

## 第 5 9 回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和 5 年 5 月 2 5 日（木） 1 0 : 0 0 ~ 1 2 : 0 0
2. 場所：原子力規制委員会 1 3 階会議室 A （TV 会議システムを利用）
3. 議題
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
    - 1) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）
  - (2) 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2 0 2 3 年版）」から得られた知見について  
（説明者）木原 昌二 原子力規制部東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席特殊施設分析官
  - (3) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
    - 1) 火災回路解析に関する米国調査結果  
（説明者）齋藤 健一 原子力規制部原子力規制企画課火災対策室長  
岸岡 一彦 原子力規制部検査グループ検査監督総括課 上席検査監視官
    - 2) 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の検討から得られた知見（速報）  
（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
    - 3) 非常用ディーゼル発電機の 24 時間連続運転試験に関する事業者の対応方針と国外調査結果の概要  
（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 9 - 1 - 1 最新知見のスクリーニング状況の概要(自然ハザード以外に関するもの)(案)

### 議題(2)

- 資料 5 9 - 2 - 1 - 1 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)」から得られた知見について
- 資料 5 9 - 2 - 1 - 2 東京電力福島第一発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)のポイント
- 資料 5 9 - 2 - 1 - 3 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会直近の検討状況

### 議題(3)

- 資料 5 9 - 3 - 1 火災回路解析に関する米国調査結果
- 資料 5 9 - 3 - 2 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の検討から得られた知見(速報)
- 資料 5 9 - 3 - 3 非常用ディーゼル発電機の24時間連続運転試験に関する事業者の対応方針と国外調査結果の概要

### 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5年5月25日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年3月17日から令和5年5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
23SA-(E)-1	航空機落下事故に関するデータについて	vi)	

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5年5月25日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年3月17日から令和5年5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
23SA-(E)-1	航空機落下事故に関するデータについて	原子力規制庁は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号、平成21・06・25 原院第1号 改訂）（以下「評価基準」という。）等に従い、事業者が実施する原子炉施設等への航空機落下確率の評価結果を確認する際の参考情報として、過去直近20年間にわたる航空機事故データ、運航実績データ及び訓練空域面積データ（以下「航空機事故データ等」という。）を収集及び整理（以下「調査」という。）した結果をまとめたNRA技術ノート（以下単に「NRA技術ノート」という。）を定期的に発行している。 今般、平成13年～令和2年の調査を行うに当たり、NRA技術ノートの品質を向上するため、航空機事故データの調査について外部の請負作業から規制庁職員による作業に切り替えとともに、自衛隊機及び米軍機（以下「軍用機」という。）の航空機事故データ（以下「軍用機事故データ」という。）の調査方法の改善を行った。軍用機事故データの調査方法は、①軍用機事故データを収集する際に情報源を可能な限り広く指定、②検索キーワード数を大幅に増加、③あらかじめ対象事故を選定する判断基準を明確に定めるとともに、必要な場合には、当該データを抽出した者以外の規制庁職員による確認会議を経て判断を行う等である。	2023/5/8	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>「実用発電用原子炉施設及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」では、評価基準等に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を算出し、防護設計の要否について確認することとしている。</li> <li>当該情報の知見は、第84回原子力規制委員会（令和5年3月29日）において報告し、同日、R4年度ノートとして公表した。</li> <li>令和4年度ノートにおいては、軍用機事故データの調査方法の改善により過年度の軍用機の対象事故件数が増加した。しかし、実際に対象事故が近年増加傾向にあるなど、航空機落下の懸念が実態的として高まっているというわけではなく、原子力施設が置かれている状況に変化がなかったものではない。通</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
		<p>改善した軍用機事故データの調査方法により、NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成 12～令和元年）」（NTEN-2022-2001、以下「令和 3 年度ノート」という。）に記載された平成 13 年 1 月から令和元年 12 月までの軍用機事故データを対象に調査を行ったところ、対象事故を新たに 8 件* 抽出した。また、対象事故としていたもののうち 1 件が評価対象外であること等<sup>+</sup>を確認した。</p> <p>この改善した調査手法を用いて、平成 13 年 1 月から令和 2 年 12 月までの直近 20 年間について調査を行い、「航空機落下事故に関するデータ（平成 13～令和 2 年）」（以下「令和 4 年度ノート」としてまとめ、第 84 回原子力規制委員会（令和 5 年 3 月 29 日）に報告した上で、同日に公表した。</p> <p>評価対象となる航空機事故の件数を別紙の表 1 に、民間航空機運行実績データを別紙の表 2 に、航空機落下確率を算出する際に必要となる全国土面積等を別紙の表 3 に示す。平成 13 年 1 月から令和 2 年 12 月までに発生した事故のうち、落下確率を評価する際に対象となる事故は、民間航空機については大型固定翼機（計器飛行方式）が 2 件、小型固定翼機（有視界飛行方式）が 21 件、大型回転翼機（有視界飛行方式）が 2 件、小型回転翼機（有視界飛行方式）が 17 件、自衛隊機については 17 件、米軍機については 6 件である。</p> <p>* 改善した軍用機事故データの調査方法によって新たに抽出された 10 件の軍用機事故データ（いずれも訓練空域外を飛行中の事故）のうちの 7 件及び元々</p>			<p>理由</p> <p>常、事業者に対して NRA 技術ノート<sup>+</sup>の直接的な周知は行っていないが、軍用機事故データの調査方法の改善により過年度の軍用機の対象事故件数が増加したこと、また、NRA 技術ノート<sup>+</sup>を事業者においても参照している実態を踏まえ、令和 5 年 3 月 31 日付けで、本件に係る被規制者向け情報通知文書（NIN4-20230331-tc）を發出し、対象事業者に対して直接的に周知を行った。</p> <p>・以上により、当該知見は終了案件とする。</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
		<p>抽出されていた軍用機事故データについて改めて評価を行ったところ対象事故と判断されたもの1件</p> <p>↑ 対象事故ではないが落下等の大破事故として軍用機事故データに含めていた2件について、大破未済であることが判明したため、軍用機事故データから削除した。また、その他の軍用機事故データについては、データの変更を行う必要のないことを確認した。</p>					

## 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ（2023年版）」から得られた知見等について

2023年5月25日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

### 第一章 シビアアクシデント時の Cs-137 移動メカニズムについての考察

(1) 水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動により、現在観測されている 1/2 号機 SGTS 配管の高い汚染状況をよく再現できる。

(2) シールドプラグ上層と中間層の間及び継ぎ目部分を移動経路として、Cs-137 を含む水蒸気の凝縮、凝縮水の再蒸発等により Cs-137 の蓄積が進み、原子炉ウェルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになった。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① 現地調査等により放射性物質による高い汚染状況が確認された 1/2 号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管や 2,3 号機シールドプラグについては、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故時の原子炉格納容器からの Cs-137 を含む水蒸気の移動（漏えい・放出）と凝縮、その後の凝縮水の移動によるものと推定された。
- ② Cs-137 の水蒸気による移動、凝縮及び金属やコンクリートへの沈着・付着については、Cs-137 の化学形態や放射性同位体比の検討が必要か。

### 第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

(3) 東京電力及び IRID による 1 号機原子炉格納容器内部の映像撮影において、従来、安全評価のために考えられてきた MCCI とは異なる、熔融炉心の広がり、ペDESTAL 壁のコンクリートの喪失（鉄筋等の金属構造物はほぼ原形をとどめて残存）及びテラス状構造の形成が確認された。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① 1 号機原子炉格納容器内の様子は、従来、安全評価のために考えられてきた MCCI とは異なっている。原子炉の設計にあたって想定する事故や事象進展等に影響する可能性がある。
- ② 確認された熔融炉心の広がり、ペDESTAL 壁のコンクリートの喪失（鉄筋等の金属構造物は残存）及びテラス状構造の形成については、その詳細や要因が不明であり、さらなる内部調査の継続と実験や解析などによる検討が必要か。

### 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

(4) 4号機原子炉建屋における火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機(MGセット(A))周辺である。

(5) 原子炉格納容器内にあるケーブルや断熱材等は加熱によってある程度の有機化合物が発生するが、窒素条件下では発生量は限られている。水蒸気条件下では有機物の分解が大幅に促進される可能性を示している。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① 原子炉格納容器内に敷設されたケーブル、塗料、保温材等の加熱によって発生する有機化合物(可燃性有機ガス等)の発生量は限られているが、水素爆発及び火災等への影響、水素対策設備等への影響の確認が必要か。
- ② 200℃24時間保持の水蒸気環境下では、ウレタン保温材の液化が確認されており、水蒸気環境下において、有機物の分解が大幅に促進される可能性が示唆された。SA環境における設備等への影響として、有機材料等への化学的な影響の確認が必要か。

以下の事項については、「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」(以下「事故分析検討会」という。)において、引き続き調査・分析を行う予定。

- 1) 水素ガスの燃焼試験
- 2) 東京電力における3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション
- 3) 1号機SGTSフィルタトレイン及び2号機SGTSフィルタトレインの遠隔操作ローダーによる調査
- 4) 1/2号機SGTS配管の切断による配管内の汚染分布の測定
- 5) 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移の分析
- 6) 1号機及び3号機の原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査
- 7) 4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナによる測定
- 8) 原子炉建屋内等のスミヤ試料等の分析

→ 事故分析検討会において、引き続き上記の調査・分析を進め、新たな知見が得られれば改めて報告を行う。



# 東京電力福島第一原子力発電所事故の 調査・分析に係る中間取りまとめ (2023年版)のポイント

2023年5月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

主な検討事項

**第一章 シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察**

第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

P. 3

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見

P. 4～7

第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

**第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響**

第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

P. 8～9

第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

P. 10

第三節 今後の分析評価の進め方

**第三章 その他の調査項目の進捗状況など**

第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定

P. 11

第二節 3号機水素爆発関連の試験等

P. 12

第三節 SGTSの汚染状況測定等

第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

第五節 その他の活動状況

第一章 第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

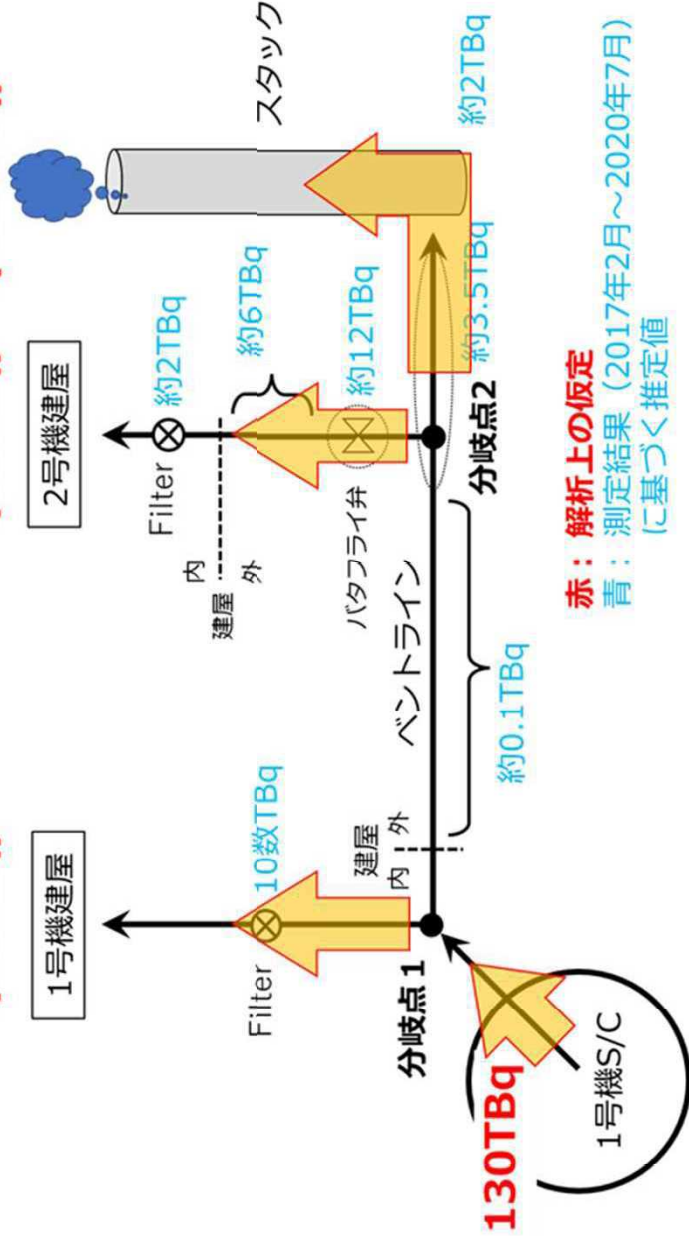
境界条件の見直し

各経路上の残留Cs量合計に流量が比例すると仮定

7.7% (10TBq)

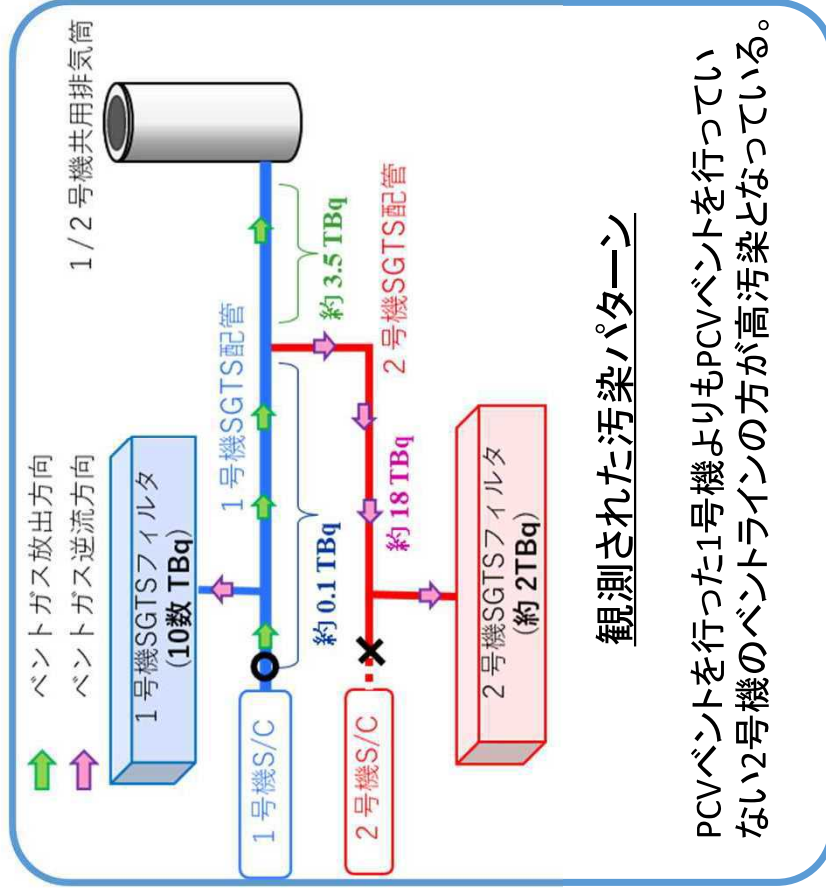
15.4% (20TBq)

76.9% (100TBq)



赤：解析上の仮定  
青：測定結果（2017年2月～2020年7月）  
に基づく推定値

ベントラインの汚染パターンに係る再現解析（RELAP5コード）を実施。



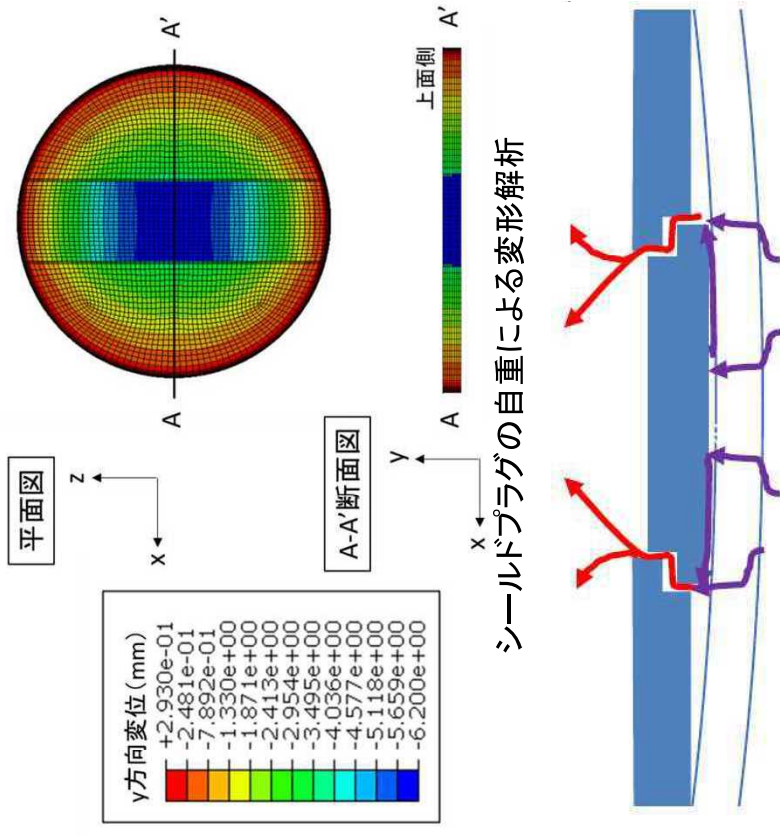
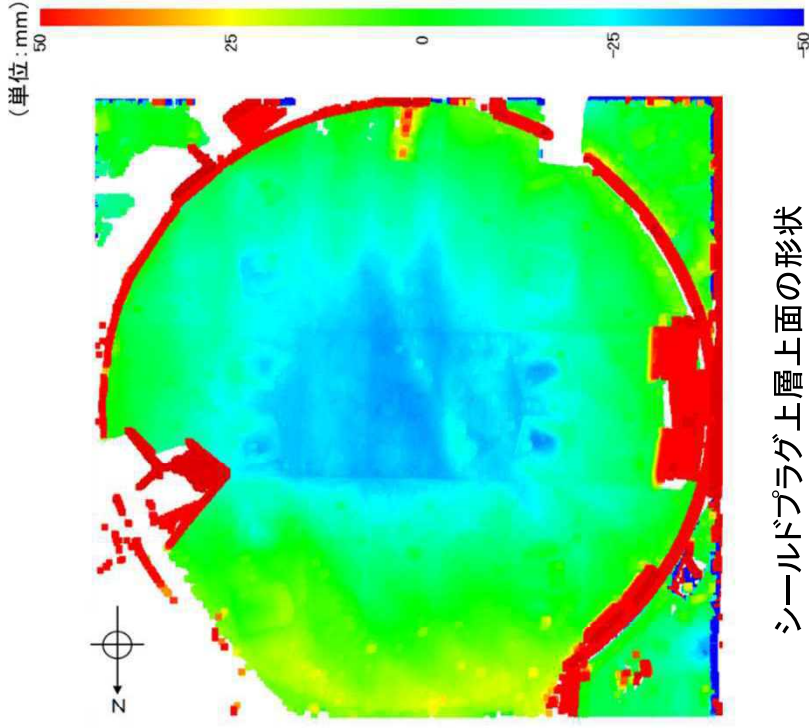
観測された汚染パターン

PCVベントを行った1号機よりもPCVベントを行っていない2号機のベントラインの方が高汚染となっている。



汚染パターン形成の主なメカニズムは、  
水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への  
移動によるものと推定。

シールドプラグ内のCs-137の移動経路とその形成メカニズムを推定するために、シールドプラグの表面形状測定、シールドプラグの自重解析を実施。



シールドプラグにおける流路形成(イメージ)

✓ シールドプラグの継ぎ目が常時存在することがわかった。

✓ このことは、シールドプラグ上のうち、シールドプラグの継ぎ目部分が最も高い線量率となっている(6ページ参照)ことも整合している。

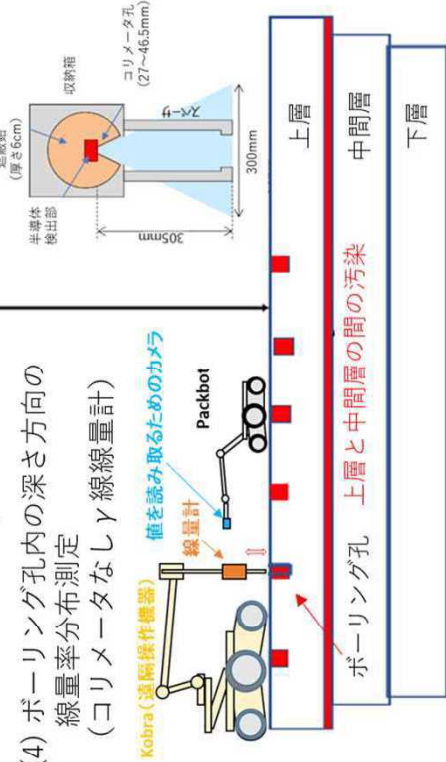
第一章 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(2)

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するため、以下の周辺線量当量率の測定等の各種の調査・分析を実施。

- (2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)



- (3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータ付きγ線線量計)



- (1) 床表面から3cm高さにおける局所的な周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定 (コリメータなしγ線線量計)

※ポーリング孔：IRID穴 2箇所、新穿孔穴13箇所

シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所に対する周辺線量当量率の測定方法

シールドプラグ上層上面に対する周辺線量当量率測定

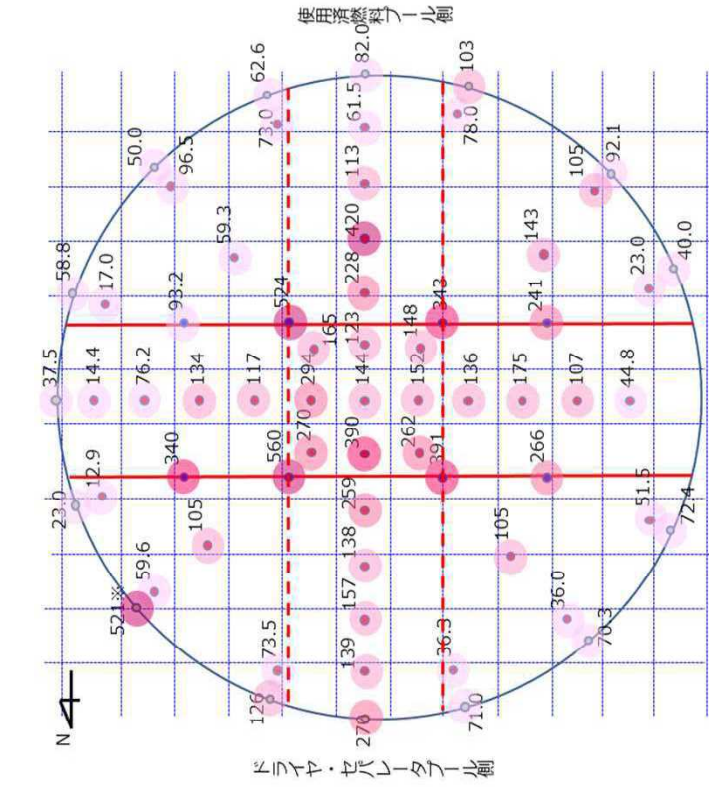
- (1) 床表面から3cm高さにおける局所的な周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータ付きγ線線量計)

穿孔箇所に対する周辺線量当量率測定

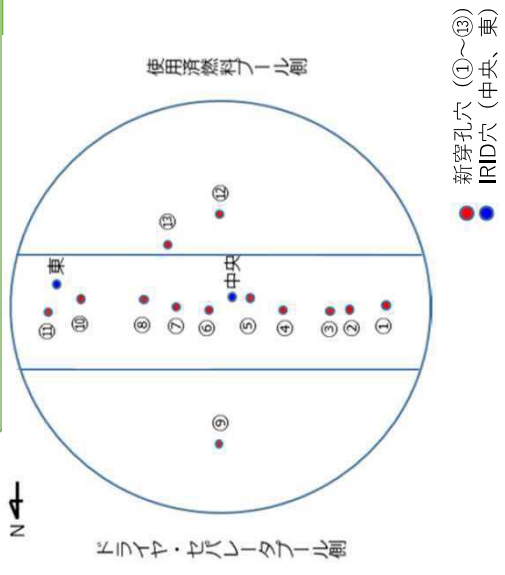
- (4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定 (コリメータなしγ線線量計)

第一章 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(3)

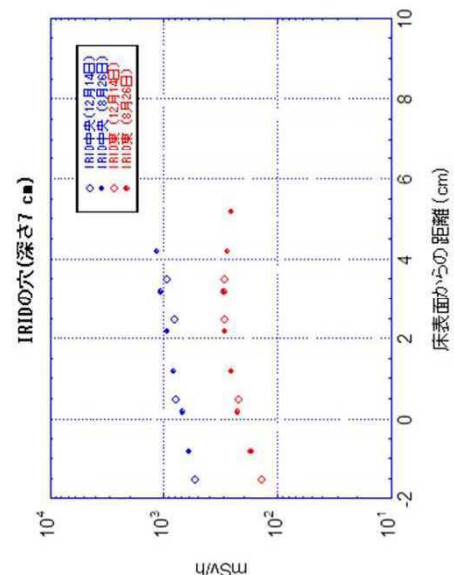
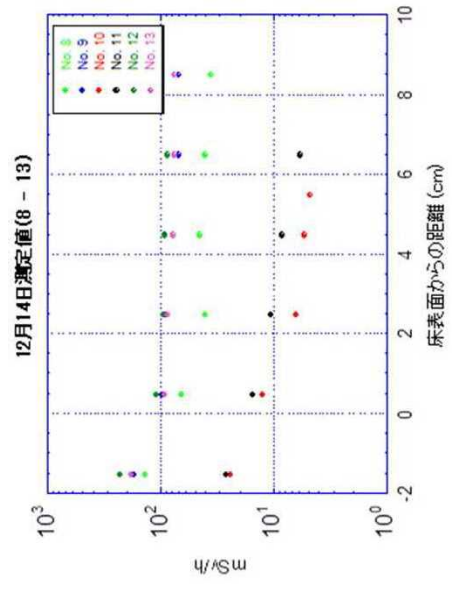
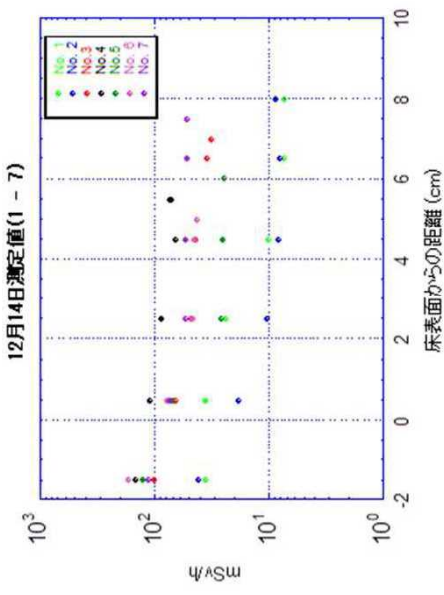
シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所に対する周辺線量当量率の測定を実施



シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率 (3cm高さ測定)

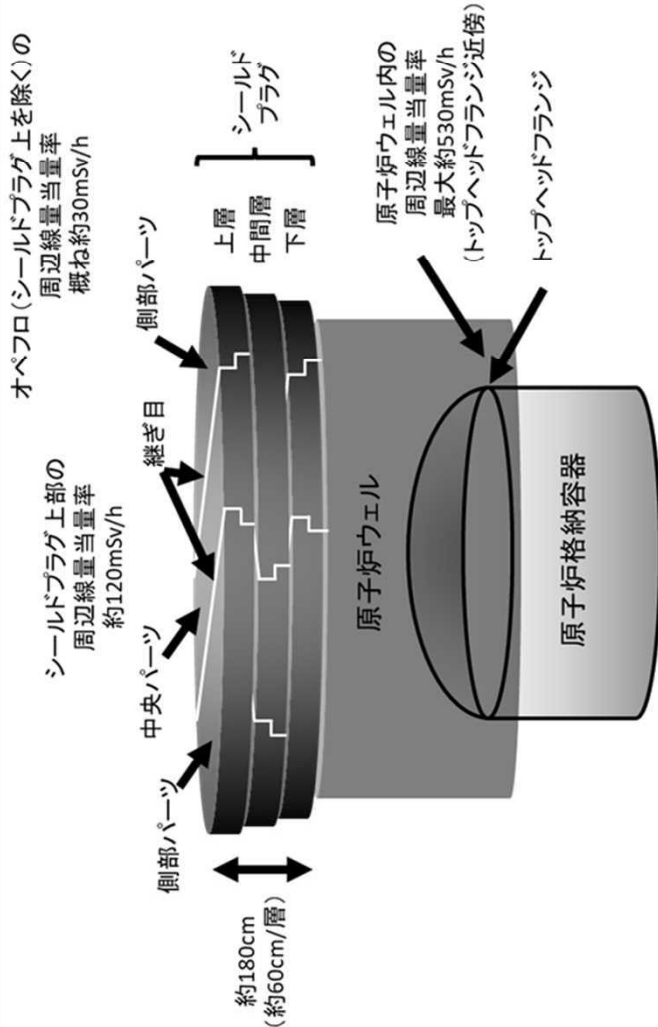


シールドプラグ上層上面の穿孔箇所



穿孔箇所の深さ方向の周辺線量当量率分布

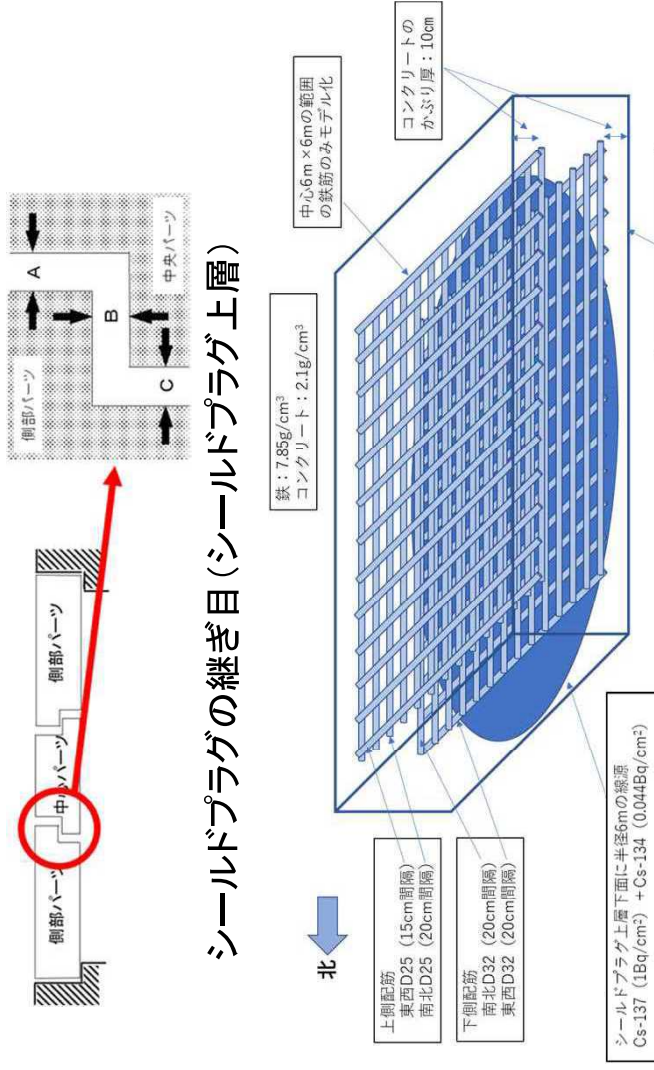
第一章 第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(4)



原子炉ウエル及びシールドプラグ構造概略図

- ✓ シールドプラグ上層上面等の周辺線量当量率測定結果から、シールドプラグ上層と中間層の汚染状況を推定するためには、シールドプラグの鉄筋は無視できない。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は、場所によって大きなバラつきがあるが、大まかな汚染状況の推定は可能。
- ✓ 原子炉ウエルよりも強い汚染がシールドプラグの上層と中間層の間及び継ぎ目に存在する。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は平均で $5.5 \sim 7.5E+10Bq/cm^2$ となり、放射能量に換算すると $62PBq \sim 84PBq$ に相当する。

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するため  
の評価において、シールドプラグ構造・配筋を考慮



シールドプラグの継ぎ目(シールドプラグ上層)

シールドプラグの配筋

Cs-137を含む水蒸気が移動する過程で、水蒸気の凝縮によりCs-137が沈着、定着した可能性を示唆。



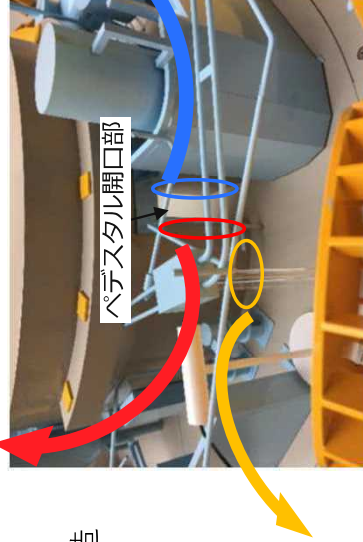
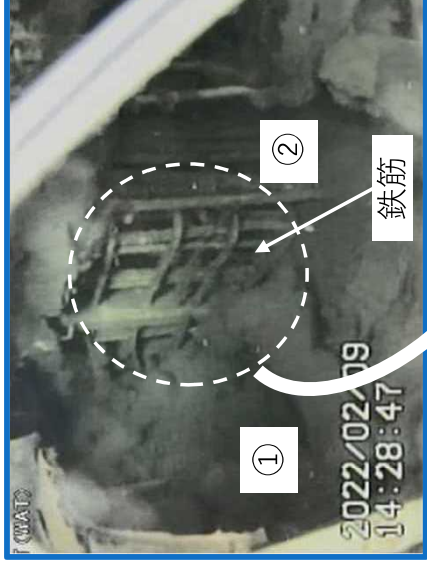
**第二章 第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(1)**

- ① ペDESTAL開口部付近に、高さ1.0m程度のマウンド状(小山状)のもの。落下した溶融炉心に由来するものである可能性が高い。
- ② ペDESTAL開口部付近のコンクリート(両側)がかなりの範囲にわたって喪失。コンクリート内部の鉄筋部及びインナースカートはほぼ原形をとどめて残存。
- ③ ペDESTAL外周部は、テラス状構造(開口部付近では原子炉格納容器底部から1.0~1.1m、開口部の反対側では0.2~0.4m程度の高さ)を観測。コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。

⑦ テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように見える。



テラス状構造以下の配管等



ペDESTAL開口部付近



テラス状構造



テラス状構造(断面)

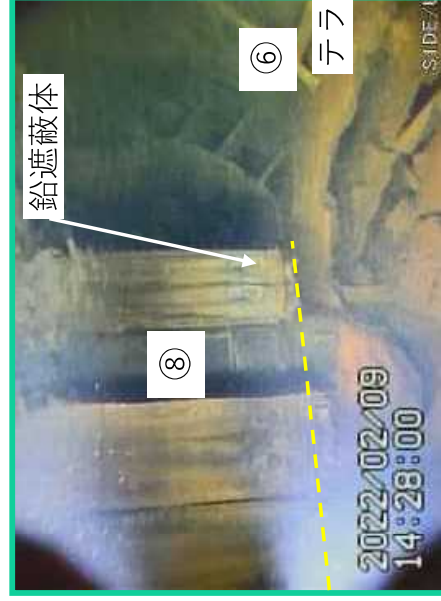
④ テラス状構造の断面は、気泡を伴う構造(厚さ約3cmの推定)が見られる(極一部の映像で確認。詳細は不明。)テラス状構造の下面は滑らかなように見える。

写真の出典：第30回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会補足説明資料「1号機PCV内部調査の状況について」IRID/東京電力、  
<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

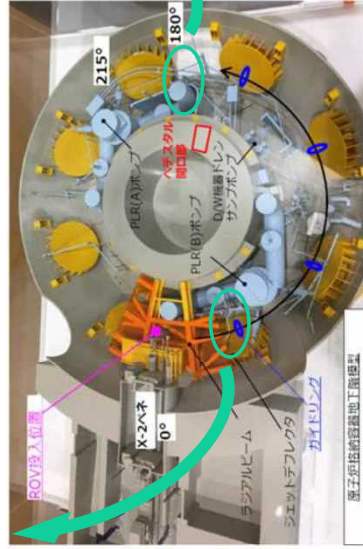


**第二章 第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(2)**

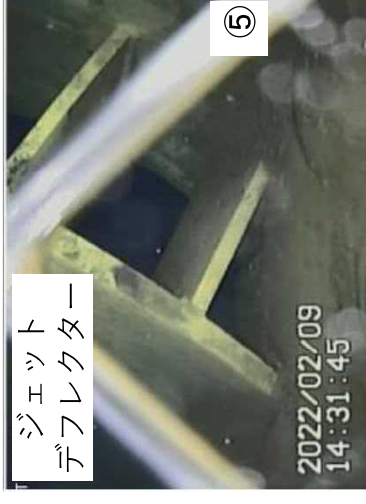
- ⑤ **ジェットデフレクターの裏側**にも、ペDESTALから到達したと考えられる**堆積物**。**ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない**。見える範囲では原子炉格納容器の内面に大きな損傷はない。
- ⑥ ペDESTAL開口部付近では、**テラス状構造の下部に空洞**が確認されている。(開口部から離れた場所は、現段階で不明。)
- ⑧ **テラス状構造の位置で鉛遮蔽体(鉛毛マット)が溶けて落下**しているように見える。テラス状構造の上部では鉛遮蔽体(鉛毛マット)の被覆材料(グラスファイバー)は維持されているように見え、著しい高温の影響はほぼテラス状構造付近に限られているように見える。



テラス状構造

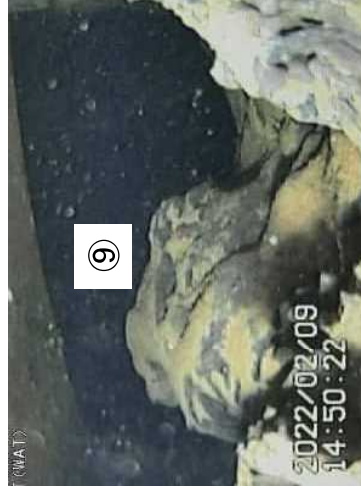


- ⑨ ペDESTAL開口部1.4m高さに**バブル形状**のもの。その下部には空間があるが内部の詳細は不明。
- ⑩ ペDESTAL外周部の原子炉格納容器床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部に**半球状**のもの。(詳細は現段階では不明)



⑤

ジェットデフレクター裏側



⑨

バブル形状の堆積物



⑩

半球状の堆積物

**鉛遮蔽体及びテラス状構造**

写真の典拠: 第30回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会補足説明資料「1号機PCV内部調査の状況について」  
IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

## 第二章第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)

堆積物等



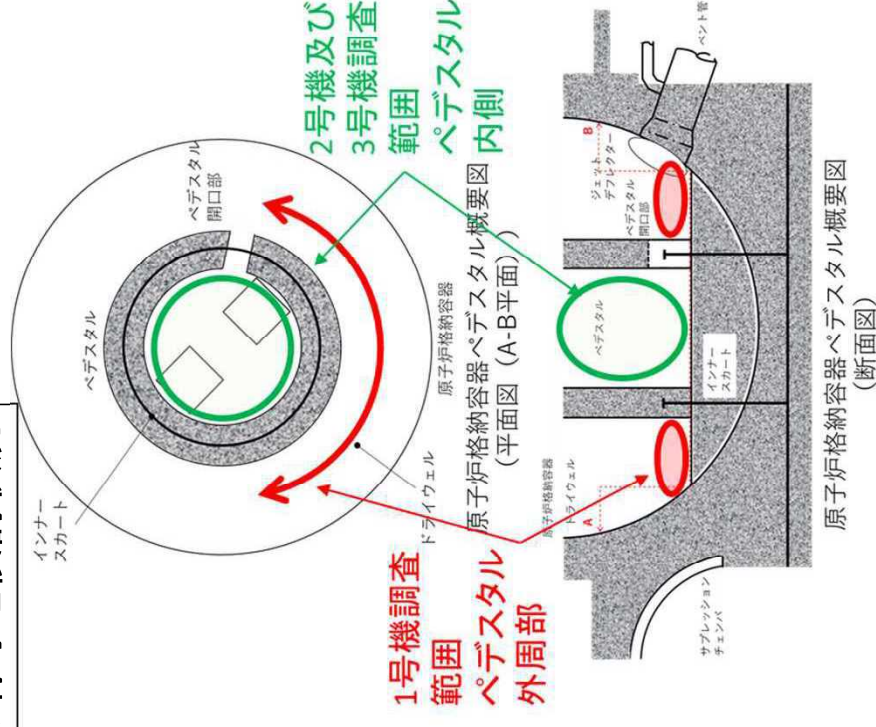
ペデスタル壁面



2号機PCV内部調査 (2018年1月)



3号機PCV内部調査 (2017年7月)



2号機及び3号機の調査範囲(ペデスタル内側)と1号機の調査範囲(ペデスタル外周部)は異なるが、2号機及び3号機では、ペデスタルのコンクリート損傷、テラス構造、半球状堆積物等は確認されていない。

**今後予定されている1号機ペデスタル内部及び壁部の詳細観察等が重要。**

写真の出典：第32回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 資料1-3 「1号機原子炉格納容器内部調査の整理点等について」原子力規制庁、<https://www.nra.go.jp/data/000408671.pdf>

第三章 第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定

画像左側から熱を受け燃焼、溶融したと推定。MGセット側に燃え残りを確認。



(下部) 変色し表面塗装がないことを確認



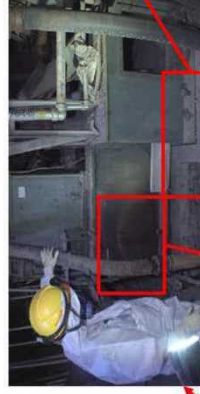
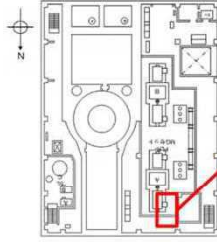
(上部)



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

MGセット本体に燃焼した痕跡は確認できない

MGセット(A)の北側の状況



MGセット下部構造の変色、ホースの焼損状況から、この付近で燃焼があったと推定

コンクリート被覆部分の剥離を確認



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

MGセット(A)の西側（下部構造及びコンクリート基礎）の状況

現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査。



その結果、着火原因までは判明しなかったものの、火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機(MGセット(A))周辺と特定。

火災の発生源や着火原因等については、現場に残されている燃え残り物などを分析することによって、更に判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。

第三章第二節 3号機水素爆発関連の試験等

東京電力における加熱試験

- 1) 1000°C水素ガス環境下
- 2) 1000°C水蒸気環境下
- 3) 200°C水蒸気環境下(24時間保持)

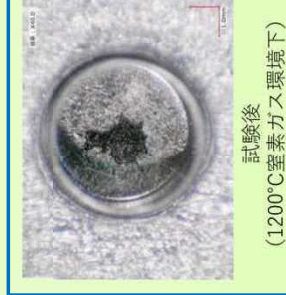
JAEAにおける加熱試験

- 1) 1200°C窒素ガス環境下

○ウレタン保温材



○ウレタン保温材



試験後

3号機原子炉格納容器内で使用されているケーブル、塗料、保温材等の加熱試験を実施。

JAEA及び東京電力の試験の結果、ある程度の有機化合物が発生することを確認。ただし、今回の試験結果(水素または窒素ガス環境下)では発生量は限られている可能性が高い。

東京電力の水蒸気環境下の試験では、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200°C水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された。

東京電力の試験結果は、1号機原子炉格納容器内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している可能性がある。

## 引用等

○東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)(1/2)  
(令和5年3月7日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会)

<https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf>

○東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)(2/2)  
(令和5年3月7日 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会)

<https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf>

○東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
(第20回(令和3年5月18日)～第36回(令和5年3月7日))

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yaushikisya/jiko\\_bunseki01/index.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yaushikisya/jiko_bunseki01/index.html)

# 東京電力福島第一原子力発電所における 事故の分析に係る検討会 直近の検討状況

2023年5月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

○東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「**事故分析検討会**」という。）において、**令和3年4月から令和5年12月までの検討事項**について、令和5年3月7日に「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2023年版）」（以下「**中間取りまとめ（2023年版）**」という。）を取りまとめた。

○令和5年12月以降も東京電力及び国際廃炉研究開発機構が東京電力福島第一原子力発電所1号機の**原子炉格納容器内部の調査を進める**など、東京電力福島第一原子力発電所事故の**調査・分析は進捗している**ことから、**事故分析検討会において検討を進めている状況を整理した。**

- 1) 1号機原子炉格納容器内部調査（ペデスタル内部の撮影）
- 2) 1号機原子炉補機冷却系（RCW）の高汚染
- 3) 水素燃焼における可燃性有機ガスの影響

## 1) 1号機原子炉格納容器内部調査(ペデスタル内部の撮影)

第107回 特定原子力施設監視・評価検討会資料

### 3-1. ペデスタル基礎部の状態について①



- ペデスタル内側下部のコンクリートが一部消失している箇所（床面より1m程度）には配筋を確認
  - 配筋には、垂直方向の引っ張り荷重を支持する縦筋と、周方向の引っ張り荷重を支持する横筋が存在するが、縦筋は大きな変形がなく当初の形状を維持<写真1>
  - 配筋は、製造時に施工されている格子状の凹凸が確認され、製造・据え付け時の寸法が維持されていると推定<写真1,2>
- 配筋露出箇所の上部には、棚状堆積物が存在し、それより上部にはコンクリートが残存<写真3>

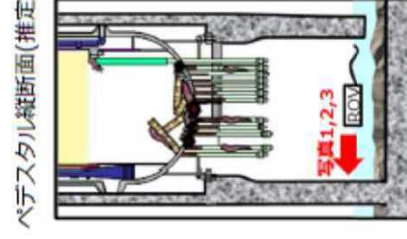


写真1. ポイント①ペデスタル基礎部

写真2. ポイント②ペデスタル基礎部



写真3. ペデスタル内の棚状堆積物と壁面



(※CRD：制御棒駆動機構)

- ペデスタル内側は、床面より1m程度の範囲で全周にわたってコンクリートが消失。

- 配筋は、大きな変形はなく、表面にも大きな熱影響は確認されなかった。

出典：第37回事故分析検討会資料1  
1号機原子炉格納容器内部調査の状況について 技術研究組合国際廃炉研究開発機構/東京電力ホールディングス株式会社

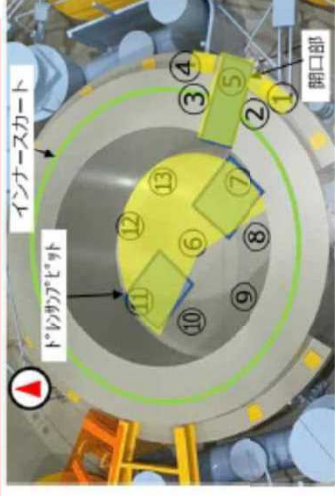


1) 1号機原子炉格納容器内部調査(ペデスタル内部の撮影)

第107回 特定原子力施設監視・評価検討会資料

【参考】ペデスタル開口部から撮影した映像のパノラマ画像

IRID  
TEPCO

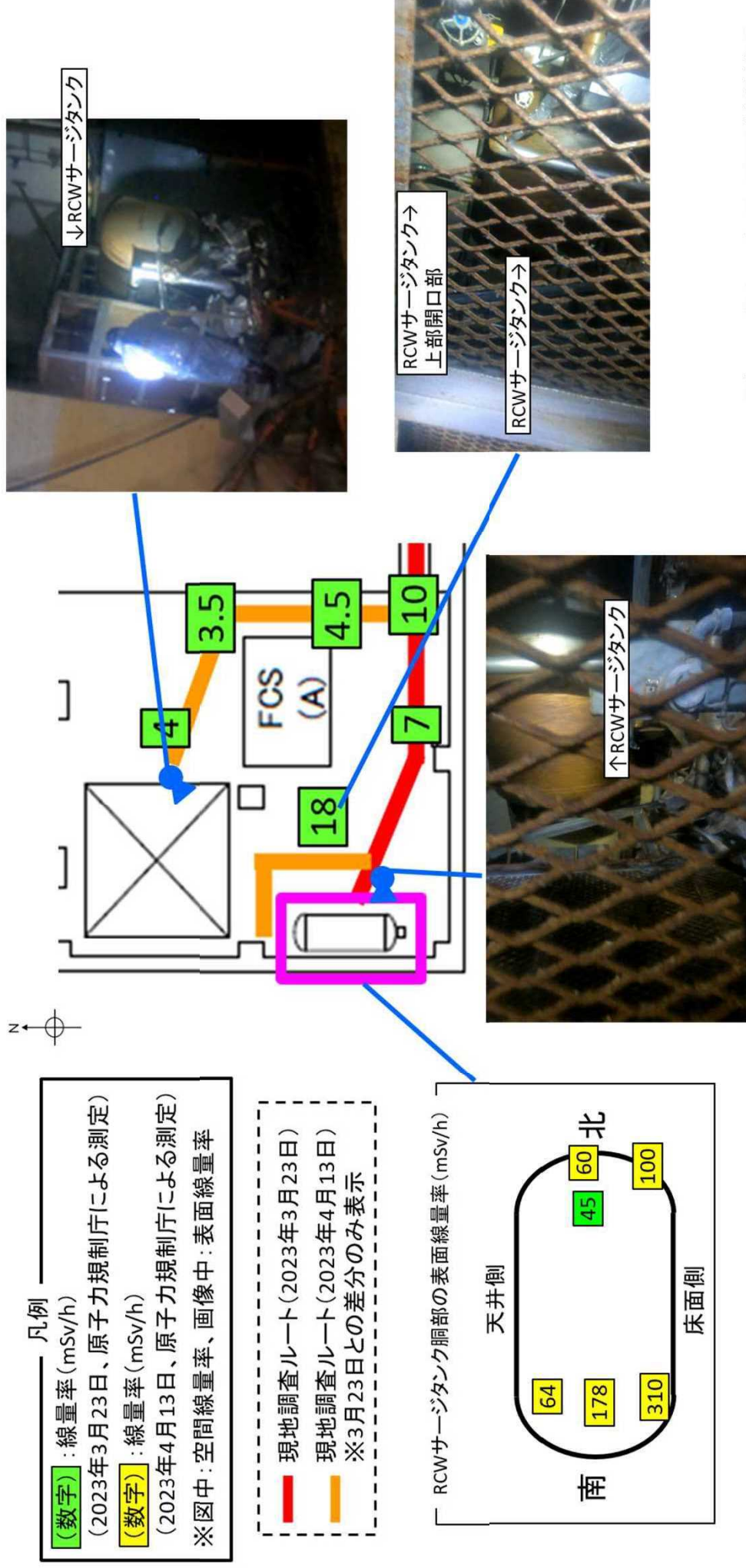


ペデスタルのコンクリート部の喪失、堆積物の形成について、検討を継続。

出典：第37回事故分析検討会資料1  
1号機原子炉格納容器内部調査の状況について 技術研究組合国際廃炉研究開発機構/東京電力ホールディングス株式会社

2) 1号機原子炉補機冷却系(RCW)の高汚染

調査状況(1号機原子炉建屋4階:RCWサージタンク)



図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

写真は、いずれも2023年4月13日原子力規制庁撮影

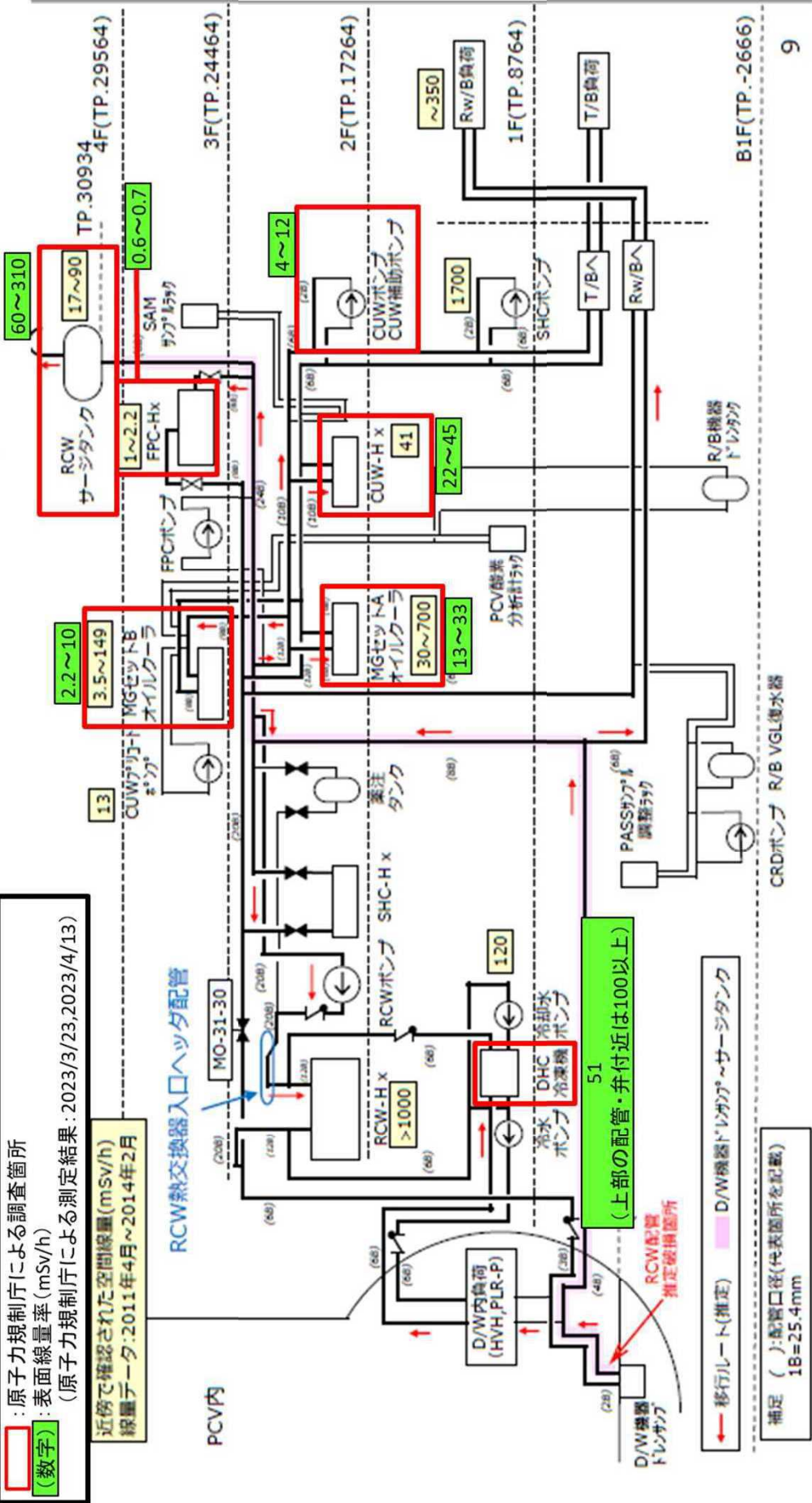
出典：第37回事故分析検討会資料4 1号機原子炉補機冷却系の現地調査の状況 原子力規制庁

## 2) 1号機原子炉補機冷却系(RCW)の高汚染

格納容器内での配管損傷から系統の高汚染が生じた。

### 調査箇所及び線量率測定結果

(数字) : 原子力規制庁による調査箇所  
(数字) : 表面線量率 (mSv/h)  
 (原子力規制庁による測定結果: 2023/3/23, 2023/4/13)  
 近傍で確認された空間線量(mSv/h)  
 線量データ: 2011年4月~2014年2月



東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第36回)資料2-1から抜粋 一部追記

出典: 第37回事故分析検討会資料4 1号機原子炉補機冷却系の現地調査の状況 原子力規制庁

3) 水素燃焼における可燃性有機ガスの影響



試験結果

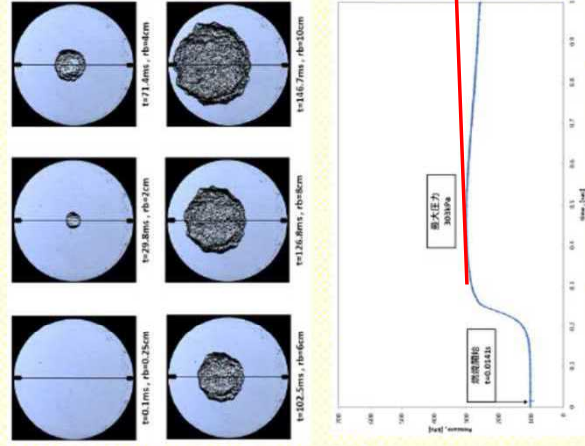


図3 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度0 vol%)

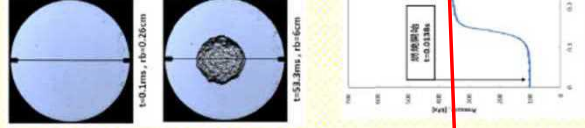


図6 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度1 vol%)

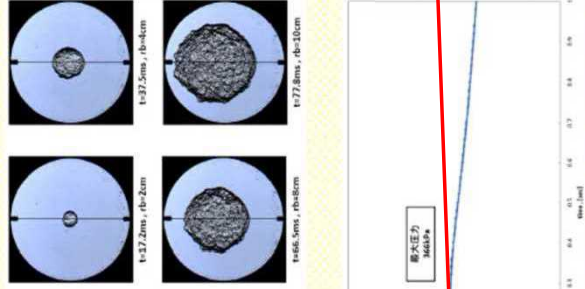


図7 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度2 vol%)

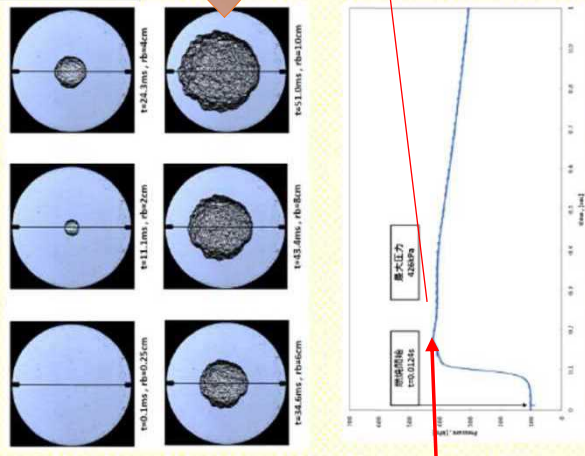


図12 容器内の最大圧力

メタン(CH<sub>4</sub>)の混合によって  
燃焼による最大圧力が増加  
する傾向が確認された。

出典：第37回事故分析検討会資料3  
東京電力福島第一原子力発電  
所事故時の水素爆発における  
可燃性有機ガスの影響に関する  
調査 長岡技術科学大学

### 3-6. 1F3号機発生ガス総量



#### ■ ケーブル4種、塗料2種、保温材2種、潤滑油1種から発生するガス濃度 (1F3D/W、水蒸気97%+窒素3%環境下)

1F3の格納容器内ケーブル、塗料、保温材、潤滑油の想定物量総量とドライウエル空間容積より発生ガス総量 (vol%) を算出

\*：一部未測定

試料環境	発生ガス総量 (vol%)		ガス物性 燃焼(爆発)範囲 (vol%)	
	水蒸気+窒素	RT~1000		
温度(°C)	°C			
H2	vol%	RT~1000	4~75.6	
CO	vol%	2.46E+01	12.5~74	
CO2	vol%	4.73E+00	-	
炭化水素	vol%	2.12E+00*	-	
	CH4	vol%	4.85E+00	5.0~15
	C2H4	vol%	2.05E+00	2.7~36
	C2H6	vol%	3.16E-01	3.0~12.5
	C3H6	vol%	4.45E-01	2.0~11
	C3H8	vol%	7.09E-02	2.1~9.5
	i-C4H10	vol%	1.47E-03	1.8~8.4
	n-C4H10	vol%	4.15E-02	1.6~8.5
	i-C5H12	vol%	2.76E-02	1.3~7.6
	n-C5H12	vol%	3.29E-02	1.5~12.5
上記以外のC1~C5(CH4換算種)			-	
NH3	vol%	8.39E-01	15.0~28	
H2S	vol%	7.03E-06	4.0~44	
	vol%	1.92E-02		

格納容器内のケーブル、塗料、保温材、潤滑油等の加熱(水蒸気+窒素環境下で1000°C)によって、数vol%のメタン(CH<sub>4</sub>)等が発生する可能性が示唆される。

出典：第37回事故分析検討会資料  
2-2 ケーブルなどから発生する可燃性ガス発生量評価及び可燃性有機ガス燃焼試験進捗状況 東京電力ホールディングス株式会社

## 引用等

○第37回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
(令和5年4月24日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000085.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000085.html)

○第36回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
(令和5年3月7日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000084.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000084.html)

○第35回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
(令和5年1月13日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000083.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000083.html)

## 火災回路解析に関する米国調査結果

令和5年5月25日  
技術基盤課  
火災対策室  
検査監督総括課  
システム安全研究部門

### 1. 概要

第12回技術情報検討会<sup>1</sup>において、「回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」が、要対応技術情報と分類され、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めた検討が開始された。令和3年6月には、NRA技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査」が発行され、安全停止回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会（NRC）規制活動とともにいくつかの事業者事象報告書（LER）が紹介された。LERには、NRCが実施する3年毎火災防護検査等において発見、指摘された具体的な課題（潜在的課題含む）が含まれていることから、技術基盤課で調査を行い、第51回技術情報検討会において、「火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書の調査」として結果を報告した。具体的実施項目等について、第52回技術情報検討会において報告した。

今般、実施項目のうち、「火災防護関連の検査について、NRCへ検査官等を派遣し情報収集」について、結果概要を報告する。なお、実施項目のうち、「米国火災防護規制の最近の動向の調査」及び「関連するNRCの審査及び検査制度についての文献調査」については、調査結果をとりまとめ、別途技術情報検討会に報告する予定である。

### 2. 米国における調査の概要

米国の火災防護規制における基本概念としては、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減であるが、これらを実現する法体系として、決定論に基づくものと、確率論に基づくものの2つがある（参考1）。

火災の影響軽減に紐付く「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対して、決定論に基づく場合、検査では、系統分離対策（防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているか）を確認する。一方、確率論に基づく場合、検査では、回路レベルでの火災時安全停止解析を行い安全性（火災区域毎に火災シナリオの同定及び事故シーケンスの定量化を行い、プラント全体に対するリスクが小さいか）を確認する。

火災回路解析は、主に後者の確率論による火災安全を確認する方法として、回路レベルでの火災時安全停止解析の一環として、火災シナリオの同定、事故シーケンスの定量化等に用いられている。

<sup>1</sup> 平成27年1月19日

2022年11月25日から12月17日までの期間、米国に出張し St. Lucie 原子力発電所<sup>2</sup>において NRC が実施する3年毎の火災防護検査 (FPTI) に同行し、検査の実施状況を観察した。火災回路解析の実施状況を含め、観察した検査活動について報告する(詳細は、別添参照)。

#### (1) 検査の観点

- ・ 本報告では主に NRC が「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」の観点から実施した検査の状況について報告する。

#### (2) 検査の前提

- ・ St. Lucie 原子力発電所は、火災防護に関する規制適合性を示す際に、確率論的アプローチを選択したプラントである。具体的には、10CFR50.48 (火災防護) の (C) 及び NFPA805<sup>3</sup> に適合している。
- ・ 米国では、許認可ベースとなっている Standard Licensing Condition の範囲内であれば規制当局の許可なく、事業者がリスク評価を含む技術評価により規制要求を満たしていることを確認した上で、火災防護プログラム (FPP) を変更することができる。(これを Self-Approved Change to FPP と呼ぶ)
- ・ NFPA805 適合プラントにおいては、リスク増分が許容範囲内 ( $CDF^4 < 1E-7$ /年) であればリスク増加を伴う火災防護プログラムの変更 (届け出不要) を許容している。
- ・ 火災ハザード解析・火災 PRA・火災時安全停止解析を実施し、その結果を火災防護プログラムに反映している。

#### (3) 検査の実施状況

##### ステップ-I

サンプルの選定：火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持を行う上で重要な機器のうち、今回の検査では「補助給水システム」を検査サンプルとして選定した。

##### ステップ-II

検査方針の策定：任意の火災区域にて電動補助給水ポンプを有する系統1系統 (A系) を機能喪失させる火災が発生した際に、もう1系統 (B系) が喪失しないよう事業者が整備している火災防護策を確認する。

##### ステップ-III：具体的な作業

III-1：火災により A 系の機能を喪失させる可能性のある機器の特定

III-2：火災解析における当該機器の扱いの調査

III-3：当該機器について、火災区域の特定、火災防護策の特定、対策不要としている場合の判断の妥当性の検証の実施

<sup>2</sup> フロリダ州セントルーシー郡

<sup>3</sup> National Fire Protection Association 「軽水炉を対象としたパフォーマンスベースの火災防護基準」

<sup>4</sup> Core Damage Frequency: 炉心損傷頻度



III-4：プラントの状態が各種火災解析（火災ハザード解析・火災 PRA・火災時安全停止解析）の前提／モデルと整合していることの確認

#### （4）火災回路解析の実施状況

- ・ 作業内容

火災時安全停止解析において事業者が実施している火災回路解析を再現し、その結果に間違いがないことを確認した。

- ・ 検査対象機器の選定

補助給水（電動ポンプ）系統 A 系と B 系を接続するクロスタイバルブ（電動弁）を火災回路解析のサンプルに選定した。特定の電気室において火災が発生した場合、補助給水（電動ポンプ）系統 B 系が機能喪失する。同電気室には、クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタ（MCC）が設置されており、補助給水（電動ポンプ）系統 B 系の機能喪失と同時に火災の影響を受けることから、A 系と B 系の同時機能喪失が懸念される。

- ・ 火災回路解析の実施

電気工学の知識を有する検査官が、シーケンス図（EWD 方式）を用い、火災時の短絡・地絡を想定した回路の動作をシミュレーションした。その結果、火災時に当該クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタがダメージを受け、これによりモーターコントロールセンタ内の回路に短絡・地絡が発生したとしても、ホットショートにより当該バルブが誤開することがないことを確認した。

これをもって NRC 検査官は「当該電気室の火災において当該電動弁を対応不要と分類していること」との火災時安全停止解析における判断が妥当であることを確認した。

### 3. 今後の対応

我が国では、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第 11 条（火災による損傷の防止）第 3 号において、発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれないようにするための措置を講ずることが要求されており、火災防護審査基準<sup>5</sup>に沿って決定論に基づく審査が行われている。具体的には、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を確認しており、火災回路解析については確認していない。

米国では、具体的な検査方針を策定（「補助給水システム」をサンプルとして、事業者の火災防護策の妥当性等を確認）し、機器の特定、火災解析における当該機器の扱い、火災防護対策の妥当性等を確認していることを実際に知ることができた<sup>6</sup>。また、日米における火災防護に対する規制の違いはあるものの、NRC のアプローチは、火災の影響軽減対策に係る検査において、火災防護プログラムに不備があった場合、火災

<sup>5</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準

<sup>6</sup> なお、我が国においても、関西電力株式会社美浜発電所 3 号機における火災防護の不備に関する検査において、同様のアプローチで確認を行った。（令和 4 年第 25 回原子力規制委員会（令和 4 年 7 月 22 日））

が火災区画内の安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、どのような影響を与えるかといった観点からの指摘を行う上で有意義だと考えられる。

日本では、原子力規制庁が、米国における火災時安全停止回路解析の調査、及び米国における火災防護検査に関する調査（電気関係）を行い、その結果を NRA 技術ノート<sup>7</sup>として公表している。また、火災回路解析から得られた知見として、原子力規制庁は、昨年5月に被規制者向け情報通知文書「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項」を発出している。

以上を踏まえ、今後、中・長期的対応として、収集した情報を分析し、規制への反映の要否について検討することとしたい。

なお、原子力エネルギー協議会（ATENA）は、短期対応として LER 情報の分析を昨年度中に、中長期対応として火災 PRA における回路解析を検討するとしており、「回路故障モード尤度解析」を 2023 年度までに試行予定としており（参考2）、これらについても適宜、聴取することとする。

#### 別添 火災回路解析に関する米国の火災防護検査の現地調査結果

参考1 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応（案）（第49回技術情報検討会資料49-2-3）

参考2 火災時安全停止回路解析に係る検討状況について（令和4年11月18日面談資料）

---

<sup>7</sup> NTEN-2021-1001 米国における火災時安全停止回路解析の調査  
NTEN-2023-1001 米国における火災防護検査に関する調査（電気関係）

## 火災回路解析に関する米国の火災防護検査の現地調査結果

## (1) 検査のスコープ

・検査ガイド (71111<sup>[1]</sup> ATTACHMENT 21N.05) は、FPTI において以下の①～④の項目についてサンプル (検査対象) を選定し、検査することを要求している。今回の FPTI では、①の検査の一環として火災回路解析が実施された。

- ①火災発生後の安全停止 (SSD) を達成する上で必要となる設備 (規制要求を満たす上で考慮 (クレジット) されている設備)
- ②火災の防止・検知・抑制の機能を有する設備 (規制要求を満たす上で考慮 (クレジット) されている設備)
- ③火災防護プログラム (FPP) の下で実施される管理の運用状況
- ④FPP の変更の妥当性<sup>8</sup>

## (2) 検査の前提

・米国においては、事業者課される火災防護に関する規制要求は発電所毎に異なっている<sup>9</sup>。St. Lucie 原子力発電所は、10CFR50.48 (火災防護) の (C) 及び NFPA805<sup>[2]</sup> (軽水炉を対象としたパフォーマンスベースの火災防護基準) に沿って、リスクインフォームドかつパフォーマンスベースのコンセプトの下で FPP を運用している。St. Lucie 原子力発電所のような NFPA805 適合プラントにおいては、規制当局への届け出を必要としない FPP の変更 (Self-Approved Change to FPP) の範囲が、NFPA805 に適合していないプラントに比較して拡大している。具体的には、NFPA805 適合プラントにおいては、リスク増分が許容範囲内 ( $CDF^{10} < 1E-7$ /年) であればリスク増加を伴う FPP の変更 (届け出不要) を許容している。

→同行した検査において、NRC 検査官は、事業者が 10CFR50.59 (変更、試験及び実験) に従い、NRC への届け出せずに行った FPP の変更について、技術的な見地からその妥当性を確認していた。

・St. Lucie 原子力発電所は、NFPA805 適合プラントであり、NRC が RG 1.205<sup>[3]</sup> において部分的にエンドースしている民間基準 NEI04-02<sup>[4]</sup> (10CFR50.48 (C) のもとでのリスクインフォームド/パフォーマンスベースである火災防護プログラムの適用に関するガイダンス) に沿って火災ハザード解析 (FHA)・火災 PRA (FPRA)・火災時安全停止解析 (Safety Shutdown Analysis (SSA) 又は Nuclear

<sup>8</sup> 米国では、許認可ベースとなっている Standard Licensing Condition の範囲内であれば規制当局の許可なく、事業者がリスク評価を含む技術評価により規制要求を満たしていることを確認した上で、火災防護プログラム (FPP) を変更することができる。(これを Self-Approved Change to FPP と呼ぶ)

<sup>9</sup> 例えば、1979 年 1 月以前に運転を開始したプラントとそれ以降のプラントでは、火災防護に関する規制要求が異なる。

<sup>10</sup> Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)

Safety Capability Analysis (NSCA)<sup>11)</sup> を実施し、その結果を FPP に反映している。

→同行した検査において NRC 検査官は、これら解析結果と実際のプラントの状況に差が生じていないことを確認する目的で、常にこれら解析結果を参照しつつ活動していた。この検査を行う上では、これら解析結果はもちろんのこと、これら解析を行う上で遵守すべき規制要求及び技術基準等 (NRC がエンドースしている民間基準含む)<sup>12)</sup>の存在が前提となっていた [1]~[8]。

・火災時のプラントの停止能力を確認することを目的に行われる NSCA/SSA において、SSD に必要となる機器の機能を確保する上で運転員の対応操作/リカバリーアクションを考慮する (クレジットをとる) ことが認められている。

→同行した検査において NRC 検査官は、火災防護のための設計/設備とともに火災時の運転員の対応操作/リカバリーアクションに注力していた。

### (3) 検査の実施状況

・NRC の検査官が実施した検査活動のうち、日米で違いが際立つものとして火災時 SSD 達成能力の検証を目的とした検査活動の実施状況について紹介する。なお、この検査活動の一環として回路解析が実施されている。

#### ●ステップ-I : サンプルの選定

##### ■作業の実施

内部事象 PRA の機器ランキングに加え、ライセンシングベース書類 (LBD) となっている各種火災解析 (FHA、FPRA、SSA 又は NSCA) の報告書を参照し、プラントの火災リスクプロファイル及び SSD 達成上重要な機器類を把握した後、サンプルを選定した。

##### ■作業の結果

「補助給水システム」を検査サンプルとして選定した。当該プラントにおける火災時に SSD を達成する上での補助給水システムの役割と特徴は、以下の通り。

・当該プラントは 2 基の蒸気発生器 (SG) を有している。火災時には、この SG を活用し、トリップした原子炉の残留熱を除去する。その際の SG への給水は、補助給水システムにより行う。

<sup>11)</sup> NSCA は、火災時に原子炉を出力運転状態から安全停止状態に移行できる能力 (SSD 達成能力) を評価するための解析であり、NSCA 報告書にはプラントが SSD 達成能力を有するとする根拠 (サクセス・クライテリア含む) とその前提が記載されている。この NSCA 報告書には附属書があり、各火災区域 (エリア) 毎に火災特性が記載されている。具体的には各火災区域 (エリア) 毎に、以下の情報が記載されている。

- ・安全上重要な機器の有無
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受ける可能性/安全上重要な機器が火災により影響を受けない技術的根拠
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受け、SSD 達成に向けた運転操作に支障が生じる潜在的な可能性
- ・安全上重要な機器が火災により影響を受け、SSD 達成に向けた運転操作に支障が生じる潜在的な可能性を踏まえ、これを回避するために事業者が整備した火災防護策
- ・対応が必要ない場合はその理由

<sup>12)</sup> 検査の現場にて NRC 検査官が参照していた規制要求及び技術基準等 (主なもの)

- 補助給水系統は、電動補助給水ポンプを有する系統（MD-AFW（A）及び MD-AFW（B））とタービン動補助給水ポンプを有する系統（TD-AFW）で構成されている。
- 当該発電所においては、機器の信頼性及び操作の複雑さ（起動時間や成功確率に影響）の観点から、MD-AFW（A） /（B）は TD-AFW に比べ有利との考えの下、火災時の SSD 達成に向けた運転操作においては、電動補助給水ポンプを有する系統（MD-AFW（A）又は MD-AFW（B））を優先的に使用することとしている。（=クレジットを取っている）
- NSCA によれば、MD-AFW は 1 系統のみで火災発生時に SSD を達成できる容量を有している。従って任意の火災区画（エリア）において火災が発生した場合に、MD-AFW（A）または MD-AFW（B）のどちらか一方が健全であることが求められる。

#### ■NRC 検査官からのアドバイス

発電所によっては火災時のみに使用する SSD 機器が存在する。これら機器は、内部事象 PRA のモデルでは考慮されないことから、火災防護の検査において機器の重要度を見定める上では、FPRA を参照することが重要である。

#### ●ステップ-II：検査方針の策定

##### ■作業の実施

検査チームの各メンバーが事業者から取り寄せた図書を精読した上で、議論を行なった後、チームリーダーが検査方針を策定した。

##### ■作業の結果

St. Lucie2 号機における火災時に SSD を達成する上での各機器/系統の重要性/火災時脆弱性を踏まえつつ、以下の検査方針が、チームにて共有された。

- 各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）を参照することにより、任意の火災区域（エリア）にて MD-AFW 1 系統を機能喪失せしめる火災が発生した際に、同火災によりもう一方の MD-AFW 系統が喪失しないよう事業者が整備している火災防護策を特定し、その内容が妥当でありかつこれら火災防護策が機能を発揮できるようプラントの状態が維持されていることを確認する。

#### ●ステップ-III：具体的な作業

- III-1：火災により損傷することで MD-AFW（A）の機能を喪失せしめる可能性のある機器の特定。

##### ■作業の実施

「火災発生時に動作不能となる又は誤動作することで MD-AFW（A）の機能を喪失せしめる可能性のある機器は、動的機器に限定される」との考え方の下、配管計装図（P&ID）を参照し、火災時にダメージを受けることにより MD-AFW（A）の機能に悪影響を及ぼす可能性のある機器をリストアップした。この作業において、ホットショートによる回路の誤動作を考慮している。

## ■作業の結果

以下の機器を特定した。

- MD-AFW (A) に属する動的機器：ポンプとそのサポート系、電動弁、空気作動弁：火災によりこれら機器が設計通りに動作しなければ、SG(A)に水を供給できない可能性あり
- MD-AFW (A) と MD-AFW (B) を接続するクロスタイバルブ（電動弁）：火災によりこの弁が誤開した場合、SG (A) に供給すべき水が、SG(B)に流れてしまう可能性あり
- MD-AFW (A) を主給水管に接続する系統の空気作動弁：火災によりこの弁が誤開した場合、SG (A) に供給すべき水が別の系統に流出してしまう可能性あり

- III-2：前ステップにてリストアップしたそれぞれの機器について、火災時にSSDを達成する上で機能維持が求められるか否かを見極めることを目的とした各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）における当該機器の扱い（クレジットの有無）の調査

## ■作業の実施

Essential Equipment List を参照し、各機器が各種火災解析（FHA、FPRA、SSA 又は NSCA）においてクレジットされているか否かを見極め、いずれの解析にもクレジットされていない機器については、検討対象から除外した。

- III-3：前ステップにて検討対象とした機器についての「これを機能喪失に至らしめる火災区域の特定」「特定された火災区域にて火災が発生した際に、MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失しないように事業者が整備している火災防護策の特定」「特定された火災区域（エリア）にて対策不要としている場合において、その妥当性の検証」の実施

## ■作業の実施

NSCA 報告書を参照し、上述の「①火災区域（エリア）の特定」を実施し、次に「②火災防護策の特定」「③対応不要との判断の妥当性の検証」を実施した。

## ■作業の結果

以下の火災防護策を特定した。

- ①中央制御室にて火災が発生した際の遠隔操作盤への切り替え操作：中央制御室にて火災が発生した場合、この対応を講じなければ MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する。
- ②現場における TD-AFW を起動：火災において MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する事態を回避できることが NSCA により示されているものの、FPRA の結果を踏まえ、EDG の信頼性が低いことに起因して、MD-AFW (A) と MD-AFW (B) の両方が機能喪失する可能性（確率）は無視しえないとの認識から、事業者は現場における TD-AFW 起動を火災防護策として整備している。（深層防護の位置づけ）

○III-4：プラントの状態が NSCA/SSA の前提／モデルと整合していることの確認

■作業の実施

- ・前ステップで特定した NSCA/SSA において考慮されている運転操作/リカバリアクションの実行可能性を現場にて確認した。
- ・前ステップで特定した NSCA/SSA において考慮されている運転操作/リカバリアクションを実施するために整備されている手順書の内容を確認した。

■作業の結果

- ・手順書を携え事業者とともに実施した現場ウオークダウン（Job Performance Watch/操作模擬を含む。）及び手順書の内容についての事業者へのヒアリングにより、「①中央制御室にて火災が発生した際の遠隔操作盤への切り替え操作」及び「②現場における TD-AFW を起動」が実現可能であることを確認した。

（4）回路解析の実施状況

NRC 検査官は、検査対象とした補助給水系の系統に属する機器を対象に回路解析を実施した。

①作業内容

NSCA において事業者が行った回路解析を再現し、事業者が実施した回路解析が間違っていないことを確認した。

②NSCA に基づくサンプル（検査対象機器）の選定

火災により損傷することで MD-AFW (A) の機能を喪失せしめる可能性のある機器として特定された MD-AFW (A) と MD-AFW (B) をつなぐラインに設置されているクロスタイバルブ（電動弁）を回路解析のサンプルに選定した。サンプル選定に際して考慮した情報は、以下の通り。

- ・当該電動弁は通常閉であるが、MD-AFW (A) 又は MD-AFW (B) のどちらか一方が機能しない状況において、クロスタイバルブ（電動弁）がホットショート（地絡及び短絡）により当該バルブが誤開してしまつたら、AFW 両系統が機能喪失する。
- ・NSCA を参照したところ、特定の電気室にて火災が発生した際に、MD-AFW (B) が機能喪失する。当該電気室には、クロスタイバルブ（電動弁）のモーターコントロールセンタ (MCC) がある。NSCA では、当該バルブを FOFD (Free of Fire Damage/対応不要) と分類している。これは当該電気室にて火災が発生した場合、MD-AFW (B) が機能喪失しかつ当該電動弁も機能喪失するものの、その際にホットショートにより当該バルブが誤開して MD-AFW (A) が機能喪失に至る可能性がないことを意味する。

③回路解析の実施

NRC の検査チームの中で電気工学の知識を有する検査官が、シーケンス図 (EWD

方式)を用い、火災時の短絡・地絡を想定した回路の動作をシュミレーションした。その結果、火災時に当該クロスタイバルブ(電動弁)のMCCがダメージを受け、これによりMCC内の回路に短絡・地絡が発生したとしても、ホットショートにより当該バルブが誤開することがないことを確認した。これをもってNRC検査官は「当該電気室の火災において当該電動弁をFOFD(対応不要)と分類していること」が妥当であると判断した。

●別途、検査官向けに今回習得した火災回路解析の手法を解説する資料を作成した。

#### 【参考文献】

- [1] INSPECTION PROCEDURE 71111 ATTACHMENT 21N.05 FIRE PROTECTION TEAM INSPECTION
- [2] NFPA 805 “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”, National Fire Protection Association
- [3] Regulatory Guide 1.205 “Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants”
- [4] NEI 04-02 revision 2, “Guidance for implementing a risk-informed, performance-based fire protection program under 10 CFR 50.48(c)”, Nuclear Energy Institute
- [5] Regulatory Guide 1.189 “Light-water nuclear power plants fire protection for operating nuclear power plants”
- [6] NUREG/CR-6850 “EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities”
- [7] NEI 00-01 “Nuclear Energy Institute Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, Nuclear Energy Institute
- [8] NUREG-1852 “Demonstrating the Feasibility and Reliability of Operator Manual Action Response to Fire”



## 米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件の調査結果とそれを踏まえた対応(案)

令和 3 年 9 月 9 日  
技術基盤課  
システム安全研究部門

### 1. 調査の概要

技術情報検討会における「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)」の一つである、「回路故障が 2 次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性」<sup>(注 1)</sup>に対しては、将来的な「火災影響評価ガイド」<sup>1</sup>への反映要否を含めて検討を行うこととしていることから、米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件について調査し、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査(以下「技術ノート」という。)」としてまとめ、令和 3 年 6 月に公表した。技術ノートでは、安全停止回路解析に関連する米国の規制要求と民間規格の関係及びその変遷を整理して米国における回路解析の規制上の位置づけを明確にするとともに、回路解析の概要、関連する米国原子力規制委員会(NRC)の規制活動、事業者の対応事例、解析結果の反映先等を調査し、我が国の火災時安全停止に関する規制要件との関係を整理した。調査の概要は以下のとおりである。

#### (1) 米国の火災防護規制

米国の火災防護規制を図 1 に示す。火災防護に係る規制制度には、決定論及び確率論に基づくものがある。共通する基本概念としては、火災の発生防止、火災の感知・消火及び火災の影響軽減であり、それらは 10CFR50.48、10CFR50 附則 A GDC3、10CFR50 附則 R に明記されている。

##### ① 火災の影響軽減に係る規制要求

火災の影響軽減に紐付く「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件(10CFR50.48)に対して、決定論に基づく審査では系統分離対策が要求され、防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認する。一方、確率論に基づく審査では回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けが要求され、CDF<sup>(注 2)</sup>及び LERF<sup>(注 3)</sup>に係るリスクを評価する。関連する規制要求及び審査の概要を別紙 1 に示す。

##### ② 決定論に基づく火災の影響軽減

決定論に基づく火災の影響軽減としては、系統分離対策を要求している。具体的には、同一火災区域内に故障・誤動作の原因になる電気ケーブル(関連する非安全回路を含む)や機器が存在する場合には、a)3 時間の火災障壁による分離、b)20ft(6.1m)以上の水平間隔による分離(その空間に可燃物が無いこと。)及び火災検知器・自動消火設備設置、あるいは c) 1 時間の火災障壁及び火災検知器・自動消火設備設置のいずれかの系統分離対策を実施する必要がある。

<sup>(注 1)</sup> 実際に設備故障が生じた事例はなく、米国における火災時安全停止回路解析で摘出された報告である。

<sup>(注 2)</sup> Core Damage Frequency: 炉心損傷頻度

<sup>(注 3)</sup> Large Early Release Frequency: 早期大規模放出頻度

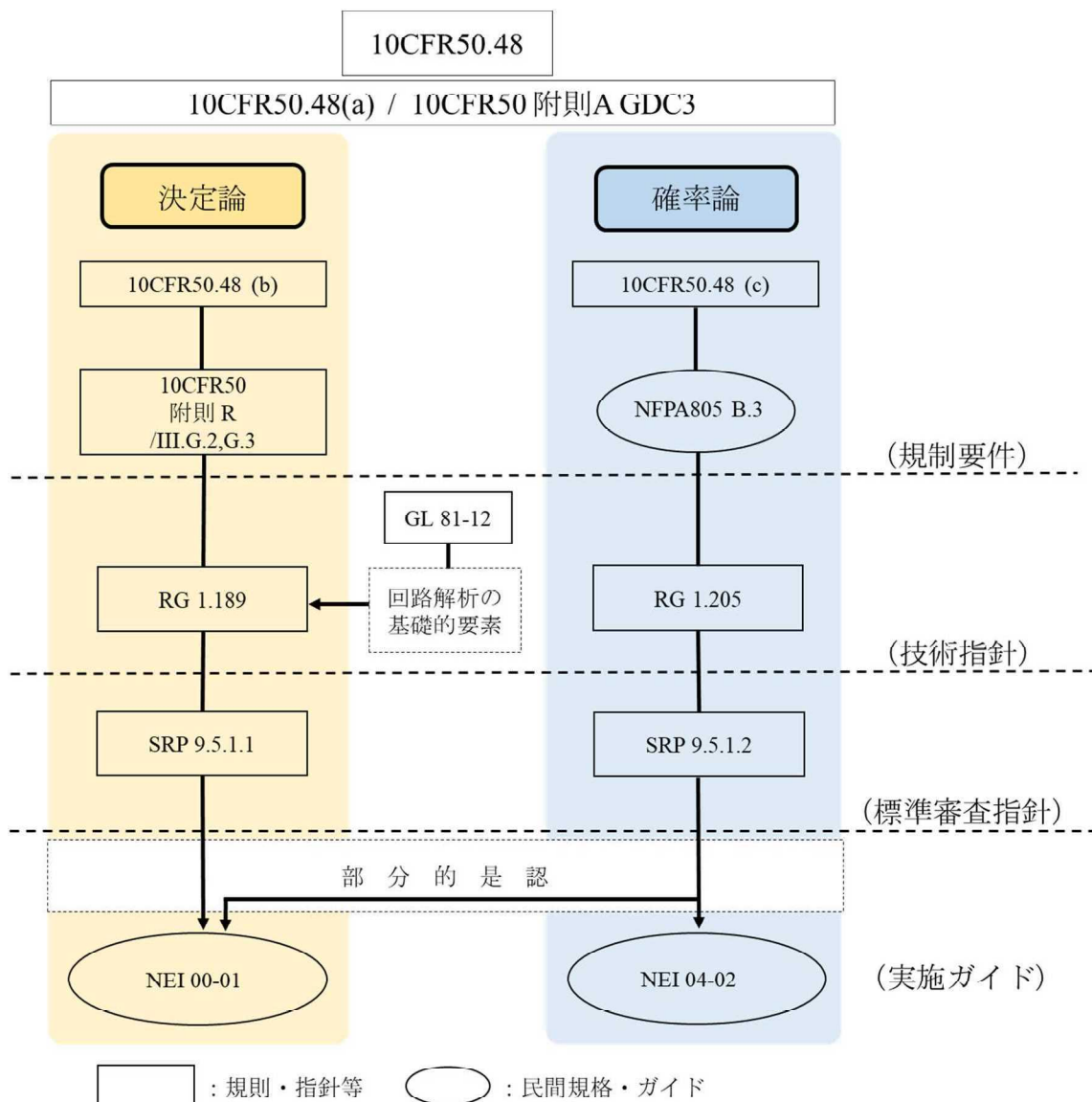


図1 米国の火災防護に係る現行規制

### ③確率論に基づく火災の影響軽減

#### (a)導入の背景

2004年以前は決定論に基づく火災の影響軽減については、10CFR50.48(a)<sup>(注4)</sup>及び10CFR50.48(b)<sup>(注5)</sup>のみが存在し、(1)②の系統分離対策が要求されていたが、当時から技術的要件に適合しないプラントが多数存在していた。

米国の認可制度には、本来の技術的要件に適合しない場合でも、代替となる特定の要件を満たすことによって、暫定的に適合除外が認められる場合があり(適合除外規定: 10CFR50.12)、過去に米国の事業者全体で正式に認可された火災防護に係る適合除外の申請数は数百件に上るとされている。即ち本来の規制要件である 10CFR50.48 が遵守できずに、

(注4) 10CFR50.48(a)は 1979年1月以降に運転認可を受けたプラント及び新規建設炉に対する要件である。

(注5) 10CFR50.48(b)は 1979年1月以前に運転を開始したプラントに対する要件である。

10CFR50.12 に基づく条件付き適合除外の承認を得ることによって、辛うじて運転認可を維持していた。このような状況は 20 年以上放置され続けていたが、適合除外の申請を恒久的に認めるのは 10CFR50.12 の趣旨ではなく、本来の 10CFR50.48 への適合への復帰が目指さなければならないとして、NRC は長年山積した諸々の不適合を総合的に解決する手段として、民間規格 NFPA805 の一部を引用するとともに確率論的規制の要件である 10CFR50.48(c)<sup>(注 6)</sup>を 2004 年に策定した。

#### (b)規制要求の概要

確率論に基づく火災の影響軽減としては、回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付けを要求している。そのため安全停止解析の一部として回路解析が実施される場合がある。最終的には火災区域毎に火災シナリオの同定及び事故シーケンスの定量化を行い、プラント全体のリスクとして  $\Delta CDF$ <sup>(注 2)</sup> と  $\Delta LERF$ <sup>(注 3)</sup> の受容基準<sup>(注 7)</sup>を満足する必要がある。

### (2)回路解析について

#### ①回路解析の概要

回路解析とは、「火災に起因する回路故障を想定する場合も原子炉の安全停止の達成・維持が可能であることを示す」という米国の規制要求を受けて実施される安全停止解析の一部であり、安全停止機能として必要な構築物、系統及び機器 (SSCs) が火災による回路故障 (短絡・地絡・断線・二次火災等による機能喪失) から防護され、安全停止が達成・維持されることを裏付けるために行うものであり、電気ケーブルを含む SSCs について実際の設置位置及び敷設経路を解析情報として、原子炉の安全停止成功パス<sup>(注 8)</sup>に及ぼす火災の影響を (定性的又は定量的に) 評価する解析である (安全停止解析及び回路解析の概要を別紙 2 に示す。)

#### ②回路解析の実施ガイド

回路解析を実施するための具体的手順を記載している民間ガイド NEI 00-01<sup>2</sup> は、NRC が RG1.189<sup>3</sup> で部分的に是認している。また、2004 年には 決定論的規制の代替オプションとしての確率論的評価に基づく民間規格 NFPA805<sup>4</sup> が一部引用され、関連する民間ガイド NEI 00-01<sup>2</sup> 及び NEI 04-02<sup>5</sup> が部分的に是認されている。

#### ③回路解析の活用先

回路解析の結果は、高温停止に必要な機器<sup>(注 9)</sup> 又は安全停止に重要な機器<sup>(注 10)</sup> に対する回路故障が安全停止に及ぼす影響を特定し、火災防護対策が安全停止の達成・維持を保障することを示すために用いられる。

<sup>(注 6)</sup> 10CFR50.48(c)は 2004 年以降に導入されたリスク情報に基づくパフォーマンスベースの要件である。

<sup>(注 7)</sup> リスク増加の受容基準は RG1.174 を参照。

<sup>(注 8)</sup> 原子炉を高温停止及び低温停止にするために必要な安全停止機能を達成及び維持できる SSCs の組合せ。

<sup>(注 9)</sup> 安全停止機能を果たす上で必要かつ十分な機器で、反応度制御、圧力制御、水量制御、崩壊熱除去、プロセス監視、補助機能で構築される安全停止パス上に存在する一次機器とそれらの補助的機能を持つスイッチや計測器等の二次機器。

<sup>(注 10)</sup> 高温停止に必要な機器ではないが、その操作不良 (誤作動) が安全停止に影響を及ぼす機器で、安全停止機能を果たす系統に必要な流路からの分流を生じさせる弁が主なものであり、NEI 00-01<sup>2</sup> の Appendix H に具体的な例が示されている機器。

### (3) 決定論に基づく NRC の規制と事業者の対応

#### ①回路解析に関する NRC の審査・検査

審査:「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、系統分離対策が要求されるため、NEI 00-01<sup>2</sup>に基づく回路解析の実務は審査の対象外になっている。

検査:3 年毎の火災防護検査では、回路解析に関する確認作業が検査手順書(FPTI) IP71111.21N.05<sup>6</sup>に基づき、特定の検査項目<sup>(注11)</sup>が存在する場合に実施される。

#### ②回路解析に関する米国外事業者の対応

事業者は、3 年毎の火災防護検査において火災時安全停止解析又は代替停止解析、火災 PRA の概要版等を提出し、検査官のレビューを受ける。また、回路解析を実施し摘出した火災による多重誤動作(MSO: Multiple Spurious Operation)問題の事例等を LER(Licensee Event Report)で報告する。

## 2. 我が国における回路解析の規制上の扱い

我が国では決定論に基づく審査が行われており、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対しては、米国の決定論に基づく審査と同様に系統分離対策を要求しているため、回路解析は審査の対象外になっている。

一方、図2に示すように現行規制においても決定論に基づく審査の後に確率論に基づく安全性向上評価が実施されることになっており、「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」<sup>7</sup>では、「本評価で対象とする事象については、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくものとする。」と記載され、内部事象の例として内部火災が挙げられている。したがって、回路解析がその手法の一部である火災 PRA の結果を届け出る制度は整備されている。

<sup>(注11)</sup> ①安全停止に重要な機器<sup>(注4)</sup>であるが安全停止の成功パスを構成しておらず、10CFR50 附則 R/III.G.2 項にも適合しないケーブルが存在する場合及び②安全停止能力に対して潜在的な影響が存在しないことを証明するために回路解析を行っている場合。

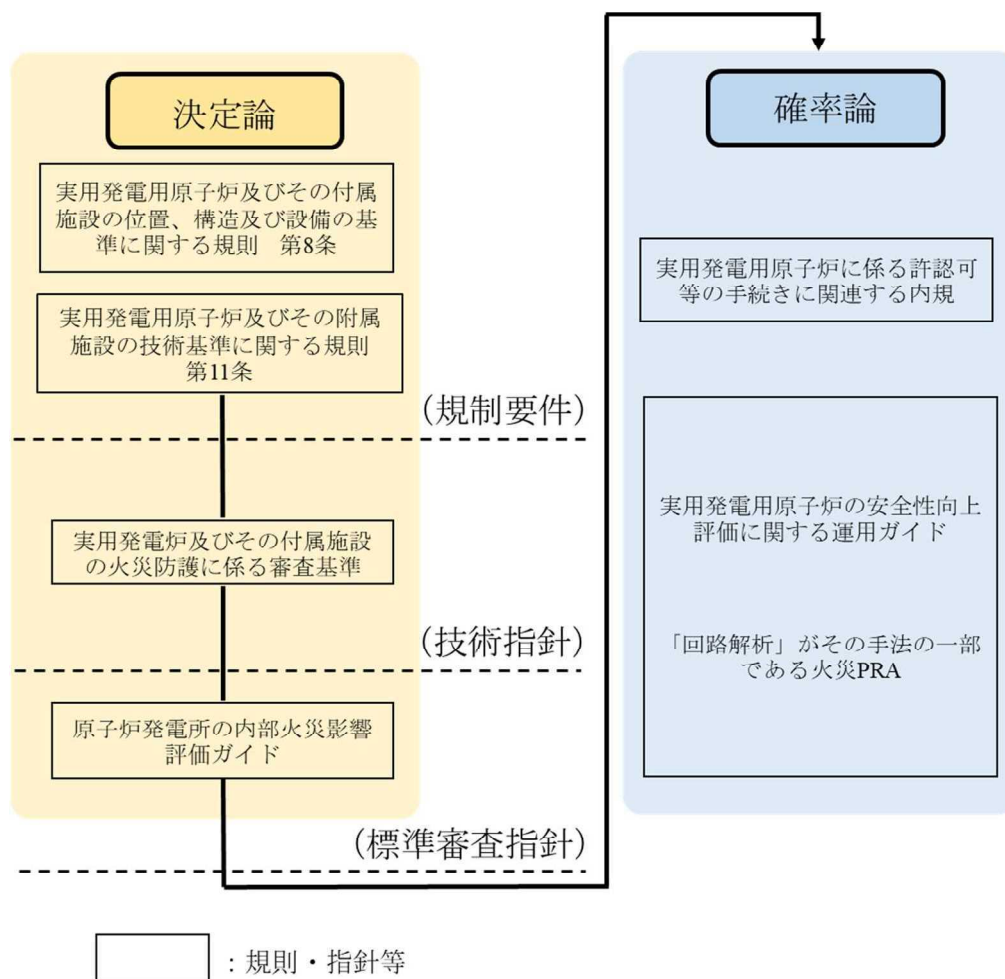


図2 我が国の火災防護に係る現行規制

### 3. 今後の対応

米国における原子炉安全停止に係る火災の影響軽減に関する規制要件を調査した結果、決定論に基づく審査では、「火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持」という規制要件に対する我が国と米国の系統分離対策は同じであり対策を講じていることから、現時点で回路解析の「火災影響評価ガイド」<sup>1</sup>への反映の必要性は低いものと考えられる。

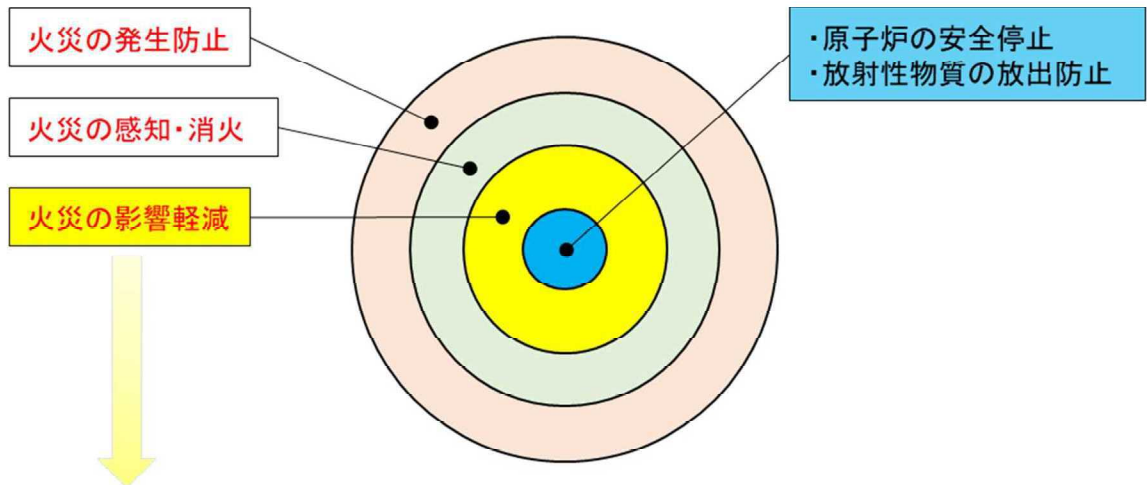
しかしながら、米国では MSO 等回路故障が安全停止に及ぼす影響を回路解析により幅広く検討し、事業者が不適合事例を報告している。そのため我が国においても火災 PRA 手法（回路解析が手法の一部である）により、その成熟状況に応じて安全性向上評価において段階的に事業者が評価を進めることが想定されることから、事業者における検討状況等について、時期をみて公開で意見を聴取することとしたい。

### 参考文献

1. 原子力規制委員会、“原子力発電所の内部火災影響評価ガイド”  
(制定 平成 25 年 6 月 19 日、原規技発第 13061914 号)  
改定 令和元年 9 月 6 日、原規技発第 1909069 号
2. Nuclear Energy Institute, NEI 00-01 Revision 2, “Guidance for Post-Fire Safe Shutdown Circuit Analysis”, H-8p, June 5 2009.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “REGULATORY GUIDE 1.189, October 2009 Revision 2”, C-8p, October 2009.
4. National Fire Protection Association, NFPA805, “Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants”
5. Nuclear Energy Institute, NEI 04-02 Rev.2, “GUIDANCE FOR IMPLEMENTING A RISK-INFORMED, PERFORMANCEBASED FIRE PROTECTION PROGRAM UNDER 10CFR 50.48(c)”, February 2006.
6. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “ATTACHMENT 71111.05T Fire Protection (Triennial),” January 1, 2012, p.1-E3-4.
7. 原子力規制委員会、“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”  
制定 平成 25 年 11 月 27 日、原規技発第 1311273 号

## 火災の影響軽減に係る規制要件及び審査の概要

### ■火災防護の基本概念



### ■「火災の影響軽減」に紐づく規制要件、規制要求及び審査

規制要件: 火災発生時における原子炉安全停止の達成・維持

	決定論に基づく審査	確率論に基づく審査
規制要求	系統分離対策	回路レベルでの安全停止解析による安全性の裏付け
審査内容	防護が必要な系統を特定し適切な分離対策が実施されているかを確認。	炉心損傷頻度(CDF)及び早期大規模放出頻度(LERF)に係るリスクを評価

安全停止解析の一部として回路解析を実施

### ■火災防護に係る規制制度に関する日米比較

日本	米国	米国
決定論	決定論	確率論
系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	系統分離対策が必須 系統分離対策が不十分なプラントは運転することができない。	免除規定(10CFR50.12)により代替となる特定の要件を満たすことによって暫定的に適合除外が認められる場合があり、系統分離対策が不十分なプラントでも運転できる。 2004年以降に確率論に基づく規制制度へ移行

安全停止解析及び回路解析の概要

安全停止解析

A：安全停止機能・系統・パスの決定  
**【安全停止パスの構成要素】**  
 ①反応度制御、②圧力制御、③水量制御  
 ④崩壊熱除去、⑤プロセス監視、⑥補助機能

安全停止 (SSD\*1)機能を阻害する系統と要因も含める。  
 ・ (補給機能を上回る) RPV\*2/RCS\*3水量喪失。  
 ・ (補給機能を上回る) 分流、閉塞。  
 ・ SSDに用いられる補給水系が火災エリア (FA\*4) 内にある。  
 ・ SSDに用いられる崩壊熱除去系がFA内にある。

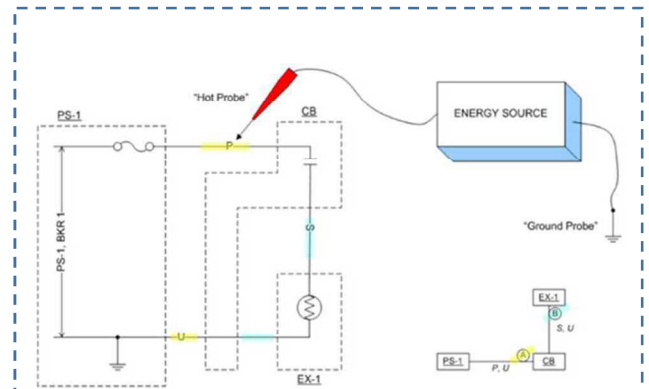
B：安全停止機器の選定  
 SSD機能を担う機器及び阻害する機器を選出する。

C：安全停止ケーブルの選出  
 ① 選出された機器の運転に必要なケーブル及び動作不良を引き起こすかもしれないケーブルを特定する。  
 ② 当該機器の関連ケーブルも含む。  
 ③ 火災エリアごとに、電線管・ケーブルトレイ、ケーブルの終端を特定する。  
 ④ データを集合し、火災エリアごとにSSDケーブルとSSD機器を整理する。

D：火災エリア別評価及び緩和策 (防止策) の立案  
**火災エリア別評価**  
 火災エリアごとにSSD機器への影響を特定し、SSDパスを決定する。  
 回路解析により、各ケーブルのそれぞれの導体について、断線、短絡、地絡の影響を評価する。

**緩和策 (防止策) の立案**  
 高温停止に必要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。  
 ・ 問題を解決するための回路、又は機器の再解析並びに再設計  
 ・ 問題のケーブルの再布設  
 ・ 問題のケーブルに対するAPP. R III.G.2項に沿った保護  
 ・ 基本要件に対する免除・特例措置の申請  
 ・ 火災ハザード解析による正当化  
 ・ 同機能を果たす他の機器を特定し、バックアップを確保  
 安全停止に重要な機器に対しては以下の対応により安全停止を保証する。  
 ・ 運転員によるマニュアル・アクションを用意  
 ・ 火災モデル評価による正当化

回路解析



Hot Probe 手法

仮想電源を用いて回路を構成する導体に“Hot Probe が接触した場合”と“Ground Probe が接触した場合”の回路の応答を下表の様に整理する。

表：下記の表記による導体の評価の例

導体	Hot Probe	Ground Probe
P	NC	LOP-BF
S	SO-HS	LOC
U	NC	NC

NC : No consequence (回路への影響なし)  
 SO-HS : Spurious open due to a hot-short (ホットショートにより誤作動 (誤開))  
 LOP-BF : Loss of power due to blown fuse (ヒューズが飛んで回路電圧が喪失)  
 LOC : Loss of Control (制御不能)

- \*1 安全停止 (SSD: Safe Shut Down (以下「SSD」という。))
- \*2 原子炉圧力容器 (RPV: Reactor Pressure Vessel (以下「RPV」という。))
- \*3 原子炉冷却系 (RCS: Reactor Cooling System「以下「RCS」という。))
- \*4 火災エリア (FA: Fire Area (以下「FA」という。))



# 火災時安全停止回路解析に係る 検討状況について

2022年 11月  
原子力エネルギー協議会  
電力中央研究所 原子力リスク研究センター (NRRC)

## 1. はじめに

1

- 2022年3月10日の第52回技術情報検討会において、原子力規制庁より「火災時安全停止回路解析に関わる米国事業者事象報告書（LER）の調査への対応方針（案）」が報告され、令和4年度の上期末を目途に、事業者との意見交換を実施したい旨が示された。
- また、5月11日に日本版インフォメーションノートイス（NIN）「原子力発電所の火災時安全停止能力に関わる米国運転経験調査から得られた潜在的懸案事項」が通知された。

- 5月11日に日本版IN(第51回技術情報検討会で紹介された、米国の火災時安全停止回路解析に関連する**32件のLER情報**)が発出。
- 新規制基準に適合しているプラントは、**火災時に安全停止に必要な機器に対して系統分離対策を実施**しているため、火災時の安全停止機能は確保されていると考えている。
- 但し、事業者としては自主的安全性向上の取り組みとして今後**短期対応 (LER情報分析による現状把握) を行うとともに、中長期的対応 (火災PRA、回路解析手法検討)**について検討を実施していく方針。

### 【短期対応：LER情報分析】

- INで示された32件のLERに関する情報を収集するとともに、自主的安全性向上の観点で対応が必要なものがないか内容を精査し、必要に応じて対応を検討する。(今年度中目途)

### 【中長期対応：火災PRAにおける回路解析対応】

- 火災PRAは、PRA手法の1つとして回路解析を実施することとしており、2020年6月に原子リスク研究センター(NRRC)にて国内原子力発電プラントを対象とした火災PRAガイドを策定。
- 2022年度は、モデルプラントによる火災PRAガイドの実機評価適用研究の2年目であり、2021年度に収集したケーブル情報に基づき、火災PRAにおけるタスク16「回路故障モード尤度解析」を2023年度までに試行予定。

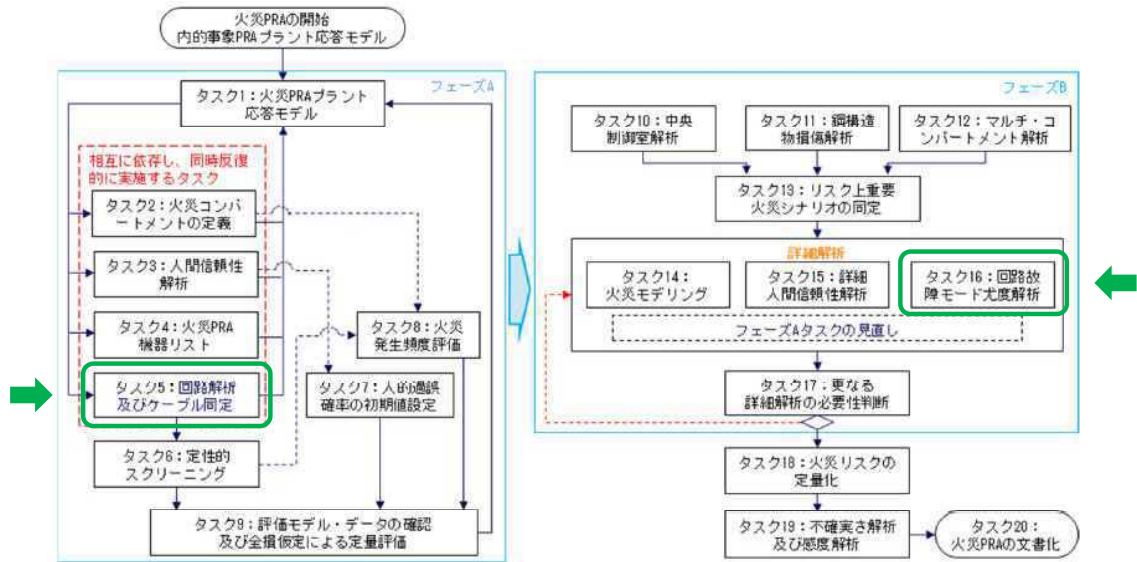


図 火災PRA 全体フローチャート

表 火災PRAを構成する各タスクの概要 (回路解析関連抜粋)

タスクタイトル		概要
5	回路解析及びケーブル同定	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災PRA機器リストに登録された機器に係る基事象の機能喪失を発生させる回路要素 (ケーブル、電源、インターロック) を同定</li> <li>上記で同定されたケーブルの配置を同定</li> <li>回路要素間の依存性を同定</li> <li>機器、故障モード、ケーブル、電線路、火災コンパートメントの関連付け</li> </ul>
16	回路故障モード尤度解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>リスク上重要なシナリオのケーブル損傷による誤動作確率を回路の設計情報に基づき定量化</li> </ul>

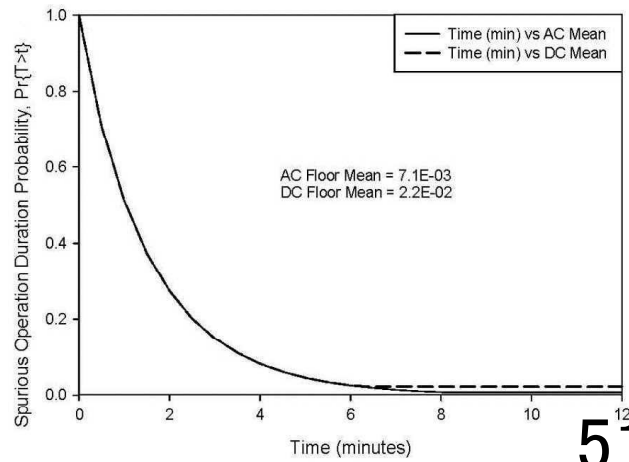
(参考) 国内原子力火災PRAガイドにおける回路解析概要(1/2)

◆ タスク5 : 回路解析及びケーブル同定

- 火災PRA機器の適切な動作に必要な回路及びケーブルを同定
- ケーブル損傷モードとその影響を評価し、火災PRA機器の適切な動作を障害 (含、機器の誤動作) するケーブルを同定

◆ タスク16 : 回路故障モード尤度解析

- 火災によるホットショート故障モード確率の推定
  - ✓ 誤動作に至るホットショートが懸念される回路と故障モード (次頁参照) を同定し、NUREG/CR-7150に記載のデータによる確率算定
- 誤動作継続解析 (右図)
  - ✓ ホットショート解消可能回路についてホットショート状態の継続時間確率推定
- 誤動作確率推定
  - ✓ ホットショート故障モード確率と継続時間確率による誤動作確率推定

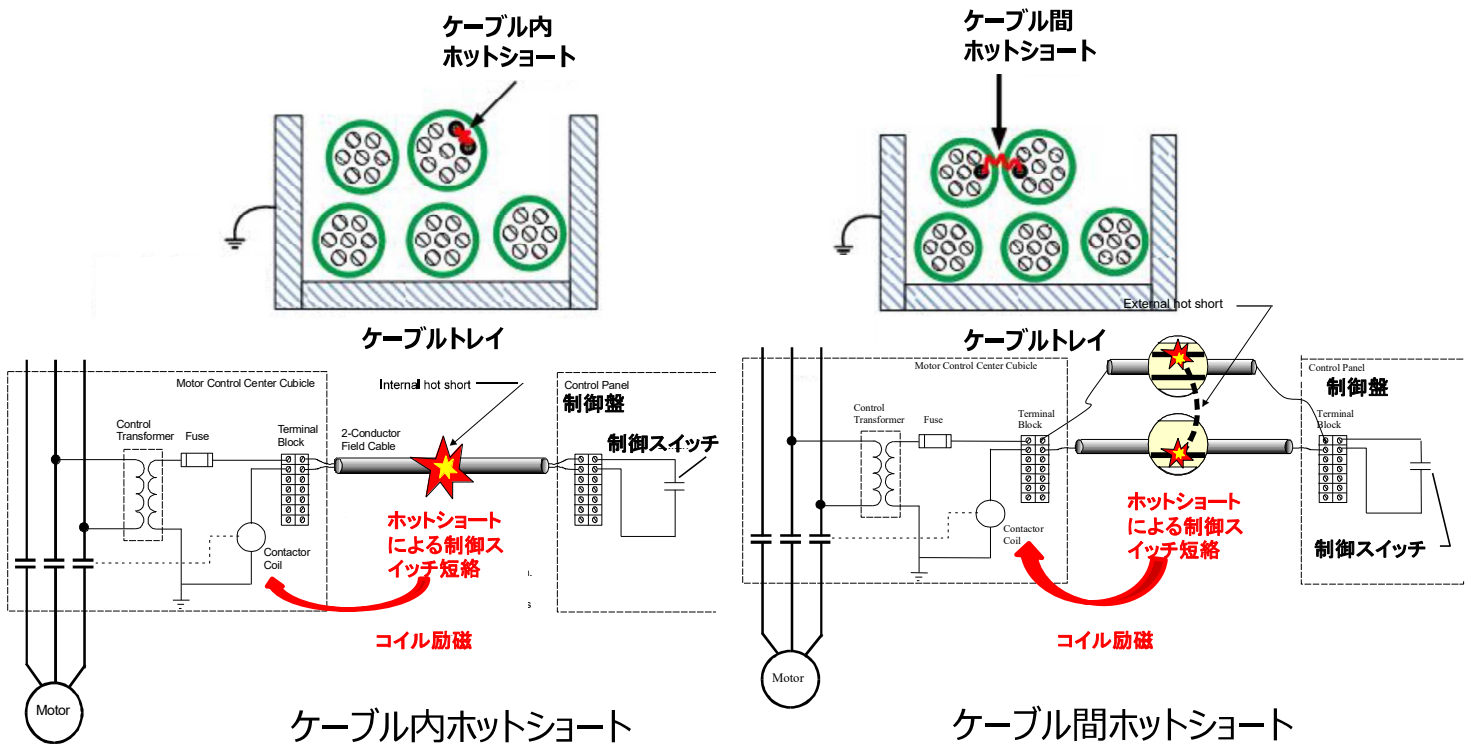


出典 : NUREG/CR-7150 , Joint Assessment of Cable Damage and Quantification of Effects from Fire (JACQUE-FIRE)

◆ ホットショート

- ケーブル内又はケーブル間の特定の導体が接触する状態。少なくとも短絡している導体の一つが通電状態にあり、解析対象回路への電圧又は電流の印加に至る。

【ホットショート故障モードの例】



(参考) 火災PRA 研究ロードマップ (NRRC HPより抜粋)

項目	ギャップ/解決策	~2020	2021	2022	2023	2024	2025~	
内部火災PRA技術の構築	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災PRA実施ガイドや国内火災発生頻度データの実機評価適用性が未確認</li> <li>地震誘因火災PRAの知見が不足</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>▼実施ガイド<sup>①</sup> 公開<sup>②</sup></li> <li>内部火災PRA手法の整備</li> </ul>					実施ガイド改訂 <sup>②</sup> △	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災パイロットPRAの調査・計画</li> <li>国内プラント火災発生頻度評価</li> </ul>		実施ガイド改訂に向けた知見拡充・実施ガイド改訂	知見反映	知見反映		
内部火災PRAプロジェクト	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部火災PRAガイドの実機評価適用性の確認・向上が必要</li> <li>モデルプラントを対象とした試評価と実施ガイドへのフィードバック</li> </ul>			モデルプラントを対象とした内部火災PRAの試行			各社パイロットプラントを対象とした内部火災PRAへ展開	
火災進展評価技術の高度化	<ul style="list-style-type: none"> <li>NRAによるHEAF(電気盤や母線用バスダクトにおける高エネルギーアーク故障)規制化動向を踏まえたバックフィットへの先手管理</li> <li>実火災を想定した煤煙と熱の伝播によるターゲット損傷条件が不明確</li> <li>実規模電気盤やバスダクトを用いたHEAF火災試験による知見の蓄積</li> <li>火災進展解析に必要な火災モデルの整備</li> <li>国際共同研究や海外機関との連携による最新知見の導入・活用</li> </ul>			火災進展モデルの整備				
		<ul style="list-style-type: none"> <li>ゾーンモデル*(BR12-GRIEPI)リリース<sup>②</sup>▼</li> <li>OECD国際共同研究(複数区画火災: PRISME3)への参画</li> <li>海外機関(EDF, INL)との連携</li> <li>電源盤・バスダクトHEAF火災試験</li> <li>HEAF火災発生防止評価手法提案<sup>①</sup>▼</li> <li>OECD国際共同研究(電源盤・バスダクト火災: HEAF 2)への参画</li> </ul>		火災進展解析手法の適用	知見反映	知見反映		

\* 上下二層の空気層(ゾーン)の形成を前提とした計算負荷の小さい実用モデル  
 \*\* 精緻な空気温度の空間分布が評価可能な数値流体力学モデルで計算負荷が高い

## PWR 1 次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する 事業者の検討から得られた知見（速報）

令和 5 年 5 月 25 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 3 1 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。その後の調査により、関西電力は、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 2 1 日の原子力規制委員会において、今後、公開会合等において、事業者による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。原子力規制庁は、令和 4 年 6 月 2 4 日に事業者意見を聴取する会合<sup>1</sup>を開催し、亀裂の発生メカニズム及び亀裂有り健全性評価並びに検査技術の向上に関する事業者の取組について、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）から説明を受け、第 5 4 回技術情報検討会において報告した。なお、令和 3 年度の活動報告については、ATENA レポートとして公開されている<sup>2</sup>。

今般、令和 4 年度の進捗状況及び結果について資料（参考参照）を受領<sup>3</sup>したところ、新知見と思われる情報が含まれていたことから概要を速報する。

### 2. 事象の概要と ATENA による令和 4 年度の調査から得られた情報

#### （1）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 60 mm、深さ約 4.4 mm の亀裂（粒界型 SCC）で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>4</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>5</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 2 0 回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合

<sup>2</sup> <https://www.atena-j.jp/report/2023/04/atena-23me01rev0pwr1.html#000301>

<sup>3</sup> 令和 5 年 4 月 2 7 日面談資料

<sup>4</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>5</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）

## (2) ATENA による令和4年度の調査から得られた情報

- 実機詳細調査として、SCCの発生した溶接部（以下「当該管T」という。）及びエルボを挟んだ直管側の溶接部（以下「比較管H」という。）を電子顕微鏡により観察した（図1及び図2参照）。



図1 配管平面図

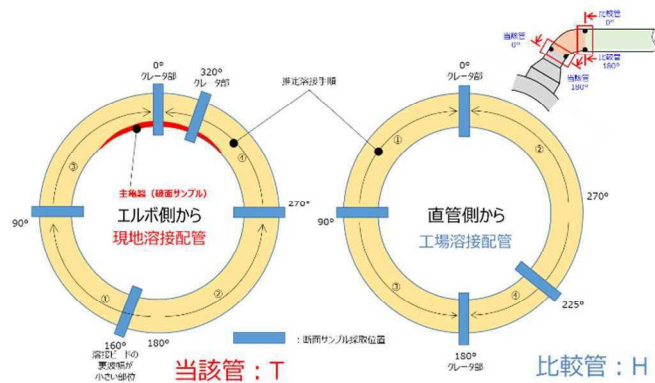


図2 配管断面図

- 非破壊検査では検出されない、MSC<sup>6</sup>が当該管や比較管で認められた。特異な硬化が生じていない部位のMSCはいずれも1結晶粒程度の大きさであり、更に、主亀裂先端とは異なり、停留を示唆する酸素（酸化物）が検出された。

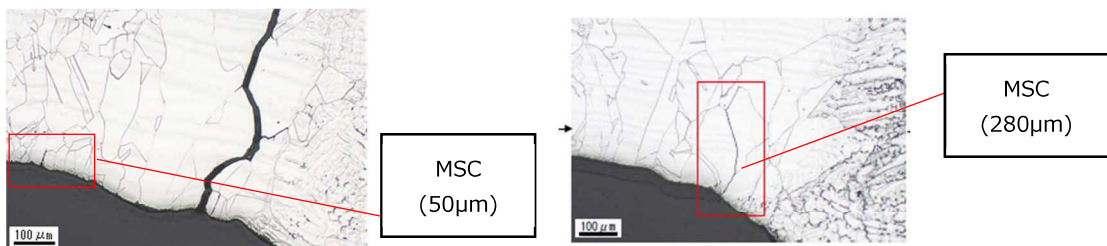


図3 当該管（左）及び比較管（右）の断面マクロ・ミクロ観察結果

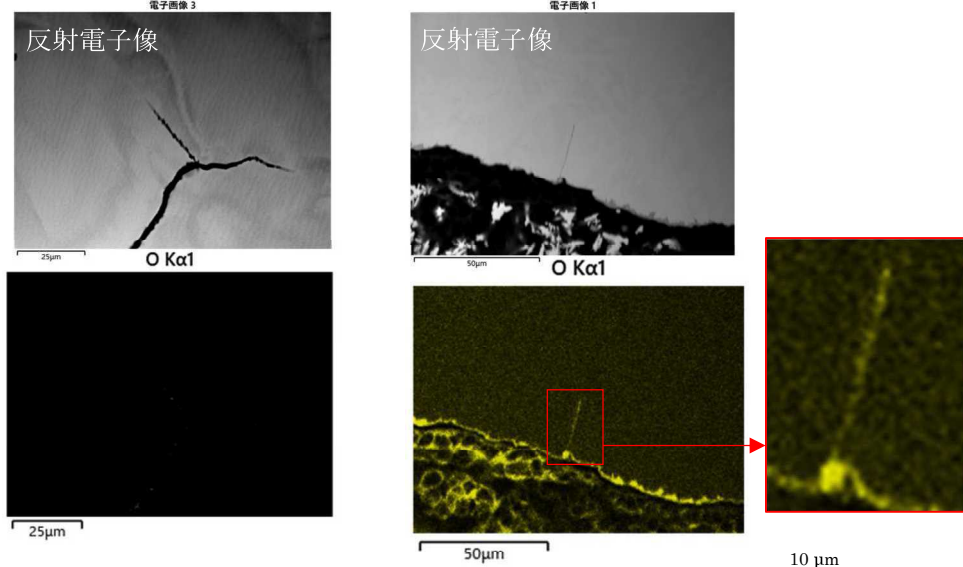


図4 当該管 SCC 先端（左）及び当該管 MSC（右）の電子顕微鏡（上段）及びエネルギー分散型X線分光分析（下段（酸素原子を黄色で示す））

<sup>6</sup> Microstructurally Small Crack. 非破壊検査（目視、PT など）では検出されることが無い、断面ミクロ観察等の拡大観察により確認可能な、溶接熱影響部に生じる1結晶粒程度の非常に微細な裂け目と定義。

- 硬さは、当該管では高く（最大 300HV0.01 程度）、比較管では低い（最大 280HV0.01 程度）傾向であった。

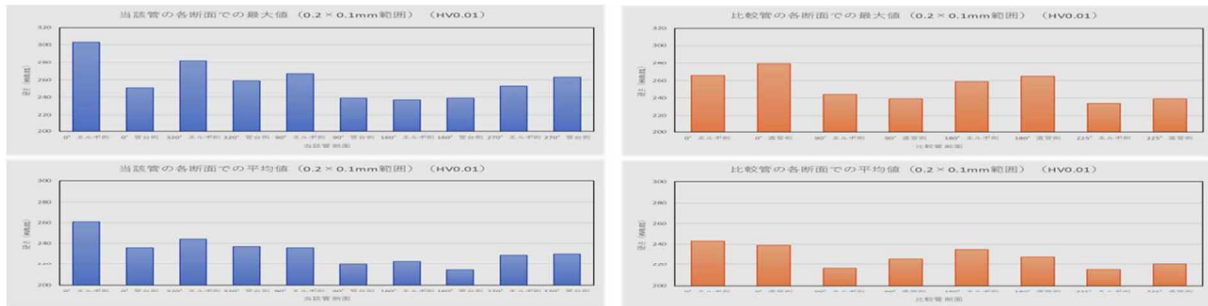


図5 当該管（左）及び比較管（右）の硬さ（上段は最大値、下段は平均値）

- これらの1結晶粒程度のMSCが、溶接時または運転時に粒界結合力の低下で生じた可能性を明らかにするためにも、追加した詳細観察や分析での評価が必要である。

### 3. 今後の対応

上記2.(2)に関する情報は、当該管及び比較管を電子顕微鏡により観察すること等から新たに見出されたものである。ATENAは、実機詳細調査において有益な情報が得られたものの、亀裂発生メカニズムの特定・差別化には至っておらず、引き続き2023年度も検討を継続するとしている。

本情報については、新たに見出されたものであることから、MSCを含む令和4年度の検討結果について、今後、公開において説明を受け、その結果を技術情報検討会に報告する。

(参考) PWR1 次系ステンレス鋼配管粒界割れの知見拡充に関する2022年度の検討状況について（亀裂発生メカニズム・亀裂有り健全性評価）（令和5年4月27日面談資料）

本図書は速報として整理したものであり、今後、記載の充実により変更となる可能性があります。

# PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れの 知見拡充に関する2022年度の検討状況について (亀裂発生メカニズム・亀裂有り健全性評価) 面談資料

原子力エネルギー協議会  
(ATENA)

2023年 4月 27日

本資料には、経済産業省「令和4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。



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

## 目次

1

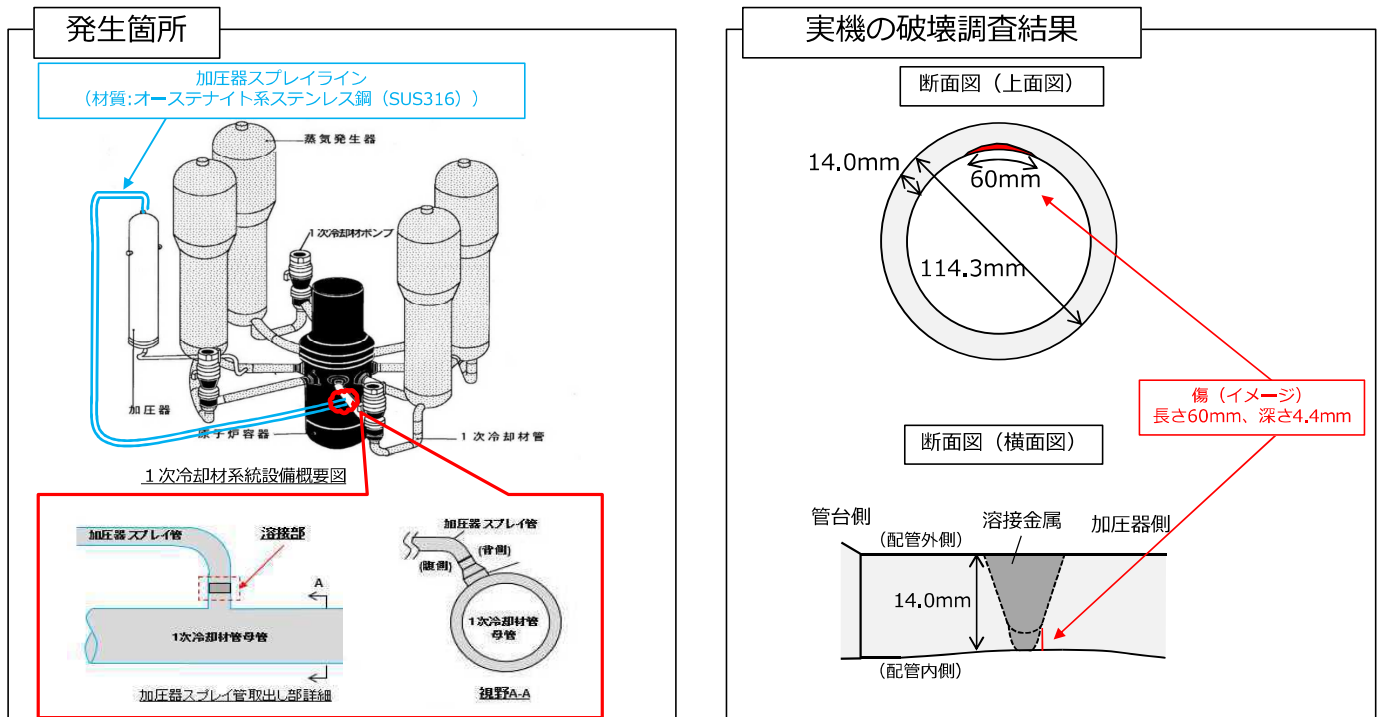
1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
3. まとめ



1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
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。



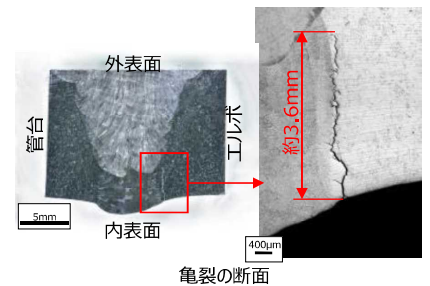
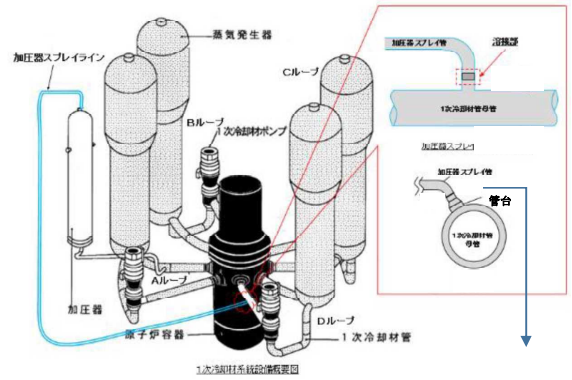
- 供用期間中検査（ISI）にて、加圧器スプレイラインの1次冷却材管台と管継手（エルボ部）の配管溶接部に有意な指示が認められた。その後の破壊調査により、**溶接熱影響部にて長さ60mm、深さ4.4mmの亀裂**があることが明らかとなった。

## 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。

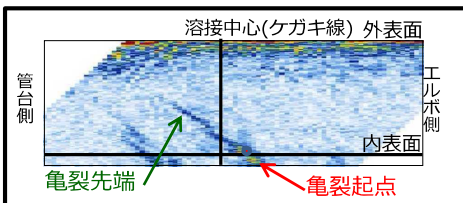
## 超音波探傷検査の概要

<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)

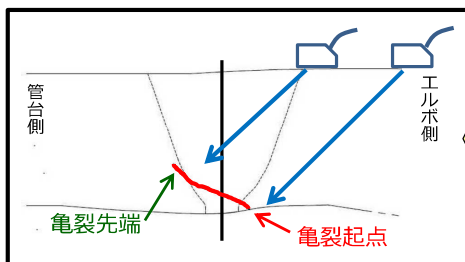
- 超音波探傷検査による非破壊試験で、亀裂の深さについては適切に評価。
  - 亀裂はエルボ側から管台側の方向に溶接部を進展していると推定したが、破壊調査の結果、亀裂はエルボ側母材の溶接部境界で板厚方向に進展していた
- ⇒ **ATENAとして、亀裂性状の誤認に対する検討が必要であると認識。**

#### 現地フェーズドアレイUT結果より推定した亀裂性状

現地フェーズドアレイ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



現地フェーズドアレイUT結果



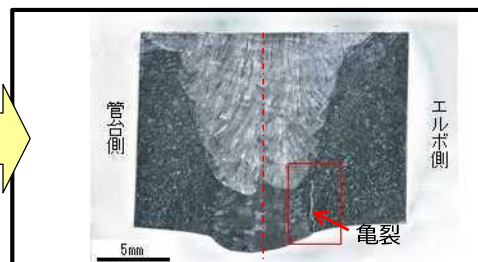
現地フェーズドアレイUT結果より推定した亀裂性状

#### 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

亀裂性状の差異

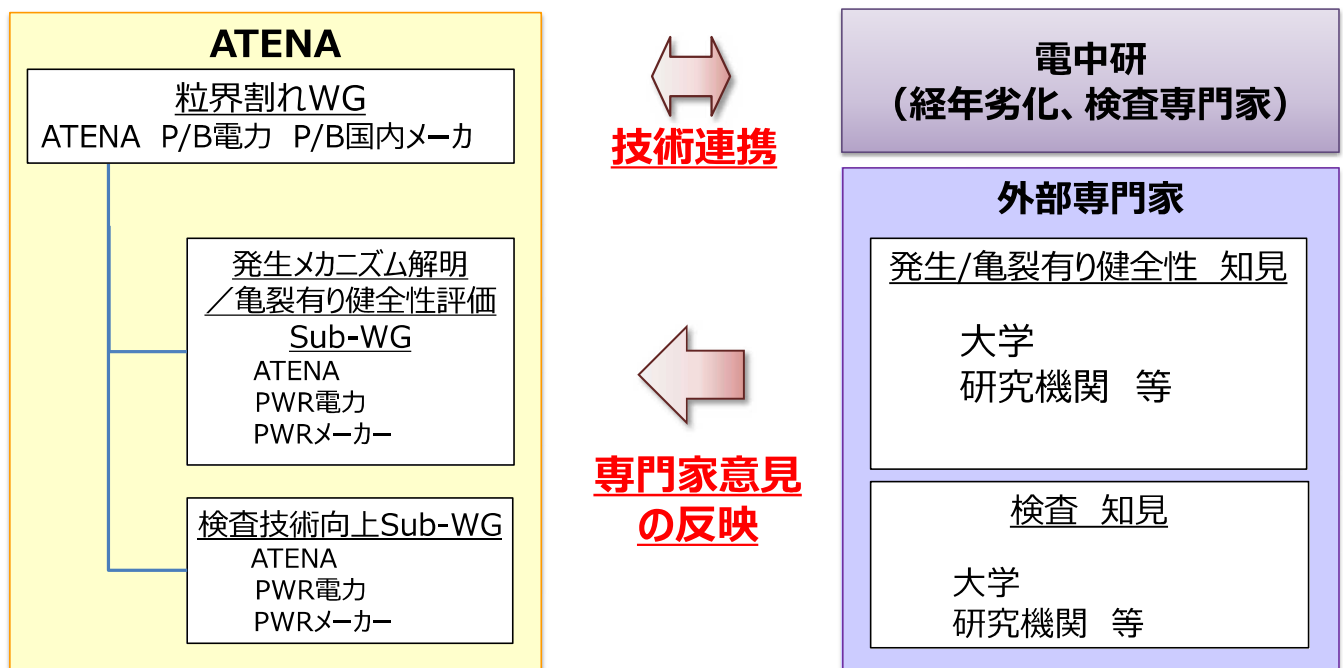
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れに対するATENAの取り組み

- 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、フェーズドアレイ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>

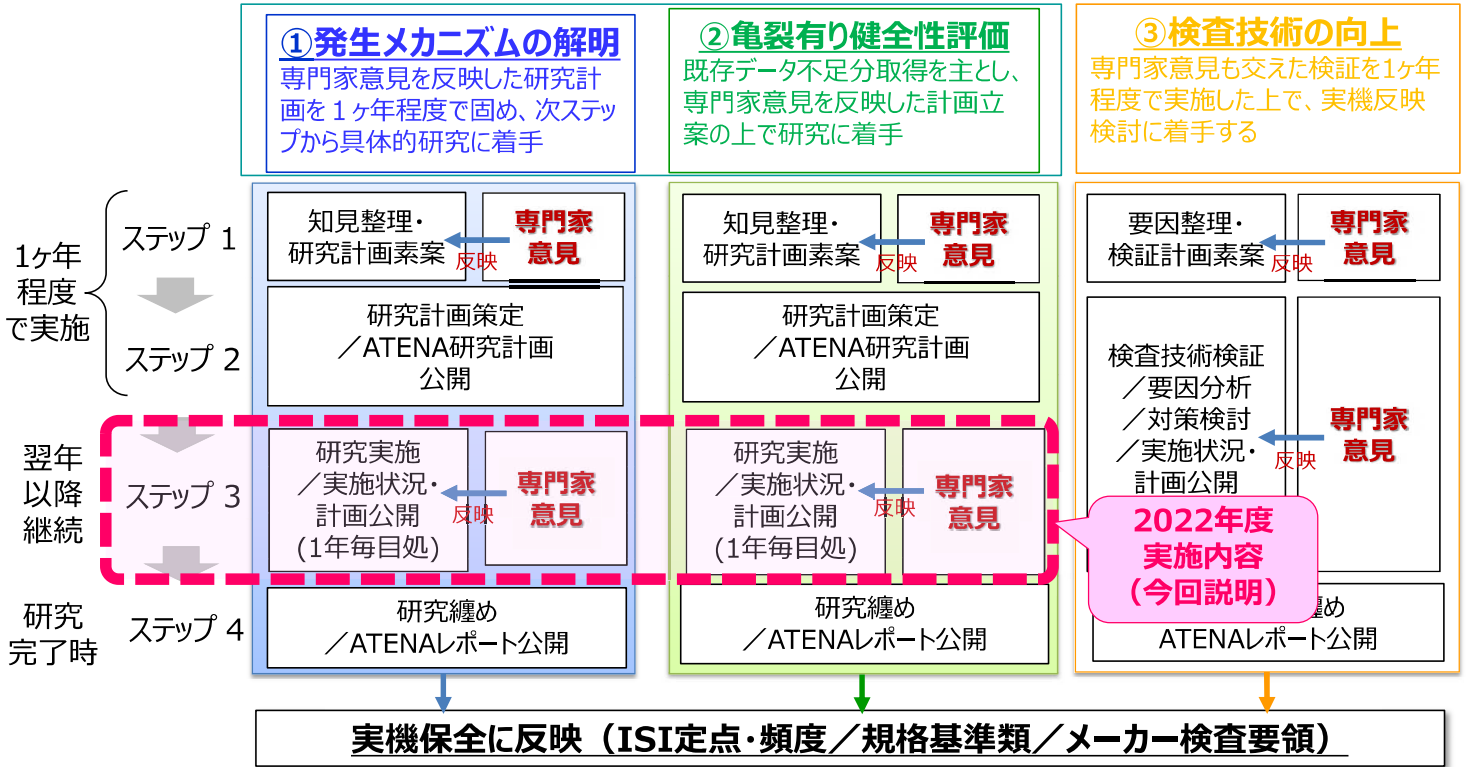
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れ検討の体制

- 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

▶ 専門家意見を反映した①②の研究計画を元に、研究実施中。



## 亀裂発生メカニズム・亀裂有り健全性評価に関する研究計画 ～実施工程～

実施項目		2021年度	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度
0. 研究計画の策定		■				
1. 最新知見の調査			■	■	■	■
亀裂発生メカニズム解明	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		■	■		
	(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)		■	■		
3. 発生特性に関する調査				■	■	■
亀裂有り構造健全性評価の確立	4.(1) SCC進展特性知見の調査		■			
	4.(2)SCC進展特性データの取得			■	■	■
	4.(3)SCC進展速度線図案の策定				■	■
	5.溶接残留応力評価				■	■
	6.(1) 構造健全性評価				■	■
	6.(2) LBB成立性の検討				■	■
7. 技術基盤の整備					■	■

参考：亀裂発生メカニズム・亀裂有り健全性評価に関する研究計画 ～実施項目の詳細[1/4]～

外部専門家コメントを踏まえ、現状認識に対し必要な対応と実施項目の詳細を示す。  
 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年度より着手する。

<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 (2022年度～)

<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>・ 実機当該管や健全部（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（当該管、比較管） (2022年度～) (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潜在亀裂の調査(SEM/EDS) (3)被膜分析、亀裂先端ミクロ組織分析（TEM）

参考：亀裂発生メカニズム・亀裂有り健全性評価に関する研究計画 ～実施項目の詳細[2/4]～

<亀裂発生条件>

項目	概要
現状認識	・ 亀裂発生メカニズムがSCCであったとしても、その発生条件の明確化が必要。
必要な対応	・ 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。
実施項目	2. 実機詳細調査（当該管、比較管）（前表記載内容を通じて明確化） (2022年度～)

<亀裂発生特性>

項目	概要
現状認識	・ 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。
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～)

<SCC進展特性>

項目	概要
現状認識	・ 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。
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	4.(1)SCC進展特性知見の調査 (2022年度～) 4.(2)SCC進展特性データの取得 (2023年度～)

<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	4.(3)SCC進展速度線図案の策定（2024年度～）

<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	5.溶接残留応力評価（2024年度～）

<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	6.(1)構造健全性評価（2024年度～）

<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	6.(2)LBB評価に対する知見拡充（2024年度～）

<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	7.技術基盤の整備（2024年度～）

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潜在亀裂の調査(SEM/EDS)
- (3)被膜分析、主亀裂先端ミクロ組織分析 (TEM)

次ページに示す。

5. SCC進展特性知見の調査及び試評価

- 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。

2022年度実機詳細調査の内容

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°(クレータ部)の主亀裂部周辺の断面 (管台側/エルボ側)</li> <li>・ 当該管の320°(クレータ部)、90°、160°、270°の断面</li> <li>・ 比較管も同様位置 (0°(クレータ部)、90°、180°(クレータ部)、225°) 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°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 (4断面程度：エルボ側/直管側)</li> </ul>
	②潜在亀裂の調査 (SEM/EDS)	

詳細の取り組みは外部専門家の意見も踏まえて実施

1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
3. まとめ

## 最新知見の調査: 仏国PWRプラントでのステンレス鋼製配管のSCC事例一覧

プラント	型式	出力	運開年	状況
Civaux1号機	N4	1561MW	2002年	<ul style="list-style-type: none"> <li>2021年10月21日に、10年毎点検で安全注入系（RIS）配管エルボの溶接部近傍に複数の<b>亀裂指示を確認</b>。</li> <li>応力腐食現象による割れ（SCC）と報告。</li> <li>配管を切り出した調査（以下、詳細調査）を行い、RIS配管と余熱除去系（RRA）配管の溶接部近傍のSCCを報告。</li> </ul>
Civaux2号機	N4	1561MW	2002年	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIS配管において<b>複数の欠陥指示を確認</b>（2021年12月公表）。</li> </ul>
Choozb2号機	N4	1560MW	2000年	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIS配管において<b>欠陥指示を確認</b>（2022年1月公表）。</li> <li>詳細調査の結果、RRA配管とRIS配管の溶接部近傍のSCCを確認。</li> </ul>
Choozb1号機	N4	1560MW	2000年	<ul style="list-style-type: none"> <li>配管において<b>欠陥指示を確認</b>。</li> </ul>
Penly1号機	P'4	1382MW	1990年	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIS配管において<b>欠陥指示を複数確認</b>（2022年1月公表）。</li> <li>詳細調査の結果、RRA配管とRIS配管の溶接部近傍のSCCを確認。</li> </ul>
Cattenom3号機	P'4	1362MW	1991年	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。</li> </ul>
Chinon B3号機	CP2	954MW	1987年	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次冷却系の配管の欠陥指示を報告（2022年4月公表）。</li> <li>詳細調査の結果、RIS配管においてSCCは確認されなかったが、RRA配管の溶接部でSCCを確認。</li> <li><b>起点は溶接欠陥であり、一般的な事象でないと報告⇒本事象から除外。</b></li> </ul>
Flamanville2号機	P'4	1382MW	1987年	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。</li> <li>起点は溶接欠陥であり、一般的な事象でないと報告。</li> </ul>
Golfech1号機	P'4	1363MW	1991年	<ul style="list-style-type: none"> <li>一次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。</li> </ul>
Cattenom1号機	P'4	1362MW	1987年	<ul style="list-style-type: none"> <li>RIS配管において<b>SCCによる亀裂を複数確認</b>（2022年11月公表）。そのうち2つの亀裂は最大深さ4.7mmと6.1mm。</li> </ul>



## 最新知見の調査:EDFプラントの概要

### ✓ 56基のPWR (1970 s -1990 s) が存在

#### <プラント>

0/32基 : 約900 MW (CPO、CPY)(78-87年)  
Chinon-B3→指示は溶接欠陥

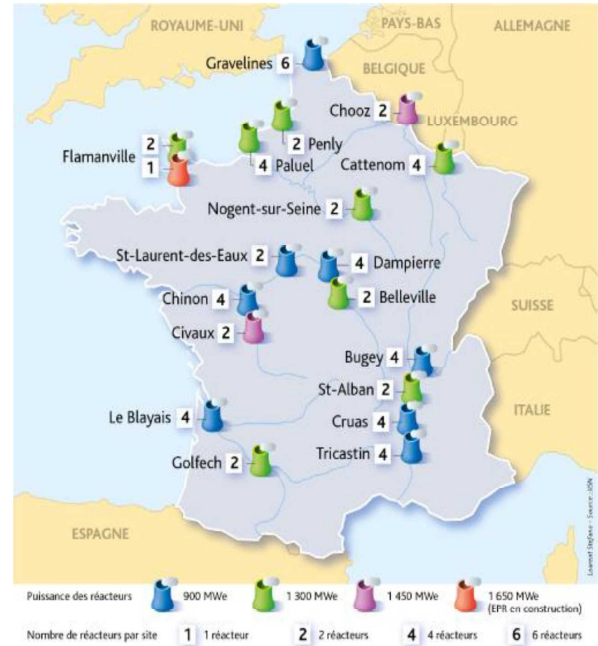
5/20基 : 約1300 MW (P4、P'4)(84-93年)  
Penly-1、Cattenom-1/3、  
Flamanville-2、Golfech-1

4/4基 : 約1450 MW (N4)(96-99年)  
Civaux-1/2、Chooz-B2/B1

#### <部位>

RIS(SIS)配管とRHR配管の溶接熱影響部

### ➤ 特定の設計 (新しいプラント) に欠陥が集中している。



## 最新知見の調査:EDFのSCC事象に関する仏国の見解

### EDFの対応

- 詳細な破壊調査による原因究明を実施。
- 亀裂が見つかった配管を交換 (2022年11月時点で6基完了、4基実施中)。
- SCCに最適化された検査手法で、今後全プラントを検査。
- 検査手法としてTotal Focusing Method/Full Matrix Capture (TFM/FMC)他を検討。  
(新たな検査手法は現時点で規格化 (RSE-M) されていない。)
- 全プラントの検査は2025年までに完了見込み。

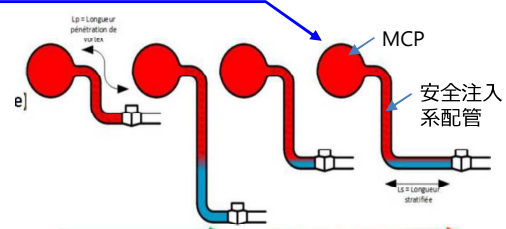
### 亀裂発生要因に対して議論されている項目

- 補修溶接や、通常と異なる溶接が影響した可能性。
- 発生への酸素の寄与。
- **熱成層が繰返し応力の要因となった?**  
(特定の設計に亀裂が集中)

### ASNの判断

- **熱成層による応力が、IGSCCの主たる要因**である可能性を認める。
- 全てのプラントについて検査終了後、定期的な検査を計画。
- 検査には、亀裂進展速度と、破壊評価を考慮。

亀裂が多く認められたN4プラントの設計 (検査員の線量低減のため水平配管を長くした)



- Penly 1号機で新たな亀裂を検出。
  - 亀裂は安全注入系配管の溶接部近傍に位置している。
  - 亀裂幅は155mmであり、配管の円周長の4分の1に及ぶ。
  - 亀裂深さは23mm。管厚は27mmであり、板厚の85%に及ぶ。
  - EDFは当該配管の形状からSCCは生じにくいと想定していた。
  - 当該溶接部は建設中に二重の補修溶接（“double repair”）が行われており、機械的特性や内部応力が変化した可能性が考えられている。
  - 同亀裂により当該配管の強度は担保できなくなるが、原子炉の安全性の評価においては同配管が1本破断することも考慮されている。
- ASNは、同事象の潜在的な影響と破断確率の高さから、Penly 1号機についてはINES基準でレベル2、その他関連の原子炉についてはレベル1に分類した。また、当該損傷事例を考慮し、EDFに対して対応方針を見直すよう求めた。

ASN : <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/corrosion-sous-contrainte-a-penly-niveau-2-sur-l-echelle-ines>

REUTERS : <https://jp.reuters.com/article/edf-nuclear-penly/update-1-frances-nuclear-watchdog-says-corrosion-crack-flagged-by-edf-at-penly-1-reactor-idUSL1N35F2B0>

- ✓ 2022年11月に行われた「米国NRC、原子炉安全諮問委員会燃料・材料・構造分科会」でSCC事象を議論

### 米国NRCの認識

- ASME Section XIでは25%／10年で検査を規定。
- 多くのプラントでRI-ISIを適用しているため、**10-15%を検査**。
- 約50年の運転経験プラントを含め、**類似のSCCは検出されていない**。
- 一方、2013年以降、**熱疲労**の亀裂は**7箇所**で検出。**うち3箇所はリーク**で検出。
- EPRIは熱疲労の検出強化のため、MRP-146 を2018に改定。
- NRCは引き続きSCC発生と検査手法の研究を実施。

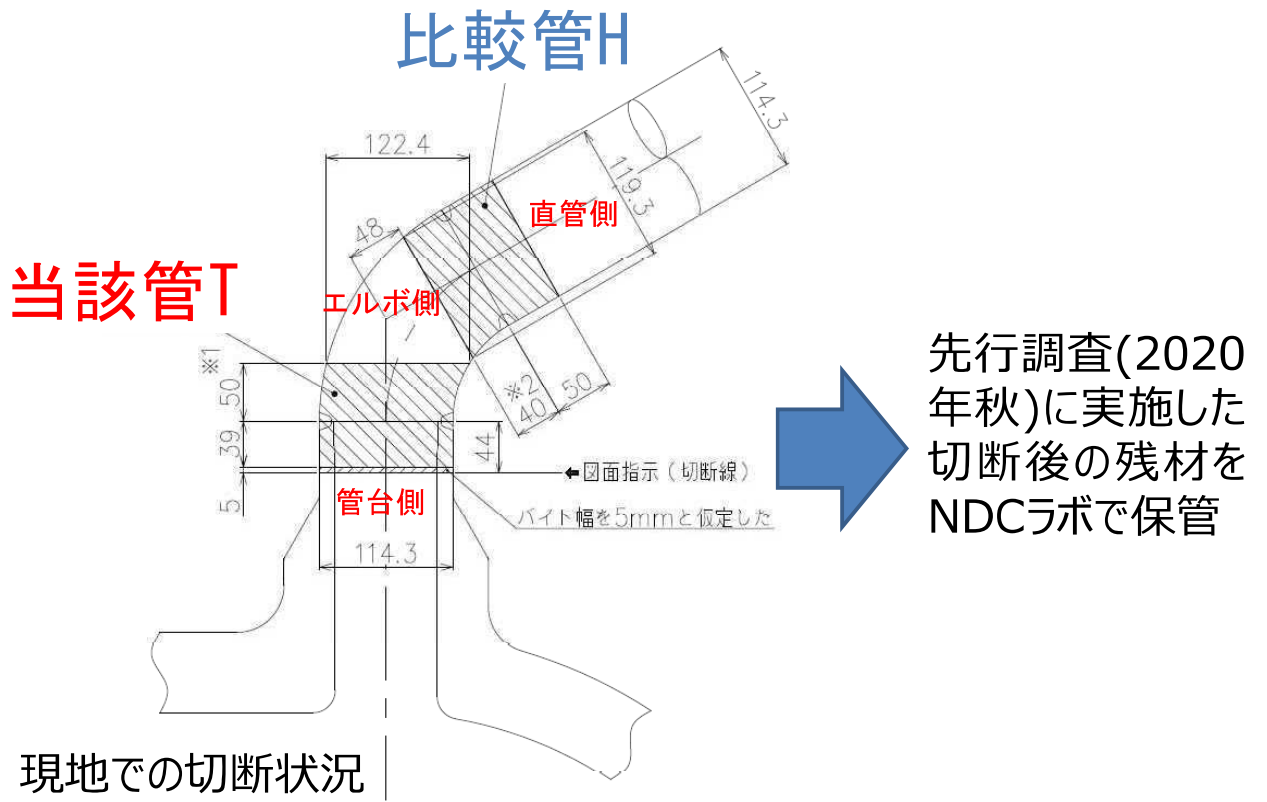
## EPRIおよびPWROGの取り組み

- **類似事例の調査を実施中**。EPRIはMRP-236（SCC実機知見）の改訂に着手。
- 亀裂進展速度線図を作成し公開（MRP-458）。
- 過去10年間のエルボ溶接部について検査を再評価。

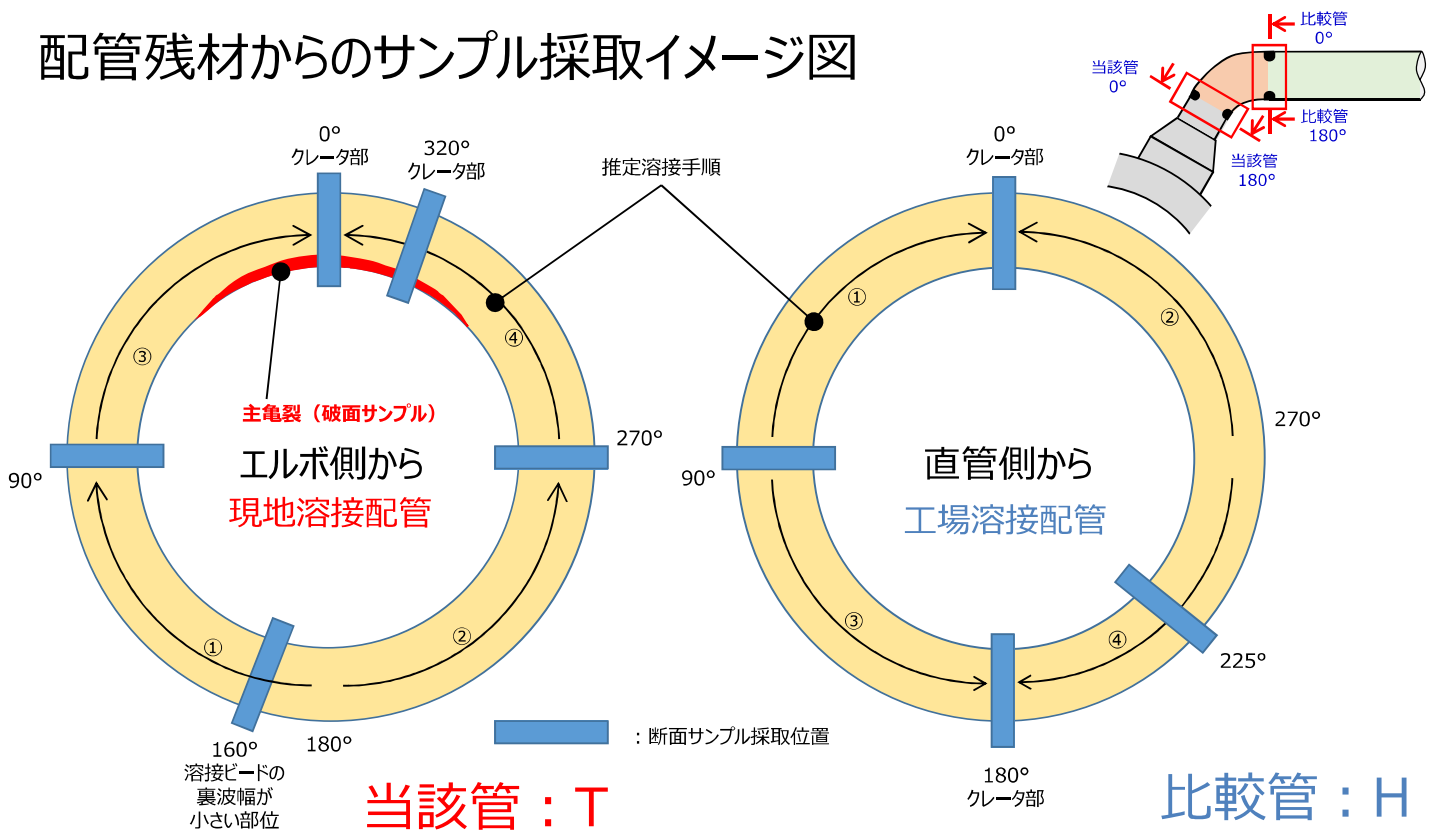
現時点で**亀裂報告なし**（56基の結果（残り17基は調査中））。

- 安全注入配管（大口径）～130箇所。
- 安全注入配管（中小口径）～250箇所。
- RHR配管（大口径）～180箇所。
- 加圧器スプレイ配管～60箇所。
- 配管破断は設計基準事象として考慮されている。
- 事例が少なく検査でカバーされているため、複数配管の破断は生じ難い。

1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
3. まとめ



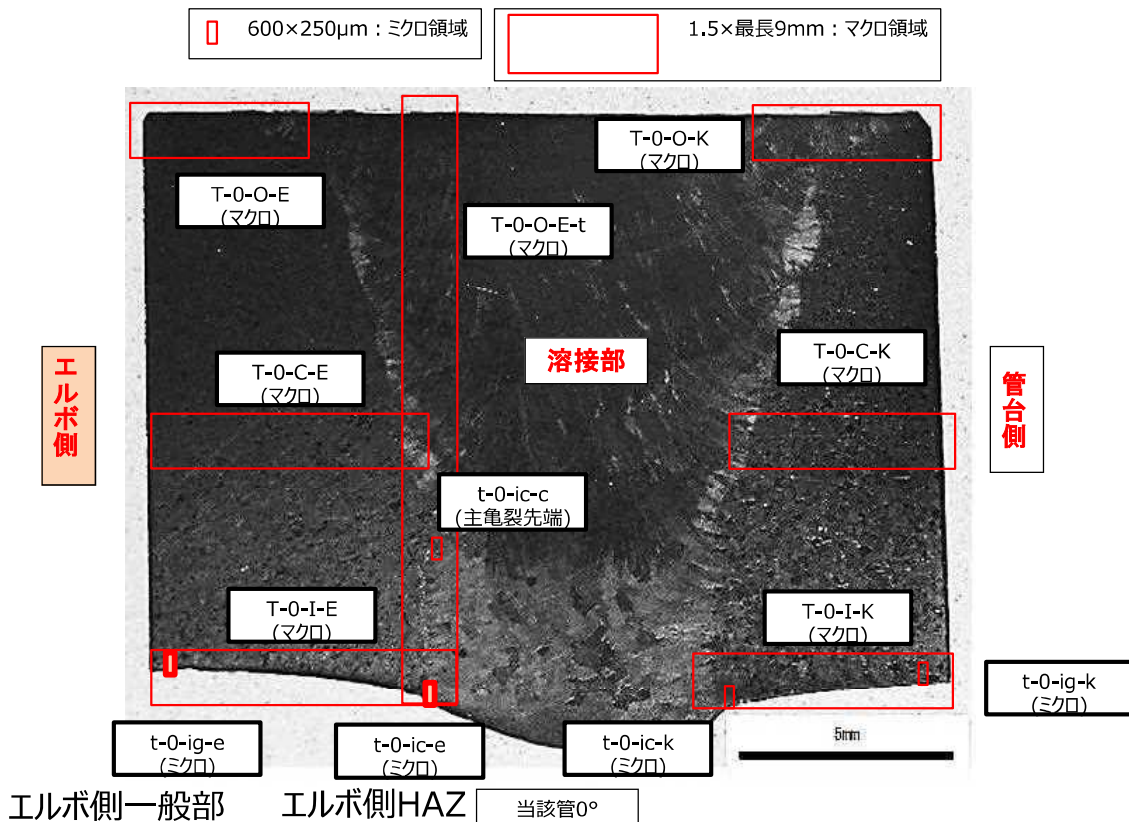
配管残材からのサンプル採取イメージ図



実施項目	サンプル形態	当該管/断面					比較管/断面				
		0° (クレータ部)	約320° (クレータ部)	90°	160°	270°	0° (クレータ部)	90°	180° (クレータ部)	225°	
(1)	①局所ひずみ測定 SEM/EBSD 結果例：[27]~[32]	断面マイクロサンプル (軸方向：管台側 /エルボ側)	●* ①エルボ側 主亀裂 周辺部 ②管台側	● ①エルボ側 (破面) ②管台側	●* ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	● ①エルボ側 ②直管側
	②断面マクロ 硬さ測定 結果例：[33]	断面マイクロサンプル (軸方向：管台側 /エルボ側)	●* ①エルボ側 主亀裂 周辺部 ②管台側	● ①エルボ側 (破面) ②管台側	●* ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	● ①エルボ側 ②直管側
(2)	①破面における 溶接欠陥の調査 結果例：[34]~[36]	破面サンプル	●* ①エルボ側 破面部	-	-	-	-	-	-	-	-
	②断面における 潜在亀裂の調査 結果例：[37]~[39]	断面マイクロサンプル (軸方向：管台側 /エルボ側)	●* ①エルボ側 主亀裂 周辺部 ②管台側	● ①エルボ側 (破面) ②管台側	●* ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	● ①エルボ側 ②直管側
(3)	①TEM試料準備 及び輸送 (2022年度： 加工・輸送のみ)	断面マイクロ /破面サンプル →TEM薄膜 サンプル	●* ①エルボ側 主亀裂 周辺部 ②管台側 ③破面部	-	-	● ①エルボ側 ②管台側	-	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	-	-

●：実施、-：実施無し、\*：先行調査の残材活用

局所ひずみ測定(SEM/EBSD)（計画：代表）



## (1-1)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (IPFマップZ軸 (当該管エルボ側HAZ) )

当該管 評価パラメータ	マイクロ計測：内表層側のHAZ溶接境界近傍部 (エルボ側)				
	0° t-0-ic-e	320° t-320-ic-e	90° t-90-ic-e	160° t-160-ic-e	270° t-270-ic-e
IPF マップ					
粒径 ヒストグラム (5μm以下は 統計対象外)					
評価結果	当該管 (160° 断面を除く) の内表層側のHAZ溶接境界近傍部 (エルボ側) では、若干結晶粒が小さいが板厚内部に進むにつれて 100 μm 以上の比較的大きな結晶粒であった。				



Inverse Pole Figure (IPF) : 逆極点図

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

## (1-2)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (IPFマップZ軸 (当該管エルボ側一般部) )

当該管 評価パラメータ	マイクロ計測：内表層側の母材一般部 (エルボ側)				
	0° t-0-ig-e	320° t-320-ig-e	90° t-90-ig-e	160° t-160-ig-e	270° t-270-ig-e
IPF マップ					
粒径 ヒストグラム (5μm以下は 統計対象外)					
評価結果	当該管の内表層側の一般部 (エルボ側) では、シンニング加工の影響と思われる結晶粒が大きく崩れた領域 (50~100 μm 幅) であった。内部に進むにつれて、比較的均一な結晶粒 (100 μm 以下) であった。				



Inverse Pole Figure (IPF) : 逆極点図

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

## (2-1)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (KAMマップ (当該管エルボ側HAZ) )

当該管	マイクロ計測 : 内表層側の HAZ 溶接境界近傍部 (エルボ側)				
評価パラメータ	0° t-0-ic-e	320° t-320-ic-e	90° t-90-ic-e	160° t-160-ic-e	270° t-270-ic-e
KAM マップ					
KAM ヒストグラム					
評価結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管の内表層側の HAZ 溶接境界近傍部 (エルボ側) では、内表層近傍で高 KAM 値、結晶粒界でも高 KAM 値であった。</li> <li>0° 断面では、他に比べて内表層側で高 KAM 値の結晶粒界が顕著であった。</li> </ul>				



Kernel Average Misorientation (KAM) : 局所方位差

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

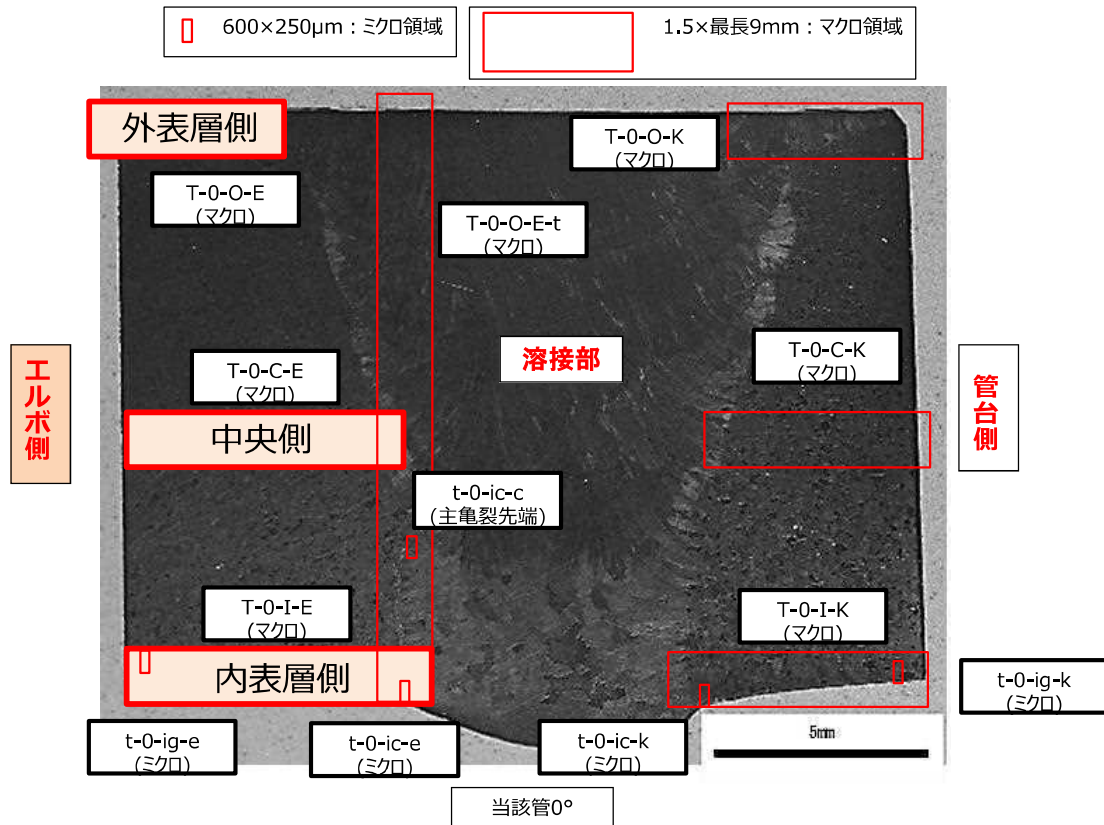
## (2-2)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (KAMマップ (当該管エルボ側一般部) )

当該管	マイクロ計測 : 内表層側の母材一般部 (エルボ側)				
評価パラメータ	0° t-0-ig-e	320° t-320-ig-e	90° t-90-ig-e	160° t-160-ig-e	270° t-270-ig-e
KAM マップ					
KAM ヒストグラム					
評価結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管の内表層側の一般部 (エルボ側) では、内表層側ではシンニング加工の影響と思われる KAM 値が大きくなっており、結晶粒界でも顕著に KAM 値が大きかった。</li> </ul>				



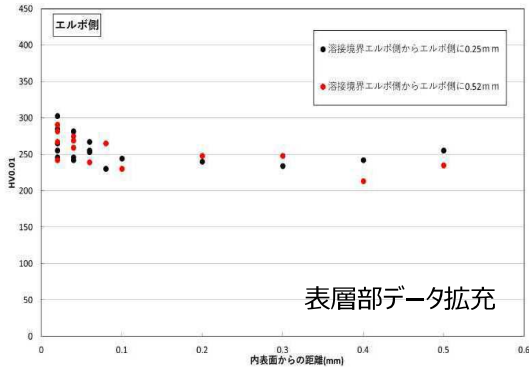
Kernel Average Misorientation (KAM) : 局所方位差

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

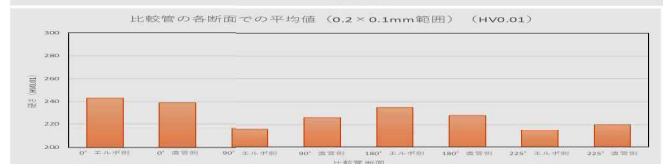
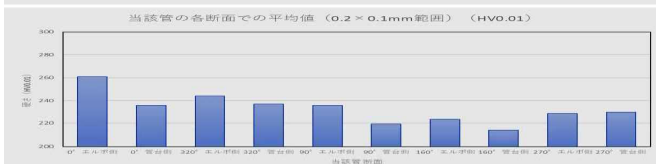
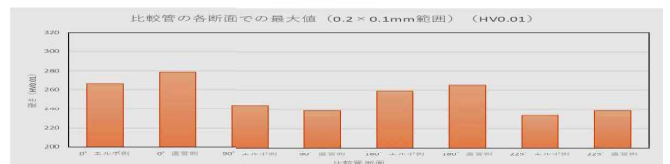
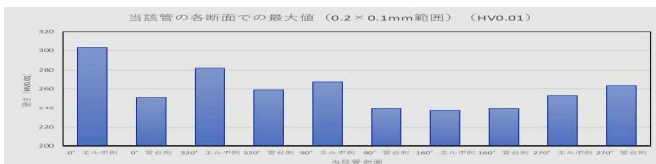
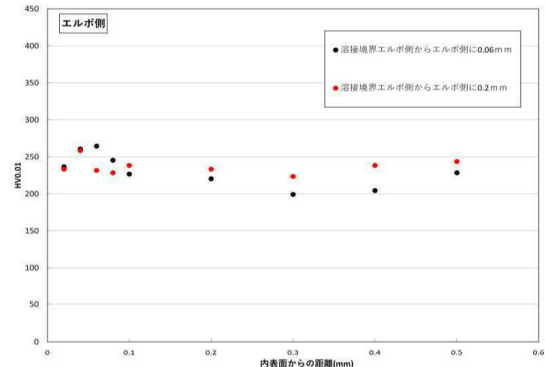


断面硬さ測定 (実績)

当該管0°エルボ側の硬さ計測(HV0.01)

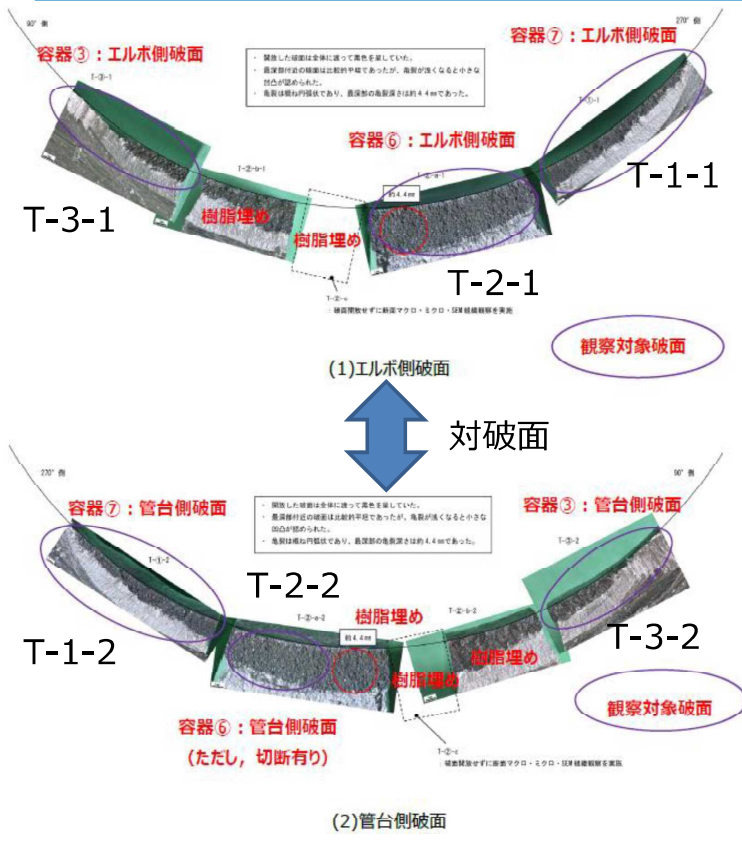


比較管0°エルボ側の硬さ計測(HV0.01)



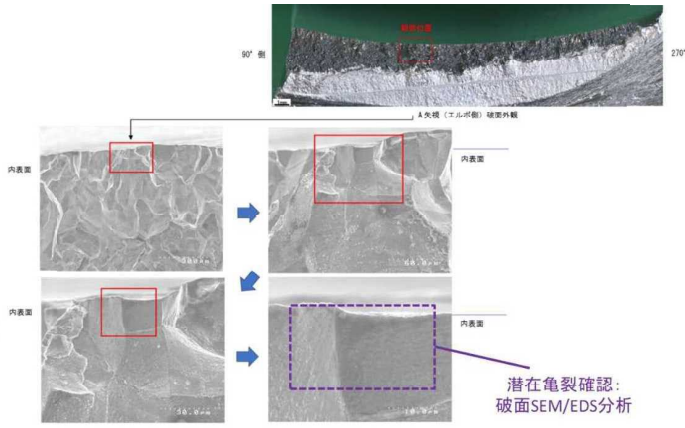
➤ ミクロ硬さ (HV0.01) からは、比較管0°エルボ側、また、他の断面と比べても当該管0°エルボ側の主亀裂周辺での内表層側では硬化 (最大303HV0.01) の傾向が大きい。





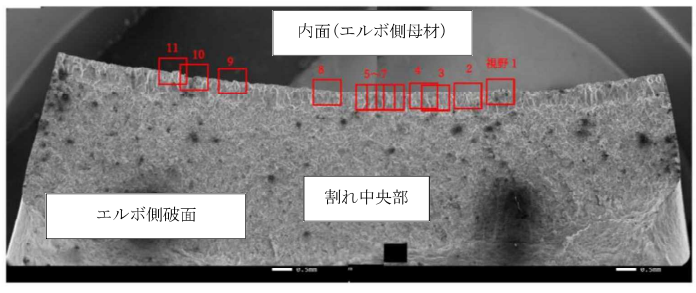
## 破面SEM詳細観察の部位：

- ・ 当該管0°のHAZ近傍で認められた主亀裂破面（約60mm長さ）は、先行調査で5分割されており、中央近傍は、断面マクロ・ミクロのために一部樹脂埋めされている。
- ・ 本調査では、樹脂埋めされていない破面（エルボ側及び管台側）に対してSEMにて拡大観察することとした（○印の破面を対象）。

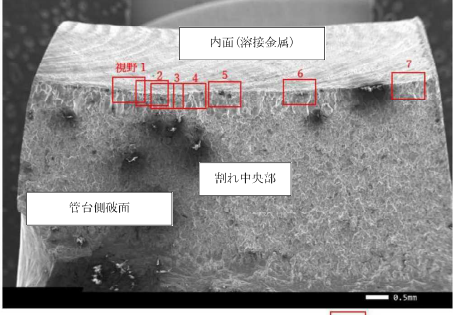


当該管クレータ部のHAZ粒界割れ破面SEM拡大観察結果

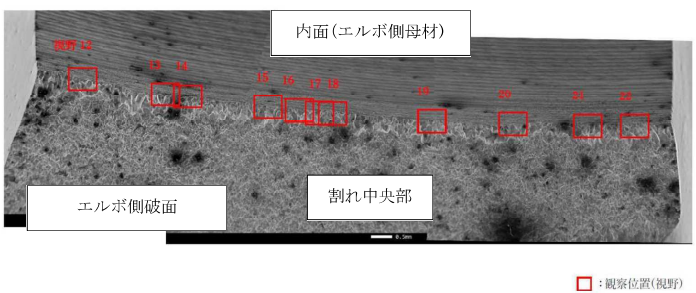
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.



当該管 (T-2-1) の破面SEM (全体：エルボ側)



当該管 (T-2-2) の破面SEM (全体：管台側)



当該管 (T-2-1) の破面SEM (傾斜40°：エルボ側)



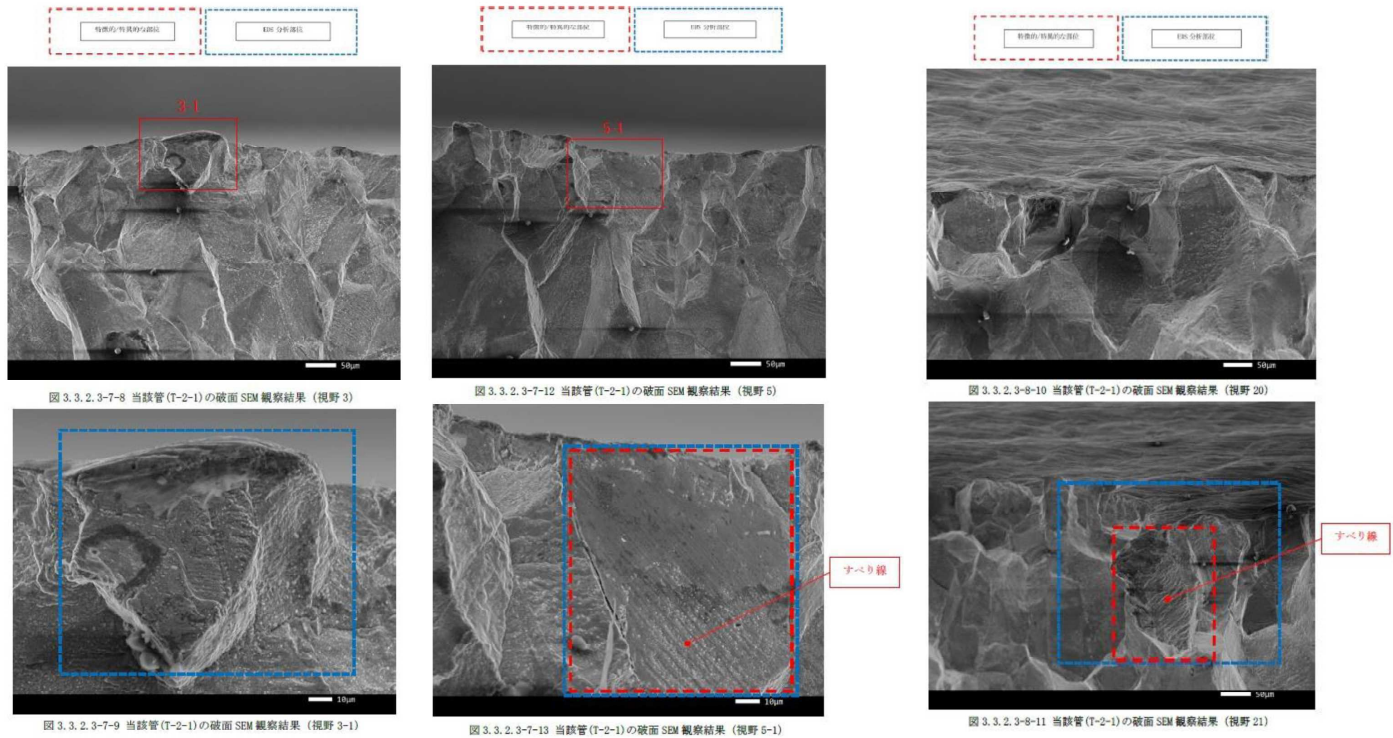
当該管 (T-2-2) の破面SEM (傾斜40°：管台側)

当該管(T-2-1：主亀裂中央部エルボ側)の破面

当該管(T-2-2：主亀裂中央部管台側)の破面



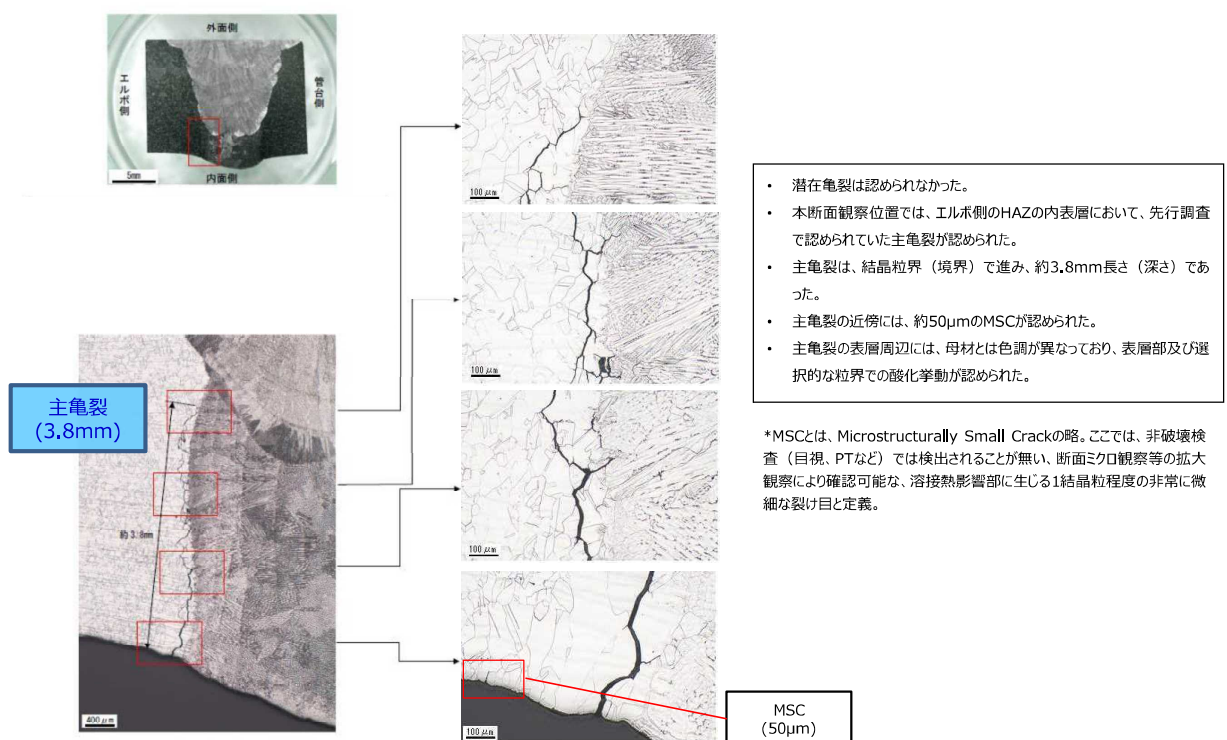
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.



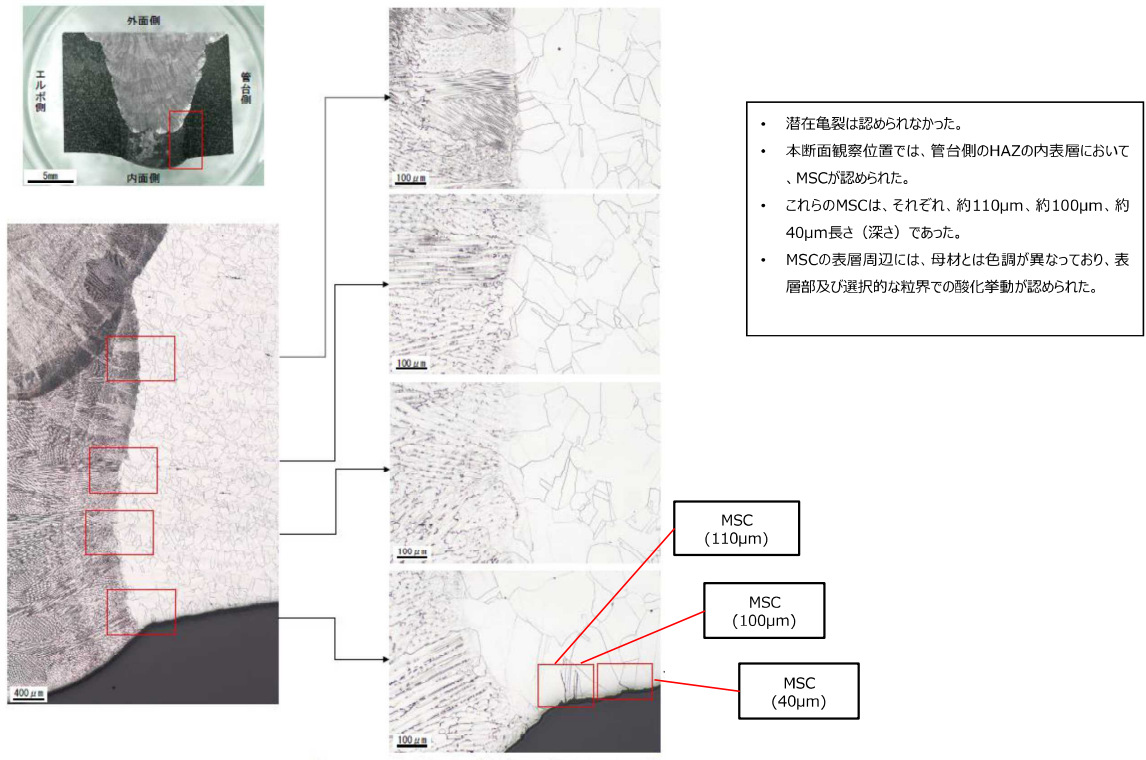
当該管(T-2-1：主亀裂中央部エルボ側)の破面SEM観察結果 (代表破面)

断面マクロ・ミクロ観察 (実績：代表①)

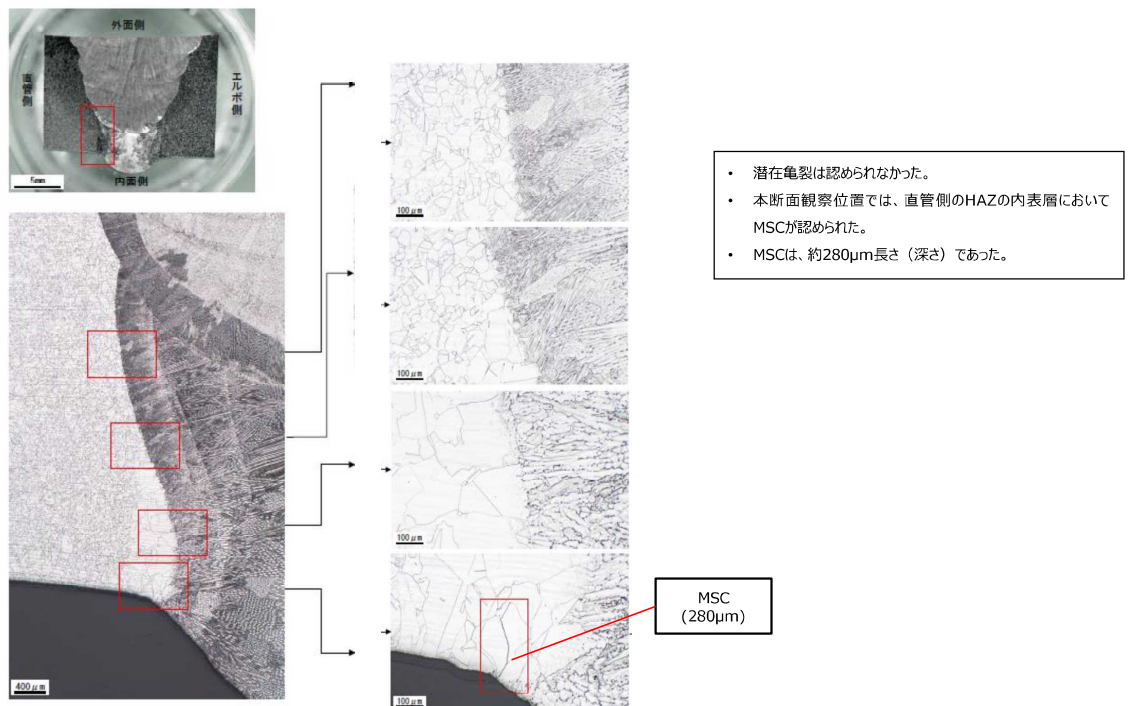
当該管0°エルボ側の主亀裂の断面マクロ・ミクロ観察結果 (潜在亀裂有無の確認)



当該管0°管台側の断面マクロ・マイクロ観察結果（潜在亀裂有無の確認）



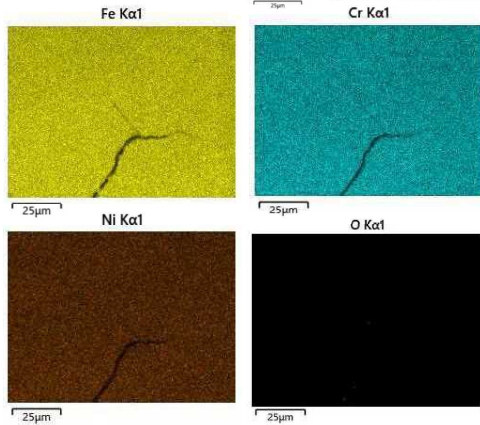
比較管180°直管側の断面マクロ・マイクロ観察結果（潜在亀裂有無の確認）



潜在亀裂有無の詳細調査の過程において、MSC\*の存在が確認された。

⇒ 特異な硬化が生じていない部位のMSCはいずれも1結晶粒程度の大きさであり、更に、主亀裂先端とは異なり、停留を示唆する酸素（酸化物）が検出されている

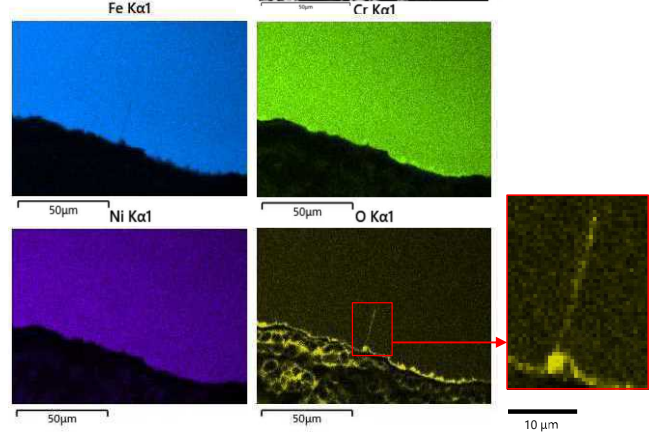
**主亀裂先端の断面 SEM/EDS (EDS組成マップ)**



主亀裂先端では酸素が検出されていない。

➤ 進展性を示唆

**MSC断面 SEM/EDS (EDS組成マップ)**  
当該管0°エルボ側



MSCでは酸素が検出されている。

➤ 長時間の停留を示唆



\*MSCとは、Microstructurally Small Crackの略。ここでは、非破壊検査（目視、PTなど）では検出されることが無い、断面マイクロ観察等の拡大観察により確認可能な、溶接熱影響部に生じる1結晶粒程度の非常に微細な裂け目と定義。 || Rights Reserved.

実機詳細調査（当該管、比較管）のまとめ

① 当該管0°エルボ側の主亀裂の特異性

- 主亀裂発生位置に対する特異性の有無に関して、EBSD計測結果から、結晶粒粗大化、HAZの内表層側で高ひずみ（KAM値等）が認められた。
- 硬さは、当該部位では硬化傾向（最大303HV0.01）であった。
- 一方、内表層側での一般部となるシンニング部位でもひずみ量が高い領域が認められていたが、亀裂は認められなかった。
- このシンニング部位の領域では、先行調査で顕著な硬化（350HV0.01）が認められていたこともあり、EBSD計測結果に関しては、新たなデータ整理法を含め、更なる分析を行う。
- 更に、主亀裂に対する金属組織等（Cr欠乏層、元素偏析、析出物、転位密度）の差に関しては、TEM/EDSを用いた詳細調査を行う。

② 破面における溶接欠陥の調査

- 内表層部の起点側に着目してSEMでの拡大観察及びEDS分析を行ったが、溶接欠陥に起因するような影響ある元素は認められなかった。

③ 断面マイクロにおける潜在亀裂の調査

- 先行調査で認められていた主亀裂（当該管0°エルボ側）以外に有意な亀裂は認められなかった。
- ただし、非破壊検査（PT検査）では検出されない、MSCが当該管や比較管で認められた。
- 特異な硬化が生じていない部位のMSCはいずれも1結晶粒程度の大きさであり、更に、主亀裂先端とは異なり、停留を示唆する酸素（酸化物）が検出された。
- ただし、これらの1結晶粒程度のMSCが、溶接時または運転時に粒界結合力の低下で生じた可能性を明らかにするためにも、追加した詳細観察や分析での評価が必要である。



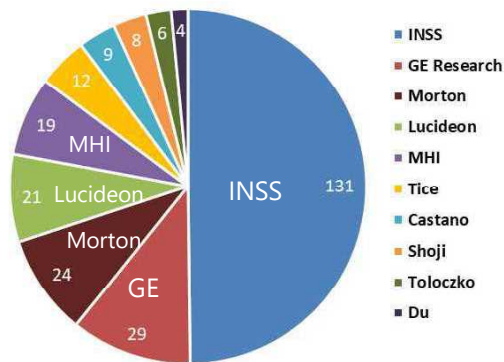
1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
3. まとめ

- PWR一次系環境中におけるオーステナイト系ステンレス鋼のSCC進展速度式が、EPRI MRP-458として2022年8月に公開された。
- 上記提案式を調査し、どのような試験データから、どのような影響因子を考慮して進展式を構築しているかを明らかにすることで、大飯3号の事例を念頭に、国内で整備する進展速度式において考慮が必要と考えられる事項を整理し、今後拡充すべきデータに関する知見を収集する。

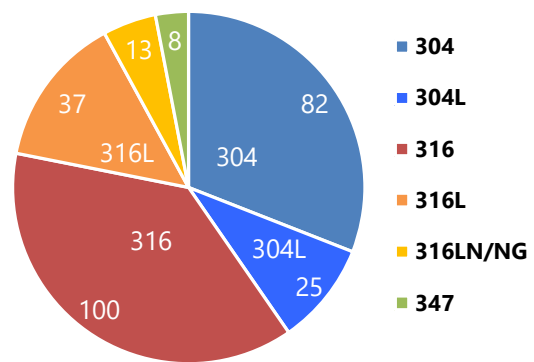
- オーステナイト系ステンレス鋼に関する924点の進展データを収集し、データベースを構築。個別データが報告書に添付される形でExcelファイルとして公開。
- PWR1次系環境の進展式を策定するため、データ品質の観点でスクリーニングを実施した後、冷間加工(CW)率10-25%、試験温度270-340℃、K=13-80 MPa√mの条件に該当するデータ265点を選定。
- HAZおよび周期的除荷の条件を含むデータは、標準的な条件から外れるため進展式に用いなかった。
- 進展式は、試験データと既存知見から、温度、硬さ(HV)、応力拡大係数をパラメータとした。
- 進展式策定に際し、硬さデータが不明な場合は、CW率、0.2%耐力から換算式により推定した。
- EPRIは、75%包絡の進展式が非保守的であることを示す知見が見当たらないため、50%包絡よりも保守的な条件として75%包絡を亀裂進展評価に用いることを推奨。

SCC進展特性知見の調査：EPRI式（MRP-458）のデータベース

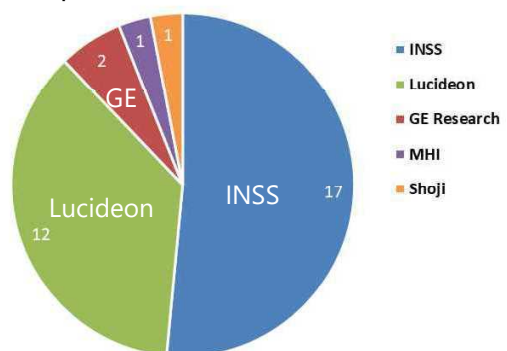
PWR Mainstream Data (265 data)



PWR Mainstream Data (265 data) 鋼種内訳



PWR Representative HAZ Data (33 data)

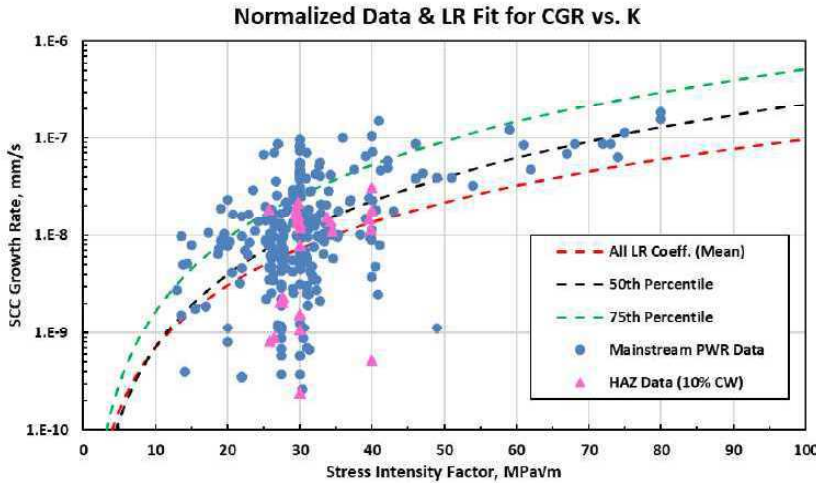


- データベースは半数以上を日本国内の材料を用いた進展データ（INSS・MHI）が占める。
- 鋼種の割合は304系が約40%、316系が約57%となっている。

EPRI報告書にて提案されたSCC速度式（50%、75%包絡線）

$$CGR = 1.50 \times 10^{-18} K^{2.5} Hv^{6.0} \exp(-85,000/RT) \quad (50\%包絡線)$$

$$CGR = 3.19 \times 10^{-18} K^{2.5} Hv^{6.0} \exp(-85,000/RT) \quad (75\%包絡線)$$

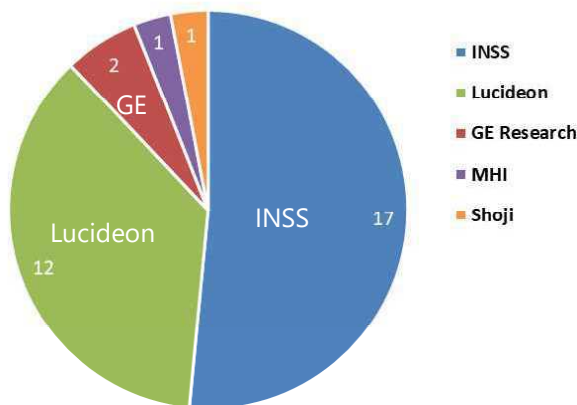


個別データは220 HVおよび290℃に換算した値としてプロットされている。

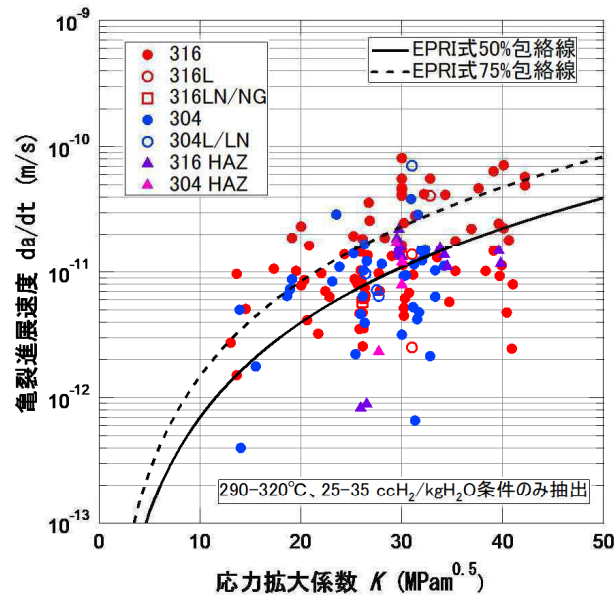
Figure 3-20  
SCC growth rate data (mm/s) vs. K with the 50<sup>th</sup> percentile and 75<sup>th</sup> percentile curves. The individual data points are normalized to, and the curves are drawn for Hv = 220 and 290°C.

SCC進展特性知見の調査：MRP-458において有効と判定されたHAZデータについて

PWR Representative HAZ Data (33 data)



- 290℃～320℃の条件に絞った場合は18データとなり、日本国内の材料を用いた進展データのみで構成される（1データは周期的除荷条件）。
- INSSデータについては、実測硬さ（HV0.05もしくはHV0.01）をグラフからの読み取り値として把握できる。
- 供試材とした板材の突き合わせ溶接材HAZ（SUS304とSUS316）については、進展速度に差がないことを報告している※。



- MRP-458に含まれるデータにおいて、290-320°C、25-35 cc/kg H<sub>2</sub>に限定した場合、当該データはほぼ日本国内の材料を用いた進展データで構成される。
- この場合、鋼種、CW材とHAZの間に顕著な差異は認められない。
- HAZデータは75%包絡線によって安全側の評価となる。

- ✓ MRP-458を調査した結果、定式化のデータベースには多数の日本国内の材料を用いた進展データが含まれていることを確認した。
- ✓ データベースに含まれる全データを参照した場合には比較的大きなばらつきを持つデータとなるものの、国内PWR一次系環境を代表する条件のデータ（290-320°C、25-35 cc/kg H<sub>2</sub>条件）のみを参照した場合、CW材とHAZのデータに特徴的な差異は認められず、暫定的にはEPRI式でSCCによる亀裂進展評価を実施することが可能と考えられるが、さらに検討を深める。



- 1. 振り返り
- 2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
- 3. まとめ

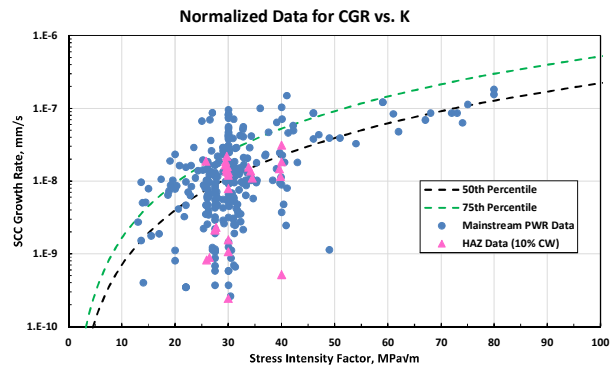
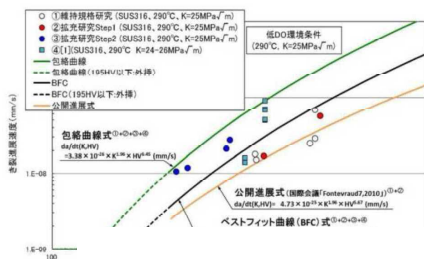
## 亀裂進展評価 背景と取り組み

### <背景>

- 大飯3号スプレイ配管事象は、**10年毎**に行われる供用期間中検査で確認された。
- 当該事象は、亀裂の発生メカニズムについて解明中であるものの、特異な硬さを一因として亀裂が発生したものと推察されている。
- 当該部と類似性が認められた領域は、水平展開として**毎定検検査**を実施している。
- **適切な検査頻度**を確立するためには、保守的な亀裂進展評価が必要。
- 事象発生時は限定的なデータで判断していたが、2022年EPRIが亀裂進展速度式を発行した。

事象発生時は限定的なデータ

2022年EPRIが発行した進展データ（MRP-458）



### <今後の取り組みおよび2022年度の検討>

- **ATENAは、今後、適用可能な亀裂進展評価手法を検討し、その妥当性を確認していく。**
- そのような中で2022年に**EPRI式が発行され、その検討には国内データも含まれている。**
- そこで、**大飯3号の条件をEPRI式に入力した場合の亀裂進展に関する試評価を行った。**

# EPRI式を用いた進展評価の方法

- ・EPRI式では、①評価式に②応力、③硬さを導入することで亀裂進展速度を計算可能
- ・試評価には以下のパラメータを採用。

①評価式

$$CGR = 3.19 \times 10^{-18} K^{2.5} HV^{6.0} \exp(-85000 / RT)$$

亀裂進展速度 ← CGR

← K値は、JSME維持規格に既定された手法で導出

← 気体定数8.314 J/mol·K 温度 (290℃)

← 活性化エネルギー (J/mol)

②応力

③硬さ

# EPRI式での亀裂進展試評価 (実機事象の再現検討)

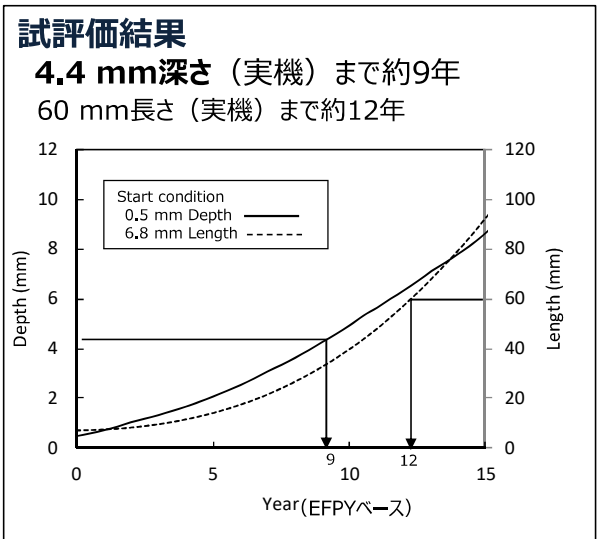
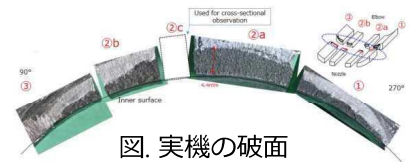
以下の初期亀裂を前提条件として、進展に関し試評価を実施

**初期亀裂：**

**0.5 mm深さ** (発生部に認められた大粒径のサイズ)

6.8 mm長さ (実機の深さ/長さ比率)

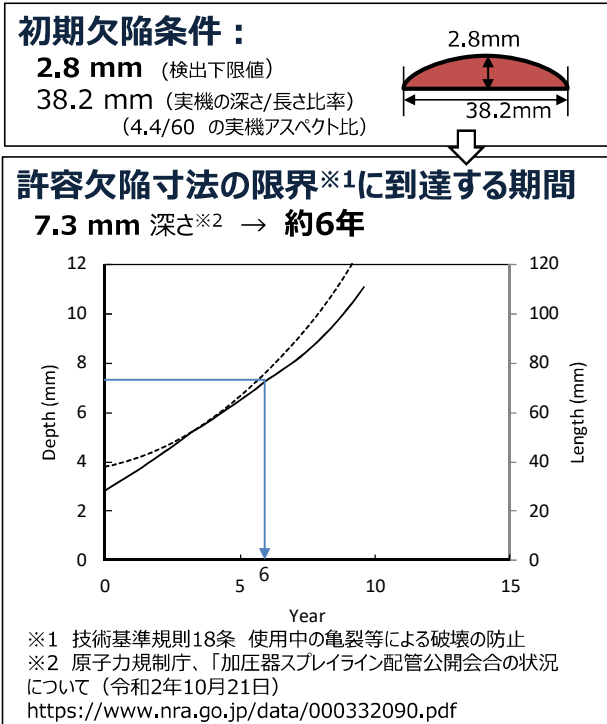
(4.4/60の実機アスペクト比)



### <認識>

- ・ 初期亀裂に至る期間は評価困難。
- ・ EPFY 19.3年に対して、9年で4.4 mmの主亀裂の深さ(実機事象の深さ)に至った。

**検出下限値の亀裂が存在**する前提での進展について試評価を実施。**許容欠陥寸法の限界値**に至るまでの亀裂進展を計算した。



<認識>

- 実機で主亀裂が顕在化したスプレイ配管の条件（特異な硬化条件）で、仮に検出下限値相当の亀裂が存在しても、許容欠陥寸法に到達するまで約6年を要する。

<検討結果>

- EPRI式に大飯3号スプレイ配管の条件をあてはめ、**主亀裂の進展に関する試評価**を実施。結果として、EPFY 19.3年に対して、9年で4.4 mmの主亀裂の深さ(実機事象の深さ)に至った。

1. 振り返り
2. 2022年度検討内容
  - 2.1 最新知見の調査
  - 2.2 実機詳細調査（当該管、比較管）
  - 2.3 SCC進展特性知見の調査
  - 2.4 SCC進展知見に拠る試評価
3. まとめ

- 外部専門家の意見も交え2021年度に策定した計画に基づき、2022年度から具体的研究に着手し、知見の拡充を進めた。
  - ・最新知見の調査、及び実機詳細調査においては、有益な情報が得られたものの、亀裂発生メカニズムの特定・差別化には至っておらず、引続き2023年度も検討を継続する。
  - ・SCC進展特性知見の調査については、2022年度に米国EPRI式が発表され、その式に基いて大飯3号機当該部の試評価を実施した結果、実機挙動と矛盾しない結果が得られた。将来的な規格化を念頭におき、引続き2023年度も検討を継続する。
- 以上の進捗については、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させて頂く。
- なお、大飯3号機の事例を受け、PWR各プラントにおいては至近3定検の間、対象となる部位について超音波探傷試験を実施することとしている。本検討の進展特性知見を踏まえ、検査継続の考え方（頻度設定等含む）について、今後議論させて頂きたい。

## 非常用ディーゼル発電機の 24 時間連続運転試験に関する 事業者の対応方針と国外調査結果の概要

令和 5 年 5 月 2 5 日  
技 術 基 盤 課

### 1. はじめに

非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）の 24 時間連続運転試験については、事業者が「施設管理 PDCA のインプットとする」として自主的に実施していた<sup>1</sup>。

今般、事業者が令和 4 年度に計画した試験が終了したことから、原子力エネルギー協議会（以下「ATENA」という。）よりその結果について資料を受領した（参考参照）。また、原子力規制庁において、国際的な対応状況の概要についても調査を行ったことから、これらの概要について報告する。

### 2. ATENA より受領した資料の概要

#### 2. 1 EDG の 24 時間連続運転試験結果

- 対象とした 18 台のうち、試験を実施した 16 台については各パラメータで異常は確認されず良好な結果となった。
- 試験中に 2 台の EDG で不具合が発生し、試験中断しているが、電源供給機能に影響しない事象であることを確認した。

表 1 試験結果一覧

会社名	プラント名	試験予定/結果	会社名	プラント名	試験予定/結果
北海道	泊 1 (A)	良好 (2021/6)	中部	浜岡 3 (A)	良好 (2022/7)
東北	女川 3 (H)	良好 (2022/1)		浜岡 4 (B)	良好 (2023/3)
	東通 1 (B)	良好 (2021/12)		浜岡 4 (H)	未実施 (4 号機起動前)
東京	福島第二 3 (B)	良好 (2022/11)		浜岡 5 (A)	試験中断 (2021/5) ⇒2023/6 に実施予定
	柏崎刈羽 6 (A)	試験中断 (2022/3) ⇒ 良好 (2023/3)		関西	大飯 2 (A)
	柏崎刈羽 7 (A)	良好 (2022/12)	中国	島根 2 (A)	良好 (2022/6)
	柏崎刈羽 7 (B)	良好 (2022/11)	四国	伊方 3 (A)	良好 (2021/5)
北陸	柏崎刈羽 7 (C)	良好 (2022/10)	九州	玄海 3 (B)	良好 (2022/2)
	志賀 2 (A)	良好 (2022/2)		川内 2 (A)	良好 (2022/4)

<sup>1</sup> 事業者は、令和 3 年 2 月 19 日の面談資料において、「長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に 24 時間運転を実施し、その結果は、各社適切に、施設管理 PDCA のインプットとする。」としていた。

## 2. 2 試験目的の達成状況

### (1) 現状のメンテナンスの妥当性確認

- 24 時間運転中の各パラメータについて異常は確認されなかった。
- 試験中に 2 台の EDG で不具合が発生したことから試験中断し、原因調査を行ったうえで設備対策等を講じることで、EDG の信頼性向上を図ることができた。
- 各社にてメンテナンス体制毎に代表 1 台以上の 24 時間運転を実施し問題なく完了したことを踏まえると、メンテナンスの妥当性は確認できており、今後も計画的な保全を行っていくことで設備健全性は確保できる。

### (2) 運転実績の蓄積

- 24 時間運転中の各パラメータについて異常は確認されなかった。
- 24 時間運転に起因する新たな劣化モードは確認されなかった。
- 今回、定期検査時の試運転と 24 時間運転実績を比較し、EDG の運転状態に有意な差がないことを踏まえると、国内 EDG は十分な運転実績を蓄積していると考えられる。

### (3) 長時間運転の実績蓄積

- 今回の試験結果を踏まえると、24 時間運転の定期的な実施は不要。
- 長時間運転の実績を蓄積し、EDG の機関性能の安定性、持続性を継続して確認していくことは重要。
- 定期検査時の EDG 試運転等において、下記の条件<sup>2</sup>に従い長時間運転を計画的に実施し、継続して運転実績を蓄積する。

表 2 試験条件

運転時間	各部の温度が安定状態になった後、3～8 時間連続運転(定格 100%)。
実施頻度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・機関点検が一巡(8～10 定検相当)ごとに各社抜き取りで 1 台以上実施</li> <li>・EDG の大幅な設備改造時、等</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・EDG24 時間運転において、1～2 時間でパラメータが安定することを確認済み。</li> <li>・また、排気管貫通部(海外プラントにおける火災発生箇所。国内では不燃物を使用のため火災発生リスクなし)については、定格運転開始から約 3 時間で安定することを確認している。</li> </ul>

## 2. 3 今後の対応方針

- 定期検査ごとの 24 時間運転は不要と考える。
- 今後、EDG の 24 時間運転に起因する新たな劣化モードや新知見が確認された場合や、現状のメンテナンスを大きく見直す(状態監視を主とした保全の導入等)際には、24 時間運転の実施について検討する。
- 定期検査時の EDG 試運転等において、長時間運転(各部の温度が安定状態になった後、3～8 時間連続運転)を、機関点検が一巡(8～10 定検相当)ごとに各社抜き取りで 1 台以上実施し、継続して運転実績を蓄積する。

<sup>2</sup> JIS B 8014:1999\_ 定格回転ディーゼル機関性能試験方法

### 3. 国際的な試験状況の概要

原子力規制庁において、国際的に EDG の連続運転試験をどのように実施しているのかについて調査した概要を以下に示す<sup>3</sup>。

日本を含む 11 ヶ国から回答があり、24 時間以上の連続運転試験を定期的に行っている国は 9 ヶ国、実施していない国は日本を含み 2 ヶ国であった。

表 3 24 時間連続運転試験（耐久・負荷試験）の概要

番号 <sup>4</sup>	実施の有無	対象 EDG	頻度
1	○	全て	54 ヶ月毎
2	○	全て	10 年毎
3	○ (72 時間)	全て	8 年毎
4 (日本)	×	×	×
5	○	全て	18 ヶ月毎
6	○	未確認	未確認
7	○	全て	18 ヶ月毎
8	○	全て	2 年毎
9	○	全て	1 年毎
10	×	×	×
11	○	全て	18 ヶ月毎

### 4. 今後の対応(案)

事業者が自主的に行った EDG の 24 時間連続運転試験の結果、ATENA は、3～8 時間連続運転(定格 100%)を、機関点検が一巡(8～10 定検相当)毎に各社抜き取りで 1 台以上実施するとしている。しかし、事業者は、これまで 30 分から 2.5 時間の連続運転試験(定格 100%)を定検毎に実施<sup>5</sup>しており、3～8 時間連続運転を 10 年以上の間隔(8～10 定検相当)で実施する意図は説明されていない。また、設置許可基準規則<sup>6</sup>第 12 条は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設は、外部電源が利用できない場合においても機能できるように求めており、同規則の解釈において、その際の短期間と長期間の境を 24 時間としていることとの関係も説明を受ける必要がある。さらに、国際的には、全ての EDG について 24 時間以上の連続運転試験を実施するのが主流である。

以上を踏まえ、連続運転試験の時間、頻度、抜き取り試験としたこと、規制要求との関係、国際的な試験内容と比較した場合の妥当性について、公開で意見を聴取することとしたい。

参考 EDG24 時間運転の実施結果について(令和 5 年 4 月 27 日面談資料)

<sup>3</sup> Organisation for Economic Co-operation and Development, Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Working Group on Electrical Power Systems においてアンケート調査を実施

<sup>4</sup> 1 つの番号は 1 つの国を示す。

<sup>5</sup> 第 45 回技術情報検討会資料 4 5 - 4 - 4

<sup>6</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

# EDG24時間運転の実施結果について

2023年4月27日

原子力エネルギー協議会

## 1. はじめに (1/2)

### ◆ 経緯

年月日	項目
2020年 10月29日	<b>第43回技術情報検討会</b> 海外でEDG24時間運転中の排気管貫通部付近で小火が発生したことを受け、EDG24時間運転の必要性について議論があり、事業者の見解を確認する方針となった。
11月25日	<b>第40回原子力規制委員会</b> 技術情報検討会と同様の議論。
2021年 2月4日	<b>EDG24時間運転の実施方針決定</b> 事業者大で検討した結果、海外の状況や国内で長時間運転の実績が必ずしも多くないという背景を踏まえ、「 <b>現状のメンテナンスの妥当性確認</b> 」及び「 <b>運転実績の蓄積</b> 」を目的として、各社メンテナンス体制毎に代表EDG1台以上を選定のうえ、24時間運転を実施することとした。
5月～	<b>EDG24時間運転を順次実施中</b> (実施状況の詳細はP3参照)。



## 1. はじめに (2/2)

### ◆ 背景・目的

国内のEDGについては、以下の観点から、長時間運転に対する健全性は確保できていると考えていた。

- 各機器の点検では、劣化・故障モード等を踏まえ計画的に点検を実施し、各機器の健全性を確認している。
- 毎定期検査時の分解点検後のEDG試運転では、まず、起動前確認事項として燃料系統、冷却水系統、空気系統、潤滑油系統の各系統に問題ないことを確認し、その後、EDGを起動し、負荷を段階的に上昇させ、本体および付属系統の圧力・温度等の各種パラメータが安定するまで（約2時間）の確認により、EDGの系統全体の健全性を確認している。
- 国内原子力発電所においては、24時間以上のEDG連続運転実績があるが、何れも問題なく連続運転できている。

一方、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないことから、「**現状のメンテナンスの妥当性確認**」及び「**運転実績の蓄積**」を目的として、各社メンテナンス体制毎に代表DG1台以上を選定のうえ、24時間運転を実施することとした。

この度、EDG24時間運転について、各社代表1台以上の実施が完了したことから、次頁以降に、**試験結果**、**試験目的の達成状況**及び**今後の対応方針**について評価・整理を行った。

## 2. 各プラントの試験結果について

### ◆ 試験結果一覧

会社名	プラント名	試験予定/結果	会社名	プラント名	試験予定/結果
北海道	泊1(A)	良好 (2021/6)	中部	浜岡3(A)	良好 (2022/7)
東北	女川3(H)	良好 (2022/1)		浜岡4(B)	良好 (2023/3)
	東通1(B)	良好 (2021/12)		浜岡4(H)	未実施 (4号機起動前)
東京	福島第二3(B)	良好 (2022/11)		浜岡5(A)	試験中断 (2021/5) ⇒2023/6に実施予定
	柏崎刈羽6(A)	試験中断 (2022/3) ⇒良好 (2023/3)		関西	大飯2(A)
	柏崎刈羽7(A)	良好 (2022/12)	中国	島根2(A)	良好 (2022/6)
	柏崎刈羽7(B)	良好 (2022/11)	四国	伊方3(A)	良好 (2021/5)
	柏崎刈羽7(C)	良好 (2022/10)	九州	玄海3(B)	良好 (2022/2)
北陸	志賀2(A)	良好 (2022/2)		川内2(A)	良好 (2022/4)

- 対象とした18台のうち、試験を実施した16台については各パラメータで異常は確認されず良好な結果となった。
- また、試験中に2台のEDGで不具合が発生し、試験中断しているが、電源供給機能に影響しない事象であることを確認した（詳細はP4,5参照）。
- 試験再開した柏崎刈羽6(A)については問題なく試験完了し、浜岡5(A)についても6月に実施を計画している。

### 3. 試験中に発生した不具合事象について（1/2）

#### ◆ 浜岡5（A号機）

##### 事象概要

- ✓ 定格出力運転到達から約3時間後に**排気管伸縮継手が破損した。**
- ✓ 各パラメータ（発電機出力等）に異常は確認されなかったが、**設備保護の観点から試験を中断した。**

時刻	時系列
2021/5/11 10:04	起動
10:20	並列
10:50	定格出力到達
13:40	伸縮継手(A-7)付近の保温材にバタつきを確認
14:25	伸縮継手(A-7)付近の保温材の破れおよび排ガスの漏えいを確認
14:30	停止判断
14:35	出力降下開始
14:40	停止

##### 原因と対策

- ✓ 当該伸縮継手には、**ブローホール**が確認されており、ブローホールにより疲労寿命が低下し、**き裂の起点**となったと推定（設置後13年使用）
- ✓ 排気管伸縮継手を**全数新品へ取替済み**（放射線透過試験により、**ブローホールがないことを確認**）。今後の定期取替時には、放射線透過試験により、ブローホールがないことを確認した上で取付を行う。

##### 不具合事象の機能影響評価

- ✓ 2018年6月5日、**浜岡5号B-D/G**において、本件と類似の「排気管伸縮継手破損事象」が発生し、LCO逸脱となったことから故障等報告書を提出。報告書の中では、排気管伸縮継手破損がD/Gの機能へ与える影響について、**伸縮継手1台が全周破損した場合においても、以下のD/G機能を満足すると評価している。**

「定格出力の維持」「定格回転数の維持」「発電機電圧確立までの時間」「燃料使用量の上限」「燃料貯蔵量7日間の確保」「負荷変動時の周波数および電圧の維持」「作業環境への影響(消防服等の着用により室内作業可能)」

以上のことから、設備保護の観点から試験は中断したものの、**長時間運転に起因しない不具合であったものと評価。**

なお、発生した不具合については、確認されたブローホールから得られた知見を踏まえて、放射線透過試験によりブローホールがないことを確認した上で取付を行うプロセスへと変更しており、EDGの信頼性向上を図ることができたと考える。

### 3. 試験中に発生した不具合事象について（2/2）

#### ◆ 柏崎刈羽6（A号機）

##### 事象概要

- ✓ 定格出力運転到達から約8時間後に**軸受部から潤滑油が漏えいした。**
- ✓ 各パラメータ（発電機出力等）に異常は確認されなかったが、**潤滑油の飛散（危険物漏えい）防止の観点から試験を中断した<sup>※1</sup>。**

時刻	時系列
2022/3/17 9:07	起動
9:30	定格出力到達
17:15	軸受部からの潤滑油漏れ発生
18:52	停止判断
19:13	停止

##### 原因と対策

- ✓ EDG発電機内部の潤滑油漏出を抑制するために設置している**Oリングが破断**したことが原因（接着剤で接着し使用する仕様であり、接着箇所破断していることを確認。設置後10年使用）。
- ✓ 調査の結果、接着剤は施工のバラつきで耐用年数が変化することが判明し、この施工のバラつきがOリング破断の背後要因にあるものと推定。
- ✓ アブラキリの仕様を**OリングからVリング<sup>※2</sup>に変更**するとともに、**同型式の7A,7B,7Cについて追加で試験を実施。**

##### 不具合事象の機能影響評価

- ✓ 油漏えい発生～EDG停止までの時間は約2時間。その間の漏出量は保守的に試算して360ccであり、**24時間の漏出量を評価すると約4.3L**となる。潤滑油系統が**機能喪失する漏えい量は約1,250L**であり、EDGの要求期間における運転継続に影響を及ぼす事象ではないと評価。
- ✓ 当該油には毒性がなく、過度に揮発する環境ではないことから、**人身災害リスクを増加させるものではないと評価。**
- ✓ 可燃物を仮置きしない運用であること、非常用空調設備があることから、**火災発生リスクは高くないと評価。**

以上のことから、油の飛散（危険物漏えい）防止の観点から試験を中断したものの、**長時間運転に起因しない不具合であったものと評価。**

なお、本試験とその後の調査で得られた施工のバラつきに関する知見を踏まえ、同一型式のDGアブラキリはVリングに設計変更することとしており、EDGの信頼性向上を図ることができたと考える。

※1 試験中断後、復旧のため直営でOリング交換を実施し試運転を行ったところ複数回油漏れが発生している。原因は最初の復旧作業時にカバーを変形させたためであり、カバーを新品に交換した上で当該DGは復旧済み。

※2 断面にV溝があり、溝部にハリガネを巻き付け固定することで接着箇所破断の際も形状保持が可能

## 4. EDG24時間運転の今後の対応方針について（1/3）

## ◆【目的1】現状のメンテナンスの妥当性確認について【達成状況評価】

- 24時間運転中の各パラメータについて異常は確認されなかった。また、24時間運転後の分解点検においても、24時間運転に影響を与えるような不具合は検出されていない（順次実施中）。
- 試験中に2台のEDGで不具合が発生したことから試験中断し、原因調査を行ったうえで設備対策（Vリングへの変更）等を講じることで、EDGの信頼性向上を図ることができた。なお、原因調査の結果、いずれも電源供給機能に影響しない事象であり、また、24時間運転を起因とする事象ではないことを確認した。試験再開した1台については問題なく試験完了しており、もう1台についても2023年6月に試験予定である。
- 現状においても、メンテナンス後のインサービス前には試運転を実施し、機関の圧力・温度等が安定した後に、種々の運転データを採取の上、これらが適正值内に入っていることを確認すると共に、これまでの運転データとの比較等を行なうことで、適正にメンテナンスが行われていることを確認している。
- 海外で発生した貫通部における火災事象について、国内プラントでは当該箇所には可燃物は使用しておらず、同様の事象は発生しないことを確認した。

各社にてメンテナンス体制毎に代表1台以上の24時間運転を実施し問題なく完了したことを踏まえると、メンテナンスの妥当性は確認できており、今後も計画的な保全を行っていくことで設備健全性は確保できると考える。なお、発生した不具合については、原因調査を行ったうえで設備対策等を講じており、今回の試験を通じてEDGの信頼性向上を図ることが出来たと考える。

## 4. EDG24時間運転の今後の対応方針について（2/3）

## ◆【目的2】運転実績の蓄積の十分性について【達成状況評価】

- 24時間運転中の各パラメータについて異常は確認されなかった。
- 各パラメータや運転状態について、現行の定期検査時（点検後）の試運転と比較しても同等であった。また、各パラメータは100%負荷到達後1時間程度で安定していた。
- 国内で試験を実施した結果、24時間運転に起因する新たな劣化モードは確認されなかった\*。また、海外情報（米国プラントのOE情報）についても追加調査した結果、24時間運転で顕在化するようなEDG設備の劣化モードは確認されていない。
- 国内プラントでは、運開以降、定期検査毎に試運転を行ってきているが、今回、定期検査時の試運転と24時間運転実績を比較し、EDGの運転状態に有意な差がないことを踏まえると、国内EDGは十分な運転実績を蓄積していると考えられる。

\*2件発生した不具合事象のOE情報については施設管理のPDCAに各社取り込み、反映

EDGの24時間運転に起因する新たな劣化モードは国内外で確認されていない。また、24時間運転を行った結果、現行の定期検査時（点検後）の試運転で健全性確認は十分可能であるとの知見が得られたことから、引き続き現行の定期検査時（点検後）の試運転を実施することで、運転実績は毎定検蓄積されていくものとする。一方、長時間運転により、将来発生し得る異常を検知できる可能性も確認できたことから、計画的に長時間運転を行い、運転実績を蓄積することは意味があるとする。

## 4. EDG24時間運転の今後の対応方針について（3/3）

### ◆ 長時間運転の実績蓄積について【今後の自主的取組み】

- 今回の試験結果を踏まえると、**24時間運転の定期的な実施は不要**と考えるが、**長時間運転の実績を蓄積し、EDGの機関性能の安定性、持続性を継続して確認していくことは重要**と考える。
- 「**JIS B 8014:1999 定格回転ディーゼル機関性能試験方法**」において、**連続運転試験**の項目が定められており、**事業者が考える試験目的と合致**している。

#### 「JIS B 8014:1999 定格回転ディーゼル機関性能試験方法」より

- 目的：定格出力で連続運転を行い、機関性能の安定性、持続性を確認
- 運転時間：各部の温度が安定状態になった後、3～8時間連続運転(定格100%)

以上より、**定期検査時のEDG試運転等**において、下記の条件に従い**長時間運転を計画的に実施し、継続して運転実績を蓄積することとする。**

運転時間	各部の温度が安定状態になった後、3～8時間連続運転(定格100%)。
実施頻度	・機関点検が一巡（8～10定検相当）ごとに各社抜き取りで1台以上実施 ・EDGの大幅な設備改造時、等
その他	・EDG24時間運転において、1～2時間でパラメータが安定することを確認済み。 ・また、排気管貫通部（海外プラントにおける火災発生箇所。国内では不燃物を使用のため火災発生リスクなし）については、定格運転開始から約3時間で安定することを確認している。

## 5. まとめ

### 今後の対応方針（まとめ）

- EDG24時間運転の実施に当たって目的としていた、「**現状のメンテナンスの妥当性**」及び「**運転実績の蓄積**」は**達成された**と考えることから、**定期検査ごとの24時間運転は不要**と考える。
- 今後、**EDGの24時間運転に起因する新たな劣化モードや新知見**が確認された場合や、**現状のメンテナンスを大きく見直す（状態監視を主とした保全の導入等）**際には、**24時間運転の実施**について検討する。
- **一方で、今回の試験により、将来発生し得る異常を検知できる可能性も確認**できた。**長時間運転の実績を蓄積し、EDGの機関性能の安定性、持続性を継続して確認していくことは重要**と考えることから、**定期検査時のEDG試運転等において長時間運転（各部の温度が安定状態になった後、3～8時間連続運転）を計画的に実施し、継続して運転実績を蓄積することとする。**