

第 6 回 リスク情報活用に関する意見交換会

確率論的破壊力学を用いた 原子炉圧力容器 溶接継手試験程度の変更について

2026年8月27日

一般社団法人 原子力エネルギー協議会
(ATENA : Atomic Energy Association)

1. はじめに
2. 試験程度変更を希望する背景
3. 試験程度変更までのタスクと役割（全体像の整理）
4. 十分な保安水準の定義
5. 被ばく量
6. まとめ
7. 参考資料

1 はじめに

- ✓ 前回意見交換会の議論概要を以下に示す。
 - BWRの原子炉圧力容器（RPV）試験程度変更については、基本的に本意見交換会で取扱う。必要に応じて研究意見交換会合と連携する。
 - ATENAは、試験程度変更までに必要な全体像を示す。
 - 試験程度変更を希望する背景の明確化、十分な保安水準の定義など、早期に議論可能なテーマから着手する。
- ✓ 今回、試験程度変更を希望する背景を説明すると共に、以下2点の事業者案について意見交換を希望する。
 - ① 試験程度変更までのタスクと役割分担（全体像）
なお、タスクの抜けを防止するため、ATENAが作成する技術根拠資料の概要を示す。
（NRA確認ポイント案^[1]等を参考に検討して概要を作成）
 - ② 十分な保安水準の定義
- ✓ また、前回意見交換会で話題に上った被ばく量の詳細情報を示す。

[1] 原子力規制庁 技術基盤グループ システム安全研究部門「確率論的破壊力学による解析手法の信頼性に関する調査結果～確率論的破壊力学を用いた検査程度の見直しに関する確認ポイント案～」、第4回安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換個別テーマ会合「経年劣化」資料1、令和7年1月20日

2 試験程度変更を希望する背景

- ✓ 供用期間中のRPV一般部の溶接継手の非破壊検査試験程度に関する規制体系は下図のとおり。試験可能な範囲の全ての溶接継手を対象に試験の実施（100%/10年）が要求されている。
- ✓ 米国においても同様に100%/10年の要求が課されているが、BWRの特徴（中性子照射量が低いこと）と溶接継手によって破損リスクは異なることを踏まえ、米国BWRではリスクの程度を踏まえた試験程度への変更が実施されている。
- ✓ **リスクの程度を踏まえた試験頻度に変更することにより、設備の信頼性向上、更なる安全対策の検討及び作業員の被ばく低減の観点で、原子力発電所の安全性向上に寄与することが期待される**ことから、国内BWRにおいても同様に実施することを目標としている。
- ✓ **供用前及び供用中の試験実績により現に欠陥がないこと並びにリスク評価の結果、リスクが十分低い水準で維持できていること**のAND条件により、リスクの程度を踏まえた試験程度への変更が可能であると考えている。

RPV溶接継手試験程度の規制体系

技術基準規則

（使用中の亀裂等による破壊の防止）
第十八条 **使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない。**

技術基準規則解釈

第18条（使用中の亀裂等による破壊の防止）
1 第1項に規定する「**その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥**」とは、「**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**」（原規技発第1408063号（平成26年8月6日原子力規制委員会決定））（以下「亀裂解釈という。」）によること。

亀裂解釈

RPV一般部の溶接継手について、維持規格2012年版の規定内容から以下のとおり読み替える。
「**各検査間隔中の試験程度は、全ての溶接継手の試験可能な範囲とする。**」

維持規格2012年版

（規定内容）
－ 試験程度は、7.5%。
－ ただし、高速中性子照射量が 10^{23}n/m^2 を超えた胴の溶接継手の試験程度は、試験可能な全ての範囲。

達成目標

リスクの程度を踏まえた試験程度の変更

作業品質の確保
・作業輻輳の回避
・作業環境の改善等

事業者等の
リソース確保

設備の
信頼性確保

更なる安全
対策の検討

作業員の
被ばく低減

原子力発電所の安全性向上

3 試験程度変更までのタスクと役割（全体像の整理）

- ✓ 試験程度変更までのタスクと役割分担の検討において前提条件となる「本意見交換会と研究意見交換会合の役割分担」に対する認識は以下の通り。
 - － 研究課題として意見交換すべき課題^[1]については、研究意見交換会合の実施により検討の目途が立ったため、**今後は主に本意見交換会で議論を進めたい。**
 - － なお、必要に応じて本意見交換会に研究意見交換会関係者が参加頂くことを希望する。
- ✓ 試験程度変更までのタスクを漏れなく抽出するため、ATENAが作成する技術根拠資料の概要を検討した。
スライド8に検討結果を示す。
- ✓ 上記より、試験程度変更までのタスクと役割分担を検討した。
スライド9に検討結果を示す。

[1] 第3回安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換全体会合 資料2のスライド7

技術根拠資料の概要の検討結果

- ✓ 試験程度変更の判断根拠を纏めた技術根拠資料の概要として、目次案を示す。
なお、検討の進捗に伴い、変更の可能性がある。
- ✓ NRA確認ポイント案、R.G. 1.245^[1]、BWRVIP-05^[2]、JEAG 4640^[3]を参考に試験程度変更の判断に必要な情報が入る目次案を検討した。
 - R.G. 1.245は、NRCスタッフが適切と考えるPFMに関するNRCへの申請書を事業者が作成するためのフレームワークを纏めたガイドライン。
 - BWRVIP-05は、PFM結果等より提案する米国BWRのRPVの試験程度に関する報告書であり、NRCはこの報告書を基に試験程度変更の可否を判断している。
 - 前回話題になったPFMの不確実さについては、9.で取り扱う。

目次案

1. はじめに	5. 劣化メカニズム	9. PFM評価結果
2. 目的と対象	6. 国内外OE情報	10.提案する試験程度
3. 検討方法	7. 検査技術と実績	11.被ばく量低減効果
4. RPVの設計情報	8. 決定論評価	12.まとめ

- ✓ 参考資料に各章の内容を示す。

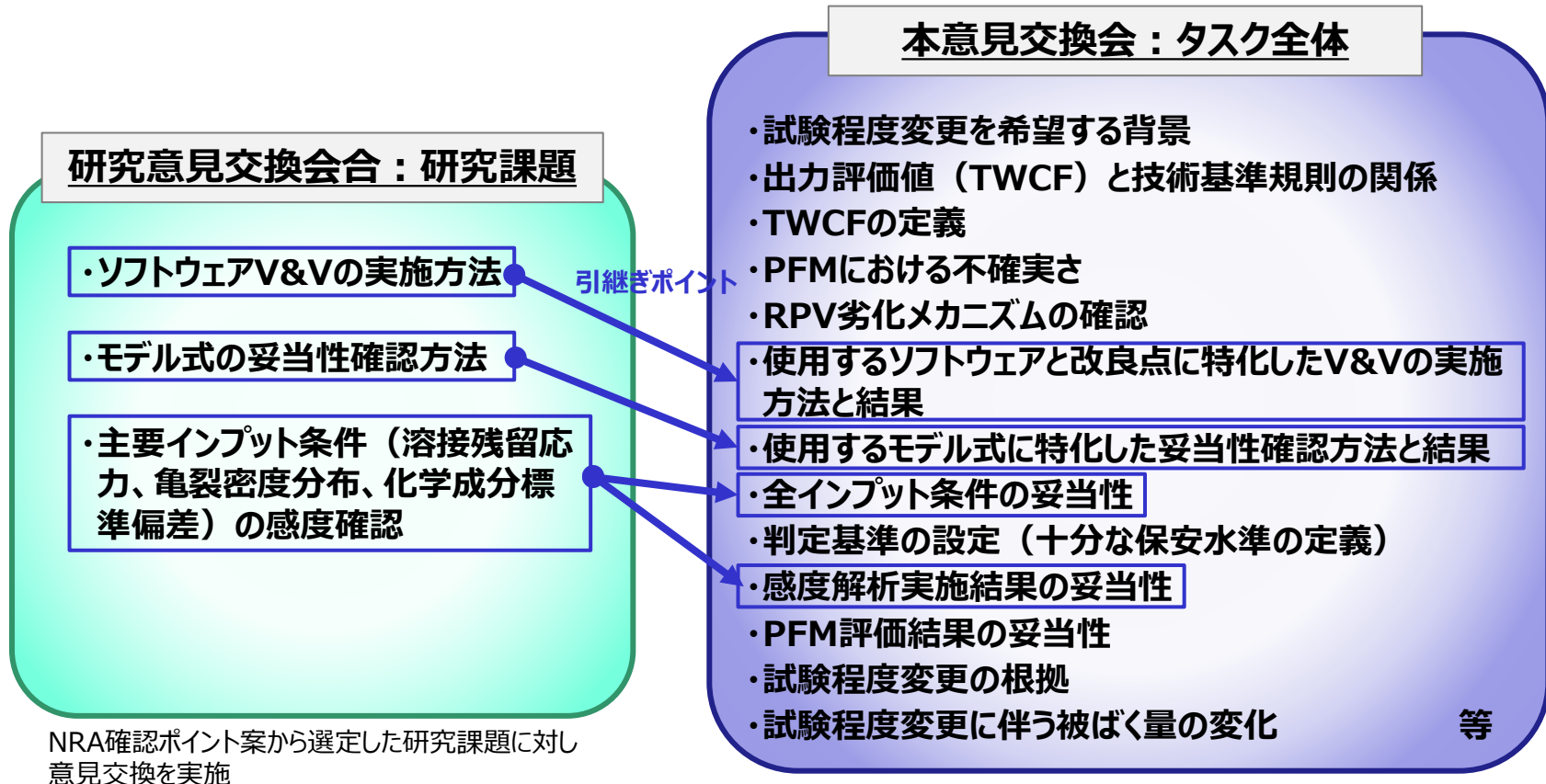
[1] R.G. 1.245 Revision 0 “Preparing Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) Submittals”, 2022.

[2] EPRI, “BWR Vessel & Internals Project (BWRVIP) BWR RPV Shell Weld Inspection Recommendations (BWRVIP-05)”, ADAMS No. ML20094Q116.

[3] 日本電気協会 原子力規格委員会「確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」、JEAG 4640-2018.

試験程度変更までのタスクと役割の検討結果

- ✓ 試験程度変更にあたっては、PFMを活用した検討を進めており、研究意見交換会合及び本意見交換会において議論を実施している。
- ✓ 試験程度変更までのタスクについて、前章の目次案、NRA確認ポイント案、R.G. 1.245、BWRVIP-05、JEAG 4640を参考に抽出した。
- ✓ これまでに実施した研究意見交換会合を通じて、PFM活用のための一般論としての共通認識を持つことができた。研究意見交換会合で確認した事項を踏まえ、今後は、本意見交換会において試験程度変更までに必要な個別具体論に関する意見交換を実施させていただきたい。



4 十分な保安水準の定義

- ✓ 亀裂解釈では、「技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、**技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保ができる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合すると判断**する」とされている。
- ✓ BWRのRPV一般部溶接部の試験程度について、十分な保安水準を確保できる技術的根拠を示すことにより、変更したいと考えている。
- ✓ 次項では、米国において認められている試験程度変更に対する許容基準値を示す。
- ✓ その後、十分な保安水準の定義について検討した結果を示す。

- 2010年に発行された新たな推奨PTSスクリーニング基準を示したレポート^[1]では、PTS事象は、多くの場合、炉心損傷までしか進展しないため、規制ガイド^[2]※を踏まえて、**原子炉容器貫通頻度の制限値はCDFの許容基準である 1×10^{-5} とすることが適当であるが、解析の不確実性も踏まえより保守的なLERFの基準である 1×10^{-6} を採用することが妥当**とされ、その検討を踏まえてTWCFが 1×10^{-6} に相当する代替PTSスクリーニング基準として10CFR50.61aが制定された。

※同規制ガイドにおいては、許可ベースを変更しようとする際のリスクの許容基準（目安値）が示されており、CDFが 1×10^{-4} 以下のプラントにおいては Δ CDFが 1×10^{-5} 以下、かつ、LERFが 1×10^{-5} 以下のプラントにおいては Δ LERFが 1×10^{-6} 以下とされている。TWCFの基準 1×10^{-6} は、この Δ LERFの許容基準を踏まえ設定されている。

- これ以降、米国ではBWRプラントのRPVの試験程度の見直しを行う場合も含めたTWCFの許容値として 1×10^{-6} が広く用いられるようになった。

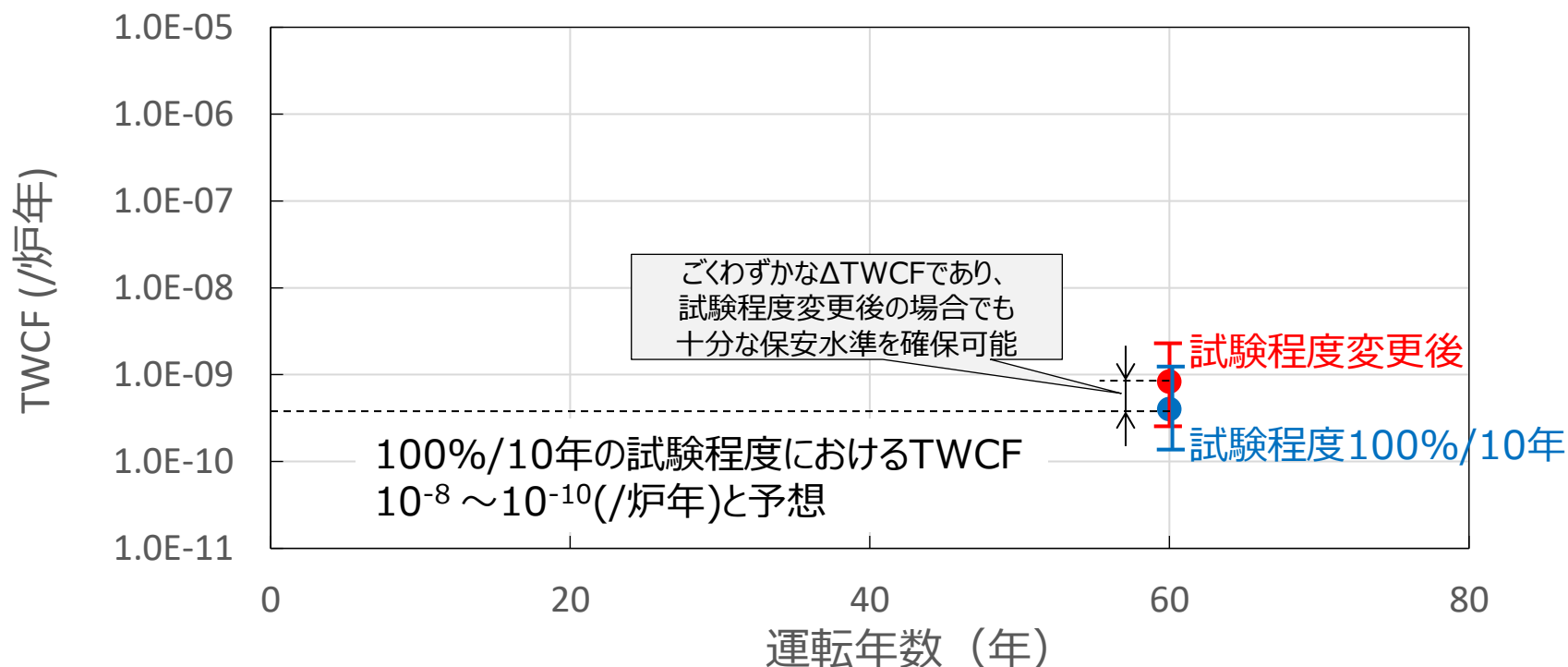
[1] NUREG-1874, "Recommended Screening Limits for Pressurized Thermal Shock (PTS)", March 2010.

[2] Regulatory Guide 1.174 Rev.1, "An approach for using probabilistic risk assessment in risk-informed decisions on plant-specific changes to the licensing basis", Nov. 2002.

- ✓ 亀裂解釈で規定されている「**技術基準規則に定める技術的要件**^①を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、**技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保ができる**^②**技術的根拠があれば**^③、**技術基準規則に適合する**^④と判断する」に対するアプローチは以下のとおり。

- ① RPV一般部の溶接継手に対する技術基準規則の技術的要件は、破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥がないことであり、これを確認するための手段が100%/10年の試験程度でのUTの実施である。
- ② 試験程度を変更するに際し、上記の規制内容に対して安全性が大きく変化しなければ、十分な保安水準が確保できるといえる。
- ③ 技術的根拠としてTWCFを活用することとし、現行の規制内容（試験程度100%/10年）でのTWCFを「十分な保安水準が確保されているTWCFの値」とする。
- ④ 試験程度100%/10年時のTWCFと試験程度変更後のTWCFの差が十分に小さいことにより、試験程度を変更した場合でも技術基準に適合すると判断する。

- ✓ 100%/10年の試験程度におけるTWCFを、十分な保安水準が確保できる値として定義する。
- ✓ この値と試験程度変更後のTWCFの差が極めて小さい場合には、試験程度を変更しても十分な保安水準を確保できるとする。

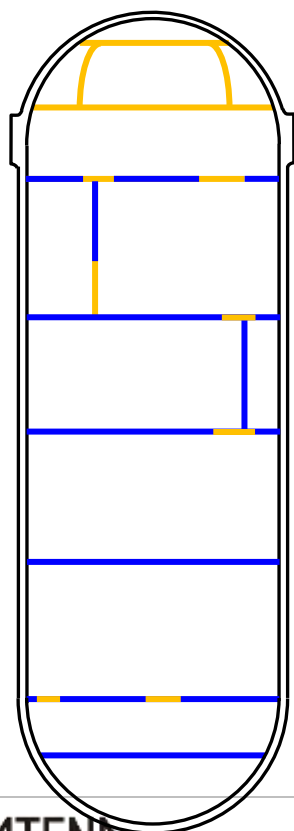


イメージ図

5 被ばく量

- ✓ 国内BWRプラントの一部では、100%を一度実施済みであり、被ばく量を記録している。
- ✓ 長期停止中に実施しているため、通常の運転サイクルでの線量より大幅に低くなっている。
- ✓ そのため、過去の雰囲気線量等から通常の運転サイクルで検査を実施した場合の被ばく量を評価した。
- ✓ 今後、通常の運転サイクルの中で検査を実施していくため、被ばく量を記録していく。

- ✓ 被ばく量評価結果を示す。なお、試験程度を0、7.5、50、100%の時の被ばく量を記載する。
- ✓ RPVの検査以外で被ばく量が大い作業としてPLRポンプの分解点検が挙げられる。
1 定検あたりの総被ばく量の平均約790mSv・人に対し、当該作業の被ばく量は約60mSv・人（ポンプ1台での値，7サイクル毎に実施）であり，100%/10年時の被ばく量はさらに大きい。



自動・手動探傷範囲の割合
(胴板のみ)

自動UT	手動UT
90 (%)	10 (%)

自動・手動探傷範囲の割合
(上蓋・下鏡を含む)

自動UT	手動UT
71 (%)	29 (%)

- ポールトラック設置範囲（自動UT）
- ポールトラック設置なしの範囲（手動UT）

被ばく評価結果

試験程度 (%)	被ばく量 (mSv・人)
0	0
7.5	28.9
50	42.3
100	272.9

小数点以下2桁目を切り下げて表記

6 まとめ

- ✓ PFM評価を活用し、リスクの大きさに応じた試験程度へ変更することを希望する背景を整理した。
- ✓ また、試験程度変更までのタスクと役割を検討した。研究課題として意見交換すべき課題については、研究意見交換会合の実施により検討の目途が立ったため、今後は主に本意見交換会で議論を進めたい。
- ✓ 十分な保安水準の定義についても検討した。
- ✓ 試験程度変更後も、最新の国内外運転経験情報等を踏まえ、継続的に試験程度の適切性を検討する。

7

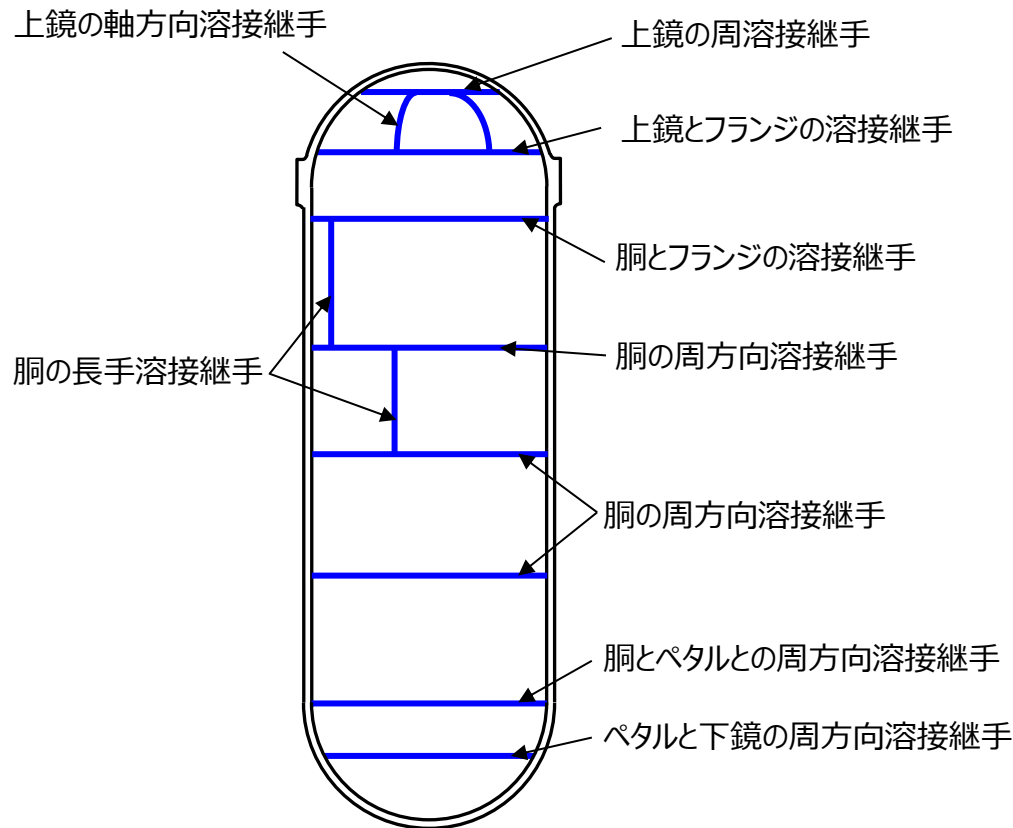
参考資料

- ✓ ASMEの試験程度（100%/10y）は炉型によらず同じであるが、BWRの試験程度は、以下を考慮するべき。
 - － BWRの特徴（中性子照射量が小さい、PTS事象が発生しない）。
 - － また、溶接線方向（縦と周）の応力が異なること。
- ✓ また、PFM評価結果より、検査の効果はほとんどなく、安全性に影響しないことを確認したため、他にリソースを配分したい。
- ✓ 加えて、試験程度変更により、被ばく量低減とコストダウンが可能である。

[1] Transcript of a meeting、Meeting With Boiling Water Reactor Vessel And Internals Project And NRC Staff - Public Meeting、ADAMS No. ML15146A384.

- ✓ 「1. はじめに」では、試験程度変更の背景、試験程度を変更する動機、規制内容、資料構成を記載する。
- ✓ 「2. 目的と対象」では、資料の目的と対象を記載する。対象は、BWRのRPV一般部溶接部の試験程度であることを記載する。
- ✓ 「3. 検討方法」では、試験程度変更の検討に必要な情報を示す。現時点で想定している情報は、4.以降に記載している内容である。

- ✓ 「4. RPVの設計情報」では、RPVの構造と製造方法等を記載する。
 - － PFM評価で必要な情報（板厚他寸法、関連温度 RT_{NDT} 等）は、「9. PFM評価結果」に記載する。



構造例

- ✓ 「5. 劣化メカニズム」では、環境、RPVで想定される劣化メカニズムを記載する。
 - － 「原子力学会標準^[1]の経年劣化メカニズムまとめ表」等を参考に劣化メカニズムを整理する。
- ✓ 「6. 国内外OE情報」では、国内外で発生したRPV溶接部に関する運転経験を記載する。
 - － 例えば、1990年に米国2プラントのRPV上蓋で確認された製造時にできたきずに関する事象^[2]。
- ✓ 「7. 検査技術と実績」では、製造時からこれまでの検査実績（方法と結果）を記載する。
- ✓ 「8. 決定論評価」では、従来から実施している決定論の評価内容とその結果から設定している運用上の制限について記載する。
 - － RPVの非延性破壊防止のため、JEAC 4201&4206に基づく評価より最低使用温度を定め、運用上の制限している。

[1] 一般社団法人 日本原子力学会「日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準」

[2] Transcript of a meeting、Meeting With Boiling Water Reactor Vessel And Internals Project And NRC Staff - Public Meeting、ADAMS No. ML15146A384.

✓ 「9. PFM評価」では、国内BWRのPFM評価方法と結果を示す。

「9. PFM評価」の構成概要

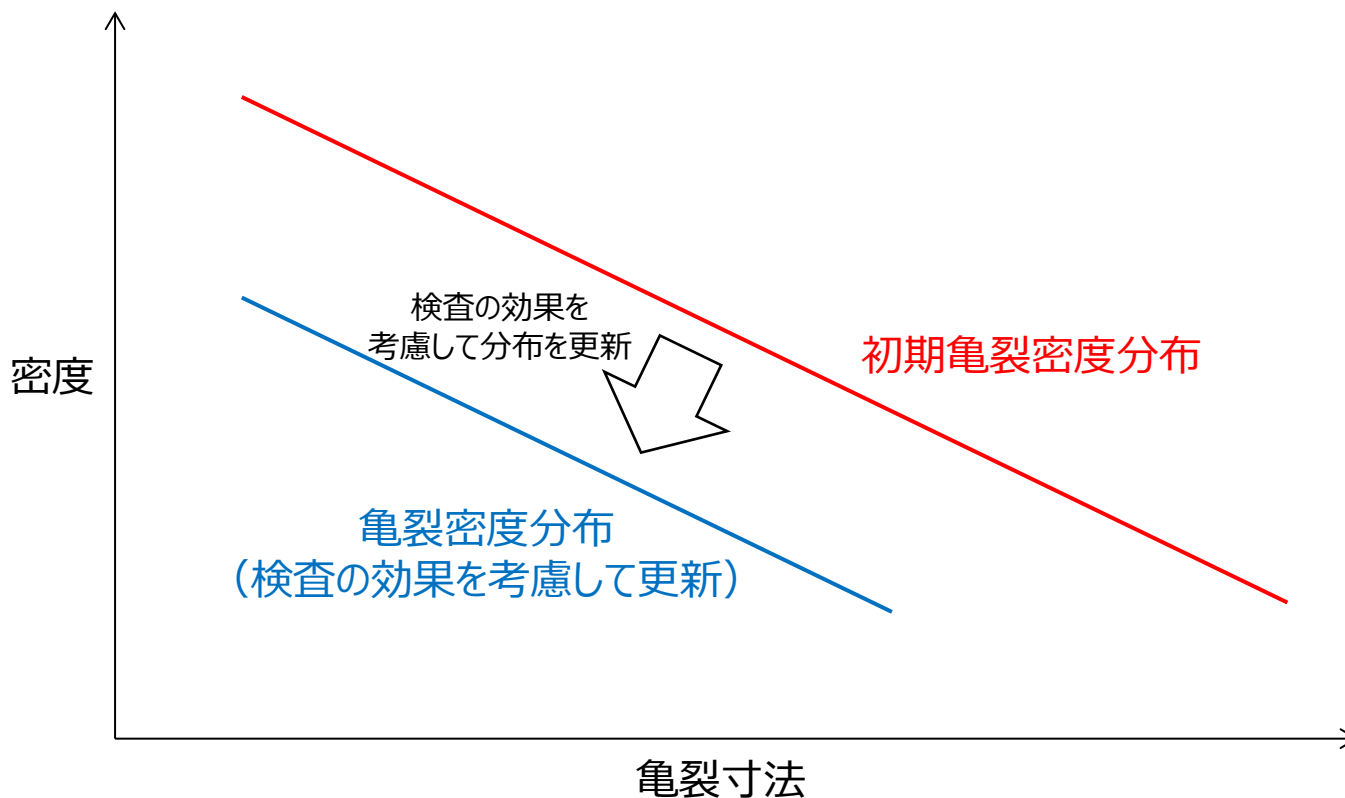
9.内の目次	内容（概要）
9.1. PFM評価	PFMに関する基礎的な内容、出力評価値の定義
9.2. 評価方法	—
9.2.1. 評価方法の全体概要	PFM評価で一般的に求められる実施事項
9.2.2. ソフトウェア	ソフトウェア情報、ソフトウェア改良箇所及びV&Vの結果
9.2.3. 対象プラントと部位	評価対象プラントと部位（溶接施工等含む）
9.2.4. 評価で使用するモデル式	モデル式（破壊靱性の式等）を使用することの妥当性
9.2.5. 評価条件	評価のインプット条件の根拠（溶接残留応力等）
9.2.6. 判定基準	試験程度変更の判定基準の根拠
9.2.7. 感度解析（Sensitivity analysis）	出力評価値（TWCF）の不確実性への影響を確認するための解析条件の根拠
9.2.8. 感度分析（Sensitivity studies）	モデル式等について、使用するもの以外で妥当と考えられる式に変更した場合の影響を確認するための解析条件の根拠

「9. PFM評価」の構成概要（続き）

9.内の目次	内容（概要）
9.3. 評価結果	—
9.3.1. PFM評価結果	• 出力評価値（TWCF）の値
9.3.2. 感度解析結果	• 感度解析結果から確認できるTWCFに対する各評価条件の重要性
9.3.3. 感度分析結果	• 感度分析結果
9.3.4. 評価結果のまとめ	• 感度解析と感度調査を踏まえ、PFM評価結果に対する結論（判定基準を踏まえた判定結果）

- ✓ 「10. 提案する試験程度」では、9.までの結果から試験程度を提案する。
 - － 試験程度の判定基準及びその根拠を記載。
 - － 試験程度変更前後で同等の保安水準であること、その根拠を記載。
- ✓ 「11. 被ばく量低減効果」では、試験程度変更に伴い被ばく量の変化とその根拠を示す。
- ✓ 「12. まとめ」では、まとめを記載する。

- ✓ PFMのインプットの一つとして初期亀裂密度分布がある。
- ✓ 検査の効果を考慮したPFM評価を実施する場合，初期亀裂密度分布を更新する。

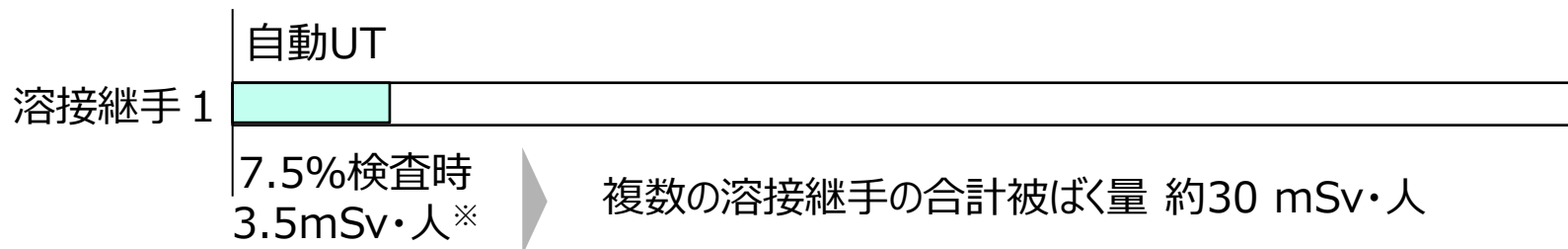


初期亀裂密度分布のイメージ図

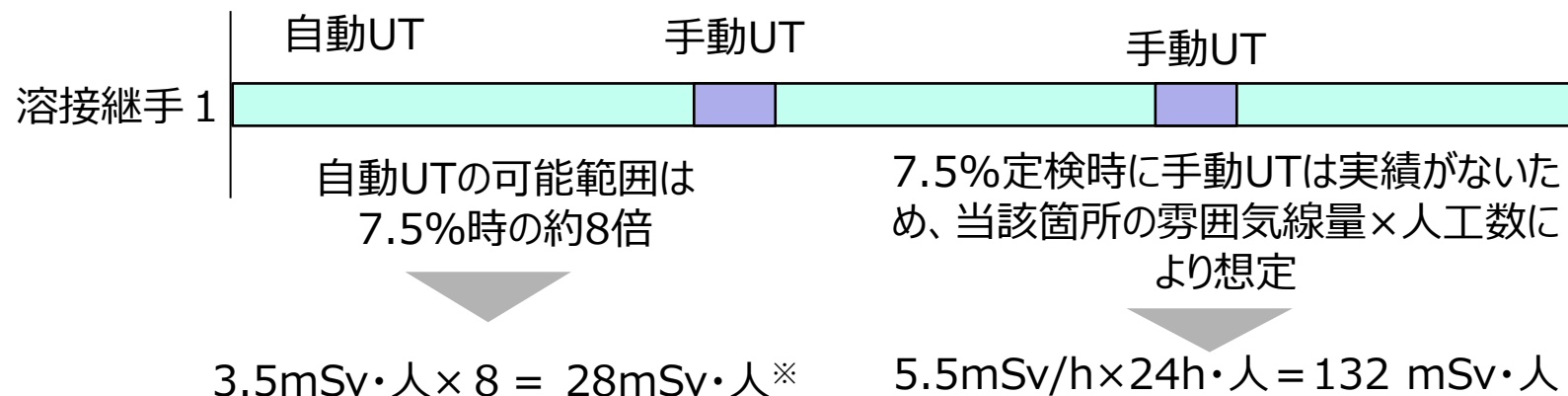
○被ばく量の試算方法の例

7.5%UT実績

※：自動UTはレール継ぎ目で装置の取り外し、取り付けが必要であり、UT範囲が拡大することで、その作業に伴い被ばくが発生する。



100%UTでの想定



他の溶接継手についても同様に算出し、100%検査時の被ばく量（約300mSv）を想定した。