推進本部 地震調査委員会、震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）、            2020: <a href="https://www.jishin.go.jp/evaluation/strong_motion/strong_motion_recipe/">https://www.jishin.go.jp/evaluation/strong_motion/strong_motion_recipe/</a>            レシピ（ア）：地震規模（地震モーメント）に応じて、断層面積（S）から地震モーメント（Mo）の関係を表す経験スケーリング則を用いて、すべり量を設定            レシピ（イ）：1891年から1970年に日本で発生した14の地殻内地震から得られた断層長さ（L）と気象庁マグニチュード（M）の関係を表すMatsuda（1975）の経験スケーリング則を用いて、すべり量を設定            ※3 武村雅之、日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—、1998            TM法：1885年から1995年に日本で発生した33のプレート内地震から得られた断層長さ（L）と地震モーメント（Mo）の関係を表す経験スケーリング則を用いて、すべり量を設定            ※4 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検討会報告書、2014            MLIT：Mw7.7以上では平均すべり量4.5mで飽和するスケーリング則に、防災上の観点から最大規模のマグニチュードに対応する標準偏差（1.5m）を一律加算するスケーリング則式を用いて、すべ</p>						

最新知見 等情報シ ート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方向性	理由	対応 の方向性	理由	対応 方針
		り量を設定（最大値は 6.0m）						

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
22 地津-(B)-0013	「統計的手法を用いた津波模擬波形の提案」について	<p>投稿先：日本地震工学会論文集、21巻、1号、pp. 1_1-1_24、2021。（2021年2月26日掲載）  論文名：統計的手法を用いた津波模擬波形の提案  著者：杉野英治（原子力規制庁）・阿部雄太（伊藤忠テクノソリューションズ株式会社）</p> <p>・著者らは、津波模擬波形の作成方法に関する既往研究として、正弦波を使って振幅や波長を変化させる方法<sup>1)</sup>や津波ハザード曲線の再分解によって貢献度の高いシナリオ津波で代表させ、その振幅を係数倍する方法<sup>2), 3)</sup>などを取り上げている。そして、前者は、津波波形を単純化し過ぎており、津波波形の複雑さを表現できていないとし、また、後者は、代表的なシナリオ津波の位相特性のみ採用することになり、根拠が明確でないとした。</p> <p>・そこで、著者らは、原子力発電所の津波PRA手法の高度化に資するため、津波ハザード解析と津波フラジリティ解析の有機的連携に必要な津波模擬波形に求められる要件を整理するとともに、その要件に対応できるよう、統計的手法に基づく津波模擬波形の作成方法を提案した。なお、本論文の津波模擬波形は、津波フラジリティ解析における津波遡上解析の入力条件として利用することを前提としている。</p> <p>・著者らが示した津波模擬波形に求められる主要要件と提案手法による対応は、以下のとおり。  ・要件1は、津波ハザード解析の対象地点（沖合</p>	2022/6/24	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該知見は、確率論的津波フラジリティ評価及び津波PRAに関連する津波模擬波形の作成方法として、シナリオ津波の解析波形群を利用し統計的手法に基づく新たな方法を提案したものである。</li> <li>・当該知見は、「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」の「外部事象に係る確率論的リスク評価（PRA）」の「フラジリティ評価用入力津波の作成」項目と関連する。</li> <li>・上記項目には、「i）津波ハザードの横軸の津波高さのレベルごとに、波長及び位相特性等のばらつきを考慮した入力津波を作成する。ii）入力津波は、（中略）津波ハザード評価で設定した波源モデルによる解析津波波形群の波形分析を行い、（中略）作成する。」と記載されている。</li> <li>・当該知見は、上記のフラジ</li> </ul>			

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>地点) で定義されていること。提案手法では、津波ハザード解析の対象地点で津波模擬波形を算定し、その地点の津波ハザード解析の解析波形群から位相・振幅特性に係る情報を利用することで、津波ハザード解析と津波フラジリティ解析の有機的連携の基礎としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要件2は、津波ハザード曲線の任意の津波水位に対して設定可能であること。提案手法では、津波ハザード曲線の算定に用いた解析波形群の個々の最高水位と周期帯ごとの平均振幅スペクトルを算出し、これらのデータ群を元に最高水位を説明変数とする回帰モデルを作成している。これによって、解析波形群の持つ最高水位の範囲を外挿することにより、一定の説明性を確保しつつ、この範囲を超える目標水位の設定を可能にしている。</li> <li>要件3は、地域的特徴を踏まえた位相・振幅特性のばらつきを統計的に合理的に考慮すること。津波フラジリティ解析において沖の地点で同じ最高水位であっても波形形状が異なれば陸上での浸水状況が異なってくる。そのため、津波模擬波形の位相・振幅特性にばらつきを考慮する必要がある。提案手法では、津波ハザード解析の解析波形群が津波発生に係る地域的特徴を有していると考え、これらを対象に位相・振幅特性を周期帯ごとに統計分析してモデル化することでこの要件に対応している。また、統計分析結果に基づく確率分布の仮定とモンテカルロ法を組み合わせることで位相・振幅特性のばらつきを考慮して</li> </ul>		<p>リティ評価用入力津波の具体的な作成方法を提案したものであり、安全性向上評価に関する情報である。そのため、審査部門に情報を提供・共有した。また、同様の理由で事業者に対しても周知することとしたい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>以上より、当該知見は終了案件とする。</li> </ul>				



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>いる。</p> <p>1) Sugino et al.: Development of probabilistic methodology for evaluating tsunami risk on nuclear power plants, The 14th World Conference on Earthquake Engineering (14WCEE), Beijing, China, No. S14-15-0035, 2008.</p> <p>2) 日本原子力学会：原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2016, 2019.</p> <p>3) 木原ほか：ハザード再分解に基づく脆弱性評価用津波の設定方法の一提案—特定の高さでサイトに到達する津波の条件の設定方法—, 日本地震工学会論文集, Vol. 18, No. 1, pp. 35-58, 2018.</p>						

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

資料54-1-2-1

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和4年7月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年4月16日から令和4年7月8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
22 地津-(B)-0001	NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」に係る最新知見について	iii)	2~4

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

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和4年7月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和4年4月16日から令和4年7月8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
22 地津-(B)-0001	NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」に係る最新知見について	<p>安全研究プロジェクト「外部事象に係る構造健全性関連研究」のうち、「平成27年度原子力施設等防災対策等委託費（耐津波設計・フラジリティ評価手法の整備に係る防潮堤水理実験（その1））事業」に関連があり、当該委託事業で得られた技術的知見を基にその成果の一部を以下の技術文書に取りまとめた。</p> <p>公表先： NRA 技術報告 表題： 防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案 著者： 鳥山拓也 石田暢生 山下啓 高松直丘 日比野憲太</p> <p>平成28年12月に原子力規制庁が公開した「防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について」（NTEC-2016-4001）では持続波圧を対象に、フルード数が1を超える場合の防潮堤に対する作用波圧の評価方法として、通過波の最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数と水深係数の関係に係る評価式を導出し、複数の評価式を例示した。なお、これら複数の評価式は例示であり、設計条件として用いる最大持続波圧の妥当性評価等への活用に当たっては、別途詳細な検討が必要であった。また、評価式の策定に際し、統計処理の手法を見直す必要があった。</p>	2022/6/24	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>本研究の内容は、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」のうち「4.津波防護施設に関する事項」の「4.5荷重評価」の津波防護施設に想定する設計荷重の設定等に関連するものであり、特にフルード数が1を超える場合の防潮堤等に作用する津波波圧の評価に係る知見を拡充するものである。したがって、津波波圧の評価に係る詳細な技術情報として、審査官による津波波圧の妥当性確認に役立つことから、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」の別添資料（「津波波圧評価に係る確認事項（案）」）として取りまとめることが、令和2年度第40回原子力規制委員会（令和2年11月25日）にて了承された。</li> <li>本 NRA 技術報告公表後、その成果である最大持続波</li> </ul>	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>本研究の内容は、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」のうち「4.津波防護施設に関する事項」の「4.5荷重評価」の津波防護施設に想定する設計荷重の設定等に関連するものであり、特にフルード数が1を超える場合の防潮堤等に作用する津波波圧の評価に係る知見を拡充するものである。したがって、津波波圧の評価に係る詳細な技術情報として、審査官による津波</li> </ul>	

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>本研究の目的は、設計の妥当性評価等へ活用可能な防潮堤に作用する最大持続波圧の評価式を提案することである。評価式の策定に当たっては、既往研究（NTEC-2016-4001）の水理試験結果を用いた。まず、水理試験結果の分布を正規分布として取り扱った上で、最小二乗法を用いて回帰式を導出した。次に、その回帰式に水理試験結果の分布（+2<math>\sigma</math>：<math>\sigma</math>は標準偏差）を含めることで、評価式を策定した。水理試験結果に基づく回帰式は、ナビエ・ストークス方程式を基にした理論式と乖離する結果となった。理論式を導出する過程で除外した因子等を整理することによって、その乖離が生じる要因を考察した。</p> <p>以上の検討より、通過波の最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数から、防潮堤に作用する最大持続波圧に係る水深係数を評価可能な式を提案した。また、理論式と水理試験結果の乖離は、主に落水現象による影響（堤体衝突後に打ち上がった水が、着水時に圧力を加える影響）によって生じたと考え、フルード数 2.5 程度までの領域で、水理試験結果は理論式を上回ることを示した。一方、フルード数が大きくなるにつれて、打ち上がった水が砕けて飛沫となる影響が顕著になり、落水現象の圧力増加影響が抑制され、フルード数が 2.5 程度を超えると水理試験結果が理論式を下回る場合があることを示した。</p>			<p>圧の評価式を「津波波圧評価に係る確認事項（案）」に反映したうえで、「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添とする改定作業を行う予定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>これまでの新規制基準適合性審査においては、持続波圧の設定に際し防潮堤等の設置位置でのフルード数が 1 を超えるプラントはなく、審査結果への影響はない。得られた知見は、今後のフルード数が 1 を超える条件での審査に係る知見になるものと考えられるため、技術情報検討会に情報提供・共有する。</li> </ul>		<p>波圧の妥当性確認に役立つことから、「耐津波設計に係る工認審査ガイド」の別添資料（「津波波圧評価に係る確認事項（案）」）として取りまとめることが、令和 2 年度第 40 回原子力規制委員会（令和 2 年 11 月 25 日）にて了承された。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本 NRA 技術報告公表後、その成果である最大持続波圧の評価式を「津波波圧評価に係る確認事項（案）」に反映したうえで、「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添とす</li> </ul>	

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>る改定作業を行う予定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・これまでの新規制基準適合性審査においては、持続波圧の設定に際し防潮堤等の設置位置でのフルード数が1を超えるプラントはなく、審査結果への影響はない。得られた知見は、今後のフルード数が1を超える条件での審査に係る知見になるものと考えられるため、技術情報検討会に情報提供・共有する。</li> </ul>	

NRA 技術報告「防潮堤に作用する最大持続波圧評価式の提案」  
について(案)

令和4年7月28日  
地震・津波研究部門

## 1. 背景及び目的

地震・津波研究部門は、平成26年から平成28年にかけて、津波波圧評価に係る3編のNRA技術報告<sup>1</sup>を公表した。

令和2年度第40回原子力規制委員会(令和2年11月25日)において、「津波波圧評価に係る確認事項(案)」(以下「波圧確認事項」という。)を作成したことを報告し、この波圧確認事項を「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添として反映する作業の実施が了承された。その際、フルード数が1を超える領域までを対象とした持続波圧評価式(以下「旧評価式」という。)を作成したことに関する報告に対し、水理試験結果のばらつきの要因及び旧評価式の保守性の考え方について説明するよう指摘を受けた。

令和3年度第21回原子力規制委員会(令和3年7月21日。以下「第21回原子力規制委員会」という。)において、ばらつきの要因とともに旧評価式は見直しが必要であること及び見直した持続波圧評価式(以下「新評価式」という。)を報告した(参考参照)。この際、下記の指示があった。

- 新たにNRA技術報告を作成して新評価式を提案するとともに、水理試験結果と理論式<sup>2</sup>の乖離要因について考察すること
  - 「耐津波設計に係る設工認審査ガイド<sup>参5)</sup>」の別添として、新評価式を反映した「波圧確認事項」を策定し、原子力規制委員会に意見募集を諮ること
- これを踏まえ、NRA技術報告を新たに策定したことから、その内容と今後の対応について報告する。

<sup>1</sup> 原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について<sup>参1)</sup>、NTEC-2014-4001、平成26年12月

— 持続波圧を対象に、フルード数が1以下の範囲であれば、国交省の暫定指針<sup>参2)</sup>の水深係数3を適用できることを確認した。

原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波段波の影響について<sup>参3)</sup>、NTEC-2015-4001、平成27年10月

— 一段波波圧を対象に、概して持続波圧による影響よりも小さいことを確認した。段波波圧による影響が持続波圧よりも大きくなる場合においても、国交省の暫定指針の考え方を適用できることを確認した。

原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について<sup>参4)</sup>、NTEC-2016-4001、平成28年12月

— 持続波圧を対象に、フルード数が1を超える場合、津波の最大比エネルギー発生時刻における浸水深と流速に基づいた評価方法が適用できることを確認した。

<sup>2</sup> ベルヌーイの定理を基に導出した、通過波の最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数( $Fr_E$ )と水深係数( $\alpha_E$ )に係る関係式を理論式( $\alpha_E = 0.50 \times Fr_E^2 + 1$ )という。

## 2. 本 NRA 技術報告の概要

### 2.1 新評価式の提案

旧評価式は、水理試験結果のばらつきを対数正規分布として取り扱ったが、その保守性の考え方を整理している過程において、本来は正規分布として取り扱う必要があったことが分かった。このため、正規分布として取り扱い整理した。

また、旧評価式(図-1参照)ではばらつきを+3 $\sigma$ としたが、新評価式(図-2参照)ではばらつきに係る評価を見直し、水理試験結果をほぼ包絡し十分な保守性を確保できると考えられる+2 $\sigma$ とした。

新評価式を以下に示す<sup>3</sup>。なお、理論式については、見直しの対象とはしていない。

$$\alpha_E = 3.0 \quad (Fr_E \leq 1.24)^4 \quad \dots \text{式 (1)}$$

$$\alpha_E = (0.70 \times Fr_E^2 + 1) + 0.93 \quad (Fr_E > 1.24) \quad \dots \text{式 (2)}$$

$\alpha_E$  : 通過波の最大比エネルギー発生時刻における水深係数

$Fr_E$  : 通過波の最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数

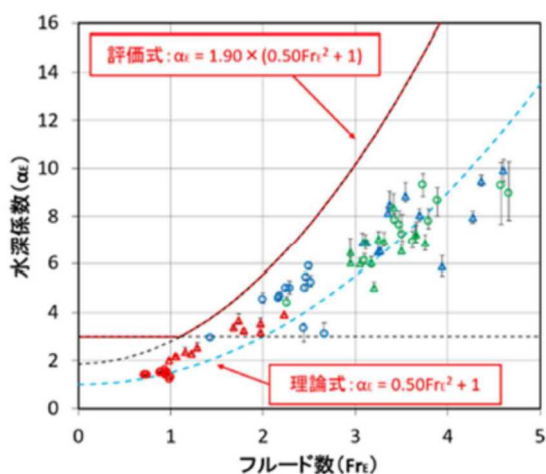


図-1 旧評価式と水理試験結果の関係

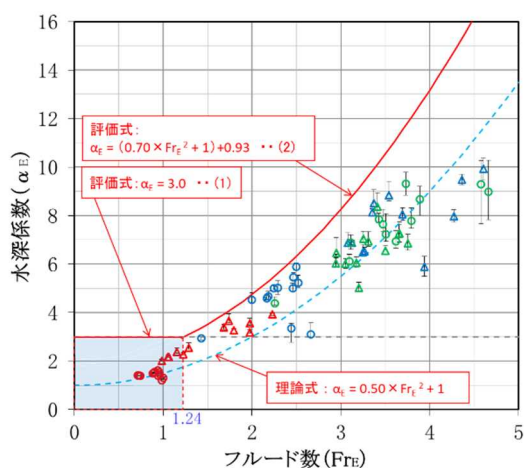


図-2 新評価式と水理試験結果の関係

<sup>3</sup> 式(1)は、国交省の暫定指針の水深係数3の適用について、水理試験結果を包絡する範囲で拡張したものである。

式(2)は、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果のばらつきを包絡することを基本に、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果を対象とした回帰式に対し+2 $\sigma$ ( $\sigma$ は標準偏差)を考慮した。この結果、全水理試験結果のばらつきをほぼ包絡している。

なお、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果を対象としたのは、実プラントでのフルード数( $Fr_E$ )の実績及びその他の影響等を考慮したことによる。

<sup>4</sup> フルード数( $Fr_E$ )1.24は $\alpha_E = 3.0$ と $\alpha_E = (0.70 \times Fr_E^2 + 1) + 0.93$ の交点の値を示す。

## 2.2 水理試験結果と理論式の乖離要因についての考察

水理試験結果から得られた水深係数は、多くの試験ケースにおいて理論式よりも高くなっており乖離が生じていた。

その要因の整理を行った結果、水深係数が高くなる要因としては落水による衝撃圧力の影響が大きいと考えた。そこで、水理試験時の高速度カメラの画像から、入力波の流れの様子について分析した。また、最大比エネルギー発生時刻と最大持続波圧発生時刻の関係についても分析した。

水理試験設備の概要を図-3に、水理試験結果の一例を図-4に示す。図-4の堤体位置汀線(a.)において、入力波は最大堤体前面浸水深を計測した時刻の近傍(≒最大比エネルギー発生時刻)で、堤体を打ち上ることなく沖側へ戻った。この場合、ほぼ同時刻で最大持続波圧を計測した(図-4、a.①及び図-5、a.①参照)。堤体位置 1.25m(b.)及び 2.5m(c.)において、入力波は最大堤体前面浸水深を計測した後すぐには沖へ戻らず、堤体を打ち上がった。打ち上がった入力波が落水した時刻で、最大持続波圧を計測した(図-4、b.②、c.③及び図-5、b.②参照)。この結果から、落水現象により生じる衝撃的な圧力が作用波圧に付加されることがわかった。これより、落水現象により生じる衝撃的な圧力により津波波圧が高く計測され、水深係数が高くなったものと推定できる。

理論式は、ベルヌーイの定理を基に導き出されたものであり、流れが定常流であることを前提としていた。したがって、水理試験結果と理論式との乖離の主要因は、理論式の導出に当たり、流れは定常状態と仮定したことに大きく関係すると結論した。

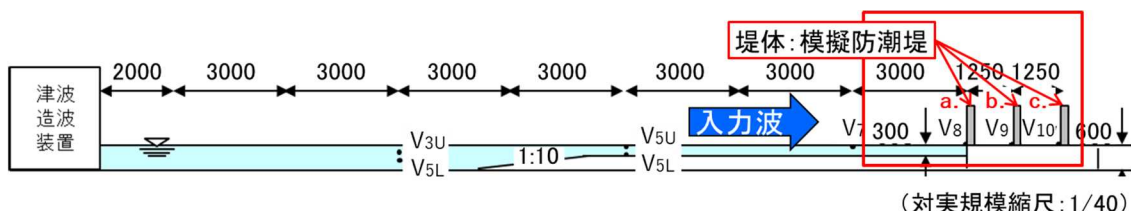


図-3 水理試験設備の概要図(直立護岸の場合)



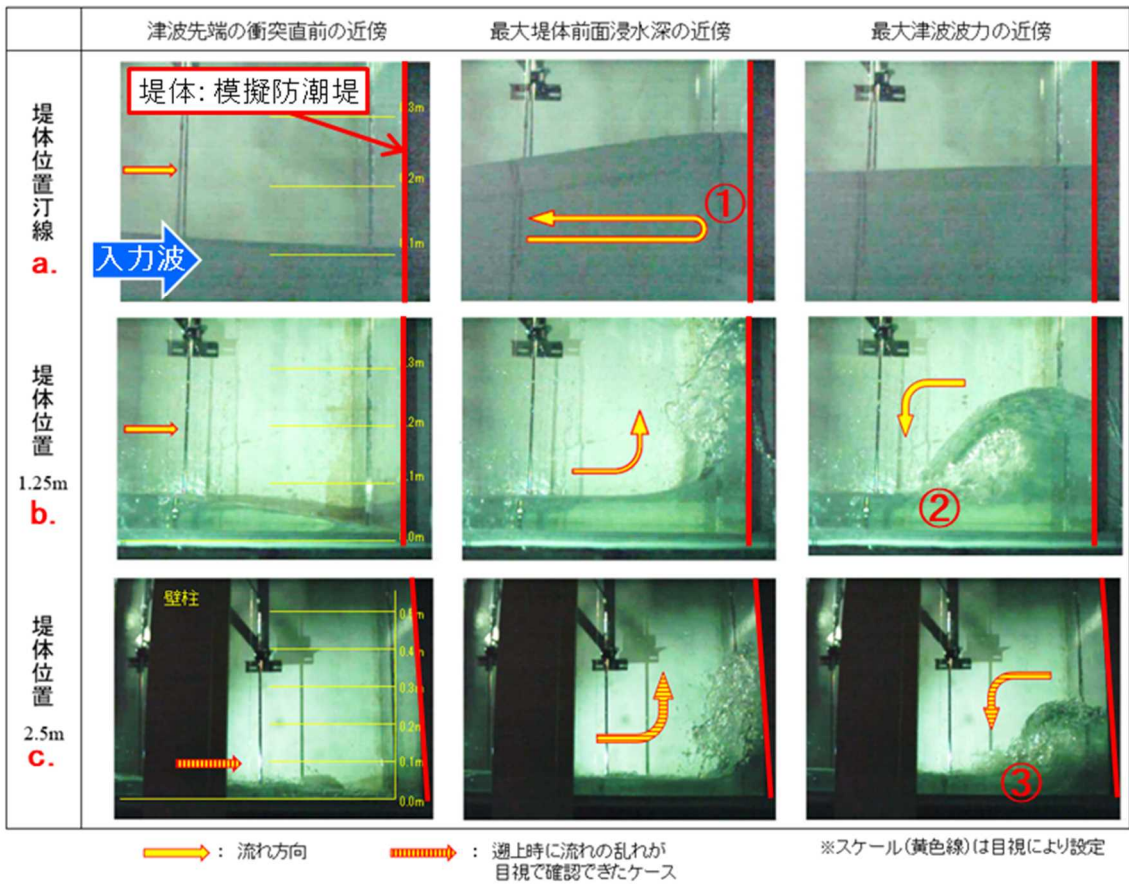


図-4 衝突直前、最大堤体前面浸水深、最大津波波力の時刻近傍での画像(直立護岸の場合)

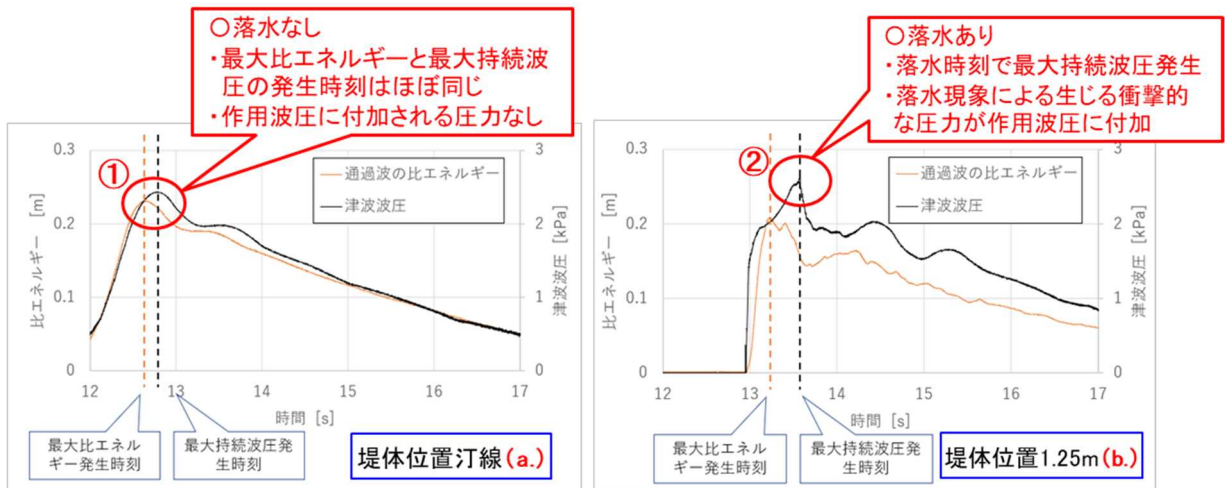


図-5 堤体位置汀線(a.)及び堤体位置 1.25m(b.)における最大比エネルギー発生時刻と最大持続波圧発生時刻の関係

### 3. 今後の対応

本検討に基づき、フルード数が 1 を超える領域までを対象とした新評価式を提案した。また、水理試験結果と理論式の乖離について、落水現象が生じた際に、衝撃的な圧力が作用波圧に付加され、水深係数が高くなることが主な要因であることを考察した。これらの検討結果は、NRA 技術報告として令和 4 年 7 月 25 日に公表した。

これまでの審査においては、持続波圧の設定に際し防潮堤等の設置位置でのフルード数が 1 を超えるプラントはなく、本知見による審査結果への影響はないが、今後の審査においては、防潮堤等の設置位置でのフルード数が 1 を超えるプラントの可能性も考えられることから、本 NRA 技術報告で提案した持続波圧評価式を反映した「波圧確認事項」を策定し、「耐津波設計に係る設工認審査ガイド」の別添とする改定作業を行う予定としている。

改定に係る概略スケジュールは以下のとおり。

- ・ 令和 4 年 10 月 : 規制委員会(ガイド改定に係るハブコメ開始に係る審議)
- ・ 令和 5 年 1 月 : 規制委員会(ガイド改定に係るパブコメ結果の公示)

## <参考>

参考 令和3年度第21回原子力規制委員会（令和3年7月21日）資料7 NRA技術報告における津波の持続波圧評価式の再検討 —令和2年度第40回原子力規制委員会指摘事項への対応等—

## <主な用語の定義>

持続波圧	持続波（段波の後の津波本体の波）によって防潮堤（堤体）に作用する継続時間の長い波圧
段波波圧	段波（津波先端部の波）によって防潮堤（堤体）に作用する、短時間で大きく変化する波圧
フルード数	流体の慣性力（勢い）と重力との比を表す無次元数で、流体の性状（勢い）を示す指標の一つ
水深係数	津波波圧と、防潮堤（堤体）を設置しない条件による代表浸水深に相当する静水圧との比を表す無次元数
最大比エネルギー	速度水頭及び位置水頭の和で表されるエネルギー水頭の最大値（次元は長さ）
浸水深	陸側における入力波の高さの時刻歴
流速	入力波の沖側及び陸側の流速の時刻歴
ベルヌーイの定理	密度が一定の非圧縮性流体の一次元の定常流では、同一流線上でエネルギーが保存されるとの定理

$$E = \frac{v^2}{2g} + z + \frac{p}{\rho g}$$

E：全水頭  $\frac{v^2}{2g}$ ：速度水頭 z：位置水頭  $\frac{p}{\rho g}$ ：圧力水頭

入力波	水理試験に用いた模擬津波
堤体	水理試験で用いた模擬防潮堤
最大堤体前面浸水深	堤体前面における入力波の高さの最大値

## ＜参考文献一覧＞

- 1 原子力規制委員会、NRA 技術報告、“防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について”、NTEC-2014-4001、2014.
- 2 国土交通省、“東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針”、2011.
- 3 原子力規制委員会、NRA 技術報告、“防潮堤に作用する津波段波の影響について”、NTEC-2015-4001、2015.
- 4 原子力規制委員会、NRA 技術報告、“防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について”、NTEC-2016-4001、2016.
- 5 原子力規制委員会、“耐津波設計に係る設工認審査ガイド”、原管地発第 1306196 号、2013.

## NRA技術報告における津波の持続波圧評価式の再検討 — 令和2年度第40回原子力規制委員会指摘事項への対応等 —

令和3年7月21日  
原子力規制庁

### 1. 経緯

原子力規制庁は、平成26年から平成28年にかけて、津波波圧評価に係る3編のNRA技術報告<sup>1,2,3</sup>を公表した。

「令和2年度第40回原子力規制委員会（令和2年11月25日）」（以下「第40回原子力規制委員会」という。）において、原子力規制庁は、津波波圧の評価手法を審査で確認する観点から、NRA技術報告を基に「津波波圧評価に係る確認事項（案）」（以下「波圧確認事項」という。）を作成したことを報告した。また、この波圧確認事項を「耐津波設計に係る工認審査ガイド」の別添として反映する作業を実施することが了承された。（【参考】参照）

その際、「最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数( $Fr_E$ )<sup>4</sup>と水深係数( $\alpha_E$ )の関係に基づく持続波圧評価式」（以下「持続波圧評価式」という。）に関し、水理試験結果<sup>5</sup>のばらつきの要因及び持続波圧評価式の保守性の考え方について質疑があり、規制庁より説明するよう指摘を受けた。

### 2. 水理試験結果のばらつきの要因

水理試験結果のばらつきの要因について改めて検討を行った。その結果、ばらつきの要因は、波圧計測結果の処理において水深係数( $\alpha_E$ )を保守的に見積もっていること及びフルード数( $Fr_E$ )が大きい領域において流れの乱れが強くなることで作用波圧が低下する可能性があることの両者に起因していると分析した。（【別添1】参照）

### 3. 持続波圧評価式の再検討

#### （1）第40回原子力規制委員会で提案した持続波圧評価式

第40回原子力規制委員会では、以下の持続波圧評価式を提案した。

- 
- 1 原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数の適用範囲について、NTEC-2014-4001、平成26年12月
  - 2 原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波段波の影響について、NTEC-2015-4001、平成27年10月
  - 3 原子力規制委員会、NRA技術報告、防潮堤に作用する津波波圧評価に用いる水深係数について、NTEC-2016-4001、平成28年12月
  - 4 流体の慣性力（勢い）と重力との比を表す無次元数で、流体の性状を示す指標の一つ。
  - 5 水理試験は、津波の海上伝播及び陸上の遡上を模擬する水路を用い、造波装置により津波を模擬した作用波を発生させた。通過波検定試験では、浸水深及び流速の計測結果を収集した。波圧試験では、水路の陸上の遡上部に設置した防潮堤試験体に作用する波圧の計測結果を収集した。

$$\alpha_E = 1.90 \times (0.50 \times Fr_E^2 + 1) \quad \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

この持続波圧評価式の設定においては、フルード数 (Fr) 1 以下では、水深係数 ( $\alpha$ ) に国土交通省の暫定指針<sup>6</sup>の水深係数 3 を適用することとした。

また、フルード数 (Fr) 1 以上では、フルード数 (Fr) 1 以下との連続性を考慮するとともに、水理試験結果のばらつきを包絡させる方針とした。この方針に基づき、水理試験結果のばらつきを対数正規分布として取り扱い、対数標準偏差 +2 $\sigma$  及び +3 $\sigma$  を考慮した式を検討したうえで、+3 $\sigma$  を考慮した式が方針に合致すると考えた (図-1 参照)。

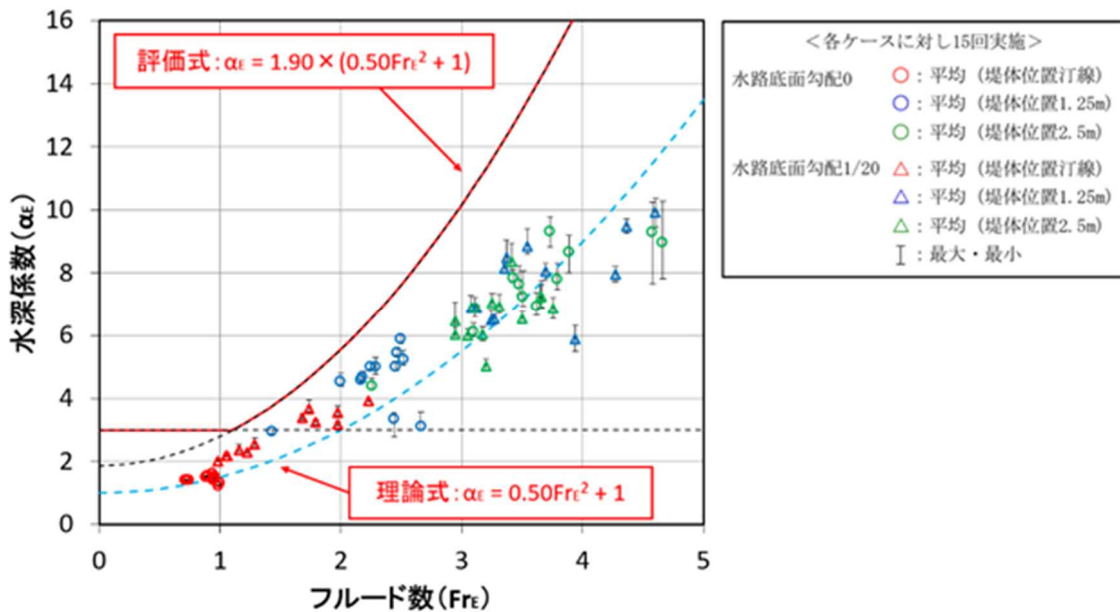


図-1 最大比エネルギー発生時刻におけるフルード数 ( $Fr_E$ ) と水深係数 ( $\alpha_E$ ) の関係に基づく持続波圧評価式

## (2) 持続波圧評価式の再検討

上記(1)の持続波圧評価式は水理試験結果のばらつきを対数正規分布として取り扱ったが、その保守性の考え方を整理している過程において、本来は正規分布として取り扱う必要があったことが分かった。このため、式(1)に代えて、以下に示す持続波圧評価式を改めて設定した。

$$\alpha_E = 3.0 \quad (Fr_E \leq 1.24^7) \quad \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$

$$\alpha_E = (0.70 \times Fr_E^2 + 1) + 0.93 \quad (Fr_E > 1.24) \quad \dots \dots \dots \text{式 (3)}$$

6 国土交通省、東日本大震災における津波による建築物被害を踏まえた津波避難ビル等の構造上の要件に係る暫定指針、平成 23 年 11 月 17 日

7 フルード数 ( $Fr_E$ ) 1.24 は  $\alpha_E = 3.0$  と  $\alpha_E = (0.70 \times Fr_E^2 + 1) + 0.93$  の交点の値を示す。

式(2)は、国交省の暫定指針の水深係数3の適用について、水理試験結果を包絡する範囲で拡張したものである。

式(3)は、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果のばらつきを包絡することを基本に、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果を対象とした回帰式<sup>8</sup>に対し標準偏差+2 $\sigma$ を考慮した。この結果、全水理試験結果のばらつきをほぼ包絡している。

なお、フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果を対象としたのは、実プラントでのフルード数( $Fr_E$ )の実績及びその他の影響等を考慮したことによる。  
 (【別添2】参照)

第40回原子力規制委員会での提案と今回設定した持続波圧評価式の比較を以下に示す(図-2参照)。

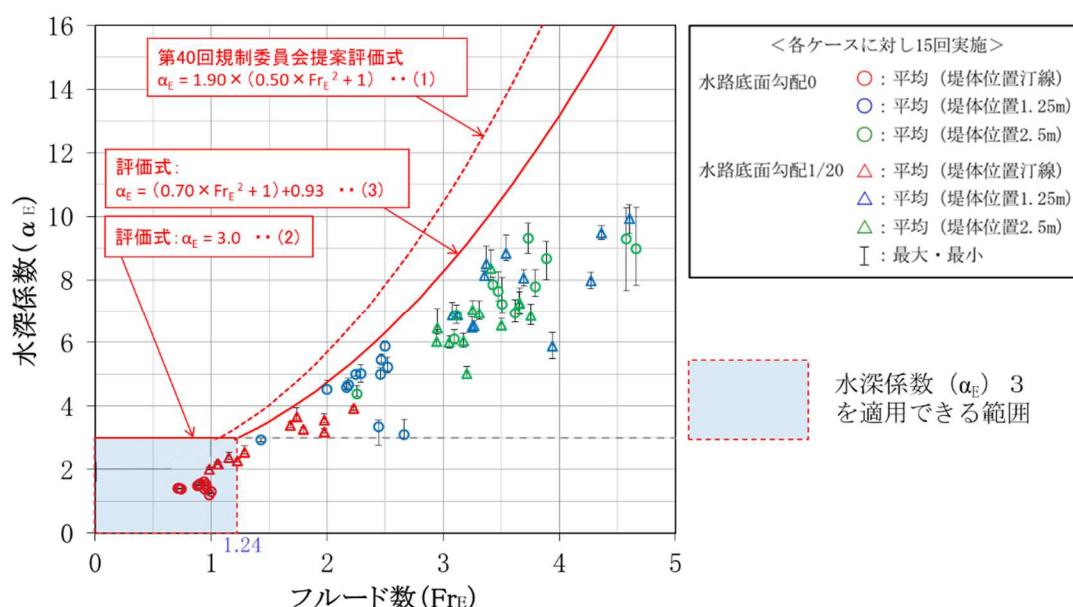


図-2 第40回原子力規制委員会での提案と今回設定した持続波圧評価式の関係

#### 4. 今後の進め方

NRA 技術報告<sup>3</sup>では、第40回原子力規制委員会での提案した持続波圧評価式を評価式導出例として記載しており、今回改めて策定した持続波圧評価式を反映のうえ改訂することとしたい。

「耐津波設計に係る工認審査ガイド」の別添となる波圧確認事項に、今回改めて策定した持続波圧評価式を反映のうえ、今後「耐津波設計に係る工認審査ガイド」の改訂案を原子力規制委員会に諮ることとしたい。

<sup>8</sup>  $\alpha_E = 0.70 \times Fr_E^2 + 1$  : フルード数( $Fr_E$ )0~2.5までの水理試験結果から導出した。

**<別紙、別添、参考>**

別添 1 水理試験結果のばらつきの要因

別添 2 持続波圧評価式の再検討

参考 防潮堤等に作用する津波波圧評価に係る安全研究成果の審査ガイドへの反映について、令和 2 年度 第 40 回 原子力規制委員会 資料 3、令和 2 年 11 月 25 日



## サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する 事業者からの意見聴取結果と今後の対応について（案）

令和4年7月28日  
技術基盤課  
システム安全研究部門  
シビアアクシデント研究部門  
実用炉審査部門

### 1. 概要

冷却材喪失事故（LOCA）が発生すると、配管から噴出した冷却材が配管の保温材等を破損し、破片等の異物（デブリ<sup>1</sup>）が生じる。デブリは格納容器スプレイ等により流され、非常用炉心冷却系（ECCS）再循環運転時の水源に到達するが、水源内のサンプスクリーン<sup>2</sup>によってデブリは除去される。サンプスクリーンで除去できずに通過したデブリが燃料集合体の流路に堆積するなどし、LOCA後の長期炉心冷却を妨げる（以下「炉内下流側影響」という。）可能性がある。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<sup>3</sup>し、米国の規制ガイド（RG）1.82, Rev. 4<sup>4</sup>では炉内下流側影響の評価を要求しているが、日本においては、ストレーナの閉塞問題に対して装置の性能評価等を要求しているものの、炉内下流側影響の評価については明確には定めていないことから、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）」（以下単に「内規」という。）への反映について、国内外の情報収集を継続し、検討することとなった。

これに関し、令和2年12月7日及び令和3年5月28日に事業者意見を聴取する会合<sup>5</sup>を開催し、PWR事業者については、2022年を目処に検討結果をとりまとめること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。また、BWR事業者については、冷却材喪失事故後の長期炉心冷却に対する影響についての説明が理解できなかったことから、再度説明を求めることとした。

<sup>1</sup> LOCA時に破損した保温材や格納容器内に存在してストレーナに堆積する異物のこと。デブリは繊維質保温材であるロックウールの粉砕物などの繊維デブリ、ケイ酸カルシウムの粉砕物などの粒子デブリ及びECCS水と破損した保温材や格納容器内の構造物との化学的要因により生成された化学生成物が析出した化学デブリに分けられる。

<sup>2</sup> PWRプラントの格納容器再循環サンプスクリーン及びBWRプラントのECCSストレーナ

<sup>3</sup> サンプスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する米国の対応状況及びこれを踏まえた国内の対応について（第42回技術情報検討会資料42-1-2）

<sup>4</sup> NRC, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, Regulatory Guide 1.82 Revision 4, 2012.

<sup>5</sup> 第14回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合及び第16回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

今般、令和4年6月16日に事業者意見を聴取する会合<sup>6</sup>を開催し、事業者から説明を受けた（参考1及び2参照）ことから、その結果と今後の対応に関する検討内容について報告する。

## 2. 事業者からの聴取の結果

### 2. 1 PWR 事業者等<sup>7</sup>

#### 2. 1. 1 説明の概要（参考1）

- 長期炉心冷却のシナリオについては、米国と同様に以下を想定。
  - ✓ 再循環開始直後は繊維デブリ及び粒子デブリのみを考慮し、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）
- 国内全プラントを包含する条件で流動試験を実施し、上記のシナリオの妥当性を確認。
  - － 燃料集合体2体試験：繊維デブリ及び粒子デブリが流入しても炉心入口から冷却材を供給可能
  - － バッフルバレル試験：化学デブリ析出後は代替流路から冷却材を供給可能
- 先行する米国の検討状況を踏まえ、上記シナリオにより圧力容器内熱流動解析を実施。また、炉心入口流路の大半が閉塞（99.5%相当）しても長期炉心冷却が可能であることを確認。
- 上記より、炉内下流側影響のLOCA後長期炉心冷却について問題ないことを確認。

#### 2. 1. 2 主な質疑応答

##### (1) 実験結果の位置づけ

- － NRA：PWR事業者のプラントにおいては、新たな設備の導入や撤去等の対応をせずとも炉心冷却に問題ないという説明を受けたとあってよいか。（技術基盤課 佐々木企画調整官）
- － PWR事業者等：そのとおりである。（関西電力 濱野マネージャー）

##### (2) 米国における試験との関係

- － NRA：米国では繊維デブリ量の制限として集合体あたり15gなどとなっている

<sup>6</sup> 第19回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

<sup>7</sup> 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における検討状況（第19回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合資料19-1）

る一方で、日本では集合体あたり kg 単位で投入した試験でも問題ないとの結果となっている。日米の違いは何か。(シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官)

- **PWR 事業者等**：日本では燃料集合体 2 体系で実験しており集合体間の隙間等の閉塞が生じない流路があるため、非化学デブリを kg 単位で投入しても、途中で圧損が飽和するとそれ以上高くない。これに対して米国は、1/4 体系でそのような隙間が無い場合、圧損がすぐに増加し、繊維デブリの投入量の制限になる。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)
- **NRA**：日本は低温側配管破断のときだけ炉心水位が維持できない可能性があるとの前提で検討を進めている。しかし、米国と日本の高温側配管破断時の参考解析では、日本では温度が低く維持されているが、米国では温度が高くなっており、その前提は正しいと言えるか。また、米国の温度上昇が大きく日本の温度上昇が小さいという違いは何か。(シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官)
- **PWR 事業者等**：再循環開始から化学デブリ析出までの間においては、試験結果に基づき保守的に設定した圧損係数を炉心下部に設定しており、日米の試験体系の違いに起因して米国よりも日本で設定した圧損係数がかなり小さくなっている。そのため、日本の解析では米国と比べて炉心下部から流入する水が多く、被覆管温度の上昇がみられない結果となった。仮に炉心の入り口が完全に閉塞しても、高温側配管破断の場合は、バツフルバレルだけで炉心水位は維持され冷却できる。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)

### (3) ほう酸及び化学デブリの析出

- **NRA**：ほう酸析出の影響の解析評価例があるが、24 時間以降に析出しそうにみえるが問題ないのか。(シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官)
- **PWR 事業者等**：24 時間でほう酸析出を防止するための高温側配管切り替え注水を行う。その結果、炉心の上部から注水されるため、ほう酸の濃縮は解消される。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)
- **NRA**：ほう酸析出は 24 時間以内に高温配管側からの注入により防ぎ、また、化学デブリの析出時刻は高温配管側からの注水切り替え時刻よりも遅いという説明があった。高温配管側からの注入による対策でほう酸及び化学デブリ析出の両方とも対処が可能という理解でよいか。(システム安全研究部門 江口技術研究調査官)
- **PWR 事業者等**：高温配管側からの注入による対策で両方とも対処が可能である。なお、ほう酸析出の評価に当たり、化学デブリは 24 時間までは析出しないことを試験により確認しているため、炉心入口における化学デブリの析出は考慮

していない。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)

- **NRA** : ほう酸析出限界濃度はどのように算出したのか。温度との関係なので、水の注入により温度変化があるのであれば、それにより変わるのではないか。注入水の量が少ないので、急激に冷却されて結晶が析出するというようなことはないか、あったとしても、非常に局所的な現象かと思う。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **PWR 事業者等** : 圧力に応じた飽和温度に対する溶解度曲線を求めており、その飽和温度での溶解度がほう素濃度で 55,000ppm である。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)
- **NRA** : 試験対象が金属材料と無機系のものだが、塗料を模擬した実験もある。塗料が pH 調整された後も問題ないということを確認しているのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **PWR 事業者等** : 塗料の成分については、WCAP<sup>8</sup>において化学影響は小さいことが確認されている。(三菱重工 緒方主席)
- **NRA** : 使われている塗料は、WCAP に報告されているものの範囲に入るのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **PWR 事業者等** : そのとおりである。(三菱重工 緒方主席)

#### (4) 熱流動解析

- **NRA** : 熱流動解析では最高被覆管温度が一時的に上昇しており、沸騰遷移からリウエットという状況が繰り返されているように見える。このような場合、LOCA 用の解析コードが使えるのか。(シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官)
- **PWR 事業者等** : プール沸騰と強制対流いずれにも実績のある相関式を用いており、基本的には適用可能だと考える。(三菱重工 寺前主席)
- **NRA** : 燃料集合体 2 体系の試験では、投入したデブリの一部は燃料集合体に付着せずに沈殿する現象が観測されたが、実機でも起こり得るのか。また、起こり得るならば、沈殿したデブリが冷却を妨げることはないか。(システム安全研究部門 江口技術研究調査官)
- **PWR 事業者等** : 実機で起こり得るが、デブリがダウンカマを下りてきた後、広大な下部プレナムに沈殿し、冷却には影響ないと考えている。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)

<sup>8</sup> WCAP-16793-NP-A, Revision 2, "Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid", July 2013.

- **NRA**：燃料被覆管への付着影響についての米国の評価事例が示されているが、この結果は日本のプラントの運転条件や事故の条件にも適用可能なのか。(システム安全研究部門 江口技術研究調査官)
- **PWR 事業者等**：WCAP から引用した評価結果を示している。こちらでも WCAP の手法を用い、日本の条件に焼き直して評価し、WCAP とほぼ同等の結果を得ており、日本のプラントでも、付着による安全への影響はないと考えている。(三菱重工 緒方主席)
- **NRA**：解析上のシナリオでは、圧損がステップ状に立ち上がるのは LOCA 発生後 20 分ぐらいと考えてよいか。また、圧損が増加する前に高温配管側注水切り替えにより炉心上部から冷却とあるが、シビアアクシデント時も同じか。さらに、ストレーナの閉塞性の解析では、ECCS へのデブリの移行量は内規を基に評価しているが、実験で用いたデブリ量は、これに比べて保守的なのか。(実用炉審査部門 小林主任安全審査官)
- **PWR 事業者等**：圧損が立ち上がる時間はそのとおりである。再循環が維持されている限りシビアアクシデントの時も時間間隔は変わらない。実験で用いたデブリ量は、内規に沿っている。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)

## (5) 審査との関係

- **NRA**：試験の条件は実機の現象と比べて相当保守的なものであること及び米国での検討状況等の歴史的な背景を踏まえて、設計基準事象の解析<sup>9</sup>との関係で改めて文書化してほしい<sup>10</sup>。かなりリスクの低いことだと思うので、それが分かるようにすることが必要。(実用炉審査部門 小林主任安全審査官)

## 2. 2 BWR 事業者<sup>11</sup>

### 2. 2. 1 説明の概要 (参考 2)

- 繊維質保温材の撤去<sup>12</sup>やストレーナの大型化、格納容器内の清掃など、デブリによるストレーナ閉塞事象に対して裕度を向上させる取り組みを実施している。
- ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響に関しては、燃料上部に閉塞の影響はないこと、燃料下部についても薄膜効果<sup>13</sup>の要因となる繊維質保温材を再稼働までに国内全プラントにおいて撤去するため、LOCA 後の冷却に影響のないと考えている。(LOCA (設計基準事故) 時の安全評価結果に影響なし)

<sup>9</sup> 柏崎刈羽原子力発電所原子炉設置変更許可申請書(6,7号原子炉の増設) 添付書類 10 など

<sup>10</sup> 今後、面談等において受領予定

<sup>11</sup> 東北電力株式会社、東京電力ホールディングス株式会社、中部電力株式会社、北陸電力株式会社、中国電力株式会社、日本原子力発電株式会社、電源開発株式会社

<sup>12</sup> 新規規制基準対応の設工認において SA 時の ECCS ストレーナ圧損評価が審査対象となるため、繊維質保温材の撤去計画を反映した条件にて評価を実施している。プラント再稼働までに繊維質保温材を撤去予定

<sup>13</sup> ストレーナ表面に堆積した繊維デブリが粒子デブリを捕捉することによる効果

## 2. 2. 2 主な質疑応答

### (1) 解析の前提条件

- **NRA** : 再循環運転は何分頃に開始されるのか。また、BWR5 に関しては、注水ラインが全て炉心上部に設置されているので、下部が閉塞したとしても、上から注水されるが、ABWR は代表事象である高圧系の破断の際は低圧注水系で下から注水するので、試験は ABWR の高圧系の破断を対象としているという理解でよいか。(シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官)
- **BWR 事業者** : 低圧注水系の起動は、LOCA 発生の約 6 分後である。炉内にデブリが到達して閉塞し始めるのは 10 分前後と考えている。BWR5 は全て炉心内に注水するので、ABWR を対象としている。(東京電力 野中チームリーダー)
- **NRA** : 実機プラントでは繊維質保温材を撤去するので、粒子/固形物のデブリのみが発生し、その影響を考える必要があると理解した。一方で試験では粒子/固形物のデブリに加え、繊維デブリも投入している。試験に繊維デブリを投入することによって、どのぐらいの裕度を見込んだことになるのか。(システム安全研究部門 江口技術研究調査官)
- **BWR 事業者** : 粒子状のデブリだけであれば、そもそも粒子径が小さいものはそのままメッシュを素通りし、圧損の上昇はないと考える。(東京電力 野中チームリーダー)
- **NRA** : 試験で得られた局所圧力損失係数を用いた場合、どれだけの流量が流れるのか、それで十分であるという説明を導き出す過程が見えない。(技術基盤課 遠山課長)
- **BWR 事業者** : 試験で局所圧力損失と流量を測定し、係数を求め、その係数を用いて実機の流量を評価し、その流量が崩壊熱による蒸発分相当の流量を上回るという評価をしている。(東京電力 野中チームリーダー)
- **NRA** : 試験で得られた圧力損失係数を用いて、必要流量を導き出す過程を、結果だけではなく示してほしい。(技術基盤課 遠山課長)
- **BWR 事業者** : 異物が到達する前の水頭圧が支配的な状態をまず評価し、そこから全圧損が変わらないという評価で圧力損失を求めている。実際にデブリが詰まってきて流量が減ってくると、冷却できなくなり、ボイドが出てくる。ボイドが出てくると、位置圧損が低下する。実際のフィルタの局所圧損の上昇については、異物が到達する前後で変わらない。(東京電力 野中チームリーダー)

## (2) 保温材の変更

- **NRA:** 各プラントによって格納容器内で使われている保温材の絶対量や種類は、いろいろだと思う。今回の試験は、その範囲を網羅しているのか。また、主に金属保温材に交換するとあるが、それ以外はどういうものに交換する予定なのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **BWR 事業者:** 各プラントを包含するような条件で試験を実施している。また、一部、狭隘部などは樹脂系のポリイミド等の保温材に換えている。(東京電力 高尾チームリーダー)
- **NRA:** BWR は今後、保温材を金属製の保温材にするということだが、なぜ PWR は金属製保温材にしないで、繊維質を使い続けるのか。(実用炉審査部門 小林主任安全審査官)
- **BWR 事業者:** PWR は格納容器内に配管の物量が多く、保温材を全て交換というのが難しいという事情がある。(日本原子力発電 浦邊課長)
- **PWR 事業者等:** それ以外に、保温材を取り換えなくても長期炉心冷却が維持できるという予測があり、試験で影響を確認するほうに注力してきた。(三菱重工 福田マネージングエキスパート)
- **NRA:** 繊維質保温材を金属保温材に取り換えるということは、金属保温材の絶対量が増えるということになる。金属保温材が脱落する等により、格納容器内にあるほかの設備に悪影響を与える可能性についてはどのように考えるか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **BWR 事業者:** 金属保温材が破損したとしても、他の設備に影響を与えるものではないと認識している。(東京電力 高尾チームリーダー)
- **NRA:** BWR と PWR でなぜ対応が違うのかについて文書化してほしい。BWR と PWR でストレーナ又はサンプスクリーンの大型化の考え方が異なると認識している。PWR は、サンプに、モジュラー式にスクリーンを増設することにより繊維質保温材等のスクリーンへの負荷を低減することなく対応していると認識している。一方、BWR は、サプレッションチェンバの吸い込み口に設置する構造のため、ストレーナサイズを大きくするにしても限界があることから、繊維質保温材から金属保温材に変更する方針にしたと認識している。(実用炉審査部門 小林主任安全審査官)

## (3) 化学析出物

- **NRA:** 化学析出物の説明で、設計基準事故環境は純水とあるが、シビアアクシデントでは、自主的な対応として pH 調整がされると思う。そうしたときに影響があるのか。(技術基盤課 照井技術情報係長)

- **BWR 事業者**：シビアアクシデント環境では、薬液等を入れるので、圧損への影響はあると考える。その場合のシビアアクシデント評価も、実施し影響を確認している。（東京電力 高尾チームリーダー）

#### （４）審査との関係

- **NRA**：BWR は配管が破断すると破損した保温材はダイヤフラムフロア、サブレーションチェンバ、ストレーナの吸い込み口と移動するため燃料へ到達するには時間がかかるのではないか。薄膜の生成時間も考えると、BWR は LOCA 事象の初期から再冠水するまでの間は、繊維質のデブリが燃料の下部タイプレートを閉塞するということはまずないという認識でよいか。また、添付十の解析では、設計基準事故の場合、LOCA だと 200～300 秒程度しかないので、薄膜の影響は考えなくてよいのか。シビアアクシデント時の炉心の著しい損傷防止の長期冷却のときには、薄膜が生成するかもしれないが、炉心冷却にはほとんど影響がないという認識でよいか。添付十への影響について、PWR 事業者等と同様に文書化してほしい<sup>14</sup>。（実用炉審査部門 小林主任安全審査官）
- **BWR 事業者**：時間的にはかなりかかると考える。また、添付十への影響はないと考えている。（東京電力 野中チームリーダー）

#### （５）その他

- **NRA**：CNO 会議<sup>15</sup>で 10×10 燃料の話題があったが、燃料が変更された時は再検討が必要となるのか。（シビアアクシデント研究部門 塚本主任技術研究調査官）
- **BWR 事業者**：10×10 燃料であっても、Defender 等は同じようなものが使われるので、今回の範囲内と思う。繊維質保温材を撤去するので、閉塞の影響はないと考えるが、仮にデブリが投入された場合ということであれば、本試験結果が利用可能と考える。（東京電力 野中チームリーダー）

### 3. 事業者意見に対する評価

- PWR 事業者等は、燃料集合体を 2 体用いた実験等により、繊維デブリ、粒子デブリ、化学デブリが発生しても長期炉心冷却が維持できるとしている。
  - 実験の条件は保守的に設定され、また、実験結果等を踏まえて実施した熱流動解析により燃料温度が上昇しないことが確認されており、LOCA 後の長期炉心冷却が可能とする説明は妥当と判断した。
- BWR 事業者は、燃料上部は ECCS ストレーナより間隙が大きいため閉塞せず、ま

<sup>14</sup> 今後、面談等において受領予定

<sup>15</sup> 第 14 回主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会  
<https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/other/CNO/120000070.html>



た、繊維デブリの原因となる保温材を撤去するため、燃料下部についても薄膜効果の要因がないことから、燃料集合体における冷却材流路の全閉塞は生じず長期炉心冷却に対する影響はないとしている。

- 繊維質保温材を撤去することにより燃料集合体における冷却材流路の全閉塞は生じず長期炉心冷却に対する影響はないとする説明は妥当と判断した。

#### 4. 米国における近年の対応

原子力規制庁で炉内下流側影響に関する米国規制活動について調査し、NRA 技術ノート<sup>16</sup>としてとりまとめ発行した。米国における近年の対応状況について以下に示す。

- PWR については、炉内下流側影響について、繊維デブリの少ないプラント等が先行して NRC の承認を得たが、NRC は 2019 年に原子炉容器内における下流側影響についての審査ガイドを発行し、残るプラントの審査を進めている。これは炉内下流側影響に関する実験が過度に保守的だったため、全プラントに適用できなかったためである。
- BWR については、米国 BWR オーナーズグループ (BWROG) が炉内下流側影響について自主的活動として、PWR プラントにおける知見を反映させる取組みを行い、日本の対応とは異なり繊維質保温材の撤去ではなく、リスク情報を用いた手法により炉内下流側影響を評価した。NRC は BWR 事業者の評価結果を承認し、これ以上の対応は不要であると結論した。

#### 5. まとめと今後の対応

炉内下流側影響について、内規への反映の要否を検討するため、米国規制活動の調査を行うとともに、令和 2 年 1 2 月より、3 回にわたり公開会合において事業者の取組について聴取した。

PWR については、国内全プラントを包含する条件での試験及び試験結果を反映した熱流動解析により燃料被覆管温度が上昇しないことが確認されており、LOCA 後の長期炉心冷却が可能とする説明は妥当と判断した。

BWR については、国内全プラントで再稼働までに繊維質保温材を撤去するため、炉内での流路の全閉塞は生じず、長期炉心冷却に対する影響はないとする説明は妥当と判断した。

内規には炉内下流側影響についての要求は規定されていないが、事業者から聴取した結果、長期炉心冷却に問題がないことが確認できたため、内規の改正は行わないこととしたい。

<sup>16</sup> NRA 技術ノート「PWR サンプスクリーン及び BWR ECCS ストレーナの下流側影響に関する米国規制活動の調査」[000384635.pdf \(nsr.go.jp\)](https://www.nsr.go.jp/000384635.pdf)

- (参考1) 第19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19-1  
(参考2) 第19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19-2

# 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)

2022年6月16日

## 目次

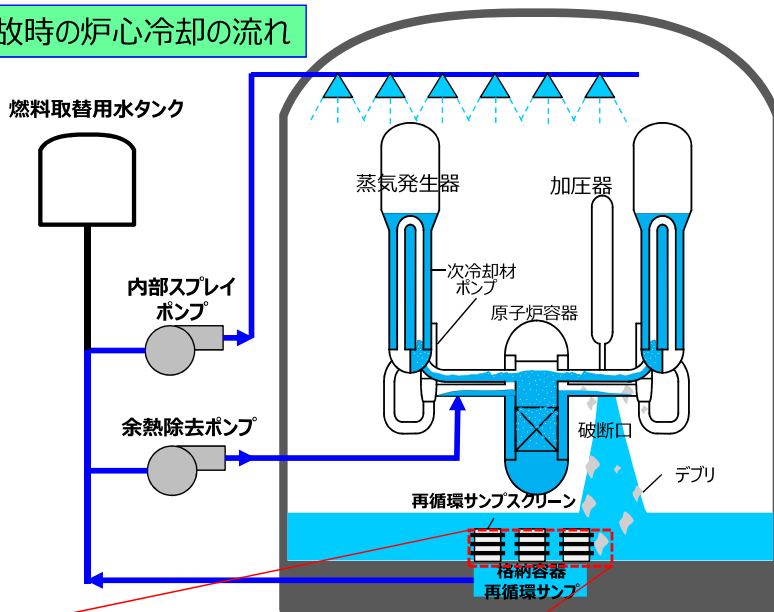
1

1. 背景
2. 全体計画
3. 実現象と評価シナリオへの展開
4. 流動試験（解析の前提・入力の妥当性確認）
5. 熱流動解析
6. 評価に含まれる保守性
7. まとめ

# 1. 背景

## 1. 背景 (1/4) -サンプスクリーン下流側影響の概要-

事故時の炉心冷却の流れ



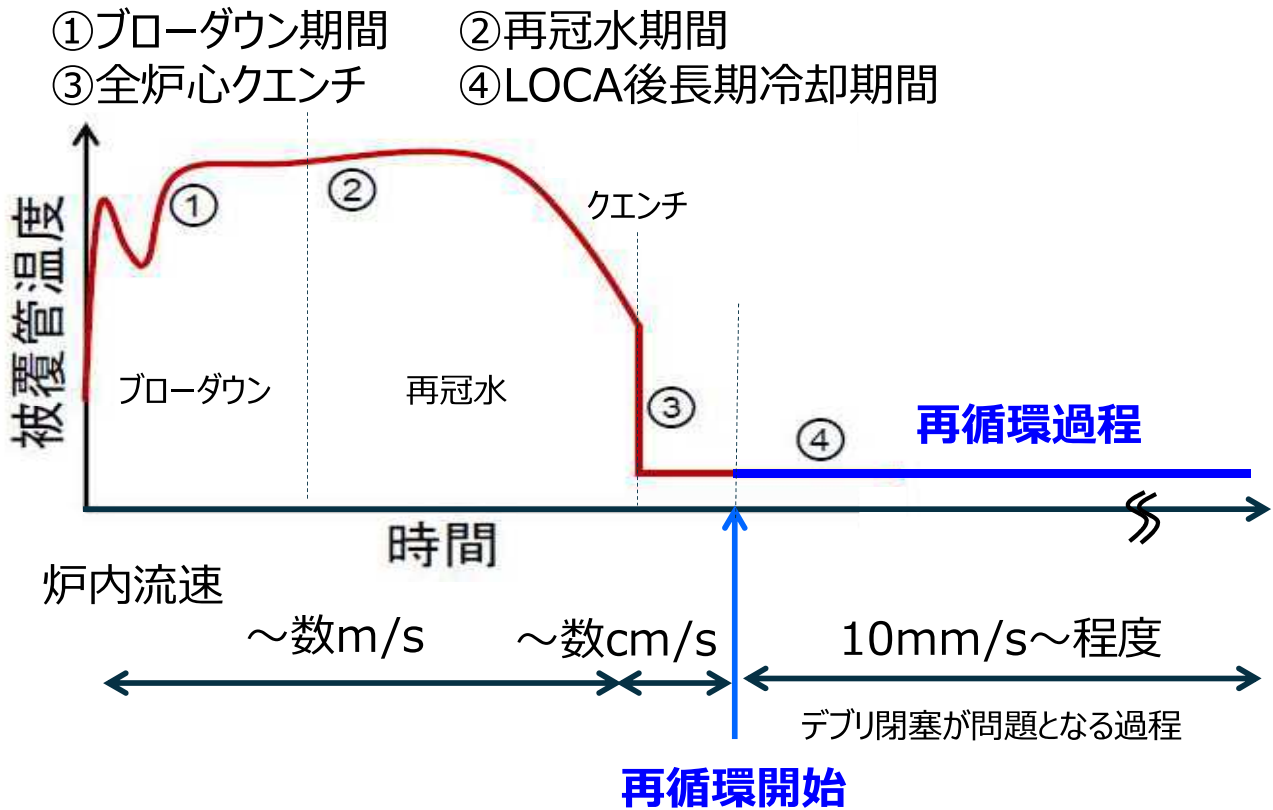
サンプスクリーンの例

### 一次系配管破断 (LOCA) 発生

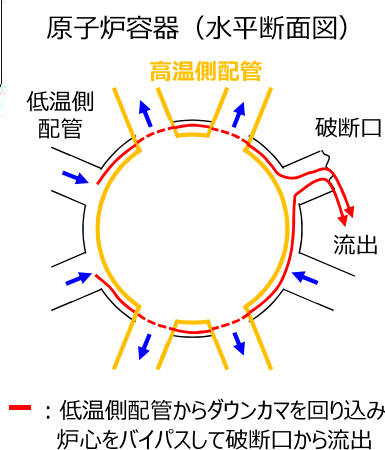
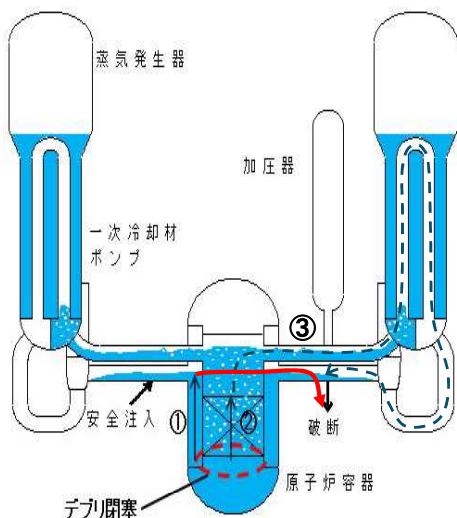
```

    graph TD
      A[一次系配管破断 (LOCA) 発生] --> B[炉心露出  
→ 炉心崩壊熱除去性能低下]
      A --> C[格納容器内の内圧上昇・温度上昇]
      B --> D[ECCS設備作動  
→ 炉心冷却のための冷却材供給]
      C --> E[CVスプレイ作動]
      D --> F[一次系注入のECCS水、CV内スプレイ水が再循環サンプへ]
      E --> F
      F --> G[配管破断に伴う保温材等がデブリとなって再循環サンプへ]
      G --> H[サンプスクリーンでのデブリの捕捉]
      H --> I[サンプスクリーンを通過したデブリの炉心への流入]
      I --> J[【懸案】炉心入口閉塞による炉心冷却水量の不足]
  
```

## 1. 背景 (2/4) 大LOCA時の被覆管温度 &amp; 炉内流速の挙動



## 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-



## ■ 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

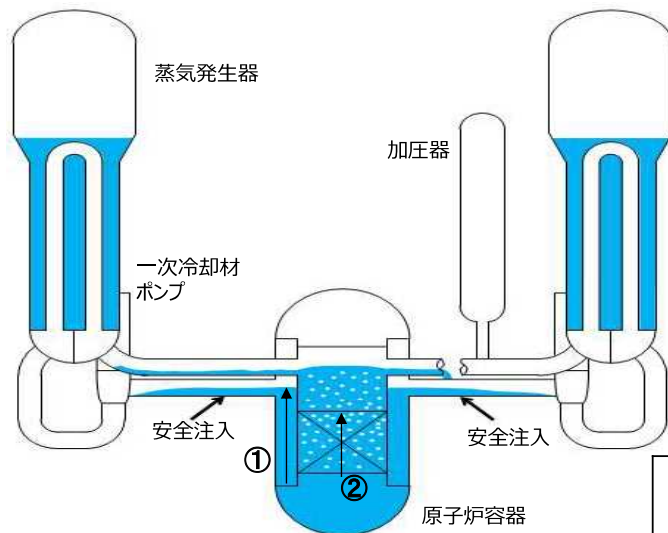
## ■ 炉心への冷却材供給の駆動力

- 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) &lt; 約20kPa\*

\*高温側配管大破断では許容圧損は約100kPa以上に増加。



- 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

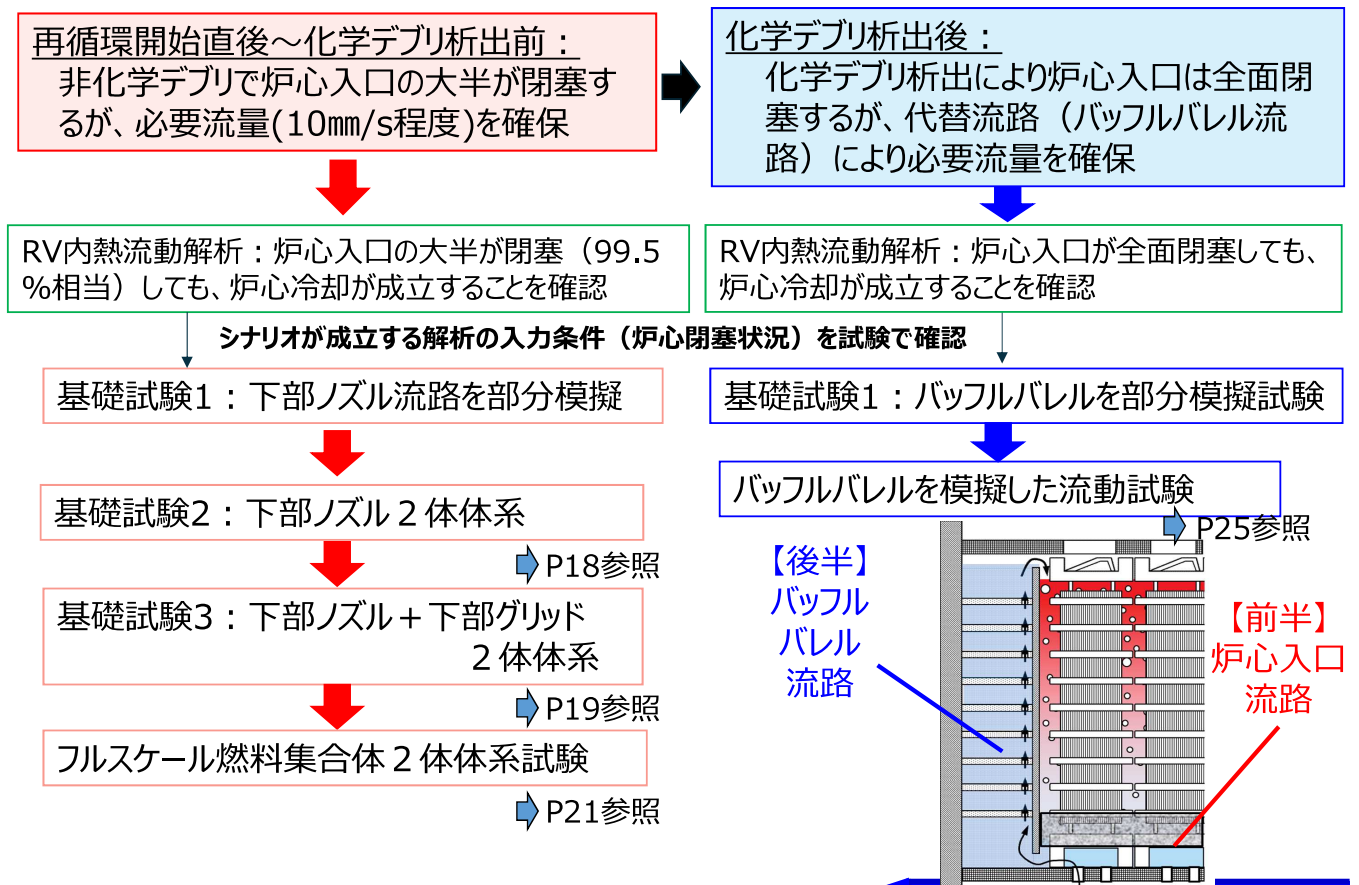
- 炉内への補給となる駆動力（水頭差）
  - 炉心有効長下端より上のダウンコマ水頭（①）
  - ボイドを含む炉心有効長における水頭（②）

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)	バツ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)	バツフルバレル流路のみで炉心水位維持
高温側配管破断 (HLB)	バツフルバレル流路のみで炉心水位維持	バツフルバレル流路のみで炉心水位維持

## 2. 全体計画

- 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し、問題ないことを確認。



- 化学デブリ析出前、炉心入口から冷却材供給が可能であることを確認するため、燃料集合体2体を用いた流動試験を実施
- 化学デブリ析出後の代替流路の成立性を確認するため、バツフルバレル流路を模擬した流動試験を実施

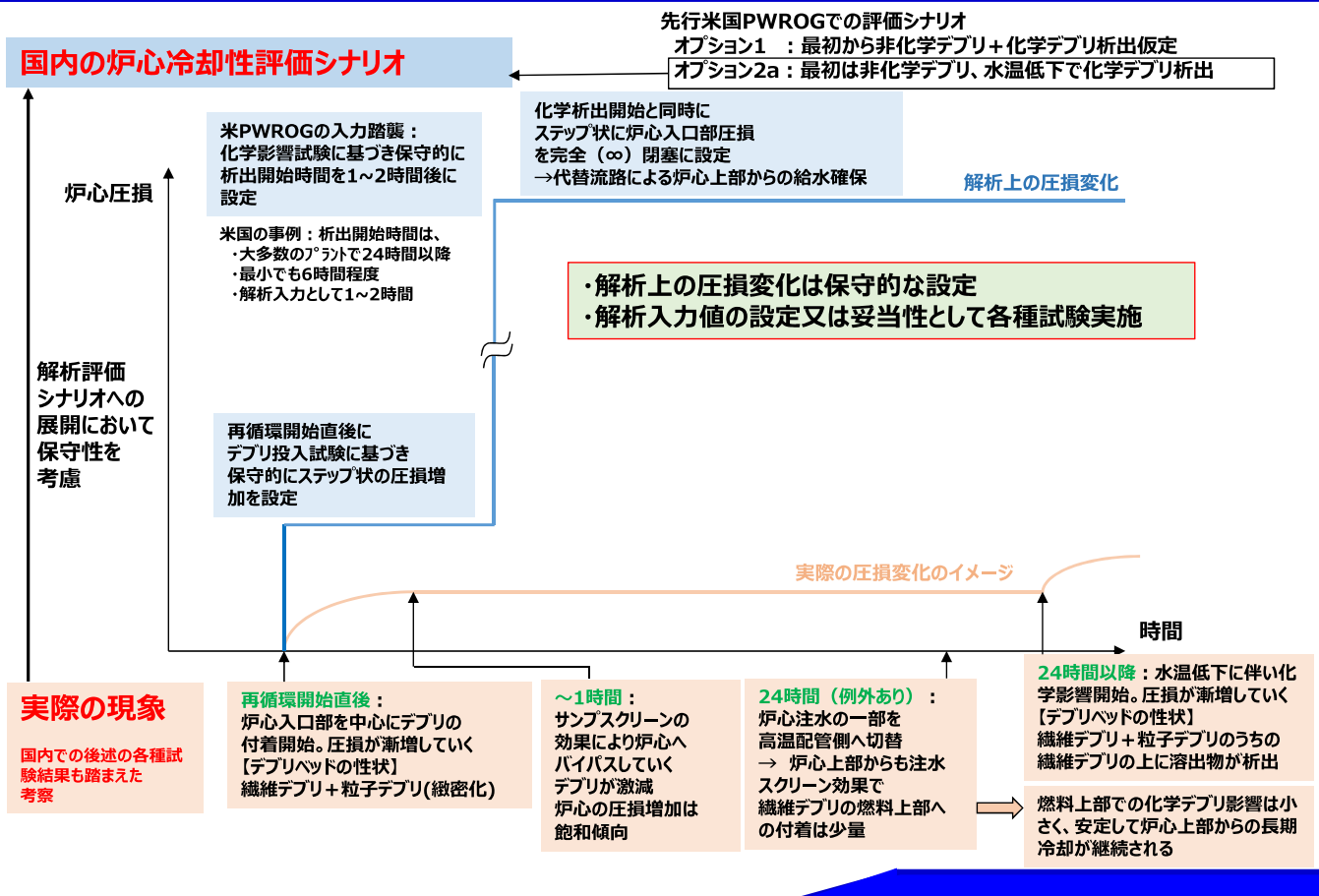
	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
解析 炉内熱流動		感度解析					● 最終解析 (試験反映)	
試験 デブリ投入		メーカー自社試験						
		基礎試験1 (下部ノズル流路孔 部分模擬試験、 下部ノズル間キヤップ 部分模擬試験)	試験計画策定		基礎試験2 (下部ノズル2体体系試験)	基礎試験3 (下部ノズル+下部グリッド2体体系試験)	基礎試験の拡充 (小規模体系試験)	
					フルスケール集合体試験		フルスケール集合体試験 バツフルバレル流動試験	
		基礎試験1 (バツフルバレル 部分模擬試験)						結果取り纏め

### 3. 実現象と評価シナリオへの展開



### 3. 実現象と評価シナリオへの展開

-再循環時炉内デブリ閉塞に関する現象と冷却性評価での扱い-



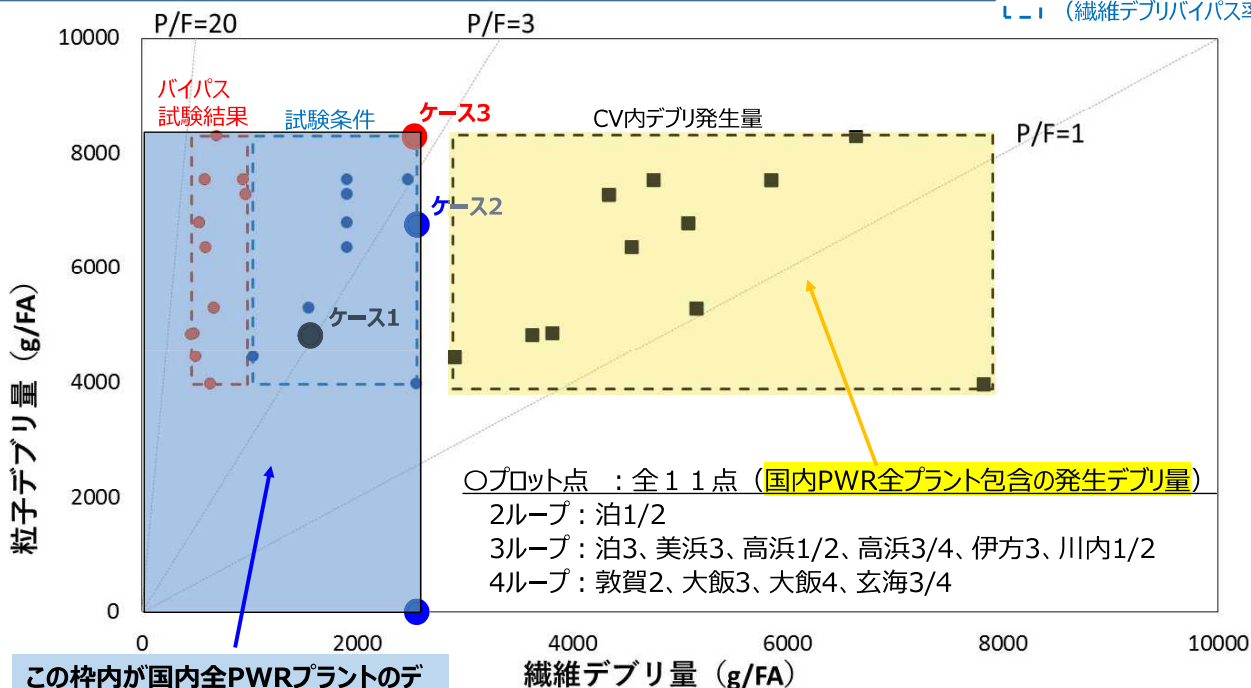
### 4. 流動試験 (解析の前提・入力の妥当性確認)

# 4.1 試験条件

## 4.1 試験条件 -非化学デブリ投入量の設定-

国内PWR全プラントにおける非化学デブリ発生量（繊維、粒子）を考慮し、サンプスクリーンでのバイパス量を保守的に考慮したうえで、国内PWRプラントすべてのデブリの炉内到達量のデブリ量を2体燃料（集合体、部分）に投入して圧損増加を確認し、それを解析入力として反映している。  
 粒子／繊維のデブリ量比（P/F）も全プラントを包含する範囲で圧損増加への感度小確認。

- CV内デブリ発生量
- バイパス試験結果  
（繊維デブリバイパス率：約10～20%）
- 試験条件(包絡すべき範囲)  
（繊維デブリバイパス率:30%）



この枠内が国内全PWRプラントのデブリ炉内到達量を包含する範囲

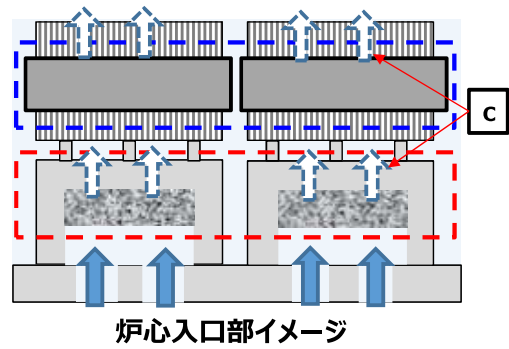
### 4.1 試験条件 -燃料タイプの選定-

○17×17燃料を用いた試験結果（デブリによる圧損増加）の適用性

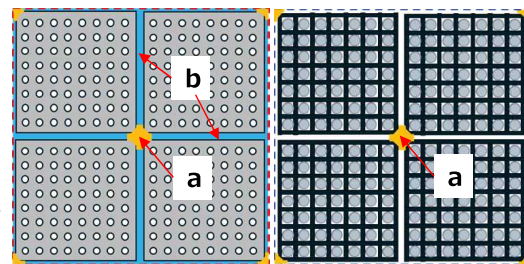
炉内流動解析において、デブリにより炉心入口部（下部ノズル及び下部グリッド）が99.5%閉塞し、かつ閉塞部で圧損を無限大として冷却水が通水しないと仮定した場合でも、炉心入口部で**0.5%程度の非閉塞部**があれば、炉心はヒートアップせず長期冷却が可能

○冷却流路が確保される箇所（試験結果より）

- a. 下部ノズル及びグリッドのコーナー部流路  
流路面積：17型燃料 < 15型燃料 < 14型燃料
- b. 隣接下部ノズル間流路  
流路面積：17型燃料 = 15型燃料 < 14型燃料
- c. 下部ノズル及びグリッド内流路（一部）  
流路面積：17型燃料 < 15型燃料 = 14型燃料



炉心入口部イメージ



(下部ノズル部) (グリッド部)

冷却流路イメージ

- 17型燃料が最も流路面積が小さく、デブリ閉塞の観点で保守的
- 流路aとbだけで炉心入口部の冷却流路の約**1.9% (> 0.5%)** が確保でき、長期冷却可能

## 4.2 基礎試験 (炉心入口部)

- ▶ 供試体の体系の違いによる影響を検討するため基礎試験を実施
- ▶ 供試体差圧は **燃料集合体1/4体系 (200kPa以上)** >> **燃料集合体2体系 (1kPa)**
- ▶ 燃料集合体1/4体系では1次元の様な流れにより一様デブリベットを形成、差圧が大幅に増加
- ▶ 燃料集合体2体系では下部ノズル間等の3次元の流れによりデブリが通過し、差圧は1kPa以下

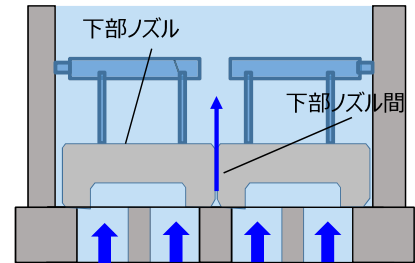
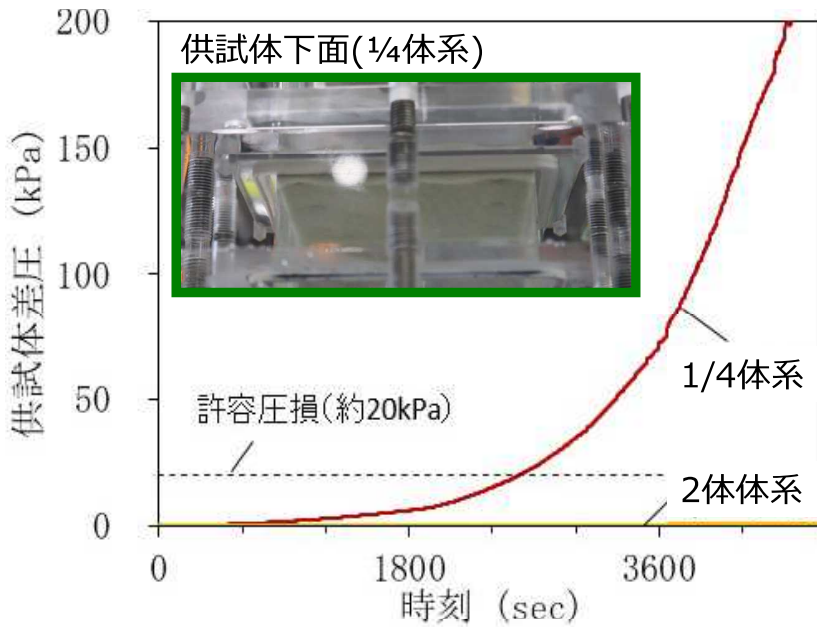


図1 燃料集合体2体

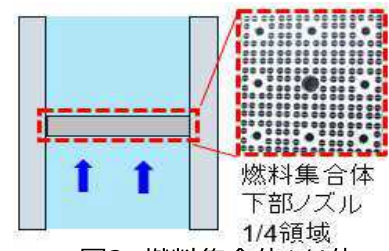


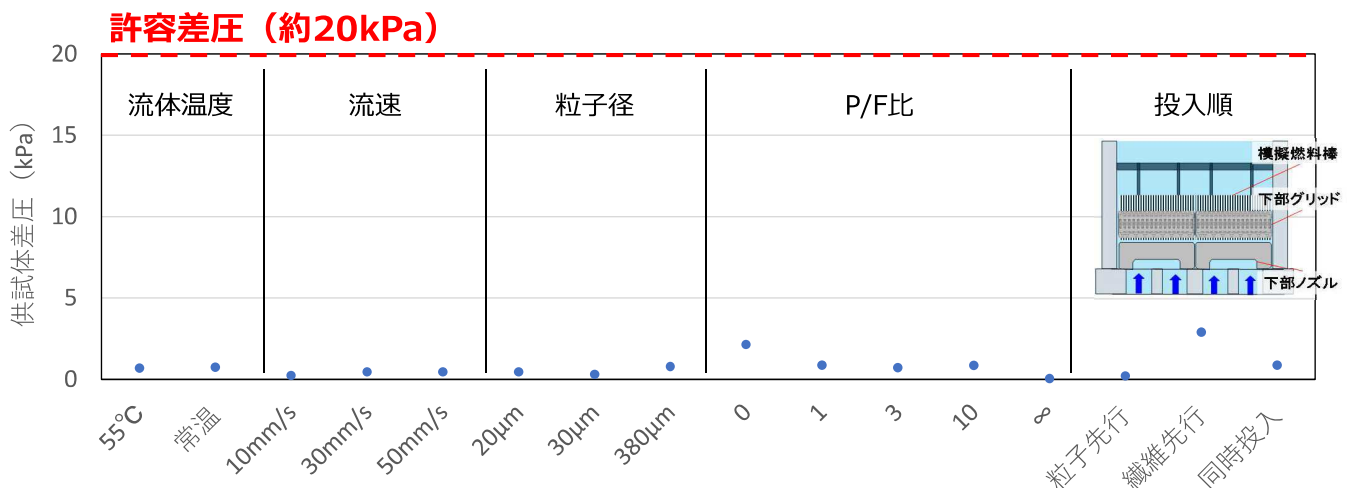
図2 燃料集合体1/4体

4.2 基礎試験 –試験条件の感度把握–

- ▶ 燃料集合体2体系により試験条件（温度、流速、粒子デブリ、デブリ径等）に対する感度を検討
- ▶ 全試験条件で大きな感度はなく、供試体差圧は許容差圧を大きく下回った

【結果及び考察】

- 流体温度： 常温の方が僅かに差圧が大きく、要因として流体の粘性/密度による影響が考えられる
- 流速： 流速の増加によりデブリ捕捉が阻害され、流動抵抗が減少したため、流速が増加しても差圧は変化しなかった
- 粒子径： 粒子デブリは下部ノズル間のような流路パスを抜けていくことから、粒子径の影響は小さい
- P/F比： 繊維デブリのみ(P/F=0)において差圧が増加。粒子デブリは繊維デブリの捕捉を阻害する効果があると考えられる
- 投入順： 繊維を先行して投入した場合、繊維デブリの捕捉が促進され、差圧が増加

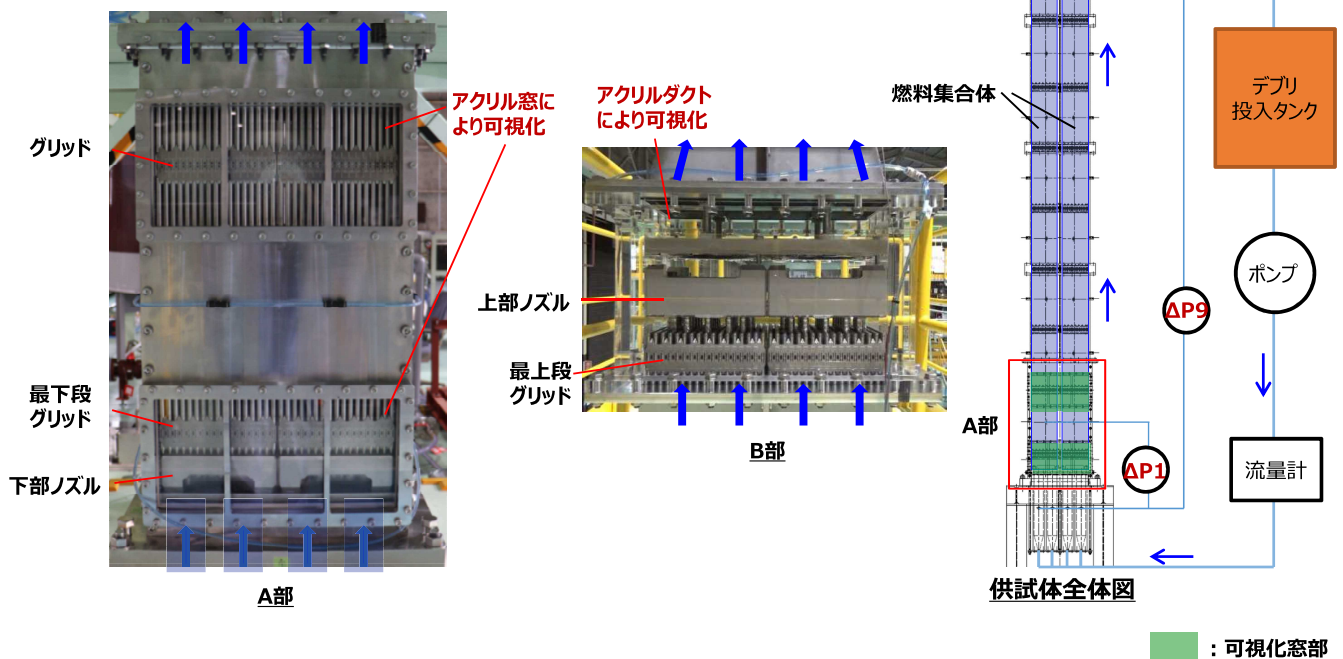


# 4.3 燃料集合体2体試験

## 4.3 燃料集合体2体試験 ー試験装置概要ー

### ○目的

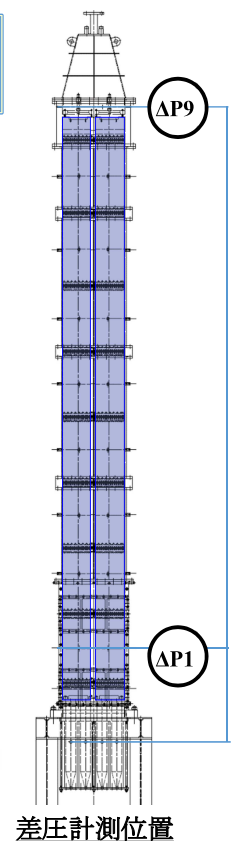
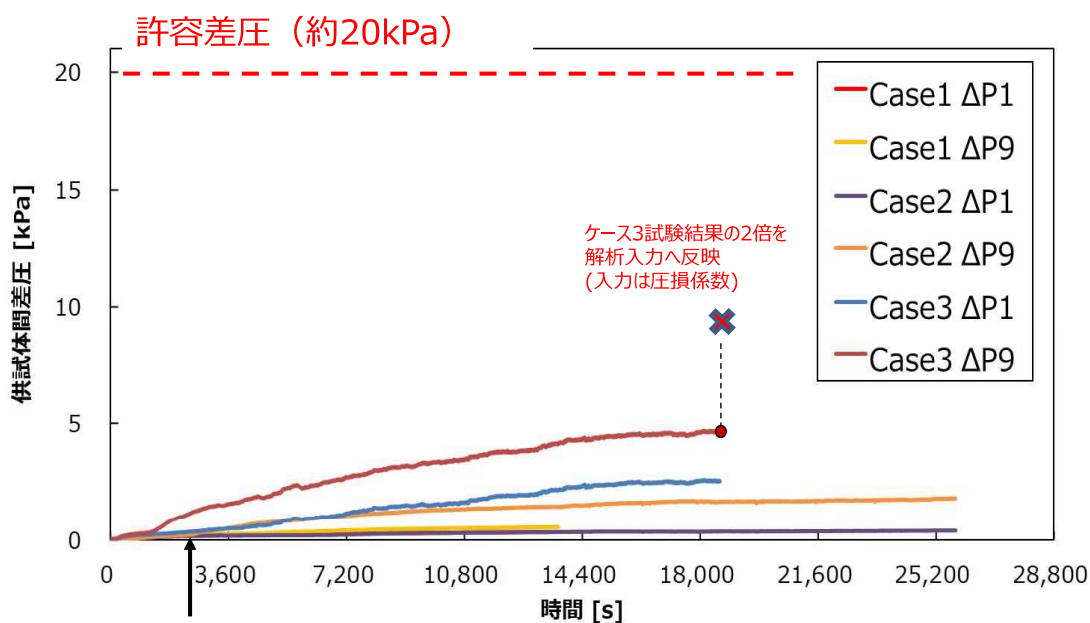
- 実寸大の燃料集合体（17×17 A型ステップ2 Zryグリッド 燃料） 2体使用
- 下部ノズル間ギャップ流路やグリッド部の流路がデブリで閉塞されないことを確認



		ケース1 (代表プラント条件)	ケース2 (繊維先行投入)	ケース3 (包絡条件)
流体条件	温度/圧力	常温/常圧	←	←
	炉心流速	10mm/s*	←	←
デブリ条件	デブリ種類	繊維デブリ： 保温材（ロックウール） 粒子デブリ： 塗料（アクリルパウダー） ケイ酸カルシウム保温材 潜在粒子（珪砂）		
	繊維デブリ量	約1.6kg/FA	約2.6kg/FA	約2.6kg/FA
	粒子デブリ量	約4.9kg/FA	約6.4kg/FA	約8.3kg/FA
	平均粒子径	約20 $\mu$ m	約380 $\mu$ m	←
	P/F	約3	約2.5	約3
	投入方法	P、F同時	F先行	P、F同時

※ 炉心での蒸散量を補う最小流量（炉心流速10mm/s）で試験を実施。基礎試験の結果から流速が遅い方がデブリが捕捉されやすく、安全側の試験条件となる。

- 燃料集合体の全差圧（ $\Delta P_9$ ）はケース3で最大の約4.6kPa
- ケース3の供試体間差圧は許容差圧（約20kPa）を大きく下回った



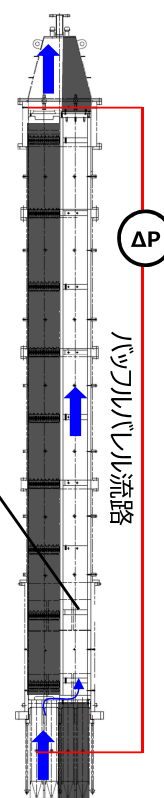
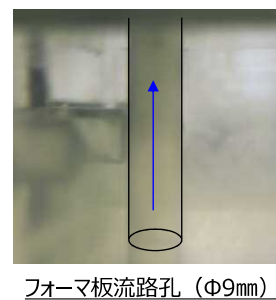
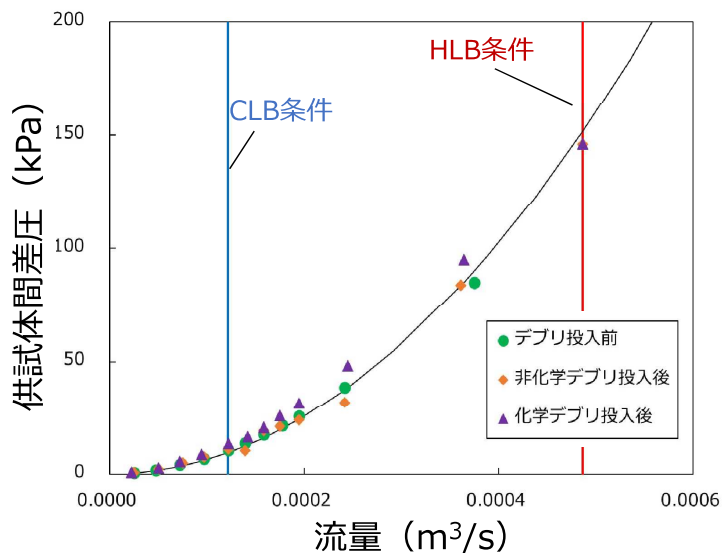
# 4.4 バッフルバレル流動試験

## 4.4 バッフルバレル流動試験 ケース1：BB流路への通水

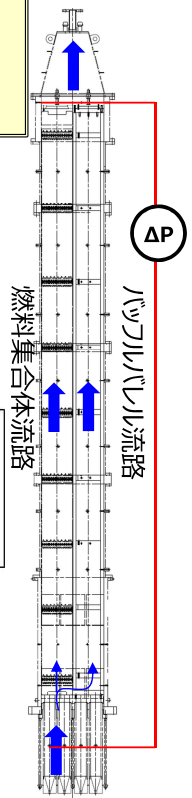
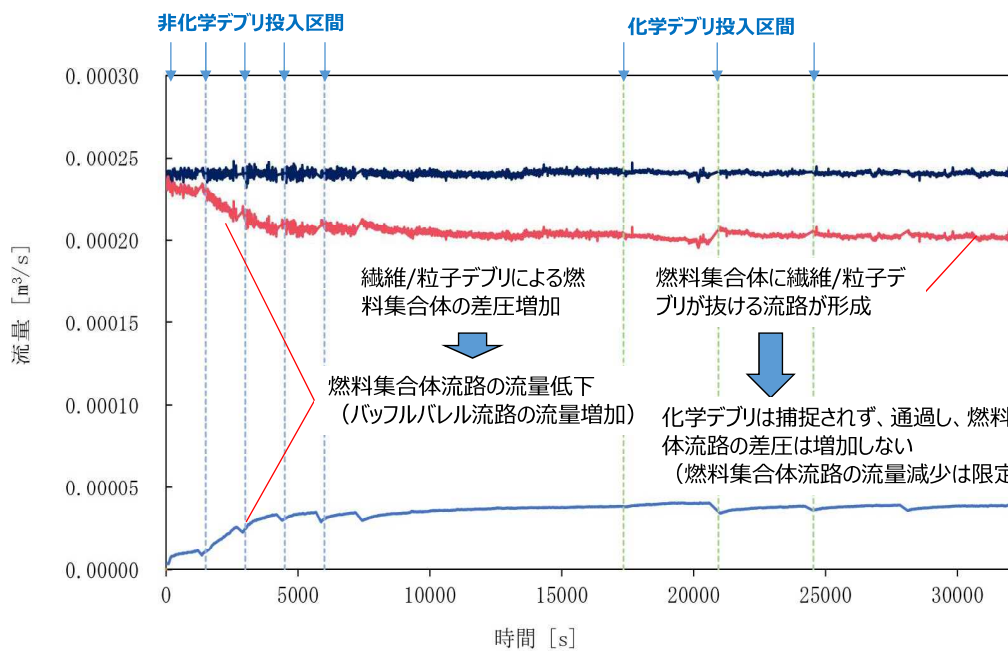
- バッフルバレル流路を模擬した供試体に繊維/粒子/化学デブリを投入
- デブリ投入前後でバッフルバレル流路の差圧は同等、机上検討とも概ね一致
- フォーマ板流路孔が閉塞していないことを目視で確認

### 【試験条件】

- 流路： バッフルバレル流路のみ
- 温度/圧力： 常温/常圧
- 投入デブリ： 繊維/粒子デブリ、化学デブリ（実機包絡量）
- 流量： CLB~HLB条件



- バッフルバレル流路と燃料集合体流路を並行させた供試体に繊維/粒子/化学デブリを投入
- 繊維/粒子デブリにより燃料集合体の一部が閉塞し、バッフルバレル流路の流量が増加
- 化学デブリを投入しても燃料集合体流路は変化せず（燃料集合体流路の閉塞は限定的）



## 5. 熱流動解析



## 5. 熱流動解析 —解析条件—

### ■ 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ループ及び3ループPWR

### ■ 対象とする事故事象

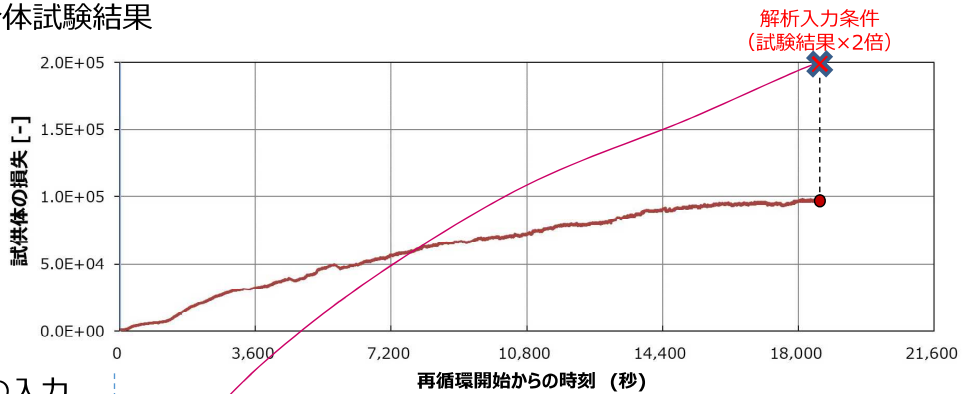
- 低温側配管の両端破断LOCA後の長期冷却事象  
(低温側配管破断：被覆管温度評価として保守的となるケース)

### ■ 解析条件

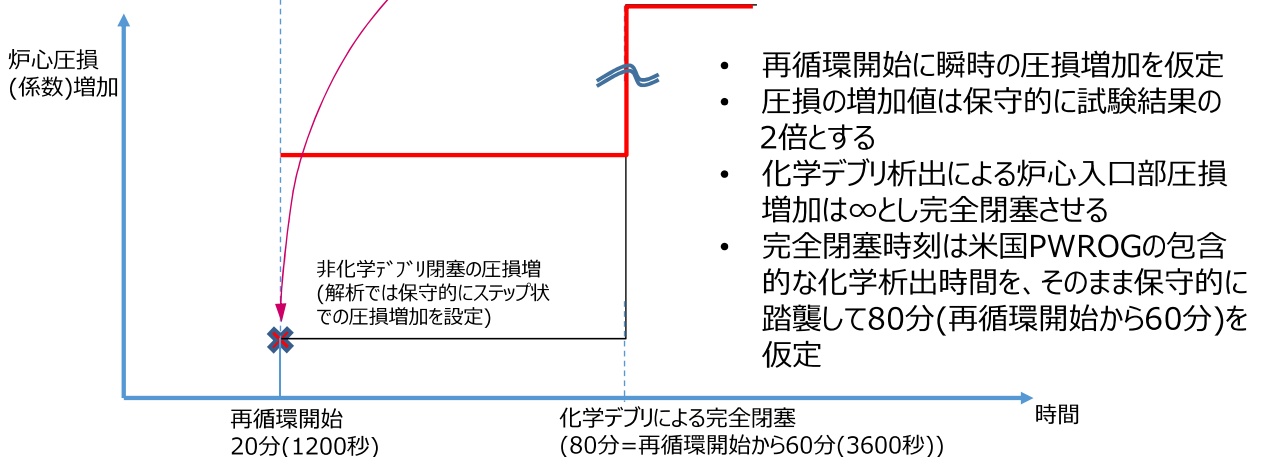
- 主要条件は国内のECCS性能評価に準じて設定
- デブリによる炉心入口閉塞は再循環開始と同時に発生、圧損増加を試験結果に基づいて設定

## 5. 熱流動解析 —試験結果に基づいたデブリによる圧損増加の設定—

### ■ 2体集合体試験結果

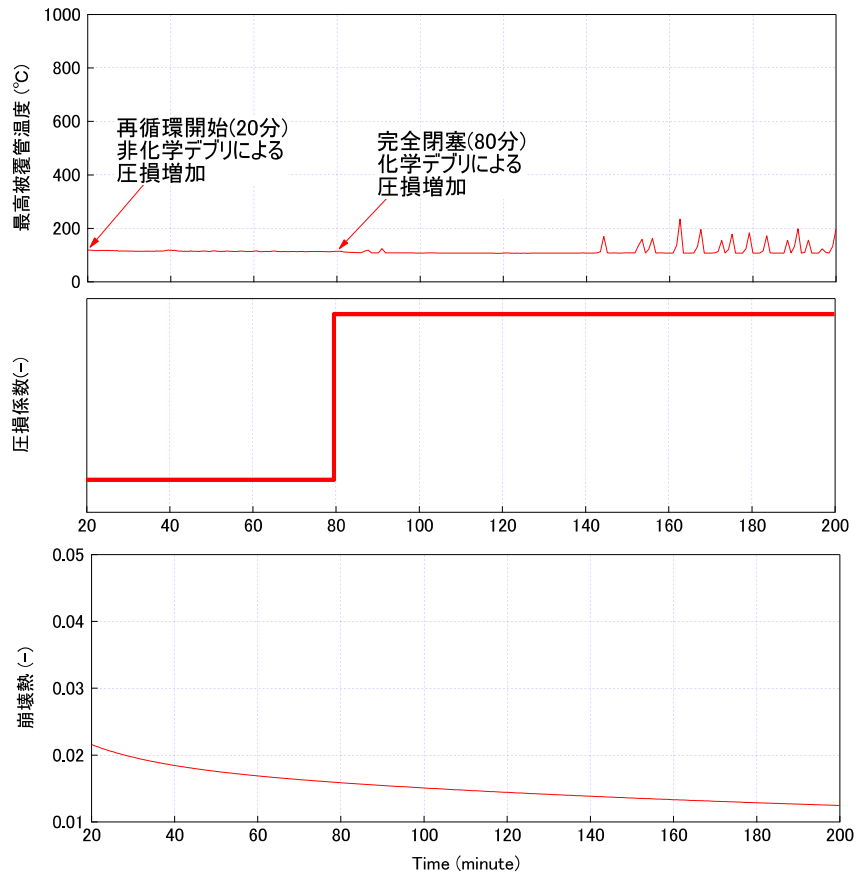


### ■ 解析時の入力



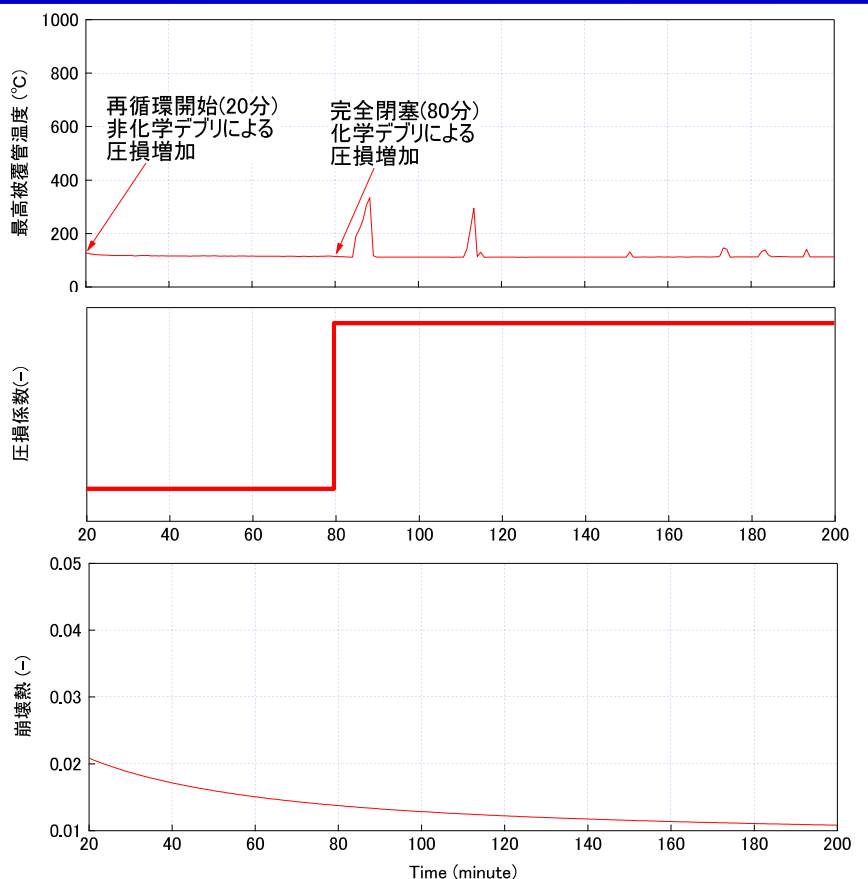
➤ 試験結果を踏まえた評価

- ✓ 事象後半(LOCA後80分)に化学デブリにより完全閉塞することを想定した解析
  - 非化学デブリによる圧損増加を試験結果に基づいて設定
  - 米国PWROGの包含的な化学析出時間(80分)を保守的に踏襲
  - 化学デブリによる完全閉塞時炉心入口圧損をほぼ無限大に増加
- ✓ 80分以降に完全閉塞した場合でも、長期的な炉心水位の低下による燃料棒のヒートアップは無く、炉心冷却維持が可能であることを確認



➤ 試験結果を踏まえた評価

- ✓ 4ループPWR CLBと同様に事象後半(LOCA後80分)に化学デブリにより完全閉塞することを想定した解析
- ✓ 80分以降に完全閉塞した場合でも、長期的な炉心水位の低下による燃料棒のヒートアップは無く、炉心冷却維持が可能であることを確認



## 5. 熱流動解析 –他プラントへの適用性–

### ○熱流動解析（4ループ、3ループ）結果の他プラントへの適用性

- 再循環開始時点における集合体当りの出力は17型燃料の4ループと3ループが高く、炉心冷却に必要なボイルオフ流量として保守的
  - 単位出力当りの炉心の冷却材体積は17型燃料4ループが少なく、初期保有水の観点で保守的
  - 炉心入口の流路面積は17型燃料が最も小さく（16項参照）、デブリ閉塞の観点で保守的
- 4ループ,3ループの解析結果（長期冷却性の維持が可能）は15型燃料3ループ,2ループに適用できる

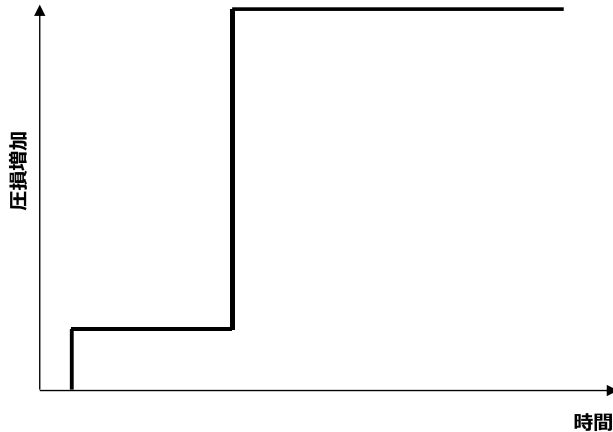
	4ループ (17型燃料)	3ループ (17型燃料)	3ループ (15型燃料)	2ループ (14型燃料)	備考			
炉心出力 [MWt]	3,411	2,652	2,432	1,650				
集合体数	193	157	157	121				
再循環開始時刻 [s]	1,200	1,200	1,200	1,200				
再循環開始時出力 (1集合体当り) [MWt]	<b>0.371</b>	<b>&gt;</b>	<b>0.355</b>	<b>&gt;</b>	<b>0.325</b>	<b>&gt;</b>	<b>0.286</b>	102%出力時 崩壊熱：AESJ
炉心冷却材体積	大		中		中		小	
単位出力当りの炉心 冷却材体積	<b>小</b>	<b>&lt;</b>	大		大		大	
炉心入口部流路面積から デブリ閉塞のし易さ	<b>大</b>	<b>=</b>	<b>大</b>	<b>&gt;</b>	小	<b>=</b>	小	

## 6. 評価に含まれる保守性

## 6. 評価に含まれる保守性(1) -シナリオの設定における保守性-

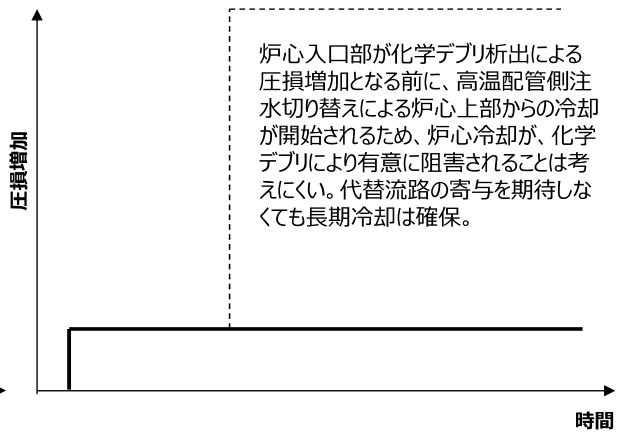
- 以下の知見により、**実際の現象としては、炉心に化学析出による有意な圧損増加が生じることなく、長期の炉心冷却が維持される**
  - 化学デブリ析出開始時刻  $\geq$  高温配管側（炉心上部）からの注水切り替え時刻
  - 炉心上部へのデブリ付着は大幅に低減（炉心上部からの注水切り替え時刻には、原子炉冷却系中の非化学デブリの濃度はサンプスクリーンによる除去効果で大幅に低減）
- 今回の評価では上記の実現象をそのまま考慮せず、保守的に化学デブリの析出を考慮した評価としている

解析上のシナリオ：炉心入口部の化学デブリ析出による冷却性低下



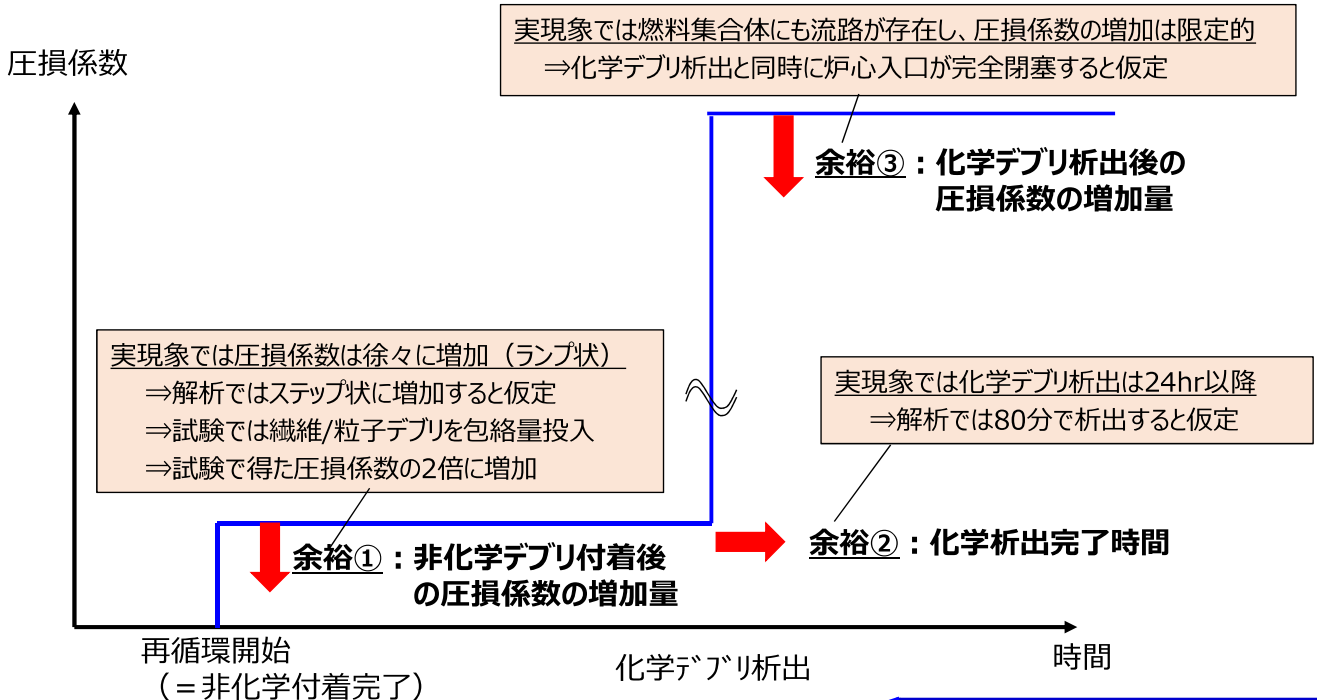
実際に考えられる現象

炉心入口部が化学デブリ析出による圧損増加となる前に、高温配管側注水切り替えによる炉心上部からの冷却が開始されるため、炉心冷却が、化学デブリにより有意に阻害されることは考えにくい。代替流路の寄与を期待しなくても長期冷却は確保。



## 6. 評価に含まれる保守性(2) -シナリオ内での解析条件の保守性-

- 熱流動解析では試験で得られた知見を基に保守的な仮定を置いた条件を用いている
- 主な余裕は下図の①～③であり、十分に保守的な解析結果となっている



## 7. まとめ

## 7. まとめ

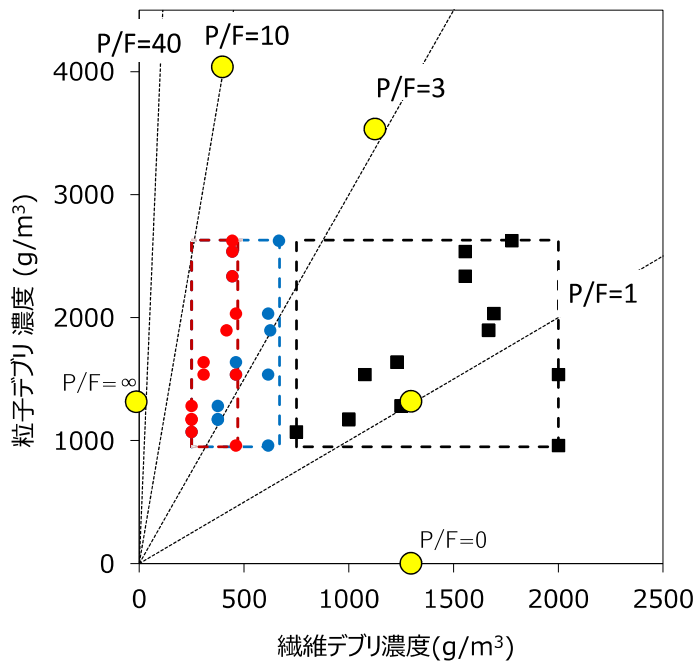
- 再循環サンプスクリンに関する新規制基準対応時に中長期的な課題として事業者が取り組むとしていた事項のうち、唯一残されていたサンプスクリン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却に関して検討
- 炉心長期冷却のシナリオとして以下を想定
  - － 化学デブリ析出前は炉心入口流路
  - － 化学デブリ析出後は代替流路（バッフルバレル流路）
- 流動試験を実施し、上記のシナリオの妥当性を確認
  - － 燃料集合体2体試験：非化学デブリが流入しても炉心入口から冷却材を供給可能
  - － バッフルバレル試験：化学デブリ析出後は代替流路から冷却材を供給可能
- 上記の流動試験結果を基に実施した熱流動解析により燃料温度が上昇しないことから、LOCA後の炉心長期冷却性を確認
- 本検討により唯一残されていた中長期的な課題であるサンプスクリン下流側影響のLOCA後炉心長期冷却について問題ないことを確認

## 参考

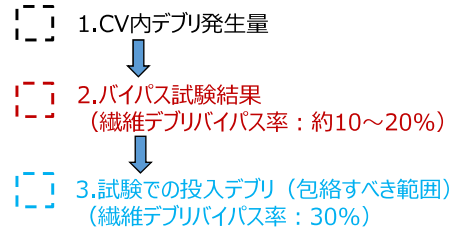
### 参考1

試験に用いるデブリの投入量について

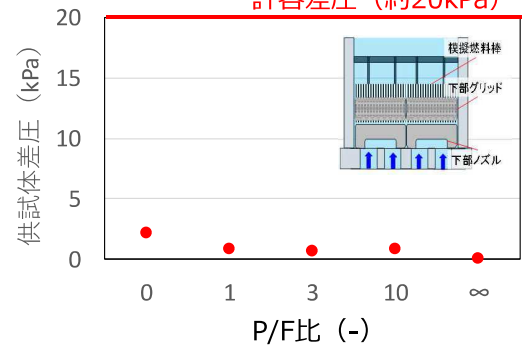
- 実機の繊維/粒子デブリ量、P/F比を包絡する広範囲の条件により基礎試験を実施
- 供試体差圧が大きく増加し、許容差圧を超えることなく、繊維/粒子デブリ量、P/F比による影響は小さいことが確認できた



○繊維デブリ量



○試験結果

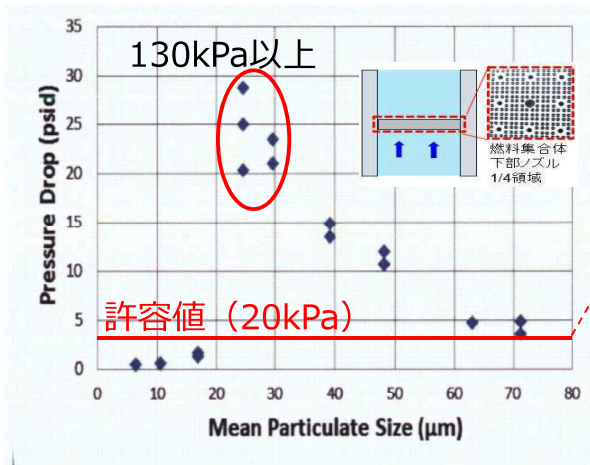


参考2

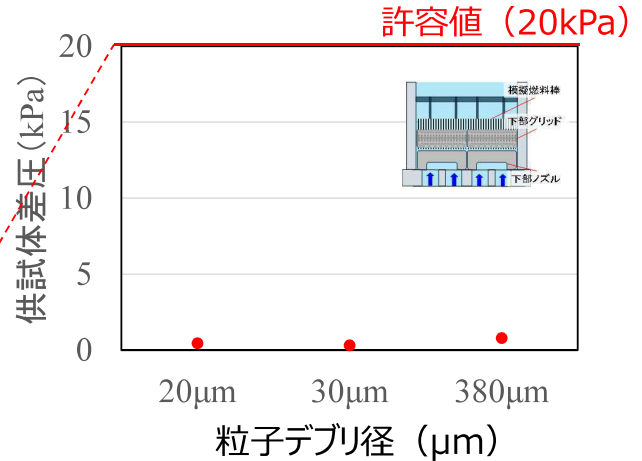
PWROGとの比較(試験および解析)

- 米国体系 (1/4体系) (1)
  - 粒子径20~30 $\mu\text{m}$ で差圧の**ピークが発生**
  - 一様な繊維デブリ層の間隙を効率的に閉塞する粒子径は20~30 $\mu\text{m}$
- 国内体系 (燃料集合体2体系)
  - 粒子径を変更して試験を実施したが供試体差圧は1kPa未満
  - 粒子デブリ径の違いによる圧損差は0.5kPa程度であり、**明確なピークは存在せず**

米国体系 (1/4体系) (1)



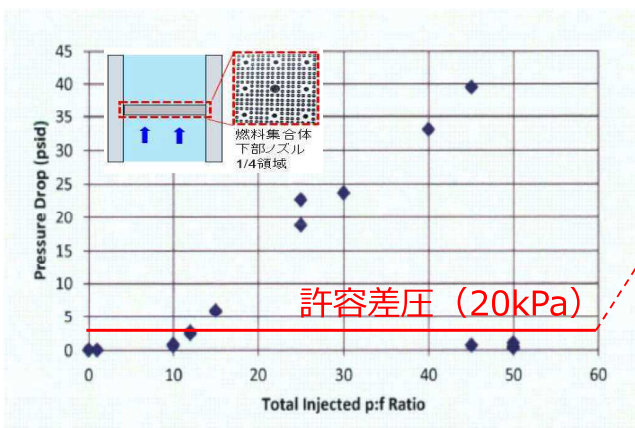
国内体系 (燃料集合体2体系)



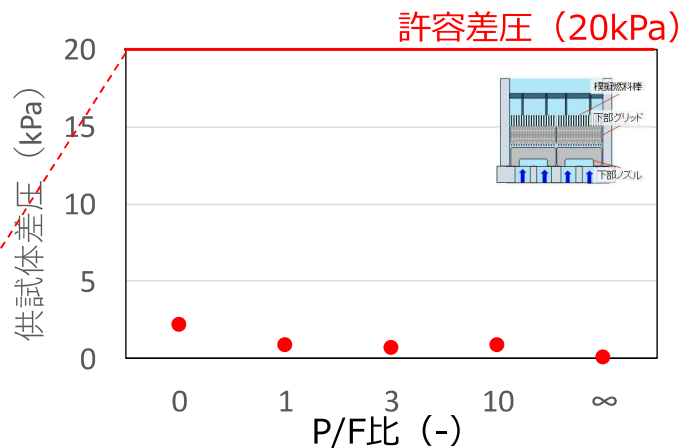
(1) GSI-191 Test Program Summary Scaled Head Loss Testing February 26, 2015

- 米国体系 (1/4体系)
  - P/F=45近傍で差圧の**ピークが存在**
  - 供試体下部に発生した一様な繊維デブリ層の間隙を粒子が閉塞することで圧損が増加
- 国内体系 (燃料集合体2体系)
  - P/F=0~ $\infty$ の範囲で試験を実施したが、**明確なピークは存在しない**
  - P/F=0 (繊維デブリのみ投入) において供試体差圧が約2kPa
  - 繊維デブリのみを投入することで供試体差圧が増加することが分かった

米国体系 (1/4体系) (1)



国内体系 (燃料集合体2体系)



(1) GSI-191 Test Program Summary Scaled Head Loss Testing February 26, 2015



## 【参考】米国PWROGの解析結果との比較（HLB解析）

非化学デブリの集合体試験での圧損増加は、試験での各部圧損をそのまま解析にも、炉心の各グリッド位置に分散させて入力

- 結果：下図のとおり、化学デブリ析出時間を米国PWROGの評価(約8580秒=143分)と同じに設定しても、析出までに炉心でのヒートアップが生じず、被覆管温度の増加も認められない。

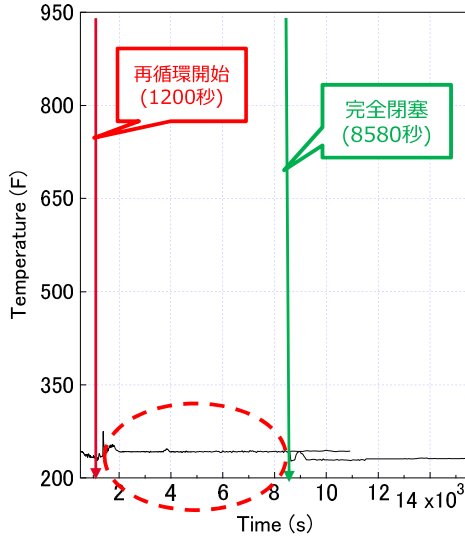


図 高温側配管破断（HLB）解析例

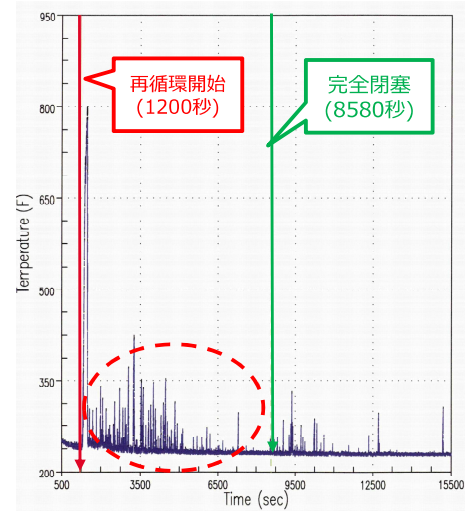


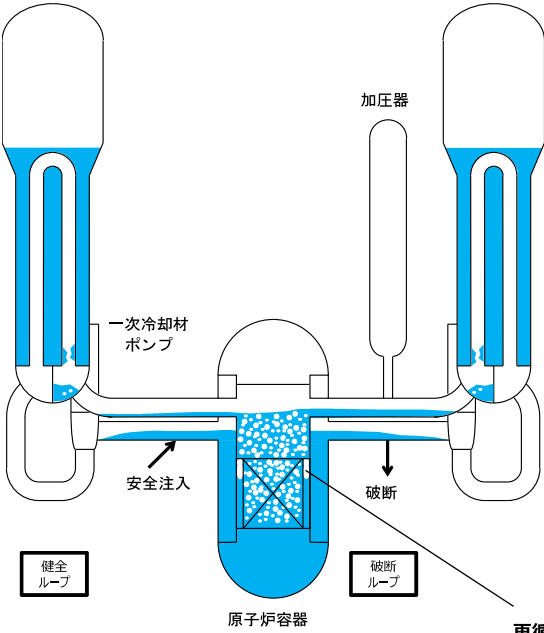
図 米国PWROG解析結果例（HLB）\*

\* WCAP-17788-NP volume4 Rev0 Comprehensive Analysis and Test Program for GS1-191 Closure (PA-SEE-I1090) - Thermal-Hydraulic Analysis of Large Hot leg Break with Simulation of Core Inlet Blockage

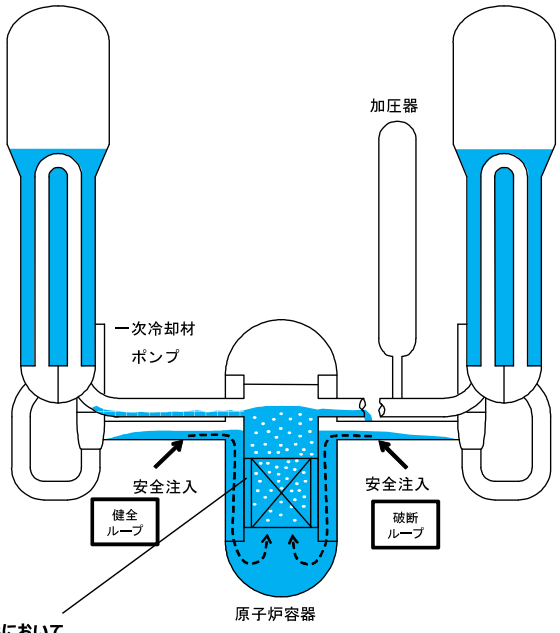
### 参考3

#### CLBとHLBの流況の違い

蒸気発生器 低温側配管破断 (CLB)



蒸気発生器 高温側配管破断 (HLB)



再循環開始直後のCLBにおいて  
は、バブ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。バブ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、バブルバレル流路からの冷却水がバブ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ブ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、バブ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。

参考4

化学デブリの析出

# 【参考】化学デブリ析出時間に関する基礎試験 (1/2)

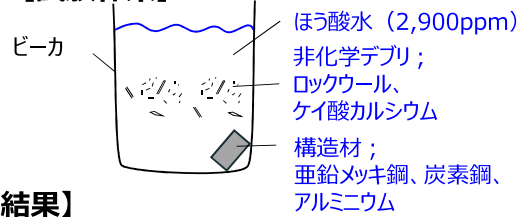
## 【実機の化学影響概要】

- ① 高温のほう酸水・スプレイ材溶液に、デブリや構造材の一部が溶出する
- ② 低温となるにつれ、溶出した成分が閉塞していた繊維デブリの上に析出し、圧損に影響する可能性がある

## 【試験概要】

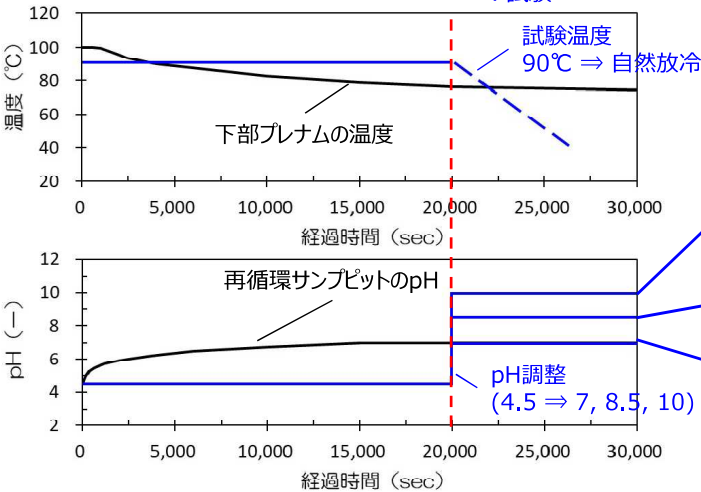
- LOCA直後の水温・pHを模擬し、デブリや構造材を溶出
- その後、**水温を30℃以下に低下させ、化学デブリが析出しないことを確認した**  
(炉内の水温が30℃以下となるのはLOCA後24時間以降)

## 【試験体系】



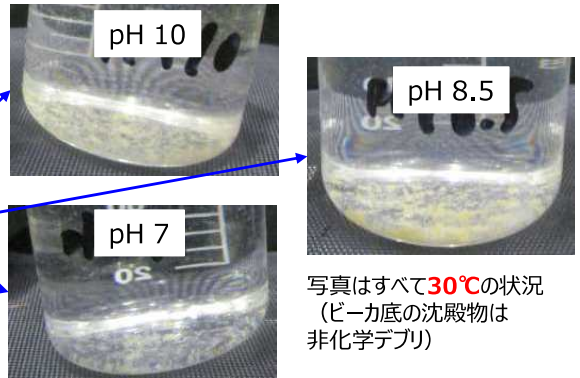
## 【LOCA後の水温・pHの評価例】

— : 実機の評価値  
- - : 試験



## 【観察結果】

- 水温が常温(30℃以下)となっても、全条件(pH7, 8.5, 10)で白濁が生じないことを目視確認



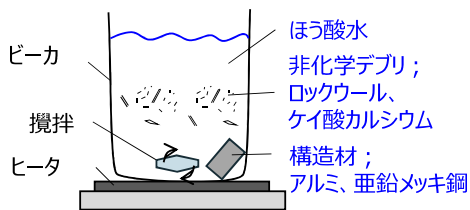
※再循環サンピットのpHがほぼ一定値となる時間 (20,000秒) でNaOHによるpH調整を実施

# 【参考】化学デブリ析出時間に関する基礎試験 (2/2)

## 【試験手順】

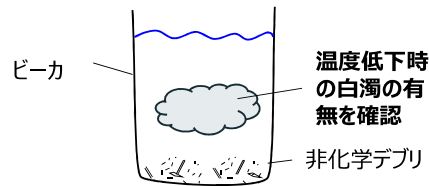
### ①デブリと構造材の成分を溶出させる

- ・90℃のほう酸水 (pH3.8) に、デブリと構造材を投入
- ・高温保持・攪拌 (80分間・24時間)



### ②化学デブリの析出有無を確認する

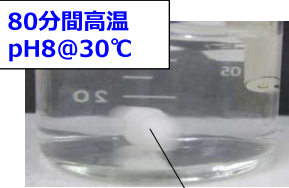
- ・温度低下時の白濁の有無を目視確認
- ・NaOHを添加し、pH変化時の影響も確認



## 【試験結果】

### 80分間高温保持した試料 :

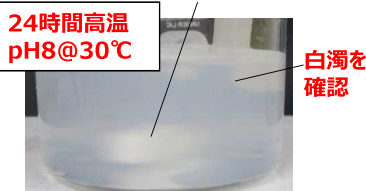
30℃および80℃において、pH3.8~10の範囲で白濁が生じないことを確認



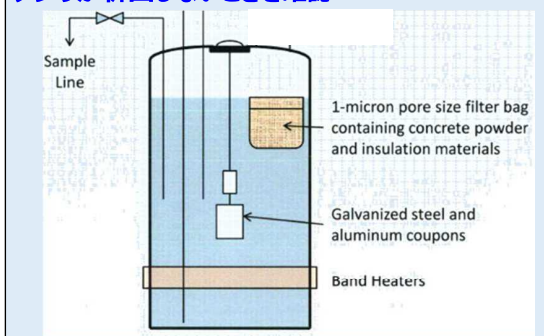
### 白濁が確認されたケース

### 24時間高温保持した試料 :

30℃、かつ、pH7以上で白濁を確認



## 米PWROGの試験 (対象は再循環サンピット)



### 参考5

## ほう酸析出への影響

### 【参考】ほう酸析出への影響

- LOCA後長期冷却時のほう酸析出
  - ✓ 炉心で沸騰・濃縮されたほう酸水が炉内に蓄積し、ほう素濃度が上昇する
  - ✓ ほう酸析出時間の評価においては、LOCA後の1日間の炉内ほう素濃度を計算し、1日時点でのほう酸析出がないこと、若しくは析出する時間を評価

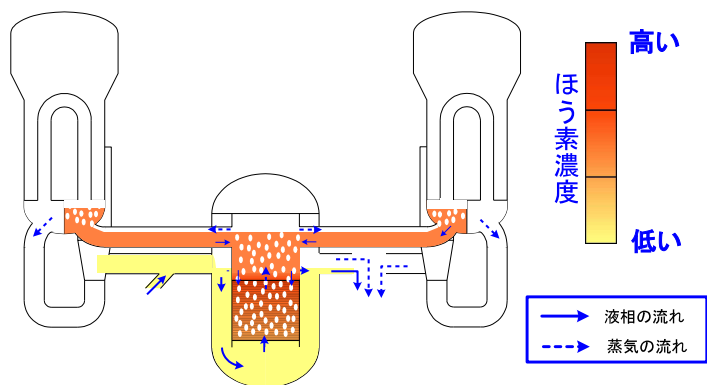


図 LOCA後長期冷却時のほう酸水の濃縮

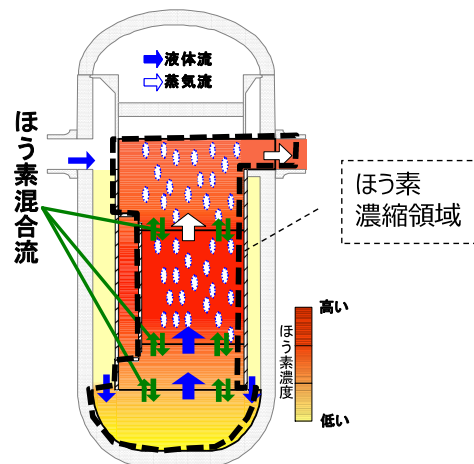


図 現行国内評価モデル

- ほう酸析出時刻評価への影響
  - ✓ 燃料集合体2体試験の結果から、炉心入口デブリ蓄積（閉塞）等による炉心-下部プレナム混合性能への影響は軽微と考えられ、ほう素濃度上昇への影響は軽微であり、炉心の長期冷却性は確保される
    - ⇒化学デブリの析出時間は24時間以降
    - ⇒非化学デブリによる圧損増加は小さい

# 【参考】ほう酸析出への影響の評価例

- 代表4ループPWRを対象とし、デブリによる炉心入口圧損増加を考慮した炉内ほう素濃度上昇の評価
- 評価の結果、炉内のほう素濃度は析出限界濃度（55,000ppm）を下回ることを確認

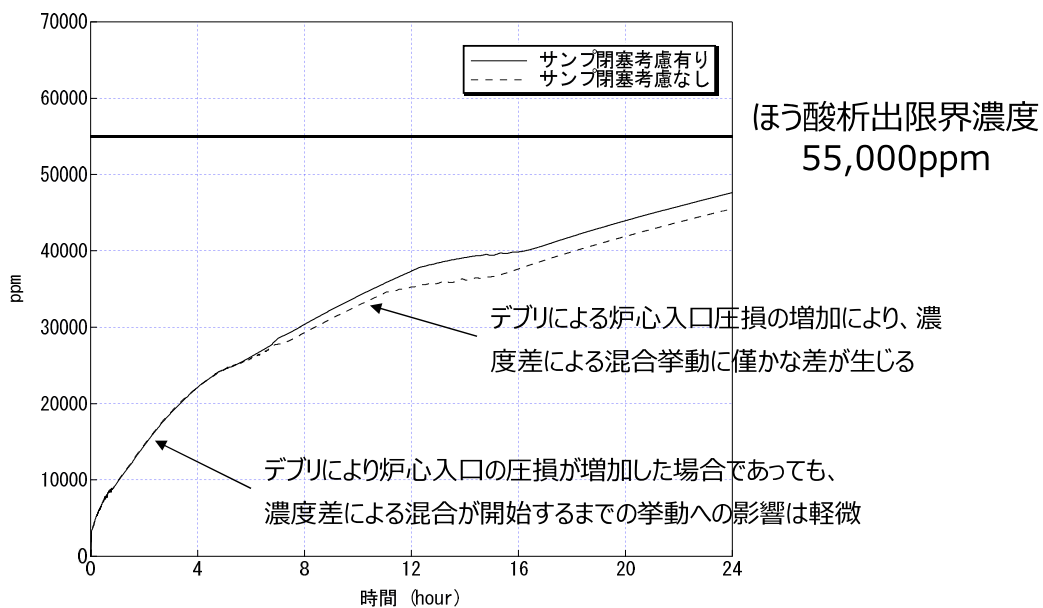


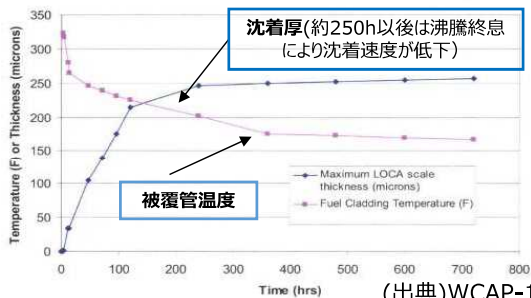
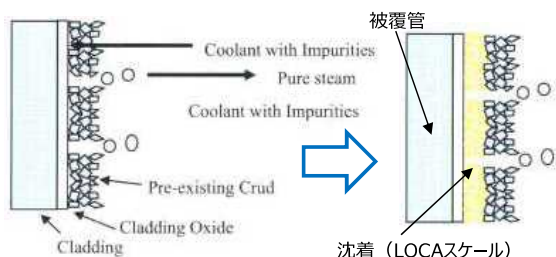
図1 炉内のほう素濃度上昇

## 参考6

### 被覆管付着影響

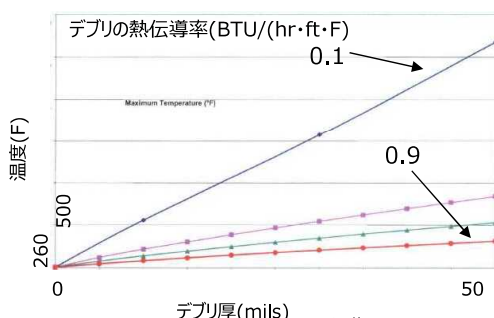
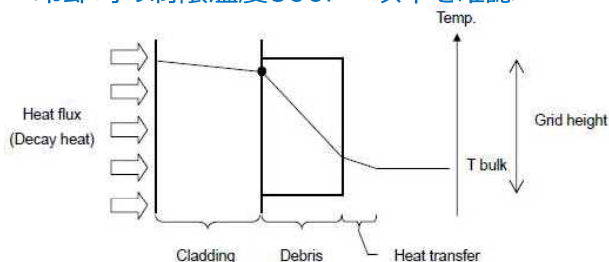
# 【参考】被覆管付着影響の米国評価事例について

- 化学デブリの被覆管表面への沈着による伝熱性能、被覆管温度への影響
- ✓ 燃料表面における沸騰等により化学デブリが被覆管表面への沈着（プレートアウト）をする挙動（被覆管表面温度、沈着厚）を30日（～800H）について解析
- ✓ 崩壊熱の低下、及び約250hでの炉心沸騰終息により、顕著な沈着は生じず、また被覆管の温度上昇も生じない



(出典)WCAP-16793Rev2

- グリッドや被覆管表面等へのデブリ付着蓄積による伝熱性能、被覆管健全性への影響
- ✓ 被覆管間に付着蓄積を仮定した熱伝導解析の結果、最大厚50mils<sup>(1)</sup>まで蓄積しても被覆管の長期冷却時の制限温度800F<sup>(2)</sup>以下を確認



(1) グリッドを考慮し被覆管間の最小距離 < 100milsであり1燃料棒当50mils  
 (2) 30日間の運転で更なる腐食、水素吸収による顕著な影響が生じない温度

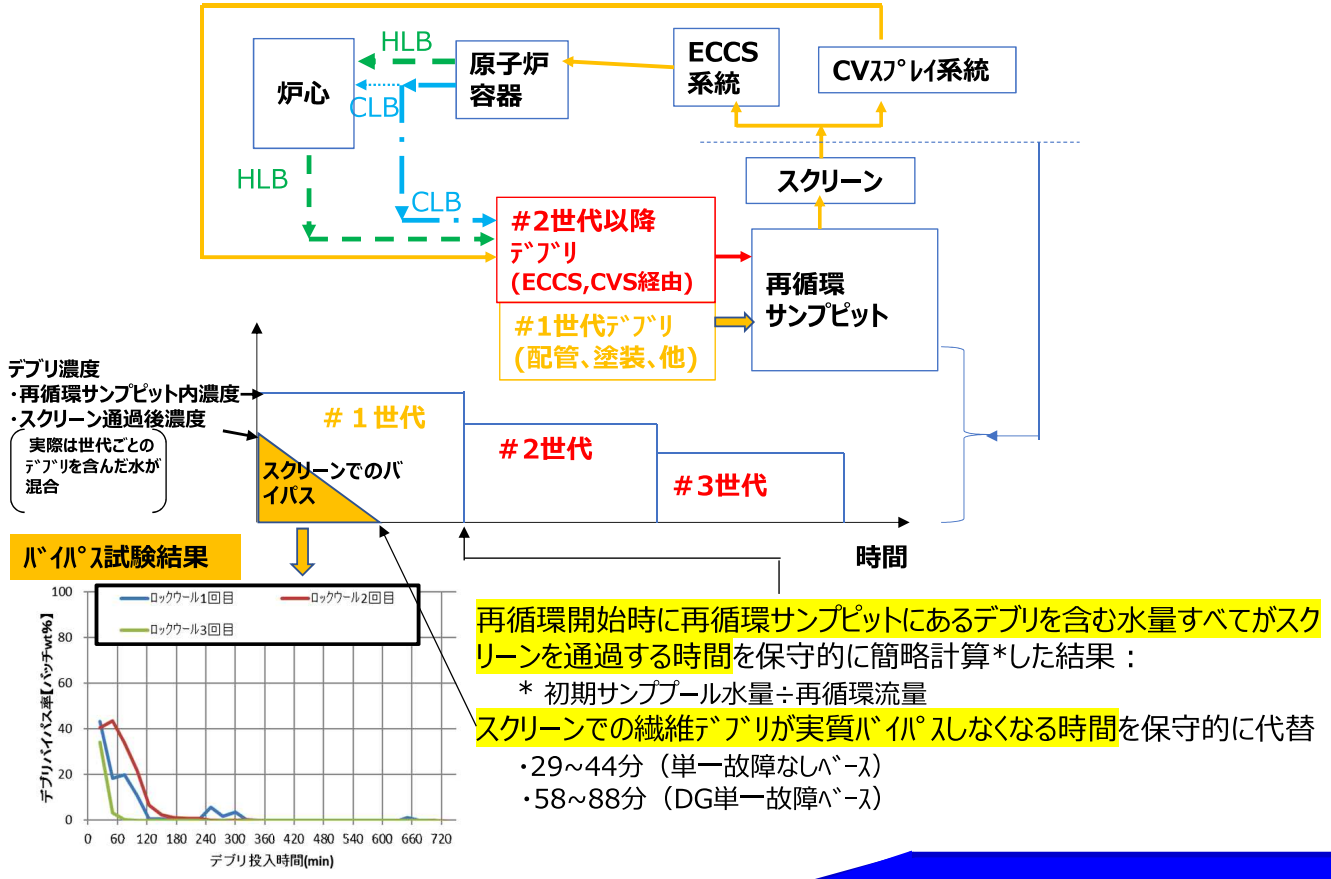
(出典)WCAP-16793Rev2

## 参考7

### サンプルスクリーンをバイパスする繊維デブリ量の変化

# 【参考】サンプスクリーンをバイパスする繊維デブリ量の変化

### デブリを含む再循環サンプピットからの冷却水の循環の概念図



# BWR-ECCSストレーナ 下流側炉内影響について

2022年6月16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

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

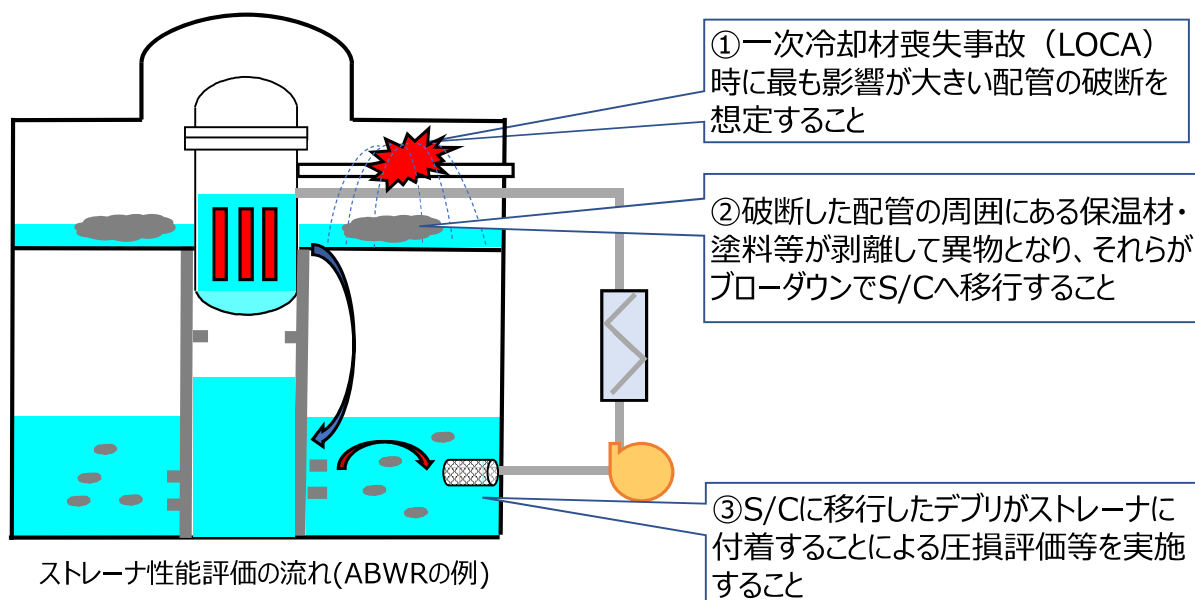
(公開の場での説明用に一部技術情報を附番しております。例：技-①)

1

## BWRプラントにおけるストレーナ等の閉塞事象の概要

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

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

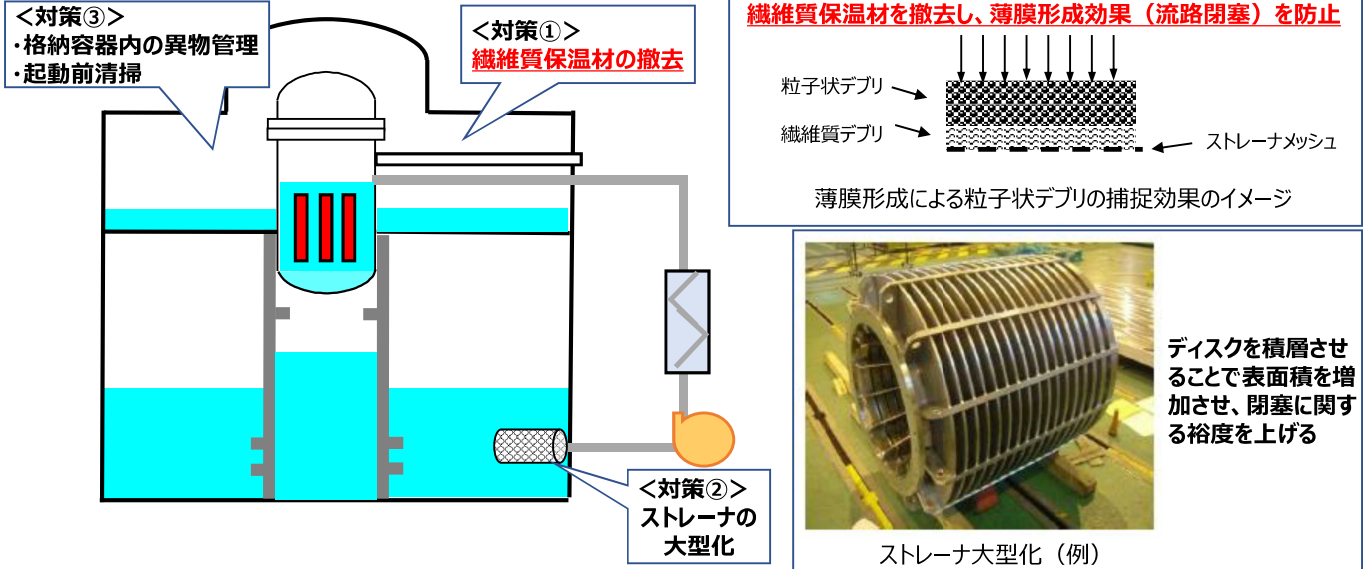




## 規制に対するBWR事業者の取り組み

- BWRにおいては、デブリによるろ過装置への影響を低減するため、**繊維質保温材の撤去**※やストレーナの大型化、格納容器内の異物管理及び定期的な清掃等を実施
- 内規に従ったストレーナの圧損試験等を実施し、健全性を確認済み

※繊維質保温材から主に金属保温材へ取り替えるため、ストレーナの閉塞に支配的である薄膜形成にほとんど寄与しない。



ECCSストレーナを通過したデブリによる下流側への影響について説明

## 格納容器内で発生するデブリの整理

- LOCA（設計基準事故）時に格納容器内に発生するデブリを下表の通り整理  
 ▶ **ECCSストレーナを通過したデブリによる各機器への影響はないと評価**

対象機器：ポンプ、弁、熱交換器、炉心（燃料）

デブリ種類	影響	理由
繊維質	なし	影響項目として閉塞が考えられるが、繊維質保温材を撤去しているため
粒子／固形物 ・ケイ酸カルシウム ・金属 ・塗装片 ・スラッジ ・錆片 ・塵土	なし	影響項目として閉塞、摩耗が考えられるが、薄膜効果の要因となる繊維質保温材を撤去しているため、閉塞の影響は小さい ▶ 閉塞、摩耗について次頁以降で詳細を説明
化学析出物	なし	影響項目として閉塞や燃料表面の冷却性能低下が考えられるが、BWR冷却材は設計基準事故の環境では純水であり、格納容器内の機器・構造物、デブリ等と反応する可能性のある薬品等を添加していないことから、化学影響を考慮する必要はない（ストレーナの圧損評価においても考慮不要）
ウレタン	なし	影響項目として閉塞が考えられるが、ウレタン保温材はS/P水面に浮遊し、水中のストレーナに到達しないため（ストレーナの圧損評価においても考慮不要）

## 格納容器内で発生するデブリの影響整理

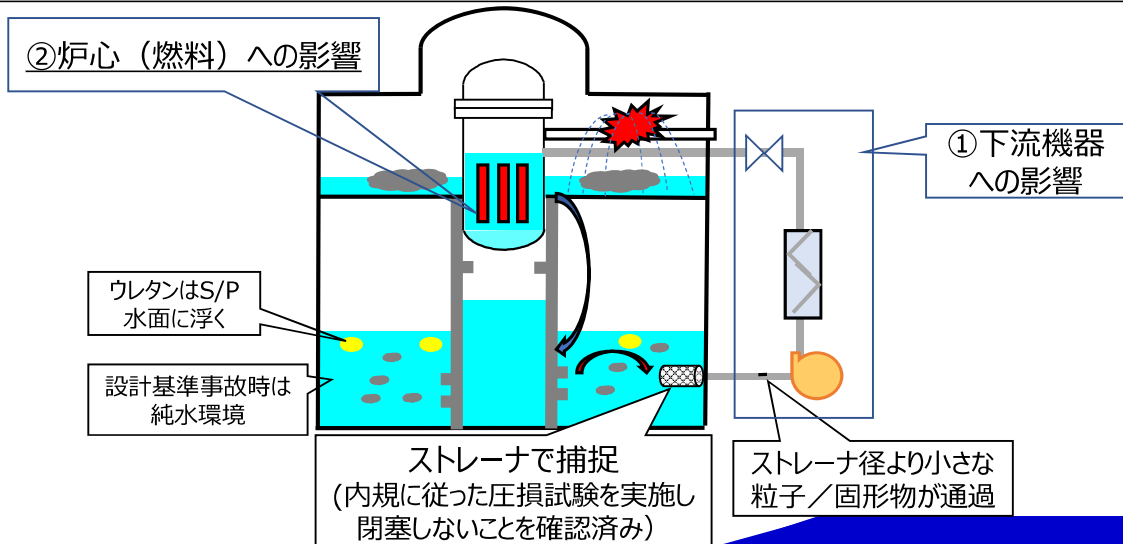
ストレーナ径より小さなデブリ（粒子／固形物）は、ストレーナを通過し、下流側へ移行する。

### ①下流機器（ポンプ、弁、熱交換器）への影響

- 閉塞、摩耗：影響が小さいことを確認（29頁参照）

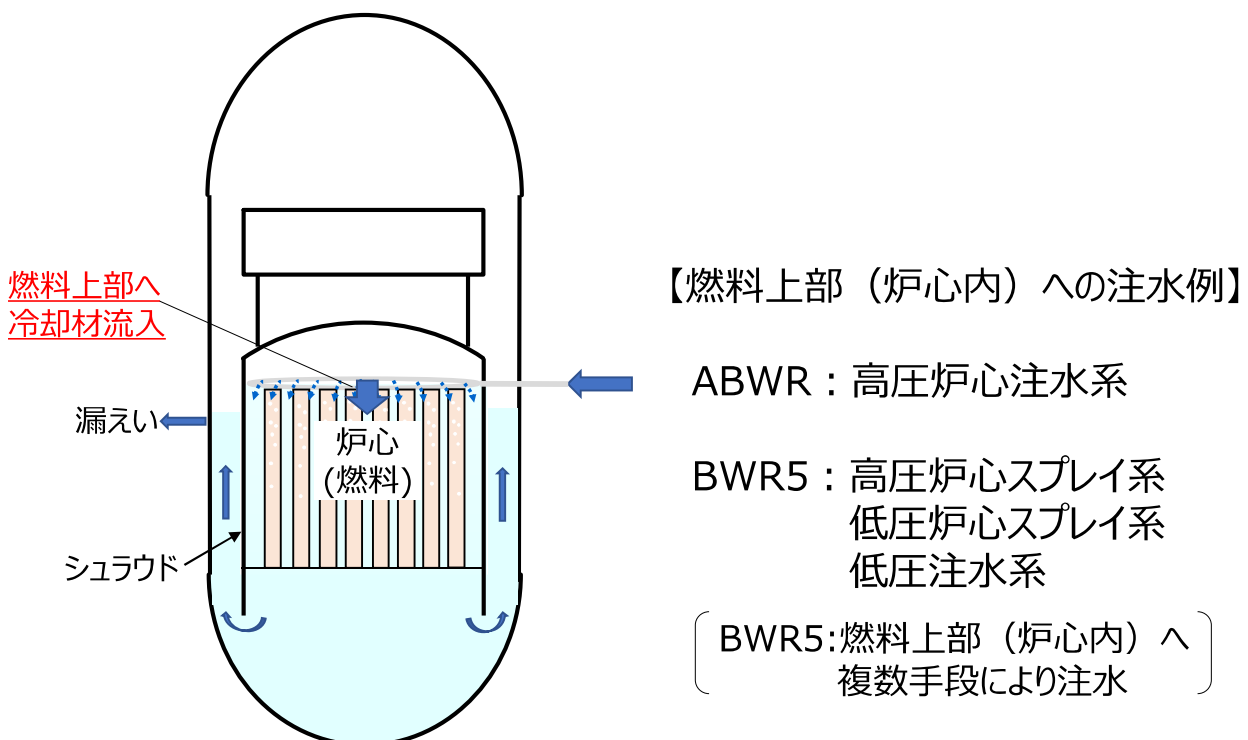
### ②炉心（燃料）への影響

- 閉塞：（i）燃料上部／（ii）燃料下部に閉塞の影響がないことを確認  
（次頁以降詳細）
- 摩耗：影響が小さいことを確認（28頁参照）



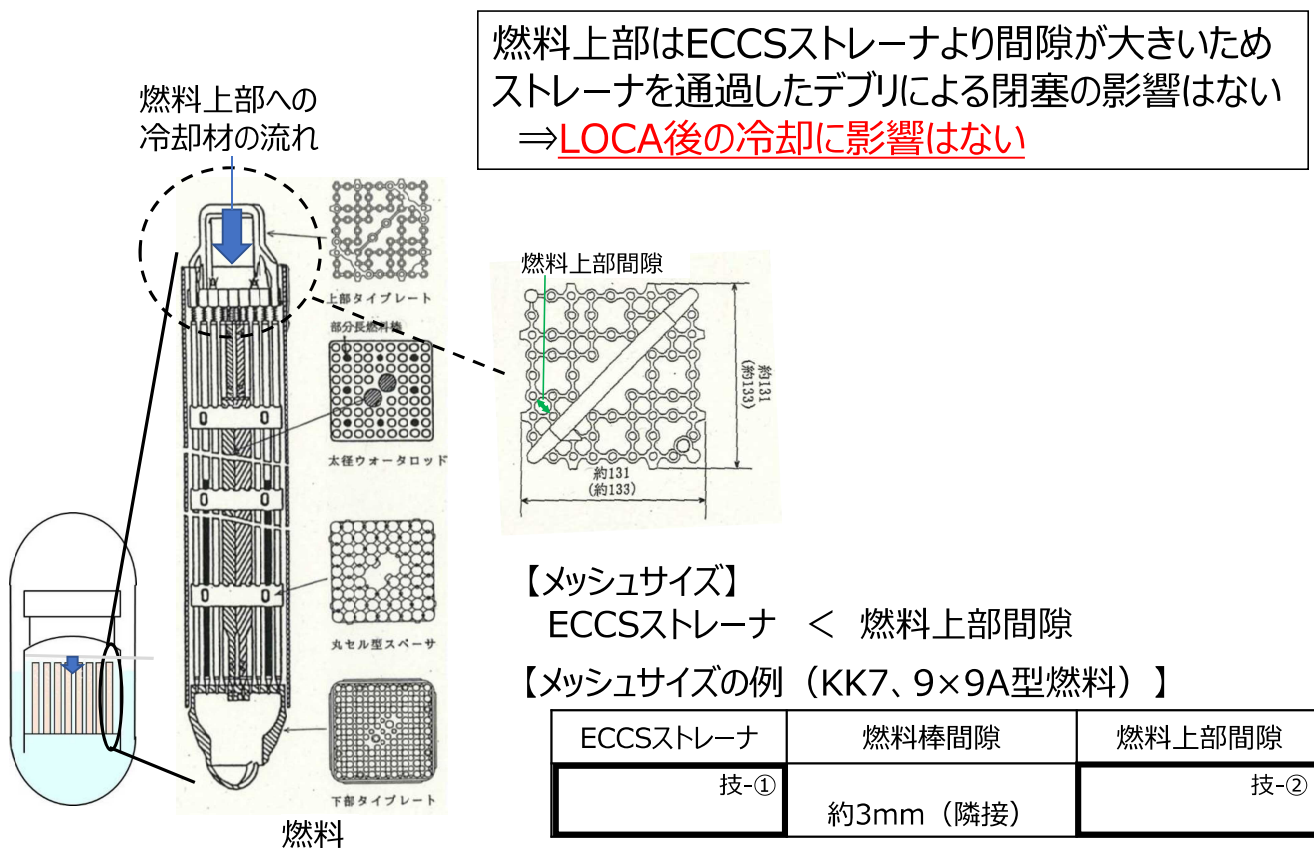
## (i) 燃料上部の閉塞の影響整理 (1 / 2)

### LOCA時 燃料上部へ冷却材が流入する際のイメージ



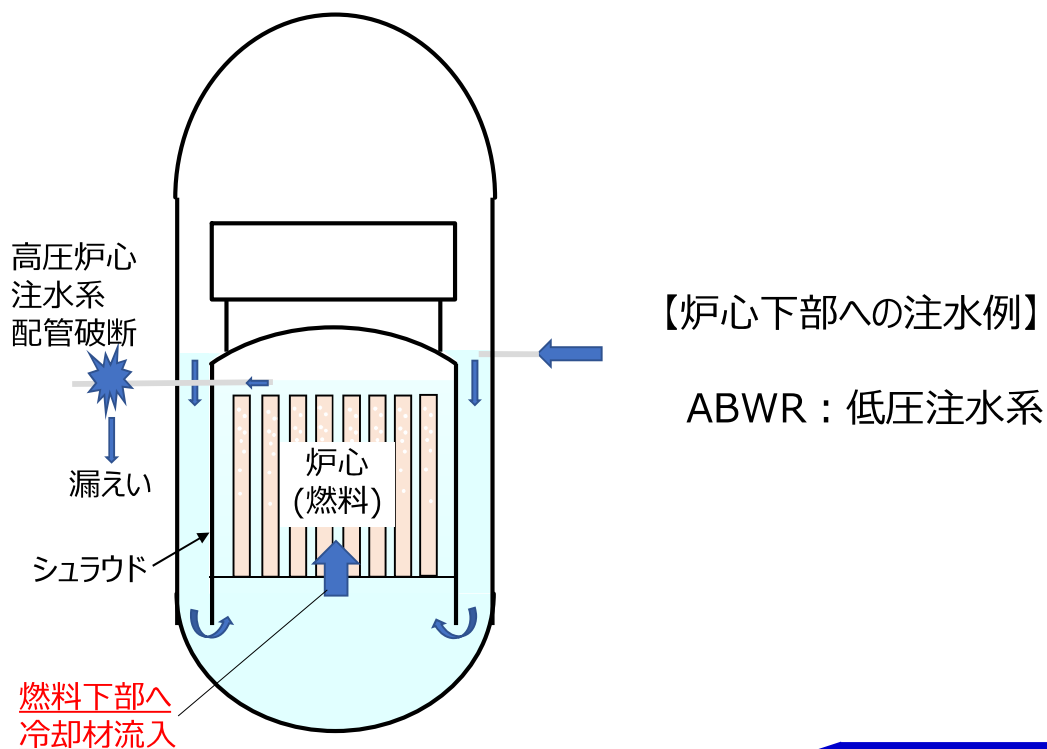
## ( i ) 燃料上部の閉塞の影響整理 ( 2 / 2 )

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

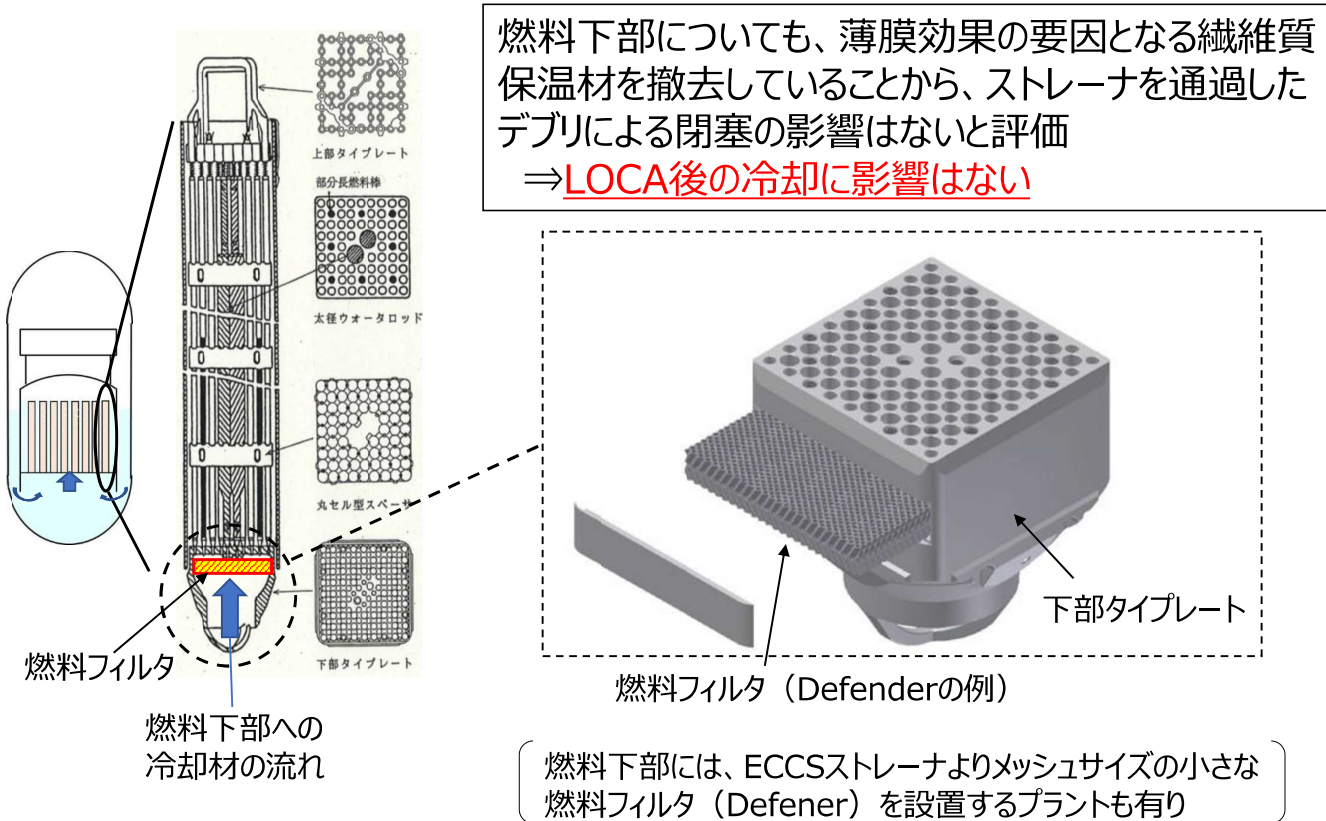


## ( ii ) 燃料下部の閉塞の影響整理 ( 1 / 2 )

LOCA時 燃料下部へ冷却材が流入する際のイメージ



## (ii) 燃料下部の閉塞の影響整理 (2 / 2)



## 【参考】燃料フィルタに対する圧損試験 (1 / 2)

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- 燃料下部についても、薄膜効果の要因となる繊維質保温材を撤去していることから、閉塞の影響はないと評価しているが、念のため、デブリが燃料フィルタに到達したと仮定し試験を実施
- デブリが燃料フィルタに到達したと仮定した圧損試験の結果からも、LOCA後の長期冷却に必要な流量が確保できることを確認

- 試験①：繊維質デブリを投入した燃料フィルタの圧損試験の結果から、燃料下部へも必要な流量が確保できることを確認 (19～22頁参照)
- 試験②：繊維質デブリ及び粒子／固形物の代表としてケイ酸カルシウムを投入した燃料フィルタの圧損試験を実施し、試験①の範囲内であることを確認 (23～27頁参照)

[薄膜効果確認のため繊維質デブリも投入しているが、国内BWRは繊維質保温材撤去]

- 燃料フィルタメッシュサイズ  
Defender < ECCSストレーナ < 他タイプ燃料フィルタ

- 燃料フィルタメッシュサイズの例 (KK7、9×9A型燃料※)

Defender	ECCSストレーナ	従来型フィルタ
技-③	技-①	技-④

※9×9B型燃料の燃料フィルタメッシュサイズは

技-⑤



ECCSストレーナより  
メッシュサイズの小さい  
Defenderで試験実施

## 【参考】燃料フィルタに対する圧損試験（2 / 2）

（平成24年8月意見聴取会資料 P8,15,16）

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



デブリが燃料フィルタに到達したと仮定した圧損試験の結果からも、LOCA後の長期冷却に必要な流量が確保できることを確認

試験①の結果から、局所圧力損失係数を算出： $\square$  cm<sup>-4</sup> (19~22頁参照)

試験①の局所圧力損失係数を用いて実機冷却材流量を評価： $\square$  kg/s

LOCA後の長期的な冷却を行うために必要な流量  $\square$  kg/s 以下を上回る

なお、試験②についても、局所圧力損失係数が試験①の範囲内であることを確認  
(23~27頁参照)

試験①、②ともに、繊維質デブリを投入（試験②ではケイ酸カルシウムも投入）  
実際は繊維質保温材を撤去するため、本評価よりもさらに安全裕度が高くなる  
(本評価は、条件を厳しく設定して実施したもの)

燃料フィルタにデブリを投入  
燃料下部への流量を評価

## まとめ

- 国内BWRプラントは、繊維質保温材の撤去\*やストレーナの大型化、格納容器内の清掃等を実施しており、デブリによるストレーナ閉塞事象に対して裕度を向上させる取り組みを実施している

※新規規制基準対応の設工認においてSA時のECCSストレーナ圧損評価が審査対象となるため、繊維質保温材の撤去計画を反映した条件にて評価を実施している。プラント再稼働までに繊維質保温材を撤去予定

- ストレーナを通過したデブリによる炉心への影響に関しては、燃料上部に閉塞の影響はないこと、燃料下部についても薄膜効果の要因となる繊維質保温材を撤去していることから、LOCA後の冷却に影響のないことを確認している
- 現状得られている知見から、安全上問題はないと考えているが、引き続き最新知見の収集を行い安全性の向上に関する取り組みを進めていく

# 参考

## 【参考】流量関連 参考例 (KK6/7)

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 【運転中/LOCA直後 燃料集合体内流量 (目安)】

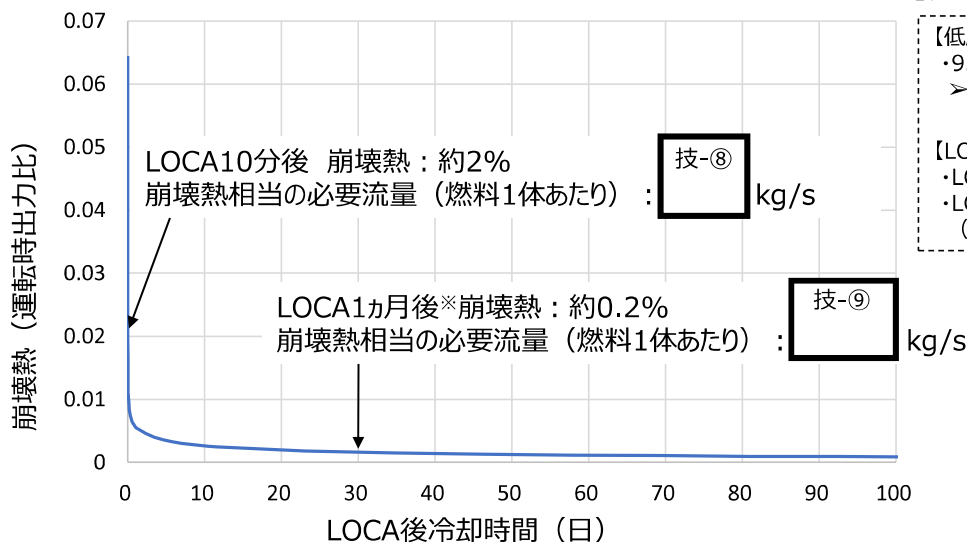
- ・運転中：17 kg/s程度 (定格炉心流量52200t/h÷872体=16.6kg/s (バイパス流量無し))
- ・LOCA直後：7 kg/s程度 (定格炉心流量52200t/h×0.4÷872体=6.7kg/s (バイパス流量無し))
- LOCA (DBA) では外電喪失を仮定しているため、RIPが全台トリップし、炉心流量は定格比約0.4まで低下

### 【LOCA後長期冷却 必要流量】

### 【参考 注水流量】

【低圧注水系1系統 定格流量】  
 ・954m<sup>3</sup>/h  
 ➢燃料1体あたり約0.3kg/s  
 (954m<sup>3</sup>/h÷872体×1000÷3600)

【LOCA後低圧注水系】  
 ・LOCA約6分後に低圧注水系2系統注水開始  
 ・LOCA約15分後に低圧注水系1系統で注水  
 (1系統はPCVスプレーに切替え)

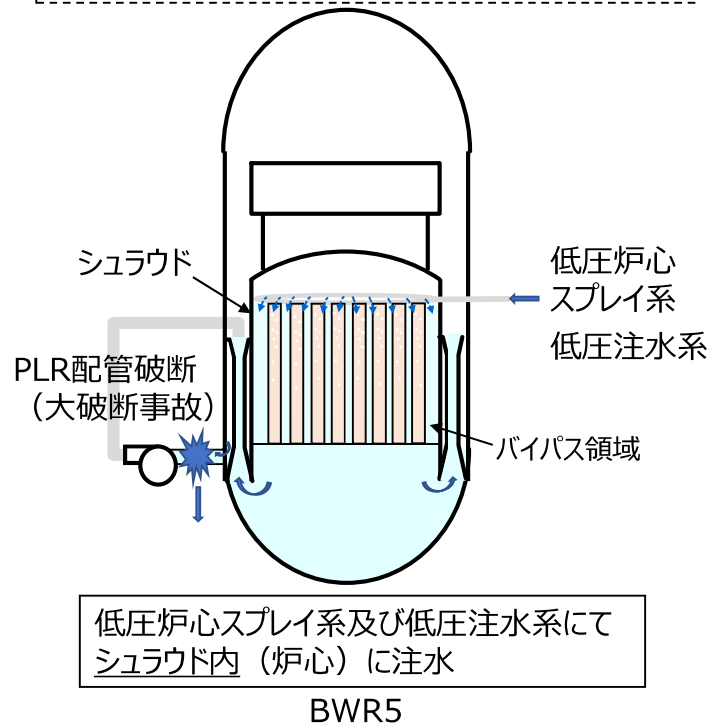
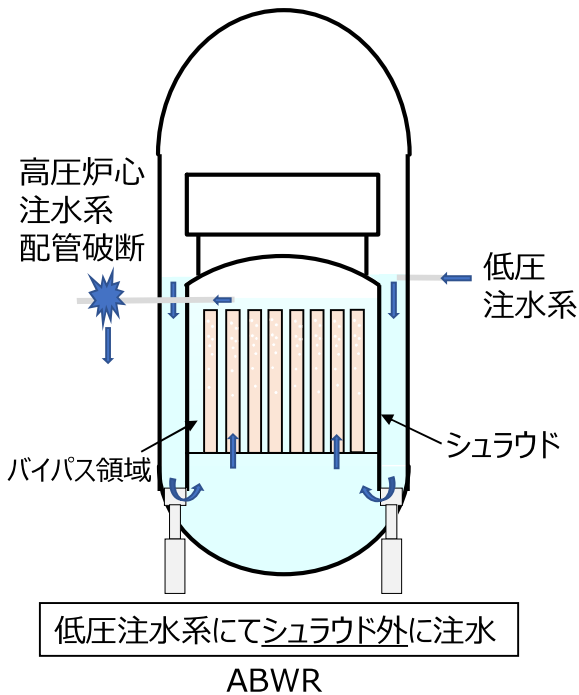


※LOCA解析 (DBA) では、格納容器内圧力・温度・水素濃度等をLOCA1ヵ月後まで確認している

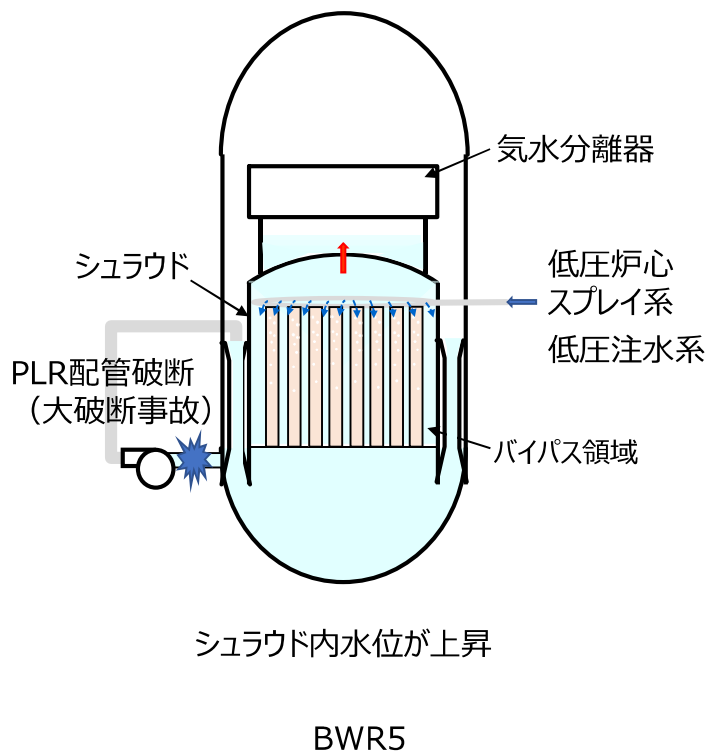
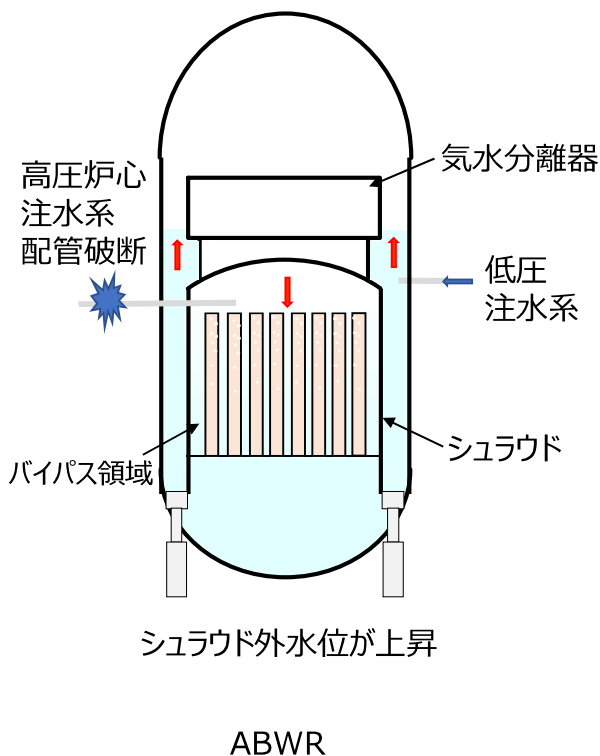
## 【参考】LOCA（設計基準事故）時の炉心への注水状況例

LOCA後、冠水維持

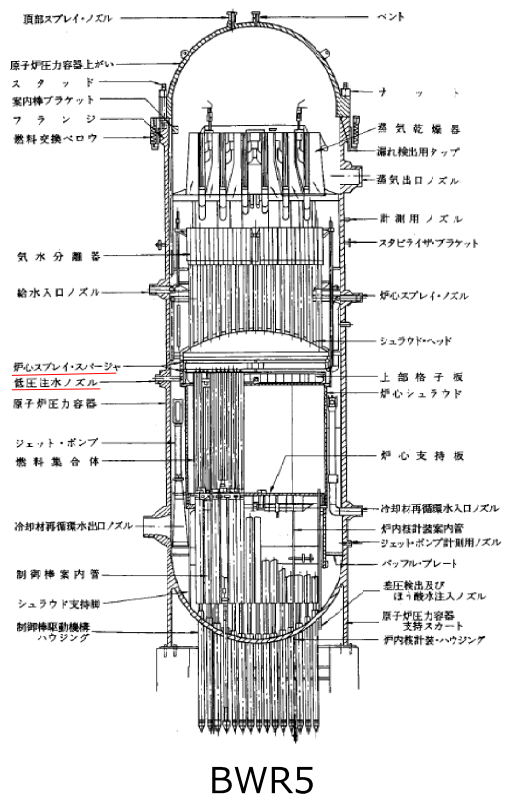
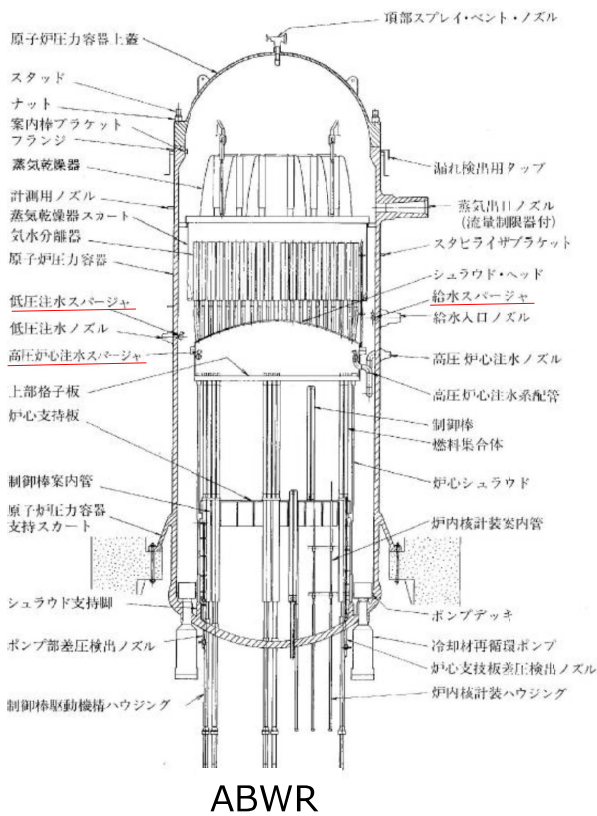
LOCA後、一時燃料露出するが、スプレイ水の一部燃料内流入、燃料外側（バイパス領域）水位上昇後に燃料上部への冷却材流入（まわり込み）により、再冠水



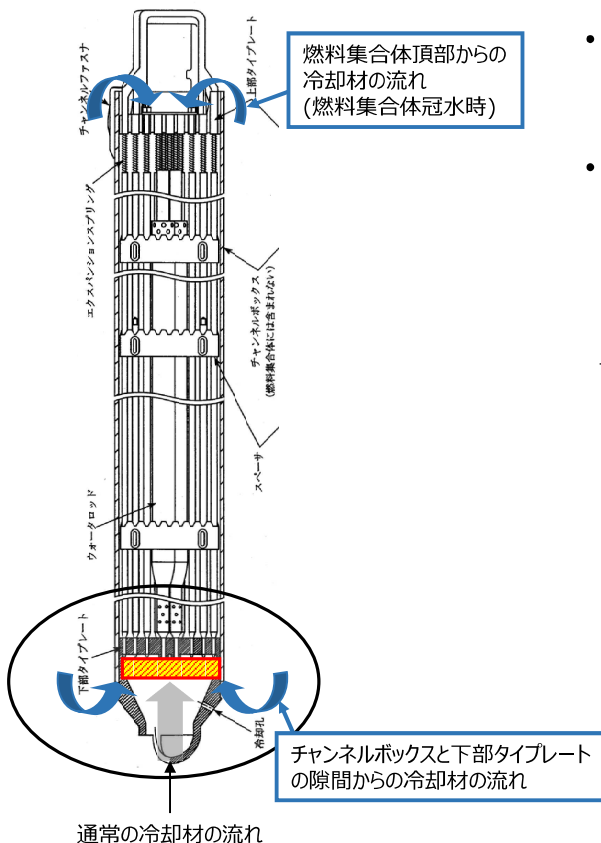
## 【参考】仮に炉心下部全体の圧損が上昇した場合のイメージ



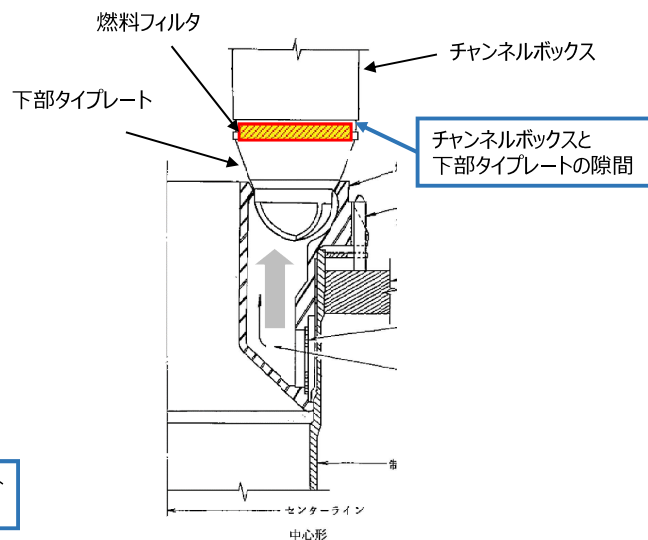
## 【参考】原子炉压力容器断面図例



## 【参考】LOCA後の長期冷却性 補足



- 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も、燃料集合体内へ冷却材が流入する
- また、燃料集合体が冠水している場合は、燃料集合体頂部から燃料集合体内に冷却材が流入する





【参考】燃料フィルタに対する試験 ～Defenderによる代表性～

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

【メッシュサイズ比較】

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

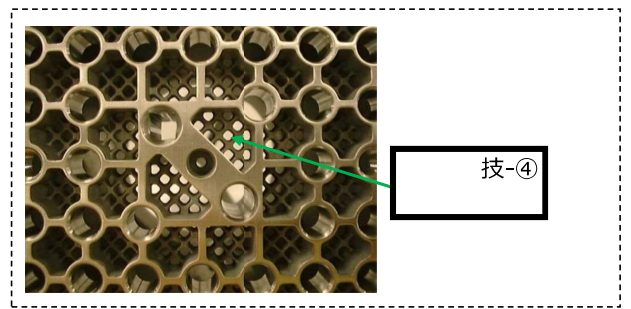
【メッシュサイズの例（KK7、9×9A型燃料※）】

Defender	ECCSストレーナ	従来型フィルタ	燃料棒間隙	上部タイププレート
技-③	技-①	技-④	約3mm（隣接）	技-②

※9×9B型燃料の燃料フィルタメッシュサイズは 技-⑤ 以上



9×9A型燃料 Defender



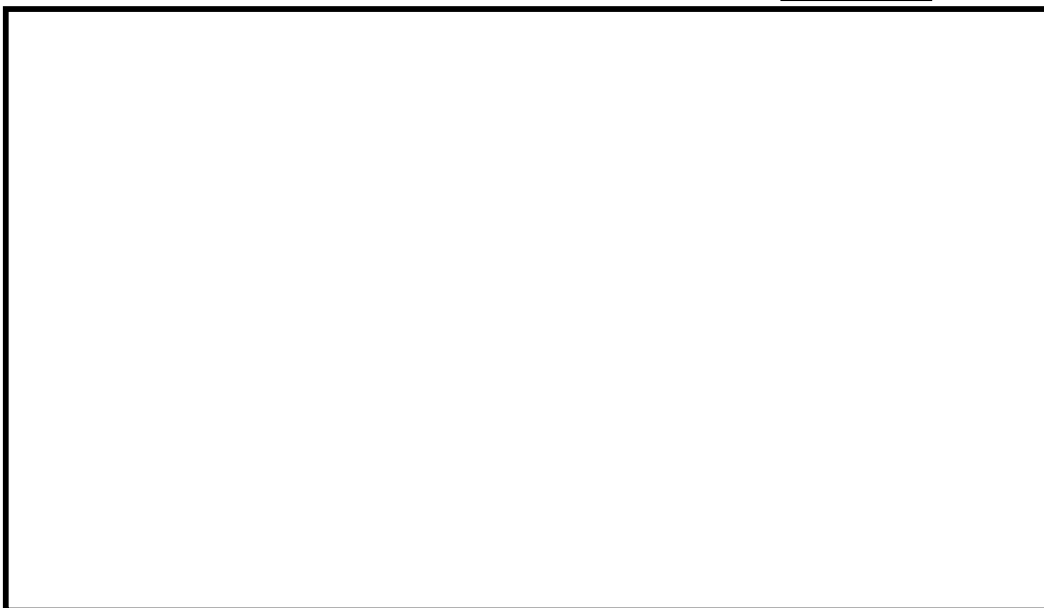
9×9A型燃料 従来型フィルタ

【参考】燃料フィルタに対する試験①（1 / 4） ～試験結果～

（平成24年8月意見聴取会資料 P11）

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- ・米国におけるDefender圧損試験の結果（繊維質異物 技-⑩ 投入）
- ・異物投入後、局所圧力損失は 技-⑪ 程度（流量 技-⑫ ）



試験装置：試験②と同様（23頁）

【参考】燃料フィルタに対する試験①（2 / 4） ～実機流量評価～

(平成24年8月意見聴取会資料 P8,15,16)

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【LOCA後の長期冷却性について】

試験	流量 W [kg/s]	局所圧力損失 dP [kPa]	局所圧力損失係数 K/A <sup>2</sup> [cm <sup>-4</sup> ]
試験①	技-⑫	技-⑪	技-⑥

$dP = W^2 \times (K/A^2) / 2\rho g$  より、局所圧力損失係数  $K/A^2$  を算出 (密度  $\rho : 1g/cm^3$ )

技-⑥

・試験結果から求められた局所圧力損失係数 □  $cm^{-4}$  を用いて、LOCA発生後を模擬した実機評価条件（自然循環状態）での冷却材流量を評価。

・その結果、試験後の局所圧力損失係数を用いた場合も □  $kg/s$  程度となり、LOCA発生後の長期的な冷却を行うために必要な流量（崩壊熱による蒸発分相当）の □  $kg/s$  以下を上回る。

技-⑧

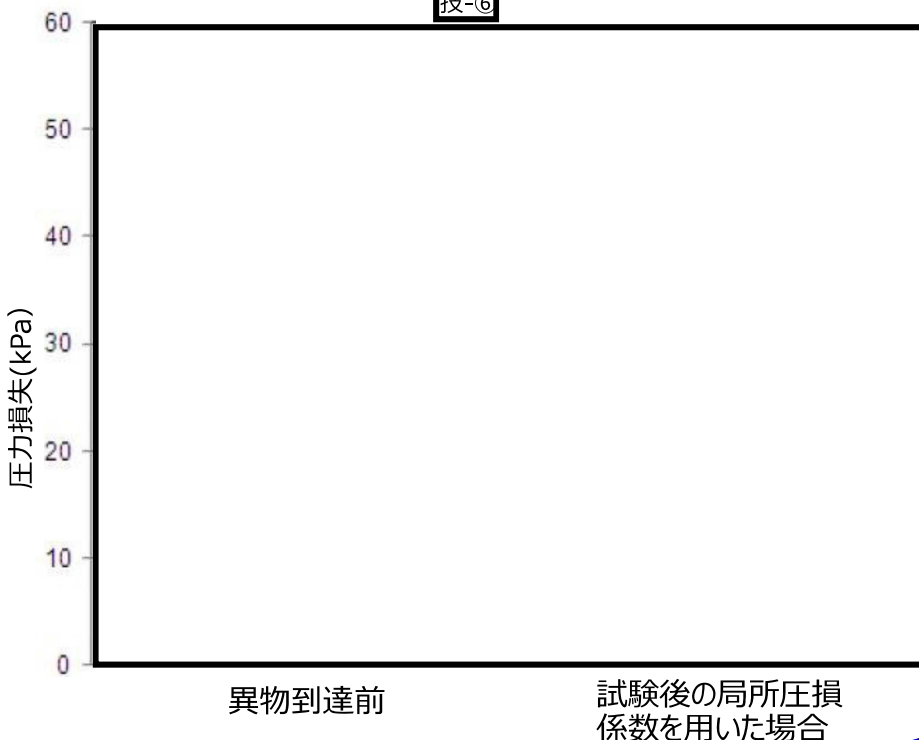
LOCA発生後の長期冷却に必要な流量を確保

〔試験では、繊維質デブリを投入している。実際は繊維質保温材を撤去するため、本評価よりもさらに安全裕度が高くなる（本評価は、条件を厳しく設定して実施したもの）〕

【参考】燃料フィルタに対する試験①（3 / 4） ～実機流量評価～

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- 異物到達前は、位置圧損（水頭圧）が支配的で、流れによる圧損は非常に小さい
- 試験後の局所圧損係数 □  $cm^{-4}$  を適用し評価 ⇒ 実機冷却材流量： □  $kg/s$



注水流量例 (KK6/7)

【低圧注水系1系統 定格流量】

- ・954 $m^3/h$
- > 燃料1体あたり約0.3 $kg/s$   
(954 $m^3/h \div 872体 \times 1000 \div 3600$ )

【LOCA後低圧注水系】

- ・LOCA約6分後に低圧注水系2系統注水開始
- ・LOCA約15分後に低圧注水系1系統で注水 (1系統はPCVスプレーに切替え)

## 【参考】燃料フィルタに対する試験①（4 / 4） ～実機流量評価方法～

(平成24年8月意見聴取会資料 P15,16)

 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

・LOCA 発生後の状況を模擬する場合は、試験から求められた局所圧損係数 $K/A^2$ を用い、異物到達前／試験後の局所圧力損失係数を用いた場合の炉心入口オリフィスから集合体出口までの圧力損失 $dP$ 全体が等しくなるよう、試験後の状態を仮定した場合の冷却材流量を評価する。

・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

## 【異物到達前 圧損評価結果】

・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。

## 【試験後の局所圧力損失係数を用いた場合 圧損評価結果】

- ・燃料フィルタ部に異物が詰まると、入口部の局所圧力損失の項が増大する。
- ・しかし、同時に冷却材流量が減少するため燃料集合体発熱部のボイド率が増大し、位置圧力損失の項が減少する。
- ・両者が相殺するため全圧力損失は変化せず、冷却材流量は  技-⑦ kg/s程度となる。

## 【参考】燃料フィルタに対する試験②（1 / 5） ～試験条件～

 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【試験の概要】

- 試験タンクに異物を投入し、ポンプで循環させて、燃料フィルタの局所圧損を測定（単チャンネル試験）

## 【投入するデブリの条件】

- デブリ種類：繊維質（繊維質保温材を撤去する（撤去完了プラントも有り）が、保守的に設定）  
ケイ酸カルシウム（粒子/固形物の代表として設定）
- 想定デブリ発生量：保温材撤去前の集約結果<sup>※1</sup>より、Defender装荷の可能性があり保温材量の多い代表プラントについて、格納容器内の繊維質及びケイ酸カルシウム保温材全量がECCSストレナ到達と仮定（内規でのZOIや水源移行割合を考慮しない、保守的な値）
  - 繊維質 : 5600kg (70m<sup>3</sup>)
  - ケイ酸カルシウム : 3100kg (20m<sup>3</sup>)
- ECCSストレナ通過量：米国の試験<sup>※2</sup>を参考に、保温材全量のうち0.4%がストレナを通過すると仮定
  - 繊維質 : 22kg
  - ケイ酸カルシウム : 12kg
- 投入デブリ量：ストレナ通過量÷燃料体数（350体）の保温材量（均一に分布すると設定）を目安に、投入量を決定
  - 繊維質 : 64g/体 → 投入量120g
  - ケイ酸カルシウム : 35g/体 → 投入量50 + 50g

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

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

## 【参考】燃料フィルタに対する試験②（2 / 5） ～試験結果～

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【試験内容】

以下のそれぞれの条件で流量を1,4,7kg/sに変化させて局所圧損を測定

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

## 【試験結果】

	異物投入	質量流量W [kg/s]	局所圧力損失dP [kPa]	局所圧力損失係数K/A <sup>2</sup> [cm <sup>-4</sup> ]	
②-1	繊維質 120g				技-⑬
					技-⑭
					技-⑮
②-2	(追加) ケイ酸カルシウム 50g				技-⑯
					技-⑰
					技-⑱
②-3	(追加) ケイ酸カルシウム 50g	技-⑲	技-⑲	技-⑲	技-⑲
					技-⑲
					技-⑲

$dP = W^2 \times (K/A^2) / 2\rho g$  より、局所圧力損失係数K/A<sup>2</sup>を算出（密度ρ : 1g/cm<sup>3</sup>）

## 【参考】燃料フィルタに対する試験②（3 / 5） ～試験結果～

□ 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- ②-1投入後、1kg/sで投入した繊維質の異物が全量捕捉されたことを確認
- ②-2、②-3投入後、1kg/sで徐々に圧力損失が上昇していること、②-2投入後と比較し②-3投入後の方が圧力損失が高いことから、投入したデブリがフィルタに捕捉されている状況



技-⑲

技-⑲

## 【参考】燃料フィルタに対する試験②（4 / 5） ～長期冷却性評価～

枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【LOCA後の長期冷却性について】

- ・試験②の結果から求めた局所圧力損失係数の最大値は  cm<sup>-4</sup>
  - ・試験②の局所圧力損失係数は、試験①の必要な流量が確保できることを評価済みの試験の範囲内であることを確認（試験①の局所圧力損失係数： cm<sup>-4</sup>）
- 試験②ではケイ酸カルシウムに加え、事前に繊維質デブリを投入しているが、薄膜効果による閉塞などの状況は確認されなかった。
  - 実際は繊維質保温材を撤去するため、ケイ酸カルシウムのみが燃料フィルタに到達したと仮定しても、さらに安全裕度が高くなると考えられる。

## 【参考】燃料フィルタに対する試験②（5 / 5） ～試験後のDefender外観～

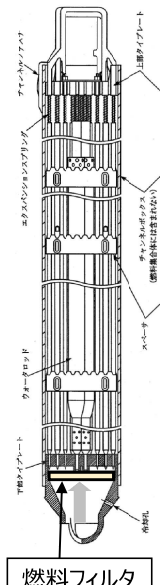
- 試験後の外観写真から、ケイ酸カルシウムが燃料フィルタに到達した場合でも、薄膜効果による閉塞などの状況は確認されなかった



枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【参考】ストレーナを通過したデブリによる炉心（燃料）への影響整理

### ● 炉心（燃料）への影響を下表の通り整理



影響項目	影響の整理
燃料集合体の閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料上部はECCSストレーナよりメッシュサイズが大きいので、ストレーナを通過したデブリによる燃料上部への冷却材の流入に影響はない。燃料上部への流入例を以下に示す。 〔ABWR：燃料上部へのまわり込みによる流入〕 〔BWR5：燃料上部へのスプレー等での流入〕</li> <li>また、燃料下部にはECCSストレーナよりメッシュサイズの小さな燃料フィルタを設置するプラントもあるが、薄膜効果の要因となる繊維質の保温材を撤去していることから、燃料下部への冷却材の流れは確保できると考えられる。</li> <li>なお、念のため、デブリが燃料フィルタに到達したと仮定した燃料フィルタの圧損試験の結果からも、LOCA後の長期冷却に必要な流量が確保できることを確認した。 試験①：繊維質デブリを投入した燃料フィルタの圧損試験の結果から、燃料下部へも必要な流量が確保できることを確認 試験②：繊維質デブリ及び粒子／固形物の代表としてケイ酸カルシウムを投入した燃料フィルタの圧損試験を実施し、試験①の範囲内であることを確認 〔薄膜効果確認のため繊維質デブリも投入しているが、国内BWRは繊維質保温材撤去〕</li> </ul>
燃料集合体の摩耗	<p>金属デブリによる燃料棒被覆管へのフレッティング摩耗※の影響が考えられるが、上流のストレーナや燃料フィルタによる捕捉により影響は小さい。 また、燃料内部に捕捉された場合にもLOCA後の炉心冷却材の流量は運転中と比べ低いこと、LOCA後の長期冷却期間（1か月程度）は燃料の使用期間（4～5年程度）と比べ短いことから、影響は小さい。</p>

※フレッティング摩耗：燃料内部に捕捉された金属デブリが流体により繰り返し振動することによって燃料棒被覆管が損傷する事象（過去原子炉運転中に発生）

## ストレーナを通過したデブリによる下流機器（ポンプ、弁、熱交換器）への影響整理

### ● 下流機器（ポンプ、弁、熱交換器）への影響を下表の通り整理

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

以上の理由からポンプ、弁、熱交換器への影響は小さいと考えられる

## PWR 1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する 事業者からの意見聴取結果について（案）

令和4年7月28日  
技術基盤課  
システム安全研究部門  
専門検査部門

### 1. 概要

令和2年8月31日、関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）大飯発電所3号機（以下「大飯3号機」という。）において、関西電力が、定期事業者検査として加圧器スプレイライン配管（材質：SUS316、呼び径：150A、板厚：14mm（シンニング部））の溶接部に対する超音波探傷試験（以下「UT」という。）を実施したところ、配管内面に亀裂が存在することを示す有意な試験結果が得られた。翌9月1日、関西電力が、亀裂高さを評価するためにフェーズドアレイUTを実施した結果、関西電力は配管溶接部に沿って板厚方向に進展した亀裂状の欠陥があるとし、この亀裂は応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking、以下「SCC」という。）に起因するものと推定した。

令和3年4月21日の原子力規制委員会において、関西電力大飯3号機加圧器スプレイライン配管における亀裂の調査を踏まえた対策について報告し、今後の対応として、原子力規制庁は、供用期間中検査におけるUTの妥当性及び原子炉圧力バウンダリに属する配管に対する破断前漏洩（Leak Before Break、以下「LBB」という。）成立性の観点を踏まえ、今後、公開会合等において、これら調査及び研究の計画、進捗状況及び結果について関西電力から説明を受けることとした。

その後、令和4年6月24日に事業者意見を聴取する会合<sup>1</sup>を開催し、ATENA（原子力エネルギー協議会）から、事業者の取り組みについて説明を受けた（参考1参照）ことから、その結果について報告する。

### 2. ATENA からの説明と聴取の結果

#### ○ 事象の概要

- 加圧器スプレイラインの1次冷却材管台と管継手（エルボ部）の配管溶接部にUTにより有意な指示が認められた。その後の破壊調査により、溶接熱影響部にて長さ約60mm、深さ約4.4mmの亀裂があることが明らかとなった。
- フェーズドアレイUTのAスコープ<sup>2</sup>による検査では、亀裂は板厚方向に進展しているとしていたが、その後、Bスコープ<sup>3</sup>による追加調査で亀裂はエルボ側から溶接金属を横切って管台側の方向に進展していると推定した。

<sup>1</sup> 第20回新規規制要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

<sup>2</sup> 表示器上の横軸を時間、縦軸を振幅とする超音波信号の表示方法（JISZ2300 非破壊試験用語）

<sup>3</sup> 断面表示：探触子の一方向走査による試験体断面探傷におけるきずの断面位置に対応した表示（試験体の厚さ方向の情報を表す）（JISZ2300 非破壊試験用語）

## ○ ATENA の取組

- ATENA、電力事業者及び国内メーカーによるワーキンググループ（以下「WG」という。）を立ち上げ、課題検討の取組を実施。技術課題は「①発生メカニズムの解明」、「②亀裂有り健全性評価」、「③検査技術の向上」の3分類に整理。
- 外部専門家と意見交換を実施し、技術課題に対する研究計画を策定。実施状況を踏まえて、計画を見直していく予定。

## 2. 1 発生メカニズムの解明と亀裂有り健全性評価

### 2. 1. 1 ATENA による説明の概要

#### (1) 発生メカニズムの解明

##### ○ 課題

- 過大な溶接入熱と、管台-エルボ部の剛性の影響が重畳し、溶接金属と母材金属との境界部近傍において特異な硬化と応力が影響した可能性
- 溶接により微細な割れが発生していた可能性

##### ○ 実施項目

- 実機詳細調査（損傷部位、比較部位）：2022 及び 2023 年度
- 発生特性に関する調査：2023～2025 年度

#### (2) 亀裂がある場合の健全性評価

##### ○ 課題

- PWR プラントにおける S C C 進展予測評価式が規格化されていない

##### ○ 実施項目

- S C C 進展特性知見の調査：2022 及び 2023 年度
- S C C 進展特性データの取得：2023～2025 年度
- S C C 進展速度線図案の策定：2024 及び 2025 年度
- 溶接残留応力評価：2024 年度
- 構造健全性評価：2024 及び 2025 年度
- L B B 評価の知見拡充：2024 及び 2025 年度

### 2. 1. 2 ATENA からの聴取の概要（詳細は参考資料 2 参照）

#### (1) 検討体制

発生メカニズムの解明と亀裂有り健全性評価に関するWGはPWRプラントの事業者及びメーカーを主体としつつ、炉型を超えた視点からBWRプラントの事業者及びメーカーも体制に入れ、外部専門家からの客観的な意見を得る体制としているとのことであった。

#### (2) 他プラントへの水平展開

大飯発電所3号機で発生した粒界割れと類似性のある溶接部については、PWR各電力が継続して検査していく方針としているとのことであった。



### (3) 粒界割れが発生した配管の調査

実機詳細調査として当該溶接継手の溶接クレータ部、90°、180°、270°及び重要と考えられる箇所断面マクロ硬さ測定による調査を実施していくとのことであった。

### (4) 溶接の管理

溶接入熱量の管理として、溶接士に対して教育・訓練を行い、技量のある溶接士が実機の溶接施工を行うとのことであった。

### (5) SCC進展速度

PWRの1次冷却材中におけるSCC進展速度線図案を策定するとのことであった。

### (6) LBB

LBBの成立性については、今後裕度を明確にするとのことであった。なお、LBBの成立性についてはSCC抑制対策が施されていることを前提条件としており、その観点踏まえた損傷防止対策項目として、日本機械学会発電用原子力設備規格配管破損防護設計規格(JSME S ND1-2002)に挙げられている脱気運転、水質管理を実施しているとのことであった。

## 2. 2 検査技術の向上

### 2. 2. 1 ATENAによる説明の概要

#### ○ 課題

溶接金属を横切って進展する亀裂であると誤認した。

- ① 評価体制に関する課題 (Bスコープの結果を過信した)
- ② 溶接線の中心位置を把握する技術に関する課題 (溶接中心位置の想定が実機とずれていたことにより、亀裂の位置にずれが生じた)
- ③ UT手法に関する課題 (配管外表面の幾何学的形状の影響、超音波の拡がりの影響、溶接金属部による超音波の屈曲の影響などが複合し発生)

#### ○ 実施項目

##### ① 評価体制への対策

- 検査員に対し、外表面形状等Bスコープ表示と実際の亀裂性状に乖離を生む因子について理解させる。

##### ② 溶接線中心位置把握技術の高度化

- 亀裂性状を評価する際には、開先部の形状公差や、溶接中心を公差等の積み上げによる誤差の影響を受けないようなデータ採取により、UTデータ側で可能な限り詳細な評価を行う。

##### ③ UT手法による亀裂性状把握高度化

- 探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定：超音波集束条件を複数

- 準備することで、外表面形状の影響を受けない位置で探傷可能とする。
- セクタ走査による探傷：外表面形状の影響を受けない位置で、電子的に超音波ビームの屈折角を変化させるセクタ走査を利用し、任意の屈折角での B スコープ画像とセクタ画像を組み合わせ、総合的に亀裂性状の評価を行う。

## 2. 2. 2 ATENA からの聴取の概要（詳細は参考資料 3 参照）

### （1）ATENA レポート

検査技術の向上に関するWGの作業は 2021 年度で完了し、検討結果については ATENA レポートとして公開される予定であるとのことであった。

### （2）亀裂形状の誤認の原因

当該配管外表面の幾何学的形状に伴う UT 探触子のがたつきを考慮せずに亀裂形状を評価したことが誤認の主要因であるとのことであったが、検討の詳細については、開示できないものもあるとのことで確認できなかったため、今後、面談において聞き取ることとした。

### （3）PD 認証試験

亀裂形状の誤認に至った教訓について、PD（Performance demonstration）認証試験<sup>4</sup>や訓練制度を議論する場に情報共有していくとのことであった。

### （4）教育・訓練

亀裂の性状評価を行う際の注意点について検査員に教育を行い、今回の事例を認識させた上で評価していくとのことであった。

## 3. 今後の対応

今後の ATENA の取組及びこれから発行される ATENA レポートについては、面談、意見聴取等をとおして引き続き聴取する。また、「他プラントへの水平展開」（2. 1. 2（2））、「溶接の管理」（2. 1. 2（4））、「教育・訓練」（2. 2. 2（4））については、今後の原子力規制検査において確認する。

（参考 1）第 20 回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料 19-1

（参考 2）第 20 回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合における主な質疑応答（発生メカニズムの解明と亀裂有り健全性評価）

（参考 3）第 20 回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合における主な質疑応答（検査技術の向上）

<sup>4</sup> オーステナイト系ステンレス鋼配管の突き合わせ溶接部における SCC の亀裂高さ（深さ）の測定に対する認証試験である。UT 試験員、UT 装置及び手順書を組み合わせた技能に対して資格が付与される。

# PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの 知見拡充に関する検討状況について

原子力エネルギー協議会  
(ATENA)

2022年 6月 24日

本資料には、経済産業省「令和3年度原子力発電所の安全性向上に資する技術開発事業（原子力発電所の長期運転に向けた高経年化対策に関する研究開発）」の成果が含まれています。

## 目次

1

1. 振り返り
2. 2021年度検討内容
  - 2.1 発生メカニズム・亀裂有り健全性評価
  - 2.2 検査技術の向上
3. まとめ

1. 振り返り

2. 2021年度検討内容

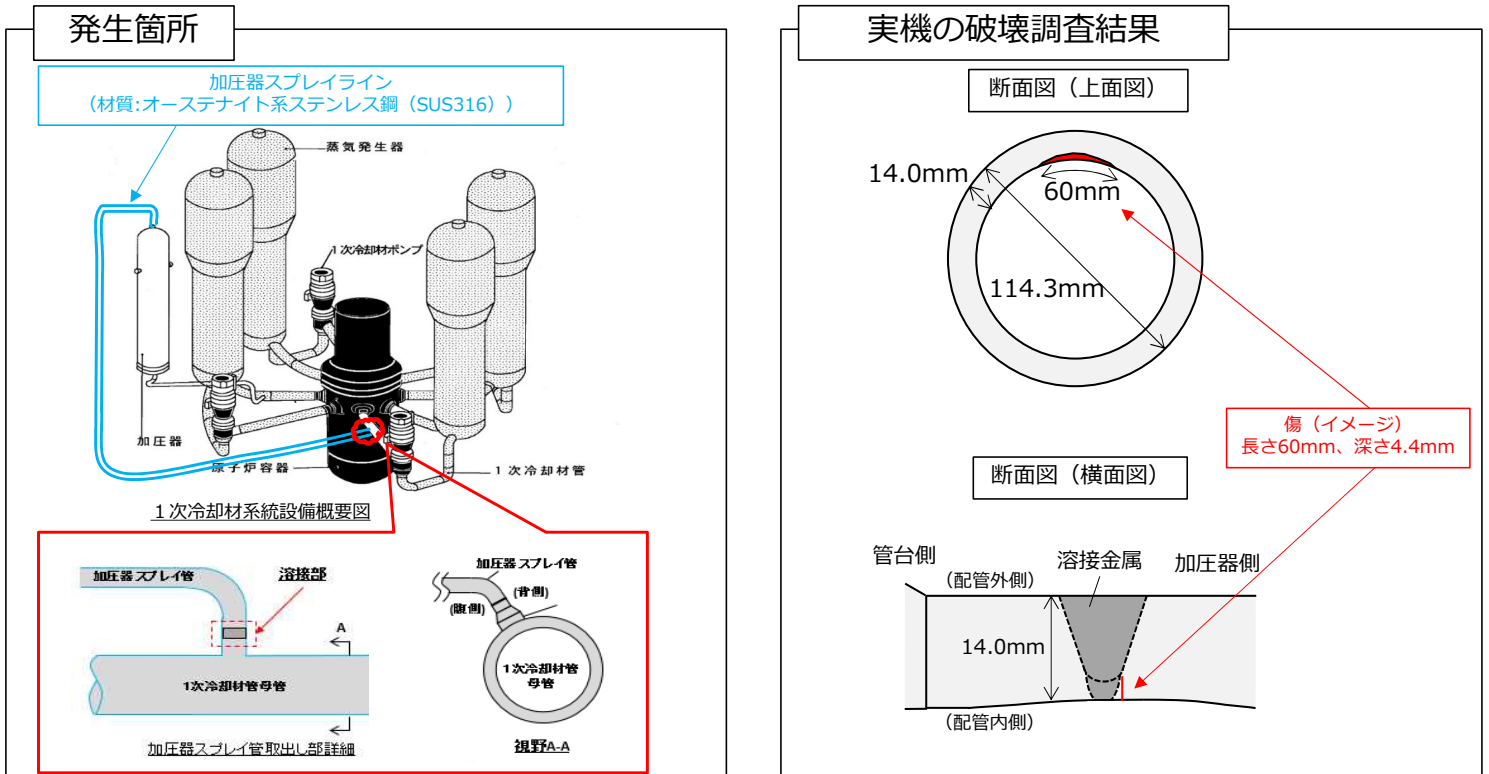
2.1 発生メカニズム・亀裂有り健全性評価

2.2 検査技術の向上

3. まとめ

PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの概要

本検討の発端となった大飯発電所3号機加圧器スプレイ配管溶接部での事象の概要を以下に示す。



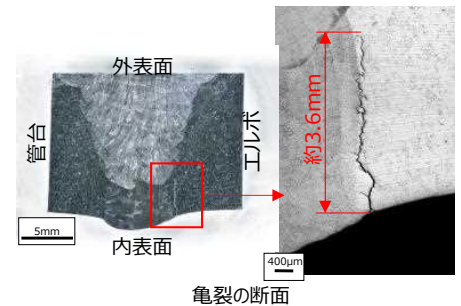
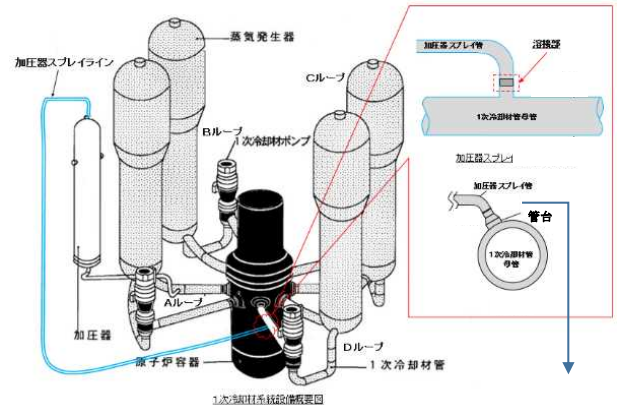
➤ 供用期間中検査 (ISI) にて、加圧器スプレイラインの1次冷却材管台と管継手 (エルボ部) の配管溶接部に有意な指示が認められた。その後の破壊調査により、**溶接熱影響部にて長さ60mm、深さ4.4mmの亀裂**があることが明らかとなった。

## 配管溶接部の割れの概要

### <亀裂発生及び亀裂進展の状況整理>

(公開会合における関西電力説明)

- 過大な溶接入熱と、管台-エルボ部の剛性の影響が重畳し、表層近傍において特異な硬化と応力が影響したことにより割れが発生と推定。  
(現時点で、初期欠陥が認められていないが、溶接により微細な割れが発生していた可能性が否定できていない)
- また、**亀裂進展**に対しては、硬化したオーステナイト系ステンレス鋼の割れが進展する既存知見と合致しており、**粒界型SCC**と推定。



- ATENAとして、PWR1次系ステンレス鋼配管における割れについては特異な事象であり、発生メカニズムなど知見がほとんどなく、原因の特定および知見拡充の観点から、研究・調査が必要であると認識。

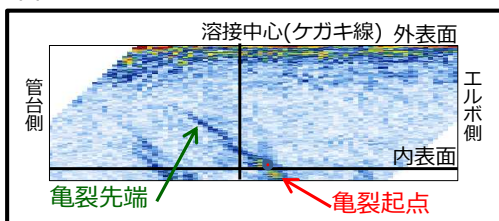
## 超音波探傷検査の概要

<超音波探傷検査による亀裂性状把握状況> (公開会合における関西電力説明)

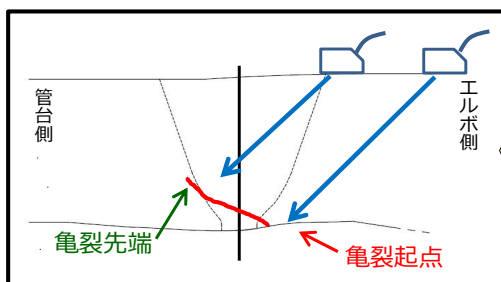
- 超音波探傷検査による非破壊試験で、亀裂の深さについては適切に評価。
  - 亀裂はエルボ側から管台側の方向に溶接部を進展していると推定したが、破壊調査の結果、亀裂はエルボ側母材の溶接部境界で板厚方向に進展していた
- ⇒ **ATENAとして、亀裂性状の誤認に対する検討が必要であると認識。**

### 現地フェーズドレイUT結果より推定した亀裂性状

現地フェーズドレイUTでは、亀裂はエルボ側から管台側の方向に進展していると推定



現地フェーズドレイUT結果



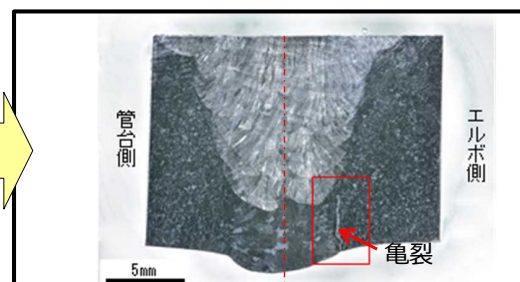
現地フェーズドレイUT結果より推定した亀裂性状

### 亀裂の調査結果

亀裂プロファイル	現地UT結果	破壊調査結果
亀裂深さ	4.6mm	4.4mm

### 破壊調査結果

破壊調査の結果、亀裂は板厚方向に進展していた



断面マクロ組織観察結果

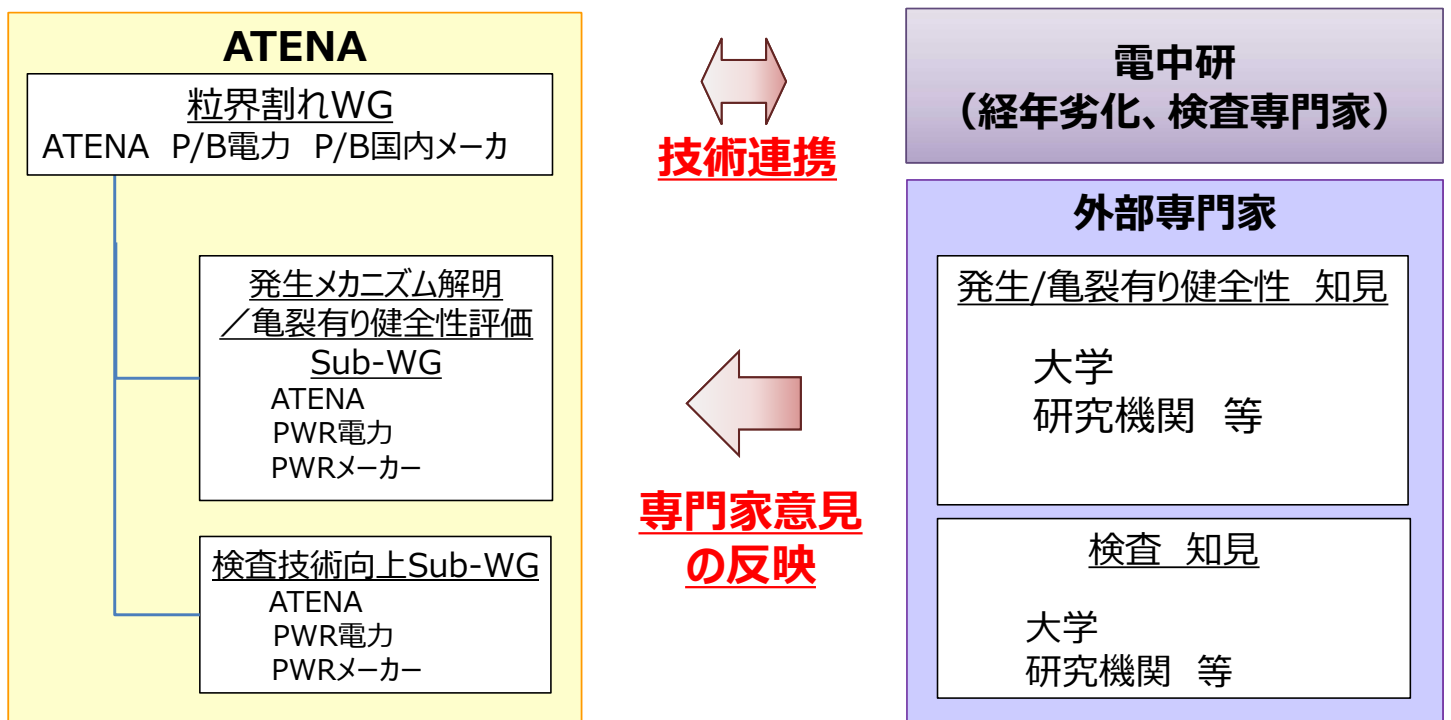
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れに対するATENAの取り組み

- 大飯3号機において発生した亀裂の更なる調査を含め、PWRの1次冷却材環境下における亀裂の発生及び進展のメカニズムについて研究を行い、亀裂進展評価に用いる基礎データ拡充、フェーズドレイUTにより亀裂進展方向を誤って評価したことに対する原因調査のため、ATENAはWGを立ち上げ、課題検討の取り組みを実施。
- 検討を進めるにあたり、技術課題は大きく分けて「①発生メカニズムの解明」、「②亀裂有り健全性評価」、「③検査技術の向上」の3分類あると整理。
- 課題検討にあたっては、外部専門家と意見交換を実施した上で、研究計画を策定するとともに、実施状況を踏まえて、計画を見直していく予定。

	①発生メカニズムの解明	②亀裂有り健全性評価	③検査技術の向上
主な課題認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 「硬さ」「硬さ以外」各々で割れの要因の再整理</li> <li>➤ 「硬くなる要因」は何か (機械加工,溶接,形状,...)</li> <li>➤ 発生メカニズム自体の探求</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 亀裂有り健全性評価に用いるデータの拡充 <ul style="list-style-type: none"> <li>・亀裂進展速度</li> <li>・亀裂進展評価/亀裂有り健全性評価に用いる応力</li> </ul> </li> <li>➤ 亀裂進展後の亀裂有り健全性評価手法の確立</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 亀裂性状把握技術 及びその関連検査技術の向上</li> </ul>

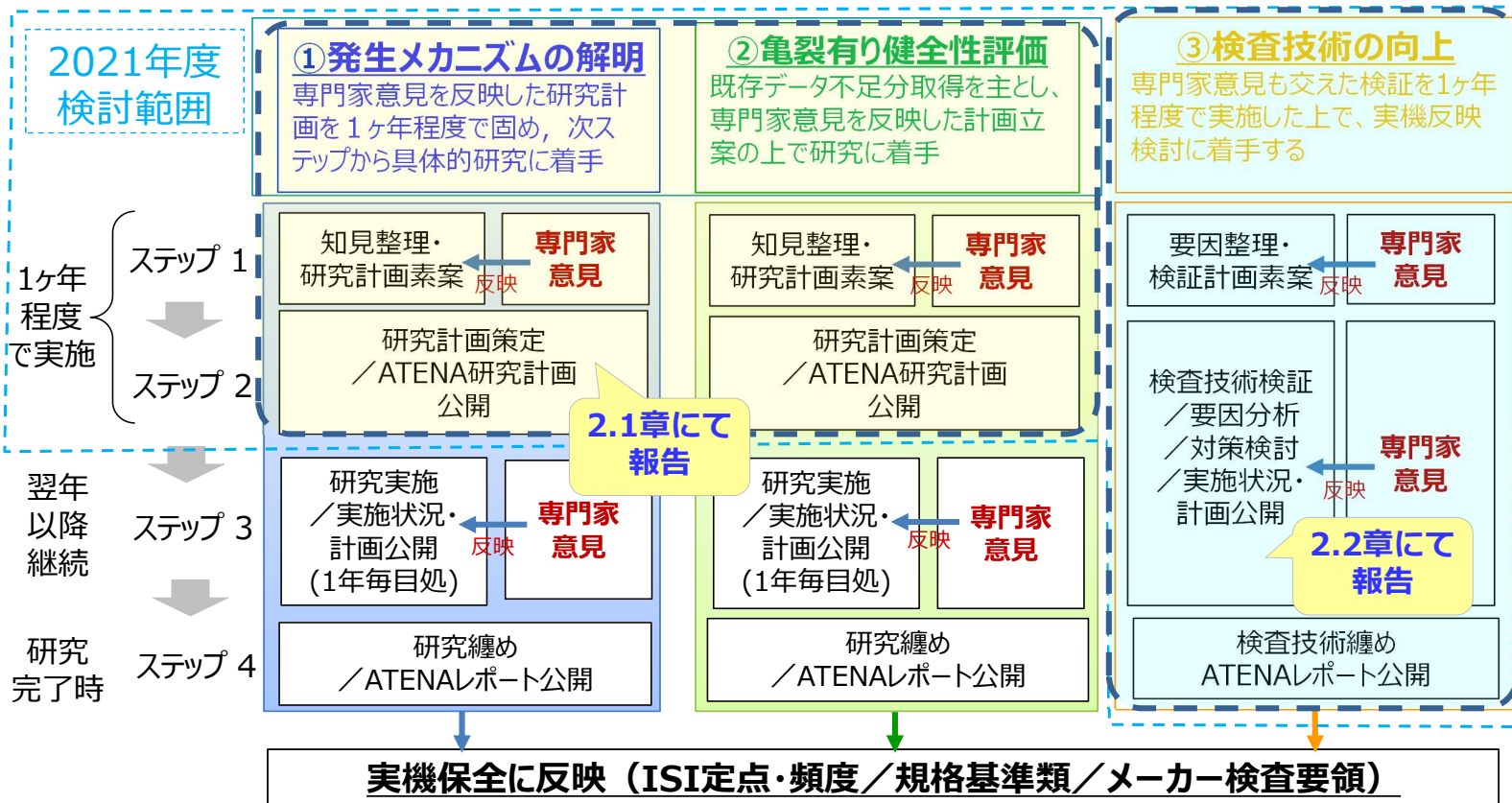
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れ検討の体制

- 活動にあたっては、ATENA体制下にWG及びSub-WGを立ち上げ、その検討に当たっては、外部専門家の意見を含め、考えられ得る検討項目を全て洗い出し、知見拡充に取り組むこととした。



# PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れに関する検討方針

➤ 2021年度は専門家意見を反映した①②の研究計画を策定、③は技術向上策の取りまとめを実施。



## 目次

1. 振り返り
2. 2021年度検討内容
  - 2.1 発生メカニズム・亀裂有り健全性評価
  - 2.2 検査技術の向上
3. まとめ

2021年度に実施した課題検討プロセスは以下のとおり。

<発生メカニズム>

- i) 規制委員会との公開会合で議論されたFT図を含め、事象概要を外部専門家に説明し、考えられる要因をゼロベースで洗い出し → 1
- ii) 事業者の調査結果等、既知見を踏まえて、原因となり得る要因の絞り込みを実施 → 11
- iii) 絞込んだ結果を踏まえて、対応方針を検討 → 12
- iv) 対応方針に基づき、具体的な実施項目を検討し、研究計画として取りまとめ → 13 ~ 17

<亀裂有り健全性評価>

技術課題の整理（亀裂進展速度線図が規格化されていない等）および、技術課題を踏まえた実施項目を検討し、研究計画として取りまとめ → 12 ~ 17

発生メカニズムに関する要因候補と絞り込み結果

事業者調査時の推定因子		事業者調査時の結果と今回得られた専門家意見		判定※
事象	要因	因子	事業者調査結果と今回得られた専門家意見	
加圧器スプレイン配管溶接部の傷	機械的疲労	振動による疲労	・マクロ・マイクロ観察により、破面からビーチマークやストライエーションは確認されなかった。	×
		熱疲労	高サイクル熱疲労	・マクロ・マイクロ観察により、破面からビーチマークやストライエーションは確認されなかった。 ・単一の亀裂であり、熱疲労のような亀甲状の亀裂は確認されなかった。
	熱過渡による疲労		×	
	SCC	粒界型SCC	・破面マイクロ観察の結果、粒界割れが主に認められた。 ・硬さ計測の結果、表層で350HV、内部で200HV～240HVが認められた。 <b>&lt;外部専門家意見&gt;</b> 有力な因子と考えらえるが、粒界型SCCによる亀裂発生機構・原因と断定する（他の因子を排除する）には、事業者調査では実施していないEBSD等も用いて当該部の特異性を追加調査すべき。	○
		粒内型SCC	・破面マイクロ観察の結果、粒内割れは殆ど認められなかった。 ・付着物EDS分析の結果、塩素等の有害な元素は認められなかった。	×
	溶接欠陥/溶接不良	溶接欠陥	・破面観察の結果、ブローホール、スラグ巻き込み、融合不良、高温割れ等は認められなかった。 ・PT及び断面観察の結果、アンダーカットは認められなかった。 ・付着物EDS分析の結果、高温割れの原因となるP(リン)は認められなかった。 ・その他、溶接手順は通常手順で実施されていた。	△
		溶接不良		・破面観察の結果、補修溶接の痕跡は認められなかった。 ・裏波部の外観、周方向断面観察の結果、明瞭な溶接欠陥は確認されず、補修溶接の痕跡も認められなかった。 <b>&lt;外部専門家意見&gt;</b> 明確な溶接欠陥／溶接不良が存在した可能性は低いものの、微細な欠陥／特異な溶接箇所が存在した可能性を完全に否定はできず、破面SEMでの拡大観察や、EDS分析での元素同定他により確認すべき。

※：局所的な特異性による粒界型SCCや、微細な溶接欠陥／溶接不良等を念頭に置いた詳細調査の結果により、他の因子の判定に影響無きかも併せて検討



## 亀裂発生メカニズムの解明／亀裂有り健全性評価 対応概要

	得られた課題	対応方針	実施項目
亀裂発生メカニズム	[粒界型SCC] 過大な溶接入熱と、管台-エルボ部の剛性の影響が重畳し、表層近傍において特異な硬化と応力が影響した可能性	特異な硬化、応力により割れが発生するメカニズムについて深掘りが必要	○実機詳細調査（損傷部位、比較部位） ・局所ひずみ測定（SEM/EBSD） ・断面マクロ硬さ測定（裏波幅と硬さの相関取得） ・溶接欠陥の調査(SEM/EDS) ・潜在き裂の調査(SEM/EDS) ・被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析（TEM）
	[溶接欠陥/不良] 溶接により微細な割れが発生していた可能性	高倍率の観察など詳細調査が必要	○発生特性に関する調査
亀裂有り健全性	進展予測評価式について、規格化されていない（検証が不十分）	進展予測評価に関する知見の拡充が必要	○SCC進展特性知見の調査 ○SCC進展特性データの取得 ○SCC進展速度線図案の策定 ○溶接残留応力評価 ○構造健全性評価 ○LBB評価の知見拡充

## 参考資料：亀裂発生／進展研究計画 必要な対応と実施項目(案) [1/4]

外部専門家コメントを踏まえつつ、現状認識に対し必要な対応と実施項目を検討した。後続検討に影響を与える亀裂の発生メカニズム・原因をまず確定すべく、実施項目のうち優先度の高いものを2022年度より着手し、その結果に応じて適宜計画を見直していくこととした。

### <最新知見の調査>

項目	概要
必要な対応	・ 仏国PWRの安全注入系配管のSCC事例等、継続的に最新知見を調査し、研究計画に反映する。
実施項目	1. 最新知見の調査

### <亀裂発生メカニズム・原因>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接熱収縮による硬化が亀裂発生の原因と考えているが、硬化により粒界割れに至る知見が不足。</li> <li>亀裂発生形態（単一or複数亀裂の発生）に関する知見が不足。</li> <li>亀裂発生機構はSCCが有力との認識だが、微小な潜在亀裂が存在した可能性を否定できていない。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機損傷部位や健全部（含むモックアップ）に対する下記の調査を行い、既往知見の調査結果と併せて、亀裂発生メカニズム・原因の特定を行う。</li> <li>具体的には、亀裂が生じた粒界近傍での局所的な歪や硬さ、特異な残留応力等が生じた可能性について、事業者調査では実施しなかったEBSD等も用いて実機（含むモックアップ）に対する詳細調査を実施し、硬さ、もしくは硬さ以外の粒界割れ発生要因を調査する。</li> <li>併せて、SEM、EDS等を用い、微小な潜在亀裂等の初期欠陥の有無を調査する。</li> </ul>
実施項目	2. 実機詳細調査（損傷部位、比較部位） (1)-①局所ひずみ測定（SEM/EBSD） (1)-②断面マクロ硬さ測定（裏波幅と硬さの相関取得） (2)-①溶接欠陥の調査(SEM/EDS) (2)-②潜在き裂の調査(SEM/EDS) (3)被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析（TEM）

<亀裂発生条件>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>亀裂発生機構がSCCであったとしても、その発生条件の明確化が必要。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>前項に示す実機詳細調査により亀裂発生メカニズム・原因を特定しつつ、その発生条件を明確化する。</li> </ul>
実施項目	2. 実機詳細調査（損傷部位、比較部位）（前表記載内容を通じて明確化）

<亀裂発生特性>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>SCC発生特性（発生時間と作用応力の関係）に関する知見が不足している。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力共通研究等、SCC発生特性に関する知見に関し、調査を実施する。</li> <li>本項は、実機詳細調査による亀裂発生メカニズム・原因を見極めた上で、実施する。</li> </ul>
実施項目	3. 発生特性に関する調査（2023年度以降実施）

<SCC進展特性>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>PWR1次系環境下のSCCの進展特性は、硬化度（加工度）・応力・高温条件が加速因子である事等、一定の知見は取得されている。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>SCC進展特性に関し得られている既往知見が、本事象の条件（進展速度・進展経路）を十分に網羅できているか調査する。</li> <li>その進展特性知見の調査結果を踏まえ、必要に応じ本事象の条件に合致するSCC進展データの取得を行う。</li> </ul>
実施項目	5.(1)SCC進展特性知見の調査 5.(2)SCC進展特性データの取得（2023年度以降実施）

<SCC進展評価>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>SCCに対する基本的な亀裂進展評価手法は確立されている一方、維持規格にPWR1次系環境中のSCCに対する亀裂進展速度線図は整備されていない。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>SCC進展特性の項目で整理したSCC進展データを基に、SCC亀裂進展速度線図案を策定する。</li> </ul>
実施項目	5.(3)SCC進展速度線図案の策定（2023年度以降実施）

<残留応力評価>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶接残留応力の基本的なFEM解析手法は国プロIAFで整備されている一方、詳細な当該部位の条件を押さえた残留応力分布は得られていない。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>本検討で得た実機詳細調査結果を考慮に入れつつ、当該部位の条件を当てはめ、溶接残留応力分布を解析的に得る。</li> </ul>
実施項目	6.溶接残留応力評価（2023年度以降実施）

<健全性評価>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該部位に関する暫定的な健全性評価は事業者調査時に実施されているが、本検討で得られた知見を反映した健全性評価を実施する必要がある。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>本検討で得た実機詳細調査結果とそれを基にした残留応力評価、SCC進展特性知見等を用い、亀裂進展評価と破壊評価による健全性評価を実施する。</li> </ul>
実施項目	7.(1)構造健全性評価 (2023年度以降実施)

<破断前漏えい (LBB) の評価に対する知見拡充>

項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>今後、仮に亀裂が存在した場合のLBBに対する裕度に関し更なる知見拡充を進める必要がある。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>今後、仮に亀裂が存在したとしても、その亀裂が破損に繋がらないよう管理することが重要である。そこで、SCC進展、破壊評価を高度化しLBBに対する裕度を明確にする。</li> </ul>
実施項目	7.(2)LBB評価に対する知見拡充 (2023年度以降実施)

<技術基盤の整備>

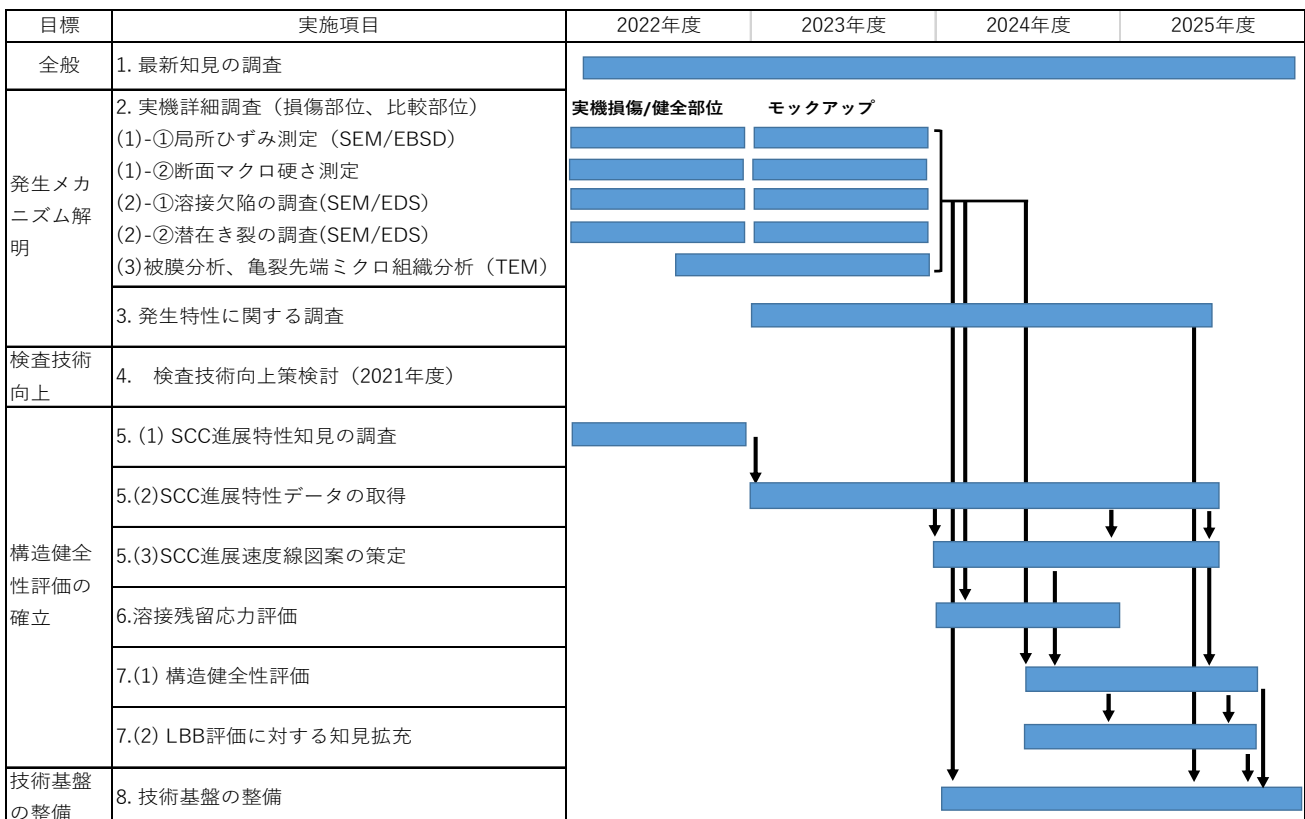
項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒界割れの水平展開部位に対し、向こう3年間を目途に超音波探傷検査を毎年実施している。</li> <li>本検討成果を反映した健全性評価手法を確立する必要がある。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>本検討の成果を基に、検査範囲の明確化を図り、検査・健全性評価手法の技術基盤を整備する。</li> </ul>
実施項目	8. 技術基盤の整備 (2023年度以降実施)



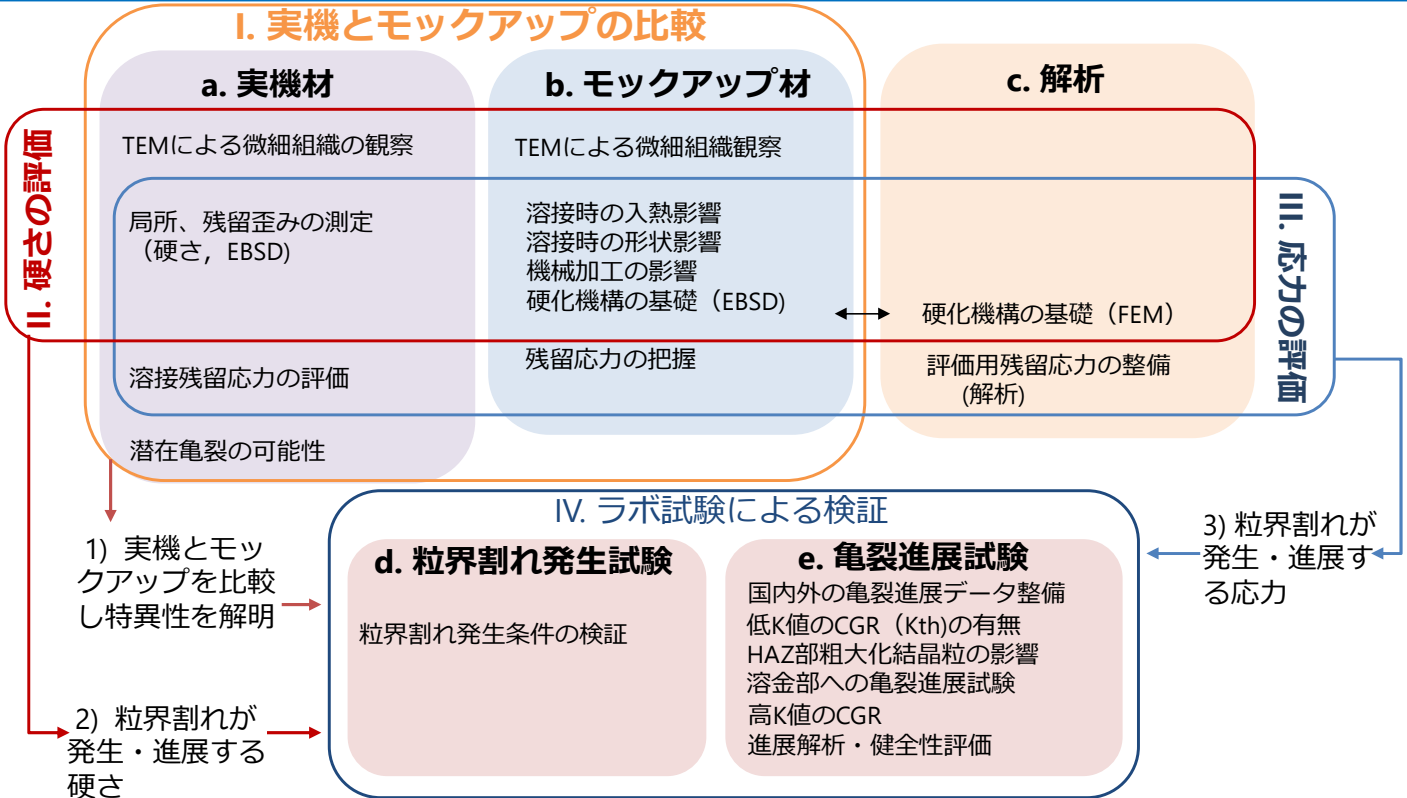
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

亀裂発生メカニズムの解明／亀裂有り健全性評価 研究実施工程 (案)

検討時期について、後戻りが発生しないよう、以下にて実施することとした。



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.



実施項目の相関について整理し、専門家の意見含め、考えられ得るものは全て洗い出した。  
 ⇒取組項目が多いこと等から、優先度を明確にし、効率的に検討を進めることとした。

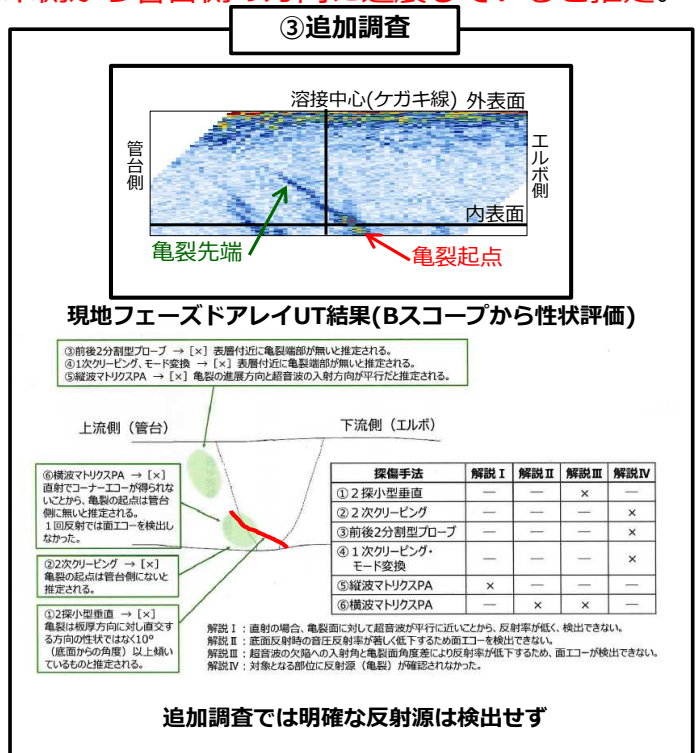
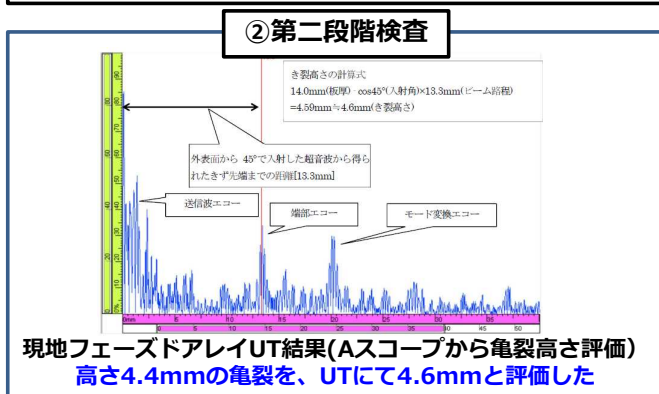
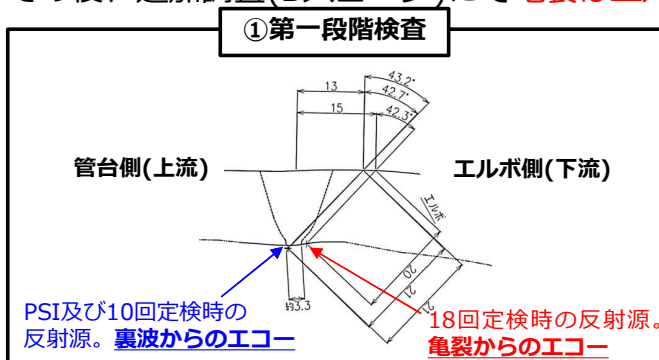
1. 振り返り
2. 2021年度検討内容
  - 2.1 発生メカニズム・亀裂有り健全性評価
  - 2.2 検査技術の向上
3. まとめ

2021年度に実施した課題検討プロセスは以下のとおり。

- i) 規制委員会との公開会合で議論された点を含め、事象概要を外部専門家に説明 ➡ 5 ・ 21
- ii) FT図を用いて考えられる要因をゼロベースで洗い出しの上で、事業者の調査結果等の既知見を踏まえ、原因となり得る課題を絞込み・整理 ➡ 22 ~ 23
- iii) 絞込んだ課題を踏まえ、検査技術の向上策を検討し取りまとめ ➡ 24 ~ 27

検査技術の向上 課題認識

- 第一段階検査にて、亀裂からのエコーを検出。
- 第二段階検査（現地フェーズドアレイUT）にて、亀裂高さ4.6mmと評価。なおこの段階ではAスコープによる亀裂高さのみ報告し、亀裂は板厚方向に進展しているとしていた。
- その後、追加調査(Bスコープ)にて亀裂はエルボ側から管台側の方向に進展していると推定。



# UTによる推定と破壊調査結果の亀裂性状乖離に関する要因分析

事象	要因	因子	要因分析と見解	判定	
UTによる推定と破壊調査結果の亀裂性状乖離	試験対象	幾何学的形状	・エルボ曲率を含む外表面形状による超音波屈折角の変化と、亀裂位置・高さ・板厚の相対的位置関係により、亀裂先端からのエコー検出位置が変化する可能性がある	○	UT手法に関する課題
		材料	・オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属部へのUTは、柱状晶組織による超音波の音速変化や超音波ビームの屈曲が起き得るため、エコーの検出位置が変化する可能性がある	○	
		亀裂	・亀裂先端性状の枝分かれ等、開口幅により端部エコーの検出性に影響した可能性がある。	○	
	機材	探触子	・超音波の収束位置と亀裂先端部の差異による超音波の広がり等、探触子の要素がUTにおける反射源位置特定に影響を与える可能性がある。	○	⇒溶接線中心位置把握技術に関する課題
		探傷ソフト／端末	・異なる端末の画面でも亀裂性状乖離が再現しており、探傷ソフト／端末の影響は無い。	×	
		罫書き	・ISI-UTで用いていた溶接中心を示すケガキは、破壊調査結果から得られた溶接中心より約3mmエルボ側にずれていた。この結果はコーナーエコーと端部エコーの位置関係には影響しないが、端部エコーがエルボ側ではなく管台側で得られたと考え、亀裂がエルボ側から管台側方向に溶接金属部を跨ぐように進展したとの判断に影響を与えた可能性がある。	○	
	要領	検査要領	・要領はサイジング要領を適用している。他方、適用範囲の観点では、適用口径の観点で実機と差があるものの、配管と探触子の隙間は0.2mm程度であり、接触媒質の通常の充てん範疇であるため、幾何学形状による超音波の伝ば性は問題無い。	×	
	試験環境	作業環境	・通常実施しているISIの環境条件から大きく逸脱する要素は無く、特異な影響は無い。	×	
	体制・試験員	資格	・有資格者であり、工事経験等も十分に積んでおり影響は無い。	×	
		評価体制	・サイジングは亀裂の高さを測定する事が目的であり、試験関係者に亀裂性状を評価する意識が薄かったこと、また、評価関係者がデータに疑義を感じた為再探傷したものの、同等の結果が得られたこと等より、亀裂端部位置の誤認を見抜けなかった。	○	⇒評価体制に関する課題

## 検査技術の向上 課題整理

検討の結果、本事象の主たる要因は、以下の3点と整理した。

### ① 評価体制に関する課題

亀裂のサイジングに傾注していてBスコープの結果を過信し、溶接金属を横切って進展する亀裂であるという判断をしてしまった。

### ② 溶接線中心位置把握技術に関する課題

溶接中心位置の想定が実機とずれていたことにより、亀裂の位置にずれが生じ、溶接金属部を跨ぐように進展した亀裂であると判断してしまった。

### ③ UT手法に関する課題

Bスコープ上で亀裂が管台方向に進展しているように端部エコーが表示された事象は、配管外表面の幾何学的形状の影響、超音波の拡がりの影響、溶接金属部による超音波の屈曲の影響などが複合したことにより発生した。

この課題を解決するために必要な向上策について整理した結果を次頁に示す。

## 検査技術の向上策（案）（1/4）

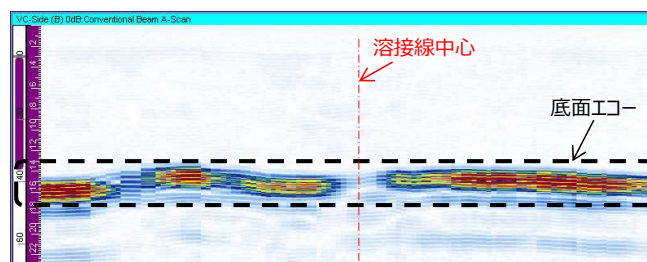
原因調査結果に対する①～③の対策案について、以下に示す。

### ①評価体制への対策

- 関係者に対し、本事象のようにBスコープ表示と実際の亀裂性状には乖離があり得ることを認識できるように教育する。
- さらに検査員に対しては、Bスコープ表示と実際の亀裂性状に乖離を生む外表面形状等の因子について理解させる。

### ②溶接線中心位置把握技術の高度化

- 溶接中心位置のずれについては、外表面ポンチからのトレースにより溶接線中心位置を把握する場合、現場の作業環境、マーキング、開先部の公差等により2mm程度の誤差発生は回避できない。
- このため、亀裂性状を評価する際には、前述の誤差の影響を受けないようなデータ採取（例：垂直探傷のBスコープ画像）により、UTデータ側で可能な限り詳細な、溶接線中心位置の評価を行う。



例：垂直探傷のBスコープ画像

## 検査技術の向上策（案）（2/4）

### ③UT手法による対策

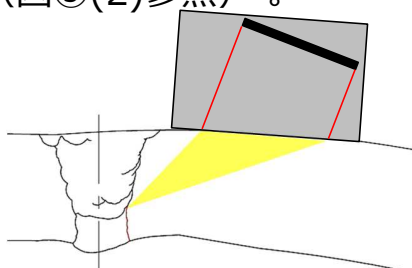
- シミュレーション解析およびモックアップ試験による妥当性検証の結果、以下の対策により亀裂性状を把握できることを確認した。

#### (1)探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定

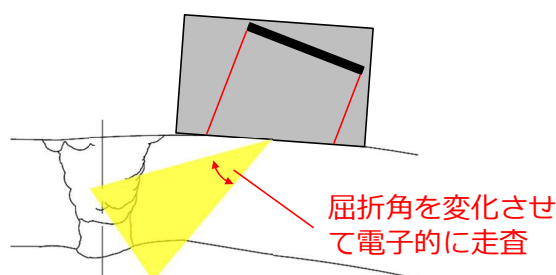
- 超音波集束条件（管軸方向、板厚方向）を複数準備することにより、外表面形状の影響を受けない位置で探傷可能とする（図③(1)参照）。

#### (2) セクタ走査による探傷

- 外表面形状の影響を受けない位置で、電子的に超音波ビームの屈折角を変化させるセクタ走査を利用し、任意の屈折角でのBスコープ画像とセクタ画像を組み合わせ、総合的に亀裂性状の評価を行う（図③(2)参照）。



図③(1) 外表面形状の影響を受けない位置からの探傷



図③(2) セクタ走査による探傷

**SCCを付与したモックアップによる対策の有効性確認結果**

SCC付与モックアップにて、今回の事象の現地波形を再現（図1,2）。その上で、超音波入射条件の見直しを行い、外表面形状の影響が無い探触子位置でセクタ走査によりデータを採取。端部・コーナーエコーの性状を正しく把握できた(図3,4)。

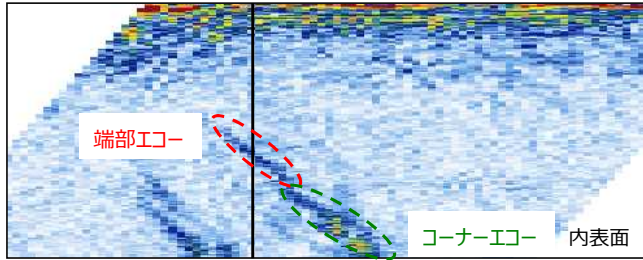


図1：実機SCC検出時の波形(現地波形)

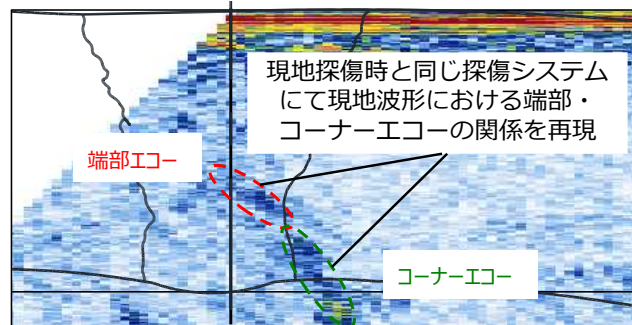


図2：SCC付与モックアップによる現地波形の再現

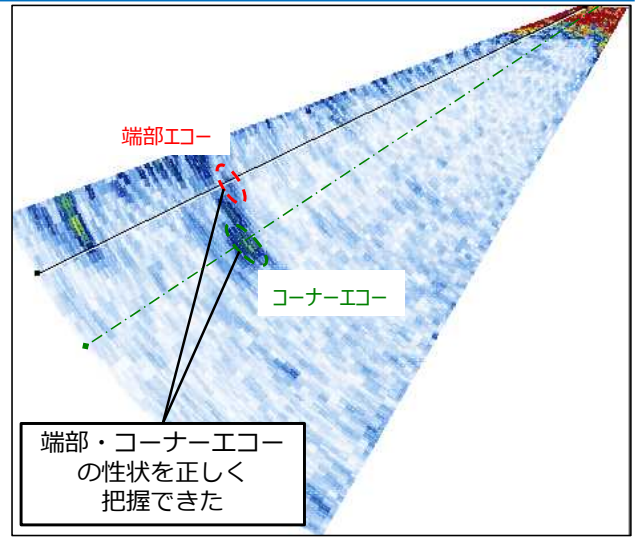
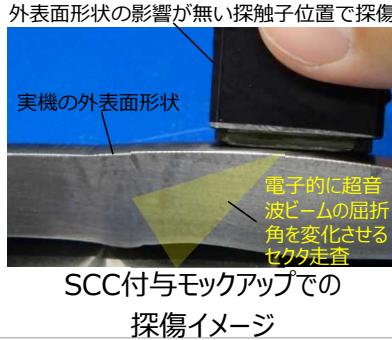


図3：セクタ走査による探傷(SCC付与モックアップ)



SCC付与モックアップでの探傷イメージ

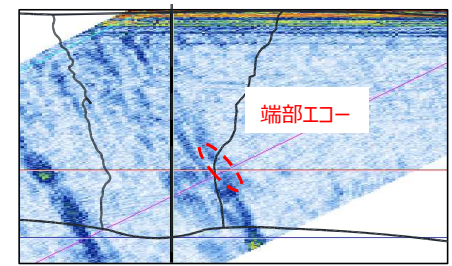


図4：外表面形状の影響を受けない位置からの探傷(SCC付与モックアップ)

**亀裂性状把握に関する改善方針**

**向上策①：UT結果の評価者に対する教育**

- 検査員に対し、外表面形状等Bスコープ表示と実際の亀裂性状に乖離を生む因子について理解させる。

**向上策②：裏波性状把握による溶接線中心位置推測の高度化**

- 亀裂性状を評価する際には、開先部の形状公差や、溶接中心を公差等の積み上げによる誤差の影響を受けないようなデータ採取(例えば垂直探傷のBスコープ画像)により、UTデータ側で可能な限り詳細な評価を行う。

**向上策③：UT手法による亀裂性状把握高度化**

- 探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定
  - 超音波集束条件（管軸方向、板厚方向）を複数準備することにより、外表面形状の影響を受けない位置で探傷可能とする。
- セクタ走査による探傷
  - 外表面形状の影響を受けない位置で、電子的に超音波ビームの屈折角を変化させるセクタ走査を利用し、任意の屈折角でのBスコープ画像とセクタ画像を組み合わせ、総合的に亀裂性状の評価を行う。



1. 振り返り
2. 2021年度検討内容
  - 2.1 発生メカニズム・亀裂有り健全性評価
  - 2.2 検査技術の向上
3. まとめ

## まとめ

### ○発生メカニズム解明／亀裂有り健全性評価

- 詳細調査／技術検討が必要な項目について、外部専門家の意見を基に研究計画を策定した。
- 本計画に基づき、2022年度以降も継続して知見拡充を進める。

### ○検査技術の向上

- UTによる推定と破壊調査後の亀裂性状に関する差異について検討した結果、①：評価体制への対策、②：溶接線中心位置把握技術の高度化、③：UT手法による対策により、亀裂性状を正しく評価可能となることが、外部専門家に了解された。
- 実機保全に反映するアクションとしては、以下の通り。
  - 今回検討した対策について、実際の検査業務における亀裂検出時の対応へ反映が行われるよう、ATENAから事業者へ要求事項を提示する（ATENAステアリング会議の決議を経て進める予定）。
  - 規格・基準を扱う学協会へ、情報を提供する。

なお、上記の進捗については、従前同様、規制当局と定例面談等で適宜情報共有し、必要に応じ会合にて説明を行う。

## 参考資料

発生／亀裂有り健全性 外部専門家会議概要  
(2021年度 第1回～第4回)

検査技術向上 外部専門家会議概要  
(2021年度 第1回～第4回)

外部専門家会議 メンバーリスト

## 略語集

### 第1回 外部専門家会議(1/2)

2021/10/1 発生／亀裂有り健全性に関する第1回外部専門家会議を開催

事象の概要、および関西電力・三菱重工業による従来の調査結果について、ATENAから外部専門家に説明した。

外部専門家より今後取り組むべき課題について御意見を頂いた。第2回以降の外部専門家会議で、実施項目(案)を提示するよう、コメントを頂いた。

No.	事象に対する#1外部専門家コメント	(参考) 候補となる実施項目
1	溶接境界近傍の軟化の状況	1.局所、残留歪の評価 9.溶接による硬化機構の基礎検討
2	スローライジングロード(変動荷重)の影響	5.硬さと応力で粒界割れが発生する条件の検討
3	歪みとマイクロビッカースの関係。FEMの精緻化	3.溶接残留応力の評価 9.溶接による硬化機構の基礎検討
4	腐食生成物の分析	4.TEMによる微細組織
5	ビード形状の特徴	6.溶接時の入熱影響
6	始末端での溶接残留応力分布、クレータの影響	1.局所、残留歪の評価 3.溶接残留応力の評価

No.	事象に対する#1外部専門家コメント	(参考) 候補となる実施項目
7	初層TIGの低フェライト部での亀裂	15.HAZ部からの溶接金属への伝播
8	入熱量と硬さの関係	6.溶接時の入熱影響
9	入熱と拘束の関係	7.溶接時の形状影響
		8.機械加工の影響
10	亀裂発生部位の特定	9.溶接による硬化機構の基礎検討
11	実機亀裂の詳細観察	1.局所、残留歪の評価
12	モックアップ作成時の拘束の効果	4.TEMによる微細組織
13	溶接欠陥の可能性	5.硬さと応力で粒界割れが発生する条件の検討
14	想定される溶接欠陥と破面の特徴	6.溶接時の入熱影響
15	発生進展解析の妥当性は慎重に実施	2.潜在亀裂の可能性
		1.局所、残留歪の評価
		2.潜在亀裂の可能性
		4.TEMによる微細組織
		5.硬さと応力で粒界割れが発生する条件の検討
		14.HAZ部粗大化結晶粒

第1回会合で多数の専門的な意見が得られた

専門家意見に該当する実施項目  
(第2回会議の整理結果より本表へ参考記載)

第2回 外部専門家会議(1/4) ～技術課題/目的/実施項目の抽出～

2021/11/8 発生／亀裂あり健全性に関する第2回外部専門家会議を開催

第1回外部専門家会議の御意見を受け、実施項目(案)について、ATENAから外部専門家に説明。実施項目に対して、取り組み内容等についてコメントを頂いた。

実施項目について、すべて実施計画に含めるのか、最初にどの実施項目に着手するべきかについて判断するために、重要度・有効性の考え方を整理し、次回会合で提示するようコメントを頂いた。

事象に対する専門家意見を踏まえ、「検査対象の明確化」「亀裂残存運転の確立」「検査頻度の明確化」に分類を分けて**技術課題**を整理。対応する**実施項目**を抽出した。

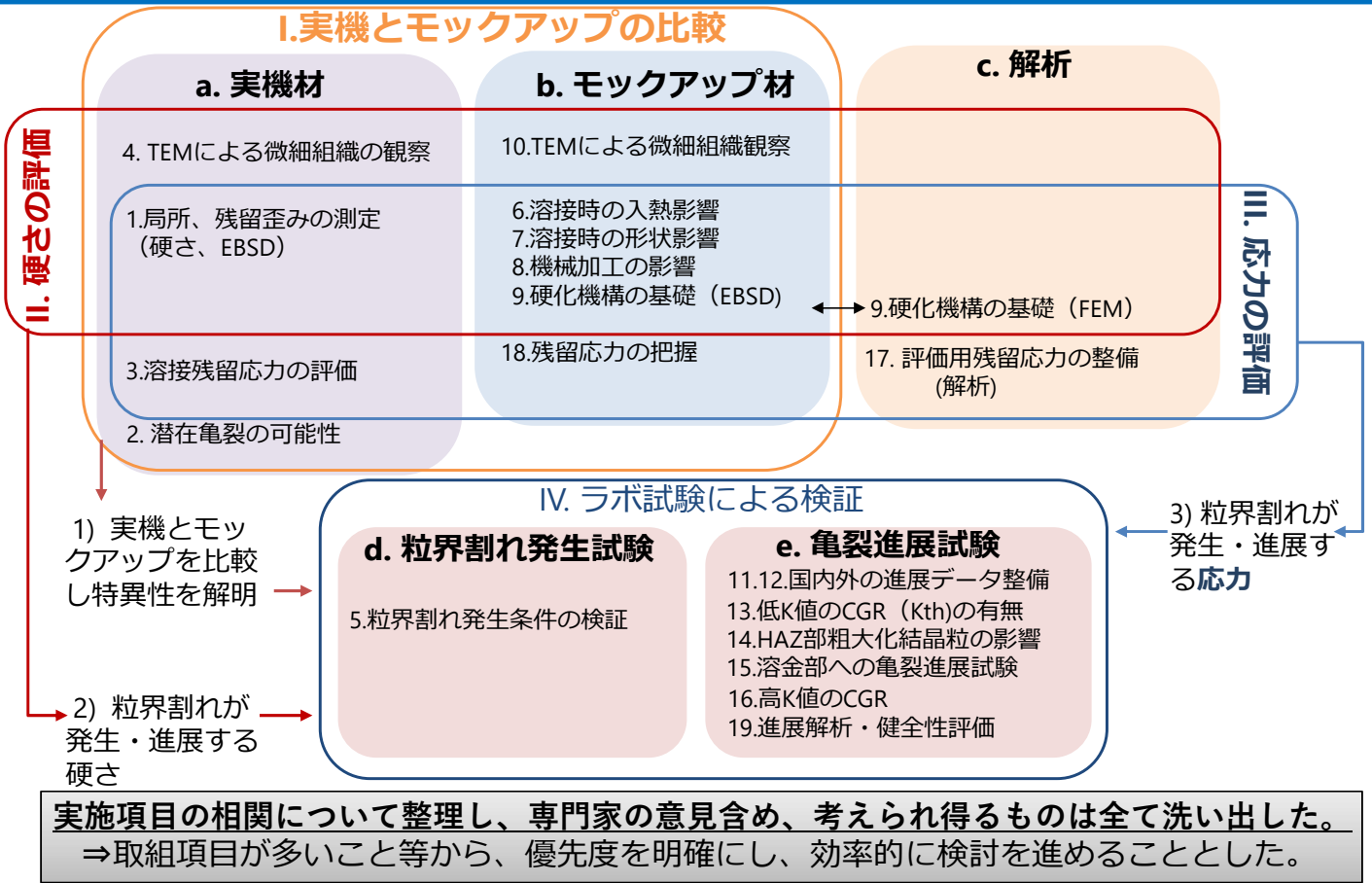
大分類	小分類	技術課題	実施項目
検査対象の明確化	実機調査	「硬化」が粒界割れの主要因と推定されたが、以下の詳細は明確にできていない。 ● 熱影響部の母材側粒界で割れが発生 ● 溶接境界の極近傍で発生 ● 亀裂は単一で扇状の形態	1. 局所、残留歪の評価 2. 潜在亀裂の可能性 3. 溶接残留応力の評価 4. TEMによる微細組織
	発生条件	「硬化」が影響したと判断されたが、粒界割れが生じる条件は明らかになっていない。	5. 硬さと応力で粒界割れが発生する条件の検討

大分類	小分類	技術課題	実施項目
検査対象の明確化 (続き)	硬化要因 (機械加工)	シンニング加工（機械加工）による微細化層の影響有無が明確ではない。	6. 溶接時の入熱影響 7. 溶接時の形状影響 8. 機械加工の影響 9. 溶接による硬化機構の基礎検討 10. 硬化していると粒界割れが発生するメカニズムの解明
	硬化要因 (溶接入熱)	亀裂発生個所において、「過大な溶接入熱」が確認された。「過大な溶接入熱」となった要因、硬化への影響が明確ではない。	
	硬化要因 (溶接形状)	溶接部の形状（管台とエルボ）が硬さに及ぼす影響が定量的に評価できていない。	

大分類	小分類	技術課題	実施項目
検査頻度の明確化 亀裂残存運転の確立	進展速度	亀裂進展評価の詳細（PWR条件下のステンレス鋼の速度線図、残留応力評価等）が、規格化されていない。  LBB評価に関して更なる知見拡充を進める必要がある。	11. 進展に関する国内現状知見を整理、既存データの公知化 12. 国内データに海外データも含めた亀裂進展データの整備  亀裂進展速度のデータ拡充
	残留応力		13. 低K値のKth 14. HAZ部粗大化結晶粒 15. HAZ部から溶接金属への伝播 16. 高K値 17. 進展評価に用いる残留応力の整備（解析） 18. 溶接方法、配管径、溶接部位などによる残留応力を把握
	評価方法		19. 粒界割れの進展速度・応力を用いた亀裂進展評価や亀裂進展後の健全性に関する評価手法の検討

実施項目が多岐に亘ることから、取り組みの関係を再整理し、漏れなく議論できているか確認した

各項目の詳細を議論



2021/12/13 発生／亀裂あり健全性に関する第3回外部専門家会議を開催

「実施項目の重要度・有効性整理(案)」をATENAから外部専門家に説明し、後続検討に影響を与える亀裂の発生メカニズム・原因をまず優先する、等の考え方について合意が得られた。

外部専門家会議において頂いたコメントを基に、研究計画案を第4回有識者会議に向けて作成することとした。

### 第3回 外部専門家会議(2/4) ～実施項目に対する専門家コメント(第2回会合)と優先度～

研究項目に対して再度外部専門家と議論し、コメントを踏まえ優先度を選定した。

優先度が高い項目

大分類	小分類	No.	項目	優先度の考え方		
				実機保全への有益度	後段研究への必要性・研究の重要性	技術成立性・実現性
①検査対象の明確化		1-①	SEM/EBSD歪計測	○	○	○
		1-②	断面ミクロ、ビッカース硬さ計測	○	○	○
		2-①	破面SEM/EDS観察での潜在亀裂確認	○	○	○
		2-②	断面ミクロ潜在亀裂確認	○	○	○
	実機調査	3	溶接残留応力の評価	○	○	△
		4-①	TEM/EDS金属組織観察、粒界偏析分析	○	○	○
		4-②	TEM/EDS酸化被膜分析	○	○	○
		4-③	亀裂先端部の断面ミクロ、SEM/EDS/EBSD分析	○	○	○
		4-④	水素分析	○	△	△

実機調査の項目は、いずれも優先度が高いと判断された

### 第3回 外部専門家会議(3/4) ～実施項目に対する専門家コメント(第2回会合)と優先度～

大分類	小分類	No.	項目	優先度の考え方		
				実機保全への有益度	後段研究への必要性・研究の重要性	技術成立性・実現性
①検査対象の明確化	発生条件	5	硬さと応力で粒界割れが発生する条件の検討 (発生する場合には、硬さと応力に関する閾値を確認する 取り組み手法を検討)	○	○	△
	硬化要因 (機械加工・溶接入熱・溶接形状)	6	溶接時の入熱影響 (モックアップ試験、解析等)	○	△	○
		7	溶接時の形状影響評価 (モックアップ試験、解析等)	○	△	○
		8	機械加工の影響評価 (モックアップ試験、解析等)	×	△	○
		9	溶接による硬化機構の基礎検討 (EBSDによる局所塑性の評価やFEM解析等)	○	△	○
		10	硬化していると粒界割れが発生するメカニズムの解明 (TEMによる微細組織観察等)	○	△	△

発生条件、硬化要因については、実機調査の状況を受けて研究内容を判断する必要がある

大分類	小分類	No.	項目	優先度の考え方		
				実機保全への有益度	後段研究への必要性・研究の重要性	技術成立性・実現性
② 検査頻度の明確化 ③ 亀裂残存運転の確立		1 1	進展に関する国内現状知見を整理, 既存データの公知化	○	○	○
		1 2	国内データに海外データも含めた亀裂進展データの整備	○	○	○
	進展速度	1 3	低K値の $K_{th}$ に対する亀裂進展速度のデータ拡充	△	△	△
		1 4	HAZ部粗大化結晶粒に対する亀裂進展速度のデータ拡充	○	○	△
		1 5	HAZ部から溶接金属への伝播に対する亀裂進展速度のデータ拡充	○	△	△
		1 6	高K値の亀裂進展速度のデータ拡充	△	△	△
	残留応力	1 7	進展評価に用いる残留応力の整備 (解析)	○	△	○
		1 8	溶接方法, 配管径, 溶接部位 (機器等の溶接部含む) などによる残留応力の把握 (モックアップ試験)	○	△	△
	評価方法	1 9	粒界割れの進展速度・応力を用いた亀裂進展評価や亀裂進展後の健全性に関する評価手法の検討	○	○	○

**亀裂進展データの整備と評価方法の確立は重要な項目と判断された**

2022/2/10 発生／亀裂あり健全性に関する第4回外部専門家会議を開催。

第1～3回会議を踏まえた研究計画(案)の策定および纏めについて、ATENAから外部専門家に説明し、研究計画(案)について同意頂いた。

優先度と外部専門家コメントを踏まえ、再度実施項目を整理した。

目標	項目	現状認識	必要な対応	実施項目
全般	最新知見の整理	・フランスのPWRプラントの安全注入系配管溶接部におけるSCCと推測される割れを筆頭に、最新知見は更新されている。	左記の損傷事例を含む最新知見を継続的に把握し、本検討の実施計画に反映。	1. 最新知見の調査
検査の重点化	発生機構・原因	・原因としてSCCが有力との認識もあるが、微小な潜在亀裂が存在した可能性を否定できていない。	実機損傷部位や健全部（含むモックアップ）に対する詳細調査を行い、既往知見の調査結果と併せて発生機構・発生原因、発生条件の明確化を行う。	2. 実機詳細調査（損傷部位、比較部位） (1)-①局所ひずみ測定（SEM/EBSD） (1)-②断面マクロ硬さ測定（裏波幅と硬さの相関取得） (2)-①溶接欠陥の調査(SEM/EDS) (2)-②潜在き裂の調査(SEM/EDS) (3)被膜分析、亀裂先端ミクロ組織分析(TEM)
		・溶接熱収縮による硬化がSCC発生の原因と考えられている。		
	・亀裂発生形態（単一or複数亀裂の発生）に関する知見が不足している。			
	発生条件	・実機損傷部位および健全部位のミクロ組織、局所ひずみなどの状態が十分に把握できておらず、発生条件の明確化に至っていない。		
		・SCC発生特性（発生時間と作用応力の関係）に関する知見が不足している。	電力共通研究等の知見に関する調査を行い、成果を検査方針の設定に反映する。	3. 発生特性に関する調査
	検査技術	・損傷部位に対する超音波による非破壊検査で割れを検出できた。 ・割れの先端位置を正しく評価できなかった。 ・割れ深さについては正しく評価できていた。	検査に関する外部専門家委員会で、割れ先端位置の誤判定の原因、対応策等を検討する。	4. 非破壊検査における対応・改善策の検討

目標	項目	現状認識	必要な対応	実施項目
構造健全性評価の確立	粒界割れ進展機構	・割れ進展機構はSCCであることについて合意が得られている。	現時点では無し。実機調査であたらな知見で得られた場合には再度検討する。	-
	SCC進展特性	・SCCの進展特性に関する知見はある程度得られている。	得られている知見が本事象の条件を十分に網羅できているか確認する必要がある。 必要に応じて本事象の条件に合致するSCC進展特性（進展速度・進展経路）の追加調査を行う。	5. (1) SCC進展特性知見の調査 5. (2) SCC進展特性データの取得
	SCC進展評価	・SCCに対する基本的な進展評価手法は確立されている。 ・維持規格にPWR1次系環境中のSCC進展速度線図は整備されていない。	SCC進展速度線図案を策定する。	5. (3) SCC進展速度線図案の策定
	残留応力評価	・溶接残留応力の基本的なFEM解析手法はIAFプロジェクトで整備されている。 ・当該部位の溶接残留応力分布は整備されていない。	当該部位の溶接残留応力分布を解析的に得る。	6. 溶接残留応力評価
	破壊評価	・ステンレス鋼配管の破壊評価手法は維持規格に規定されている。	無し	-
	健全性評価	・当該部位に関する暫定的な健全性評価は実施されている。	本検討で得た知見を基に亀裂進展評価と破壊評価を実施する。	7. (1) 構造健全性評価
	破断前漏洩(LBB)評価の知見拡充	・LBB評価に関して更なる知見拡充を進める必要がある。	今後、仮に亀裂が存在したとしても、その亀裂が配管破損に繋がらないよう、SCC進展、破壊評価を高度化しLBBに対する裕度を明確にする。	7. (2) LBB評価の知見拡充
技術基盤の整備	検査・評価手法の整備	・当該部位に対する検査は3年を目途に1年毎に実施している。 ・健全性評価手法は確立していない。	本検討の成果を基に検査範囲の明確化と図り、検査・評価手法の技術基盤を整備する	8. 技術基盤の整備



検討時期について、後戻りが発生しないよう、以下にて実施することとした。

目標	実施項目	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度
全般	1. 最新知見の調査	[Gantt bar]			
発生メカニズム解明	2. 実機詳細調査（損傷部位、比較部位）	実機損傷/健全部位	モックアップ		
	(1)-①局所ひずみ測定（SEM/EBSD）	[Gantt bar]	[Gantt bar]		
	(1)-②断面マクロ硬さ測定	[Gantt bar]	[Gantt bar]		
	(2)-①溶接欠陥の調査(SEM/EDS) (2)-②潜在き裂の調査(SEM/EDS) (3)被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析（TEM）	[Gantt bar]	[Gantt bar]	[Gantt bar]	[Gantt bar]
	3. 発生特性に関する調査		[Gantt bar]	[Gantt bar]	[Gantt bar]
検査技術向上	4. 検査技術向上策検討（2021年度）			[Gantt bar]	[Gantt bar]
構造健全性評価の確立	5. (1) SCC進展特性知見の調査	[Gantt bar]			
	5. (2) SCC進展特性データの取得		[Gantt bar]	[Gantt bar]	[Gantt bar]
	5. (3) SCC進展速度線図案の策定			[Gantt bar]	[Gantt bar]
	6. 溶接残留応力評価			[Gantt bar]	[Gantt bar]
	7. (1) 構造健全性評価 7. (2) LBB評価の知見拡充			[Gantt bar]	[Gantt bar]
技術基盤の整備	8. 技術基盤の整備			[Gantt bar]	[Gantt bar]

### 1. 最新知見の調査

- フランスのPWRプラントで認められた安全注入系配管溶接部のSCCと推測される欠陥などの最新情報を収集し、本検討の計画に反映する必要があるか否かについて調査する。

### 2. 実機詳細調査

- (1)-①局所ひずみ測定（SEM/EBSD）
- (1)-②断面マクロ硬さ測定（裏波幅と硬さの相関取得）
- (2)-①溶接欠陥の調査(SEM/EDS)
- (2)-②潜在き裂の調査(SEM/EDS)
- (3)被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析（TEM）

➡ 次ページに示す。

### 5. (1) SCC進展特性知見の調査

- PWR1次系冷却水環境中のステンレス鋼のSCC進展特性およびSCC進展速度データに関する知見を収取、整理する。
- 既存知見が実機条件を網羅できているか確認し、知見拡充が必要な項目を整理する。

実施項目		実施内容	対象部位
(1)	①局所ひずみ測定 (SEM/EBSD)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°の亀裂周辺のHAZ部(結晶粒の粗大化)及び表層側のシンニング部する断面マイクロ試験片を用いたSEM付属のEBSDによるIPF結晶粒分布、KAMマップ等を活用した結晶構造及び局所歪分布の確認。</li> <li>標準偏差大、粗大粒の重畳により当該部の粒界応力が増大する可能性を調べるために、上記のEBSDでのKAM値等との相関検討として、同断面でのマイクロビッカース硬さ計での追加測定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°の亀裂部周辺の断面(管台側/エルボ側)</li> <li>当該管のクレータ部、90°、180°、270°の断面</li> <li>比較管も同様位置(0°(クレータ部)、90°、180°、270°)の断面</li> </ul>
	②断面マクロ硬さ測定		
(2)	①溶接欠陥の調査 (SEM/EDS)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°亀裂周辺のHAZ部やその他領域(周方向)での溶接欠陥有無の確認のために、破面SEMでの拡大観察(すべり帯)。EDS分析での溶接欠陥の識別(Mn, Si, Mg, P, S等の溶接欠陥に起因する元素の同定)。</li> <li>当該管0°以外の複数(5断面程度)での断面マイクロ観察での存在亀裂の形態(IG/TG, 長さ, 幅)や方向性の確認。</li> <li>比較管でも同様な断面マイクロ観察での潜在亀裂有無の確認。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°近傍の破面全体(表面側に着目)</li> <li>当該管0°の亀裂周辺の断面(5断面程度:管台側/エルボ側)</li> <li>比較管も同様な位置の断面(5断面程度:エルボ側/直管側)</li> </ul>
	②潜在き裂の調査 (SEM/EDS)		

詳細の取り組みは外部専門家の意見を踏まえて実施していく。

## 第1回 外部専門家会議

2021/10/11、第1回 検査技術に関する外部専門家会議を開催。

- 事象の概要(前ページ参照)及び当時検討していた原因究明状況について、ATENAから外部専門家に説明。
- 亀裂の検出性及びサイジング精度については気づき事項なく、**今回の論点は亀裂性状の誤認であると外部専門家も認識。**
- 外部専門家より頂いたコメントに基づき、本会議の進め方として、UTによる推定と実際の亀裂性状との乖離について原因と考えられる要因・因子は、探傷状況やヒューマンエラー等、直接関係無いと考えるものも含めて詳細に洗い出し、その内容確認と解釈を説明することとした。
- なお、原因究明にあたってはシミュレーションの適用が骨子となるため、シミュレーションのインプットを明確化し、結果の正当性を示すこととした。

2021/11/22、第2回 検査技術に関する外部専門家会議を開催。

➤ 第1回会議にて定めた方針に基いた対応内容と結果について、ATENAから外部専門家へ説明し、本事象の原因と考えられる主たる要因・因子が以下の3点である旨合意し、そのうち、③のシミュレーション結果の正当性について合意した。

- ① 亀裂のサイジングに傾注してBスコープの結果を過信し、溶接金属を横切って進展する亀裂であるという判断をしてしまった。
- ② 溶接中心位置の想定が実機とずれていたことにより、亀裂の位置にずれが生じ、溶接金属部を跨ぐように進展した亀裂であると判断してしまった。
- ③ Bスコープ上で亀裂が管台方向に進展しているように端部エコーが表示された事象は、配管外表面の幾何学的形状の影響、超音波の拡がりの影響、溶接金属部による超音波の屈曲の影響などが複合したことにより発生した。

前頁③について、抽出した要因・因子を基に、シミュレーションへのインプット項目を決定。シミュレーションの結果と実機UT時に得られた波形の端部・コーナーエコー反射源位置を比較することで、シミュレーションが実機を想定した状況として適切であるか評価することとした。

シミュレーションにて実機を模擬した要素

インプット情報
試験対象の材料 (母材・溶接)
外表面の形状・亀裂の性状
探触子の仕様(実機と同仕様)
探触子の走査状況(次ページ参照)



実機断面写真

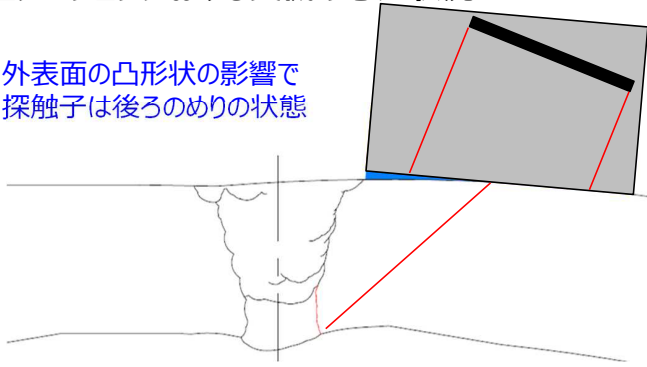
実機断面を基に  
形状を模擬



シミュレーションにて模擬した形状

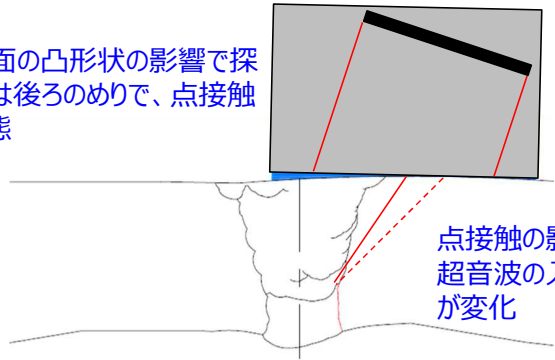
シミュレーションにおける実機の想定状況

外表面の凸形状の影響で探触子は後ろのめりの状態



コーナーエコー検出時の想定状況

外表面の凸形状の影響で探触子は後ろのめりで、点接触の状態

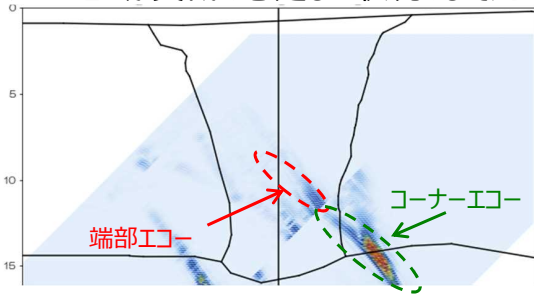


点接触の影響により超音波の入射位置が変化

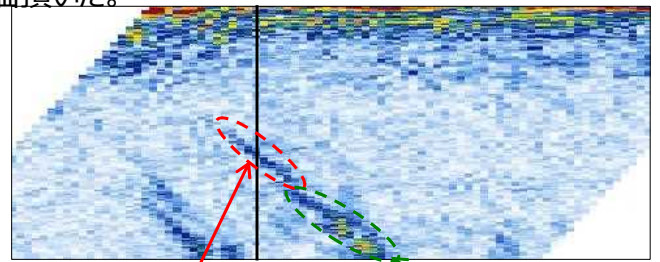
端部エコー検出時の想定状況

シミュレーションと実機の比較結果

シミュレーションの結果と実機波形の端部・コーナーエコー反射源位置を比較した結果、シミュレーションが実機を想定した状況として適切であると評価頂いた。



シミュレーション結果



当該亀裂に対するフェーズドアレイUT結果

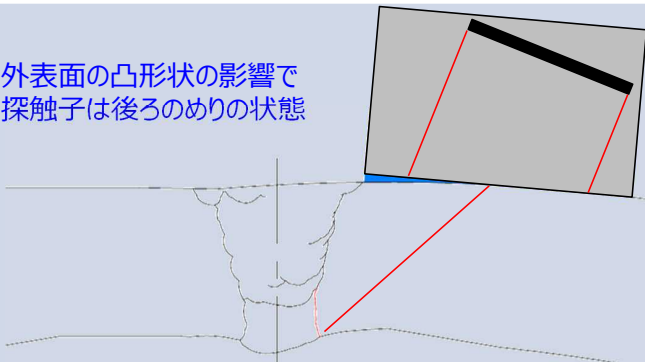


Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

実機の想定状況

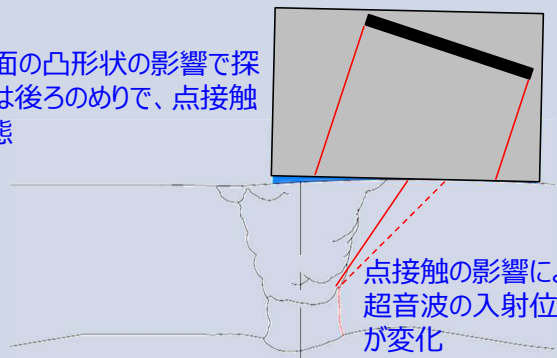
コーナーエコー検出時の想定状況

外表面の凸形状の影響で探触子は後ろのめりの状態



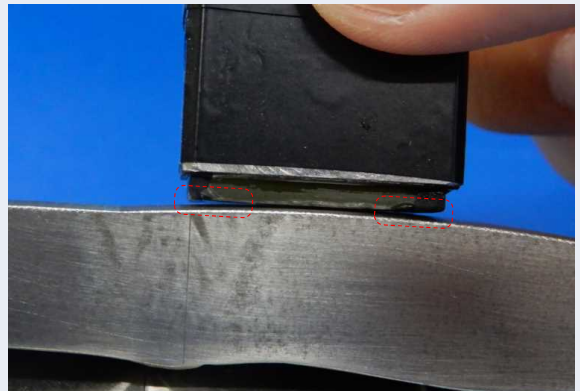
端部エコー検出時の想定状況

外表面の凸形状の影響で探触子は後ろのめりで、点接触の状態



シミュレーション

モックアップ



⬜: 顕著な浮き



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

## 第3回 外部専門家会議 (1/4)

2021/12/23、第3回 検査技術に関する外部専門家会議を開催。

第2回会議にて合意した原因調査結果に対する①～③の対策案について、ATENAから外部専門家へ説明。対策案について合意した。

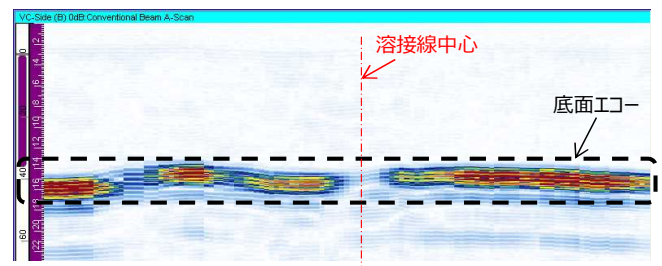
### ① 評価体制への対策

関係者に対し、本事象のようにBスコープ表示と実際の亀裂性状には乖離があり得ることを認識できるように教育を行う。

さらに検査員に対しては、外表面形状等Bスコープ表示と実際の亀裂性状に乖離を生む因子について理解させる。

### ② 溶接線中心位置把握技術の高度化

原因として考えられる要因のうち溶接中心位置のずれ(詳細は第3回会議参考資料参照)については、外表面ポンチからのトレースにより溶接線中心位置を把握する場合、現場の作業環境、マーキング、開先部の公差等により2 mm程度の誤差は回避できない。このため、亀裂性状を評価する際には、前述の誤差の影響を受けないようなデータ採取(例：垂直探傷のBスコープ画像)により、UTデータ側で可能な限り詳細な、溶接線中心位置の評価を行う。



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

## 第3回 外部専門家会議 (2/4)

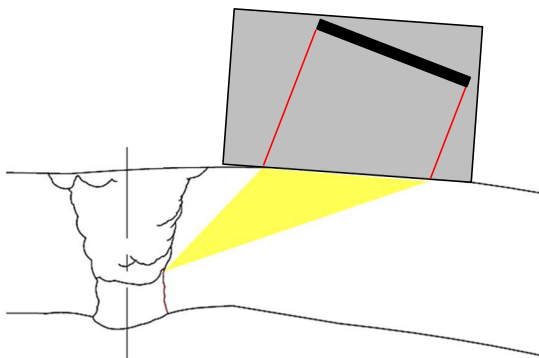
### ③ UT手法による対策

#### (1) 探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定

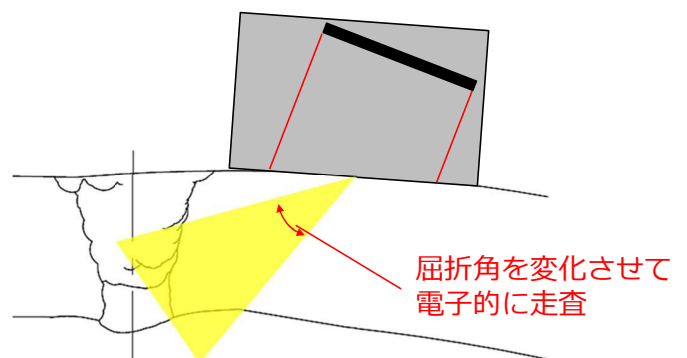
超音波集束条件(管軸方向、板厚方向)を複数準備することにより、外表面形状の影響を受けない位置で探傷可能とする。

#### (2) セクタ走査による探傷

外表面形状の影響を受けない位置で、電子的に超音波ビームの屈折角を変化させるセクタ走査を利用し、任意の屈折角でのBスコープ画像とセクタ画像を組み合わせ、総合的に亀裂性状の評価を行う。



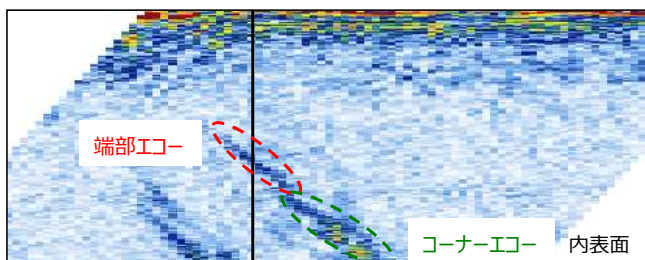
3 (1) 外表面形状の影響を受けない位置からの探傷



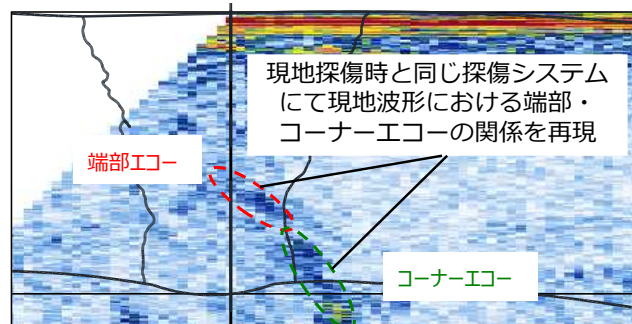
3 (2) セクタ走査による探傷

### SCCを付与したモックアップによる対策の有効性確認

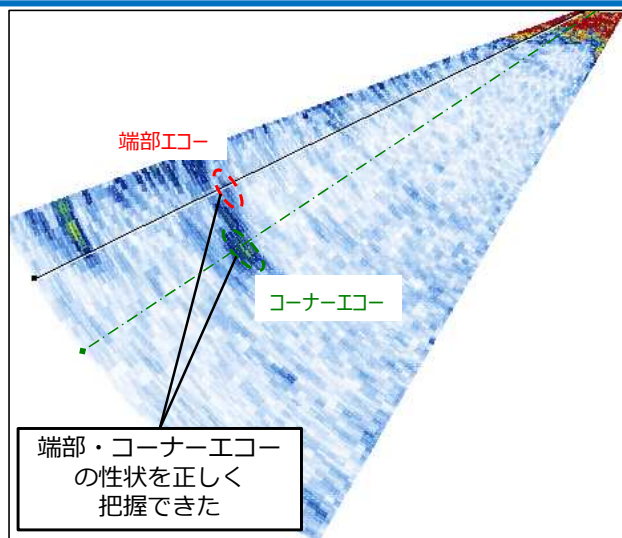
超音波入射条件の見直しを行い、外表面形状の影響が無い探触子位置でセクタ走査によりデータを採取。端部・コーナーエコーの性状を正しく把握できた。



実機SCC検出時の波形(現地波形)

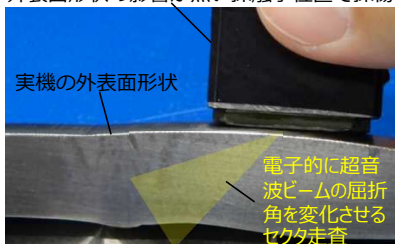


SCC付与モックアップによる現地波形の再現

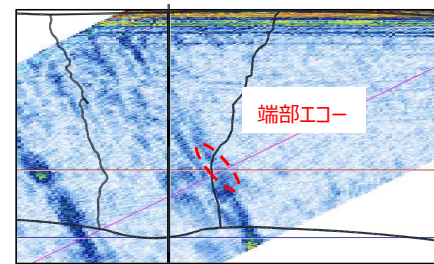


セクタ走査による探傷(SCC付与モックアップ)

外表面形状の影響が無い探触子位置で探傷



SCC付与モックアップでの探傷イメージ



外表面形状の影響を受けない位置からの探傷(SCC付与モックアップ)

### 亀裂性状把握に関する改善方針

#### 向上策①：UT結果の評価者に対する教育

- 検査員に対し、外表面形状等Bスコープ表示と実際の亀裂性状に乖離を生む因子について理解させる。

#### 向上策②：裏波性状把握による溶接線中心位置推測の高度化

- 亀裂性状を評価する際には、開先部の形状公差や、溶接中心を公差等の積み上げによる誤差の影響を受けないようなデータ採取(例えば垂直探傷のBスコープ画像)により、UTデータ側で可能な限り詳細な評価を行う。

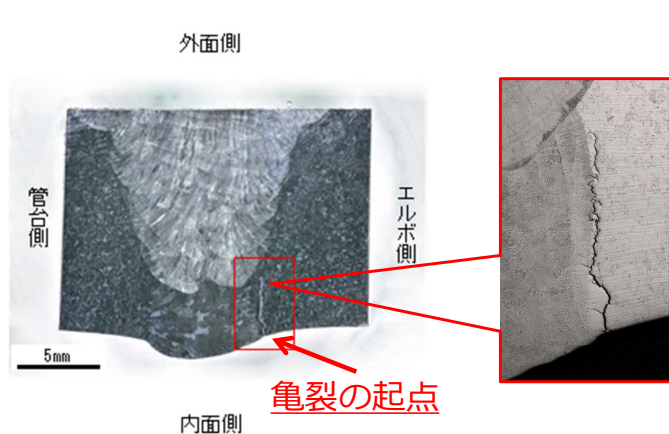
#### 向上策③：UT手法による亀裂性状把握高度化

- 探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定
  - 超音波集束条件(管軸方向、板厚方向)を複数準備することにより、外表面形状の影響を受けない位置で探傷可能とする。
- セクタ走査による探傷
  - 外表面形状の影響を受けない位置で、電子的に超音波ビームの屈折角を変化させるセクタ走査を利用し、任意の屈折角でのBスコープ画像とセクタ画像を組み合わせ、総合的に亀裂性状の評価を行う。

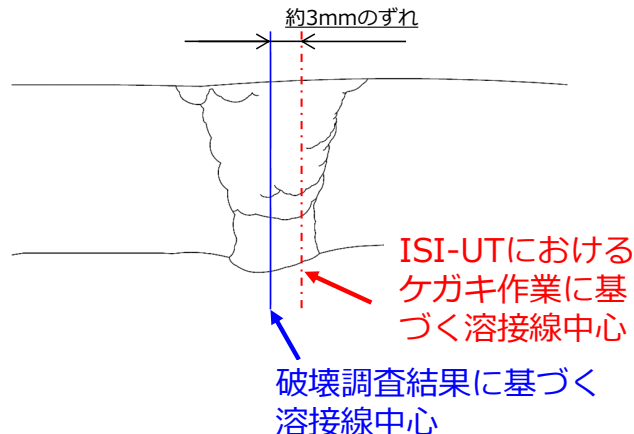
## (参考) ISI-UTと破壊調査結果との溶接中心のずれ (1/2)

### <概要>

破壊調査による断面形状とISI-UTの亀裂起点位置を重ね合わせた結果、ISI-UTで用いていた溶接中心を示すケガキは、破壊調査結果から得られた溶接中心より約3mmエルボ側にずれていた。



破壊調査による当該部断面写真



ISI-UTにおけるケガキと破壊調査結果の比較

## (参考) ISI-UTと破壊調査結果との溶接中心のずれ (2/2)

### ISI-UTのケガキ方法

溶接施工前に施工されたポンチの midpoint にケガキを行い、ISI-UTにおける溶接中心としている (図1-2)。  
※探触子を走査可能とするためにグラインダ等により配管の余盛を除去しており、目視による溶接中心の識別は困難である (図2参照)。

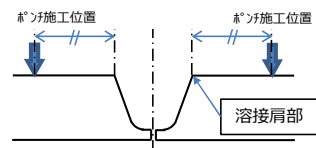


図1-1 ポンチ施工のイメージ

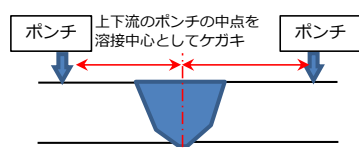


図1-2 ISI-UTにおけるポンチからの溶接中心ケガキのイメージ

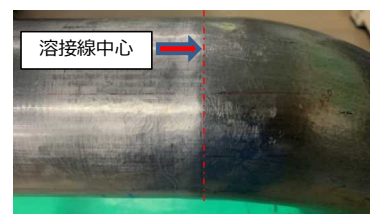


図2 実機配管外表面のイメージ (写真はモックアップ)

### 溶接中心がずれた要因

今回生じた溶接中心のずれの要因は、開先形状の寸法公差内でのバラツキ、ポンチ加工のずれに加え、当該箇所はエルボ-管台の接合部であり、拘束条件が均等ではないことから溶接による不均一な収縮によるものと想定される。更にケガキ線 (マジックペンによる描線) の幅などを考慮すればあり得ないずれ量ではないが、悪条件が重なった結果であると考えられる。

### 溶接中心がずれたことによる影響評価

PSIから現在のISI-UTに至るまで、UT指示の解析は何れもポンチを起点に描線した溶接線中心にて評価しているため、溶接線中心のずれが生じていても、亀裂等の有無の確認及び過去の記録との経年変化比較に影響は無い。なお、探傷においては要求される試験範囲を十分満足するよう広く探触子を走査しているため、溶接線中心のずれが生じていても試験範囲が不十分となることは無い。

## 第4回 外部専門家会議（1/1） ～原因究明結果と対策案～

2022/1/26、第4回 検査技術に関する外部専門家会議を開催。

専門家会議の報告書案の審議を行い、出席者間で記載内容の合意を得た。

以下に合計4回の外部専門家会議を通して論点となった事象や、原因究明及び対策について外部専門家に評価頂いた内容を纏める。

**きず深さ測定:**適切かつPD 認証の合否基準と比較しても精度良く測定できていた。

(高さ4.4mmの亀裂を4.6mmと評価)

**亀裂性状評価:**UTによる推定と切断調査結果に相違があり、その原因と対策が外部専門家会議での主な論点となった。

### 亀裂性状の誤認に至った原因究明結果

- 超音波探傷試験で亀裂が管台方向に進展しているように端部エコーが表示された事象は、管外表面の幾何学的形状の影響、超音波の拡がりの影響、溶接金属部による超音波の屈曲の影響などが複合して発生したものと報告。外部専門家より、妥当な原因であると評価された。⇒**対策③**へ
- また、亀裂が管台方向に進展していると誤認したのは、亀裂性状の評価が重要な事項であるとの認識不足、溶接金属部を跨ぐように進展した亀裂であると判断したのは、ケガキ作業に基づく溶接中心位置のずれ等によるものと報告。外部専門家より、当時そのように判断したことは理解できると評価された。⇒**対策①、②**へ

### 原因を受けた対策

- 議論の結果、**下記の対策①～③により、上記原因究明で特定された要因を抑えられ、かつ亀裂性状をUTにて正しく評価可能となることが外部専門家に了解された。**
- 対策①：評価体制への対策 [関係者・検査員への教育]
- 対策②：溶接線中心位置把握技術の高度化
- 対策③：UT手法による対策 [(1)探触子設置位置に応じた超音波入射条件の設定 (2)セクタ走査による探傷]

## 外部専門家会議 メンバリスト

### 発生メカニズムおよび亀裂有り健全性評価に関する外部専門家（敬称略）

組織名	所属	役職	氏名
東北大学	大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻	教授	渡邊 豊
東京大学	大学院工学系研究科附属 総合研究機構	特任教授	鈴木 俊一
大阪大学	工学研究科 マテリアル生産科学専攻	教授	望月 正人
東北大学	大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻	准教授	阿部 博志
日本製鉄(株)	技術開発本部 関西技術研究部	主幹研究員	竹田 貴代子
日本核燃料開発(株)	研究部 材料グループ	研究参与	越石 正人
(株)IHI	技術開発本部 技術基盤センター	主査	榊原 洋平
(株)原子力安全システム研究所	技術システム研究所 熱流動・構造グループ	熱流動・構造グループリーダー	釜谷 昌幸
(株)原子力安全システム研究所	技術システム研究所 高経年化研究センター 材料グループ	主任研究員	山田 卓陽
(国研)日本原子力研究開発機構	原子力基礎工学研究センター	副センター長	加治 芳行
(国研)日本原子力研究開発機構	安全研究センター 材料・構造ディビジョン 兼 構造健全性評価研究グループ	材料・構造ディビジョン長 兼 構造健全性評価研究グループリーダー	李 銀生

### 検査技術向上に関する外部専門家（敬称略）

組織名	所属	役職	氏名
東北大学	大学院工学研究科および高等研究機構新領域創成部	教授	三原 毅
(一財)発電設備技術検査協会	溶接・非破壊検査技術センター	所長	古川 敬
愛媛大学	大学院理工学研究科生産環境工学専攻	教授	中畑 和之
東北大学	大学院工学研究科および高等研究機構新領域創成部	准教授	小原 良和
(国研)日本原子力研究開発機構	安全研究センター 材料・構造ディビジョン 兼 構造健全性評価研究グループ	材料・構造ディビジョン長 兼 構造健全性評価研究グループリーダー	李 銀生



略語	和名	名称
CGR	亀裂進展速度	Crack Growth Rate
EBS	電子線後方散乱回折	Electron Back Scattered Diffraction
EDS	エネルギー分散型X線分光法	Energy dispersive X-ray spectroscopy
FEM	有限要素法	Finite Element Method
HAZ	熱影響部	Heat-Affected Zone
IG/TG	粒内／粒外	Intergranular／Transgranular
ISI	供用期間中検査	In Service Inspection
KAM	カーネル平均方位差	Kernel Average Misorientation
LBB	破断前漏洩	Leak-Before-Break
SCC	応力腐食割れ	Stress Corrosion Cracking
SEM	走査型電子顕微鏡	Scanning Electron Microscope
TEM	透過型電子顕微鏡	Transmission Electron Microscopy
TIG	タングステン不活性ガス	Tungsten Inert Gas

第20回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合における主な質疑応答  
(発生メカニズムの解明と亀裂有り健全性評価)

(1) 検討体制

- **NRA** : ATENA の中に粒界割れワーキングを作り、その下にサブワーキングを二つ設けたということだが、粒界割れワーキングには、BWR 電力・メーカーも入っている。彼らの位置づけは何か。粒界割れワーキングメンバーは、どのように選ばれたのか。また、電中研<sup>1</sup>の役割・位置、外部専門家は、どのような観点から選んだのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **ATENA** : 炉型を超えた視点も取り入れることができるよう、BWR 事業者、メーカーからもメンバーを選定している。サブワーキングは、粒界割れに関する知見のある者を PWR 事業者、メーカーを主体に選定している。電中研は、情報交換等で連携している。外部専門家は、客観的な意見が得られるよう大学、研究機関、素材メーカーから、幅広く選定している。(ATENA 露木)

(2) 他プラントへの水平展開

- **NRA** : 大飯発電所 3 号機で発生した粒界割れと同様の溶接継手形状を持つ部位で、粒界割れの抑制対策が未完了のプラントや機器が残っているのか。(システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官)
- **ATENA** : 大飯 3 号機のトラブル後に、類似性ありと判断された溶接部に関しては 3 定検の間、毎回検査をすることとしている。LBB の観点からの損傷防止対策としては、PWR の 1 次系は脱気され、溶存水素を加えた環境になっており、SCC を抑制する環境条件になっていた。各電力も類似性のあるところに関しては、検査するという方針で動いている。(ATENA 寺地)

(3) 粒界割れが発生した配管の調査

- **NRA** : 断面マクロ硬さ測定で、裏波幅と硬さの相関を取得するということが、断面数としてどのくらいの数を想定しているのか。(基盤課 藤澤技術参与)
- **ATENA** : 溶接のクレータ部と残り 90°、180°、270° 予定しているが、あくまでも一例で、重要なところはしっかりと対応したい。(ATENA 菊池)
- **JAEA** : PWR の環境中におけるステンレス鋼の粒界割れ事例は非常に少ない。できる限り当該溶接継手を調べたほうが、原因究明には効果的である。(JAEA 李材料・構造安全研究ディビジョン長)

<sup>1</sup> 一般財団法人 電力中央研究所

- **NRA**：断面マクロの硬さは、SCC の板厚方向に向かったの進展速度評価に用いる因子となるのか。(システム安全研究部門 河野主任技術研究調査官)
- **ATENA**：亀裂進展速度線図に関しては、議論が始まっていないレベルだが、EPRI<sup>2</sup>の有識者と議論をしている範囲では、硬さは進展速度に明確に効いてくるので、硬さのような材料パラメータは外せないものと認識している。配管径と硬さ分布の関係は、過去の研究等で評価できる状況になっている。また、FEM<sup>3</sup>解析で溶接周辺のひずみ状態が評価できるので、ひずみ量を計算で求めるということも考えている。(ATENA 寺地)
- **NRA**：表層で 350Hv、内部で 200～240Hv の硬さが確認できたということだが、モックアップ等では再現できなかったという記憶がある。今後、再現実験等の予定はあるのか。(システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官)
- **ATENA**：モックアップ試験では、確かに 350Hv まではいかなかったが、一部 300Hv を超えており、条件さえそろえば再現できると考える。追加でモックアップ試験を行うことは考えておらず、まずは、今あるものを分析し、理解した上でその次のステップとして必要であれば実施する。(ATENA 佐藤)

#### (4) 溶接の管理

- **NRA**：過大な溶接入熱の影響について記載されているが、溶接入熱量の定量的な管理について、今後、検討する予定はあるか。(システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官)
- **ATENA**：正しく溶接できれば過大な入熱にはならないが、当時、溶接士が、丁寧かつ慎重に溶接し、通常よりも多く入熱したという、非常にイレギュラーな事情があった。溶接士に対し、教育、トレーニングを行い、技量のある者だけが実機の溶接を行うよう管理している。(ATENA 佐藤)
- **NRA**：溶接入熱の管理を教育するとあるが、溶接規格の溶接士の資格に取り込まれる等の形で、外から確認できるような形にすることを考えているのか、それともメーカーの社内規定等に展開するような形になるのか、その場合どのように教育していくのか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **ATENA**：溶接の技量、入熱管理は、メーカーの技量による。技量を各メーカー身につけて、資格を与え、その溶接士が実機で施工するという流れになる。(ATENA 佐藤)

#### (5) SCC 進展速度

- **JAEA**：応力腐食割れの進展速度線図の策定を予定しているということだが、平成 16 年の健全性評価等委員会<sup>4</sup>で、BWR の再循環系配管に存在する亀裂につい

<sup>2</sup> Electric Power Research Institute, Inc

<sup>3</sup> Finite Element Method (有限要素法)

<sup>4</sup> 原子力安全・保安院, “炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について - 検討結果の整理 -”, 経済産業省 (2004).

て熱影響部と溶接金属の2種類の亀裂進展速度を定めた。今回の粒界割れ事象についてはどのような計画か。(JAEA 李材料・構造安全研究ディビジョン長)

- **ATENA:** 溶接部の亀裂進展に関しては、今あるデータを一通り精査した結果、足りない部分が出てきたら、検討をする。(ATENA 寺地)
- **NRA:** SCC 進展特性データの取得とあるが、日本の PWR 環境で実験を実施するのか。(システム安全研究部門 河野主任技術研究調査官)
- **ATENA:** 国内の PWR 条件で不足しているデータがあれば、再度、亀裂進展試験をする認識である。(ATENA 寺地)

## (6) 破断前漏洩 (LBB)

- **NRA:** LBB の評価に対する知見拡充で、裕度を明確にするとある。どのようなパラメータの裕度を明確にするのか。(システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官)
- **ATENA:** 配管が破損しないよう管理するためには、こういったパラメータが必要かを明確にしながらか、亀裂進展や亀裂発生を定量化する。亀裂が進展しても、xLPR<sup>5</sup>に関する議論等によれば、発生した亀裂は必ずしもリスクではないという議論もありうる。全てのパラメータにこういった現象が進行するのかを整理し、その後に裕度を議論するものと認識している。(ATENA 寺地)
- **NRA:** LBB の考え方<sup>6</sup>が適用できるとした上で検討を進めているようにみえるが、粒界割れ事象に対して LBB を適用できるのか。(森下審議官)
- **ATENA:** 配管破損防護設計規格<sup>7</sup>には、損傷防止対策の一つとして脱気が規定されている。酸素条件では SCC が起きやすいが、水素条件では起きにくいという共通認識は PWR でも同様である。今後、フランスでの事例も含め SCC が多く起き得るということであれば、同規格の内容に関する議論が必要と考える。(ATENA 寺地)
- **NRA:** 今の説明ような考え方で良いのか整理していく。(森下審議官)

## (7) その他

- **JAEA:** SCC は、環境、材料、応力の三つの因子が重畳して起こる。これらの因子も実機の調査の中で丁寧に調べてほしい。被膜の分析が項目としてあるが、PWR の 1 次冷却材の管理について検討するのか。(JAEA 端副主任研究員)
- **ATENA:** 被膜分析は、透過電子顕微鏡を用いた組織分析を念頭に置いており、

<sup>5</sup> NRC と EPRI により開発された配管のニッケル合金溶接部等を対象とした確率論的破壊力学解析コード

<sup>6</sup> 「配管の破断に伴う「内部発生飛来物に対する設計上の考慮」について」(平成4年3月26日 原子力安全委員会了承)には、LBB の前提条件の一つとして、「配管の損傷防止対策として、応力腐食割れ対策及び熱成層の変動現象防止対策が実施されていること。」をあげており、LBB の成立性評価においては「前提条件が満足されていれば、運転中における配管損傷の原因は、疲労によると考えてよい。」としている。

<sup>7</sup> 日本機械学会 発電用原子力設備規格 S ND1-2002

水化学的な観点というより、亀裂の中の腐食状況を、明らかにする取組である。水の影響の評価までは行わないが、腐食の影響に関しては、細かなデータを取っていけると思う。(ATENA 寺地)

- **NRA:** 初期欠陥は最初の溶接で生じるが、実際に発電所は運転しており初期欠陥の考察を得るのは難しいと思う。見通しを教えてほしい。(森下審議官)
- **ATENA:** 現時点では、より分解能の高い装置で再度確認することを考えている。(ATENA 寺地)

第20回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合における主な質疑応答  
(検査技術の向上)

(1) ATENA レポート

- **NRA** : 検討した内容、特に外部有識者からの意見、ATENAの捉え方、反映し状況に関心があるが、ATENA レポートに記載されるのか。(技術基盤課 佐々木 企画調整官)
- **ATENA** : 外部有識者からの意見やその反映については、過程を残すことを考えている。規制庁とATENAは定例で面談しているので、進捗状況については報告し、必要に応じて、公開会合で意見交換をさせてほしい。(ATENA 露木)

(2) 検査体制

- **NRA** : 第二段階検査として、試験関係者、評価関係者、検査員といった表現があるが、役割と分担を教えてほしい。(システム安全研究部門 河野主任技術 研究調整官)
- **ATENA** : サイジングは、PD 認証<sup>8</sup>を受けた有資格者が行っている。亀裂の性状評価は、検査員が行っており、画像の解釈を誤った。本当に斜めに亀裂が進展するのかの評価は、メーカーと事業者が別の段階で行った。(ATENA 井原)

(3) 亀裂形状の誤認の原因

- **NRA** : B スコープ<sup>9</sup>画像の欠陥先端部の入射点は、溶接中心部に近いところになると思う。欠陥の開口部が分かっている場合、手動で端部エコー法を行うのではないか。画像に引かれたことに対する検証は議論されたのか。(システム安全研究部門 河野主任技術 研究調整官)
- **ATENA** : B スコープ上はコーナーエコーと端部エコーが板厚方向に鉛直に表れるべきところが、探触子のがたつきにより端部エコーの位置が左側にずれ、亀裂が斜めに走ったような表示になり、それを信じたということを、委員にも議論いただいた。(ATENA 井原)
- **NRA** : 幾何学的形状による探触子のがたつきで検出位置が変化する可能性があるという要因は挙げられているが、どこまで細かく検討したのか。(森下審議 官)
- **ATENA** : FT 図<sup>10</sup>を作っているが、ノウハウが含まれており、抜粋して示してい

<sup>8</sup> Performance Demonstration (深さ測定の実証制度)

<sup>9</sup>B スコープ表示、断面表示：探触子の一方方向走査による試験体断面探傷におけるきずの断面位置に対応した表示 (試験体の) 厚さ方向の情報を表す (JISZ2300 非破壊試験用語)

<sup>10</sup> Fault Tree Diagram

る。(ATENA 井原)

- **NRA** : ATENA レポートを今後公表するとのことだが、詳細は記載されないということか。(森下審議官)
- **ATENA** : 商業機密に係ることは掲載できない。(ATENA 露木)
- **NRA** : 亀裂が管台方向に進展しているように端部エコーが表示された事象の課題として、幾何学的形状の影響、超音波の拡がりの影響、溶接金属部による超音波の屈曲の影響「など」が複合したことで発生したとされている。挙げられている「など」も含めた課題がどこまで整理・分析され、どのように対策されるのか。(専門検査部門 森田上席原子力専門検査官)
- **ATENA** : 外表面の幾何学的形状の影響については、説明したとおりである。超音波の拡がりの影響については、ビームの拡がりがあるため B スコープ上だとピンポイントに表示されないということを述べている。溶接金属部における屈曲の影響は、プローブが端部エコーに近接する際に、溶接金属部に乗るため、溶接の中心より曲がりの影響を受けたのではないかと考える。主因は、外表面の幾何学的形状の影響と理解している。(ATENA 井原)
- **NRA** : 大飯 3 号の亀裂は薄い板厚の 3 分の 1 まで達しており、亀裂の先端から外表面までの距離があまりない。もし、厚い板の部品で小さい欠陥があった場合、屈折角の変化が小さくても距離が延びるので、誤差が大きくなるのではないか。(専門検査部門 森田上席原子力専門検査官)
- **ATENA** : 亀裂が浅く板厚が厚い、起点が溶接部の中心から離れたところに発生した亀裂の場合は、探触子が外表面に密着し、亀裂の進展方向を誤ることはないかと考える。(ATENA 井原)
- **NRA** : がたつきは配管の径方向だけでなく周方向にもあり、実際の接触面積はさらに小さいのではないか。また、探触子を使う場合は、対比試験片を用いて感度校正をするが、対比試験片は通常直管である。エルボのように三次元構造の場合は接触面積が変わってくるので、感度校正と探傷とで反射波の強さが異なると思うが、どのように評価したのか。(技術基盤課 藤澤技術参与)
- **ATENA** : 当時の探触子は、接触面を軸方向にアール加工したもので、配管の周方向への接触は難しかった。接触面を周方向にアール加工して接触するように努めているので、対比試験片はエルボを模擬したものではないが、問題なく検出可能である。(ATENA 井原)

#### (4) PDF 認証

- **NRA** : 今回の教訓を PD 認証の試験や教育訓練等に取り込んでいくことは考えているのか。深さが測定できているからよいということではなく、検査の精度の向上や様々な形状に対応できるようにするといったことを考えるのは、ATENA ワーキングの役割なのではないか。(技術基盤課 佐々木企画調整官)

- **ATENA**：検出とサイジングについては適切にできていたが、亀裂性状が誤っていたので、PD 認証や訓練制度に直ちに影響するものではないと思っているが、事象を分析し、まとめたので、PD 認証や訓練制度を議論する場に情報共有したい。(ATENA 木村)

#### (5) 教育・訓練

- **NRA**：教育用に、ガイドや要領書を作成するのか。(システム安全研究部門 小嶋上席技術研究調査官)
- **ATENA**：亀裂の性状評価を行う際の注意点について検査員を含めて教育することを計画している。(ATENA 井原)

#### (6) 事業者への要求

- **NRA**：短期的には ATENA から要求事項を出し、長期的には学協会でも必要な規格に反映させるということだが、規制庁は現場の検査等で ATENA の要求文書を見ることになる。要求文書には、位置づけ、内容、適用範囲といったことを記載することが大事と思う。(森下審議官)
- **NRA**：今日説明を受けて、納得のいかない部分もあった。これから発行される ATENA レポートを読んで結論を出すということになると思う。(技術基盤課 佐々木企画調整官)
- **NRA**：技術的に確認したい点があるので、面談で説明を受ける必要があると思う。その上で、同じ質疑を現場で繰り返さないように、これから発行される ATENA レポートと、ATENA の要求文書をベースに、規制庁の中で共有するというのが効率的かと思う。(森下審議官)