

確率論的破壊力学の原子力関連規格への 取り込みに関する展望と課題 (原子炉圧力容器への適用と規格化)

三菱重工業(株)

廣田貴俊

2015年11月23日

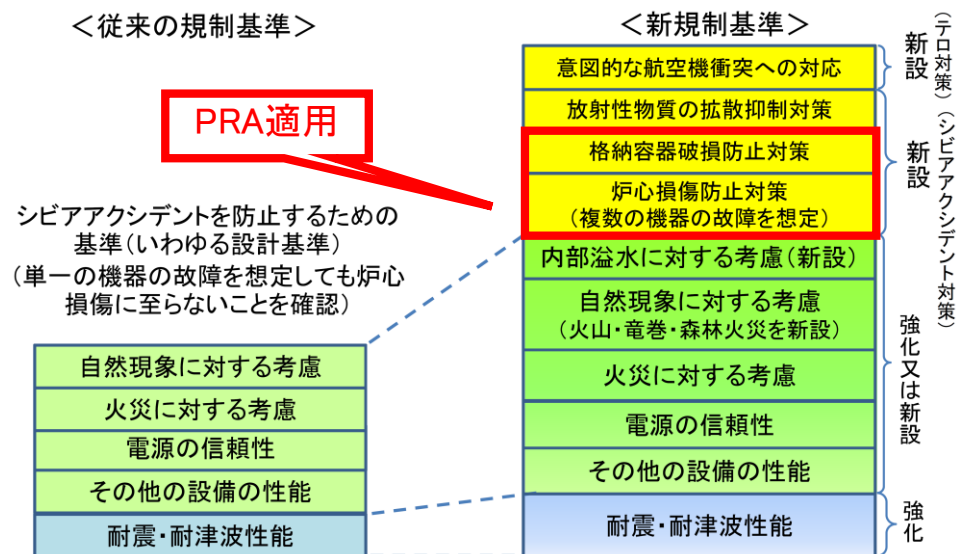
日本機械学会 2015年度M&M材料力学カンファレンス
@慶応義塾大学 矢上キャンパス

MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD.

- はじめに
- 確率論的リスク評価(PRA)の活用
- 原子炉圧力容器の破損頻度
- 原子炉圧力容器に対するPFMの適用状況と規格化
- まとめ

- 現行規格に規定される機器の破壊に対する健全性評価手法は、欠陥、過渡、破壊靱性等を保守的に設定して評価する決定論的破壊力学評価に基づいている。
- 破壊現象に影響するこれらの種々のパラメータに確率的な分布を与えて、破壊発生頻度や亀裂貫通頻度を評価する確率論的破壊力学(PFM: Probabilistic Fracture Mechanics)が安全裕度を定量的に評価するための手法として活用が期待されている
- ここでは、今後の活用が見込まれる確率論的リスク評価(PRA)の動向に触れた上で、最も重要な機器の一つである原子炉圧力容器の破損頻度を求めるためのPFMの適用のメリットやPFMの適用状況と評価手法の規格化の検討状況について述べる。

- 新規規制基準適合性の審査では、重大事故等対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループの選定に、**確率論的リスク評価(PRA: Probabilistic Risk Assessment)**から得られる知見を活用することが取り入れられた。
- 原子力施設の安全性の向上を目に見えるかたちにするための仕組みとして、安全性向上評価を実施することが設置者に義務付けられ、その中でPRAの実施が求められている。



(1) 原子力規制委員会HP
「実用発電用原子炉及び核
燃料施設等に係る新規制
基準について一概要」

Figure 1 Comparison of regulatory requirements (1)

【確率論的リスク評価(PRA)】

- プラントを取り巻く各種ハザードを要因として、発生する可能性のある事象(起因事象)から炉心損傷事故や格納容器破損事故等に至る頻度等を、プラントシステムの安全性に対するリスクとして定量的に評価する手法.
- 各種ハザードの発生頻度は以下を考慮
 - ・ 機器の故障や人的過誤等の内部事象
 - ・ 地震や津波等の外部事象
- プラントにどの程度のリスクがあるのか、何が強くリスクに寄与しているかを知ることができる.
- 安全性を効率的に高めるための設計や保全の検討に役立てることが期待されている.

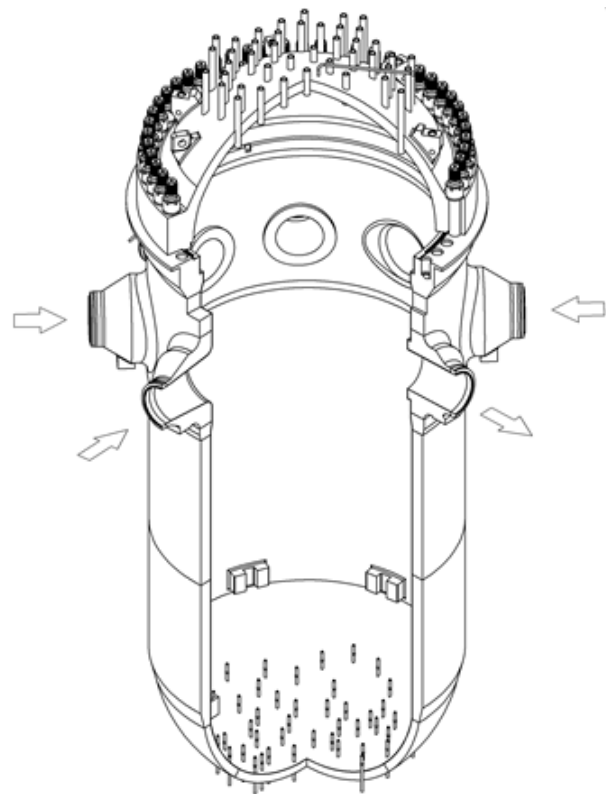
- ◆ PRAから得られるリスク情報を活用するには、その評価精度を高めることが今後の重要な課題.
- ◆ 以下のような機器に対して、機器の故障の発生頻度を合理的に求めることができるPFMの適用の重要性が高まっていると考えられる
 - 特に稀有な事象であるがゆえに、実績データからは機器の故障の発生頻度の予測が困難
 - 故障が発生した場合の影響が大きな静的機器

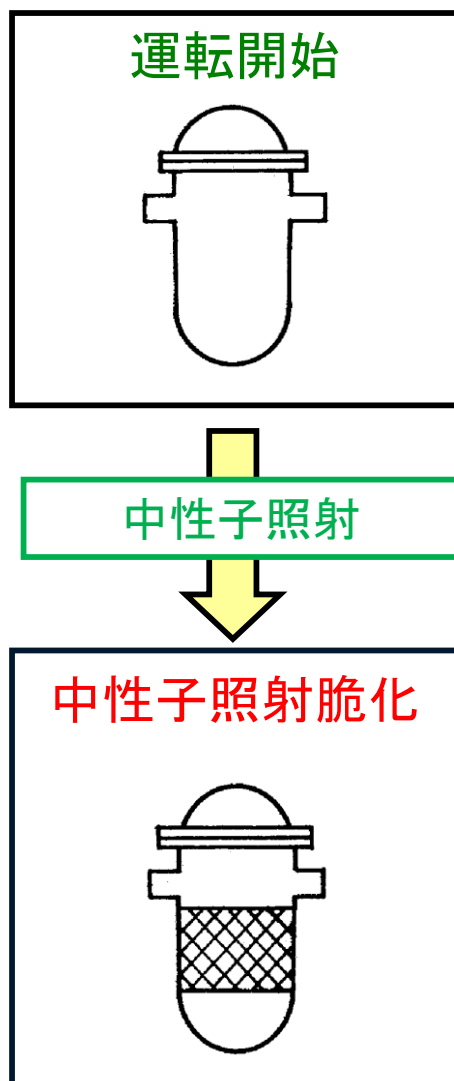
【原子炉圧力容器の要求機能】

- 1次冷却材圧力バウンダリーの維持
- 炉心の支持等

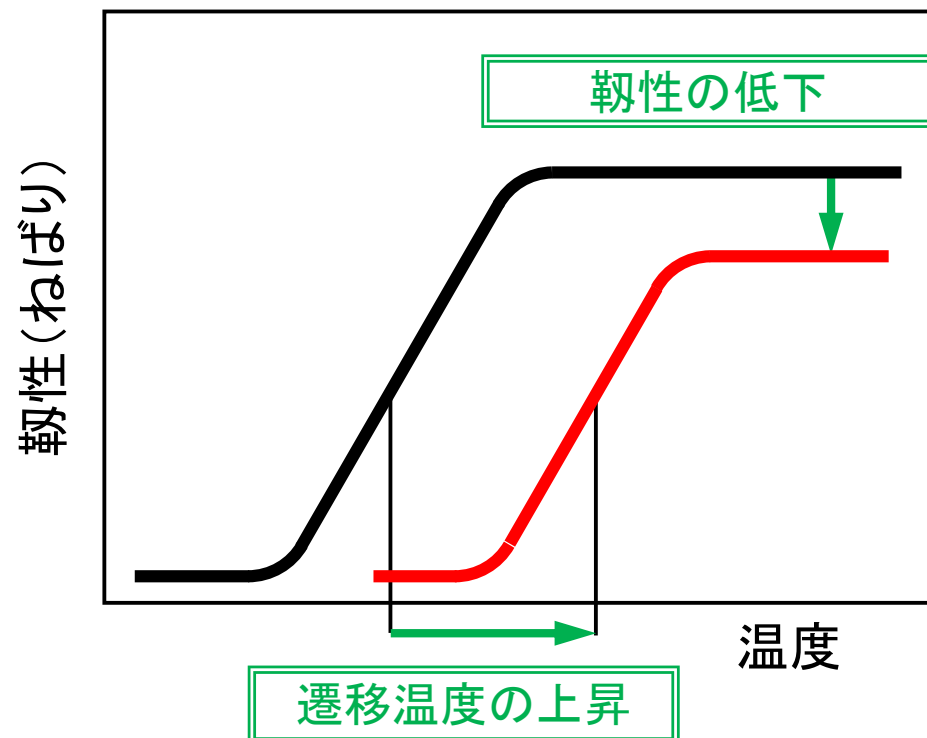
プラントシステムとしての
機能・安全性

これらの要求機能を満足することを確認するために、原子炉圧力容器の健全性評価が行われる。





原子炉圧力容器は、プラントの運転年数の経過に伴って受ける中性子の照射により破壊靱性が低下すること(中性子照射脆化)が知られている。

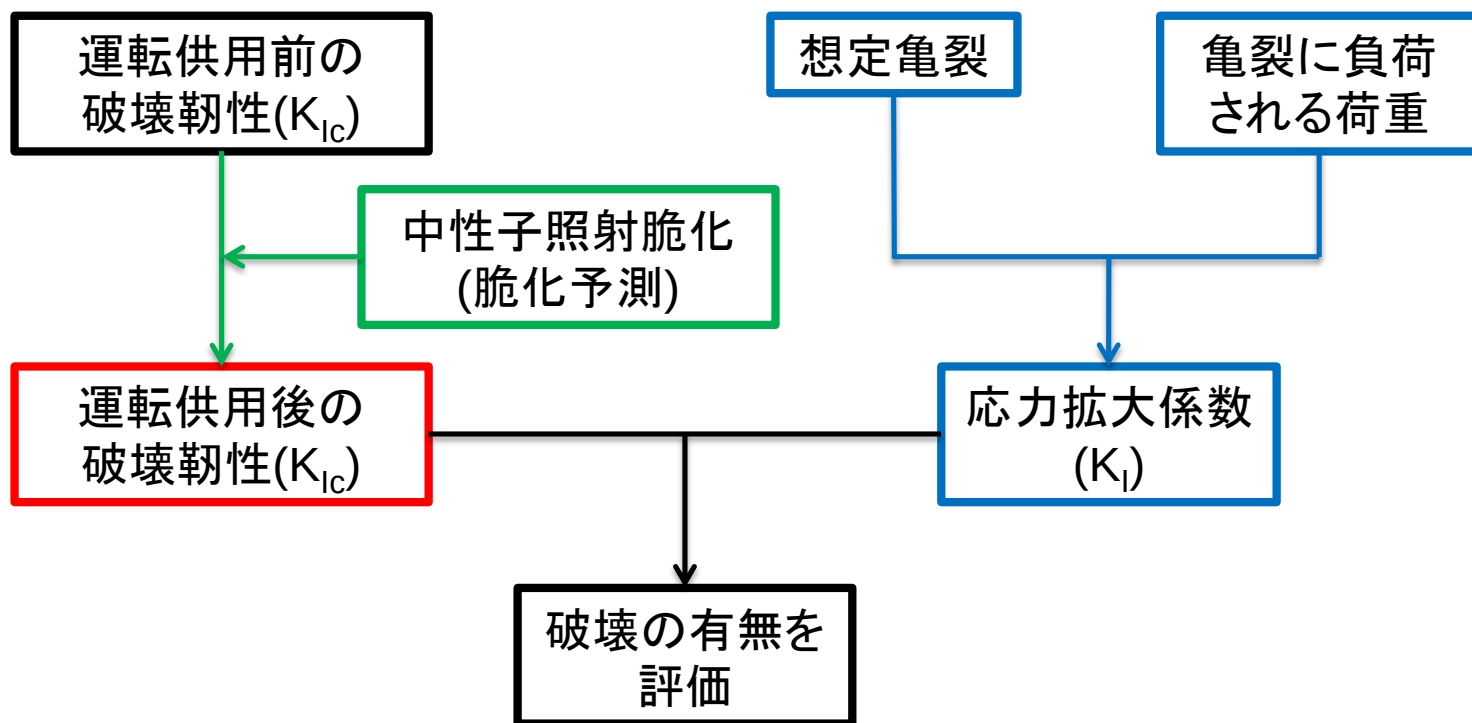


【原子炉压力容器の健全性評価】

決定論的破壊力学評価

日本電気協会技術規程 JEAC4206-2007

「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」



加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)事象に対する評価

・・・原子炉圧力容器の破壊に対する代表的な評価

- 配管の破断等の事故事象で緊急炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)の作動に伴う安全注入水の炉内注入

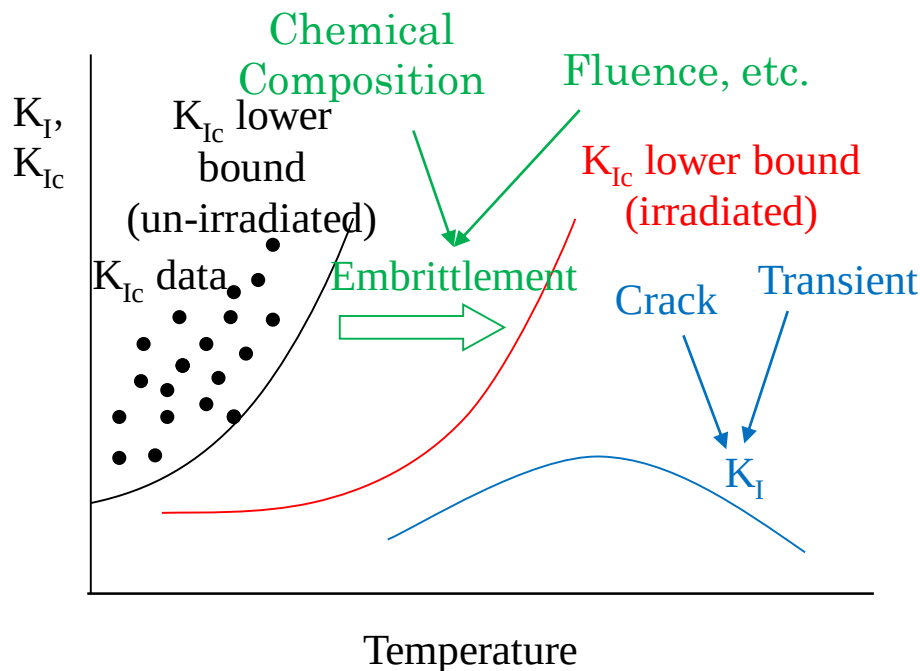


- 加圧下の原子炉圧力容器が内側から急激な冷却を受ける



事象の発生頻度は小さいものの、大きな荷重を考慮して評価

- 原子炉压力容器の健全性評価には多くの評価条件が必要。
脆化予測に用いる材料の化学成分，中性子照射量，破壊靱性，欠陥の寸法(深さ，長さ)・位置，過渡条件等
- 決定論的破壊力学評価では、これら評価条件をそれぞれ保守的に設定
- プラント全体の安全性への影響，すなわち，原子炉压力容器の破損頻度の観点から見た場合には，過度に保守的な評価となっている可能性がある。



Fracture mechanics evaluation of reactor pressure vessel

PFMにより原子炉圧力容器の破損頻度を算出し、それをプラントシステムの安全性の観点から効率的な保全や健全性の判断に用いることが有効

- ◆ PRAに基づいてプラントシステムの安全性を評価する上で、破損頻度が経年劣化(照射脆化)の度合に大きく依存することから、破損頻度を合理的に求めるには、PFMにより経年劣化の考慮が必須
- ◆ 現状の決定論的評価では頻度を考慮せずに、多くの評価条件を保守的に取り扱っており、プラントシステムの安全性の観点からは過度に保守的となっている可能性がある

【米国の規制への活用】

◆ 米国NRC PTS規則: 10CFR50.61(1985)

- ✓ 照射脆化を考慮した関連温度の予測値(RT_{PTS})に対するスクリーニング限度
- ✓ スクリーニング限度を超えると予測される場合、以下により運転継続が認められる
 - 中性子照射量低減対策
 - 焼鈍による破壊靱性の回復措置
 - PFM評価(安全評価)⇒亀裂貫通頻度が 5×10^{-6} /炉・年以下

注) 10CFR50.61: U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50, Section 50.61, "Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events," 1985.

【米国の規制への活用】

◆ 米国NRC PTS代替規定：10CFR50.61a(2010)

- ✓ 過度の保守性を低減して合理的な基準とする等の目的から、NRCによるPTS再評価プロジェクトが開始
- ✓ 代表プラントに対するPFM評価の検討に基づいて、10CFR50.61の代替規定として10CFR50.61aが発行
- ✓ 亀裂貫通頻度が 1×10^{-6} /炉年以下との条件に基づいたスクリーニング限度を設定

注) 10CFR50.61a: U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50, Section 50.61a, "Alternative Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events," February 2010.

【国内のPFMに関する検討】

- ◆ (一社)日本溶接協会のPFM小委員会
PFMに関する調査や応用研究の活動
- ◆ 原子力規制庁 高経年化技術評価高度化事業
JAEA 原子炉压力容器健全性研究専門部会
JAEA開発PFM解析コードPASCALの適用を念頭に、PFMの適用性・標準化に関する検討



- ◆ 日本電気協会 構造分科会 破壊靱性検討会
原子炉压力容器のPFM評価要領の規格への取り込み検討を開始

米国ASME等の最新動向を踏まえ、健全性評価に使用する破壊靱性に、確率論的な信頼性曲線(マスターカーブ法)を使用することについては、現在審議中のJEAC4206改定案にも取り込み済。

- プラントの安全性を高める活動にPRAから得られるリスク情報の活用が進められる状況から、原子炉圧力容器等の機器に対する健全性評価は、これまでの機器個別の判断基準に基づく決定論的な評価から、プラントシステムの安全性評価への応用が可能なPFM適用のニーズが高まっているものと考えられる。
- 日本電気協会では、PFM適用のニーズが高いと考えられる原子炉圧力容器のPTS事象に対するPFM評価要領の規格への取り込みの検討が進められており、今後PFMの活用が進むことが期待される。

ご清聴ありがとうございました。



Our Technologies, Your Tomorrow

