
原子炉圧力容器の経年変化に関する 運用・評価の適正化について

2023年3月15日

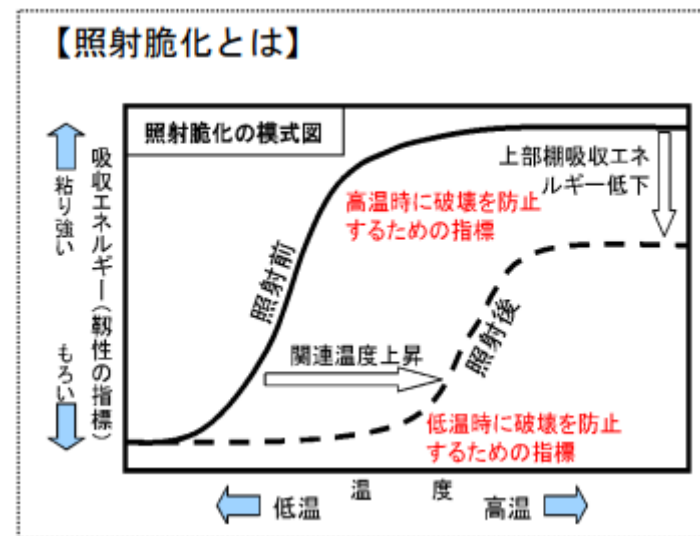
原子力エネルギー協議会

はじめに

- ATENAとしては、プラントの運転実績に応じた劣化の状況を適切に把握し、長期運転における安全性を理解頂くための評価の重要性が増していくものと認識している。
- 高経年化した発電用原子炉の安全規制に関する意見交換会（第2回）において、安全な長期運転・評価の信頼性向上・精緻化の観点から、プラント状況や、プラントの実態を踏まえた運用・管理を実施していくために、議論させて頂きたい事項についてご説明させて頂いた。
- 本日は、原子力規制委員会において検討されている高経年化した原子炉に係る安全規制に関わるものとして、原子炉圧力容器（以下、RPV）の経年変化（中性子照射脆化）に関わる以下の2つについて、科学的・技術的な観点から、検討状況をご説明させていただきます。
 - ✓ プラント状況を考慮した監視試験の計画・運用の適正化 ➡ 3 ~ 12
 - ✓ 施設管理結果の適切な反映 ➡ 13 ~ 17

RPVにおける照射脆化の管理・評価について

- RPVは、運転に伴い中性子の照射を受けて徐々に材料の靱性（粘り強さ）が低下するため、この脆化の進行程度を評価・把握し、健全性を確認していくことが重要である。
- 将来の脆化の進行程度を評価・把握することを目的として、RPVの内側には予め試験片を入れた監視試験カプセルを装荷することにしており、このカプセルを計画的に取り出し、試験を行うことにしている。
- これらの監視試験の結果を踏まえて、日本電気協会の電気技術規程に定められる脆化の評価手法に基づいて、想定する運転期間に対する将来の脆化の進行程度に関する評価を行っている。
- RPVに亀裂があると仮定し、想定される荷重を受けた場合の破壊に対する評価（例：PTS評価）を行うことで、RPVの健全性が十分に確保可能であることを確認している。



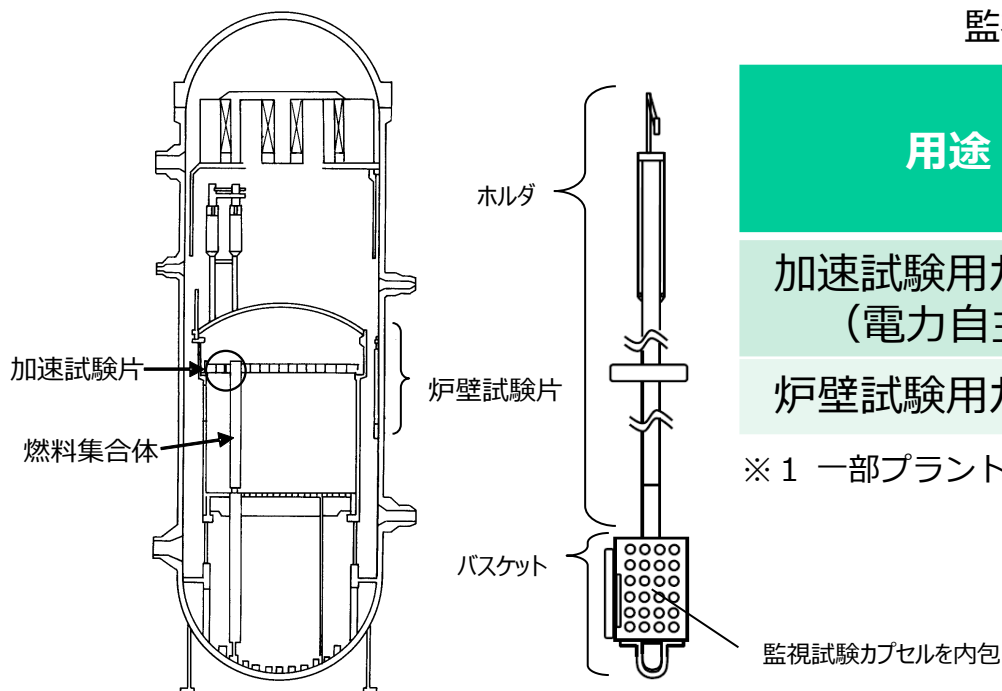
照射脆化の模式図※

プラント状況を考慮した 監視試験の計画・運用の適正化 (運転時間による管理)

監視試験カプセルの装荷状況（BWR）

- 告示（現在はJSME設計・建設規格）や、日本電気協会の電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201)」に基づき、監視試験カプセルを建設時に炉内に装荷している。また、必要に応じて再装荷を実施している。
- 標準的なBWRプラントでは、監視（炉壁）試験用のカプセル3つに加え、加速試験用のカプセル1つ（電力自主）を装荷している。

監視試験カプセルの装荷状況（BWR）



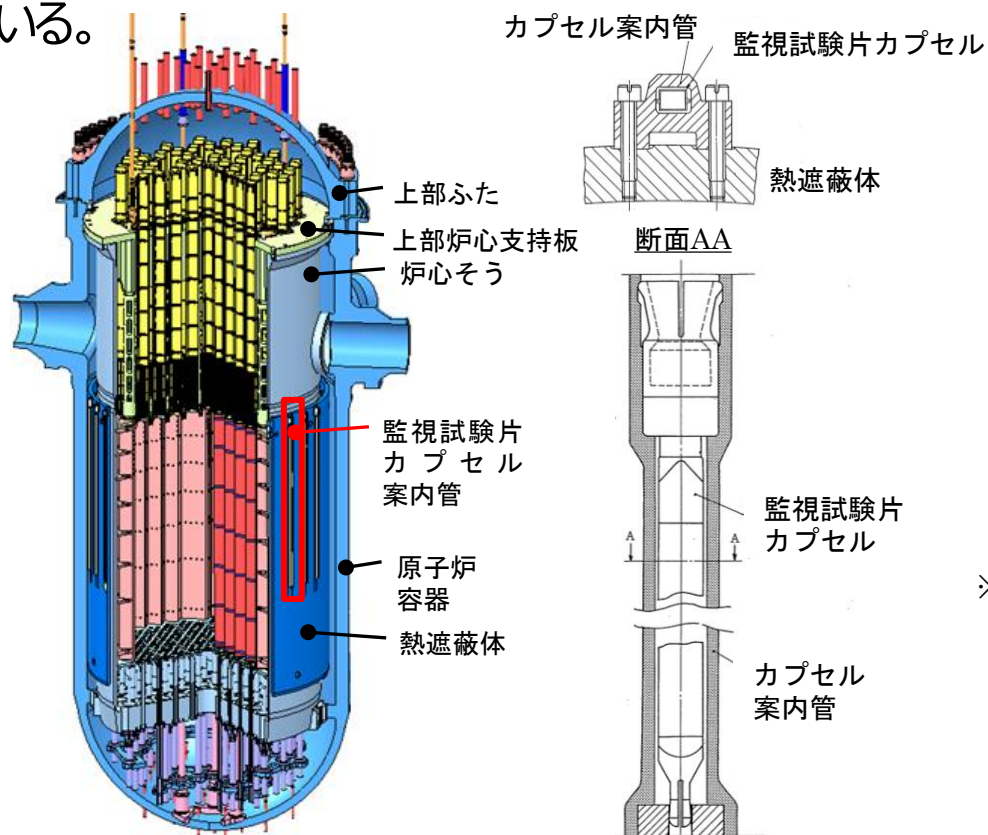
用途	個数	カプセル内の シャルピー衝撃試験片数 (母材、溶金、熱影響部)
加速試験用カプセル (電力自主)	1	各12個以上
炉壁試験用カプセル	3※1	各12個以上

※ 1 一部プラントでは追加の炉壁試験用カプセルを装荷している場合がある。

監視試験カプセルの装荷位置（BWRの例）

監視試験カプセルの装荷状況 (PWR)

- 告示（現在はJSME設計・建設規格）や、日本電気協会の電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201)」に基づき、監視試験カプセルを建設時に炉内に装荷している。
- 標準的なPWRプラントでは、建設時に6つ（一部プラントでは8つ）のカプセルを装荷している。



監視試験カプセルの装荷状況 (PWR)

カプセル 個数	カプセル内の シャルピー衝撃試験片数 (母材、溶金、熱影響部)
6 ※1	各12個以上

※1 一部プラントでは8つのカプセルを装荷している場合がある。

監視試験カプセルの装荷位置 (PWRの例)

監視試験カプセルの取り出し・試験について

- JEAC4201に基づき、“運転年数 (EFPY)”に応じて計画的に監視試験カプセル (シャルピー衝撃試験片やモニタリングワイヤを含む) を取り出して、試験を実施している。
- 一方、これとは別に、運転期間の延長認可申請や、JEAC4201-2013追補版への適用条件として“経過時間 (暦年)”による試験が求められている。

JEAC4201-2007	1回目	2回目	3回目	4回目	5回目
$\Delta RT_{NDT} \leq 28$	12EFPY	24EFPY	相当運転期間	—	—
$28 < \Delta RT_{NDT} \leq 56$	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—	—
$56 < \Delta RT_{NDT} \leq 111$	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間	—
$111 < \Delta RT_{NDT}$	1.5EFPY	3EFPY	6EFPY	15EFPY	相当運転期間

その他の監視試験の実施に関する要求

技術基準の解釈※1 JEAC4201-2013年追補版 適用条件 ($> 2.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の場合)	<ul style="list-style-type: none"> • これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。 • 40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後40年から50年の間及び50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。
運転期間延長認可※2に伴う 監視試験要求	<ul style="list-style-type: none"> • 運転後30年を経過する日から10年以内の出来るだけ遅い時期に取り出し • 運転後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が出来る時期に取り出し

異なる指標 (運転年数 / 経過時間) を踏まえた監視試験の計画・運用が必要

監視試験カプセルに対する経過年数での取り出しに関するもの

・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 別記-6 (抜粋) ※1

(1) 附属書表 B-2100-3 国内脆化予測法の適用範囲(「監視試験方法(JEAC 4201-2007/2013)」)
(注記)に以下を加える。

・原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量($E>1\text{MeV}$)が $2.4\times 10^{19}\text{n/cm}^2$ を上回る場合は、以下の①及び②を満足すること。

① 原子炉圧力容器内面が受ける中性子照射量($E>1\text{MeV}$)が、これまでに取り出された監視試験片の中性子照射量を超えない時期に、新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。

② 運転開始後40年を超えて運転を行う場合には、運転開始後40年から50年の間に少なくとも1度、更に運転開始後50年から60年の間に少なくとも1度、監視試験片を取り出して関連温度移行量を予測すること。

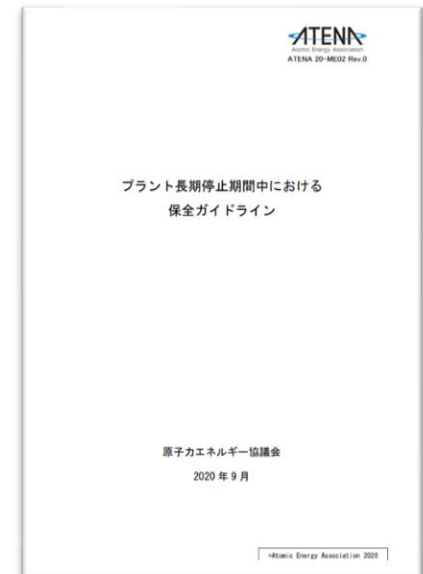
・実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド(抜粋) ※2

②運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に取り出した監視試験片の試験結果(監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間(3年程度を目安)を考慮した上で、1.の申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査(原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。)とする。)

②運転開始後40年を経過する日から10年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画。

停止期間における経年変化の進行・進展について

- RPVに使用されている低合金鋼については、運転中に燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受けるとボイド、溶質原子クラスタや転位ループ形成や粒界偏析などのマイクロ組織変化が生じ、溶質原子クラスタや転位ループは材料の変形の際（転位の移動）の抵抗となり、破壊に対する抵抗（靱性）の低下が生じる（中性子照射脆化）。
- 「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取り組み」における経年劣化影響に関するガイドライン及び米国EPRIによるレビューの結果や、技術レポートに纏められている通り、RPVにおいては、「運転中のような燃料の核分裂反応が起こらないプラントの停止期間中には、中性子の照射による劣化の進展・進行を考慮する必要はない」ことは明らかであり、原子力規制委員会も同様の見解を発出されていると認識している。



- ✓ プラント長期停止期間中における保全ガイドライン
(<https://www.atena-j.jp/report/docs/ATENA20-ME02%20%EF%BC%88Rev.0%EF%BC%89.pdf>)
- ✓ 運転期間延長認可の審査と長期停止期間中の発電用原子炉施設の経年劣化との関係に関する見解 令和2年7月29日原子力規制委員会
(<https://www.nra.go.jp/data/000323916.pdf>)

監視試験計画の適正化について

<監視試験計画（取り出し間隔）における指標>

- 設計に応じた監視試験カプセル数を装荷しているが、数量は有限であること、RPVは運転に伴い中性子の照射を受けて、徐々に経年変化が進行していくことを踏まえ、経過時間（暦年）ではなく運転年数（EFPY）を指標とした一元的な監視試験の計画・運用を行うことが科学的・技術的な観点からも有効と考える。
 - ✓ 将来の傾向を評価・把握する手法を用いるにあたり、適切な照射量の間隔による監視試験データを充実化・蓄積することは、評価の信頼性向上、さらにはプラントの安全性向上にも資する。
 - ✓ プラントの実状況（中性子照射を受けない）を踏まえた計画立案・管理が可能。

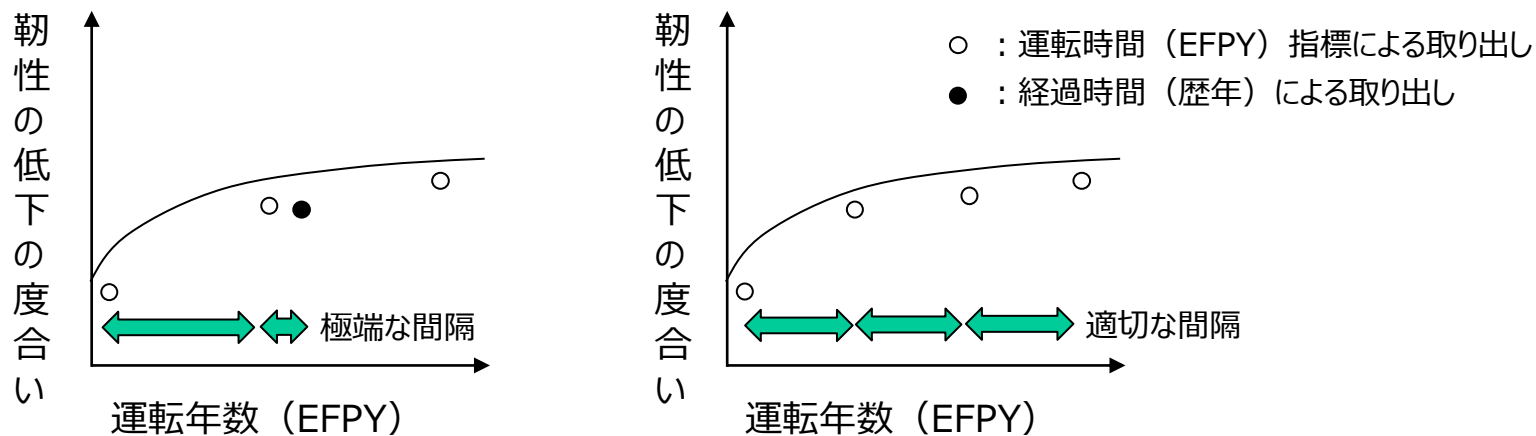


図 監視試験間隔の差異による経年変化の確認イメージ

実機状況を考慮した監視試験の計画・運用 (1 / 2)

<原子炉の設計に応じた監視試験の計画・運用>

- PWRプラントとBWRプラントでは、原子炉の設計の差異から供用期間中に受ける中性子照射量が異なることを踏まえた監視試験計画を立案し・運用している (P. 4、5 参照)
- また、BWRプラントで想定される照射量はPWRに比べて 10^2 程度小さく、想定される運転期間における照射量の領域において十分なデータが取得されている。

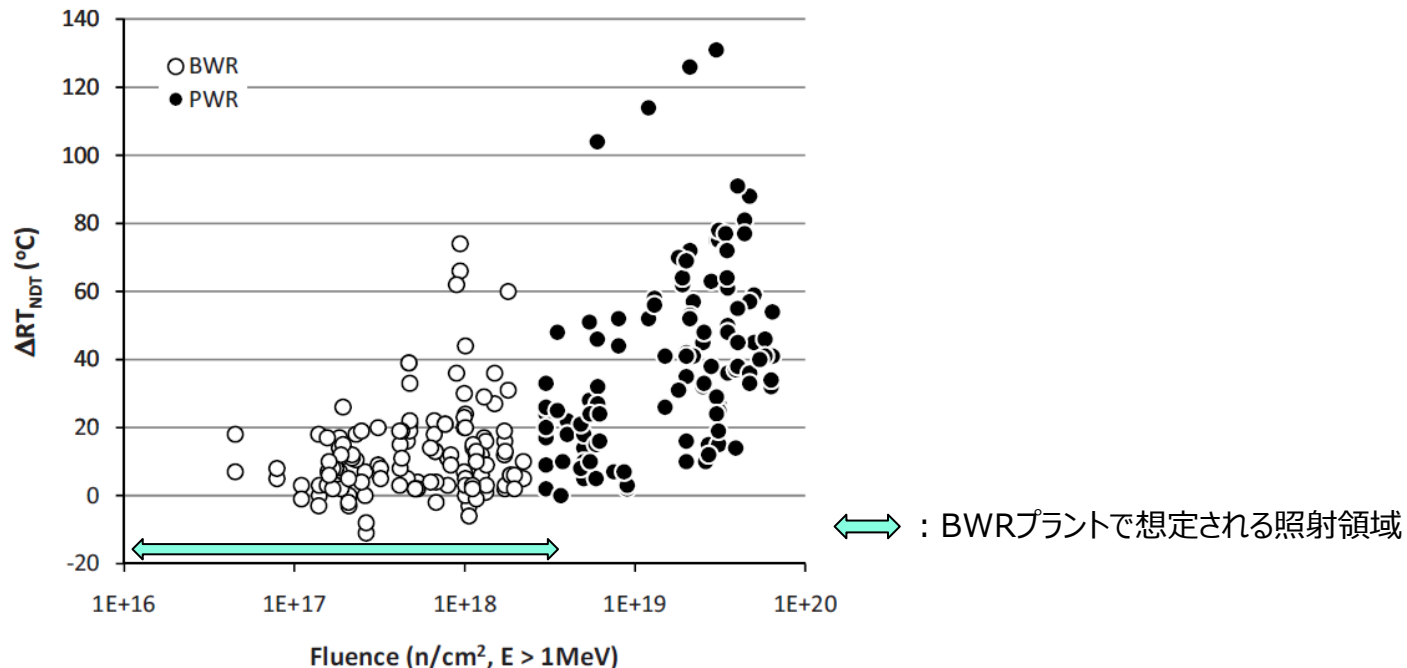


Fig. 5 Transition temperature shifts of BWR and PWR plants with neutron fluence ※1

実機状況を考慮した監視試験の計画・運用（2 / 2）

- BWRプラントでは、加速試験用カプセルを装荷・試験しており、加速試験データにより長期運転で予想される照射量が包絡されるとともに、これまでに取得された監視試験データ（加速試験結果を含む）の傾向において、鋼材の不純物成分（Cu含有率他）が低く抑えられ、中性子照射脆化に対する感受性の低い国内のBWRプラントにおける関連温度移行量は十分に低い値であることが示されている。

BWRプラントの監視試験データの傾向※2

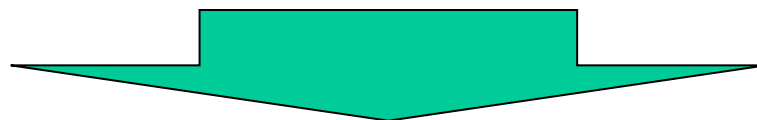
原子炉の設計に応じた監視試験計画・運用とすることが望まれる

まとめ（プラント状況を考慮した監視試験の計画・運用の適正化）

- RPVは、運転に伴い中性子の照射を受けて徐々に材料の靱性（粘り強さ）が低下するため、経年変化の進行程度を把握して、計画的に健全性を確認することにより管理していくことが重要である。
- 原子炉の設計に応じた監視試験カプセル数を装荷しているが、数量は有限であること、RPVは運転に伴い中性子の照射を受けて、徐々に経年変化が進行していくことを踏まえ、科学的・技術的な観点に基づく規制・ガイドが整備されることをATENAとして要望する。
 - ✓ 運転年数（EFPY）に基づき適切な照射量の間隔で監視試験を計画・実施。
 - ✓ 原子炉の設計（PWR/BWRの照射量の差など）に応じた監視試験の計画・運用。
- プラント状況を考慮した監視試験の計画・運用の適正化を図ることにより、監視試験データの充実化・蓄積にもつながり、RPVの健全性を評価する際の信頼性向上さらにはプラントの安全性向上にも資すると考える。

施設管理結果の適切な反映 (PTS評価における仮想欠陥寸法)

- 運転延長認可プラントでは、運転開始から約35年以降に実施した**特別点検**により、**母材含めて炉心領域全域について有意な欠陥がない（検出限界5mm未満）**ことを確認できている。
- 一方、PWRプラントの原子炉容器PTS評価においては、原子炉容器内面に欠陥があることを仮に想定し、原子炉容器内表面から深さ10mmの欠陥寸法を用いた評価が求められている。
- このため、PTS評価では、検査結果に関わらず、深さ10mmの欠陥寸法を用いた評価をいずれのプラントでも一律で実施している。



- 実機評価の信頼性向上の観点から、個別のプラントでの特別点検結果といった実機状況を取り入れた評価を実施することが適切であると認識している。

現行ガイドにおけるPTS評価の仮想欠陥寸法要求

➤ 実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド

① 上記3. 1の特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。

② 運転開始後30年を経過する日から10年以内のできるだけ遅い時期に取り出した監視試験片の試験結果（監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間（3年程度を目安）を考慮した上で、1. の申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査（原則として計画外の原子炉停止によるものを除く。）とする。）。

③ 加圧水型軽水炉に係る上記②の試験結果に基づく健全性評価等における以下の事項。

- ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を80パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。
- ・照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価。
- ・原子炉容器炉心領域内表面から深さ10ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価。

➤ 実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド

- ・監視試験片の中性子照射量に相当する運転経過年数を算出すること。算出に当たっては当該年数が過大なものとならないよう、将来の設備利用率の値を80パーセント以上かつ将来の運転の計画を踏まえたより大きな値を設定すること。
- ・照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価及び照射脆化の将来予測を保守的に行うことができる方法による評価を行うこと。
- ・原子炉容器炉心領域内表面から深さ10ミリメートルの部位における破壊靱性値を用いた加圧熱衝撃評価を行うこと。

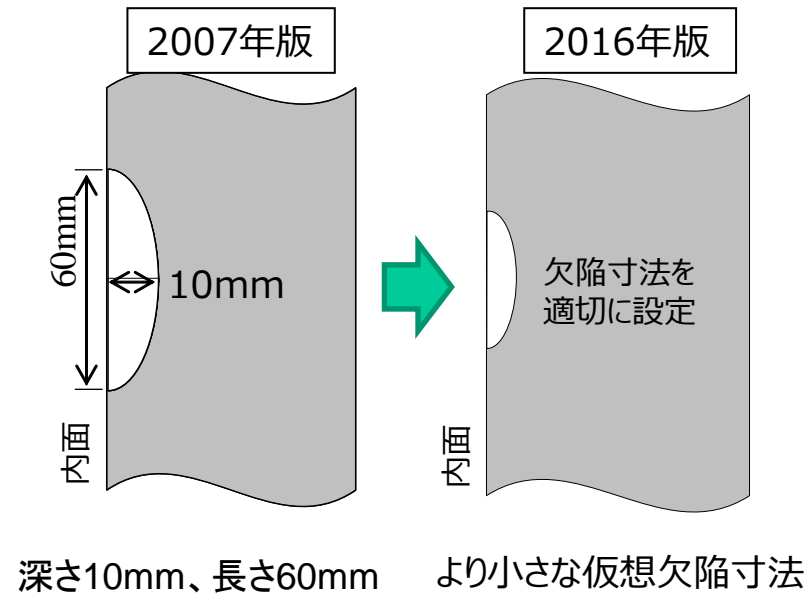
民間規格における仮想欠陥寸法

➤ 現行規格【JEAC4206-2007】

原子炉容器内面に表面欠陥として深さ10mm、長さ60mmの半楕円表面欠陥を想定する。

➤ 最新規格【JEAC4206-2016】

現行規格で一定の保守性を持った評価は可能であるが、原子炉容器は供用期間中の検査や、運転期間延長の際の特別点検により内面に欠陥のないことを都度確認していることから、非破壊試験の結果を反映した評価高度化として、深さ10mm、長さ60mmの想定に対して、非破壊試験の結果（特別点検等）を踏まえて、より小さな仮想欠陥を設定してもよいとした。



JEAC4206-2016技術評価のコメント

設計・建設規格に同様の規定があり、これに整合させるもので妥当と判断する。仮想欠陥の最大寸法を保証するための具体的条件が明確になるよう今後の検討が望まれる。

今後の対応

実機適用に向けての検討事項に対して、個別のプラント評価に際して検査結果や、亀裂進展評価等を踏まえて適切な欠陥寸法を設定することで、欠陥寸法の適正化を行うことができると考えている。

まとめ（施設管理結果の適切な反映）

- 原子炉容器の中性子照射脆化の評価においては、原子炉容器に事故時に冷たい水が注入された場合でも破壊に至らないことの評価（PTS評価）を行うことで、健全性が十分に確保可能であることを確認している。
- PTS評価においては、深さ10mm、長さ60mmの仮想欠陥寸法で評価を実施しているが、運転延長認可プラントでは、運転開始から約35年以降に実施した特別点検により母材部を含めて炉心領域全域について有意な欠陥がない（検出限界5mm未満）ことを確認できている。
- 特別点検結果（検出限界5mm未満）や特別点検後の亀裂進展評価等を踏まえて個別プラントごとに適切な欠陥寸法を設定することで、欠陥寸法の適正化を行うことができると考えている。
- 特別点検結果といった実機状況を適切に取り入れることで、評価の信頼性向上に繋がると考えており、個別プラントの実機状況に応じた適切な評価を実施できる運用とすることを要望する。

- 将来にわたりRPVの安全性を評価・確認していくためには、経年変化の進行程度を適切に評価・把握していくことが重要である。
 - RPVに対しても、適切に施設管理を実施しており、超音波探傷試験による亀裂の有無の確認に加え、これまでに蓄積された監視試験データ等を踏まえて、将来の傾向を評価・把握する手法を用いていることから、更なる信頼性向上のためには、超音波探傷試験の結果や、適切な照射量の間隔で実施した監視試験データの蓄積とこれらのデータの活用・反映が望まれる。
 - ATENA が更なる安全性・信頼性の向上に継続的に取り組むことができるよう、科学的・技術的な観点に基づく規制・ガイドが整備されることを要望する。
 - なお、ATENAは、RPVの経年変化に対して、今後も継続的に監視試験データの充実化、国内外の最新の知見・運用※を取り入れることにより評価の精度を高めるとともに、これらの手法を民間規格にも反映する等を通じて、信頼性・安全性の向上に努めていくため、適宜意見交換をさせていただきたい。
- (※ 確率論を用いた評価、マスターカーブ法や小型試験片による評価手法、統合型監視試験 他)