

## 第 6 1 回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和 5 年 9 月 2 8 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（自然ハザードに関するもの）（案）  
（説明者） 杉野 英治 技術基盤グループ 安全技術管理官（地震・津波担当）
      - ・SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトにおける震源特性モデル及び地震動特性モデルの構築  
（説明者） 儘田 豊 技術基盤グループ地震・津波研究部門 主任技術研究調査官
      - ・大規模噴火を起こす可能性のある火山の判断に資する地球化学的指標について  
（説明者） 西来 邦章 技術基盤グループ地震・津波研究部門 主任技術研究調査官
      - ・テフラの粒径、落下速度及び堆積速度のリアルタイム検出に関する新たな知見について  
（説明者） 大野 鷹士 技術基盤グループ地震・津波研究部門 技術研究調査官
    - 2) 米国 PWR の炉心そう溶接部で発見された亀裂について  
（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 統括技術研究調査官
  - (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
    - 1) 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  
（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 統括技術研究調査官

### 配布資料

#### 議題(1)

- 資料 6 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 6 1 - 1 - 2 米国 PWR の炉心そう溶接部で発見された亀裂について

#### 議題(2)

- 資料 6 1 - 2 - 1 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

〈技術情報検討会資料〉  
技術情報検討会は、新知見のふり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6 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5年9月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年7月14日から令和5年9月13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
23 地津-(D)-0002	SSHAC レベル3 ガイドラインに基づく伊方サイトにおける震源特性モデル及び地震動特性モデルの構築	vi)	2~6
23 地津-(D)-0003	大規模噴火を起こす可能性のある火山の判断に資する地球化学的指標について	v)	7~10
23 地津-(D)-0004	テフラの粒径、落下速度及び堆積速度のリアルタイム検出に関する新たな知見について	vi)	11~13

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5年9月28日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和5年7月14日から令和5年9月13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
23 地津 - (D) - 0002	SSHAC レベル3ガイドラインに基づく伊方サイトにおける震源特性モデル及び地震動特性モデルの構築	<p>掲載日：令和4年5月31日                      掲載誌：日本地震工学会論文集                      題目：① SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築                      ② SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築                      著者：① 隈元崇(岡山大学)、他11名                      ② 藤原広行(防災科学技術研究所)、他12名</p> <p>&lt;背景&gt;                      米国をはじめとした諸外国では、原子力施設等のリスクの定量化に資する確率論的地震ハザード解析(Probabilistic Seismic Hazard Assessment、以下、「PSHA」という。)を行うに際して、米国で策定されたSSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee、以下、「SSHAC」という。)のガイドラインを適用することが多い。                      伊方SSHACプロジェクト<sup>注1)</sup>(以下「同PJ」という。)は、安全性向上に向けた取り組みの一環として、四国電力株式会社と一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センターが伊方発電所において将来生じる可能性のある地震動を評価することを目的に、SSHACのレベル3(下表を参照)を厳格に適用して認識論的不確かさを評価し、</p>	2023/9/1	vi)	<p>・当該論文は、伊方SSHACプロジェクトの実施経験をもとに、SSHACレベル3ガイドラインの有効性や評価項目ごとの不確かさの範囲と地震ハザードへの影響度について考察し、そこから得られた技術的課題を報告している。</p> <p>・「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」及び「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」には、「震源モデル及び地震動伝播モデルにおけるハザードの寄与度が高い認識論的不確かさ要因に関しては、ロジックツリーを作成して考慮する。作成したロジックツリーにおける各分岐の設定及び重みの根拠を明確に記載する。」旨が既に記載されている。</p> <p>・したがって当該知見からは上記</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>PSHA を実施した日本初の解析事例であり、その成果は同PJの最終報告書(以下「最終報告書」という。)にまとめられている。SSHAC では、認識論的不確かさの定量評価において「技術的に十分主張できる解釈の分布の中央値、分布形状、範囲」に基づくモデルの構築を目指す。同PJでは、ロジックツリーの分岐項目の設定について、収集したデータからあり得る分岐項目を網羅的に並べ議論が行われた。また、分岐項目に与える適切な重みの設定については専門家チームとして合意に至るまで徹底的に議論された。</p> <p>&lt;文献概要&gt;  上記文献①と②の著者らは同 PJ に参加し、伊方発電所周辺で発生しうる地震に対し、地震規模や発生確率などの震源特性を評価するチームと、震源からの地震動の伝播や増幅を検討して評価地点で生じる地震動特性を評価するチームとに分かれ、専門家として評価結果を取りまとめた。その経験をもとに、事業者による安全性向上評価の後続の検討に活用できるよう、考察を加えて上記論文として公表した。</p> <p>文献①(震源特性モデル)  同 PJ から得られた知見やノウハウが後続の検討に活用されることを目的として、SSHAC プロジェクトレベル3ガイドラインの有効性や評価項目ごとの不確かさの範囲と地震ハザードへの影響度について考察された。</p>			<p>の審査ガイド及び運用ガイドに反映する事項はないと考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・また、伊方3号機第2回安全性向上評価届出書(2022年7月)において伊方SSHACプロジェクトの評価結果が既に報告されている。</li> <li>・ただし、当該論文では地震の発生様式によって、地震ハザード評価に対する震源特性モデルと地震動特性モデルの寄与に違いが見られたことが報告された。他プラントにおいて事業者が自主的に行うPSHAの評価結果を確認する際に、上記の傾向は参考情報となる。</li> <li>・当該論文にはPSHAの高度化に向けた課題が挙げられているものの、サイト補正に関する研究についてはすでにNRAの安全研究で扱っており、また、国内における同一のデータベースに基づく距離減衰式の構築、M9クラスの</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>同PJで重点的に議論された伊予灘の中央構造線断層帯の震源特性モデルについて地震調査研究推進本部(以下「地震本部」という。)のモデルと比較されている。両者のモデルで中央値が異なる項目として断層長さ、震源断層上端深さ、最新活動時期などを挙げている。その他の項目については、大局的には地震本部のモデルと整合しており、ロジックツリーにおける多くの分岐によって多様な不確かさを表現したモデルとなっている。</p> <p>また、中央構造線断層帯の地震及び南海トラフの大地震について、分岐項目毎に地震ハザードへの影響度合いを分析し考察を行った。その結果、中央構造線断層帯の場合、震源特性モデルの寄与が支配的(年超過確率 <math>10^{-4}</math> の地震ハザードで約 67%)、南海トラフの場合、地震動特性モデルの寄与が支配的(同 8 割程度)であるとした。これは、南海トラフの大地震では歴史史料等に基づき活動履歴が把握されており、地震発生確率の認識論的不確かさが小さいことが理由である。中央構造線断層帯では地震発生確率の算定の認識論的不確かさ(平均活動間隔、最新活動時期、活動間隔のばらつきなど)の影響が大きく、特に伊予灘の中央構造線断層帯での活動履歴の解明が地震ハザードの信頼性向上に大きく寄与するなどの解釈が示された。</p> <p>文献②(地震動特性モデル) 最終報告書のうち地震動特性評価に関し、ロジックツリーモデルの中核となる認識論的不確かさ<sup>注2)</sup>に関する議論</p>		<p>大規模地震及びサイト近傍の震源に対する距離減衰式の適用性に関する課題については他機関によって検討が進められている。</p> <p>・以上のことから、当該論文に示された知見についてはvi)終了案件とする。なお、今後も上記の他機関の研究動向に注視し、情報収集活動を継続していく。</p>				

最新見 等情 報シ ート 番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方 向性	理由	対応 の方 向性	理由	対応 方 針
		<p>と当該議論の結果として浮き彫りになった技術的課題が要約された。同PJで実施した地震動特性モデル構築を踏まえ、今後のPSHAの高度化に向けた地震動評価における将来的課題として以下が挙げられている。</p> <p>(i) 国内における同一のデータベースに基づく距離減衰式の構築  距離減衰式は、モデル化に起因する不確かさ以外にも、データベースごとに地震規模、震源距離、地盤条件などの整理基準が同一でないことに起因する不確かさがあり、推定値の不確かさがより大きくなっている。よって、国内における同一かつ高精度の地震動データベースに基づく距離減衰式の構築が望まれる。</p> <p>(ii) 距離減衰式のサイト補正による地震動評価の高度化  硬岩地点に適用可能な距離減衰式の構築、硬岩地点における観測データの蓄積及びサイト補正(サイトの地盤特性を反映した地震動の補正方法)の改良により、地震動評価精度を向上することが望まれる。</p> <p>(iii) M9クラスの大規模地震及びサイト近傍の震源に対する距離減衰式の適用性  南海トラフのような規模が大きい地震や、中央構造線断層帯のように震源がサイト近傍に位置する地震については距離減衰式構築の元となる観測記録が十分でない。そのため、データセットの範囲外の地震動評価に対して距離減衰式を用いるには課題が残る。</p> <p>注1) 四国電力株式会社 伊方 SSHAC プロジェクトの HP</p>						

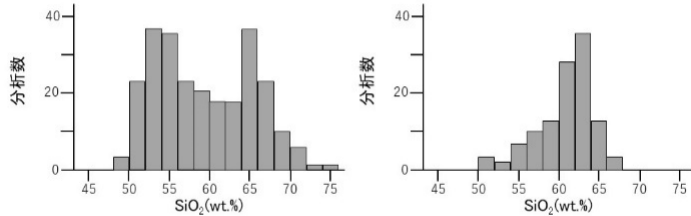
最新見 等情 報シ ート 番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング																
				対応 の方 向性	理由	対応 の方 向性	理由	対応 方 針														
		<p>(<a href="https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html">https://www.yonden.co.jp/energy/atom/safety/sshac_project/index.html</a>)</p> <p>注2)PRAでは不確実さをもたらす要因を、物理現象のランダム性に係わる偶然的な不確実さと知識及び認識の不足に係わる認識論的不確実さに大別する。偶然的な不確実さは、ばらつきをそれ以上減じることができなく、“不確実さ評価”における対象要因とはならない。認識論的不確実さは、評価に用いるデータの不足、モデルの詳細度、複数の専門家の解釈の相違などを要因とする。これは、将来、知識の増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待できる。この要因を対象として“不確実さ評価”を行う。(一般社団法人日本原子力学会「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」より抜粋。不確実さと不確かさは同義)</p> <p style="text-align: center;">表. SSHACガイドラインのレベル</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">レベル</th> <th style="width: 30%;">不確かさの程度、ハザード評価結果への影響</th> <th style="width: 60%;">実施内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1</td> <td>ハザード評価にさほど重要でなく、議論が分らない。</td> <td>公表データに基づき、評価を行う専門家であるTechnical Integrator (以下、「TI」という。)自身がモデルを構築する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">2</td> <td>不確かさの程度が重要で多様な意見があり、評価が難しい。</td> <td>TIに加え関係者も参加してモデルを構築する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">3</td> <td>不確かさの程度が重要で議論が大きく分かれる。</td> <td>TIがチームとして技術的検討を実施することが要求されるとともに、少なくとも3回のオープン・ワークショップを開催して外部専門家と議論することが定められている。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">4</td> <td>不確かさの程度が重要で議論が非常に難しい。</td> <td>TIチームを構成するメンバー各自が独自のモデルを提案することが要求事項となっているが、成果の品質としてはレベル3でも十分と考えられている。海外の原子力施設等を対象としたプロジェクトでは、主にSSHACレベル3が適用されている。</td> </tr> </tbody> </table> <p>文献②の藤原・他(2022)の本文を参考に規制庁で作成。</p>	レベル	不確かさの程度、ハザード評価結果への影響	実施内容	1	ハザード評価にさほど重要でなく、議論が分らない。	公表データに基づき、評価を行う専門家であるTechnical Integrator (以下、「TI」という。)自身がモデルを構築する。	2	不確かさの程度が重要で多様な意見があり、評価が難しい。	TIに加え関係者も参加してモデルを構築する。	3	不確かさの程度が重要で議論が大きく分かれる。	TIがチームとして技術的検討を実施することが要求されるとともに、少なくとも3回のオープン・ワークショップを開催して外部専門家と議論することが定められている。	4	不確かさの程度が重要で議論が非常に難しい。	TIチームを構成するメンバー各自が独自のモデルを提案することが要求事項となっているが、成果の品質としてはレベル3でも十分と考えられている。海外の原子力施設等を対象としたプロジェクトでは、主にSSHACレベル3が適用されている。					
レベル	不確かさの程度、ハザード評価結果への影響	実施内容																				
1	ハザード評価にさほど重要でなく、議論が分らない。	公表データに基づき、評価を行う専門家であるTechnical Integrator (以下、「TI」という。)自身がモデルを構築する。																				
2	不確かさの程度が重要で多様な意見があり、評価が難しい。	TIに加え関係者も参加してモデルを構築する。																				
3	不確かさの程度が重要で議論が大きく分かれる。	TIがチームとして技術的検討を実施することが要求されるとともに、少なくとも3回のオープン・ワークショップを開催して外部専門家と議論することが定められている。																				
4	不確かさの程度が重要で議論が非常に難しい。	TIチームを構成するメンバー各自が独自のモデルを提案することが要求事項となっているが、成果の品質としてはレベル3でも十分と考えられている。海外の原子力施設等を対象としたプロジェクトでは、主にSSHACレベル3が適用されている。																				

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
23 地 津 - (D)- 0003	大規模噴火を起こす可能性のある火山の判断に資する地球化学的指標について	<p>掲載日 : 令和4年9月23日  掲載誌: Scientific Reports  論文名: Geochemical variability as an indicator for large magnitude eruptions in volcanic arcs  著者: Gregor Weber (University of Oxford) and Tom E. Sheldrake (University of Geneva)</p> <p>著者らは、既報の火山岩の地球化学的データを収集・整理した結果、過去にカルデラ形成噴火を起こした火山は、そうでない成層火山と比べ、最初のカルデラ形成噴火の前までに形成した火山の段階から、地球化学的に多様なマグマを噴出していたことが明らかになったとした。このことから、カルデラのような大規模な噴火を引き起こす可能性が高いシステムを有している成層火山を地球化学的特徴から識別することができる」と述べている。当該論文の概要は以下のとおりである。</p> <p>・著者らは、Newhall et al.(2018)<sup>1)</sup>が提唱した将来的に大規模な噴火を引き起こす可能性のある火山を予測するための6つの尺度*のひとつである「地殻下部から上部への高いマグマ供給速度」について、既報の地球化学的データと熱化学的な数値モデリングを用いて調査した。</p> <p>・地球化学的データを検討するために十分な情報を持つ11の火山弧に分布する54の火山についてデータを収集、整理した結果、カルデラ形成噴火を引き起こした火山では、多様なマグマを噴出(SiO<sub>2</sub>含有量の幅**が広い)し</p>	2023/9/1 3	v)	<p>・当該知見は、過去にカルデラ形成噴火を起こしていない火山の中から、地球化学的特徴を用いてカルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性を提案したものである。</p> <p>・「原子力発電所の火山影響評価ガイド」には、「検討対象火山の調査結果から噴火規模を推定する。調査結果から噴火の規模を推定できない場合は、検討対象火山の過去最大の噴火規模とする。」旨が記載されている。</p> <p>・当該知見は、Newhall et al.(2018)<sup>1)</sup>が提唱した指標のひとつについて、地球化学的データを収集して整理した結果及び数値モデリングを用いて検証を試みた事例であり、検討対象火山の噴火規模推定のための情報のひとつとなり得るので、今後着目すべき知見である。しかしながら、現時点では、指標のひとつの</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>ているのに対し、ほとんどの成層火山では、そのような傾向がない(SiO<sub>2</sub>含有量の幅が狭い)ことを示しているとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・さらに、カルデラ形成噴火を引き起こした火山の地球化学的データを詳細に整理したところ、最初のカルデラ形成噴火の前までに形成した火山の段階から多様なマグマを噴出している。この多様性の要因は、カルデラ形成に起因する地下の構造崩壊によるものではなく、マグマの供給系に主要因があることを示しているとした。</li> <li>・加えて、カルデラ形成噴火は、十分なマグマ量の蓄積を必要とする<sup>***</sup>。そこで、熱化学的な数値モデリングから、それを蓄積するための空間的に広範なマグマの供給系を検討した。その結果、地球化学的データから認識された多様なマグマを生成するとともに、カルデラ形成噴火において噴出する主なマグマである珪長質メルトを大量に生成するための主な要因は、高いマグマ供給率にあることが示唆されるとした。</li> <li>・著者らは、既往の地球化学的データの収集と整理及び数値モデリングによって示されたマグマの多様性と供給系の大きさの関係から、大規模噴火を起こす可能性が高い火山の指標として地球化学的特徴を用いることができると提案した。これにより、大規模な噴火を引き起こす可能性を有する火山を識別することができるとした。</li> <li>・一方で、その指標の適用に当たっては、世界中のほとんどの火山は噴火履歴が明らかになっていないことから、噴出量データによるバイアスがかかることのないような、リス</li> </ul>		<p>検証を試みた段階のものであることから、上記評価ガイドへの反映については今後の研究進捗を踏まえて判断するのが適切である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・当該知見では、国内火山のデータについてはカルデラ形成噴火を引き起こした火山として、阿蘇火山の地球化学的データを用いて整理されているが、その他の火山については整理されていない。そのため、過去の噴火履歴等に基づいた既審査の見直しは生じないが、今後の研究によって検証データが蓄積されれば、有用な知見となる可能性がある。</li> <li>・地震・津波研究部門では、評価ガイドへの反映を見据え、当該知見での検討事例も踏まえた、国内の火山のデータを用いた再整理が有効であると考えるとともに、火山岩の形成プロセスと多様性の関係を確認することを目</li> </ul>				

最新見 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>クの高い火山を抽出するための基準についても策定したうえで、この指標による識別結果と比較し、その適用性を確認する必要があると述べており、火山岩の形成プロセスと多様性の関係を確立することを目的としたさらなる研究が必要であるとしている。</p> <p><b>【参考文献】</b>  1) Newhall, C., Self, S. &amp; Robock, A. Anticipating future Volcanic Explosivity Index (VEI) 7 eruptions and their chilling impacts. Geosphere 14, 572–603 (2018).</p> <p>* : Newhall et al.(2018)が提唱した6つの尺度  (a) 既に VEI7 以上の噴火を少なくとも 1 回発生し、その後数千年以上比較的静かな火山。  (b) 過去 10 万年間に複数の火口から珪長質マグマが噴出した火山。  (c) 成熟した大規模な成層火山または成層火山群で、その多くは珪長質ドームおよび/または過去に溶結凝灰岩および非溶結凝灰岩が生成されていたが、ここ数千年は比較的静かであったもの。  (d) 火山の系へのマグマの定期的な再供給の証拠があるにもかかわらず、現在のガス放出が少ない火山。  (e) 地殻下部から上部へのマグマ供給速度が異常に高い火山。  (f) 上記の尺度に加えて、近年に平常レベルから顕著な活動の活発化を示した火山。</p>		<p>的としたさらなる研究が必要であると考えている。</p> <p>・以上から、v)「安全研究企画プロセスに反映する」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	対応方針
		<p>***: SiO<sub>2</sub>含有量の幅について(イメージ図)</p>  <p>左図:カルデラ形成噴火を引き起こした火山の SiO<sub>2</sub> 含有量の範囲。 玄武岩(～53.5wt.%)、安山岩(53.5～62wt.%)、デイサイト(62～70wt.%)、流紋岩(70wt.%～)までの多様なマグマが噴出している。 右図:成層火山の SiO<sub>2</sub> 含有量の範囲。 安山岩～デイサイト質マグマが主で、左図のものほど多様でない。</p> <p>***:例として、VEI7 の噴火では 100km<sup>3</sup> 以上のテフラが生成される。</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	対応方針															
23 地 津 - (D)- 0004	テフラの粒径、落下速度及び堆積速度のリアルタイム検出に関する新たな知見について	<p>掲載日： 令和 4 年 3 月 17 日            掲載誌： Scientific Reports            論文名： New insights into real-time detection of tephra grainsize, settling velocity and sedimentation rate            著 者： V. Freret-Lorgeril (University of Geneva), C. Bonadonna (University of Geneva), E. Rossi (University of Geneva), A. P. Poulidis (Kyoto University &amp; University of Bremen) and M. Iguchi (Kyoto University)</p> <p>著者らは、桜島火山において、降灰時の火山灰の粒径と落下速度を測定できる光学式ディストロメーター<sup>*1</sup>(LPM 及び PS2; 下表参照)を用いた降灰観測を行い、得られたデータに対して、粒子形状分析及び専用の抗力方程式を適用し、凝集体を判定した。凝集の有無を識別することで、凝集効果の見られる実際の降灰現象においても、リアルタイムに降下テフラの粒径分布<sup>*2</sup>を推定できると述べている。当該論文の概要は以下のとおりである。</p> <p><b>表 当該論文で使用された光学式ディストロメーターの比較<sup>*3</sup></b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>LPM (Thies Clima Laser Precipitation Monitor)</th> <th>PS2 (OTT Parsivel<sup>2</sup> disdrometer)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>レーザーシートの理論測定面積</td> <td>46.5 cm<sup>2</sup> (22.8 x 2 cm)</td> <td>54 cm<sup>2</sup> (18 x 3 cm)</td> </tr> <tr> <td>粒径</td> <td>0.15~8.00 mm</td> <td>0.25~26.00 mm</td> </tr> <tr> <td>落下速度</td> <td>0~10 m s<sup>-1</sup></td> <td>0.0~21.4 m s<sup>-1</sup></td> </tr> <tr> <td>主な特徴</td> <td>検出された各粒子に対して粒径と速度の観測値が得られる</td> <td>データはそれぞれ決まった範囲の粒径と速度のクラスに分類される</td> </tr> </tbody> </table>	項目	LPM (Thies Clima Laser Precipitation Monitor)	PS2 (OTT Parsivel <sup>2</sup> disdrometer)	レーザーシートの理論測定面積	46.5 cm <sup>2</sup> (22.8 x 2 cm)	54 cm <sup>2</sup> (18 x 3 cm)	粒径	0.15~8.00 mm	0.25~26.00 mm	落下速度	0~10 m s <sup>-1</sup>	0.0~21.4 m s <sup>-1</sup>	主な特徴	検出された各粒子に対して粒径と速度の観測値が得られる	データはそれぞれ決まった範囲の粒径と速度のクラスに分類される	2023/9/1 3	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該知見は、光学式ディストロメーターによる観測データを基に、凝集体を除去するデータ処理を施すことで、テフラの粒径分布や堆積速度に関する情報をリアルタイムに提供する可能性を示唆するものである。</li> <li>・「原子力発電所の火山影響評価ガイド」では、外気取入口から侵入する火山灰の想定に当たって、添付 1「気中降下火砕物濃度の推定方法について」を参照して推定した気中降下火砕物濃度を用いる旨が記載されている。</li> <li>・当該知見について、現時点では、様々な噴火様式での検証が必要であり、観測の一事例であることから、現行の評価ガイドの記載に影響を与えるものではないと考えられるが、上記評価ガイドへの反映については、観測データが蓄積された段階で判断するのが適切である。また、当該知見は、既審査の評価対象となる</li> </ul>			
項目	LPM (Thies Clima Laser Precipitation Monitor)	PS2 (OTT Parsivel <sup>2</sup> disdrometer)																					
レーザーシートの理論測定面積	46.5 cm <sup>2</sup> (22.8 x 2 cm)	54 cm <sup>2</sup> (18 x 3 cm)																					
粒径	0.15~8.00 mm	0.25~26.00 mm																					
落下速度	0~10 m s <sup>-1</sup>	0.0~21.4 m s <sup>-1</sup>																					
主な特徴	検出された各粒子に対して粒径と速度の観測値が得られる	データはそれぞれ決まった範囲の粒径と速度のクラスに分類される																					

最新見 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>・著者らは、14 のテフラ降下イベントにおいて、LPM 観測で得られた粒径分布データを地上で直接採取されたテフラサンプルのものと比較することで、LPM による粒径分布のリアルタイム観測のポテンシャルを調査した。その結果、10 イベントでは両者が類似していたが、4 イベントについては両者に大きな不一致が見られたとしている。当該 4 イベントにおいても、テフラサンプル分析時のサンプリングバイアスが疑われる 1 イベントを除き、LPM の検出下限の粒径や凝集体と推定される物体を除外するフィルタを適用することで両者が類似することが分かったとした。</p> <p>・堆積速度<sup>*4</sup> に関しては、採取したサンプルから得られたものと LPM 記録から計算されたものとの関係を示した両対数プロットにおいて、堆積速度が遅い場合に LPM 記録側へやや大きくオフセット(過大評価)しているものの、良好な直線関係が得られたとした。さらに、LPM 記録から凝集体を除外した場合においても、凝集体の寄与が高い 1 イベントを除くと、両者は同じ範囲に入るとしている。</p> <p>・LPM と PS2 の両方で観測されたイベントにおいて、LPM 観測で得られた粒径分布は PS2 観測で得られたものよりも低い中央値を示したが、速度分布は同様な最頻値を示したとしている。また、PS2 記録から計算された堆積速度は LPM 記録から計算されたものに対して高い値を示したとしている。</p> <p>・著者らは、本研究とは異なる噴火/大気条件における LPM データと PS2 データとの比較等の検討の余地はあるものの、LPM によるデータの取得と凝集体を除去するた</p>		<p>降下火砕物濃度を示していないので、既審査結果にも影響を与えるものではないと考えられる。</p> <p>・当該知見は、火山噴火に伴う降灰現象の実態を容易に観測できる可能性を示唆するものであり、これまで困難であった火山灰濃度<sup>*5</sup> の推定に資する観測データ取得に寄与すると考えられる。また、降灰中の細粒な火山灰粒子が凝集することで粒径の大きい粒子となり、効果的に気中から落下する等、その振る舞いを踏まえた当該知見のデータ処理手法は、その凝集体の割合を観測結果から定量的に見積もることができる可能性があり、安全研究においても活用できる。</p> <p><small>*5: 堆積速度を落下速度(終端速度)で除することで得られる。</small></p> <p>・以上のことから、安全研究における参考情報と整理し、vi) 終了案件とする。</p>				

最新見 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>めのデータ処理によって、実際に採取したサンプルから得られたデータと類似することが確認されたことから、活火山におけるテフラの粒径分布や堆積速度に関する情報をリアルタイムに得られる可能性が示されたと結論づけている。</p> <p>*1: 降水粒子の粒径と落下速度をリアルタイムで計測する地上設置型の気象測器であり、得られた観測データに基づいて、雨や雪等の種々の降水粒子の種別判定ができる。</p> <p>*2: 粒径の度数分布。</p> <p>*3: 論文の内容に基づき、当庁が作成したものである。</p> <p>*4: 単位面積、単位時間当たりの降下テフラの総質量。</p>						

## 資料の構成

- (1) 当該論文と伊方SSHAC最終報告書の違い
- (2) 当該論文の概要  
(論文で考察された事項と課題点)
- (3) SSHACガイドラインについて
- (4) ハザード解析の概要
- (5) 参考文献リスト

# (1) 当該論文と伊方SSHAC最終報告書の違い

---

## 文献①

題目: SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築

著者: 隈元崇(岡山大学)、他11名

掲載誌: 日本地震工学会論文集

掲載日: 令和4年5月31日

伊方SSHACプロジェクトから得られた知見やノウハウが後続の検討に活用されることを目的として、SSHACプロジェクトレベル3ガイドラインの有効性や評価項目ごとの不確かさの範囲と地震ハザードへの影響度について考察を加えて報告されている。

---

## 文献②

題目: SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築

著者: 藤原広行(防災科学技術研究所)、他12名

掲載誌: 日本地震工学会論文集

掲載日: 令和4年5月31日

最終報告書のうち地震動特性評価に関し、ロジックツリーモデルの中核となる認識論的不確かさに関する議論と当該議論の結果として浮き彫りになった技術的課題を要約して報告されている。



## (2) 当該論文の概要 (論文で考察された事項と課題点)

### 文献①

#### ○地震本部によるモデルとの比較 (伊予灘に位置する中央構造線断層帯)

- 両者のモデルで中央値が異なる項目として断層長さ、震源断層上端深さ、最新活動時期などが異なる。
- 伊方SSHACプロジェクトによるモデルは大局的には地震本部のモデルと整合しており、ロジックツリーにおける多くの分岐によって多様な不確かさを表現したモデルとなっている。

#### ○地震ハザードに影響の大きい分岐項目に関する考察

- 中央構造線断層帯の場合、震源特性モデルの寄与が支配的(年超過確率 $10^{-4}$ の地震ハザードで約67%)。
- 南海トラフの場合、地震動特性モデルの寄与が支配的(年超過確率 $10^{-4}$ の地震ハザードで8割程度)。
- 南海トラフの大地震では歴史史料等に基づき活動履歴が把握されており、地震発生確率の認識論的不確かさが小さい。
- 中央構造線断層帯では地震発生確率の算定の認識論的不確かさ(平均活動間隔、最新活動時期、活動間隔のばらつきなど)の影響が大きい。

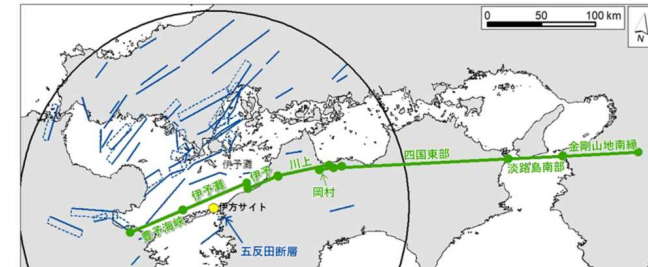


表6 SSHACモデルと地震本部モデルの比較

震源特性項目8		SSHACモデル	地震本部モデル
場所・形状	断層長さ	54 km (伊予灘セグメント)	88 km (伊予灘区間)
	震源断層上端	2 km(1), 3 km(0)	4 km
	震源断層下端	15 km(0.3), 18 km(0.7)	16 km
	断層傾斜角	鉛直(0.5), 北傾斜(40度)(0.5)	鉛直(1/3), 北傾斜(40度)(2/3)

「隈元他(2022), SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集」より引用・編集  
[https://doi.org/10.5610/jaee.22.2\\_37](https://doi.org/10.5610/jaee.22.2_37)

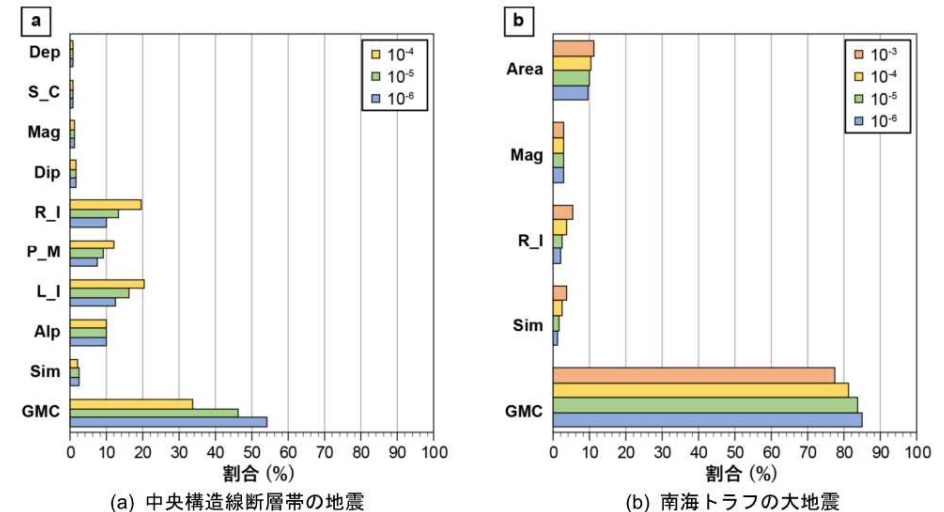


図9 Variance contribution plot. 周期0.02秒の水平動の結果を代表して示す。図中の項目の略称は、Depが断層下端深さ、S\_Cが運動時の地震規模評価手法、Magが地震規模予測式、Dipが断層傾斜角、R\_Iが平均活動間隔の算定方法、P\_Mが地震発生の時系列モデル、L\_Iが最新活動時期、Alpが活動間隔のばらつき、Simが運動性評価手法、GMCが地震動特性モデルの影響度の合計値、Areaが断層面積の設定を表す。(a)には伊予灘セグメントを含む中央構造線断層帯の地震のケースを示す。

「隈元他(2022), SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集」より引用  
[https://doi.org/10.5610/jaee.22.2\\_37](https://doi.org/10.5610/jaee.22.2_37)

## (2) 当該論文の概要 (論文で考察された事項と課題点)

### 文献②

#### ○同一データベースに基づく 距離減衰式の構築

- 国内では複数の専門家が異なったデータベースに基づき距離減衰式を作成。
- 式のモデル化以外に地震規模・震源距離等の整理基準に起因する不確かさが加わり予測値の違いが大きい。
- 国内における同一かつ高精度の地震動データベースに基づく距離減衰式の構築が望まれる。

#### ○距離減衰式のサイト補正の高度化

- 伊方サイトの地盤増幅特性の適切な評価を行うサイト補正を実施した結果、予測値が大きく乖離。
- 伊方サイトのような硬岩サイトの地震記録が不足。
- 適用した距離減衰式は硬岩サイトにおいて適用範囲外。
- 硬岩サイトに適用可能な距離減衰式の構築、硬岩サイトにおける観測記録の蓄積などが望まれる。

#### ○M9クラスの大規模地震及びサイト近傍の震源への適用性

南海トラフの大地震のようなM9クラスの地震、中央構造線断層帯のような敷地近傍に震源が位置する地震に相当する、大規模、震源が近傍に位置する地震記録が少なく、距離減衰式構築の元となるデータセットの範囲外の地震動評価への適用に課題がある。

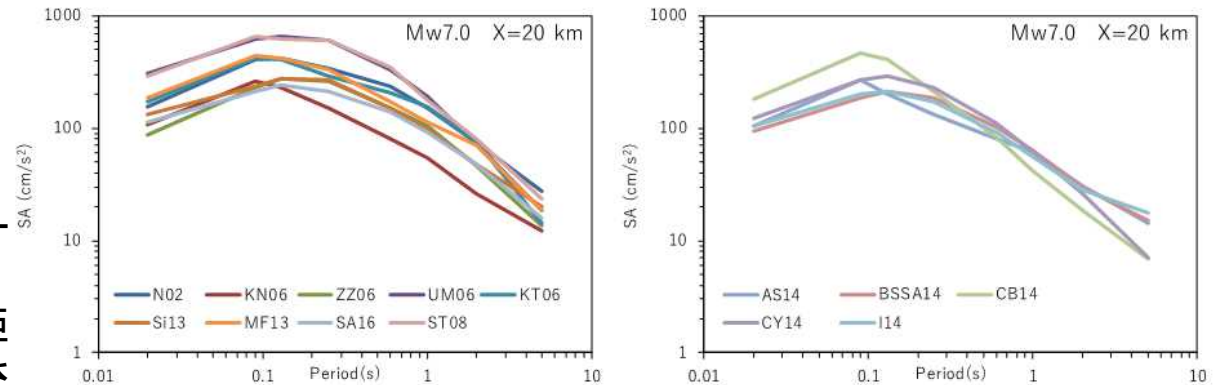
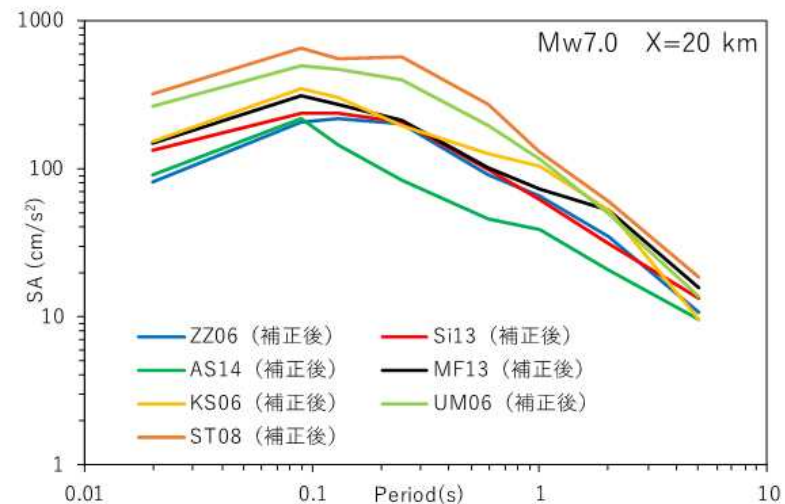


図20 国内のGMPE(左)とNGA-West2式(右)の予測値の比較 (水平方向)

「藤原他(2022), SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集」より引用  
<https://doi.org/10.5610/jaee.22.2.61>

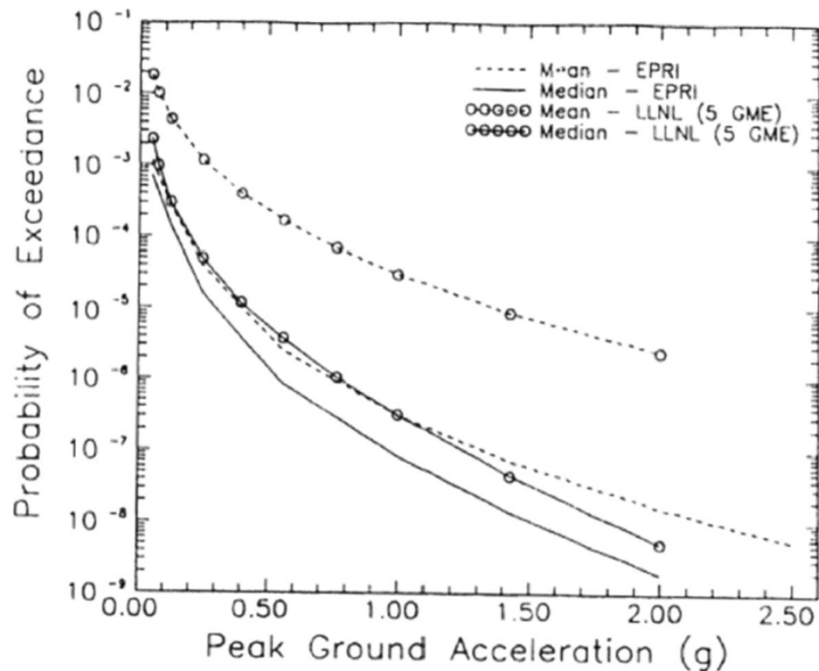


(b) 補正後のGMPEの地震動レベル

「藤原他(2022), SSHAC レベル 3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集」より引用  
<https://doi.org/10.5610/jaee.22.2.61>

### (3) SSHACガイドラインについて

- 米国をはじめとした諸外国では、原子力施設等のリスクの定量化に資する確率論的地震ハザード解析(以下「PSHA」という。)を行うに際して、米国NRCが策定したSSHAC(Senior Seismic Hazard Analysis Committee)のガイドライン(NRC, 2018)を適用することが多い。
- SSHACは、1980年代後半の米国で同じ震源・サイトに対して2つの機関が独立にPSHAを実施したところ、平均ハザード曲線に大きな差異(Bernreuter *et al.*, 1987)があり、その要因を検討するために設置された。要因分析の結果、認識論的不確かさと偶然的不確かさを定量評価してハザード曲線に反映する際、専門家間で意見が分かれる認識論的不確かさの取り扱いに差があることが分かった(Budnitz *et al.*, 1997)。
- この知見等を踏まえ、PSHAの認識論的不確かさの定量評価において「技術的に十分主張できる解釈の分布の中央値、分布形状、範囲」に基づいたモデルを構築することを重要な概念として、その具体的な検討手順を示したガイドラインが策定された。



平均ハザード  
曲線の比較

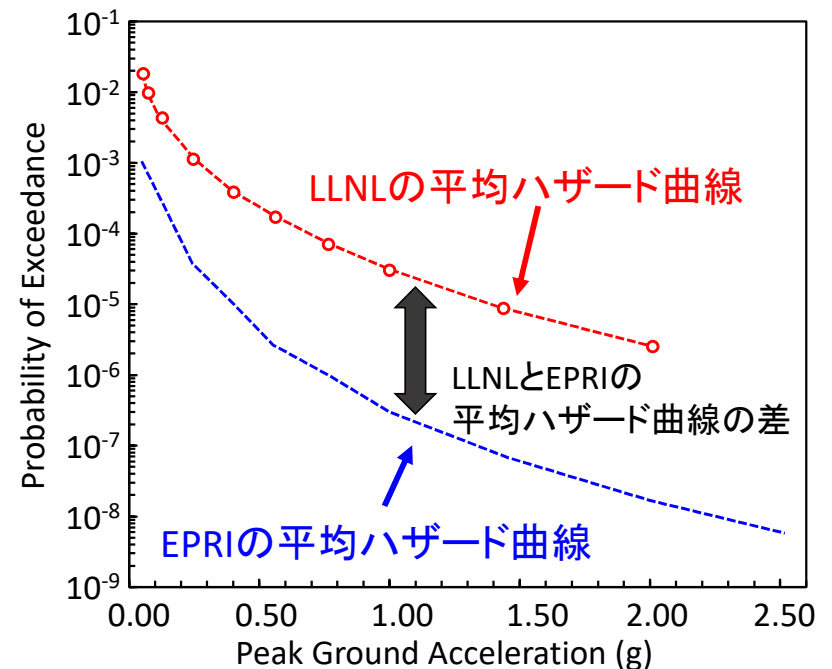
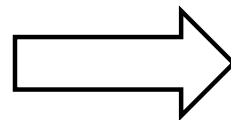
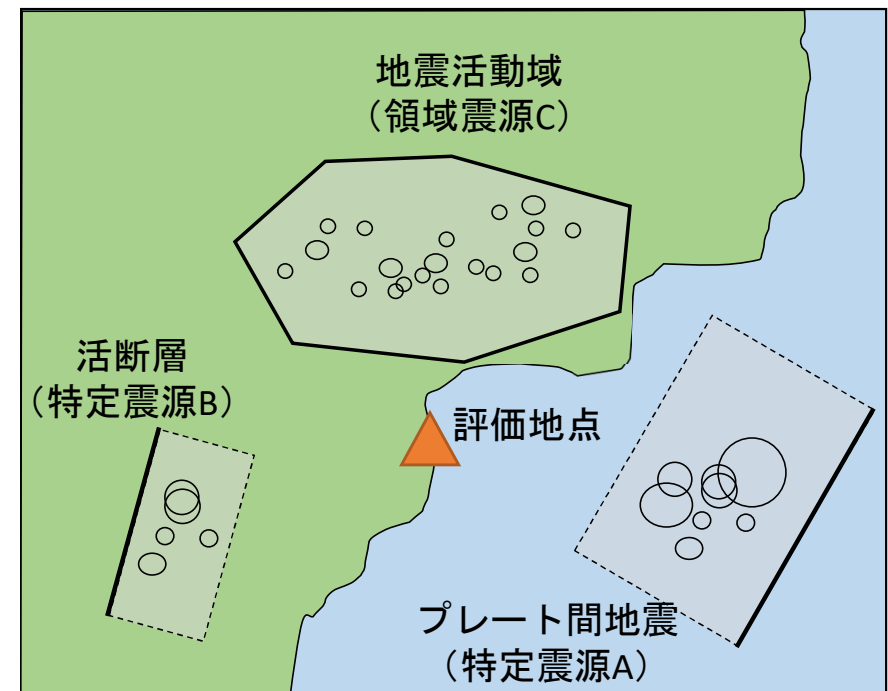
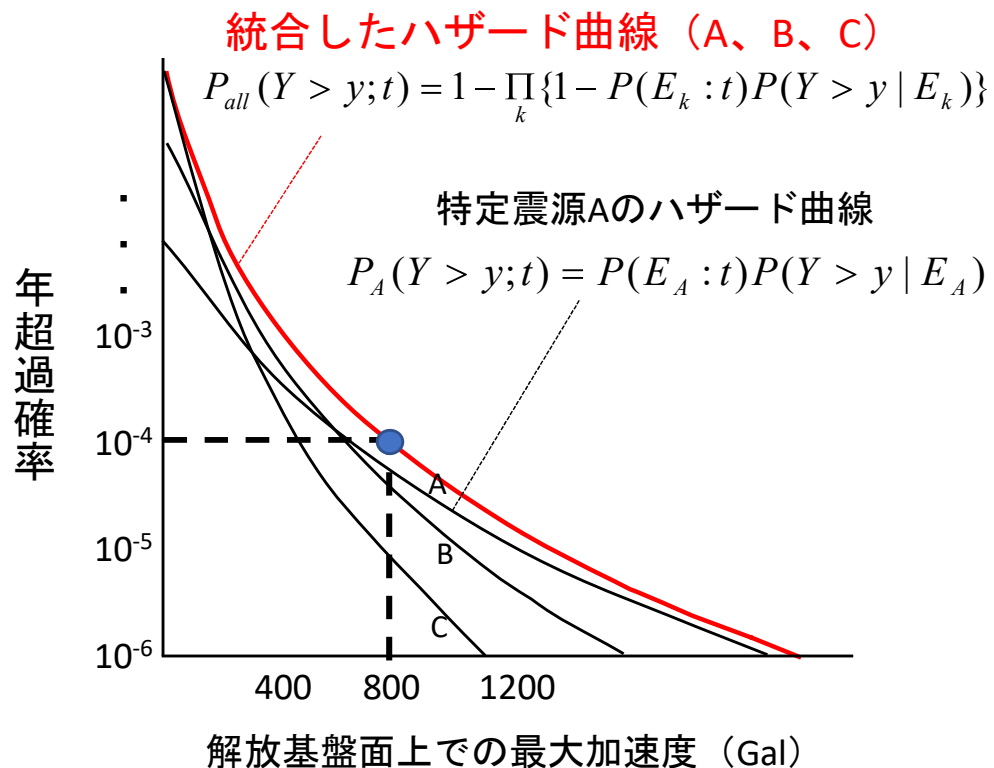


Fig. 65 Mean and median hazard curves for PGA at an NPP site in Central and Eastern United States obtained from the EPRi and LLNL PSHA studies (Bernreuter *et al.* 1987)

米国の電力研究所(EPRi)とローレンス・リバモア国立研究所(LLNL)の平均ハザード曲線の相違

## (4) 確率論的地震ハザードの概要(1/6)

- 確率論地震ハザード解析とは、解析地点に対して影響を及ぼす地震を考慮して、その地点に対して強震動に見舞われる危険度を評価すること（結果をハザード曲線で表現）
- 地震ハザード曲線とは、評価地点において、考慮した複数による地震動強さが着目期間内に任意の値を超える確率を示したもの（超過確率）
- 解析する上で、地震の発生及び揺れの予測に含まれる不確定性を考慮



# (4) 確率論的地震ハザードの概要 (2/6)

## 地震ハザード曲線

着日期間内に地震 $E_A$ が発生する確率  
(地震の発生確率)

地震 $E_A$ による地震動が任意の値を超える確率  
(地震動の強さの平均値とばらつき)

着日期間内に地震 $E_A$ による地震動が任意の値を超える確率

$$P(E_A : t) \times P(Y > y | E_A) = P_A(Y > y; t)$$

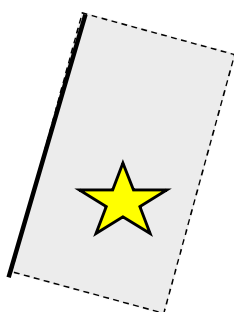
例

$$P(E_A : 1yr) = 1\%$$

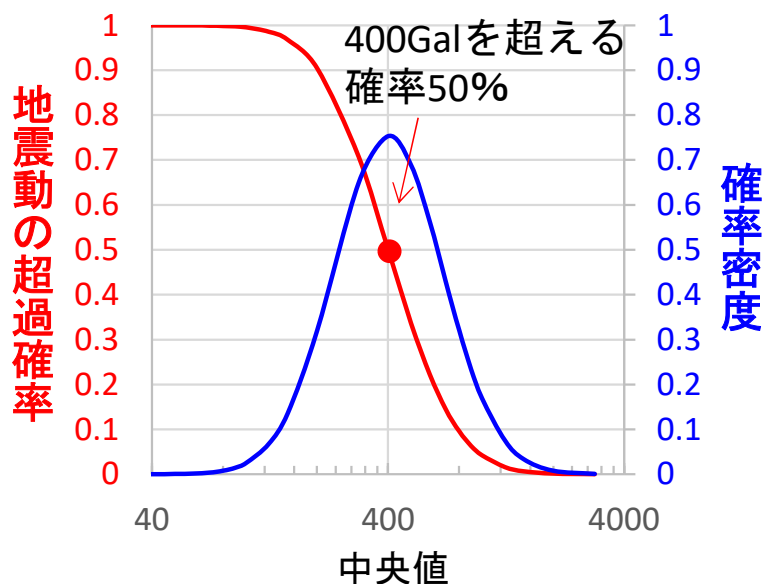
$$P(Y > 400 | E_A) = 50\%$$

$$P_A(Y > 400; 1yr) = 0.5\%$$

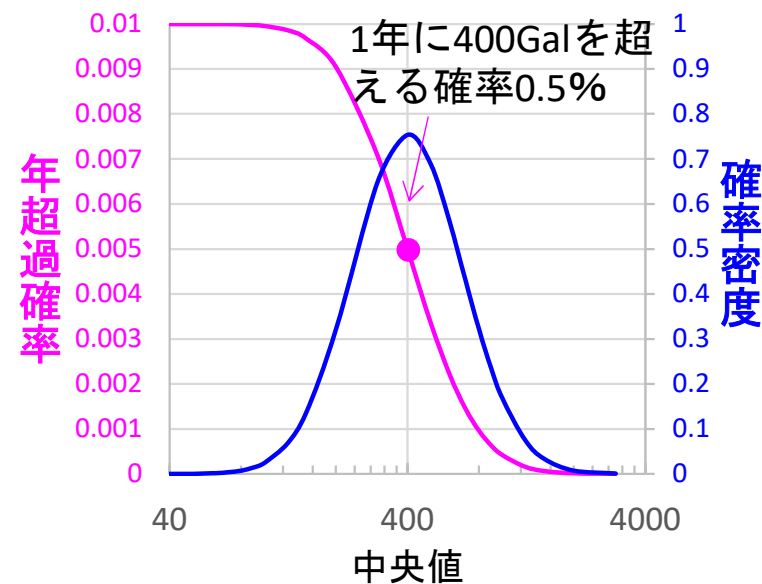
1年発生確率  
1%



地震 $E_A$ の  
・発生位置  
・地震規模



解放基盤面上での最大加速度 (Gal)

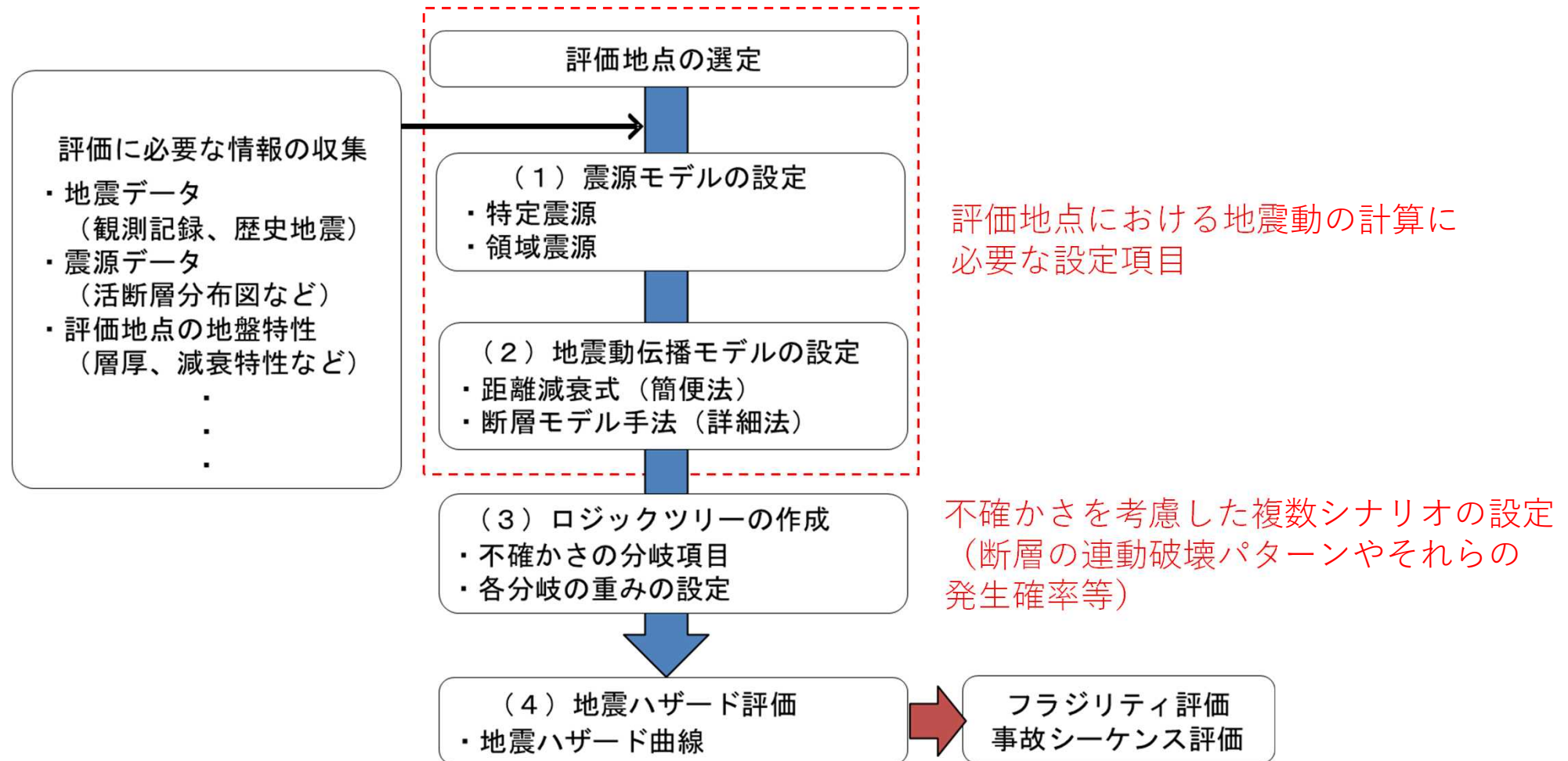


解放基盤面上での最大加速度 (Gal)

## (4) 確率論的地震ハザードの概要 (3/6)

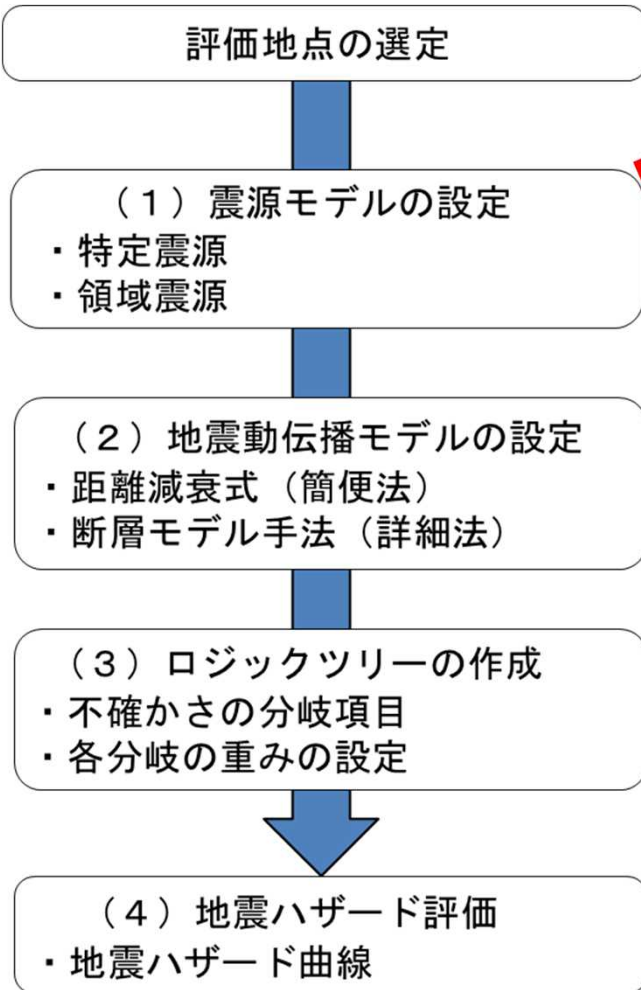
日本原子力学会 (2015) の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準」における地震ハザード評価の実施手順

### 確率論的地震ハザード解析の流れ



# (4) 確率論的地震ハザードの概要(4/6)

## 確率論的地震ハザード解析の流れ



### (1) 震源モデルの設定

- 特定震源モデル  
震源断層の位置・規模が予め特定できる地震を対象に、個別に震源モデルを設定  
(内陸の活断層で発生する地震)
- 領域震源モデル  
震源断層の位置・規模が予め特定しにくい地震を対象に、地震活動が類似している地域ごとに区分して地震群として震源モデルを設定

### (2) 地震動伝播モデルの設定 (距離減衰式の例)

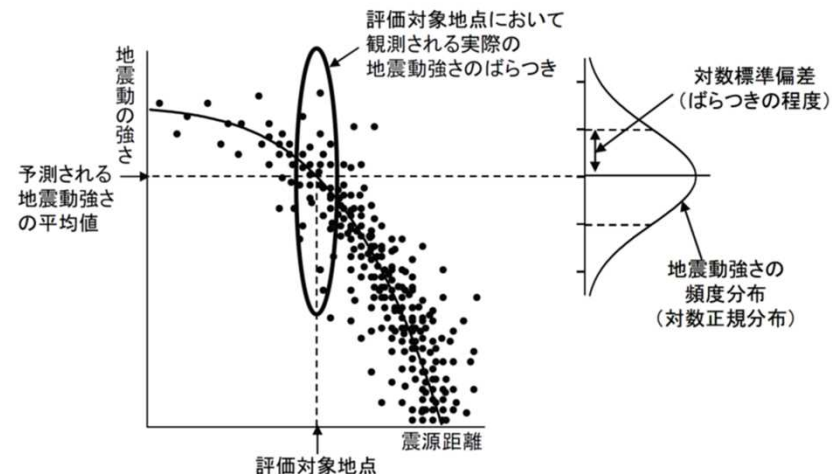
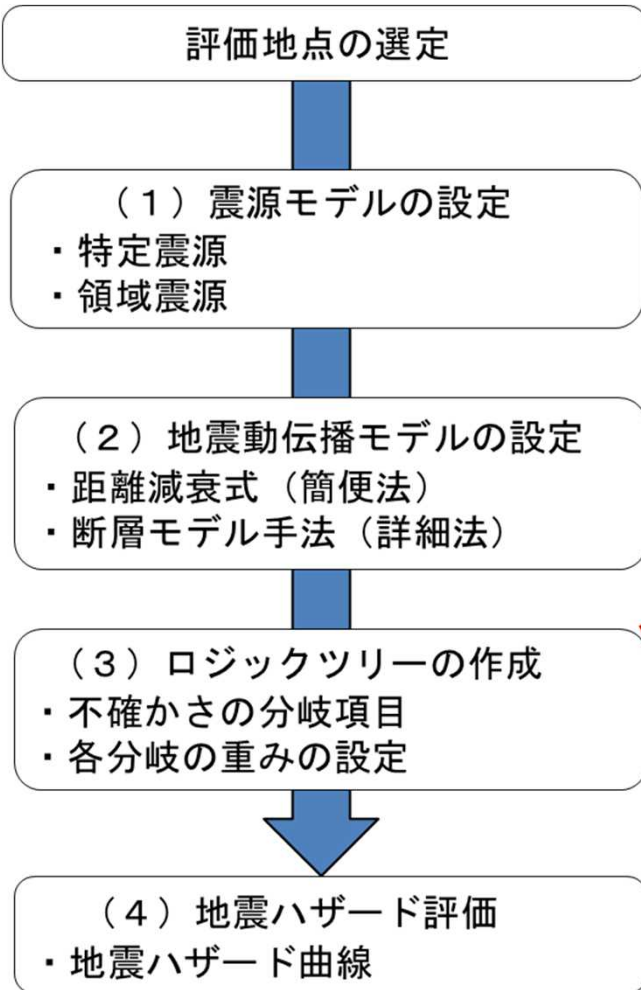


図 2.3.1-1 距離減衰式で予測される地震動強さの平均値とそのばらつき

地震調査研究推進本部地震調査委員会(2006)より引用

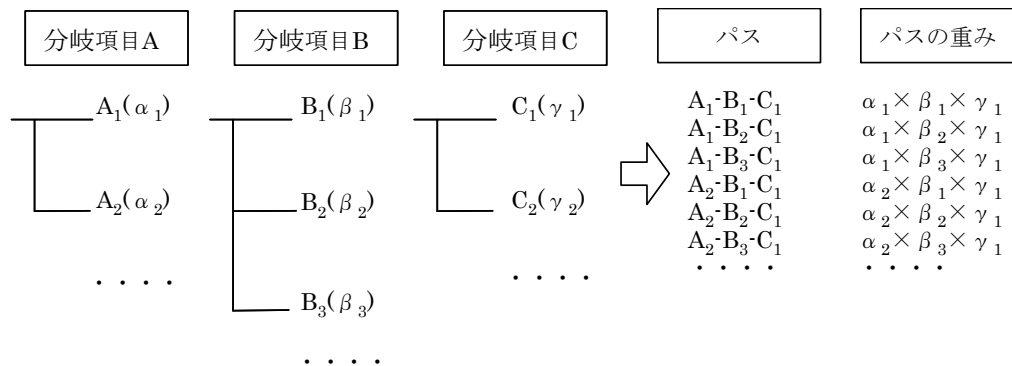
# (4) 確率論的地震ハザードの概要 (5/6)

## 確率論的地震ハザード解析の流れ

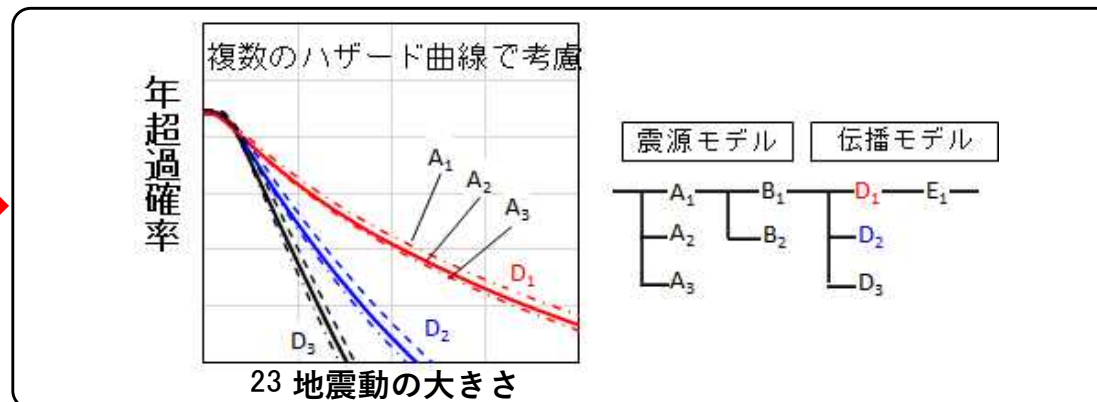


### (3) ロジックツリーの作成

- 不確かさを偶然的、認識論的に分類
  - 偶然的：地震の発生や地震動のランダムな性質が原因となって生じる不確かさ
  - 認識論的：知識・認識不足による不確かさ
- 認識論的不確かさは、ロジックツリーで複数のシナリオを表し、それぞれについてハザード曲線を考慮**



### (4) 地震ハザード曲線





# (4) 確率論的地震ハザードの概要 (6/6)

## 地震発生及び地震動に含まれる不確かさの考慮

### 偶然的不確かさと認識論的不確かさに分類

偶然的不確かさとは、地震発生及び地震動に関するランダムな性質による不確実性であり、偶然的不確かさを積分して1本のハザード曲線として考慮

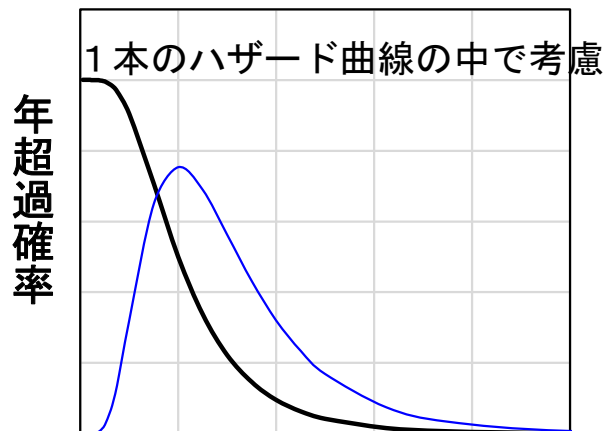
認識的不確かさは、知識・認識不足による不確実性であり、モデルや各パラメータに含まれる不確かさを対象に複数のハザード曲線群として考慮

⇒考慮する際にはロジックツリーを活用

### 日本原子力学会 (2015)を参考にした不確かさの分類の例

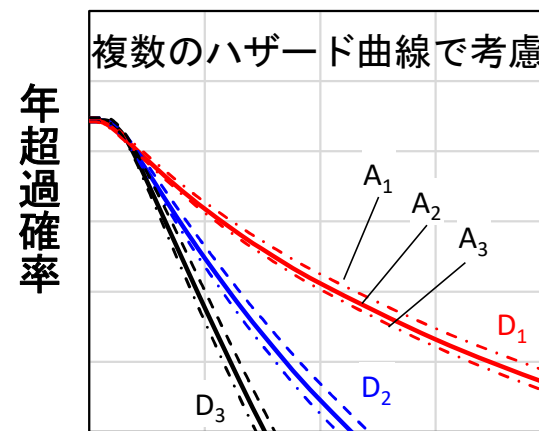
項目	偶然的要因	認識論的要因
震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>震源断層の位置のばらつき</li> <li>規模のばらつき</li> <li>発生確率のばらつき</li> <li>破壊開始地点 など</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>断層位置及び形状の設定 (長さ、幅、傾斜角など)</li> <li>セグメンテーションの考慮の有無</li> <li>規模推定式の選択</li> <li>発生確率モデルの選択 (定常過程 / 更新過程)</li> <li>活動間隔の値</li> <li>最新活動時期 など</li> </ul>
地震動伝播モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動強さのばらつき など</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用する距離減衰式の種類</li> <li>地震動予測手法の選択 (距離減衰式、断層モデル手法)</li> <li>地震動強さのばらつきの値</li> <li>地震動強さの上限値 (打ち切りの設定) など</li> </ul>

### 偶然的不確かさ

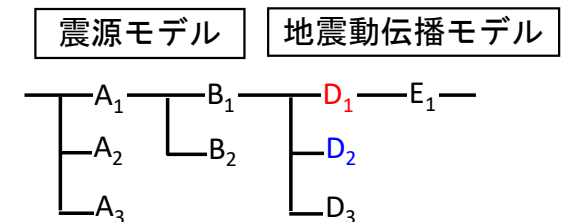


解放基盤面上での最大加速度 (Gal)

### 認識論的不確かさ



解放基盤面上での最大加速度 (Gal)

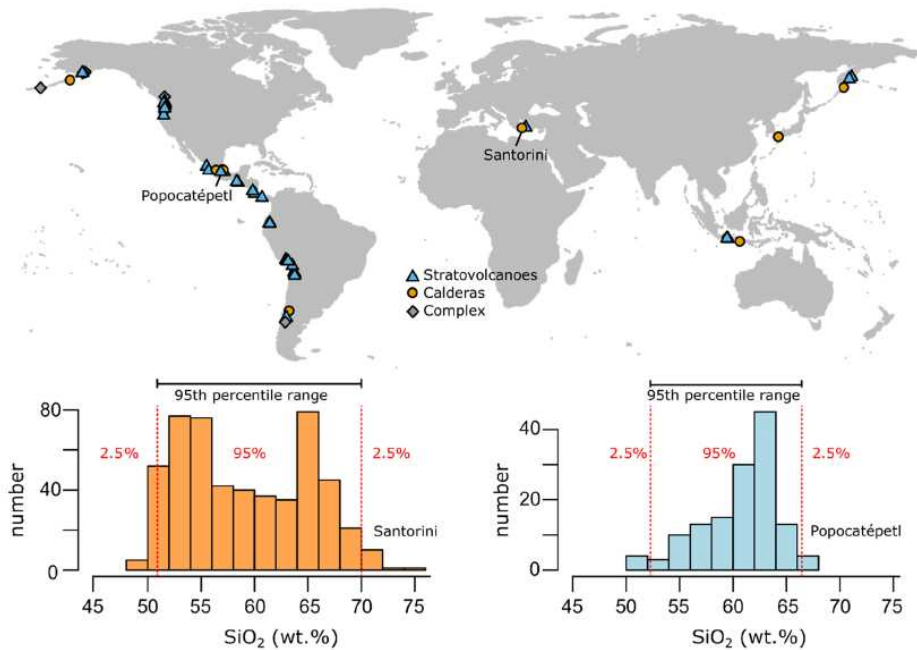


## (5) 参考文献リスト

---

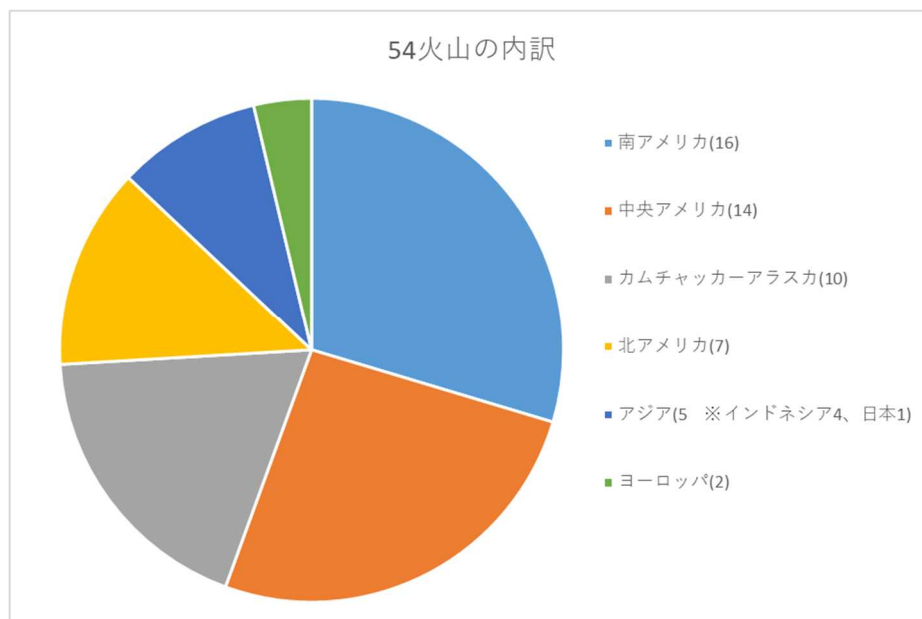
- 隈元崇, 奥村晃史, 佃栄吉, 堤英明, 堤浩之, 遠田晋次, 徳山英一, 大西耕造, 西坂直樹, 大野裕記, 酒井俊朗, 亀田弘行: SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集, Vol. 22, No. 2, pp. 37–60, 2022.
- 藤原広行, 蛭沢勝三, 香川敬生, 司宏俊, 古村孝志, 三宅弘恵, 森川信之, 塩田哲生, 小川裕, 松崎伸一, 宮腰淳一, 酒井俊朗, 亀田弘行: SSHACレベル3ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築, 日本地震工学会論文集, Vol. 22, No. 2, pp. 61–87, 2022.
- The United States Nuclear Regulatory Commission: Updated Implementation Guidelines for SSHAC Hazard Studies, The United States Nuclear Regulatory Commission NUREG-2213, 145 pp., 2018.
- Bernreuter DL, Savy JB and Mensing RW: Seismic hazard characterization of the eastern United States: comparative evaluation of the LLNL and EPRI studies. NUREG/CR-4885, The United States Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 259 pp., 1987.
- Budnitz, R. J., Apostolakis, G., Boore, D. M., Cluff, L. S., Coppersmith, K. J., Cornell, C. A. and Morris, P. A.: Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis: Guidance on Uncertainty and the Use of Experts, NUREG/CR-6372, two volumes, The United States Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 256 pp., 1997.
- Bommer JJ: Earthquake hazard and risk analysis for natural and induced seismicity: towards objective assessments in the face of uncertainty., Bulletin of Earthquake Engineering, Vol. 20, pp. 2825-3069, 2022.
- 日本原子力学会: 日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (AESJ-SC-P006:2015), 1012 pp., 2015.
- 地震調査研究推進本部地震調査委員会: 「全国を概観した地震動予測地図」報告書2006年版 分冊1: 確率論的地震動予測地図の説明, 2006,  
[https://www.jishin.go.jp/evaluation/seismic\\_hazard\\_map/shm\\_report/shm\\_report\\_2006/](https://www.jishin.go.jp/evaluation/seismic_hazard_map/shm_report/shm_report_2006/) (参照2023-09-15).

「大規模噴火を起こす可能性のある火山の判断に資する地球化学的指標について」に係る補足資料



当該知見で収集及び分析された火山弧に**成層火山(54火山)**の分布する**54火山の位置**と全岩化学組成の例

成層火山(青い三角形)、カルデラ(オレンジ色の円)、および火山複合体(灰色の菱形)の位置を示す。全岩化学分析の結果の例は、左(オレンジ):カルデラ火山(サントリーニ島火山@ギリシャ)、右(水色):成層火山(ポポカテペトル島@メキシコ)。Weber & Sheldrake(2022), Scientific reports (<https://doi.org/10.1038/s41598-022-19902-1>)の Figure 1 より引用。



54火山の地域別内訳

上記 Weber & Sheldrake(2022)の Supplementary Information に記載された火山リストを基に作成したもの。

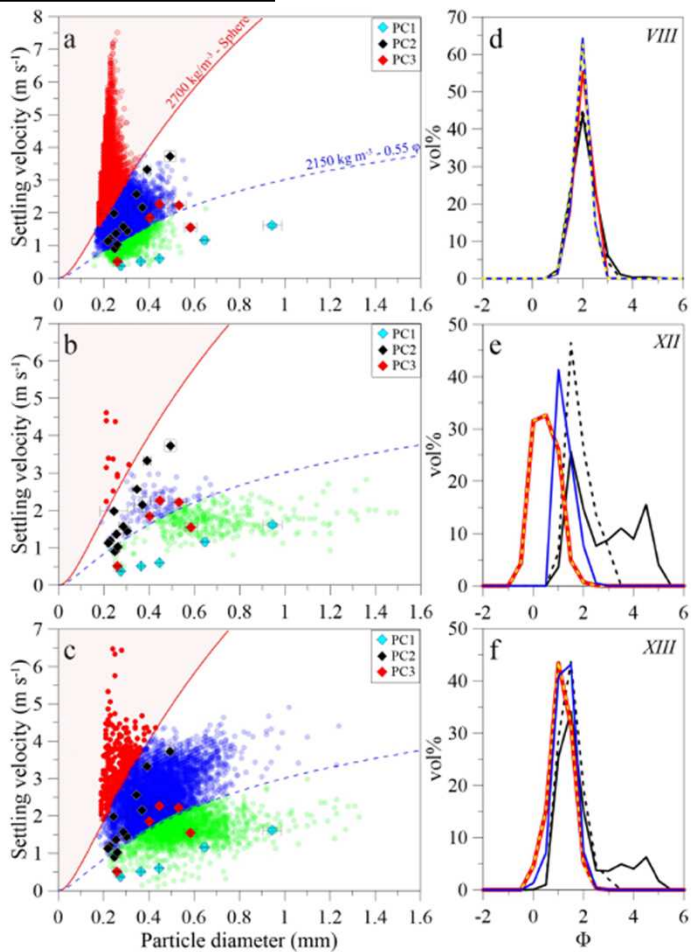
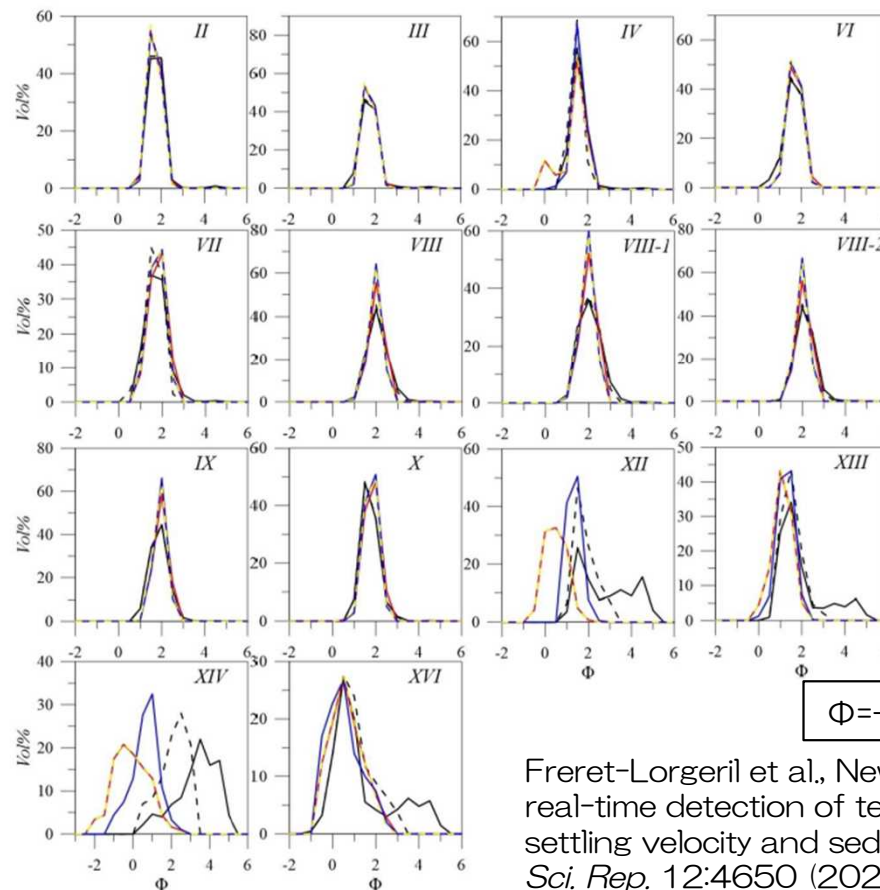


Figure 3. Particle size and velocity measured during the tephra-fallout events (a) VIII, (b) XII and (c) XIII. Red and blue dashed lines indicate the margin trend and the individual-particle trend, respectively. Diamonds indicate aggregate estimates retrieved based on high-speed camera analyses by Diaz-Vecino et al.<sup>30</sup> (Blue: Ash Cluster—PC1; black: Coated Particle—PC2; red: Cored Cluster—PC3). Vol% GSD of LPM records and obtained from BETTERSIZER analysis for events VIII, XII and XIII are shown in (d), (e) and (f), respectively. Red: raw LPM data; dashed yellow: LPM data without margin fallers; Blue: LPM filtered for single settling particles; Black: raw BETTERSIZER distributions; Dashed Black: GSD<sub>5075</sub> of particles > 0.15 mm.

Figure S1. Grain-size distribution of all recorded and sampled tephra fallout during the measurement campaign. Red: raw LPM data; dashed yellow: LPM data without margin fallers; Blue: LPM for individual particles; Black: BETTERSIZER raw data; Dashed Black: BETTERSIZER without particles < 0.15 mm.

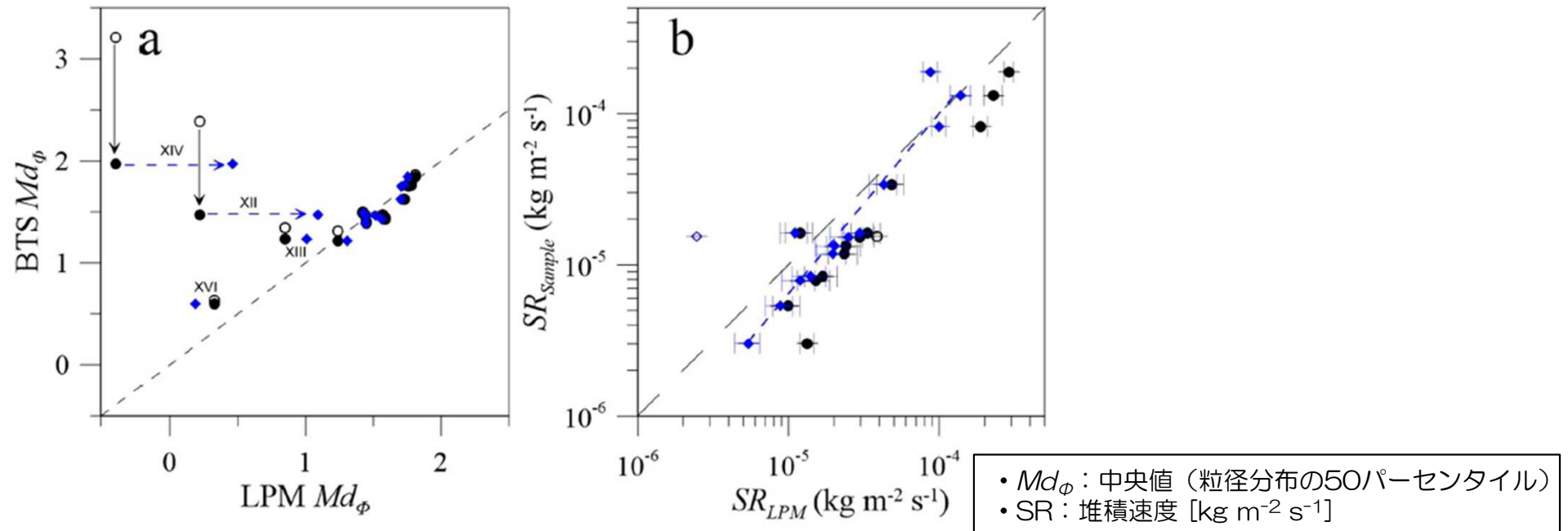


$$\Phi = -\log_2(D \text{ [mm]})$$

Freret-Lorgeril et al., New insights into real-time detection of tephra grainsize, settling velocity and sedimentation rate, *Sci. Rep.* 12:4650 (2022).

- 14のテフラ降下イベントにおいて、4イベント (XII~XVI) ではLPM観測で得られた粒径分布と地上で直接採取されたテフラサンプルのもので大きな不一致。
- 当該4サンプルにおいても、LPMの検出下限の粒径を有する粒子を取り除き、凝集体を除去するフィルター (左図の青点線) を適用することで両者が類似 (テフラサンプル分析時のサンプリングバイアスが疑われるイベントXIVを除く)。

## 当該論文の主要な結果（2）：堆積速度



**Figure 4.** (a)  $Md_\phi$  of the GSDs<sub>LPM</sub> from recorded tephra fallout as a function of  $Md_\phi$  values of the GSD<sub>BTS</sub> based on collected samples. Open circles: raw GSDs<sub>LPM</sub> (including margin fallers); Black dots: GSD<sub>BTS</sub> for particles > 0.15 mm vs GSD<sub>LPM</sub> with margin faller filter; Blue diamonds: GSD<sub>BTS</sub> for particles > 0.15 mm vs GSD<sub>LPM</sub> of individual particles (i.e., applying both the margin faller and the individual-particle lowest velocity filters); Black and blue arrows indicate the effect on  $Md_\phi$  values of filtering particles below 0.15 mm in GSDs<sub>BTS</sub> and filtering the aggregates in GSDs<sub>LPM</sub>, respectively. The black dashed line is the one-to-one line. (b) Sedimentation Rate in  $\text{kg m}^{-2} \text{s}^{-1}$  computed based on sampling in trays ( $SR_{Sample}$ ) and from the LPM records ( $SR_{LPM}$ ) of all fallout events. Black: LPM data without margin fallers; Blue diamonds:  $SR_{LPM}$  based on GSDs<sub>LPM</sub> with both margin fallers and individual-particle lowest velocity filter; The open symbol indicates event XII for which a large quantity of aggregates was observed in the LPM records (see Fig. 3b). The dashed blue line corresponds to a power-law between  $SR_{Sample}$  and  $SR_{LPM}$  for individual particles (see text for more details). Horizontal error bars of the mean differences of  $SR_{LPM}$  for size classes whose width  $dD$  is  $\pm 0.05$  mm (see the “Materials and methods” section).

Freret-Lorgeril et al., New insights into real-time detection of tephra grainsize, settling velocity and sedimentation rate, *Sci. Rep.* 12:4650 (2022).

- 採取したサンプルから得られた堆積速度とLPM記録から計算されたものとの関係を示した両対数プロット（右図）において、堆積速度が遅い場合にLPM記録側へやや大きくオフセット（過大評価）しているものの、良好な直線関係が得られた。
- LPM記録から凝集体を除外した場合でも、凝集体の寄与が高い1イベント（右図の白抜きの菱形）を除くと、両者は同じ範囲に入る。

## 当該論文の主要な結果 (3) : LPMとPS2で得られた観測データの比較

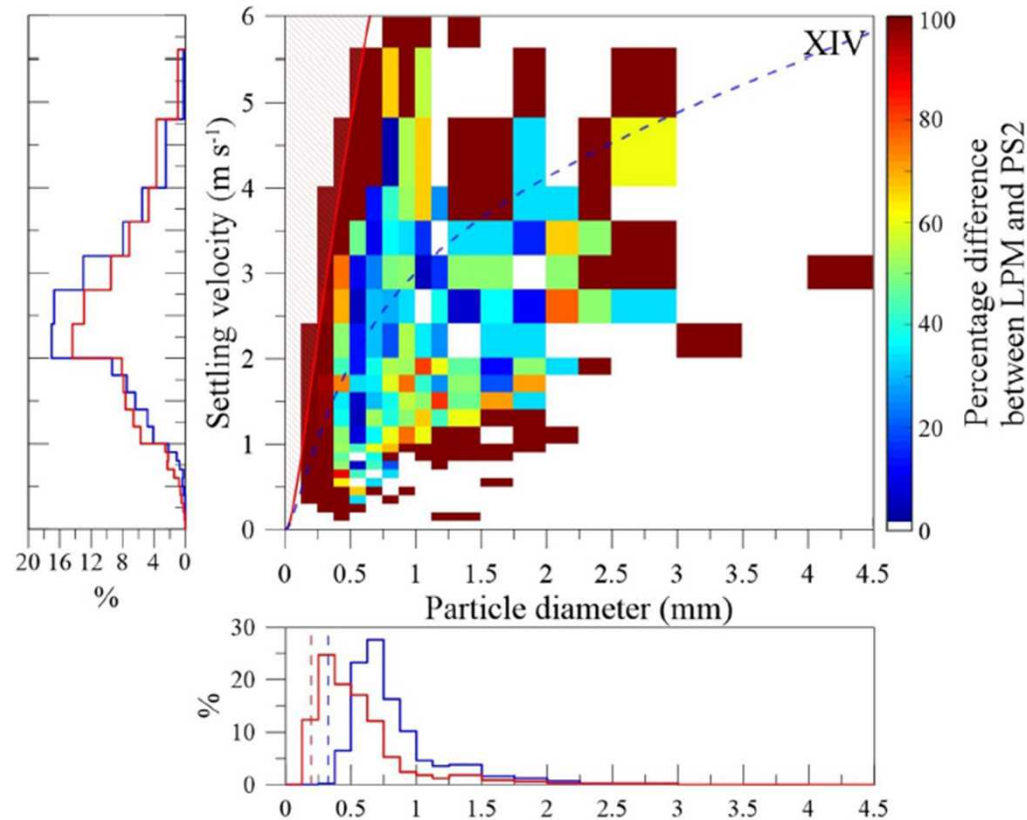


Figure 5. PSVD difference in percentage between LPM vs PS2 records of event XIV (station SVO in Fig. 1a). LPM data are reshaped following the size and velocity bins of PS2 data. Margin fallers have been corrected from LPM data. The red line indicates the trend used to filter margin fallers. The dashed blue line indicates the individual-particle trend. Left and down panels present the number percentage distributions of settling velocities and particle sizes using PS2 class widths, respectively (blue line: PS2; red line: LPM without margin fallers). All velocity and size distributions are in number frequency for a better comparison between both disdrometers. Vertical dashed blue and red lines in both down panels indicate the lower detection limits of the PS2 and the LPM, respectively.

Freret-Lorgeril et al., New insights into real-time detection of tephra grain size, settling velocity and sedimentation rate, *Sci. Rep.* 12:4650 (2022).

- LPM観測で得られた粒径分布（下図）はPS2観測で得られたものよりも低い中央値を示したが、速度分布（左図）は同様な最頻値を示した。
- PS2記録から計算された堆積速度 ( $7.2 \pm 0.1 \times 10^{-4}$  [ $\text{kg m}^{-2} \text{s}^{-1}$ ]) はLPM記録から計算されたもの ( $2.9 \pm 0.2 \times 10^{-4}$  [ $\text{kg m}^{-2} \text{s}^{-1}$ ]) に対して高い値を示した。

## 米国 PWR の炉心そう溶接部で発見された亀裂について

2023 年 9 月 28 日  
技 術 基 盤 課  
システム安全研究部門

### 1. 経緯

本年 6 月に CODAP プロジェクト<sup>1</sup>の米国メンバーからロビンソン発電所 2 号機<sup>2</sup>の炉心そう溶接部で発生した亀裂（以下「本事象」という。）に関する情報提供<sup>3</sup>があった。

本事象について、関連する米国情報を収集・整理し、また、日本国内における対応について原子力エネルギー協議会及び電気事業者（以下「事業者等」という。）からの聞き取りを行ったので報告する。

### 2. 炉心そうとは

炉心そうは、原子炉の内部に設置された構造物で、上部が原子炉容器位置決めピンで原子炉に固定され、下部はラジアルキーにより回転しないように水平方向が、原子炉容器位置決めピン及び二次炉心支持構造物により上下方向が固定されている<sup>4</sup>。その役割は、水平方向の炉心支持及び位置決め、冷却水流路の維持及び流量適正配分とされている<sup>5</sup>。

### 3. 米国における対応

#### 3. 1 本事象の概要

2022 年 12 月、ロビンソン発電所 2 号機において、供用期間中検査として ASME Sec. XI に基づく炉心そう溶接部（ベルトライン領域外）の目視試験（VT-3<sup>6</sup>）が実施され、その際に、炉心そうの Upper Girth Weld（UGW：上部周方向溶接部）の内表面側に 12 インチ（約 305mm）の欠陥指示が発見された。その後、当該 UGW 内外面の 100%について目視試験（VT-1<sup>7</sup>/EVT-1<sup>8</sup>）及び超音波探傷試験（UT）による詳細な調査が実施され、内表面側に合計 5 つの亀裂（長さが 1.1～17.76 インチ（約 28～

<sup>1</sup> OECD/NEA 原子力施設安全委員会、機器構造物経年化・構造健全性ワーキンググループの技術的サポートを行う CODAP 運営グループが運営する機器運転経験、劣化・経年化プログラム

<sup>2</sup> サウスカロライナ州ハーツビル近郊の PWR プラント。出力は 759MW、1971 年運転開始。

<sup>3</sup> ML23160A143 Industry/NRC Materials Technical Exchange Meeting 6/15/23

<sup>4</sup> PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [一般点検]，原子力安全推進協会

<sup>5</sup> PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心そう]，「付録 A 炉内構造物の安全上重要な機能」 A-1 ページ，原子力安全推進協会

<sup>6</sup> VT-3 は一般的な劣化状態（部品の脱落、破損、腐食、摩耗、浸食など）の検出に使用される目視試験の方法で、ASME Sec. XI (IWA-2211) で定義されている。

<sup>7</sup> VT-1 は亀裂、摩耗、腐食、浸食などの異常の検出に使用される目視試験の方法で、ASME Sec. XI (IWA-2213) で定義されている。国内では日本機械学会維持規格 (IA-2521) で定義されている。

<sup>8</sup> 強化目視試験 (EVT-1: Enhanced VT-1) は表面破壊欠陥の検出に使用され、1/2mil (0.0127mm) のターゲットを検出できるような装置と環境条件下で実施する目視試験の方法である。BWR VIP-03 で定義されている。

451mm)、深さが板厚の 37~92%) が認められた。最初に発見された 12 インチの欠陥指示は、深さが板厚の 92%の亀裂であることが判明した。事業者は、前回 2012 年の供用期間中検査に実施された VT-3 の結果をレビューし、照明、カメラの解像度、及び表面上の酸化物の蓄積により、当該部位の欠陥指示は報告対象外であると判断した。しかし、米国原子力規制委員会 (NRC) の検査官が前回検査のビデオ画像を確認したところ、当該部位の欠陥指示は、明らかに視認できたと判断した。<sup>9</sup>

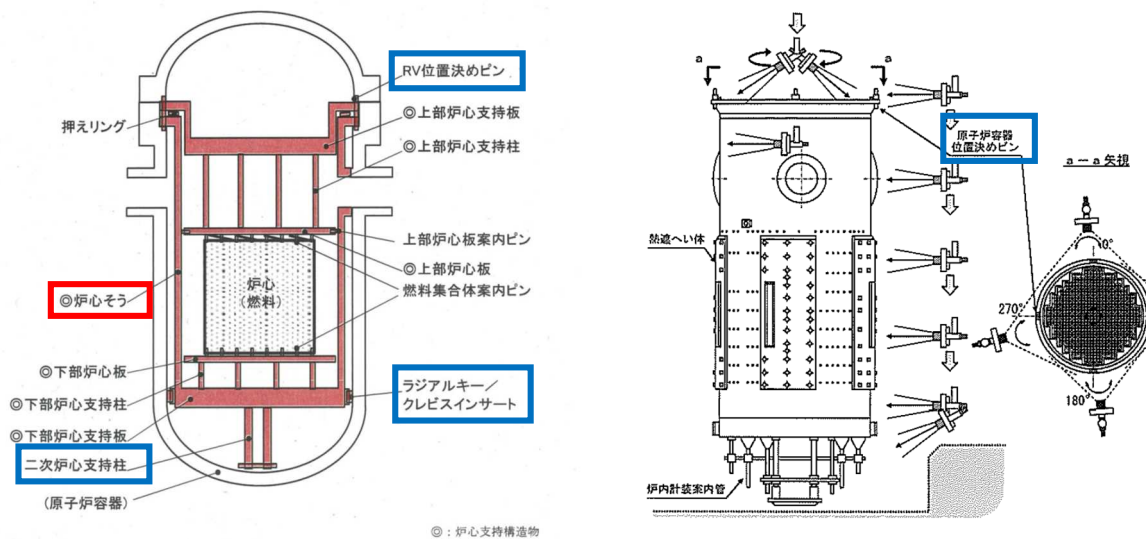


図 1 炉内構造物の概要<sup>10, 11</sup>



図 2 炉心そうの模式図<sup>12</sup>

<sup>9</sup> ML23041A227 H.B. Robinson Steam Electric plant - Integrated Inspection report 05000261/2022004  
<sup>10</sup> PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [一般点検]「図 1 解説図 1-3-2 「炉心支持・位置決め」機能に関連する機器・部品」, 原子力安全推進協会  
<sup>11</sup> H. B. ロビンソン 2 号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて (令和 5 年 9 月 21 日 原子力エネルギー協議会との面談資料), 原子力安全推進協会  
<sup>12</sup> 米国電力中央研究所 (EPRI) の Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines (Revision 1-A)



### 3. 2 炉心そのの検査プログラム

米国では、10CFR<sup>13</sup>50.55a “Codes and Standards” において、ASME Sec. XI<sup>14</sup>が規定され、供用期間中検査に用いられている。炉心そのは炉内構造物だが ASME Sec. XI には炉内構造物の検査規定はなく、クラス 1 機器（IWB 章）で炉心支持構造物の溶接部に対する検査（VT-3）として規定されている。また、事業者は NRC から安全評価を受けて承認された EPRI 作成のガイドライン（MRP-227 Revision 1-A<sup>12</sup>）に従った炉内構造物の検査を実施している。

MRP-227 は、加圧水型原子炉（PWR）の原子炉容器内部コンポーネントの長期劣化を管理するための検査及び評価ガイドラインで、PWR の炉内構造物に適用される。MRP-227 に記載された炉心そのの検査プログラムの例を表 1 に示す。MRP-227 では、炉心そのの試験対象部位（母材部の材料は SUS304）は、Upper Flange Weld（UFW：上部フランジ周方向溶接部）であり、UFW に 2 インチ（約 51mm）以上の欠陥指示があった場合、UGW、Lower Flange Weld（LFW：下部フランジ周方向溶接部）及び Upper Axial Weld（UAW：上部軸方向溶接部）に検査を拡大することとされている。

表 1 MRP-227 における検査プログラムの例<sup>15</sup>

主な試験部位	適用範囲	試験合格基準	拡張試験部位	拡張試験基準	拡張試験合格基準
W3. 炉心その UFW	全プラント	定期的な EVT-1 検査 具体的には、検出可能な表面の亀裂等の指示	W3. 1. UGW W3. 3. LFW W3. 2. UAW W3. 4. 下部鍛造・鑄造支持部	a. UFW 内で、検出・サイジングにより 2 インチを超える長さの表面亀裂指示が確認された場合は、次の燃料交換の完了までに UGW と LFW を含むよう検査を拡大するよう要求する。 b. UGW 又は LFW のいずれかで、検出・サイジングにより長さ 2 インチを超える表面亀裂指示が確認された場合、次の燃料交換完了までに検査を拡大して UAW も含めることを要求する。 c. (略)	拡張した炉心その溶接部（UGW、LFW、UAW）及び下部鍛造・鑄造支持部の具体的な関連条件は、検出可能な表面の亀裂等の指示

### 3. 3 事業者の対応

- ロビンソン発電所 2 号機で発見された 5 つの亀裂に対して UT が行われた（ASME Sec. XI の IWB-3142.4）。そのうち 4 つについて、24 ヶ月の追加サイクルが受け入れられるという評価結果になった。1 つについて、24 ヶ月の追加サイクルで許容欠陥寸法を超えた。そのため、亀裂の進展阻止を目的として亀裂先端部への穴加工が施工された。ASME Sec. XI の IWB-2420(b)に従って、次の 3 回の定検での連続検査が予定されている<sup>16</sup>。

<sup>13</sup> Code of Federal Regulation: 連邦規則

<sup>14</sup> Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components—Division 1

<sup>15</sup> “Table 5-3 Westinghouse Plants Examination Acceptance and Expansion Criteria” より抜粋

<sup>16</sup> ML23089A212 H. B. Robinson No. 2 ISI Program Ninety Day Owner’s Activity Report and Analytical Evaluations

- 産業界において、コアバレルフォーカスグループを設置し、情報収集、暫定ガイドランス（MRP 2023-005：MRP-227 改訂案）<sup>17</sup>の作成、長期計画の作成を任務として活動している<sup>3</sup>。
- 暫定ガイドランスの概要は以下のとおり<sup>18</sup>。
  - UGW を拡張試験部位から主な試験部位に変更
  - EVT-1 の代替オプションとして渦流探傷試験と UT を追加
  - UFW、UGW 及び UAW の検査範囲は、表面検査対象の溶接部の両面 100%に増加(UT による体積試験の場合は片面)
- 本事象は、以下のような側面から現行の MRP-227 による試験要件を強化する必要性を示している。
  - UGW には評価だけでは対処できない亀裂が観察された
  - UGW は、MRP-227 では、主な検査部位ではなく拡張検査部位とされている
  - 表面検査（VT-3、MRP-227 は片面が対象）をもう一方の表面（外表面側）から実施していたら、最初に発見された亀裂は見逃されていたといえる
  - 亀裂がどのくらいの期間存在していたのかは不明であり、発電所の当初の 40 年間の運転許可の期限を超えて運転される前に亀裂が始まった可能性がある

## 4. 日本における対応

### 4. 1 炉心そうの検査プログラム

国内においては、技術基準規則<sup>19</sup>の解釈第 18 条第 1 項及び亀裂解釈<sup>20</sup>において、日本機械学会の維持規格（JSME S NA1-2008 又は 2012）が規定され、供用期間中検査に用いられている。

炉心そうに対しては、維持規格の炉内構造物の標準検査（IG 章）で VT-3<sup>21</sup>が要求されている。試験の程度は、接近可能な表面（溶接継手含む）のうち、表面の全ての範囲の 7.5%（複数個数あるものは 1 個、又は対称性があるものは対称性の最小範囲）とされている。また、炉内構造物の個別検査（IJG 章）で、溶接継手に対して任意の時期<sup>22, 23</sup>における UT が要求されている。維持規格では炉心そうの損傷原因

<sup>17</sup> ウェスティングハウス及び GE(Combustion Engineering) 設計のプラントに対する NEI 03-08「必要な」要件として公表。2024 年 5 月 1 日から計画されているすべての炉心そう溶接部の MRP-227 検査に対して発効。

<sup>18</sup> ML23151A701 Recent PWR Reactor Vessel Internals Operating Experience

<sup>19</sup> 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

<sup>20</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈

<sup>21</sup> VT-3 は機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常の検出に使用される目視試験の方法で、日本機械学会維持規格（IA-2523）で定義されている。

<sup>22</sup> 維持規格 解説 表 IJG-2500-P-3-3（炉心そうのバツフルフォーマボルト等試験結果の採用）：炉心そうについては現知見では供用期間中の IASCC 発生の可能性が小さいと考えられるため、試験実施時期は任意でよいものとする。以下省略。

<sup>23</sup> 維持規格 解説根拠 整理番号 IJG-P-3 3. 試験実施時期：炉心そうは損傷原因である IASCC に関するデータが十分ではないため、バツフルフォーマボルトに対して決定したボルトの損傷予測曲線を用い、炉心そうの温度、照射、応力条件を当てはめて損傷予測を行っている。～中略～バツフルフォーマボルトから推測された IASCC の発生時期が、新たな知見等で早くなった場合は評価の見直しを行い、評価期間中継続使用不可能または評価期間中継続使用可能でも仮想き裂が安定でない場合は、試験時期を検討する必要が生じる。

を IASCC（照射誘起型応力腐食割れ）と想定しており、炉心そうよりも照射量の多いバツフルフォーマボルトの損傷予測曲線からプラントの運転中に炉心そうに亀裂が発生する可能性はない、又は、亀裂が発生したと仮定した場合でも亀裂の進展は途中で止まるため問題は生じないとしている<sup>23</sup>。

#### 4. 2 事業者等の対応

原子力規制庁は、PWR の炉心そう溶接部に対する事業者等の対応について、面談<sup>24</sup>を実施し、以下の内容（事実、対応、取組の方向性）について説明を受けた（参考参照）

##### （1）現状の検査状況

- 炉心そう溶接部（内面側及び外面側）に対して VT-3 を実施している。試験間隔は維持規格に従い 1 回/10 年（運転開始 30 年以降は 1 回/7 年）、試験の程度は、可視可能な範囲（内外表面）の 100%としている。
- 維持規格の IJG 章に基づく UT は実施していない。
- なお、炉心そう母材部の材料は SUS304 である。

##### （2）原子力安全に対する影響

- 米国産業界は UGW の全周破断による炉心そう分離を想定しても、二次炉心支持構造物が設置されているため、プラントは安全停止できるとしている。
  - 分離した炉心そう下部は、水平方向はラジアルキーにサポートされながらわずかに下降し、二次炉心支持構造物下端が原子炉容器下部鏡に着底することで停止する。
  - 燃料ピンの燃料集合体への挿入長さは、この下降量以上にしており、制御棒挿入機能が維持される。
- 国内 PWR は、炉心そう溶接線が全周破断した場合にも、二次炉心支持構造物のショックアブソーバーが、炉心の落下荷重を受け止める。
- 以下により、制御棒の挿入機能が維持され、原子炉停止機能が維持される。
  - 破断した炉心そう下部は、ラジアルキーにより水平方向変位拘束され、垂直に降下する。
  - 破断ラインより上部については、炉心そうフランジ部が原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間にスタッドボルトにより固定されており、回転することはない。
  - また、上部炉内構造物についても、炉心そうフランジ部と同様に、原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間に固定されており、回転することはない。
  - 燃料集合体（上部ノズル）の上部穴とピン（燃料案内ピン）、燃料集合体（制御棒案内シンブル）の上部穴と制御棒先端は、いずれも炉心落下変位（炉心降下量）を考慮しても外れないように設計配慮されている。

<sup>24</sup> 令和 5 年 8 月 3 日、31 日、9 月 14 日及び 21 日

### (3) 当面の対応

- 国内 PWR においては、以下の理由により直ちに対処が必要な状況にない。
  - ロビンソン 2 号機は VT-3 で傷が検出されているが、これまで国内 PWR で行われた VT-3 においては傷が検出されていない。このため、少なくともロビンソン 2 号機のような大きな欠陥はないものと想定している。
  - 念のため、代表プラント 2 炉（実運転年数<sup>25</sup>、運転期間（暦年）でそれぞれ最長のもの）の UGW に対する供用期間中検査で実施した VT-3 のビデオ画像を改めて確認したが指示はない。
  - ロビンソン 2 号機の実運転年数は約 40 年であるが、国内 PWR の実運転年数は 30 年未満である。<sup>26</sup>
- 今後の国内 PWR における UGW に対する供用期間中検査の VT-3 では、事前に検査員に本事象の周知教育を実施し、「溶接線付近に亀裂がありえる」という意識付けを行う。また、確認済みの代表プラント 2 炉以外についても、順次、至近の供用期間中検査のビデオ画像を見直し、指示の有無を確認する。
- 現在実施されている米国産業界の原因調査等の動向を注視するとともに、実運転年数の先行する米国炉における点検結果入手を行い、ロビンソン 2 号機固有の事象か確認する。

### (4) 今後の取組

- 米国における原因調査及び他ユニット点検結果をもとに、国内事業者の取組の方向性を検討し、原子力規制庁へ報告する。
- 国内においても詳細検査が必要となるケースに備え、当該溶接線の詳細検査（MVT-1）装置の開発を進める。
- 炉心そうの健全性評価手法の検討（非破壊検査を行う際の判定基準、技術基準適合欠陥の範囲、継続使用期間等）を進める。

## 5. 今後の進め方

本事象について、関連する米国情報を収集・整理し、日本国内における対応について事業者等からの聞き取りを行った。事業者等の当面の対応については妥当と考えられるが、今後、以下の情報収集等を行い、適宜、技術情報検討会に報告することとしたい。

- 安全停止できるとする技術的根拠及び今後の取組について、事業者等から説明を受ける。
- 米国産業界の原因判明は、2024 年秋以降の見込みであることから、今後も原因調査に関する調査を継続し、適宜 NRC との意見交換を実施する。
- 亀裂解釈には、具体的な炉心そうの健全性評価手法が規定されていないことから、**今後の維持規格の技術評価を見据え**、原子力規制庁においても炉心そうの健全性評価手法について、情報収集を行う。

<sup>25</sup> Effective Full Power Years：定格負荷相当年数

<sup>26</sup> ロビンソン 2 号機は、約 40EFPY での発見であるが、国内炉は、東日本大震災後の長期停止等により、EFPY が全体に短く、最長の炉においても 30EFPY 未満。

(参考) H.B. ロビンソン 2号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて (令和5年9月21日 原子力エネルギー協議会との面談資料)

# H.B.ロビンソン 2 号機 炉心槽割れに関する事業者の受け止めについて

2023年9月21日  
原子力エネルギー協議会

## 内容

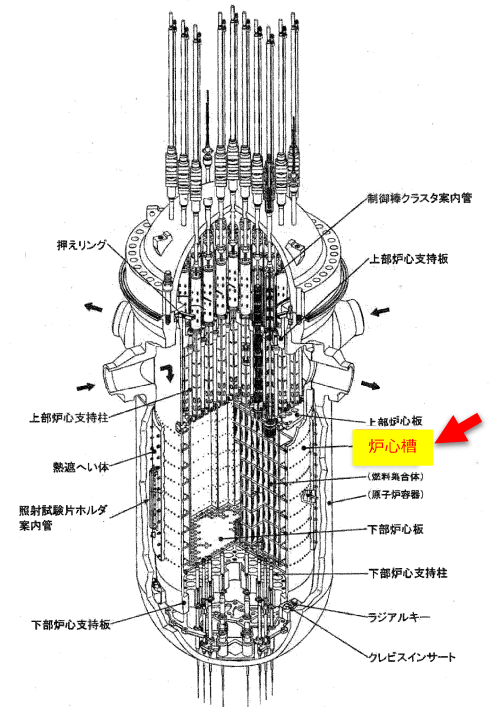
1

1. H.B.ロビンソン 2 号機における炉心槽割れ事象の概要
2. 国内 PWR における現状の検査状況
3. 本事象に関する国内事業者の受け止め

# H.B.ロビンソン 2 号機における炉心槽割れ事象の概要

## 事象の概要

- 米国 H. B. ロビンソン 2 号機 (WH 3 ループ、1971 年運開) において、2022 年 1 月、供用期間中検査として、炉心槽内面の目視点検 (VT-3) を実施していたところ、上部周溶接線近傍に亀裂が確認された。
- これを受け、炉心槽内外両面において、詳細な検査を実施したところ、亀裂は、合計 5 か所、いずれも内面であり、長さは 2.8 ~ 45.1 cm、深さは 3.7 ~ 9.2 %。
- 当該箇所のうち、無補修では 1 サイクルの健全性が確認できないと評価された 1 か所の割れに対して補修を行った上、プラントは 2022 年 12 月に運転再開済み。



## 炉心槽とは？

耐圧部材ではなく、その損傷がLOCAを引き起こすことはないものの、炉内構造物の構成品で、以下の機能を持つ。

- 炉心 (燃料集合体) の支持
- 1 次冷却材の流路形成

# 国内PWRにおける現状の検査状況 ( 1 / 3 )

➤ PWRの炉心槽溶接部に対するISIは、JSME維持規格 (JSME S NA1) の「IG 炉内構造物の標準検査」章に基づき行われており、その検査内容は以下のとおり。

試験対象	試験方法	検査間隔
炉心槽溶接部*1 (内面側)	VT-3	1回/10年 (運転開始30年以降は1回/7年)
炉心槽溶接部*1 (外面側)	VT-3	1回/10年 (運転開始30年以降は1回/7年)

\*1 : 接近可能な表面

➤ これまでの国内 P W R の検査においては、指示が検出された実績はない。

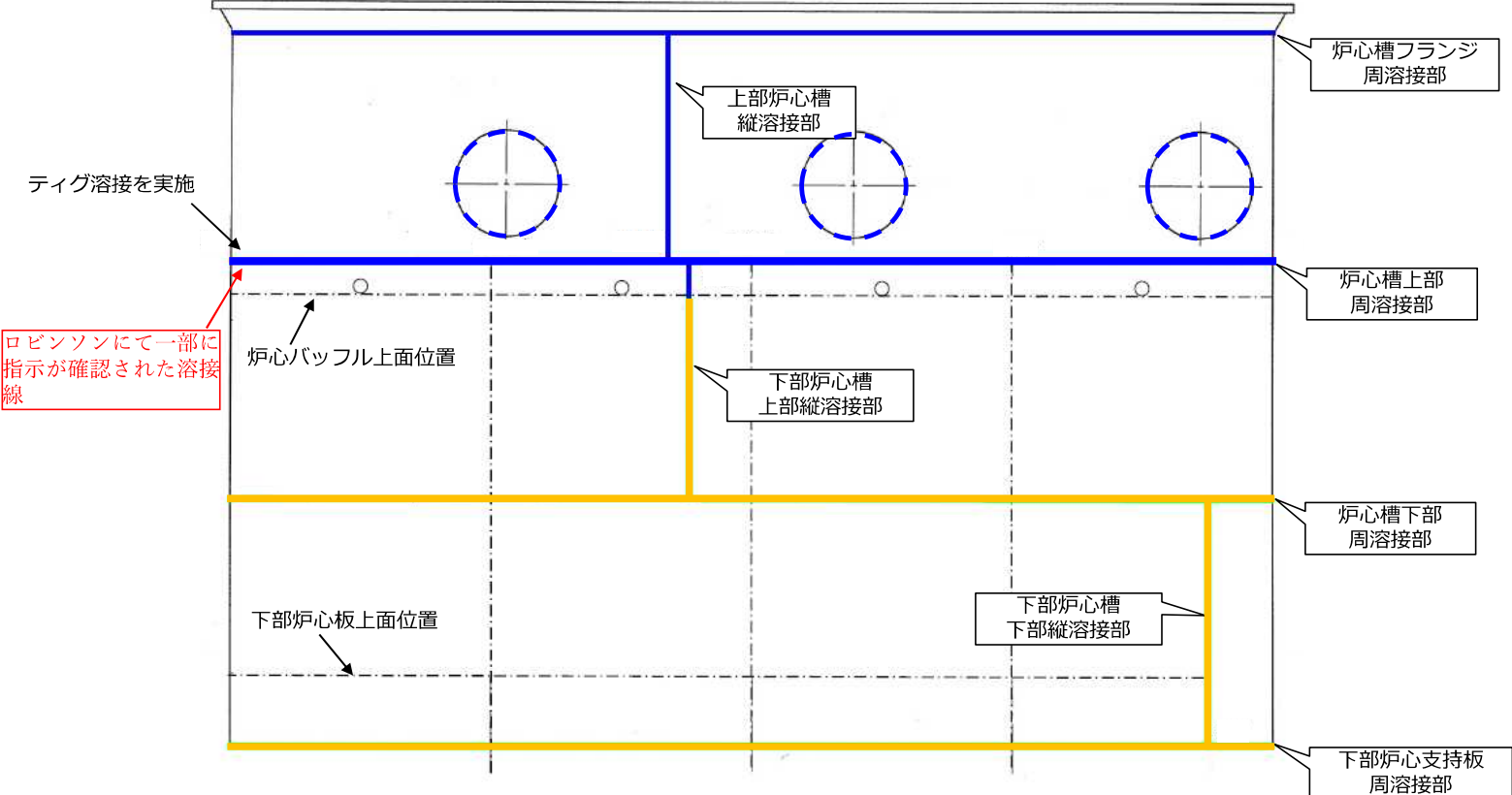
<補足 : 国内PWRプラント炉心槽について>

- 炉心槽の材料はSUS304※。
- 炉心槽溶接線に対して、VT-3は可視範囲の100%で確認できている。
- JSME維持規格の「IJG 炉内構造物の個別検査」章に基づく検査は実施していない。

# 国内PWRにおける現状の検査状況 (2 / 3)

## ○国内代表プラントの炉心槽溶接部 (内面)

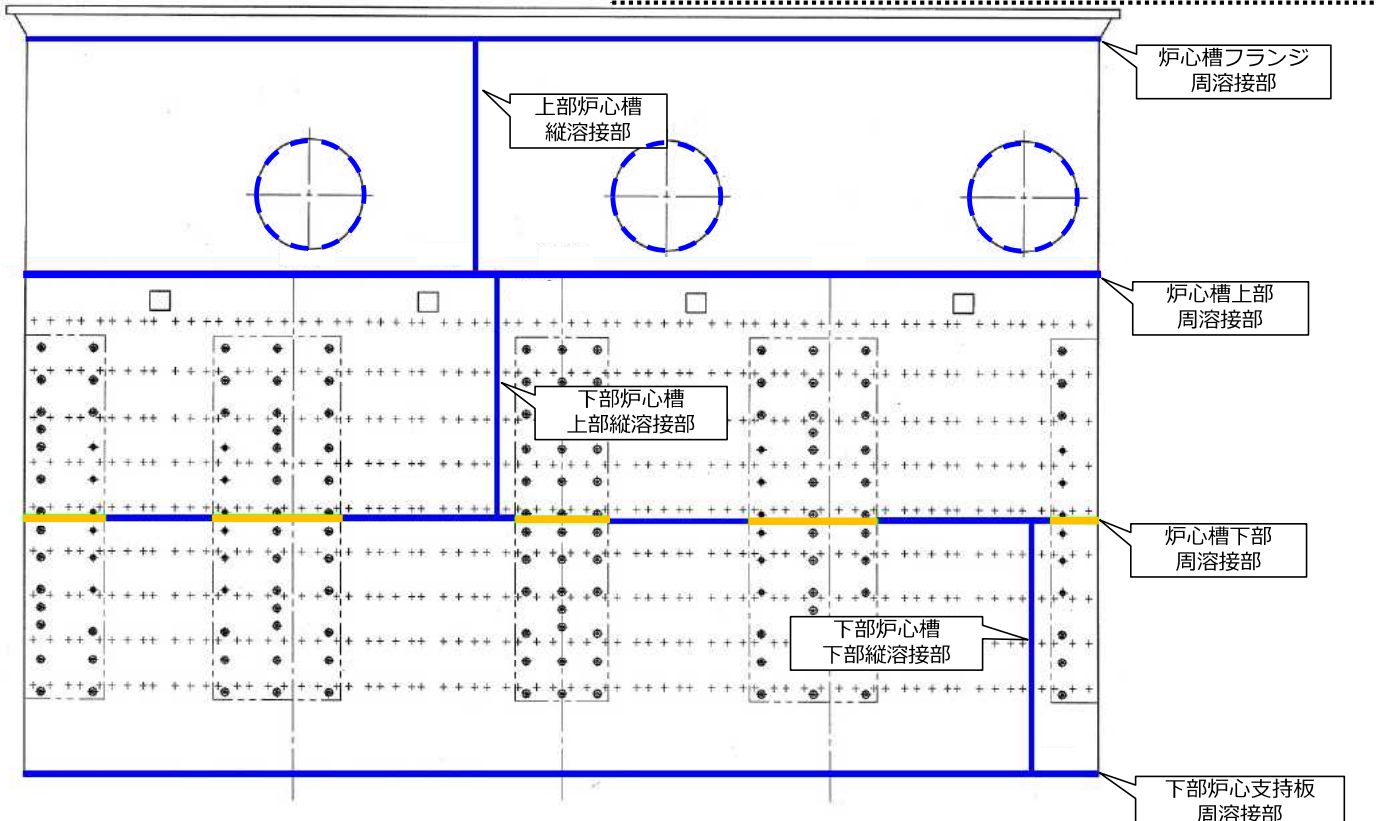
— : VT-3にて確認できている溶接線  
- - - : 出口ノズル溶接箇所、VT-3にて確認可能  
— : 炉心バツフル、下部炉心板による溶接線不可視範囲



# 国内PWRにおける現状の検査状況 (3 / 3)

## ○国内代表プラントの炉心槽溶接部 (外面)

— : VT-3にて確認できている溶接線  
- - - : 出口ノズル溶接箇所、VT-3にて確認可能  
— : 熱遮蔽体による溶接線不可視範囲



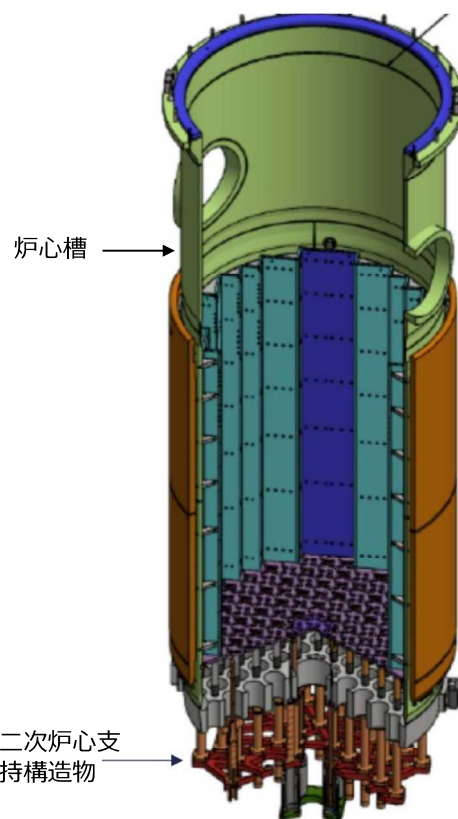


## 本事象に関する国内事業者の受け止め（1 / 4）

炉心槽における大きな亀裂の発生報告は初事象であることから、重要な運転経験として着目し、米国産業界から、積極的に情報を収集。

### 米国産業界の検討状況

- 2023年2月、PWR O G、E P R I 合同の検討会が発足し、検査ガイド、原因調査、補修技術、健全性評価等の各分野の検討を実施中。
- 当該溶接線の全周破断による炉心槽分離を想定しても、二次炉心支持構造物が設置されているため、プラントは安全停止できる、との見解。
  - 分離した炉心槽下部は、水平方向はラジアルキーにサポートされながらわずかに下降し、二次炉心支持構造物下端が原子炉容器下部鏡に着底することで、停止。
  - 燃料ピンの燃料集合体への挿入長さは、この下降量以上にしており、制御棒挿入機能が維持される。
- 本事象の発生を受け、暫定ガイドラインを策定。
  - 発効：2024年5月1日。
  - 対象：延長運転ライセンス取得済みユニット。
  - 主な内容：
    - ・ 上部周溶接線を点検部位化し、炉心槽内外両面の詳細目視検査またはE C T、もしくは片面U T。
    - ・ 点検時期は、運開40年ごえ後、2定検まで。  
(ただし、今回の検査のための予定外の炉内構造物吊り出しは不要。次回の炉内構造物吊り出し予定定検で検査を実施すればよい。)



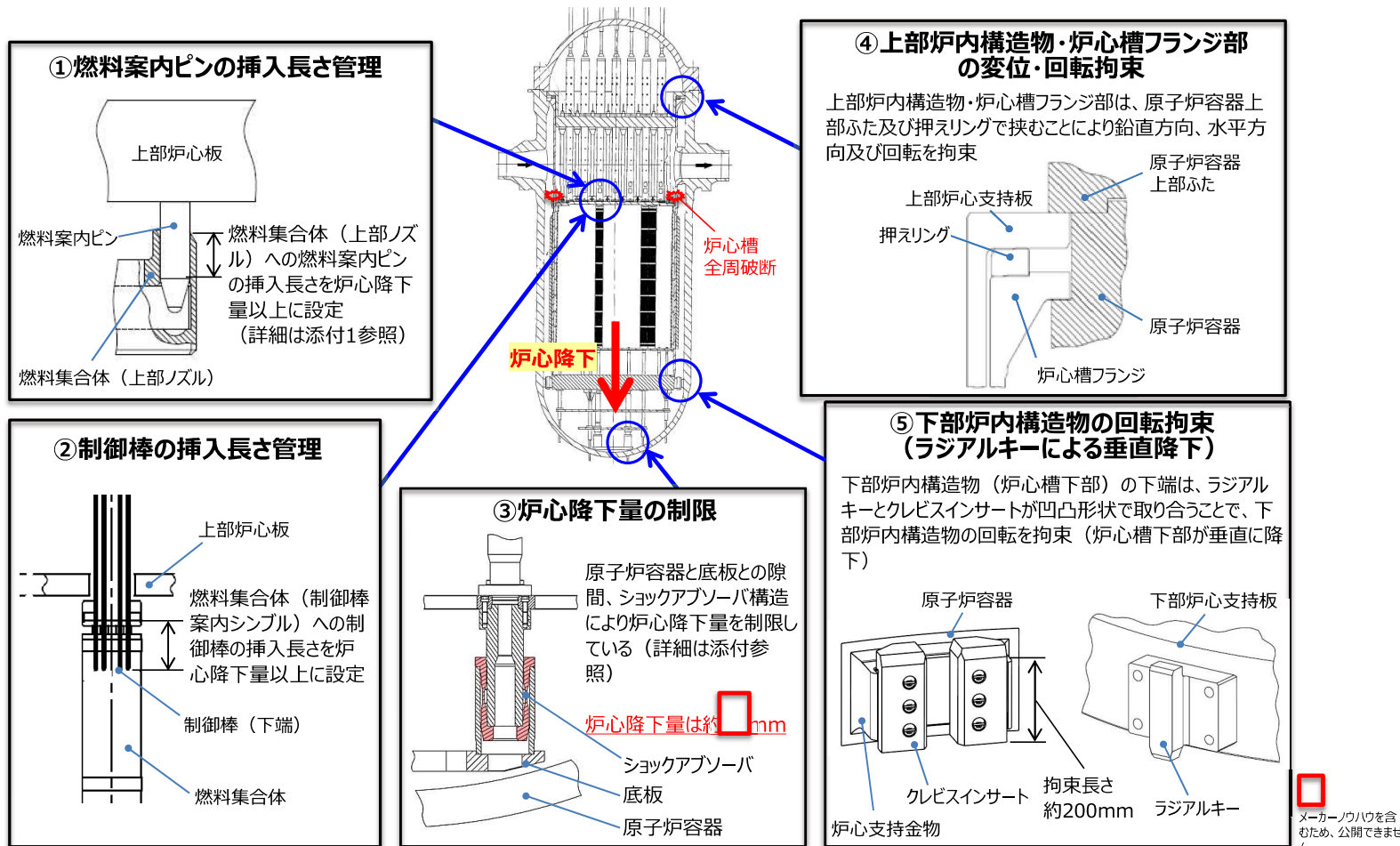
## 本事象に関する国内事業者の受け止め（2 / 4）

現時点における情報収集状況を踏まえ、以下の通り受け止めている。

### 1. 原子力安全上の想定

国内PWRの設計も米国炉と同様であり、「起こりえる最悪の事態」として、出力運転中、当該溶接線が全周破断し、炉心槽が完全分離するケースを想定しても、米国産業界の見解どおり、いずれの国内PWRプラントも安全停止できる。具体的には以下の通り。

- 万一、炉心槽溶接線が完全した場合にも、2次炉心支持構造物のショックアブソーバーが、炉心の落下荷重を受け止める（次ページ③）。
- 以下により、制御棒の挿入機能が維持され、原子炉停止機能が維持される。
  - 破断した炉心槽下部は、ラジアルキーにより水平方向変位拘束され、垂直に降下する（次ページ⑤）。
  - 破断ラインより上部については、炉心槽フランジ部が原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間にスタッドボルトにより固定されており、回転することはない（次ページ④）。
  - また、上部炉内構造物についても、炉心槽フランジ部と同様に、原子炉容器上部ふたと原子炉容器本体の間に固定されており、回転することはない（次ページ④）。
  - 燃料集合体（上部ノズル）の上部穴とピン（燃料案内ピン）、燃料集合体（制御棒案内シムル）の上部穴と制御棒先端は、いずれも炉心落下変位（炉心降下量）を考慮しても外れないように設計配慮されている（次ページ①②）。



10 mm  
 メーカーノウハウを含むため、公開できません

## 2. 当面の対応

国内プラントにおいては、以下の理由により、ただちにアクションが必要な状況にない。

- これまでの供用期間中検査における点検結果  
 当該炉では、供用期間中検査 (VT-3) で傷が検出されているが、これまで、国内PWRで行われた同様の検査においては傷が検出されていない。このことから、少なくとも当該炉のような大きな欠陥はないものと想定される。なお、念のため、代表プラント2炉 (EFPY、暦年でそれぞれ最長のもの) の当該溶接線の供用期間中検査について、あらためてビデオを見直したが、指示はなかった。
- 実運転年数の違い  
 当該炉は、約40EFPY (Effective Full Power Years) での発見であるが、国内炉は、東日本大震災後の長期停止等により、EFPYが全体に短く、最長の炉においても30EFPY未満。

このため、現在実施されている米国産業界の原因調査等の動向を注視するとともに、EFPYの先行する米国炉における点検結果入手を行い、当該炉固有の事象かどうかの確認を実施する。また、以下の2点を実施する。

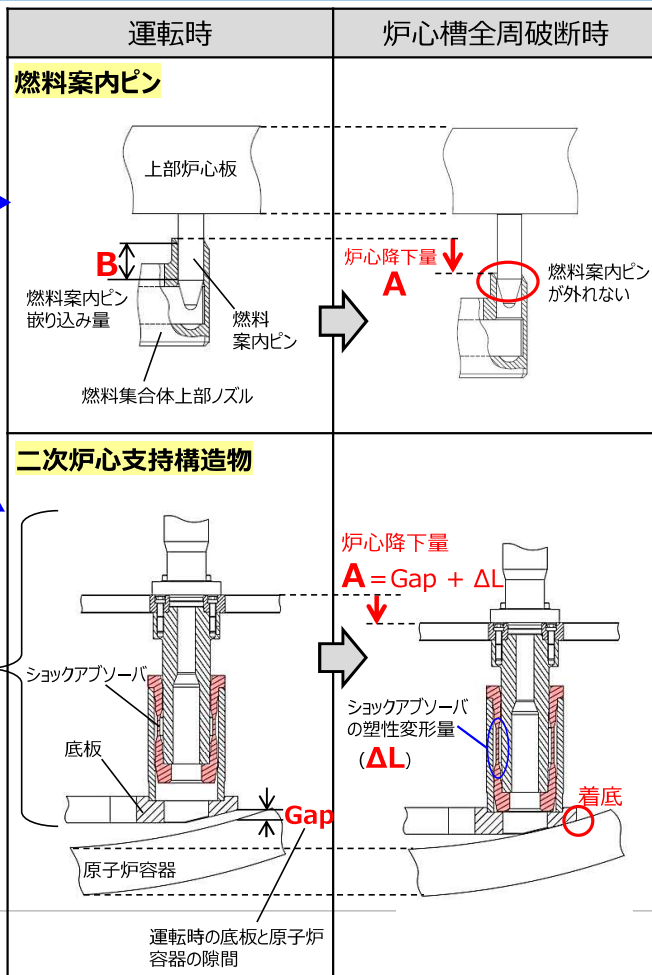
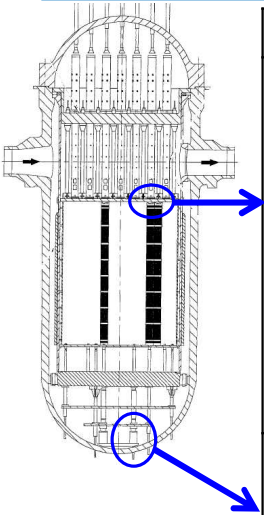
- 今後の当該溶接線の供用期間中検査にあたっては、事前に検査員に本事象の周知教育を実施し、「溶接線付近に亀裂がありえる」という意識づけを行うこととする。
- 確認済みの2炉以外についても、順次、至近の供用期間中検査のビデオを見直し、指示の有無を確認する。

## 3. 今後の取り組みの方向性

米国産業界の検討会が、原因検討等を進めているものの、原因判明は、実機サンプルの切り出しが想定される、当該炉の次回定検 (2024年秋) 以降の見込み。また、米国の暫定ガイドライン発効 (2024年5月) を踏まえた他ユニットでの点検結果の判明は2024年秋季定検\*時期以降の見込み。これらを踏まえ、あらためて、米国原因調査及び他ユニット点検結果をもとに国内事業者の取り組みの方向性を検討し、ご報告する。なお、検討の結果、国内においても詳細検査が必要となるケースに備え、当該溶接線の詳細検査 (MVT-1) 装置開発や、炉心槽健全性評価手法の検討 (非破壊検査を行う際の判定基準、技術基準適合欠陥の範囲、継続使用期間等) を進める。

\*米国では電力需要の旺盛な夏期、冬期には定検を行わず、春、秋に定検を行うことが一般的。

# 【添付】 炉心槽全周破断時の炉心降下量の制限について



## ◆万一の炉心槽全周破断時

- ・炉心槽破断により下部炉心構造物が落下すると、二次炉心支持構造物の下端が原子炉容器下部鏡に着底し、炉心降下量が制限される。
- ・ショックアブソーバが塑性変形することで炉心落下時のエネルギーを吸収する構造である。
- ・炉心降下量 (A) よりも燃料案内ピンの嵌り込み量 (B) が大きいため、燃料案内ピンが外れることは無く、**燃料集合体への制御棒挿入機能は維持される。**

## [補足] ショックアブソーバの設計

炉心降下量は以下の式で表される。

$$A = \text{Gap} + \Delta L$$

(Gap : 運転時の底板と原子炉容器の隙間)  
( $\Delta L$  : ショックアブソーバの塑性変形量)

制御棒挿入機能の維持のため、 $A \leq B$  とする必要がある。

$$A (= \text{Gap} + \Delta L) \leq B$$

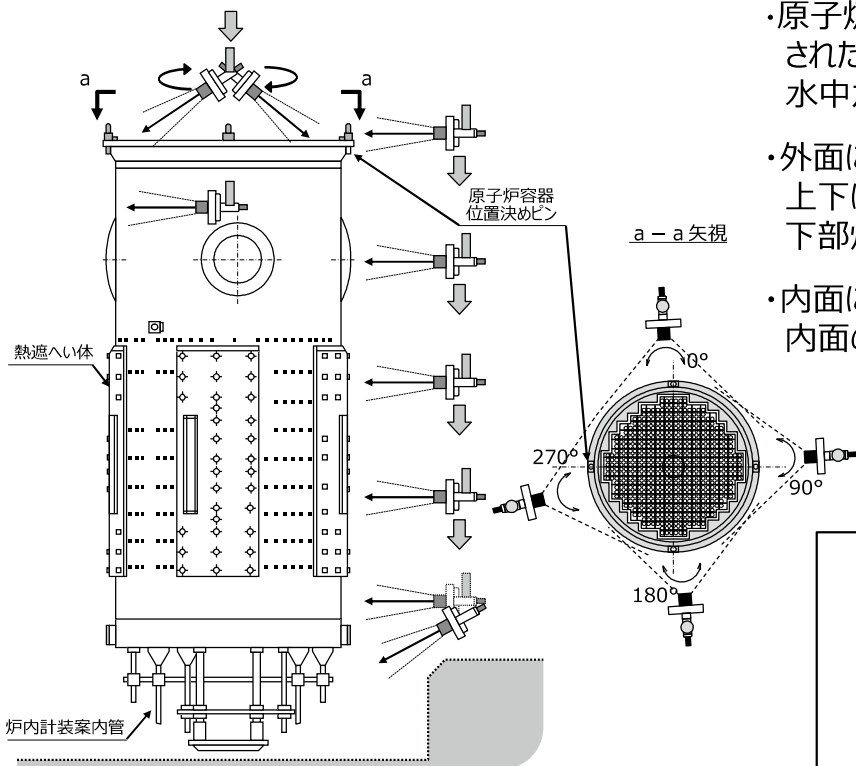
上記式を変換すると  $\Delta L \leq B - \text{Gap}$

ショックアブソーバの変形量が上記関係式を満足するように設計している。

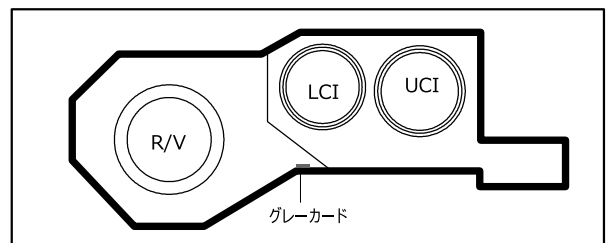
# 【参考】 供用期間中検査における炉心槽検査の概要

## ○目視点検 (VT-3) について

- ・原子炉キャビティに取り出し、仮置きされた下部炉心構造物 (LCI) について水中カメラを用いて点検を行う。
- ・外面については、4カ所にカメラを配置し、上下に移動させながら炉心槽を含む下部炉心支持構造物の可視範囲を確認する。
- ・内面についてはLCI内側にカメラを入れ、内面の可視範囲を点検する。



VT-3のイメージ図



原子炉キャビティ断面図

## 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

令和5年9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. 背景

#### 1. 1 経緯

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21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24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54回技術情報検討会において報告した<sup>2</sup>。

今般、令和4年度の進捗状況及び結果について、事業者意見を聴取する会合<sup>3</sup>において聴取したことから、その概要について報告する<sup>4</sup>。

#### 1. 2 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（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による検査では、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された。しかし、その後の破壊調査により、亀裂は溶接金属の境界に沿って進展していることが分かった。

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

<sup>3</sup> 第23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>4</sup> このうち一部については、第59回技術情報検討会において速報として報告した。

## 2. ATENA からの説明と聴取の結果

### 2. 1 ATENA による説明の概要

ATENA より令和 4 年度の進捗状況等について説明があった。概要を以下に示す。

#### (1) 最新知見の調査

- 仏国で発生した亀裂は特定のプラント（比較的新しい設計のプラント）に集中しており、最終的な要因特定には至っていない。
- 現在も仏国で調査・検討を継続しており、国内に取り組むべき知見の有無について引き続き情報を収集していく。

#### (2) 実機詳細調査

- 詳細調査により大飯 3 号機で発生した主亀裂の特異性について分析した。
- 今後も発生メカニズムの解明に向けてデータの再整理や更なる分析、観察を進めていく。
- 2023 年 7 月時点で延べ 800 か所以上に対する定期事業者検査を実施し、有意な指示は検出されていない。

#### (3) SCC 進展特性知見の調査

- 米国電力研究所（EPRI: Electric Power Research Institute、以下「EPRI」という。）が 2022 年に MRP-458<sup>5</sup>で発表した 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（図 1 参照）について調査した。
- 国内実機適用に向けてデータ拡充が必要な項目の調査を継続していく。

#### (4) SCC 進展知見に拠る試評価

- MRP-458 の SCC 進展速度式を活用し、大飯 3 号機加圧器スプレイライン配管の条件で亀裂進展の試評価を実施した。
- 稼働年数 19.3 年に対して、9 年で主亀裂の深さ（4.4mm）に、12 年で主亀裂の長さ（60mm）に達すると試算された（図 2 参照）。
- ATENA 粒界割れ WG の外部専門家会議において、国内で規格化を行う場合には利便性の観点から硬さの扱いなどについて簡素化した手法を目指すよう専門家の意見があった。

#### (5) 2023 年度検討方針

- 全体計画を見直した。
- 2023 年度も MSC（Micro Structurally Small Crack）の調査を実施する。
- 2023 年度は SCC 進展特性知見の調査を継続して進める。
- SCC 進展特性データの取得は 2024 度から開始に変更する。

#### (6) まとめ

- 最新知見の調査及び実機詳細調査については、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。
- 大飯 3 号に対する SCC 進展の試評価を実施し、実機挙動と矛盾しない結果が得られた。
- SCC 進展速度式の国内規格策定を念頭におき、引続き 2023 年度も検討を継続

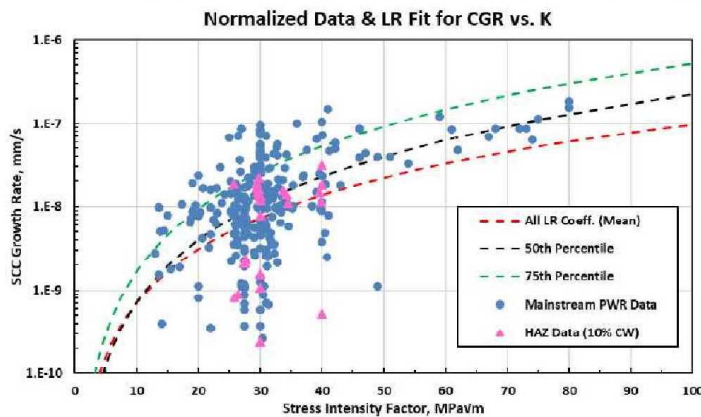
<sup>5</sup> Materials Reliability Program: Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458) <https://www.epri.com/research/products/00000003002020451>

する。

EPRI報告書にて提案されたSCC速度式（50%、75%包絡線）

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

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



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  $H_v = 220$  and  $290^\circ\text{C}$ .

※ K値及び硬さ (Hv) の指数並びに活性化エネルギー-85,000J/molは亀裂進展データの重回帰分析及び同一条件試験データ分析を踏まえて設定

図 1. MRP-458 の SCC 進展速度式<sup>5, 6</sup>

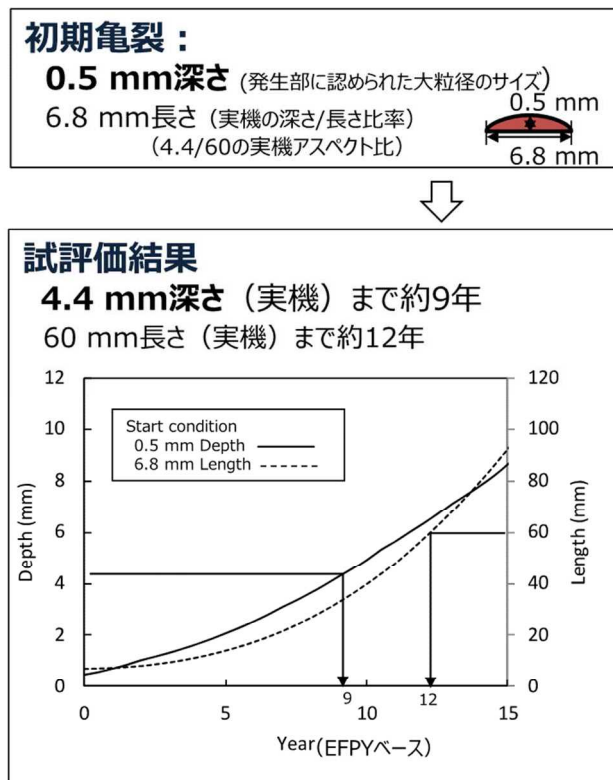


図 2. 大飯 3 号機の主亀裂に対する SCC 進展の試評価結果<sup>6</sup>

<sup>6</sup> 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）（第 23 回新規要件に関する事業者意見の聴取に係る会合 資料 23-1）

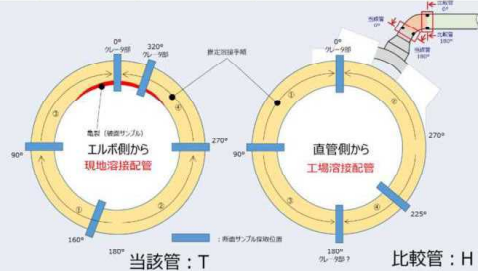
実施項目		当該管/断面					比較管/断面			
		0° (クレータ部)	320° (クレータ部)	90°	160°	270°	0° (クレータ部)	90°	180° (クレータ部)	225°
断面 ミクロ 観察 結果	エルボ側	○ 約50μm MSC	× 無し	○ 約35μm MSC	× 無し	○ 約100μm 約10μm 約30μm MSC	○ 約15μm MSC	× 無し	○ 約50μm MSC	× 無し
	管台側 または 直管側	○ 約110μm 約100μm 約40μm MSC	○ 約 110μm MSC	× 無し	× 無し	○ 約25μm MSC	× 無し	× 無し	○ 約280μm MSC	× 無し
	備考	○ : MSC有り × : MSC無し 								

図3. 断面ミクロ観察により MSC が確認された部位<sup>6</sup>

## 2. 2 ATENA からの聴取概要（詳細は参考資料 2 参照）

ATENA の説明に基づき、さらに、質疑応答を行い、以下の情報を得た。

### (1) 最新知見の調査

- フランス電力 (EDF: Électricité de France) との協力関係のなかで、破面調査の状況やスケジュールなどについて公開できる情報があれば規制庁にも共有するとのことであった。
- 新たな超音波探傷試験方法 (TFM / FMC: Total Focusing Method / Full Matrix Capture) については、仏国の適用状況をベンチマークしながら国内の活用について検討していくとのことであった。

### (2) 実機詳細調査

- MSC は複数箇所に見つかり、1 結晶粒程度の進展であるとのことであった (図 3 参照)。
- MSC は酸化皮膜により進展は停止していると考えるが、大飯 3 号機の主亀裂よりも硬さや残留応力は低いために進展が遅い又は止まったとする可能性も否定できないため、2023 年度も継続して調査していくとのことであった。

### (3) SCC 進展特性知見の調査

- EPRI が MRP-458 で発表した SCC 進展速度式について、国内での適用に向けた候補になる能力を備えた式との考えであり、日本機械学会が規格化に向けて議論を開始したとのことであった。
- MRP-458 の溶接熱影響部 (HAZ: Heat-Affected Zone) データのうち、国内で試験した結果について硬さや溶接条件などの入手が可能か試みるとのことであった。

(4) SCC 進展知見に拠る試評価

- MRP-458 で SCC 進展速度式の 75%包絡線を推奨しているため大飯 3 号機の事例について試評価したものであり、結論として示したものではないとのことであった。
- 亀裂進展解析で使用する応力については標準的な溶接条件を入力値としており、大飯 3 号機の入熱量が比較的大きかった溶接条件を考慮した再評価について検討していくとのことであった。

(5) 2023 年度検討方針

- MSC について、電子顕微鏡を用いた拡大画像の確認や分析に時間を要するため、2024 年度も継続して調査する計画に変更したとのことであった。

(6) まとめ

- 実機詳細調査について、主体的に取り組んでいることを確認できた。
- MRP-458 の SCC 進展速度式について、ATENA による活用の判断根拠が分かるような補足説明の検討を依頼した。
- ATENA で SCC 進展速度式の検討をしているメンバーは、日本機械学会による規格化の検討をしている委員会にも参加しており、ATENA での検討内容が日本機械学会の議論にも間接的に反映されていく認識であるとのことであった。

### 3. 今後の対応

ATENA は、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た。最新知見の調査及び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。また、SCC 進展特性知見の調査については、SCC 進展速度線図案の策定を念頭におき、引き続き 2023 年度も検討を継続するとしている。進展速度線図の策定に当たっては、EPRI が 2022 年度に MRP-458 で発表した SCC 進展速度式を用いて亀裂進展評価が可能としているが、さらに検討を深める、としていること。そのため、今後、2023 年度の検討の結果とあわせてその内容について聴取することとしたい。また、EPRI が発表した進展速度式については、米国原子力規制委員会 (NRC: Nuclear Regulatory Commission) とも意見交換することとしたい。

(参考 1) 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) (第 23 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 23-1)

(参考 2) 第 23 回新規制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



# 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)

原子力エネルギー協議会  
(ATENA)

2023年 9月 5日

本資料には、経済産業省「令和4年度原子力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. 2023年度検討方針
4. 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

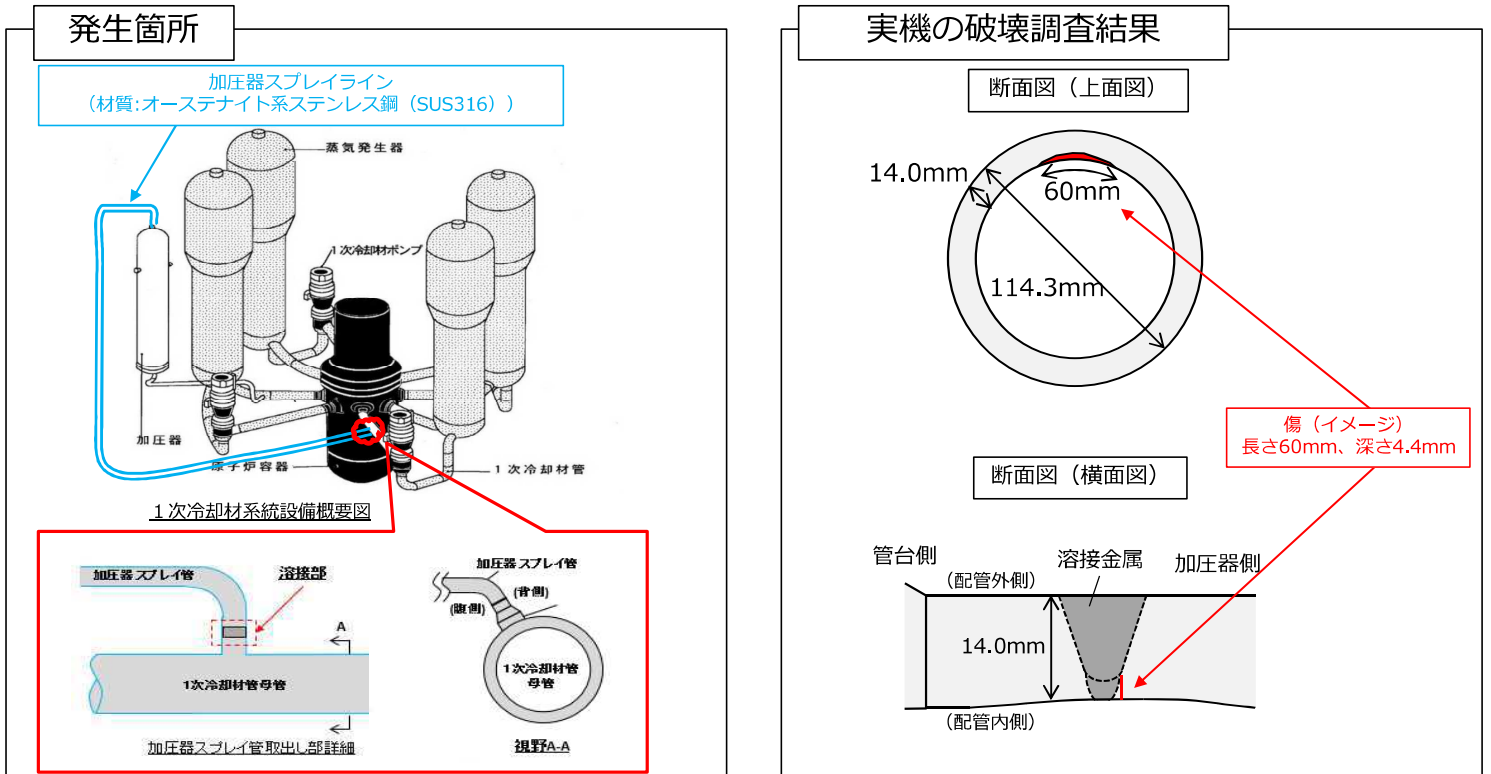
2.4 SCC進展知見に拠る試評価

3. 2023年度検討方針

4. 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。



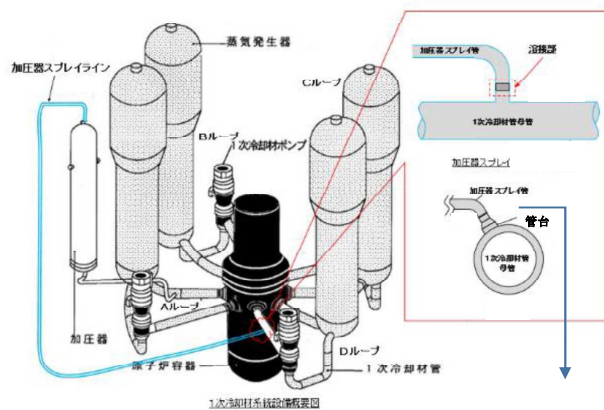
➤ 供用期間中検査（ISI）にて、加圧器スプレイラインの1次冷却材管台と管継手（エルボ部）の配管溶接部に有意な指示が認められた。その後の破壊調査により、**溶接熱影響部にて長さ60mm、深さ4.4mmの亀裂**があることが明らかとなった。

## 配管溶接部の割れの概要

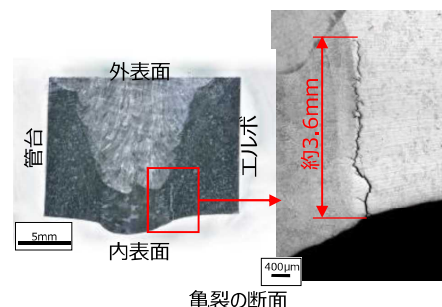
### <亀裂発生及び亀裂進展の状況整理>

(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。



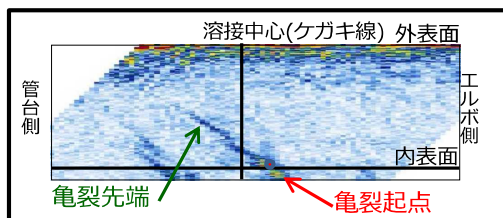
## 超音波探傷検査の概要

<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)

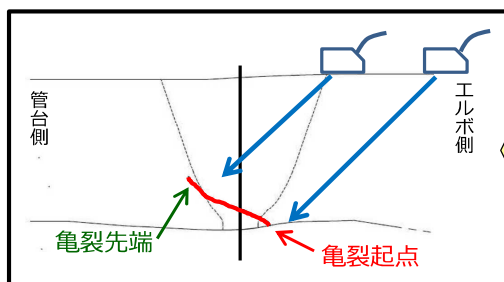
- 超音波探傷検査による非破壊試験で、亀裂の深さについては適切に評価。
  - 亀裂はエルボ側から管台側の方向に溶接部を進展していると推定したが、破壊調査の結果、亀裂はエルボ側母材の溶接部境界で板厚方向に進展していた
- ⇒ **ATENAとして、亀裂性状の誤認に対する検討が必要であると認識。**

### 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



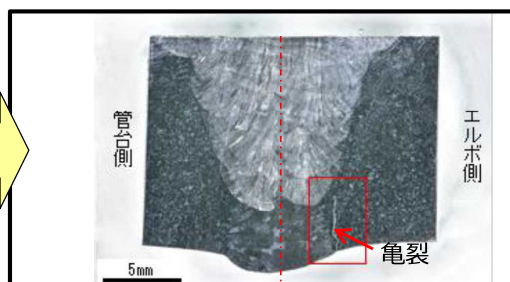
現地フェーズドレイUT結果より推定した亀裂性状

### 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

亀裂性状の差異

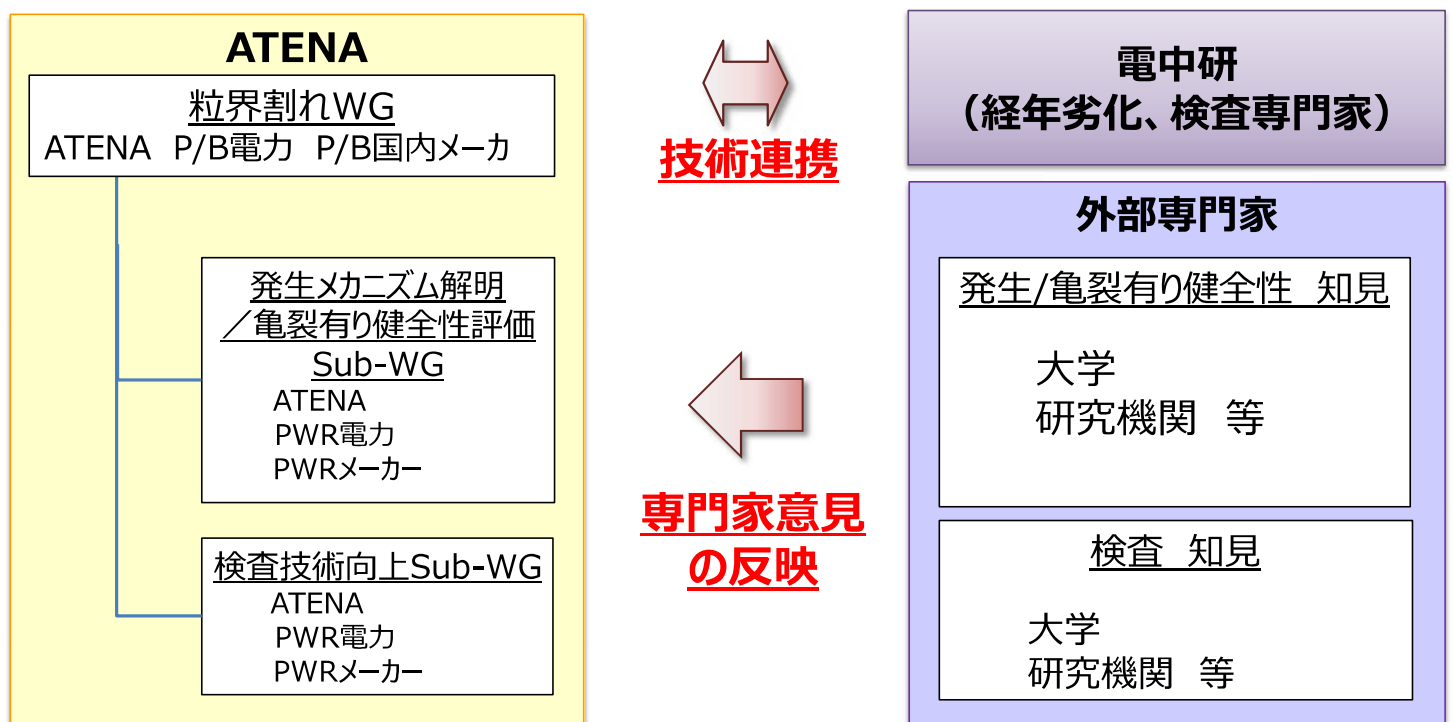
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れに対するATENAの取り組み

- ▶ 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>

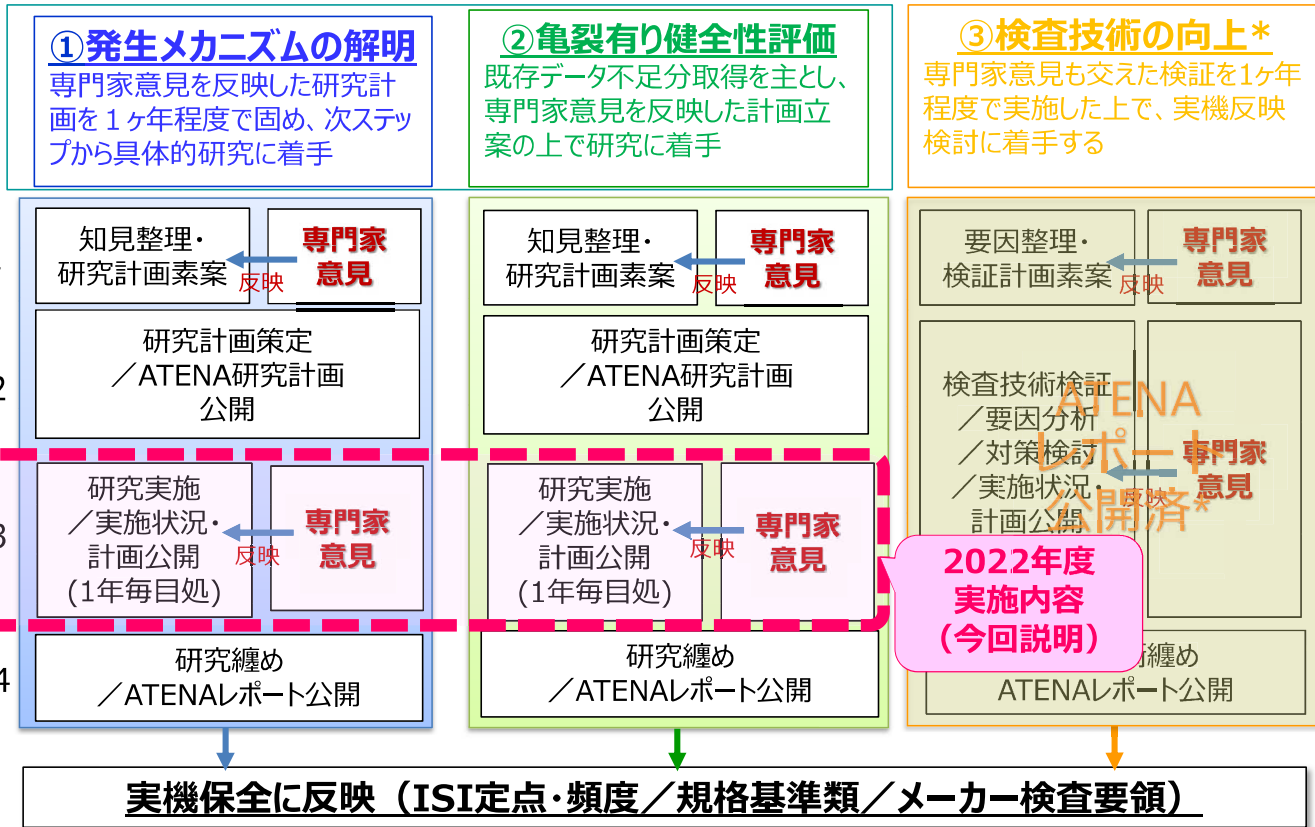
## PWR1次系ステンレス鋼配管粒界割れ検討の体制

- ▶ 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研究計画を元に、①及び②について研究実施中。



\* : ③検査技術の向上については、検討結果を纏めたATENAレポートを2023年4月28日に公開済

## 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、亀裂先端マイクロ組織分析（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＞

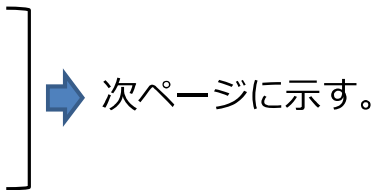
項目	概要
現状認識	<ul style="list-style-type: none"> <li>粒界割れの水平展開部位に対し、向こう3年間を目途に超音波探傷検査を毎年実施している。</li> <li>本検討成果を反映した健全性評価手法を確立する必要がある。</li> </ul>
必要な対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>本検討の成果を基に、検査範囲の明確化を図り、検査・健全性評価手法の技術基盤を整備する。</li> </ul>
実施項目	7.技術基盤の整備（2024年度～）

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)



4. 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°の主亀裂周辺の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ミ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°(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°主亀裂周辺の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）。</li> <li>EDS分析での溶接欠陥の識別（Mn、Si、Nb、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）での断面ミクロ観察での潜在亀裂の形態（IG/TG、長さ、幅）や方向性の確認。</li> <li>比較管でも同様な断面ミ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（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. 2023年度検討方針
4. 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>欠陥指示を確認</b>。[1]</li> <li>応力腐食現象による割れ（SCC）と報告。[1]</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。[2]</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）。[1]</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）。[1]</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。[2]</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>。[3]</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）。[1]</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。[2]</li> </ul>
Cattenom3号機	P'4	1362MW	1991年	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。[2]</li> </ul>
Chinon B3号機	CP2	954MW	1987年	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系の配管の欠陥指示を報告（2022年4月公表）。[2]</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。[2]</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</b>。[2]⇒<b>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>1次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。[2]</li> <li>起点は溶接欠陥であり、一般的な事象でないと報告。[2]</li> </ul>
Golfech1号機	P'4	1363MW	1991年	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却系の配管の<b>欠陥指示を報告</b>（2022年4月公表）。[2]</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。[1]</li> </ul>

<出典>

1 フランス原子力安全局(ASN)のHP (<https://www.french-nuclear-safety.fr/>)

2 フランス電力 (EDF) のHP (<https://www.edf.fr/>)

3 米国原子力規制当局資料 U.S.NRC, EDF Stress Corrosion Cracking Operating Experience Discussion,2022/5/25,(<https://www.nrc.gov/docs/ML2214/ML22143A834.pdf>)

## ✓ 56基のPWR (1970 s -1990 s) が存在

### <プラント>

0/32基 : 約900 MW (CP0、CPY)(78-87年)  
Chinon-B3→指示は溶接欠陥

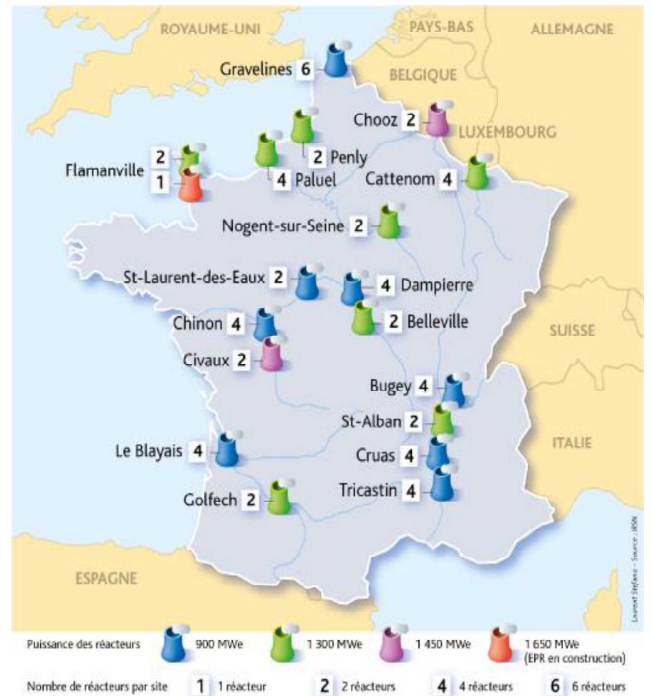
5/20基 : 約1300 MW (P4、P'4)(84-93年)  
Penly-1、Cattenom- 1/3、  
Flamanville-2、Golfech-1

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

### <部位>

RIS(SIS)配管とRRA(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。



## 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。

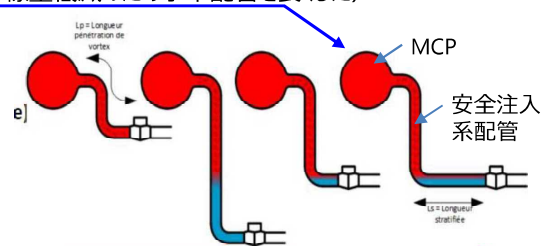
## 亀裂発生要因に対して議論されている項目

- 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。

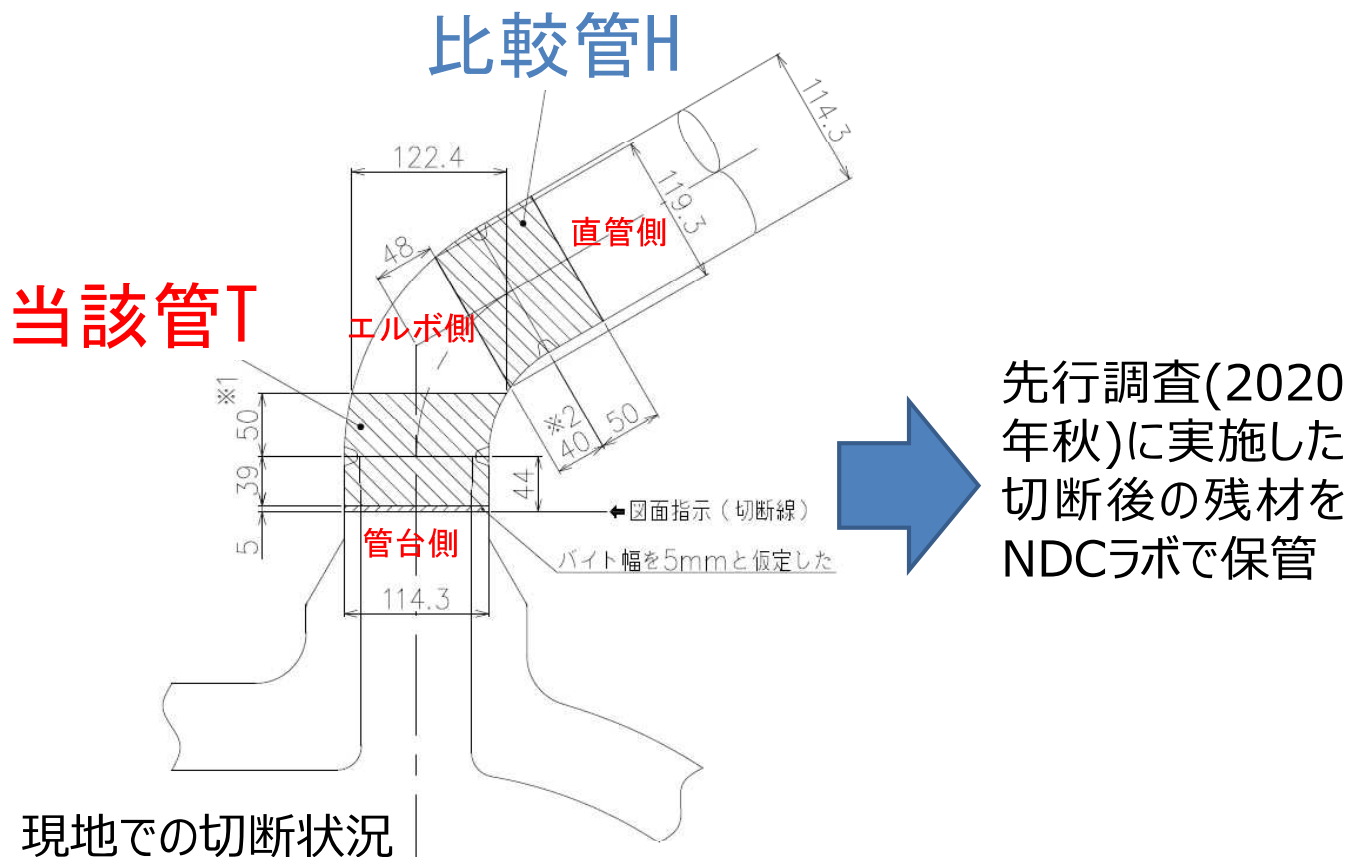
現時点で**亀裂報告なし**（56基の結果（残り17基は調査中））。

- 安全注入配管（大口徑）～130箇所。
- 安全注入配管（中小口徑）～250箇所。
- RHR配管（大口徑）～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。

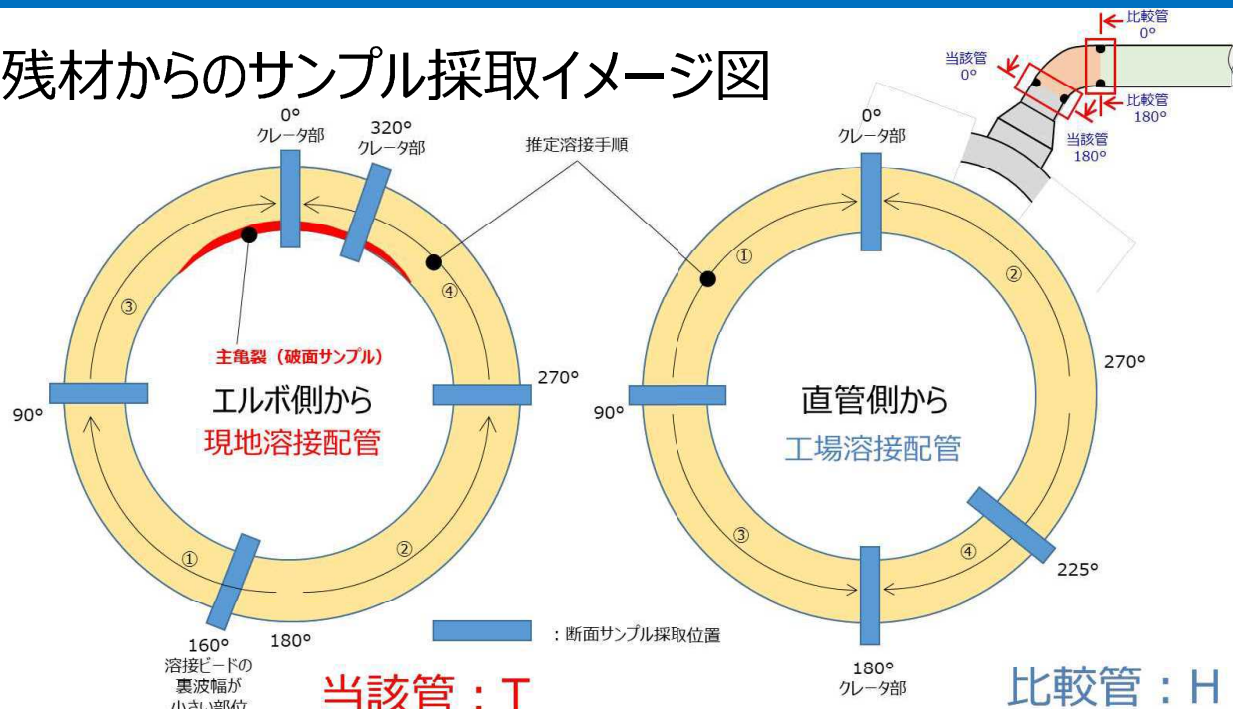
- ✓ EDFプラントのSCC事象に関しては、事象発生が特定のプラントに集中しており、候補となる発生要因が幾つか挙げられているが、最終的な要因特定には至っていない状況である。
- ✓ 現在も仏国で調査・検討を継続しており、国内に取り込むべき知見が無いのか、引続き当研究でも情報を収集していく。

- 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. 2023年度検討方針
- 4. まとめ

## 供試材準備（計画）



# 配管残材からのサンプル採取イメージ図



- 当該管からは、亀裂損傷部位の特異性を明らかにするために、0°のクレータ部の断面、比較とした終始端部の90°及び270°断面、溶接ビード裏波幅が小さい160°断面に加え、320°のクレータ部の断面の計5箇所を詳細調査した。
- 比較管からは、当該管の特異性を明らかにするために、同位置の0°の断面、終始端部の90°及び180°断面、終始端とならない代表部として225°断面の計4断面を詳細調査した。

# 2022年度実機詳細調査の内容

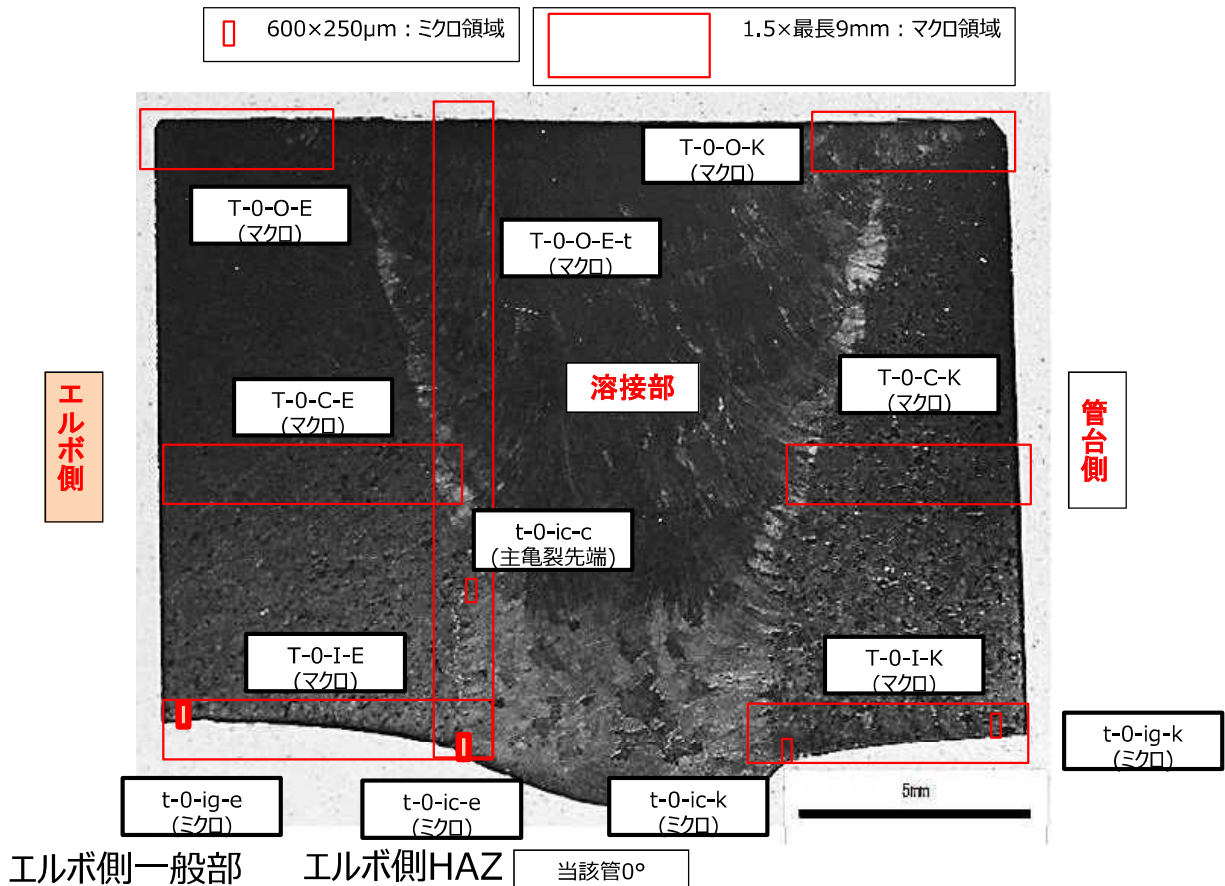
実施項目	実施内容	対象部位
(1)	①局所ひずみ測定 (SEM/EBSD)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°(クレータ部)の主亀裂部周辺の断面 (管台側/エルボ側)</li> <li>当該管の320°(クレータ部)、90°、160°、270°の断面</li> <li>比較管も同様位置 (0°(クレータ部)、90°、180°(クレータ部)、225°) の断面</li> </ul>
	②断面マクロ硬さ測定	
(2)	①溶接欠陥の調査 (SEM/EDS)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°主亀裂周辺の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)。</li> <li>EDS分析での溶接欠陥の識別 (Mn、Si、Nb、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) での断面ミクロ観察での潜在亀裂の形態 (IG/TG、長さ、幅) や方向性の確認。</li> <li>比較管でも同様な断面ミクロ観察での潜在亀裂有無の確認。</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

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)	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：[29]~[33]	●* 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：[34]	●* 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：[37]~[39]	●* ①エルボ側 ②管台側 破面部	-	-	-	-	-	-	-	-
	②断面における 潜在亀裂の調査 結果例：[40]~[43]	●* 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)	●* 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	-	-

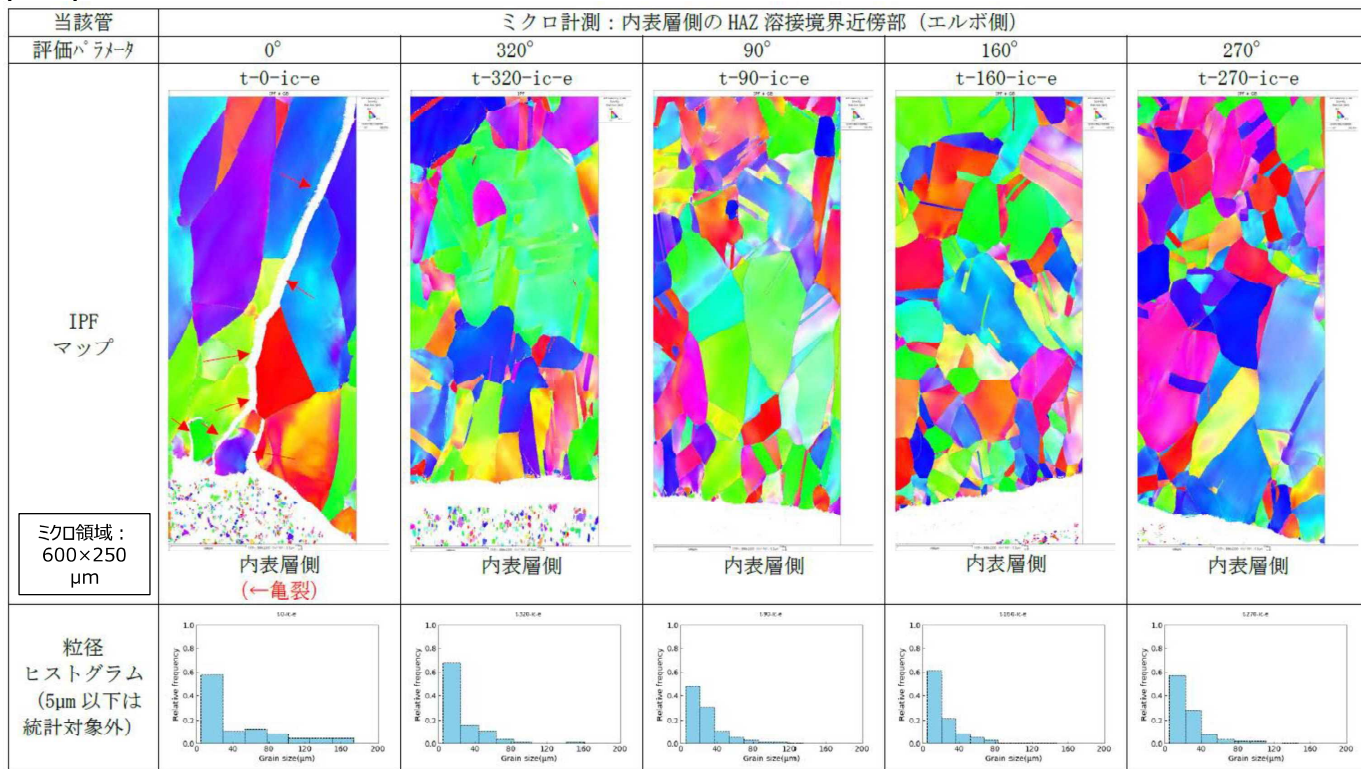
●：実施、-：実施無し、\*：先行調査の残材活用

## (1)-① 局所ひずみ測定(SEM/EBSD) (計画：代表)



# (1)-① 局所ひずみ測定(IPF : 当該管エルボ側HAZ) (実績)

(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 (160°断面を除く) の内表層側のHAZ割れ周辺部 (エルボ側) では、板厚内部に進むにつれて100μm以上の比較的粗大な結晶粒であり、0°断面が他に比べて粗大化が大きく特異であった。

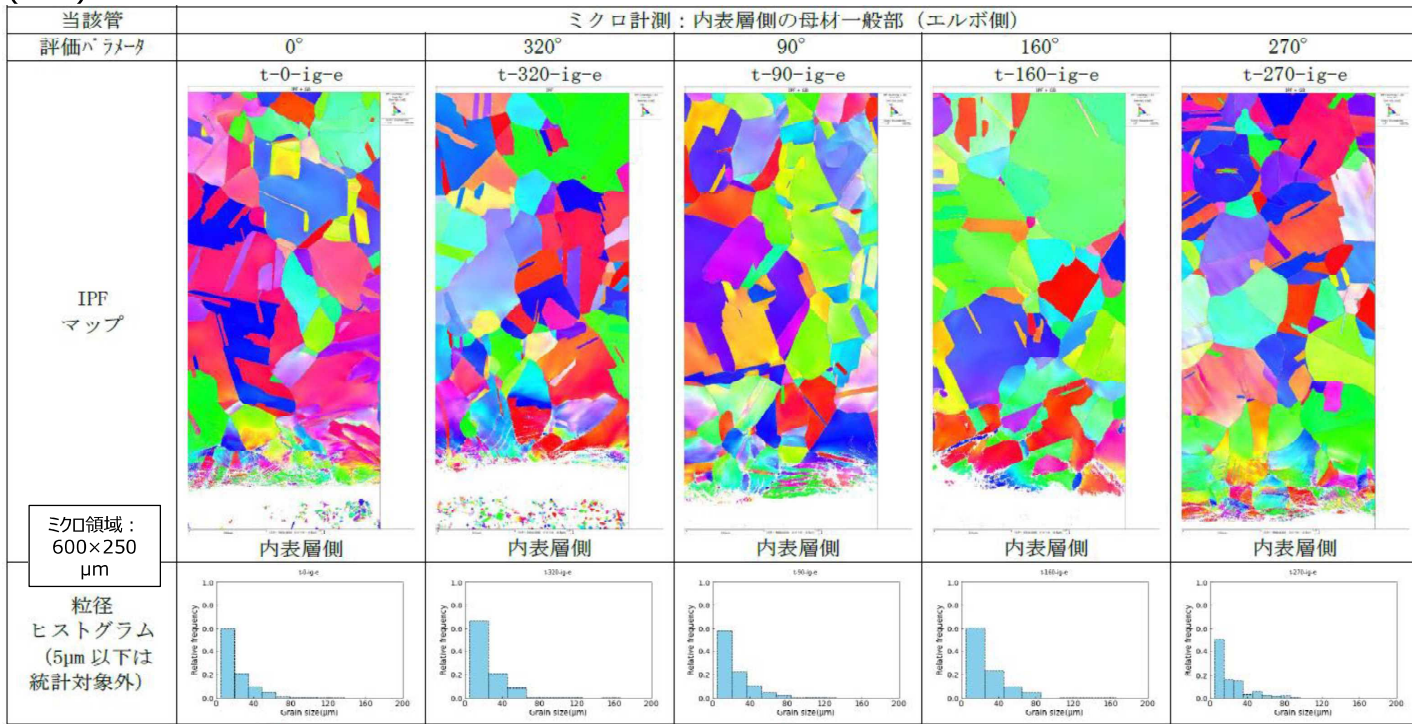


Inverse Pole Figure (IPF) : 逆極点図

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

# (1)-① 局所ひずみ測定(IPF : 当該管エルボ側一般部) (実績)

(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))



➤ 当該管のエルボ側一般部では、内表層側で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 (50~100μm幅)であったが0°エルボ側HAZのような亀裂は認められなかった。また、板厚内部に進むにつれて、比較的均一な結晶粒 (100μm以下) であった。

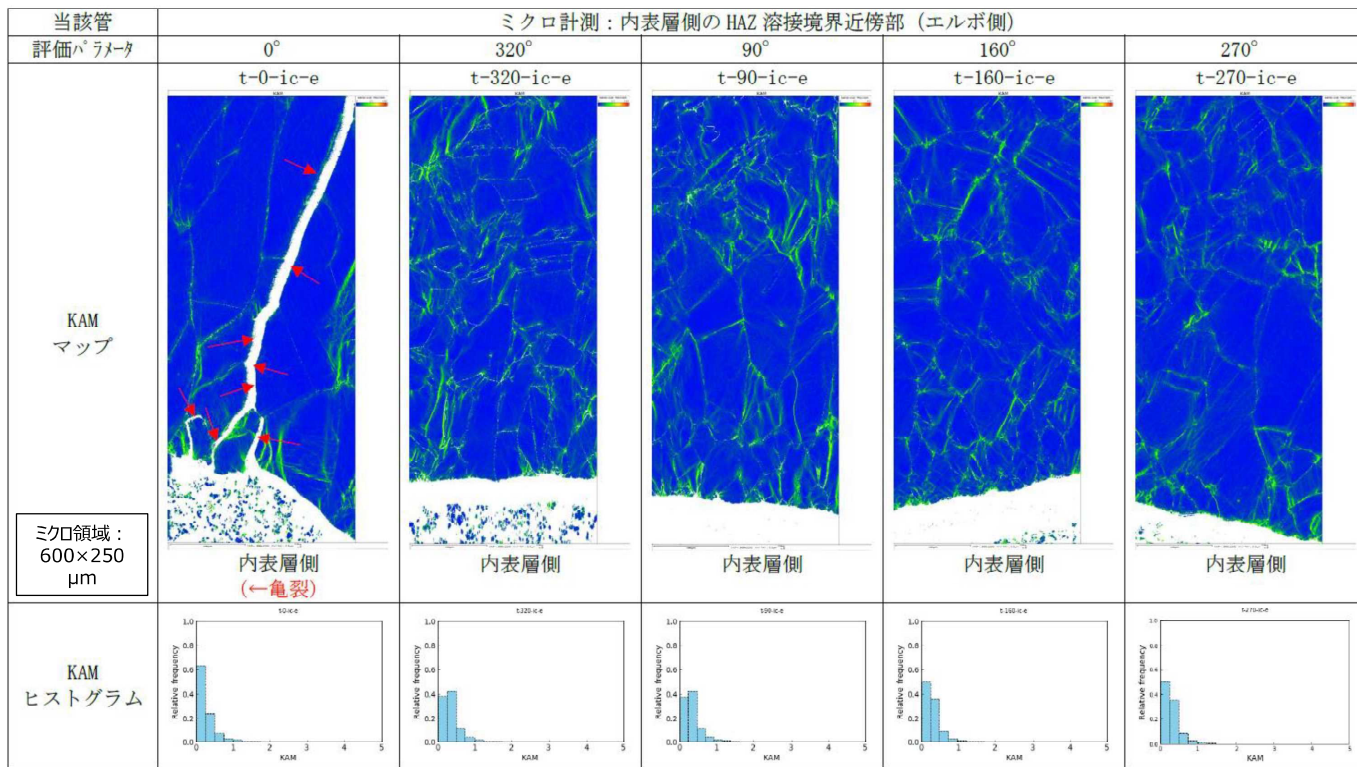


Inverse Pole Figure (IPF) : 逆極点図

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

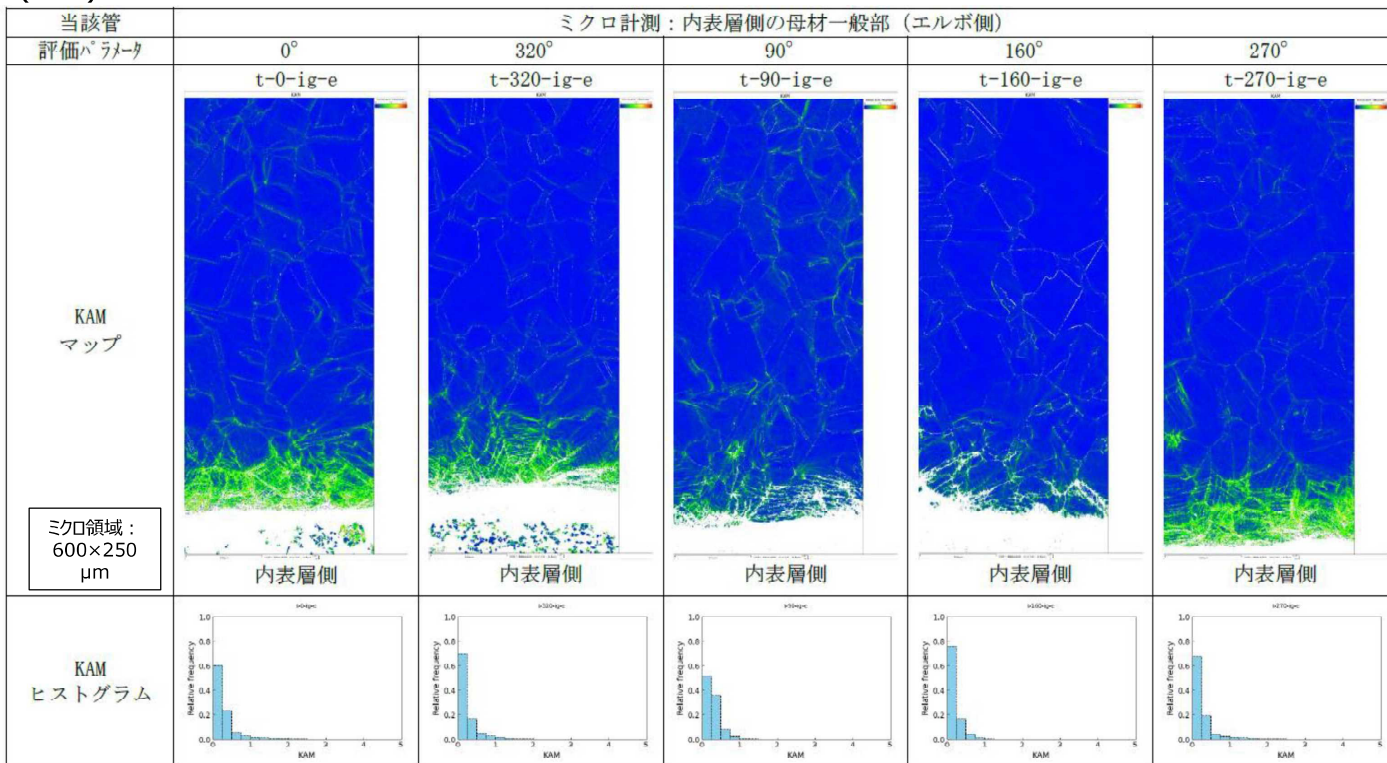


(2-1)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (KAMマップ (当該管エルボ側HAZ) )



- 当該管のエルボ側HAZ周辺部では、内表層近傍で高KAM値であった。
- 0°断面には亀裂が認められており、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。

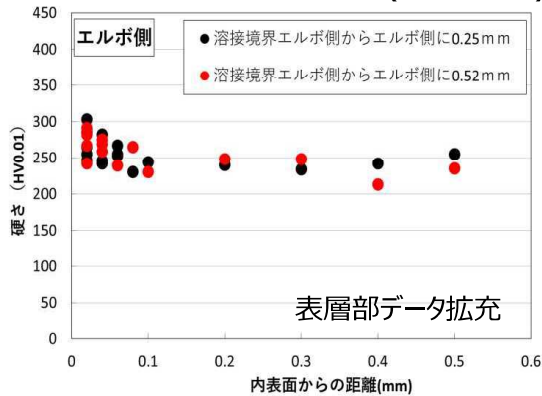
(2-2)EBSD計測評価パラメータを用いたマイクロ領域データ整理 (KAMマップ (当該管エルボ側一般部) )



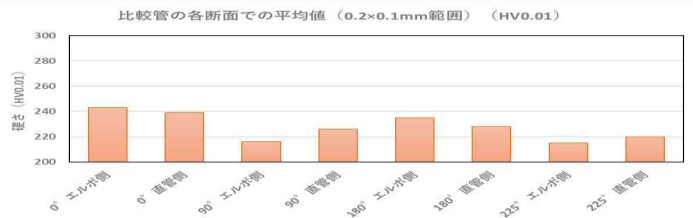
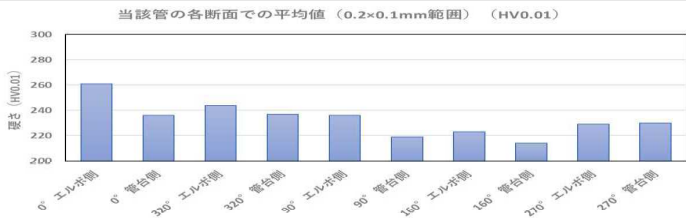
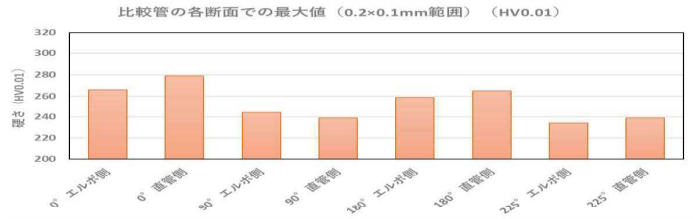
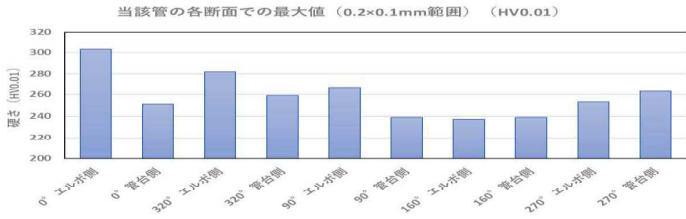
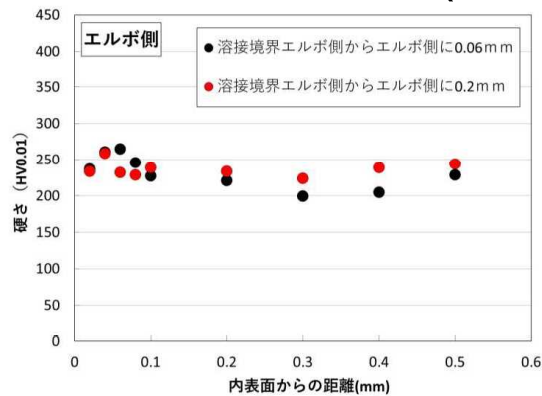
- 当該管のエルボ側一般部では、内表層側ではシンニング加工の影響と思われる高KAM値であった。
- また、この部位は高KAM値ではあったが亀裂は認められなかった。

# (1)-② 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) の傾向が大きかった。

## 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

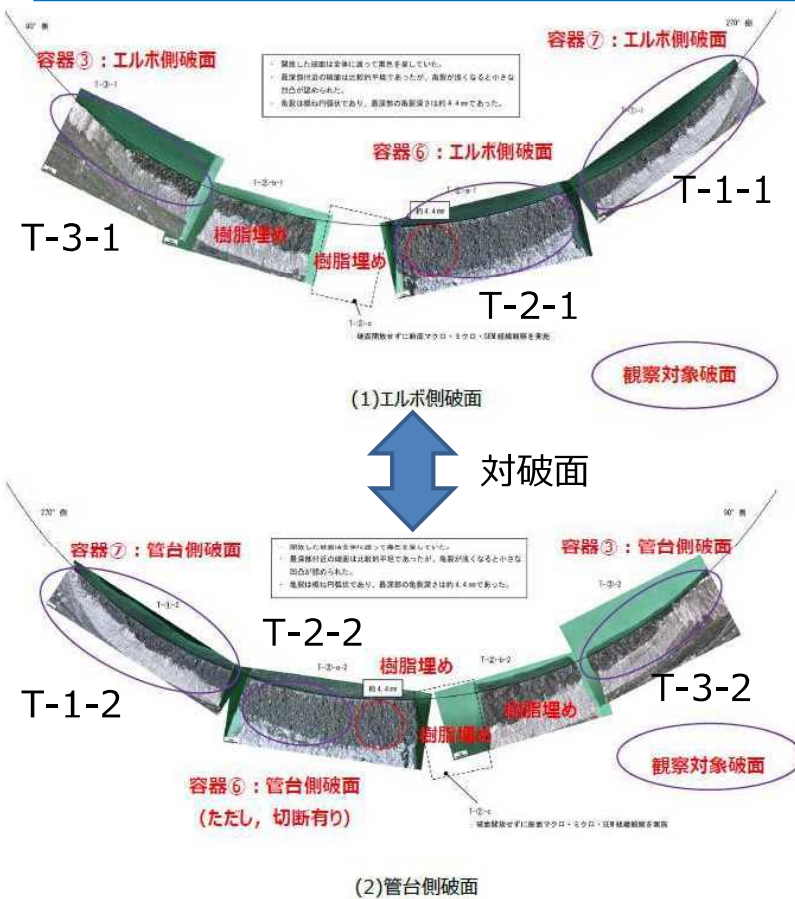
実施項目	サンプル形態	当該管/断面					比較管/断面				
		0° (クレータ部)	320° (クレータ部)	90°	160°	270°	0° (クレータ部)	90°	180° (クレータ部)	225°	
(1)	①局所ひずみ測定 SEM/EBSD 結果例：[29]~[33]	断面マイクロサンプル (軸方向：管台側/ エルボ側)	●* ①エルボ側 主亀裂 周辺部 ②管台側	● ①エルボ側 (破面) ②管台側	●* ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	● ①エルボ側 ②管台側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	●* ①エルボ側 ②直管側	● ①エルボ側 ②直管側
	②断面マクロ 硬さ測定 結果例：[34]	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：[37]~[39]	破面サンプル	●* ①エルボ側 ②管台側 破面部	-	-	-	-	-	-	-	-
	②断面における 潜在亀裂の調査 結果例：[40]~[43]	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



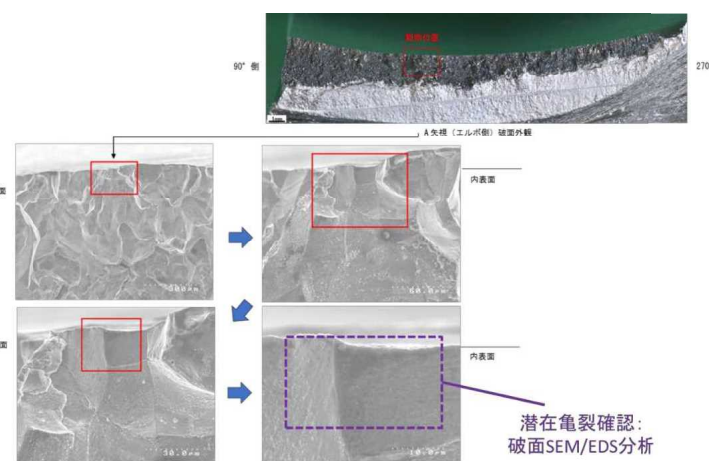
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

(2)-① 破面における溶接欠陥の調査（SEM/EDS）（計画）



破面SEM詳細観察の部位：

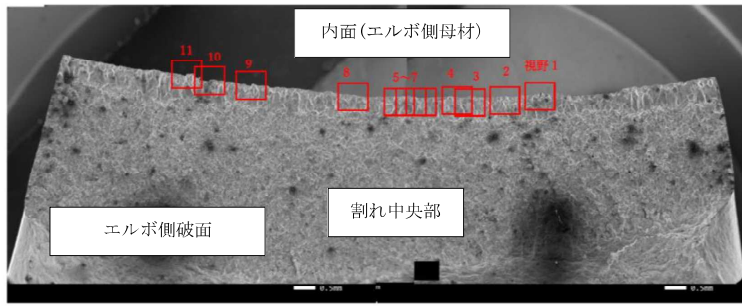
- 当該管0°のHAZ近傍で認められた主亀裂破面（約60mm長さ）は、先行調査で5分割されており、中央近傍は、断面マクロ・ミクロのために一部樹脂埋めされている。
- 本調査では、樹脂埋めされていない破面（エルボ側及び管台側）に対してSEMにて拡大観察することとした（○印の破面を対象）。



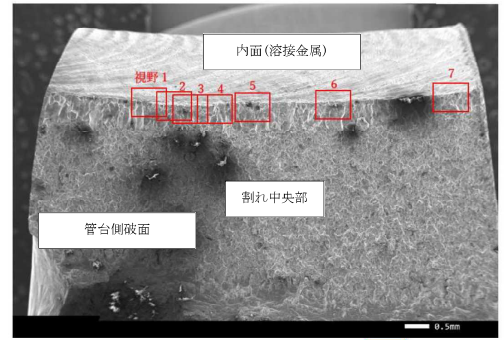
当該管クレータ部のHAZ粒界割れ破面SEM拡大観察結果



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.



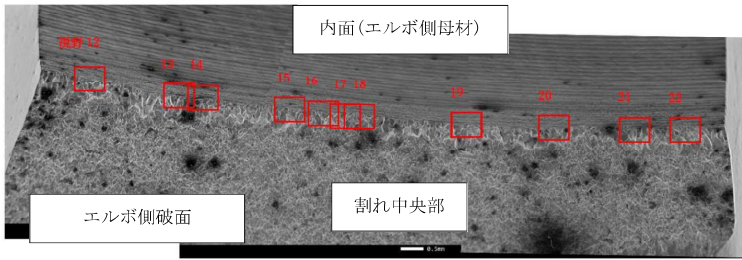
□：観察位置(視野)



□：観察位置(視野)

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)



□：観察位置(視野)



□：観察位置(視野)

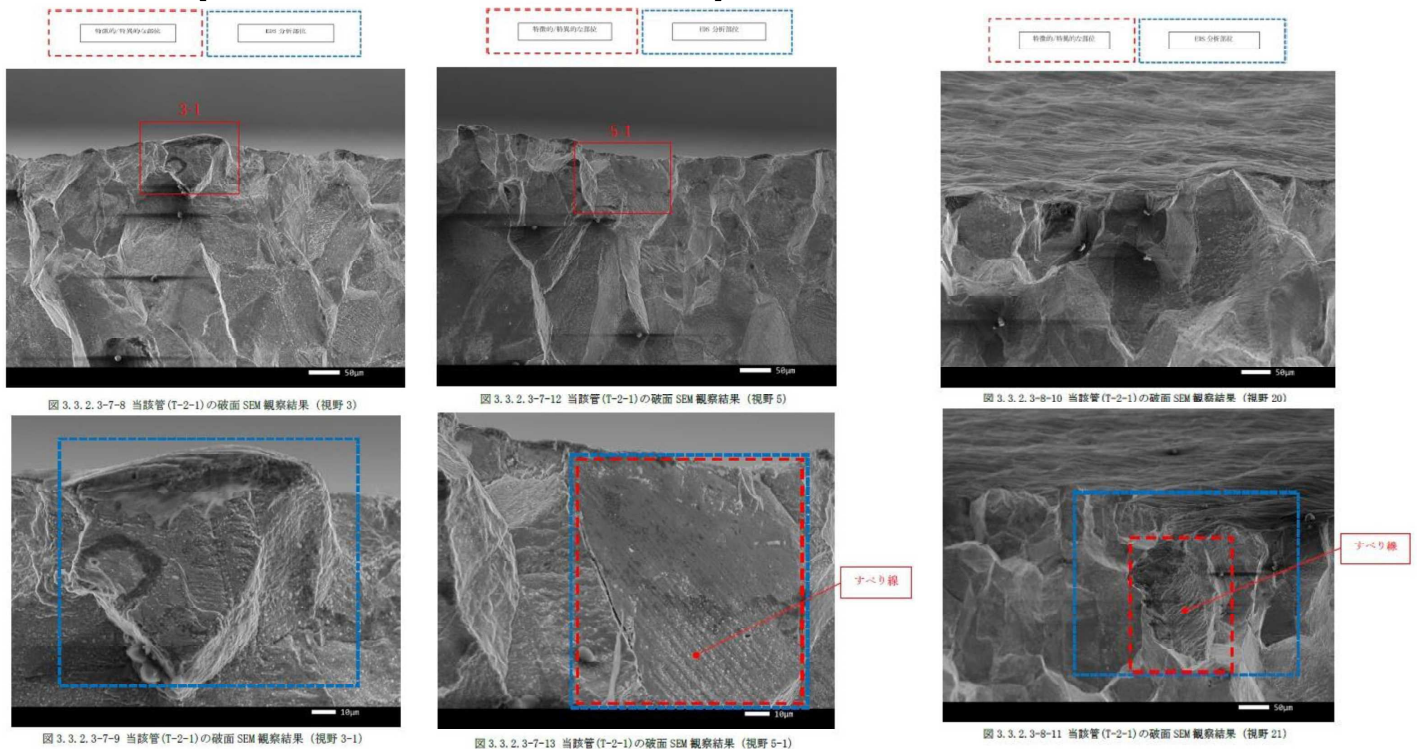
当該管 (T-2-1) の破面SEM (傾斜40°：エルボ側)

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

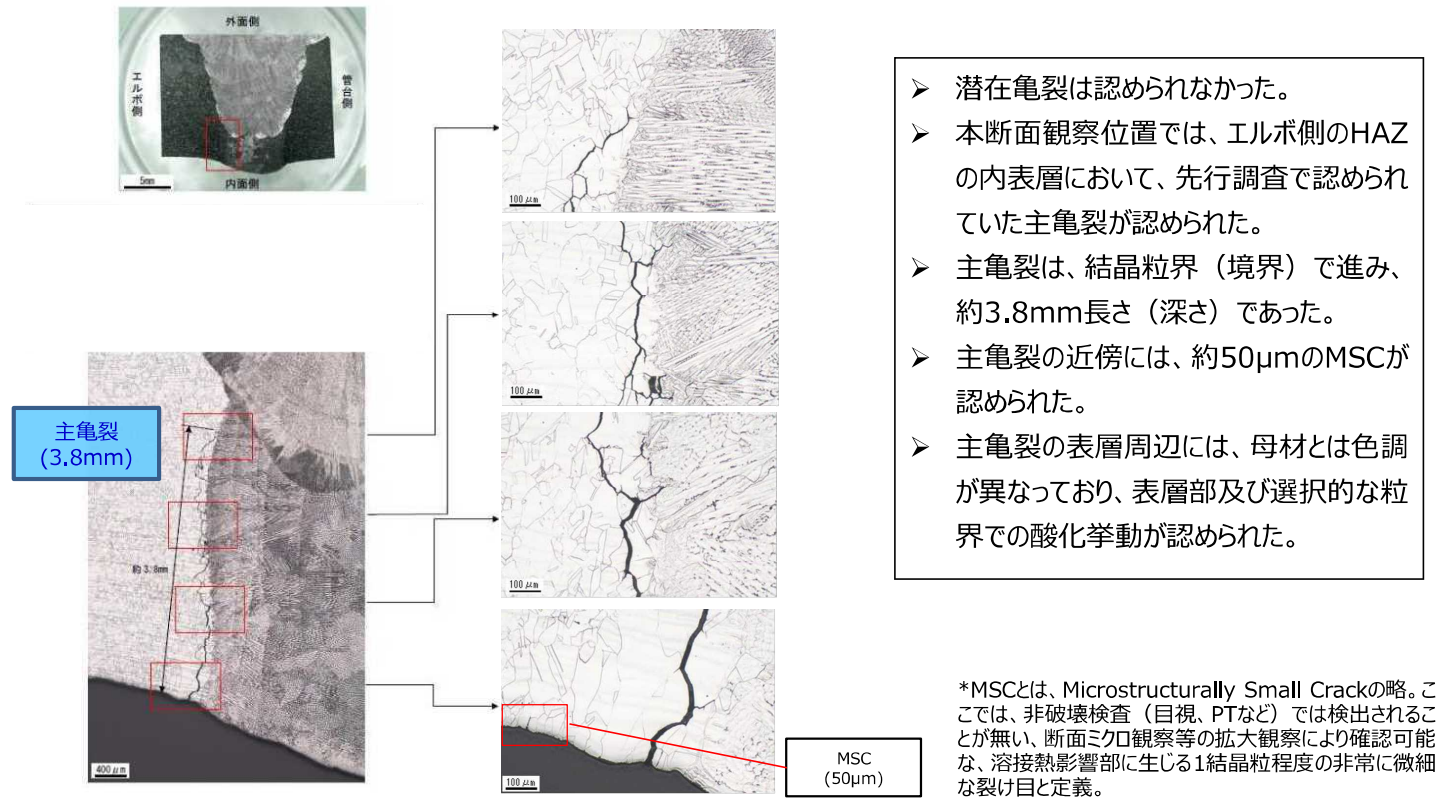
当該管(T-2-1：主亀裂中央部エルボ側)の破面SEM観察結果 (代表破面)



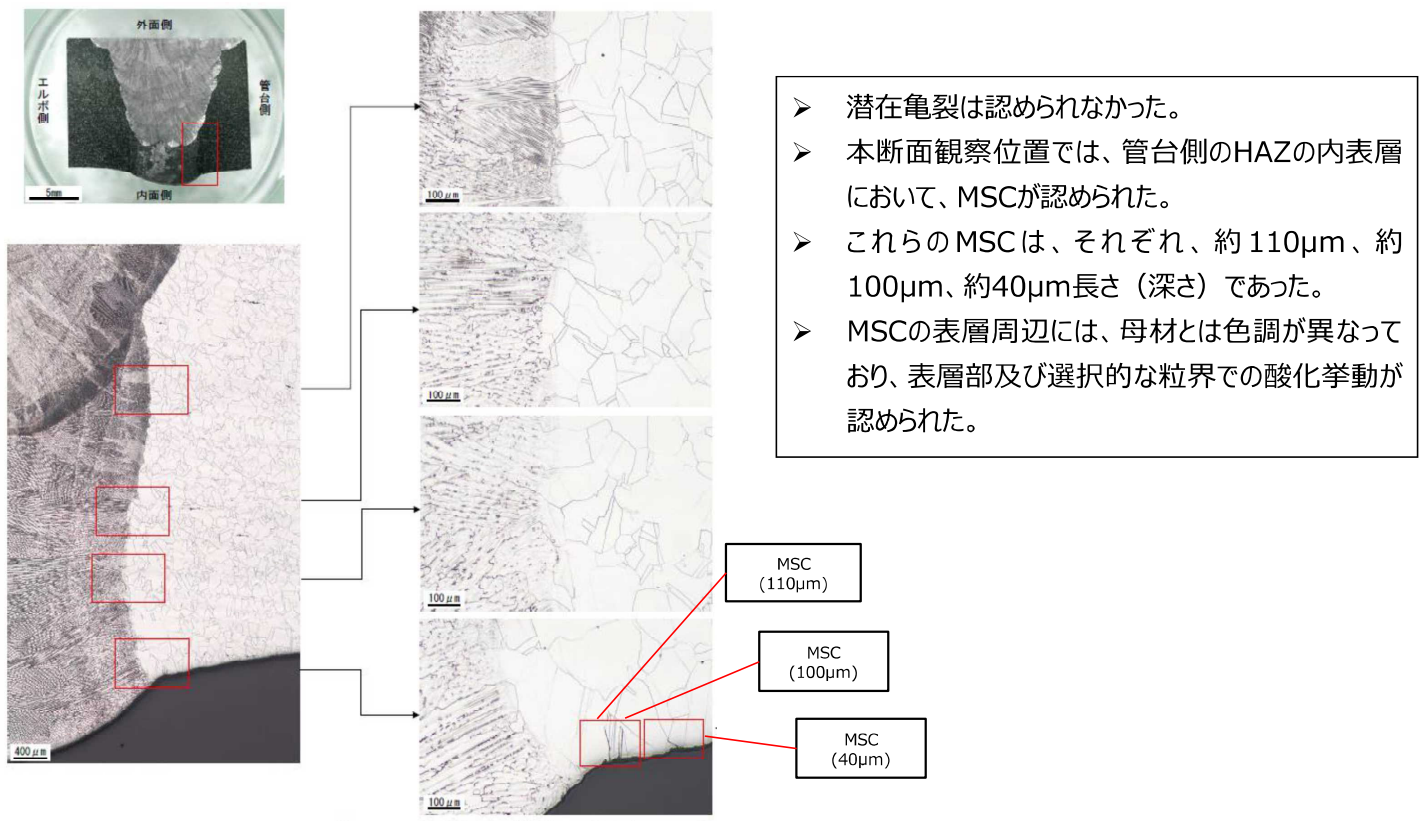
➤ 主亀裂の破面観察からは、溶接欠陥や、溶接欠陥に起因するような影響ある元素(P,S等)\*は認められなかった。

\*：分析対象元素：Fe, Cr, Ni, Mn, P, S, Ti, Si, Al, Nb, Mo, Zn, Ca, O

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

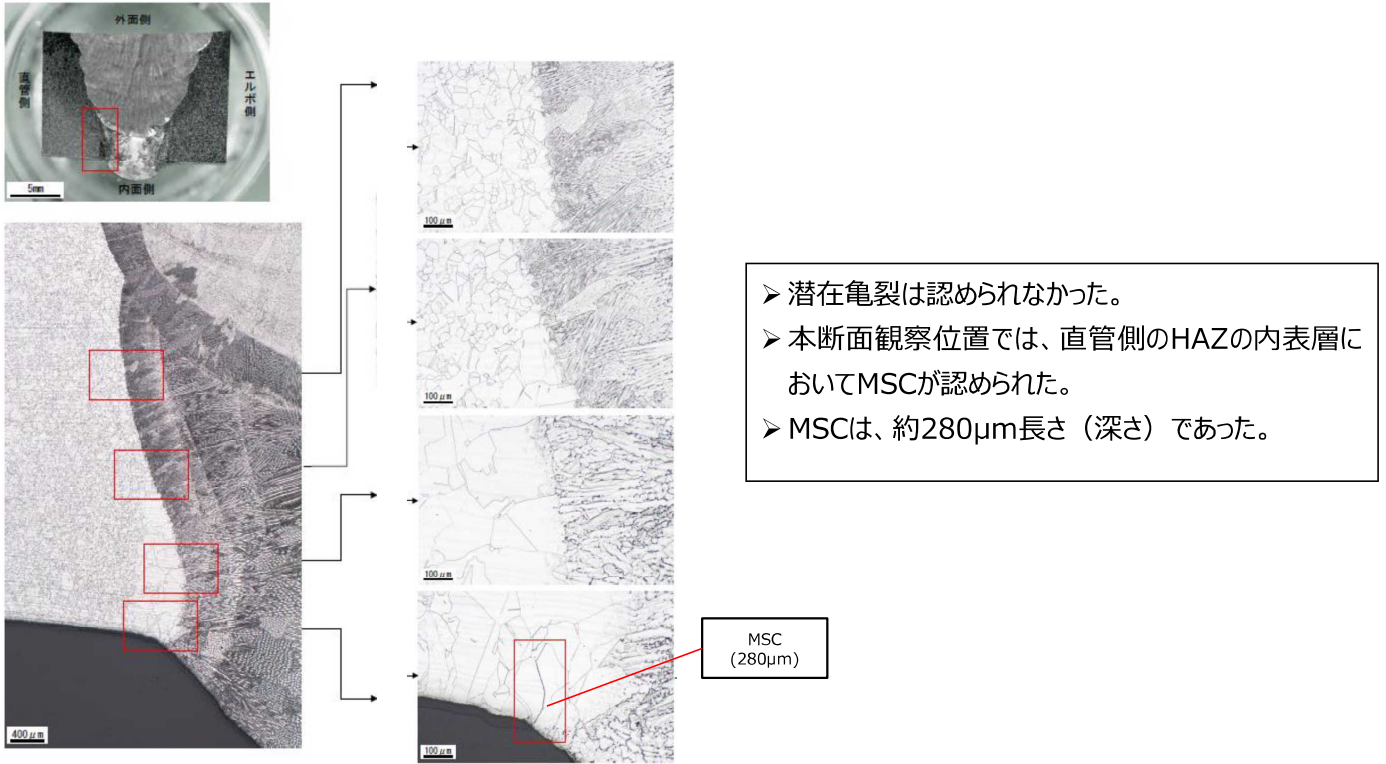


当該管0°管台側の断面マクロ・マイクロ観察結果（潜在亀裂有無の確認）



## (2)-② 断面マクロ・マイクロ観察（実績：代表③）

### 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）

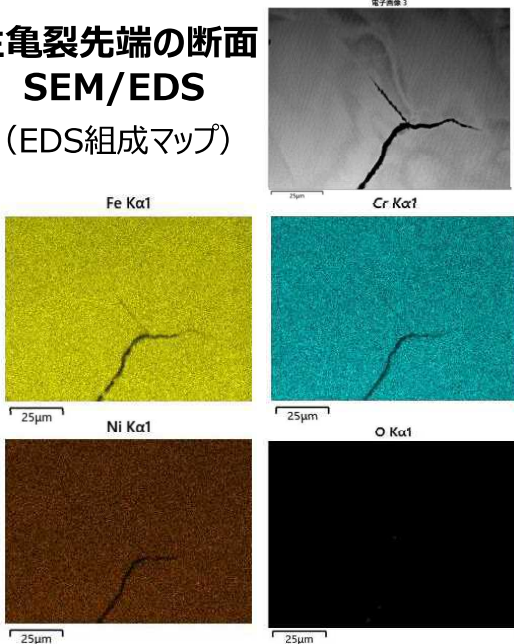


## (2)-② 断面マクロ・マイクロ観察に対する考察 -断面観察結果からの情報-

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。

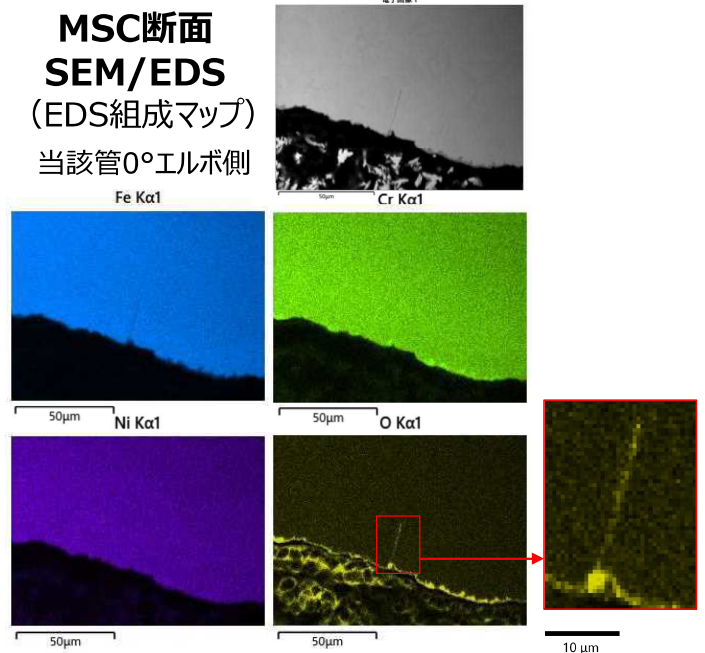
### 主亀裂先端の断面 SEM/EDS (EDS組成マップ)



• 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では先端まで酸素が検出されている。

➤ 長時間の停留を示唆

## ①SEM/EBSDでの局所ひずみ測定（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。
- 他方、内表層側での一般部となるシンニング部位では、EBSD計測結果から、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ていない。
- 主亀裂発生位置の特異性を明らかにするためにも、局所でのひずみ量に着目して、EBSD計測結果に対する新たなデータ整理法を含めて、更なる分析を行う。
- 更に従前の計画に沿って、主亀裂における金属組織等（Cr欠乏層、元素偏析、析出物、転位密度）の特異性有無に関して、TEM/EDSを用いた詳細調査を行う。
- なお、大飯3号の事象以降、PWRプラントでは水平展開対象として延べ800箇所以上の溶接部に対し超音波探傷試験が実施されているが、亀裂が確認されたのは大飯3号の当該主亀裂のみであり、特異という状況に変わりはない。各プラントで3定検に亘り検査を行う予定であり、知見が蓄積される見込である。

## ②断面マクロ硬さ測定

- 硬さは、当該部位では硬化傾向（最大303HV0.01）であった。

## ③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。

## ④断面ミ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については、追加の詳細観察や分析での評価を行う。

## 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

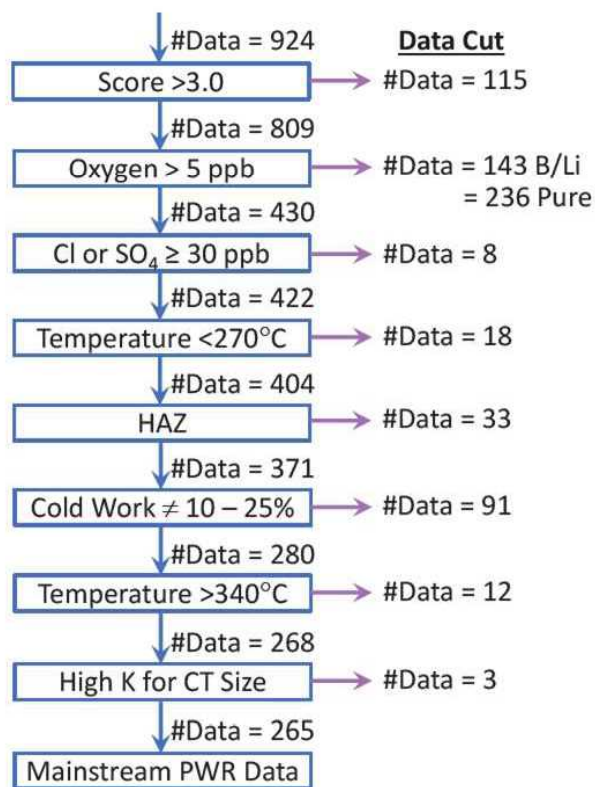
## 3. 2023年度検討方針

## 4. 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を用い、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調査する。
- 国内の実機適用にあたっては、本進展式を参考に、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。

SCC進展特性知見の調査：EPRI式（MRP-458）

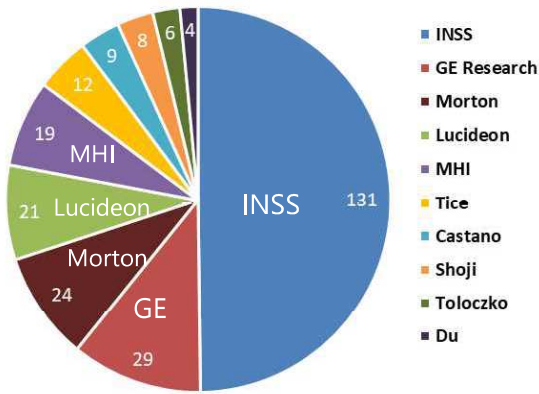
- 924点のオーステナイト系ステンレス鋼のSCC進展速度データを収集しデータベースを構築。個別データがExcelファイルとして報告書に添付される形で公開。
- 右に示すフローチャートに従ってデータスクリーニングを実施し、PWR一次系環境を代表するデータとして265データを選定（MRP-458 3.2節）。
- 試験データと既存知見から、温度、硬さ(HV)、応力拡大係数を進展式におけるパラメータとして採用（MRP-458 3.3節）。
- 硬さが不明な進展速度データについては、MRP-458 3.1節に示されている換算式を用いてCW率、0.2%耐力から硬さを推定する。
- EPRIは、Ni基合金の進展式等（MRP-55, MRP-115等）において、75%包絡の速度式による評価が、実機評価上非安全側となった事例がないこと等を理由に、75%包絡式を亀裂進展評価に用いることを推奨（MRP-458 4.2節）。



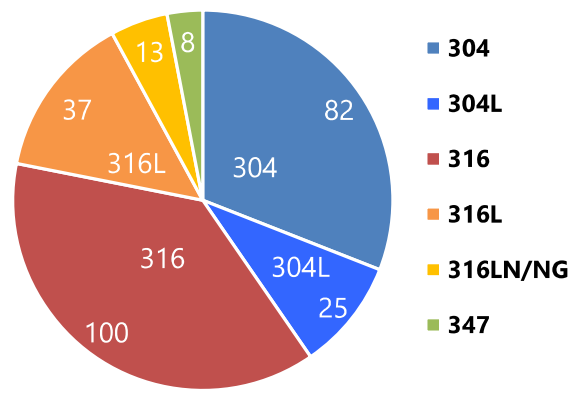
MRP-458 Figure 3-12  
Flow Chart to Define Mainstream PWR Data.



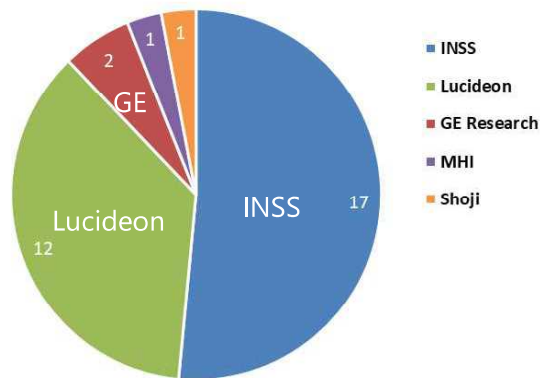
PWR Mainstream Data (265 data)



PWR Mainstream Data (265 data) 鋼種内訳



PWR Representative HAZ Data (33 data)

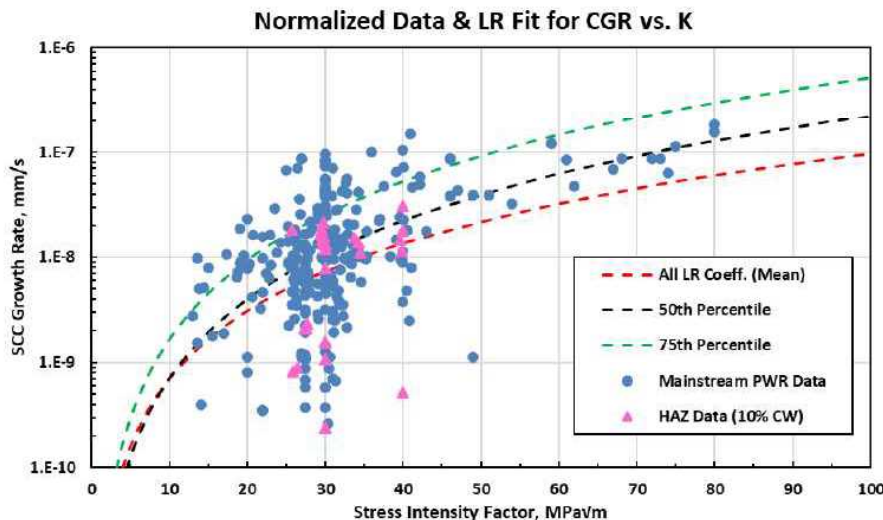


- データベースは半数以上を日本国内の材料を用いた進展データ（INSS・MHI）が占める。
- 鋼種の割合は304系が約40%、316系が約57%となっている。

EPRI報告書にて提案されたSCC速度式（50%、75%包絡線）

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

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

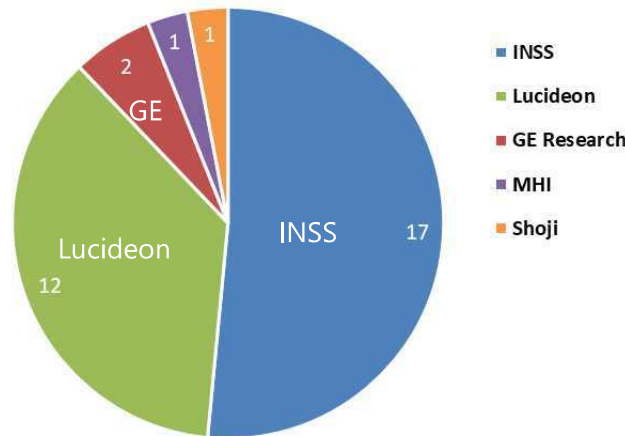


個別データは220 HVおよび290℃に換算した値としてプロットされている。

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 H<sub>v</sub> = 220 and 290°C.

※ K値及び硬さ（Hv）の指数並びに活性化エネルギー85,000J/molは亀裂進展データの重回帰分析及び同一条件試験データ分析を踏まえて設定

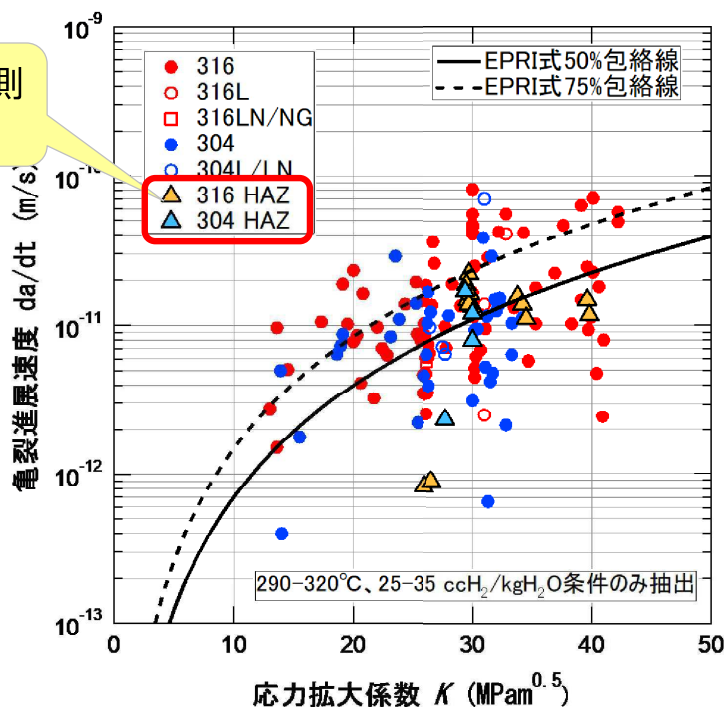
PWR Representative HAZ Data (33 data)



- 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※。

## SCC進展特性知見の調査：EPRI式とデータベース+HAZデータとの比較

75%包絡線よりも下側にのみプロットがある



- MRP-458に含まれるデータにおいて、290-320℃、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。

- ✓ 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℃、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. 2023年度検討方針
4. まとめ

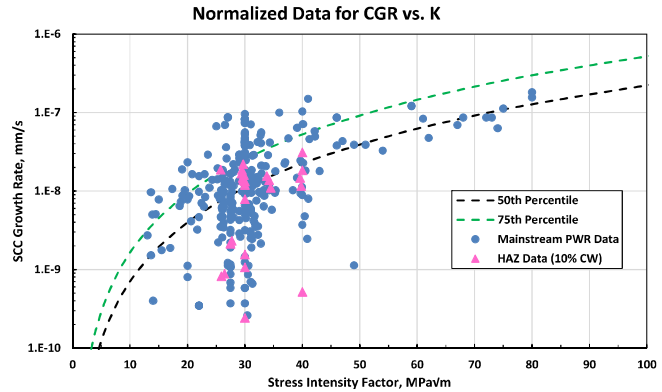
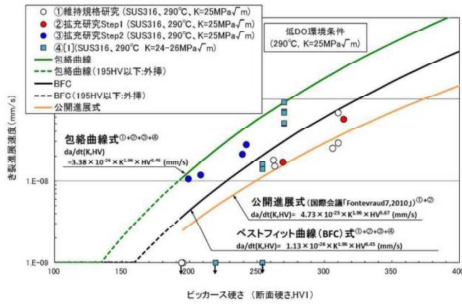
# 亀裂進展評価 背景と取り組み

## <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**を確立するには、亀裂進展評価を参考とする事が可能。
- 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。**



Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

# 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

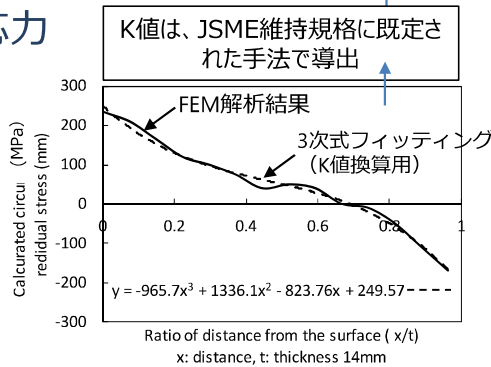
$$CGR = 3.19 \times 10^{-18} K^{2.5} HV^{6.0} \exp(-85000 / RT)$$

亀裂進展速度

気体定数8.314 J/mol·K 温度 (290°C)

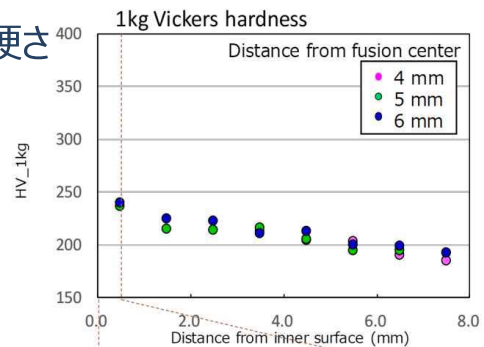
活性化エネルギー (J/mol)

### ②応力



IAF事業の手法により評価した残留応力 + 運転応力を板厚方向の応力として活用  
 (出典: <https://www2.nra.go.jp/data/000339736.pdf>)

### ③硬さ



大飯3号スプレイ配管の実測値  
 ・深さ方向の進展は1kg荷重での測定実績  
 ・長さ方向は10g荷重の表面最大 (350HV)



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）

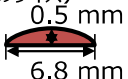
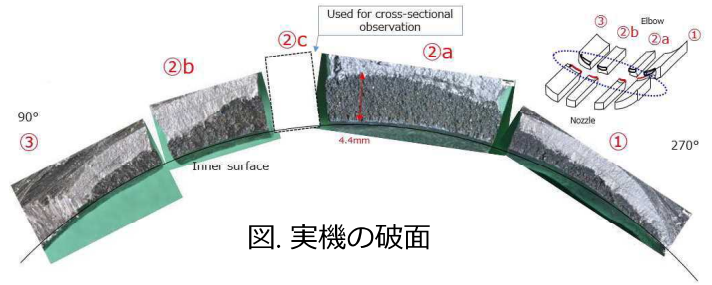
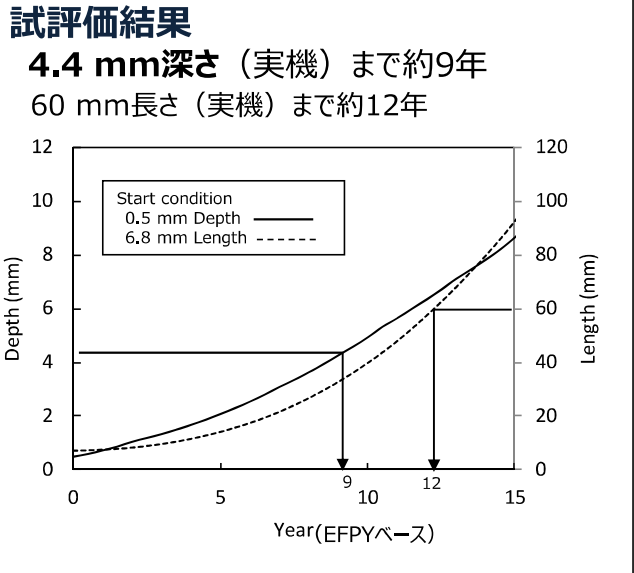



図. 実機の破面



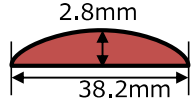
<認識>

- 初期亀裂に至る期間は評価困難。
- EFPY 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。

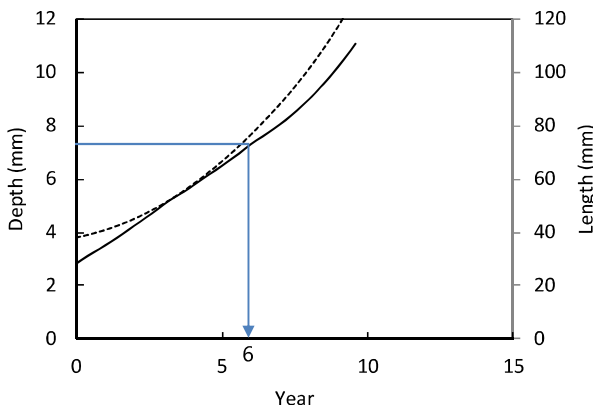
EPRI式での亀裂進展試評価（検出下限値の亀裂前提）

**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。

**初期欠陥条件：**  
**2.8 mm**（検出下限値\*）  
 38.2 mm（実機の深さ/長さ比率）  
 （4.4/60の実機アスペクト比）



**許容欠陥寸法の限界※1に到達する期間**  
**7.3 mm 深さ※2 → 約6年**



※1 技術基準規則18条 使用中の亀裂等による破壊の防止  
 ※2 原子力規制庁、「加圧器スプレイン配管公開会合の状況について（令和2年10月21日）」  
<https://www.nra.go.jp/data/000332090.pdf>

<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、実稼働年数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）に達すると試算された。

<外部専門家会議での主要コメント>

- EPRI式を用いた**亀裂進展評価は工学的に問題ない**と思う。初期亀裂の想定もリーズナブル。
- 国内で**規格化**を行う場合は、**硬さの扱い**などを簡素化した手法が望ましい。硬さデータの拡充や、低K値・高K値領域における**亀裂進展速度の考察**など、引き続き議論が求められる。

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. 2023年度検討方針
4. まとめ

2021年度策定の全体計画(初年度計画時)

2023年度策定の全体計画

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			■		
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潜在亀裂の調査(SEM/EDS) (3)被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析 (TEM)		■ 実機損傷/健全部位	■ モックアップ		
3. 発生特性に関する調査			■		
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				■	

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			■		
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潜在亀裂の調査(SEM/EDS)(モックアップ含む) (3)被膜分析、亀裂先端マイクロ組織分析 (TEM)		■ 実機損傷/健全部位	■		
3. 発生特性に関する調査			■		
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				■	

計画見直し

2023年度実施内容

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 (検討継続)。

2. 実機詳細調査 (亀裂発生メカニズム解明) (検討継続, 2022年度でのMSC調査を追加)

- (1)-①局所ひずみ測定 (SEM/EBSD)
- (1)-②断面マクロ硬さ測定 (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、主亀裂先端マイクロ組織分析 (TEM)

次ページに示す。

3. 発生特性に関する調査 (亀裂発生メカニズム解明) (2023年度から実施)

- 電力共通研究等、SCC発生特性に関する既往知見を調査する。

4. 亀裂有り構造健全性評価の確立 (検討継続)

- (1)SCC進展特性知見の調査
  - 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を調査する。

実施項目		実施内容	対象部位
(1)	①局所ひずみ測定 (SEM/EBSD)	○SEM/EBSD測定結果の再整理	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該管0°の主亀裂周辺のHAZ部の特異性を明らかにするために、2022年度のSEM/EBSD測定結果に対する計測データの再整理（KAM値評価法の見直し、結晶方位・異方性、粒界性格、シュミット因子（すべりせん断）等）。</li> <li>2022年度でのMSC発生に対する周辺硬さの追加測定。主亀裂やMSCに対する影響パラメータに対する相関性の確認。</li> </ul>
	②断面マクロ硬さ測定	○MSC近傍の硬さ試験	
(2)	①溶接欠陥の調査 (SEM/EDS)	○主亀裂破面近傍の二次亀裂およびMSCに関する調査	<ul style="list-style-type: none"> <li>2022年度での主亀裂、MSC発生に対する進展性の有無を明らかにするために、以下を追加確認。</li> <li>✓破面近傍、配管内表面からの拡大SEM観察</li> <li>✓2022年度SEM/EBSD測定データのMSC周辺の再整理（MSC特化の追加測定を含む）</li> <li>✓酸化被膜調査</li> <li>✓溶接モックアップ調査(断面SEM観察)</li> <li>✓粒界酸化条件調査(文献調査)</li> </ul>
	②潜在亀裂の調査 (SEM/EDS)	○配管内表面からのMSCの分布調査 ○溶接モックアップ材によるMSCの調査 ○MSC発生条件に関する文献調査	
(3)	主亀裂の被膜分析、主亀裂およびMSC先端および表面近傍のミクロ組織観察 (TEM)	○被膜分析、亀裂先端ミクロ組織分析(TEM)	<ul style="list-style-type: none"> <li>主亀裂の性状把握、曝された環境の推定のために、亀裂先端近傍、配管表面近傍、中間部の被膜を観察し、厚さ、組成、構造を把握。</li> <li>主亀裂およびMSCに関する知見を拡充するために、亀裂先端および亀裂の起点側（内表面近傍）の観察を行い、亀裂先端近傍の転位の状態（塑性ひずみの分布）を確認。</li> </ul>

## 目次

- 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. 2023年度検討方針
- 4. 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、引き続き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、その式に基づいて大飯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。SCC進展速度線図案の策定を念頭におき、引き続き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。

# 参考資料

- 参考1： 検査技術向上検討結果について（1章参考資料）
- 参考2： 断面マクロ観察での溶接ビード形状比較例（当該管0°， 160°）（2.2章参考資料）
- 参考3： 断面ミクロ観察によりMSCが確認された部位（2.2章参考資料）
- 参考4： MSCについての考察（2.2章参考資料）
- 参考5： 粒界割れに関する実機水平展開検査状況（2.2章参考資料）
- 参考6： 略語集

溶接金属中への亀裂進展有無等の亀裂性状の把握をUTによって実施する場合を念頭に、外部専門家の御意見も踏まえつつ、現状知見に基づき即時適用が可能な以下の①～③の向上策を検討し、成果をATENAレポートとして取り纏め、2023/4/28に発刊した。\*

そのATENAレポートで纏めた向上策については、各事業者の調達に関する社内ルールに取り込む事を安全対策として要求し、今後その安全対策の実施結果を確認することとしている。

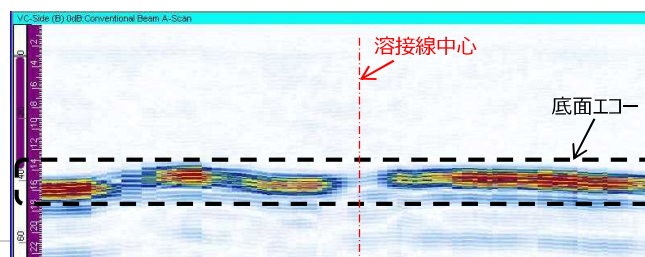
## ①評価体制について

- ・ 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すること。
- ・ 検査員は、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があることを踏まえて把握すること。  
 ※外表面形状に依存して一部の探触子が浮いた場合、合成された超音波の入射位置が数mm単位でずれる可能性があることに留意すること。

## ②溶接線中心位置把握について

- ・ 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ため、現場の作業環境、マーキング、開先部の公差等により誤差が生じることを認識すること。

※例えば、JEAC4207に記載されている推奨値(2.5mm)よりも細かいピッチでデータ垂直探傷のBスコープ画像を取得し、総合的に溶接線中心位置の評価を行うこと。



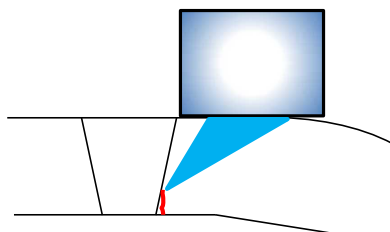
例：垂直探傷のBスコープ画像



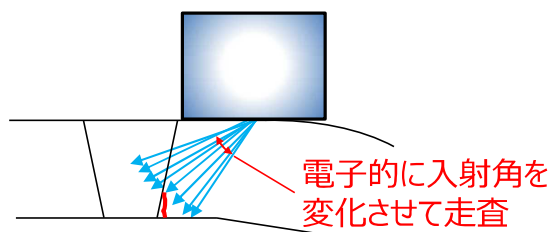
Atomic Energy Association \* :<https://www.atena-j.jp/report/2023/04/atena-23me01rev0pwr1.html#000301>

## ③UT手法について

- 探触子設置位置を選定し、その位置に応じた入射角および超音波集束条件（管軸方向、板厚方向）を準備し、Bスコープ画像を取得する（図③(1)参照）。
- 電子的に超音波ビームの入射角を変化させるセクタ走査画像を取得する。（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



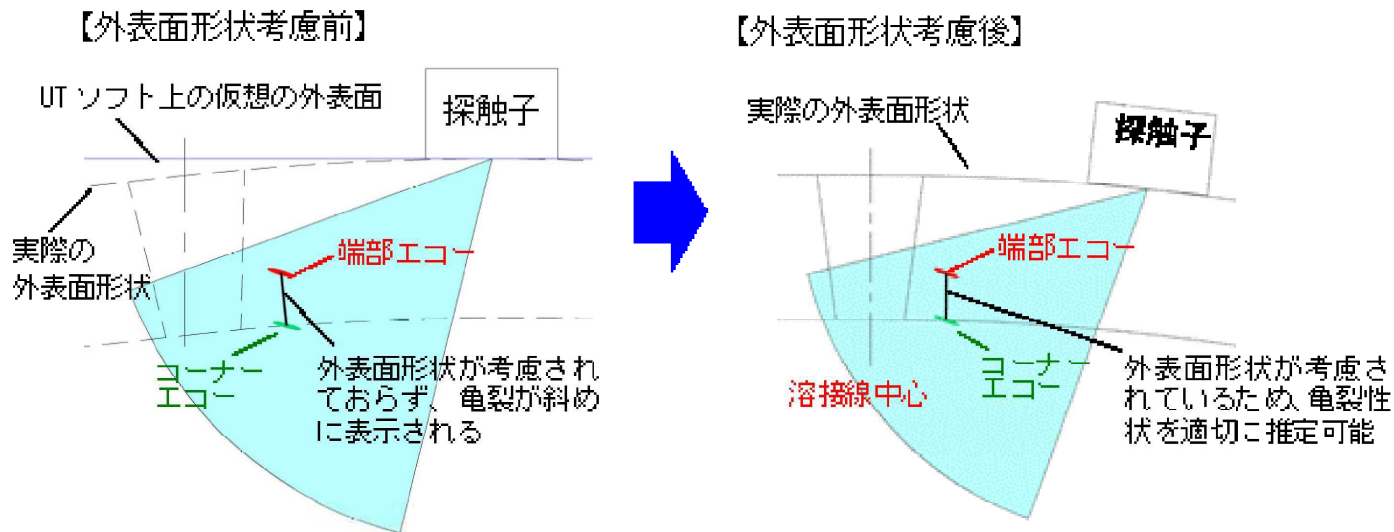
図③(2) セクタ走査による探傷

- 上記のBスコープ画像やセクタ走査画像について、探触子が溶接線に対してどの程度傾いているのかを外表面形状から判定し、その傾きによる走査画像への影響を考慮して亀裂の先端位置を推定する。

※溶接金属部の影響による超音波ビームの屈曲の影響を受けないよう、超音波の路程に溶接金属部を含まないように検査することに留意すること。

## ③UT手法について (前頁からの続き)

- Bスコープ画像及びセクタ走査画像をもとにコーナーエコー、端部エコーの反射源位置を推定する際には、探触子が溶接線に対してどの程度傾いているのかを外表面形状から判定し、その傾きによる走査画像への影響を考慮すること。



# 参考2 断面マクロ観察での溶接ビード形状比較例 (当該管0°, 160°)

**当該管0°断面**

エルボ側 | 断面観察方向

90°側 | 0°内面

5mm

**当該管160°断面**

管台側 | 断面観察方向

エルボ側

5mm

**溶接部中央**

外面側 | 内面側

エルボ側 | 管台側

5mm

(注)0°断面と合わせる  
ためにマクロ写真を反転

5mm

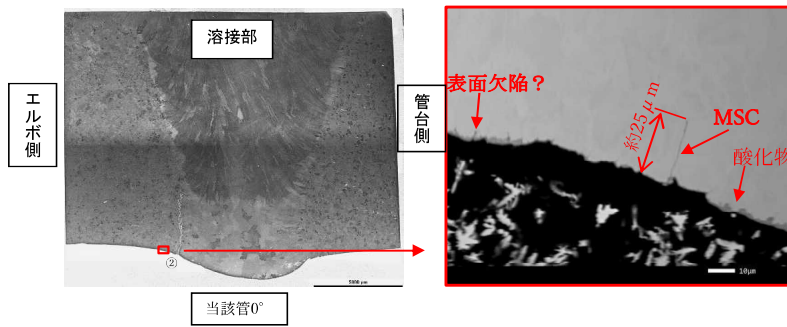
mm

➢ ビード外観写真より160°位置は溶接スタート位置と考えられ、0°と比べ入熱が小さかったと推定されるが、0°、160°、いずれも初層溶接による溶け込みは十分である。40

実施項目	当該管/断面					比較管/断面				
	0° (クレータ部)	320° (クレータ部)	90°	160°	270°	0° (クレータ部)	90°	180° (クレータ部)	225°	
エルボ側	○ 約50μm MSC	× 無し	○ 約35μm MSC	× 無し	○ 約100μm 約10μm 約30μm MSC	○ 約15μm MSC	× 無し	○ 約50μm MSC	× 無し	
管台側 または 直管側	○ 約110μm 約100μm 約40μm MSC	○ 約 110μm MSC	× 無し	× 無し	○ 約25μm MSC	× 無し	× 無し	○ 約280μm MSC	× 無し	
断面 ミク ロ観 察結 果	○ : MSC有り × : MSC無し									
備考										

## 参考4 MSCについての考察(1/6)

### -MSCがSCCの起点となった可能性について-

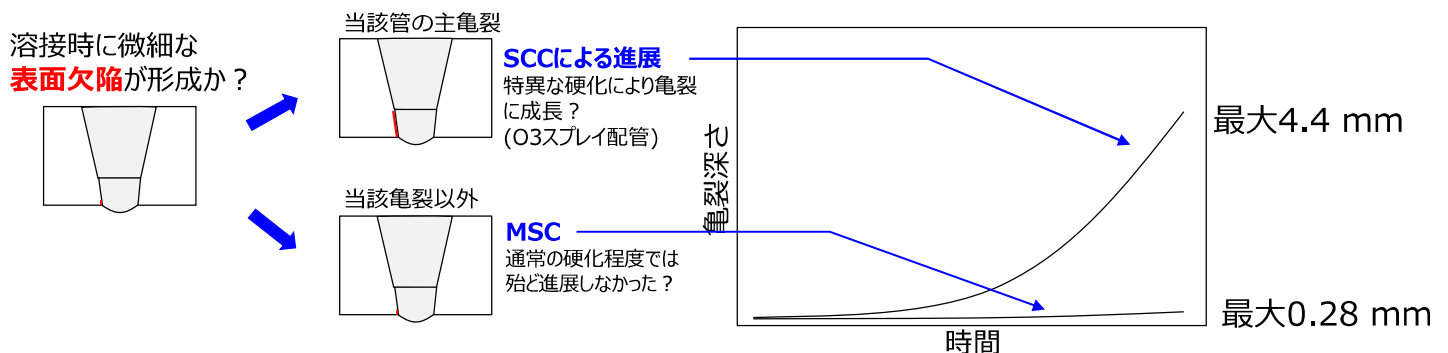


当該管0°断面マクロ観察結果

### Microstructurally Small Crack(MSC)

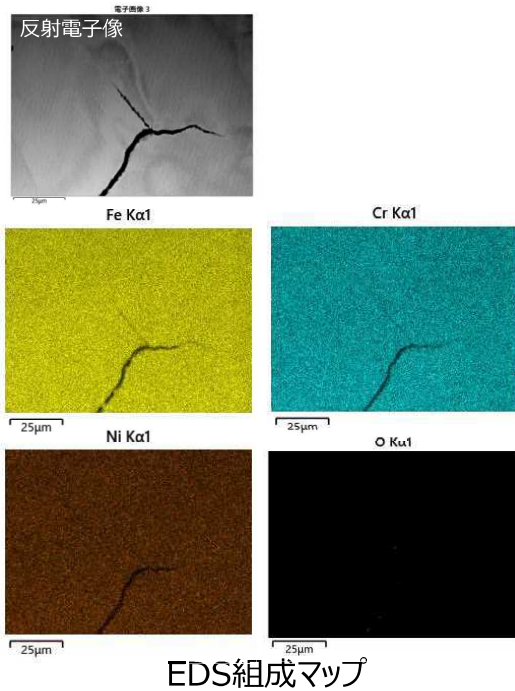
：ここでは、「非破壊検査では検出されない、1結晶粒程度の微細な裂け目」と定義

- 溶金とHAZの境界近傍に形成。
- 微細な表面欠陥を切っ掛けとして形成？
- MSCから粒界割れ亀裂への移行には特異な硬さが重要な役割を果たしたと推察。



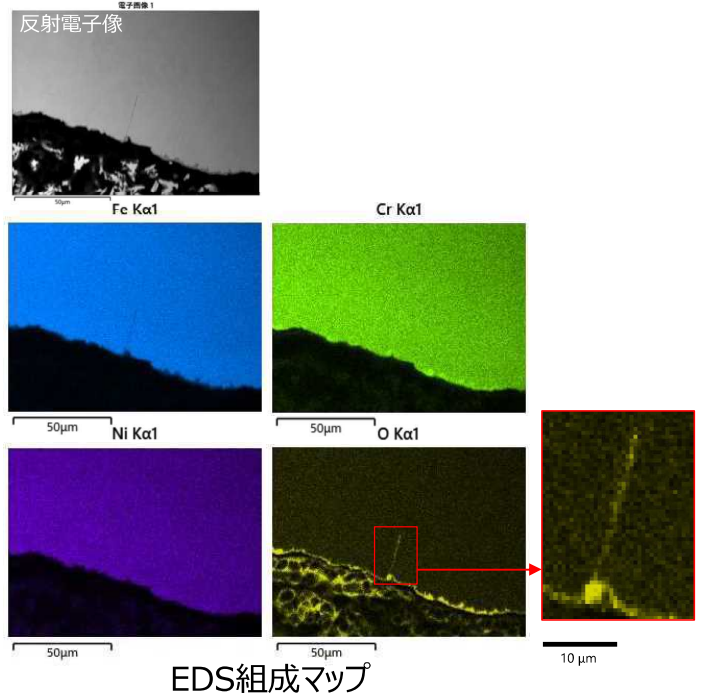
➤ 特異な硬化が生じた領域ではMSCに留まらず、SCCとして進展した可能性が考えられる。

-酸化の状況について-  
主亀裂先端の断面



- 主亀裂の先端では酸素が検出されていない。  
➤ 進展性を示唆

MSC断面



- MSCには先端まで酸素が検出されている。  
➤ 長時間の停留を示唆

参考4 MSCについての考察(3/6)

-亀裂進展性について-

<観察結果>

- MSC内には**酸化物**が形成。(進展性の亀裂先端は酸化物が少ない。)
- 主亀裂以外は、**1 粒界程度の深さ**。

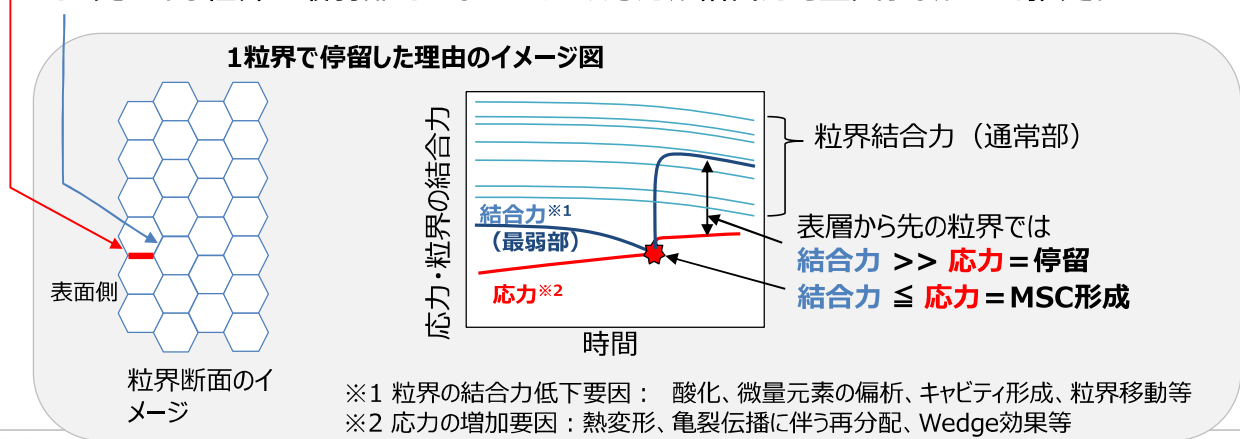
<推論>

- 当該管以外に形成されたMSCに**進展性は無く、停留**しているとの認識 (酸化挙動より推定)。

<停留の理由として考えられる事象>

- 特異な硬化**が生じていない領域では進展性が低い可能性 (EPRI式より、硬さの寄与が大きいと推定)。
- 多数の粒界のうち、**最も結合力が弱い粒界**にMSCが形成の可能性。  
その先にある粒界は最弱部ではないために、応力が結合力を上回らなかったと推定。

1粒界で停留した理由のイメージ図

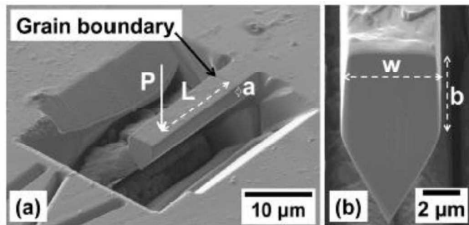


# 参考4 MSCについての考察(4/6)

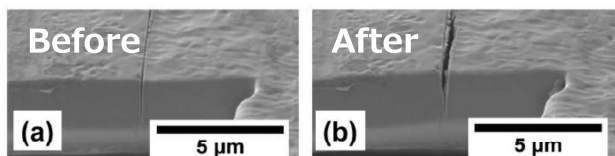
## -粒界結合力のばらつきについて-

### A. Stratulatらによる600合金の粒界結合力の評価に関する研究成果

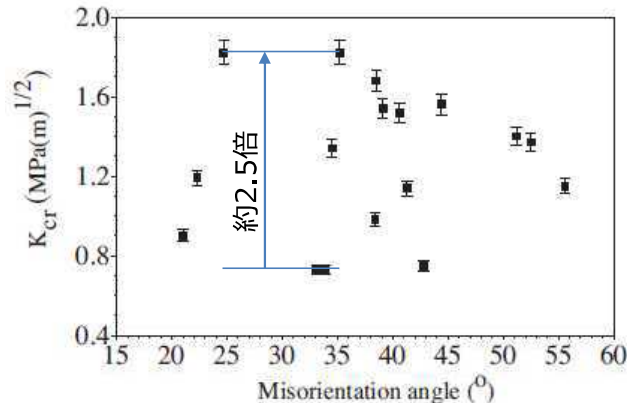
PWR模擬環境で4500hの**予備酸化後**に微小梁試験片を用い粒界強度を測定。



微小梁試験片の形状



粒界結合力の評価時の亀裂発生状況



- 23個の粒界を評価し、最大と最小で約2.5倍の粒界結合力の差が認められている。

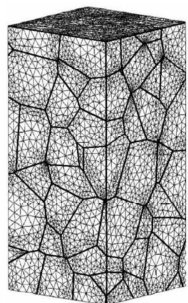
➤ 粒界結合力(粒界破壊に要する力)は、結晶粒界ごとに大きく異なる。

# 参考4 MSCについての考察(5/6)

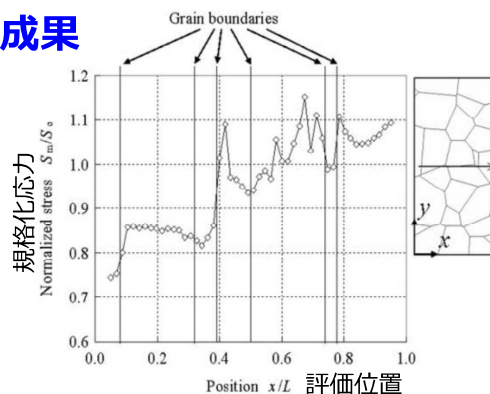
## -結晶粒界の局所応力のばらつきについて-

### M.Kamayaらによる粒界近傍の応力に関する研究成果

- 100個の結晶粒で構成された多結晶体モデルを用いて、有限要素法(FEM)により応力を計算

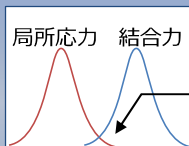


FEM解析での多結晶体モデル



局所応力の評価結果

- ✓ 応力は結晶粒界毎に大きく変化することが示されている。
- ✓ SCC発生部は表層と内部での結晶粒径のミスマッチ有 →更なるひずみ(応力)集中の可能性



### 観察されたMSCが1結晶粒界程度で停止していた理由(仮説)

- ✓ 結晶粒界部の局所応力と結合力の双方にばらつきがある。
- ✓ 亀裂が進展するには、局所応力 > 結合力の条件が連続する必要がある。複数のMSCが確認されているものの、稀な現象となっていた当該管エルボ側のみでSCCとして亀裂進展した可能性有。

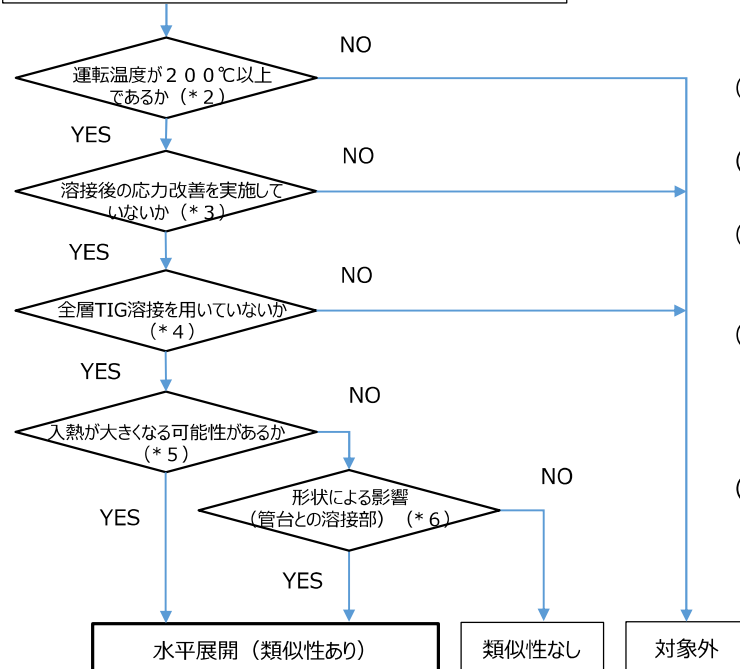
## -まとめ-

- 想定されるメカニズム的な観点から、実機詳細調査により認められたMSCと、進展した主亀裂の粒界割れについて考察した。
- 硬化部以外では1結晶粒界程度の深さで停留しており、特異な硬さの領域以外では、粒界結合力和応力の大小関係から、それ以上の進展が生じなかった可能性があるかと推定。
- SCCの起点として役割を果たす可能性や、進展する／しないの差別化、唯一進展性のある亀裂となった要因分析などのためにも、今後はMSCを含む亀裂発生過程（メカニズム）にも着目した検討を進める必要がある。

# 参考5 粒界割れに関する実機水平展開検査状況（1/2）

- 大飯3号の事象以後、PWR各プラントで大飯3号当該箇所と類似性があると考えられる溶接部を抽出し、至近3定検\*に亘り超音波探傷試験を実施中。

1次系水質環境中オーステナイト系ステンレス鋼配管の  
供用期間中検査（UT）対象の全系統の全溶接部（\*1）



- (\* 1) PWR環境中のSCCの進展が認められていないステンレス鋼、初層溶接部が接液しないセットイン管台、及び初層溶接部が除去されているセットオン管台は含まれていない。
- (\* 2) PWR環境中のSCCの進展への温度の影響を考慮し、運転温度200℃以上の溶接部は抽出対象とする。
- (\* 3) 残留応力の影響を考慮し、溶接後の応力改善（バフ研磨やピーニング）を実施していない溶接部は抽出対象とする。
- (\* 4) 全層TIG溶接は硬化が小さいことを確認していること及び、初層入熱量が小さくできることで、応力についても小さくできることから、全層TIG溶接を用いていない溶接部は抽出対象とする。
- (\* 5) 経験年数が少ない溶接士が施工した場合、丁寧かつ慎重に作業することにより入熱が大きくなる可能性があることから、実務経験が3年未満の溶接士が施工した溶接部（入熱の安定する工場溶接を除く）は抽出対象とする。または、補修溶接を実施した場合は、追加で溶接をするため、入熱が大きくなる可能性があることから、補修溶接を実施した溶接部を抽出対象とする。
- (\* 6) 管台は他の形状と比較して溶接による硬化が生じやすく、モックアップにおいても管台を含む形状で300HVを超える硬さを確認したことから、形状の影響の大きい「管台-エルボ」及び「管台-直管」の溶接部を抽出対象とする。

\*：初回検査では念の為、水平展開箇所に加え「類似性なし」とした箇所も含め検査し、大飯3号の事象と同様な事象が生じていないことを確認する。その上で、水平展開箇所について、各プラント3定検連続で検査を行う。

## 参考5 粒界割れに関する実機水平展開検査状況（2/2）

➤ 2023年7月末時点で延べ800箇所以上に対し検査を実施し、有意な指示は検出されていない。

プラント	初回検査箇所*1,2		継続検査1回目*1	継続検査2回目*1	継続検査3回目*1
	「類似性なし」の箇所	水平展開箇所	水平展開箇所	水平展開箇所	水平展開箇所
美浜3	0 / 77	0 / 21	0 / 21	- / 21	- / 21
高浜1	0 / 70	0 / 24	- / 24	- / 24	- / 24
高浜2	0 / 115	0 / 17	- / 17	- / 17	- / 17
高浜3	0 / 40	0 / 14	0 / 14	- / 14	- / 14
高浜4	0 / 26	0 / 18	0 / 18	- / 18	- / 18
大飯3	0 / 23	0 / 13	0 / 13	- / 13	- / 13
大飯4	0 / 34	0 / 9	0 / 7*3	- / 7*3	- / 7*3
伊方3	0 / 23	0 / 9	0 / 9	- / 9	- / 9
玄海3	0 / 25	0 / 6	- / 6	- / 6	- / 6
玄海4	0 / 22	0 / 11	0 / 11	0 / 11	- / 11
川内1	0 / 27	0 / 15	0 / 15	- / 15	- / 15
川内2	0 / 20	0 / 14	0 / 14	- / 14	- / 14
泊1	- / 23	- / 8	- / 8	- / 8	- / 8
泊2	- / 8	- / 9	- / 9	- / 9	- / 9
泊3	対象無し	対象無し	対象無し	対象無し	対象無し
敦賀2	- / 23	- / 18	- / 18	- / 18	- / 18

\*1：各欄の数値は左側：検査結果の有意な指示の数（-は今後実施）、右側：検査箇所数を表す

\*2：初回検査では念の為、前頁のフローの水平展開箇所に加え、「類似性なし」とした箇所も含め検査している

\*3：配管取替により水平展開対象外となったため、初回検査箇所と継続検査箇所に差異がある

## 参考6 略語集

略語	和名	名称
ASME	米国機械学会	American Society of Mechanical Engineers
CGR	亀裂進展速度	Crack Growth Rate
CW	冷間加工	Cold Work
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
EPRI	米国の電力研究所	Electric Power Research Institute
FEM	有限要素法	Finite Element Method
HAZ	熱影響部	Heat-Affected Zone
IG/TG	粒界／粒内	Intergranular／Transgranular
INES	国際原子力・放射線事象評価尺度	International Nuclear Event Scale
IPF	逆極点図方位	Inverse Pole Figure
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
NRC	米国原子力規制委員会	Nuclear Regulatory Commission
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23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

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（発生メカニズムの解明と亀裂有り健全性評価）

### 1. 最新知見の調査

- **NRA**：フランス電力（EDF: Électricité de France）では、検査に新しい超音波の手法（TFM/FMC<sup>1</sup>）を使っているとのことだが、今後、日本の検査にも適用を検討する予定か。（河野技術参与）
- **ATENA**：TFM/FMCは、アレイ探触子を用いた信号処理技術で、注目されている。国内では、通常のフェーズドアレイ超音波探傷法をどのように適用していくかを検討しているところで、その先のことと認識している。TFM/FMCは小さな素子を複数使用するので、超音波が溶接部の表面形状による曲がりの影響をかなり受ける手法と認識しており、どのように適用するかが課題と考えている。（井原課長）

### 2. 実機詳細調査（当該管、比較管）

#### 2. 1 MSC<sup>2</sup>に関するもの

- **NRA**：MSCについて、数十 $\mu\text{m}$ から数百 $\mu\text{m}$ のものがあり、進展していないという説明があった。これは、今まで知られていなかったのか、それとも、今回特有のものとして見つかったのか。MSCが、当該管と比較管以外にも、普遍的に見られるものなのか、特殊な環境だと発生するものなのか関心がある。今後調査する可能性はあるのか。（佐々木調整官）
- **ATENA**：実機でここまで細かく見られていなかった可能性がある。ラボで割れ発生を加速した試験等が実施されており、既に米国電力研究所（EPRI: Electric Power research Institute、以下「EPRI」という。）等では報告されている事象と認識している。実機では、こういったところに着目されていない部分があったので、今回、新たな知見として報告している。溶接欠陥等がこういったところに発生する可能性もあるかもしれない詳細を今年度検討する。（藤本主席）
- **NRA**：MSCがいつ頃発生するのか関心がある。図（資料23-1の71ページ右下）では、表層欠陥が「最大0.28 $\mu\text{m}$ 」まで徐々に進展したように示されている。MSCの全てが1粒界程度で止まっていることや溶接の境界のごく近傍で発生していることを考えると、初層からの溶接による残留ひずみが繰り返し加わったとすれば、溶接の段階で1粒界程度のMSCが発生した可能性も否定できないのではないか。（小嶋統括技術研究調査官）

<sup>1</sup> Total Focusing Method/ Full Matrix Capture：開口合成技術を用いた超音波法

<sup>2</sup> Microstructurally Small Crack：1結晶程度の微細な裂け目

- ATENA : MSCについては、完全に止まったわけではないと思っている。粒界に酸素が入りやすくなり周りの残留応力等によって酸化している部分から割れていくという状況ではないかと思う。今年度（2023年度）、酸化皮膜の特性や割れ進展に基づく粒界の特性等を調査する計画である。（藤本主席）
- JAEA : MSCと主亀裂との比較（資料23-1の40ページ以降）がされているが、MSCの数はどの程度か。（知見グループリーダー）
- ATENA : 当該管だと0°だと50 $\mu$ m、その反対側の管台側のほうに対しては110 $\mu$ m、100 $\mu$ m、40 $\mu$ mといった数である（資料32-1の70ページ）。それぞれ1本ずつを示している。（藤本主席）
- JAEA : 主亀裂がMSCから進んだかについても、今後のMSCの分析等で検討されると考えてよいか。（知見グループリーダー）
- ATENA : そのとおりである。（藤本主席）

## 2. 2 溶接部の破面観察に関するもの

- JAEA : 破面観察の結果（資料23-1の39ページ）に「溶接欠陥や、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」とあるが、71ページには、仮説として「溶接時に微細な表面欠陥が形成か」とある。39ページ溶接欠陥が認められなかったが、71ページで推定されたという趣旨か。（端副主任研究員）
- ATENA : 39ページは、主亀裂の破面に対して、溶接の欠陥に結びつくような元素や、割れ形態が認められないということ結論づけた。MSCは、何に起因するのか明確でないので、初期欠陥から発生したのか、供用中に酸化が進んでいった上で割れに結びついたのかはまだ検討中である。（藤本主席）
- JAEA : MSCについても、主亀裂に対して実施したような破面観察と元素分析を実施する予定か。（端副主任研究員）
- ATENA : そのとおりである。（藤本主席）
- NRA : 断面マクロ写真（資料23-1の69ページ）の「当該管160°断面」の右の写真は、一番幅が狭い部分の残層の溶接金属の形が非対称になっており、内面側に深く溶接されているような形である。1度溶接した後に開先加工をし直したのではないか。その場合、進展評価の応力の線図（資料23-1の55ページ）は、2回溶接することは考慮されていないと思う。このような場合について、どう考えているのか。（藤澤技術参与）
- ATENA : 1次冷却材管から60°の角度で配管が伸びており、0°の角度は下向き溶接なので姿勢としてはやりやすいが、潜って片側から溶接しているので左右非対称になりうる。溶接のエッチングを見る限りは、明確な補修溶接ではないと考える。補修溶接の残留応力への影響については、2023年度に評価予定である。（佐藤主席）
- NRA : 断面マクロ写真（資料23-1の69ページ）の左側の裏波の写真について、

「当該管の160° 断面」の裏波の間隔に対して、「当該管0° 断面」の裏波の間隔はかなり狭い。「当該管0° 断面」は丁寧な溶接をしたとのことなので裏波の間隔が狭いのだと思う。「当該管の160° 断面」の近傍は、一般的なスピードで溶接した可能性もあるのではないかと。裏波の間隔の観点からも考察してほしい。  
(小嶋統括技術研究調査官)

### 3. SCC 進展特性知見の調査

- **NRA** : SCC進展速度に関するグラフ(資料23-1の49ページ)があるが、プロットが点線の傾向に乗っているようには見えない。EPRIのSCC速度式(以下「EPRI式」という。)はK(応力拡大係数)のべき乗とHv(硬さ)のべき乗になっているが、そういうものなのか。(佐々木調整官)
- **ATENA** : BWRでも、Hvの項はないが、Kのべき乗に整理されており、専門家の間でも認識されている。指数については、専門家の議論の中で設定したもので、コンセンサスが得られており特に異論は出ていないと認識している。EPRI報告書<sup>3</sup>の分析を進めており、また、日本機械学会でも規格化に向けて議論を開始したところなので、議論をしながら国内の式を策定していきたい。(大厩リーダー)
- **NRA** : EPRI式に、活性化エネルギーの値として85,000とあるが、実際にステンレス鋼のSCCが進展した先端の部分の環境での活性化エネルギーということか。  
(小嶋統括技術研究調査官)
- **ATENA** : そのように理解している。(大厩リーダー)
- **NRA** : フロー図(資料23-1の47ページ)には、溶接熱影響部(HAZ: Heat-Affected Zone、以下「HAZ」という。)のデータ33点を除いたとある。それを踏まえてEPRI式をみると、HAZのデータは使わないでEPRI式が設定されているということになるが、Hvや活性化エネルギーの値(85,000)は、HAZのデータに対しても有効と考えてよいのか。(小嶋統括技術研究調査官)
- **ATENA** : HAZのデータは、採取位置に関する詳細な情報が必ずしも文献で明らかになっているわけではない等解析の上では不確実性が大きいと除外したと認識している。49ページの図は、あくまでも全体のばらつきの中でHAZのデータがどこに位置し、EPRI式に対してどういう関係になっているかというのを確認したものである。(大厩リーダー)
- **NRA** : EPRI報告書には、HAZのデータは、溶接の条件等が分からないので削除したと記載されていたと思う。円グラフ(資料23-1の48ページ)によれば、INSS<sup>4</sup>のデータが17点あるので、溶接条件等の情報が得られるのではないかと。大飯発電所3号機で発生した加圧器スプレイラインのSCC(以下「大飯3号の事象」という。)では溶接の入熱量が大きかったということなので、比較・考察もできる

<sup>3</sup> MRP\_458 Materials Reliability Program\_ Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments, 2022 Technical Report, EPRI

<sup>4</sup> 株式会社日本原子力安全システム研究所

のではないか。(小嶋統括技術研究調査官)

- ATENA : 日本のデータについては、適宜、情報を確認したい。(大厩リーダー)
- JAEA : EPRI式のデータベースとHAZのデータとの比較(資料23-1の51ページ)があり、HAZは75%包絡線よりも下側にのみがプロットされているとあるが、ここでプロットされているHAZのデータは換算をしてないと考えてよいか。(知見グループリーダー)
- ATENA : 10%CW(冷間加工)相当と判断してプロットしている。(大厩リーダー)
- JAEA : 実際のHAZの硬さで確認しなくて問題ないのか疑問。元データに遡れるのであれば、実際の硬さの情報も含めて検討してほしい。(知見グループリーダー)
- ATENA : 検討する。(大厩リーダー)
- NRA : SCC進展速度式の検討はATENAでされているが、日本機械学会でも規格化が検討されていると説明があった。ATENAの検討結果を規格化するのが日本機械学会、という関係か。(古金谷対策監)
- ATENA : EPRI式については、プラントメーカーや電力会社が日本機械学会の委員として参加し、提案・審議する形になっており、ATENAが直接的には出てこないが、参加している委員はATENAでの議論結果を踏まえており、間接的に本日の議論の結果も反映していくことになる。(大厩リーダー)

#### 4. SCC 進展知見による試評価

- NRA : 試評価(資料23-1の56ページ)だが、0.5mmの傷があったとして、9年で4.4mmになると記載されている。これは、0.5mmになるまで10年間要し、その後進展したとするとこの式が合うという説明と理解してよいか。(河野技術参与)
- ATENA : 計算上はそのとおりであるが、発生までに何年あったかという点については、確信があるわけではない。あくまでも今回は実際の発生した運転年数とこの進展の年数を比べたときに、それほど矛盾のない結果が得られたということ。(大厩リーダー)
- NRA : 評価には、EPRI式の75%包絡線を使っているのだから、保守的な評価ができるのか確認したかった。BWRのSCC亀裂進展式は、上限包絡(約100%包絡)だと理解しているのだから、75%の意味をしっかりと説明してほしい。(河野技術参与)
- ATENA : EPRI報告書が75%包絡線を推奨しているのだから、それを適用して評価を行った。何%がよいのかについては、日本機械学会での検討の中で専門家の意見を聞きながら考えていきたい。(大厩リーダー)
- NRA : 「実機事象の再現検討」(資料23-1の56ページ以降)とあるが、あくまでEPRI式が発表されたのだから、大飯3号の事象で試してみたにすぎないという理解でよいか。(森田上席検査官)
- ATENA : そのとおりである。(大厩リーダー)

- **NRA** : 応力解析の図（資料23-1の55ページ）は、IAF事業の方法で残留応力の算出を検討し、大飯3号の事象の溶接条件に照らして、算出したという理解でよいか。（小嶋統括技術研究調査官）
- **ATENA** : その通りである。（佐藤主席）
- **NRA** : 溶接残留応力の入力データは、大飯3号機の事象の裏波が8mm程度になる溶接条件か、それとも、建設時の溶接検査での条件か。（小嶋統括技術研究調査官）
- **ATENA** : 標準的な溶接条件（建設時の溶接検査での条件）である。大飯3号の事象での溶接時の入熱の影響で残留応力が変わってくるかについては、今後評価する予定である。硬さに対しては溶接の入熱が非常に影響しているということは説明しているとおりだが、溶接残留応力に対しても同じ傾向があるかは十分な検証が必要と考えている。（佐藤主席）
- **NRA** : EPRI式の計算（資料23-1の55ページ）に大飯3号の事象の硬さの値350HVを用いているが、この値は再現できないほど異常な硬さだったと認識している。一方、EPRI式の説明（資料23-1の47ページ）では、硬さが不明なときは母材の冷間加工率等から換算した硬さの値を用いるとされており、そのような式（以下「換算式」という。）を、熱影響で異常な硬さになったものに適用して良いのかは疑問がある。今後、具体的に説明してほしい。（森田上席検査官）
- **ATENA** : 換算式そのものの問題というより、その式を使って実機評価を行う上でどういう硬さを用いるのが適切かというところかと思う。産業界で電共研など実施しているので、検討したい。（大厩リーダー）

## 5. まとめ

- **NRA** : 実機詳細調査については、ATENAが主体的に実施しており、説明もわかりやすかった。SCC進展速度式については、EPRI式をATENAの中でどう取り扱うのかはこれから検討すると思う。今後、ATENAの中で検討され、判断されたことが分かるような説明を期待したい。本日の意見聴取会の概要は、今後の技術情報検討会に報告する予定である。（佐々木調整官）