

原子炉圧力容器の健全性評価について － 現行手法と確率論的手法－

2023年5月30日(火)

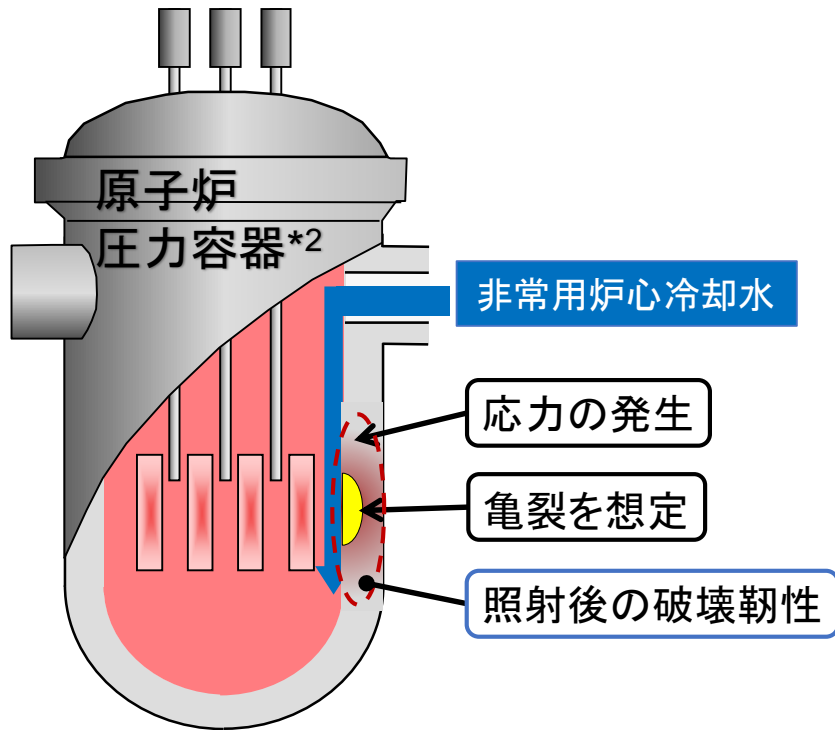
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)
安全研究・防災支援部門
安全研究センター

本日の説明内容

- 原子炉圧力容器の健全性評価(決定論)
 - ◆ 破壊靱性の評価
 - ◆ 応力拡大係数の評価

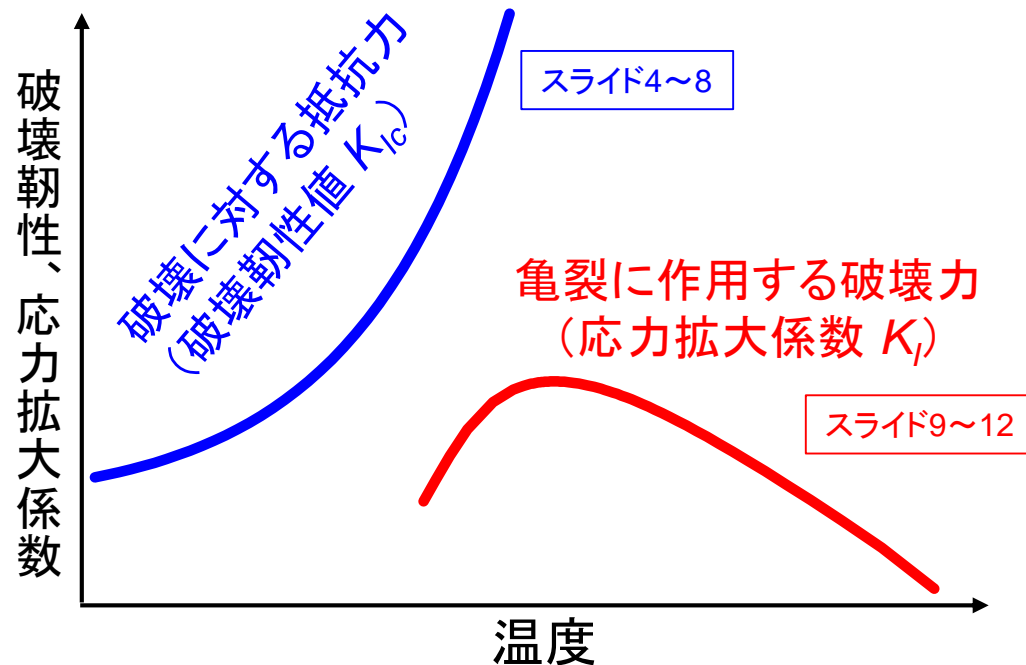
- 確率論的破壊力学(PFM)に基づく評価
 - ◆ 破壊力学評価の主な因子の比較
 - ◆ 破損頻度・確率の解析事例

- おわりに



加圧水型原子炉(PWR)の模式図

決定論的破壊力学*3に基づく現行の評価



破壊(脆性破壊)を防止するための条件

破壊靱性

>

応力拡大係数

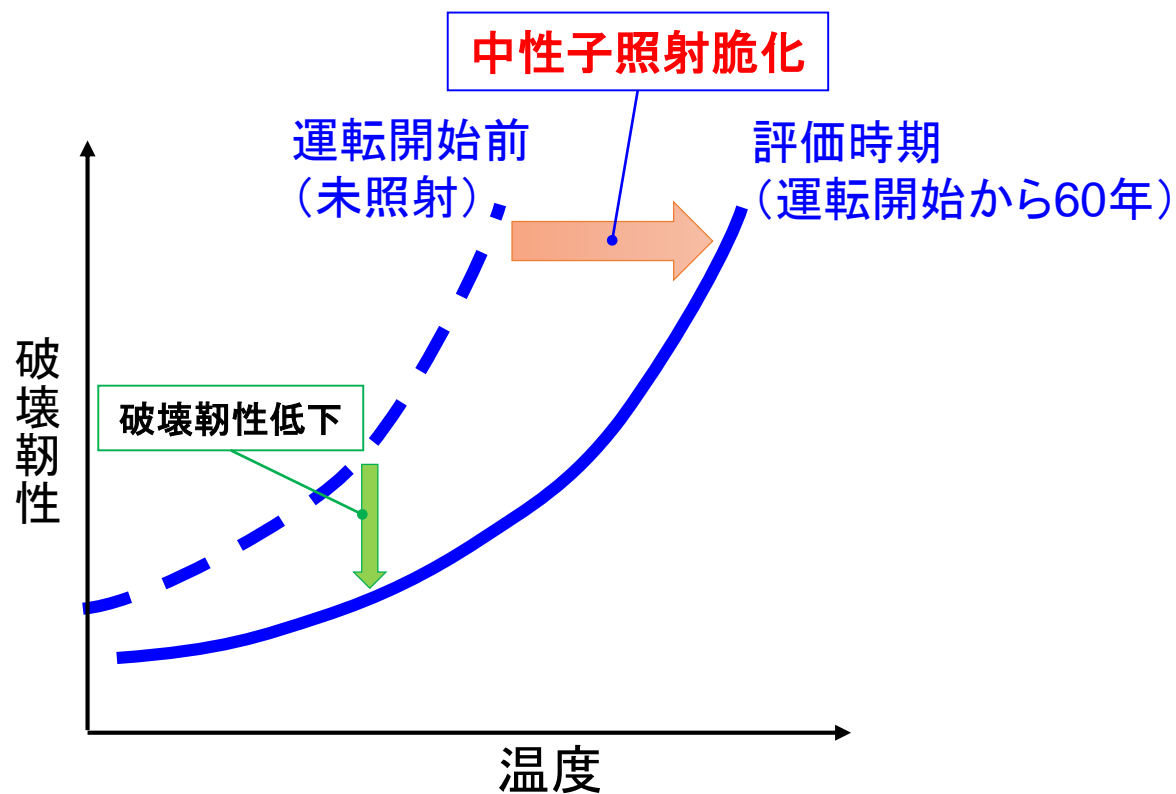
*1 日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」、JEAC4206-2007

*2 PWRでは、内径約4m、板厚約200mm

*3 構造物に亀裂の存在を想定し、破壊の可能性を評価する学問体系

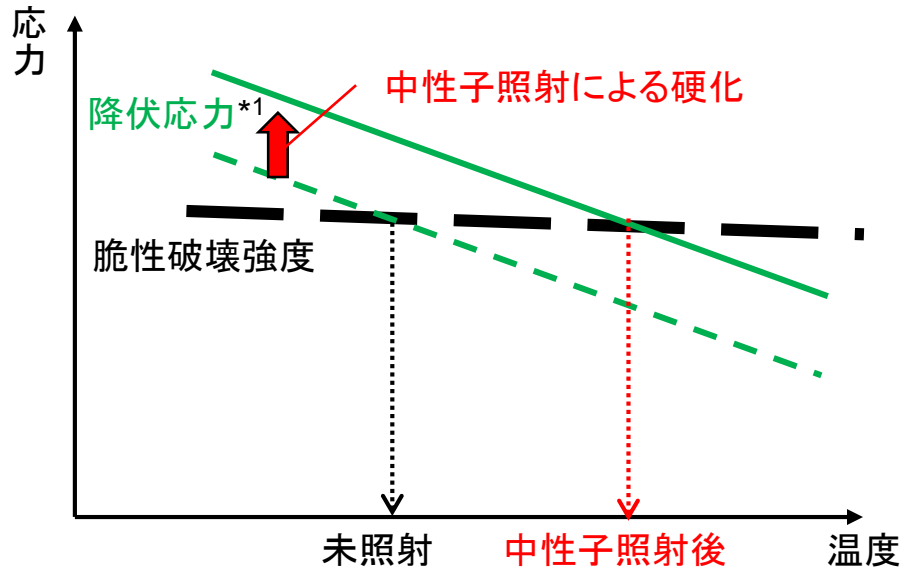
破壊靱性の評価

- 破壊靱性は破壊に対する材料の抵抗力であり、温度依存性を有する(低温になるにつれて低い値)。
- 運転に伴う中性子照射により、破壊靱性が低下し、温度依存性を示す曲線が見かけ上高温側にシフトする。(中性子照射脆化)



中性子照射脆化

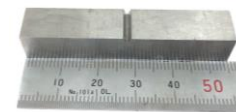
- 中性子照射によって材料の微細組織が変化し、変形に対する障害が増えるため降伏応力が上昇(硬化)



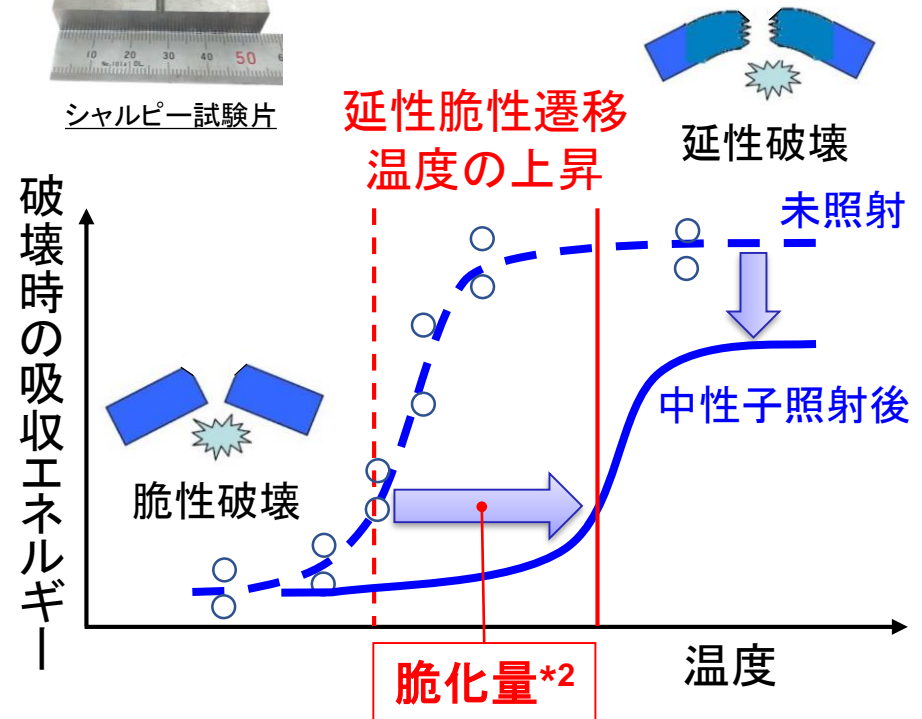
*1 材料が塑性し始める温度。これを超えると材料は除荷しても元の形状に戻らずひずみが残る。

硬化に伴う脆性破壊強度との関係の変化

- 硬化によって粘り強さを失う温度(延性脆性遷移温度)が上昇



シャルピー試験片

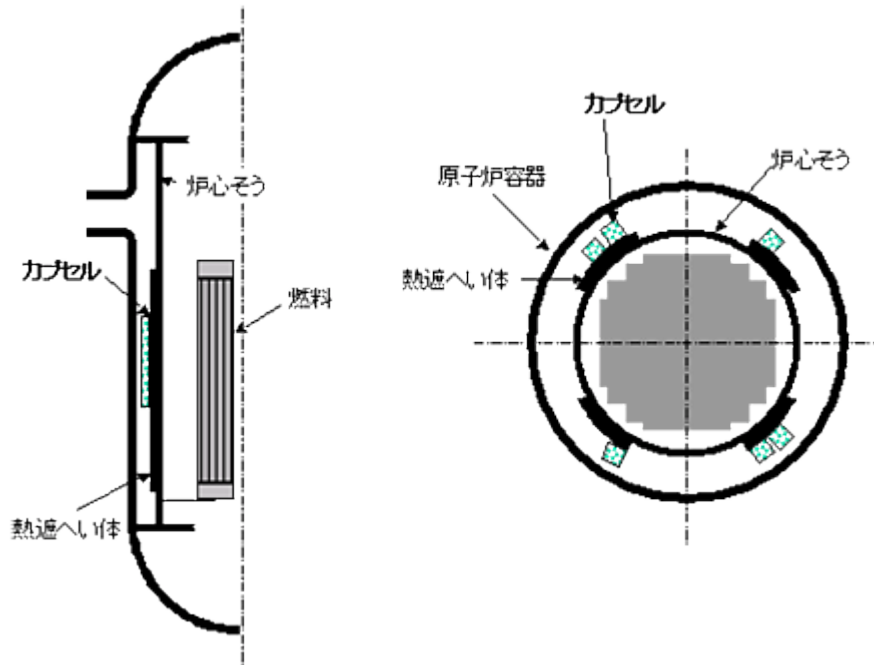


*2 平均曲線の温度変化から設定

シャルピー衝撃試験データのイメージ

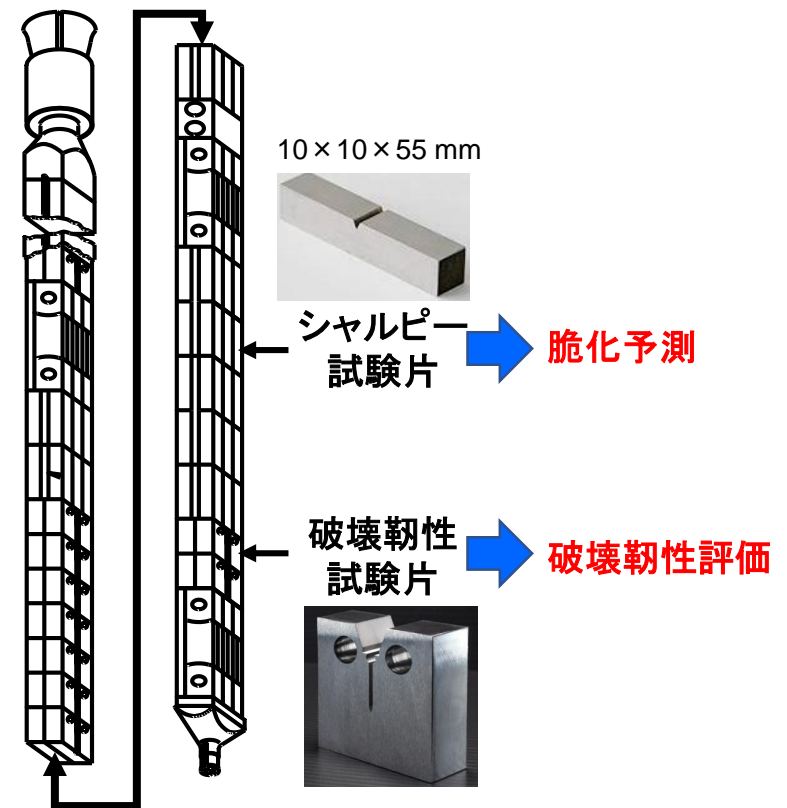
監視試験

- 中性子照射による脆化量を評価
- 運転開始前に、監視試験片を収めた監視試験カプセルを原子炉圧力容器の内側に装荷* (左図)
- 計画的にシャルピー衝撃試験片、破壊靱性試験片を取出して試験



監視試験カプセル装荷位置 (PWR)

<https://www.nra.go.jp/data/000422892.pdf>

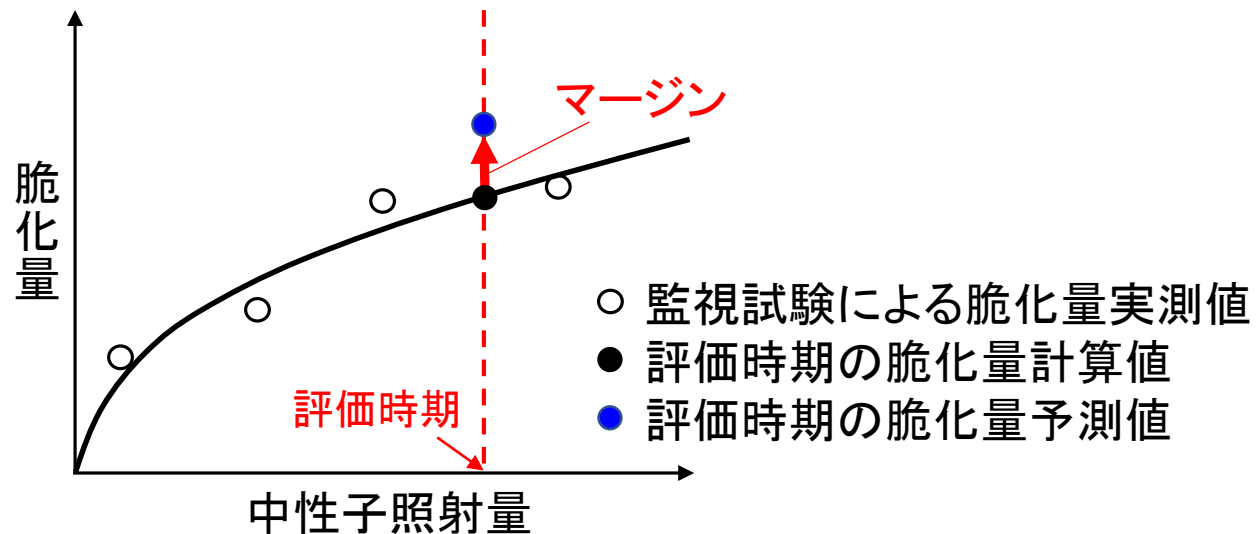


監視試験片の例 (PWR)

* 監視試験片の中性子照射量は、原子炉圧力容器の内表面より高い。

● 脆化予測法 (JEAC4201*1)

- 監視試験で求められる脆化量実測値、国内プラントの監視試験データベース、脆化メカニズムの理解に基づき作成された予測式*2により計算値を算出
- 予測式の入力変数は、材料の化学成分(銅、ニッケル)、中性子照射量、中性子束、照射温度
- 予測値は、計算値の予測誤差に基づくマージンを加算*3

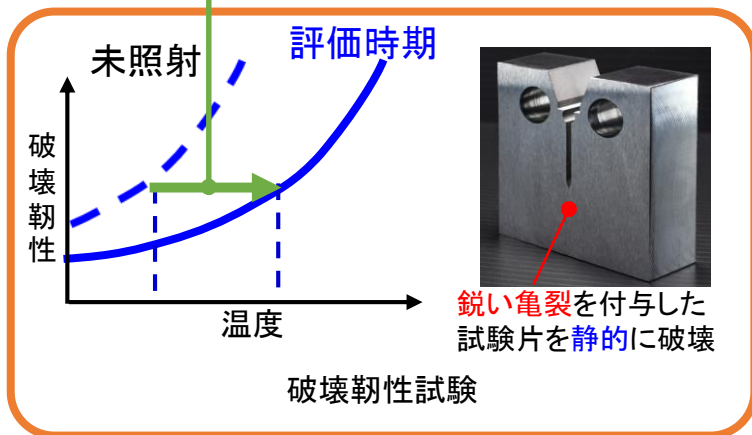
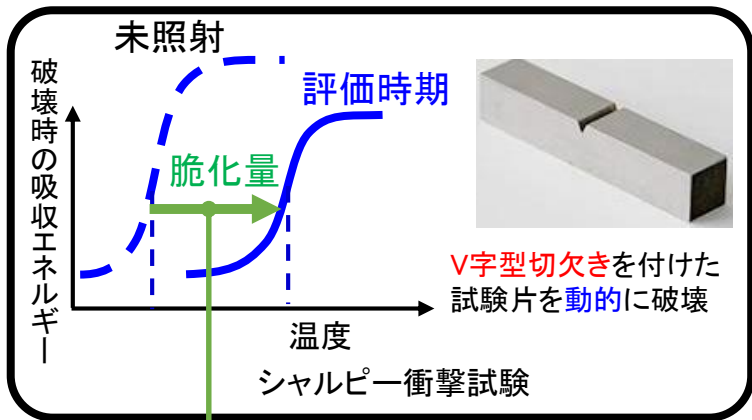


*1 日本電気協会 電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法」、JEAC4201-2007

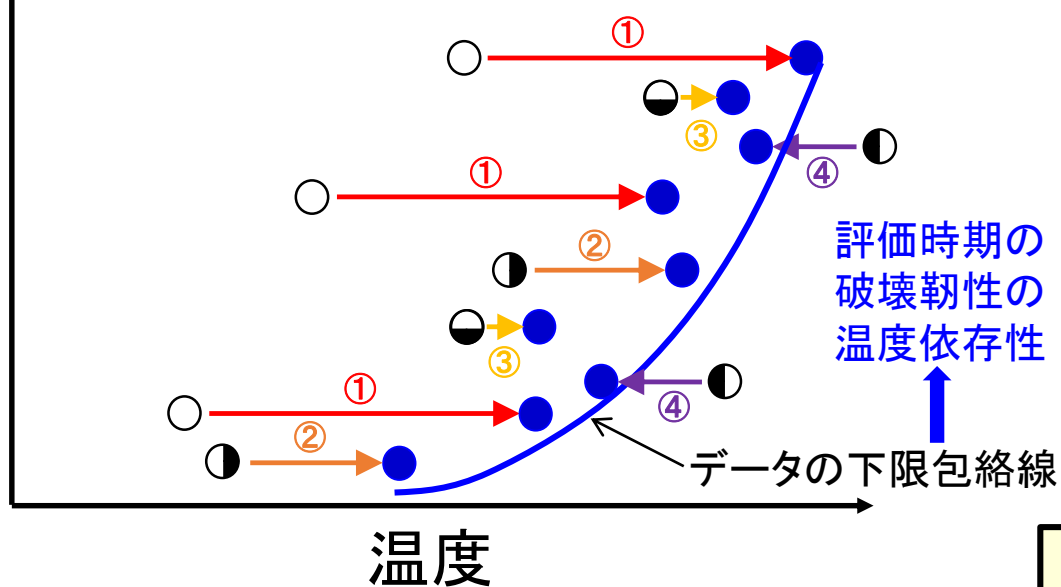
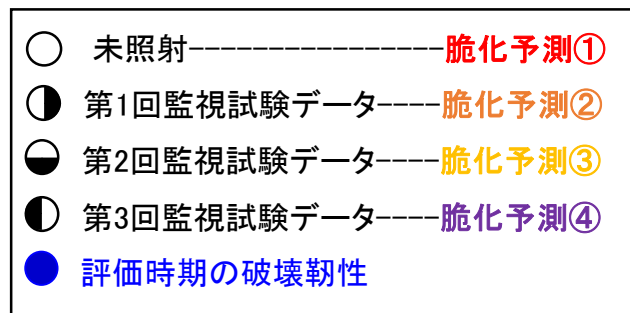
*2 1970年代からIAEA国際共同研究等により検討が進められてきた。

*3 監視試験による脆化量実測値が予測値を上回った場合、実測値を包絡するようにマージンを定めなおす。

- 未照射材及び各監視試験で取得された破壊靱性データを評価時期（例：60年運転）の中性子照射量の値になるように脆化予測によってシフトさせ、破壊靱性の温度依存性を決定



破壊靱性



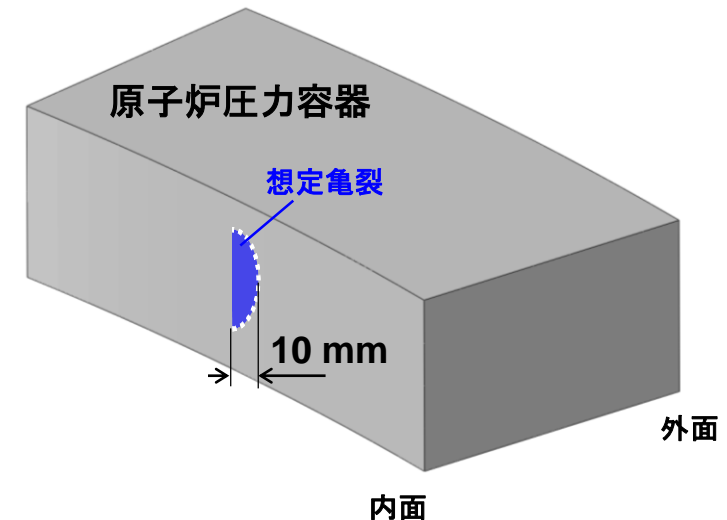
応力拡大係数の評価

- 応力拡大係数：材料に亀裂が存在した場合に応力によって生じる破壊力

$$\text{応力拡大係数 } K_I \propto \text{応力} \cdot \sqrt{\text{亀裂深さ}}$$

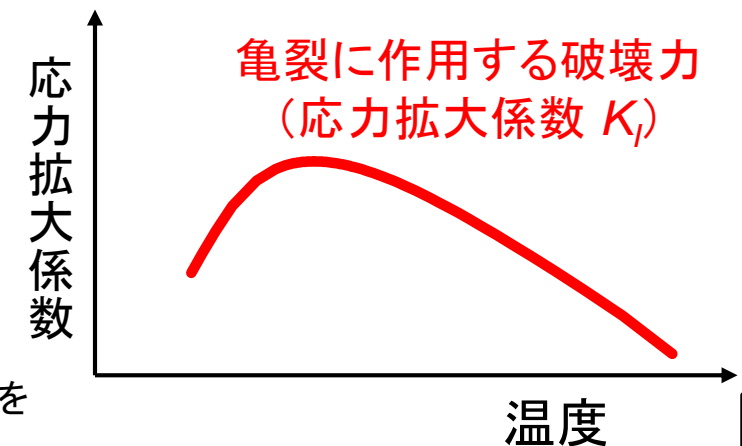
➤ 亀裂の想定

- 非破壊検査の検出精度や疲労亀裂進展を考慮し保守的な大きい半楕円亀裂(深さ10 mm、長さ60 mm)
- 冷却材の温度変化による応力が最も高くなる内面側に想定
- 内圧による応力の影響が大きくなる高さ方向に長い亀裂を想定



➤ 負荷条件

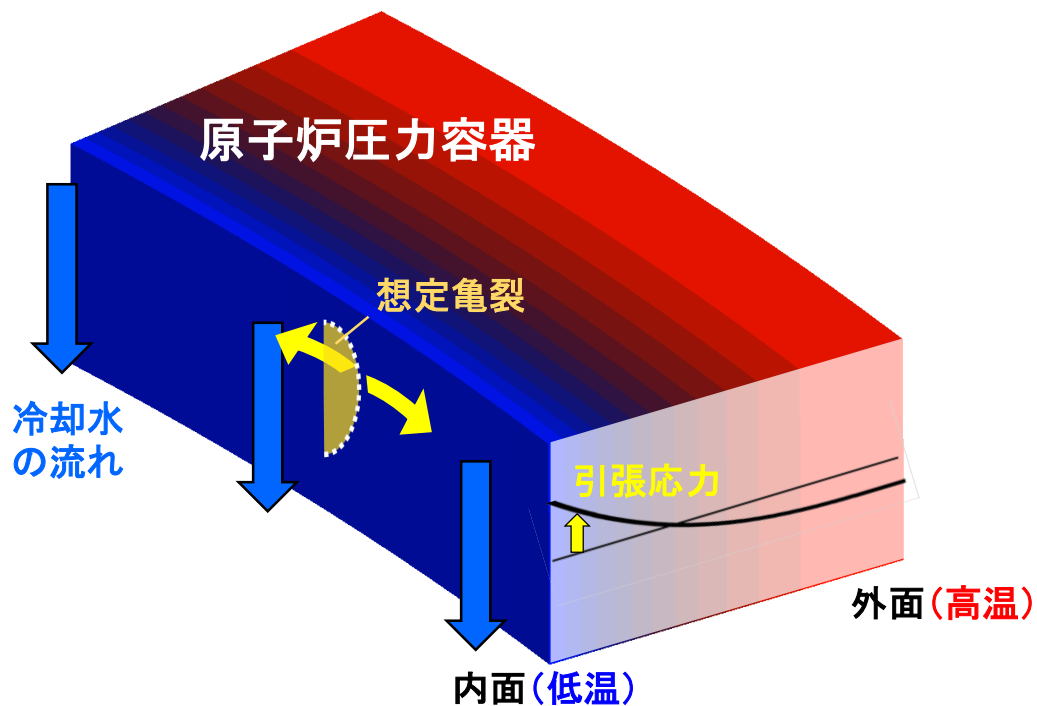
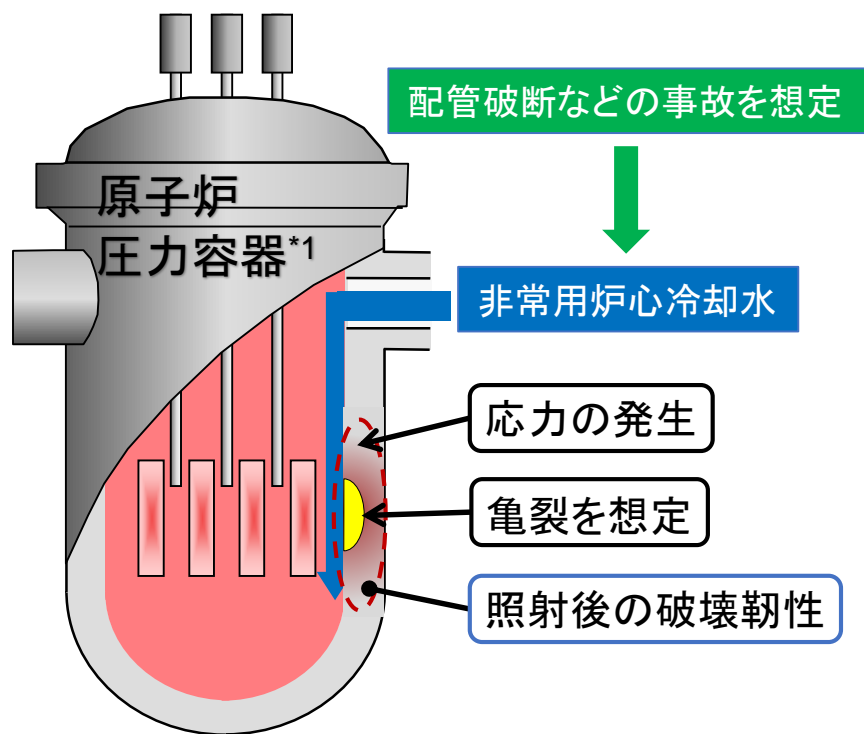
- 脆性破壊に対して最も厳しい加圧熱衝撃(PTS)事象*を想定



* 大破断冷却材喪失事故、小破断冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故を評価対象の過渡事象として選定

加圧熱衝撃(PTS)事象

- 非常用炉心冷却水の注入により、原子炉圧力容器の内面が急冷されることで生じる熱応力と内圧により、**内面に高い引張応力が発生**



PTS時の冷却水温度・内圧の変化

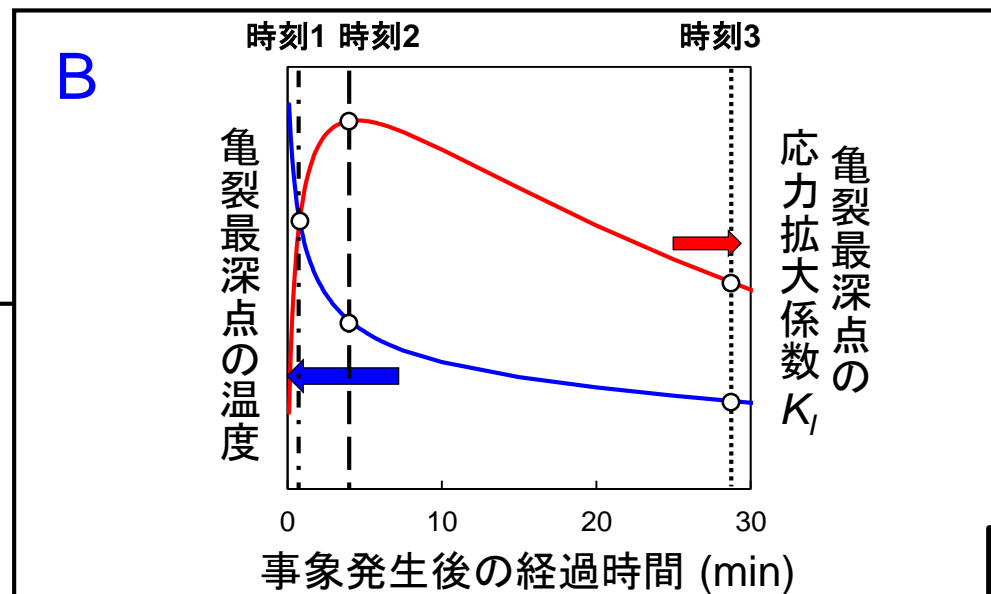
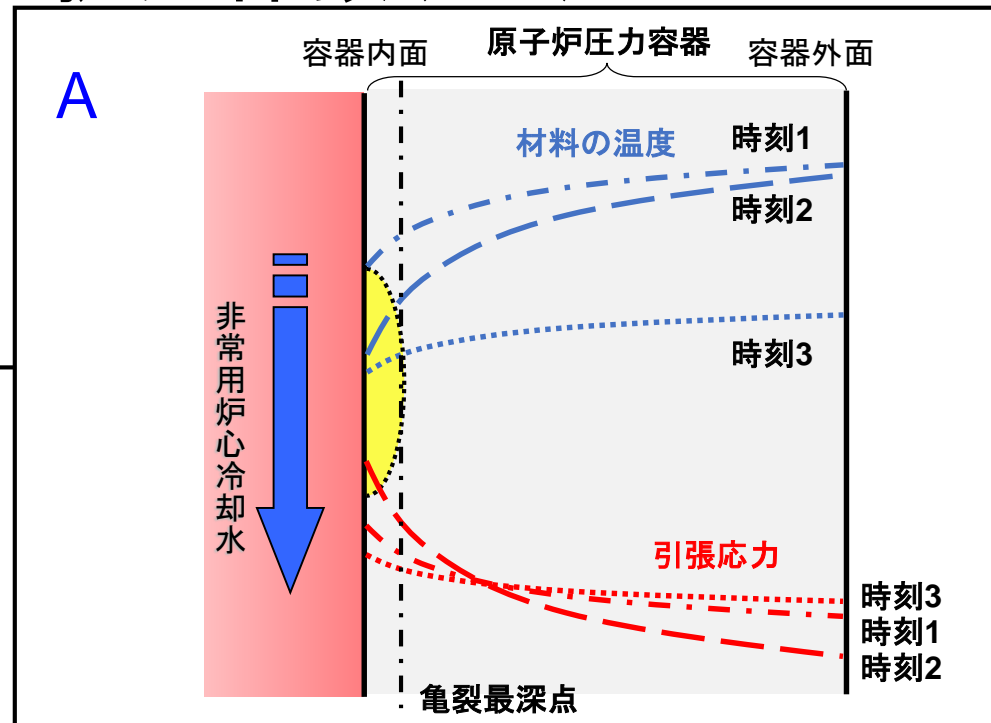
温度・応力解析

A. 原子炉压力容器板厚内の温度分布・応力分布の時間変化

亀裂先端温度と
応力拡大係数の計算

B. 想定亀裂の最深点(亀裂最深点)における温度と応力拡大係数の時間変化

C. 応力拡大係数と温度の推移



PTS時の冷却水温度・内圧の変化

温度・応力解析

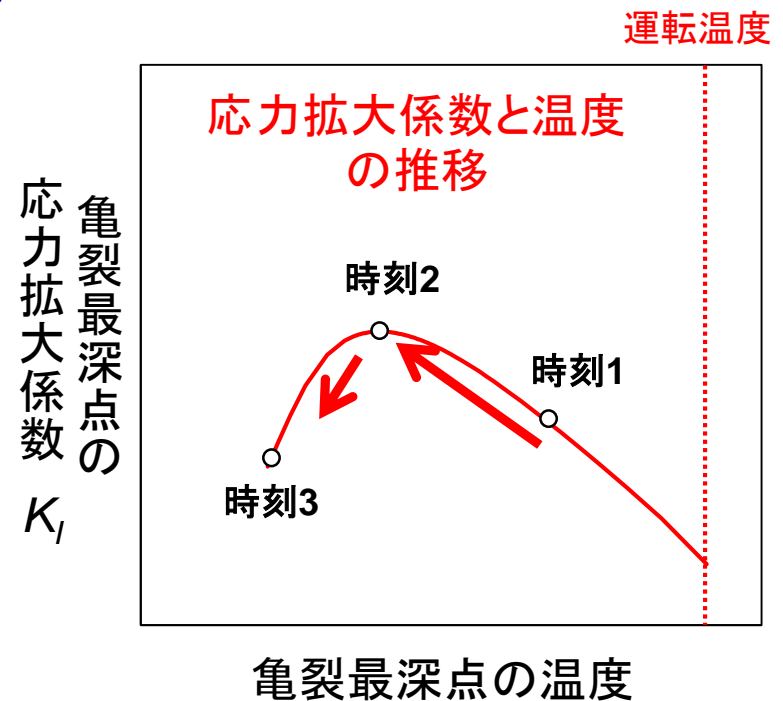
A. 原子炉压力容器板厚内の温度分布・応力分布の時間変化

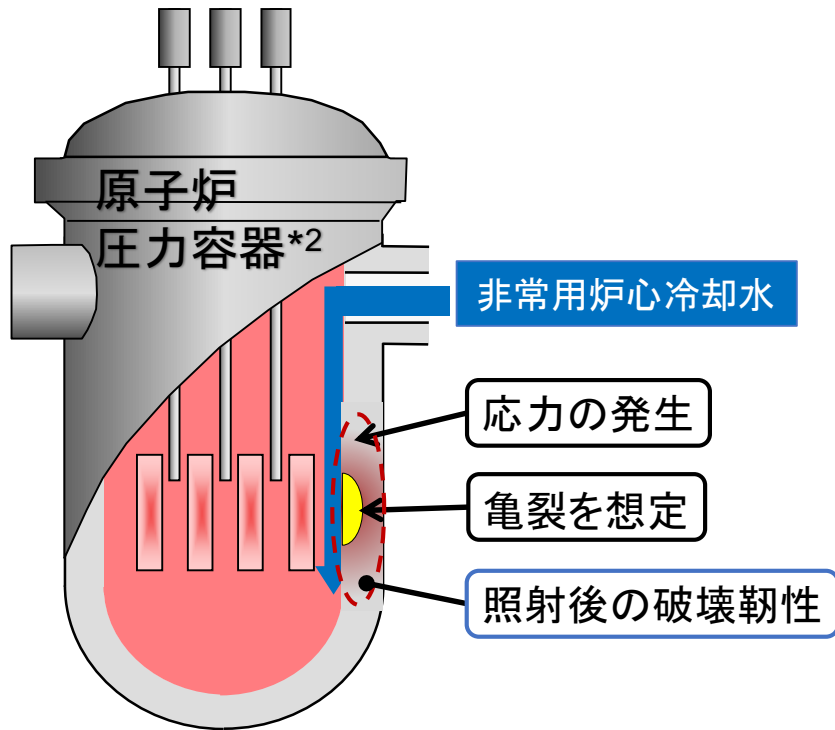
亀裂先端温度と
応力拡大係数の計算

B. 想定亀裂の最深点(亀裂最深点)における温度と応力拡大係数の時間変化

C. 応力拡大係数と温度の推移

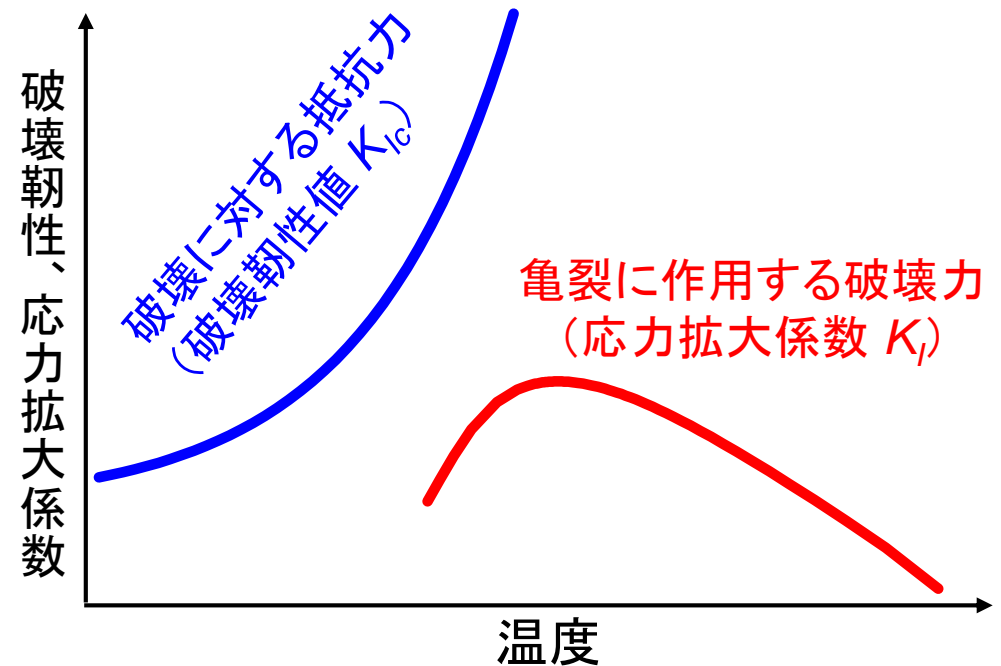
C





加圧水型原子炉(PWR)の模式図

決定論的破壊力学^{*3}に基づく現行の評価



破壊(脆性破壊)を防止するための条件

$$\boxed{\text{破壊靱性}} > \boxed{\text{応力拡大係数}}$$

*1 日本電気協会 電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」、JEAC4206-2007

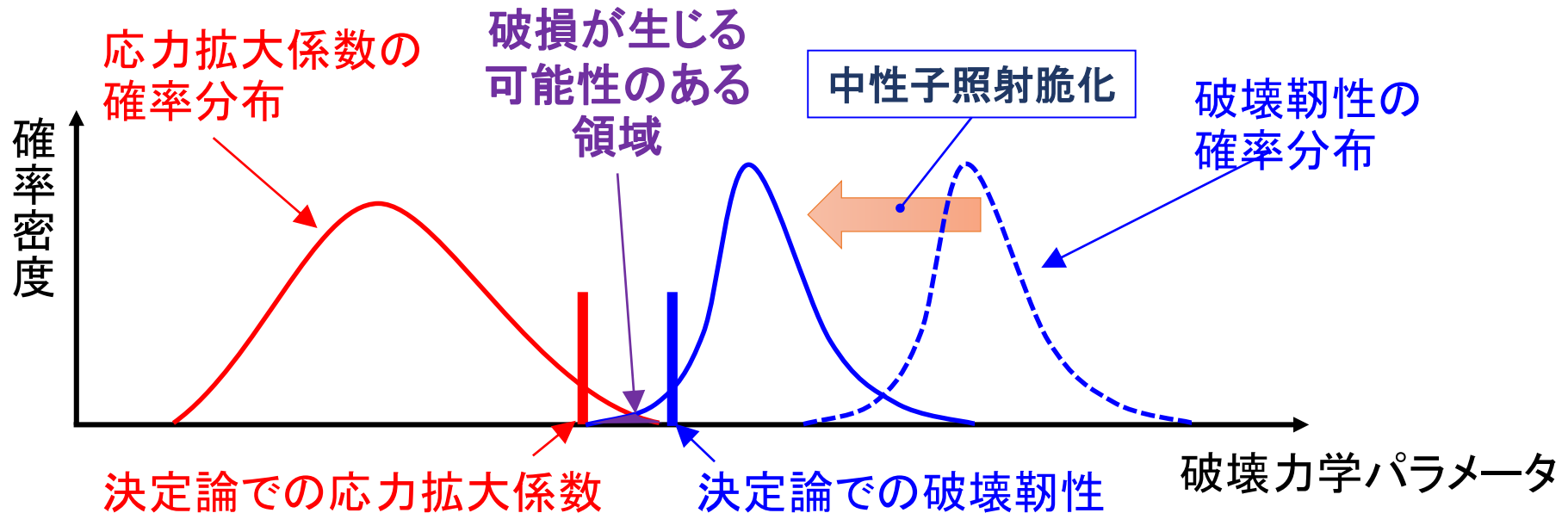
*2 PWRでは、内径約4m、板厚約200mm

*3 構造物に亀裂の存在を想定し、破壊の可能性を評価する学問体系

- 脆化への影響因子の不確実さを考慮し、破損確率・頻度を求める評価方法
- 合理的な健全性評価法として注目されており、特に米国において、規制やプラント保全活動等で活用*1

*1 例えば、米国では延性脆性遷移温度のスクリーニング基準を、亀裂貫通頻度 ($1 \times 10^{-6}/(\text{炉} \cdot \text{年})$) を根拠*2に決定

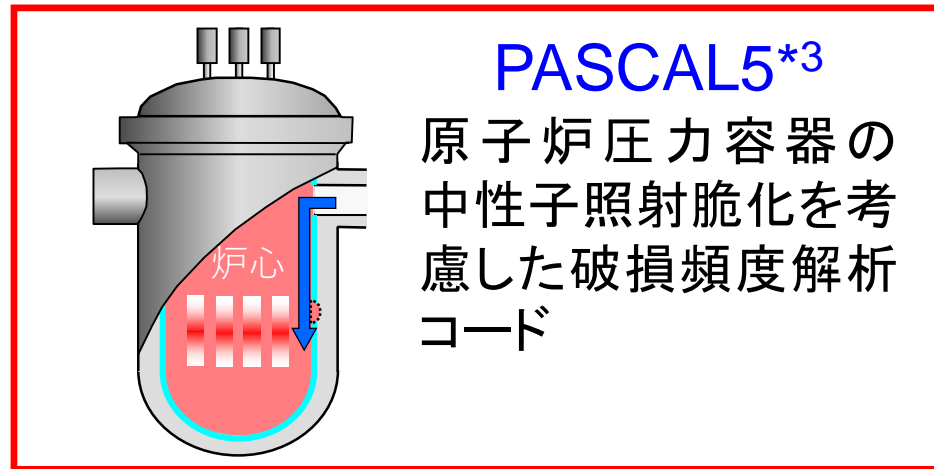
確率論的破壊力学(PFM: Probabilistic Fracture Mechanics)



- JAEAでは、機器・構造物の健全性評価の高度化研究の一環として、確率論的評価を実施するためのPFM解析コード等を整備

PASCAL: PFM Analysis for Structural Components in Aging LWR

- PASCALは、国内の外部専門家によるソースレベルの検証やベンチマーク解析等を通じて信頼性を確認
- 国内の原子炉圧力容器を対象としたPFM解析の標準的解析要領*1は電気協会指針*2の基礎として採用

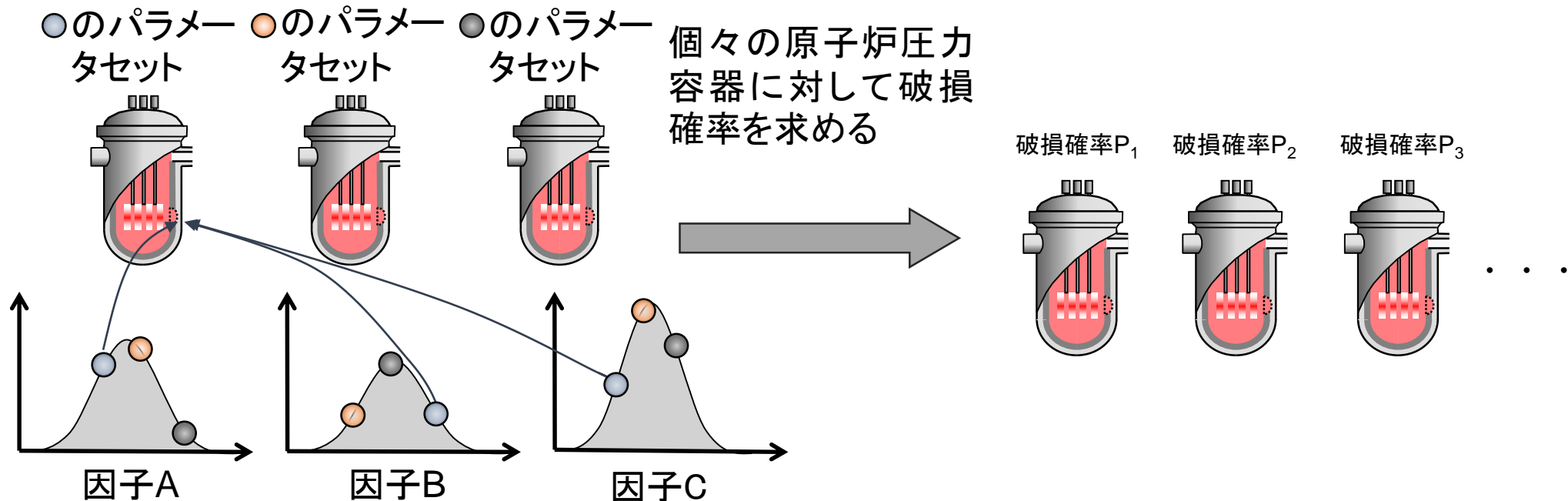


*1 原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領、JAEA-Research 2016-022

*2 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、JEAG4640-2018

*3 原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コードPASCAL5の使用手引き及び解析手法、JAEA Data/Code 2022-006

PASCAL5における破損確率の計算方法 (イメージ)



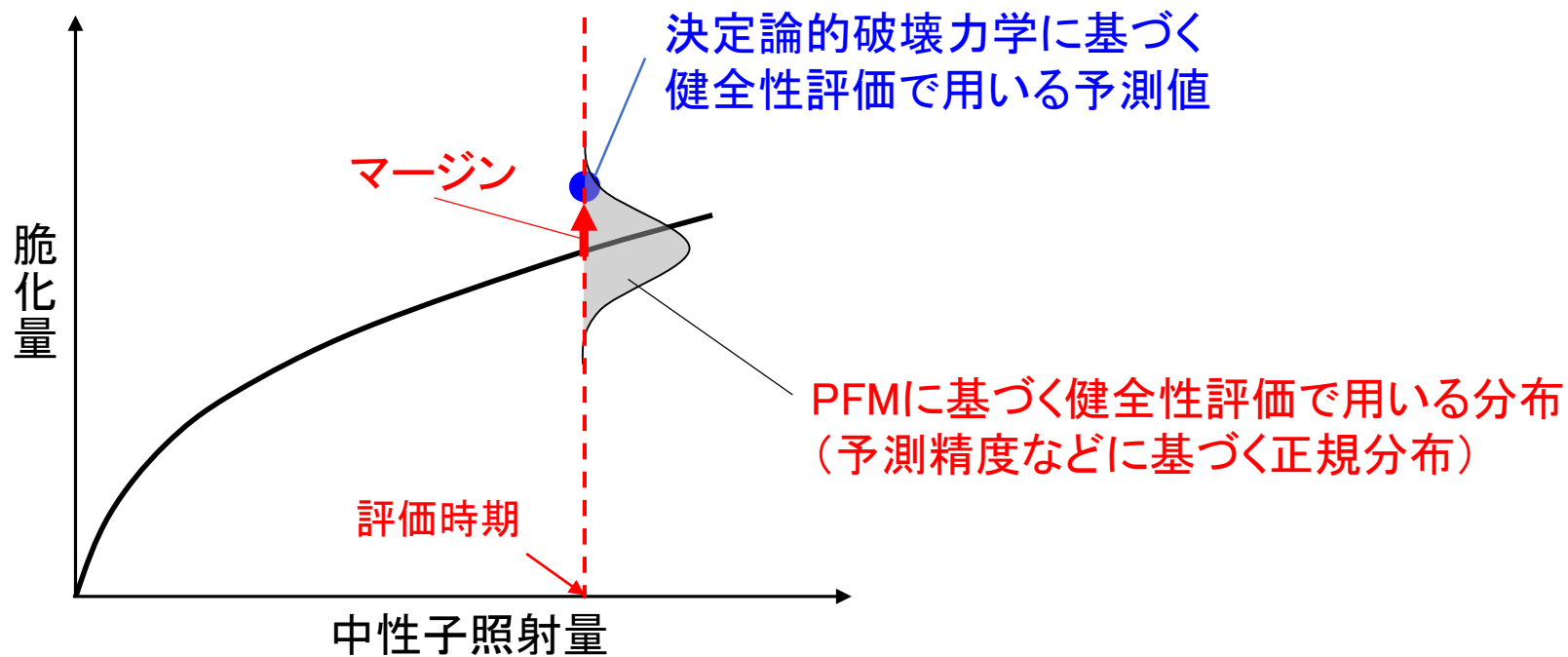
$$\text{破損確率: } P_f = \int \left\{ \int f(K_I | K_I \geq K_{Ic}) dK_I \right\} f_c(K_{Ic}) dK_{Ic}$$

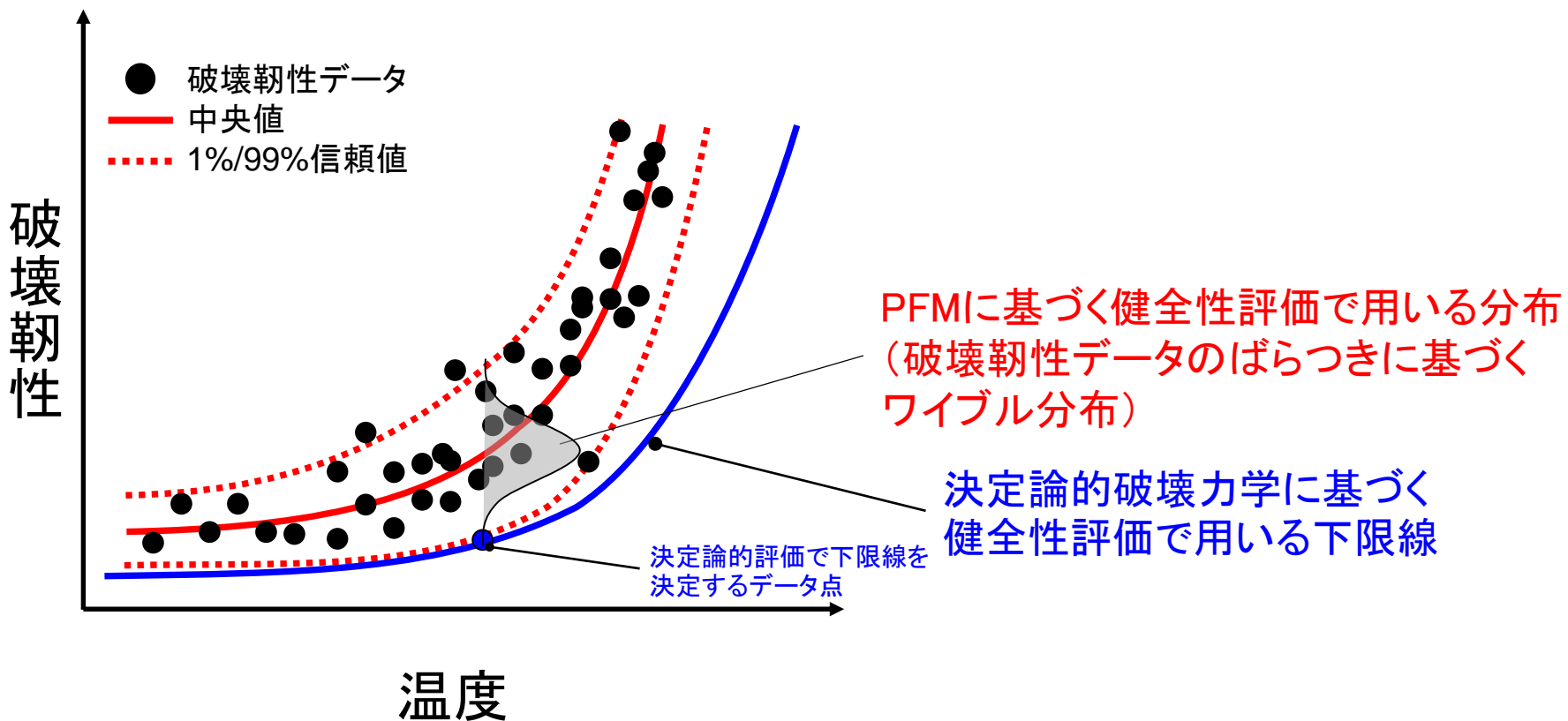
$f_c(K_{Ic})$: 破壊靱性の確率分布

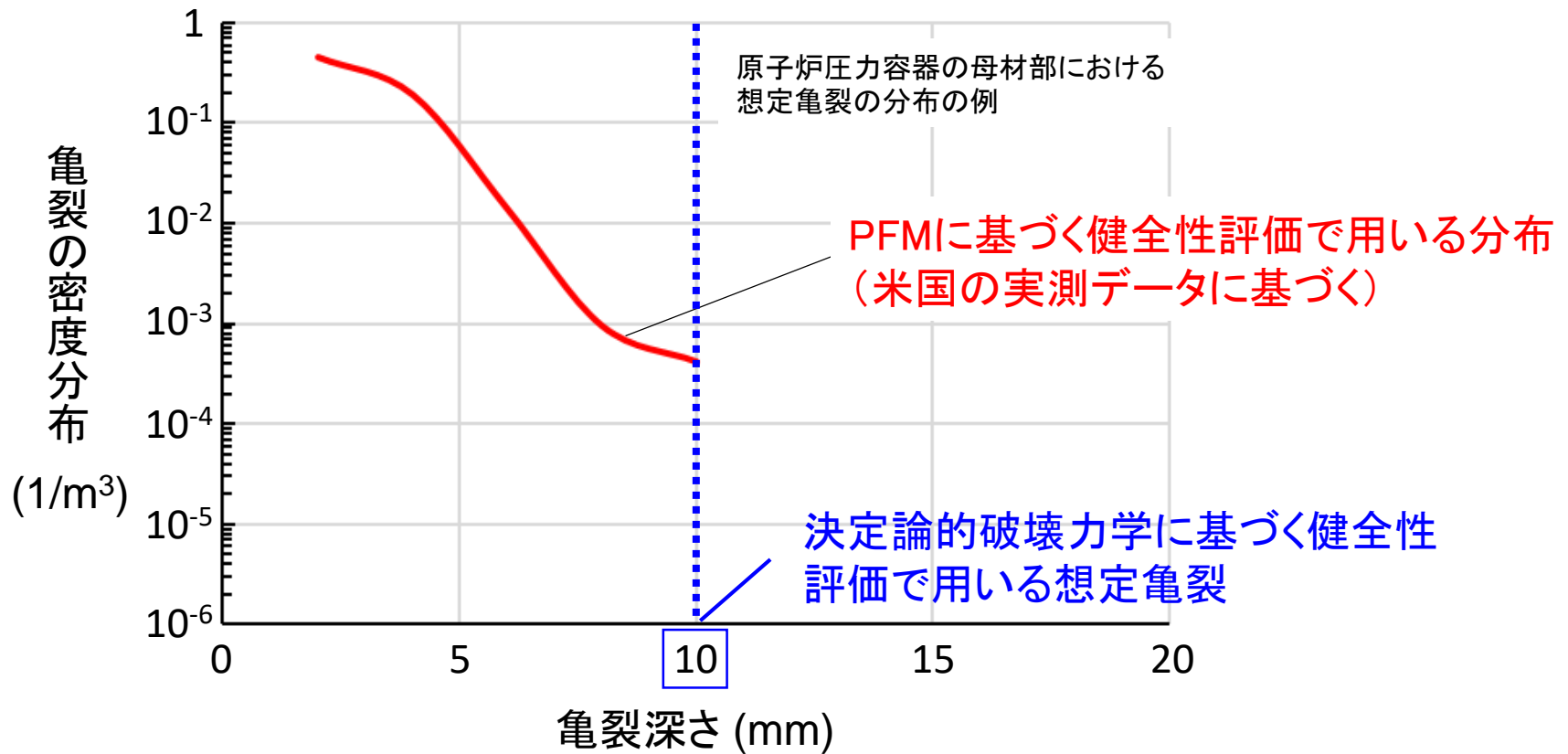
$f(K_I)$: 応力拡大係数の確率分布

		決定論的破壊力学に基づく健全性評価(保守性)	PFMIに基づく健全性評価
破壊靱性	①脆化予測	最確値に予測の不確かさを保守的に考慮したマージンを加算	予測の不確かさによる 確率分布を考慮
	②破壊靱性	下限線で設定	最弱リンクモデル(ワイブル分布)に基づき ばらつきを考慮
応力拡大係数	③亀裂の想定	保守的な大きな亀裂	現実的な亀裂分布を想定 (米国データを基に設定)
	④過渡事象	健全性評価上厳しくなるように保守的にモデル化 過渡事象が生じた場合の評価	現実的な事象を想定 (米国データを参照) 事象の発生頻度を考慮
⑤原子炉圧力容器の破損の判定		脆性破壊の発生の有無を評価	脆性破壊の発生確率と、 亀裂の容器貫通確率を評価

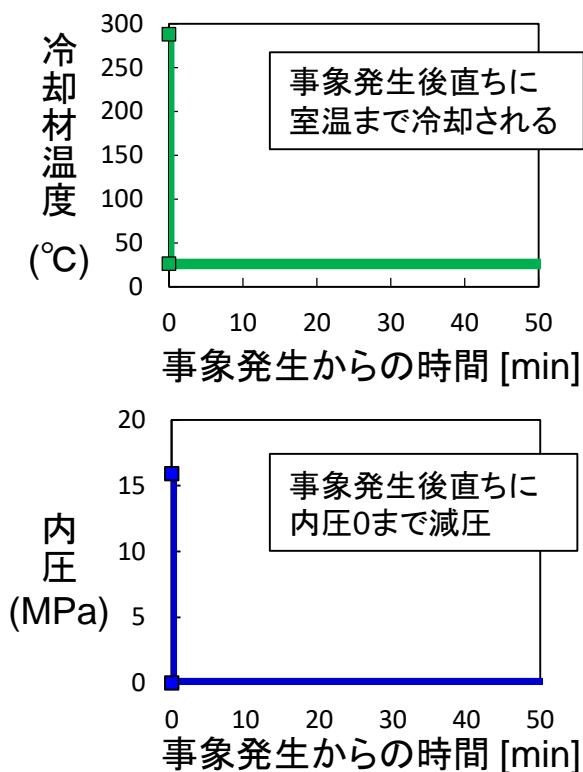
主な因子 ①脆化予測





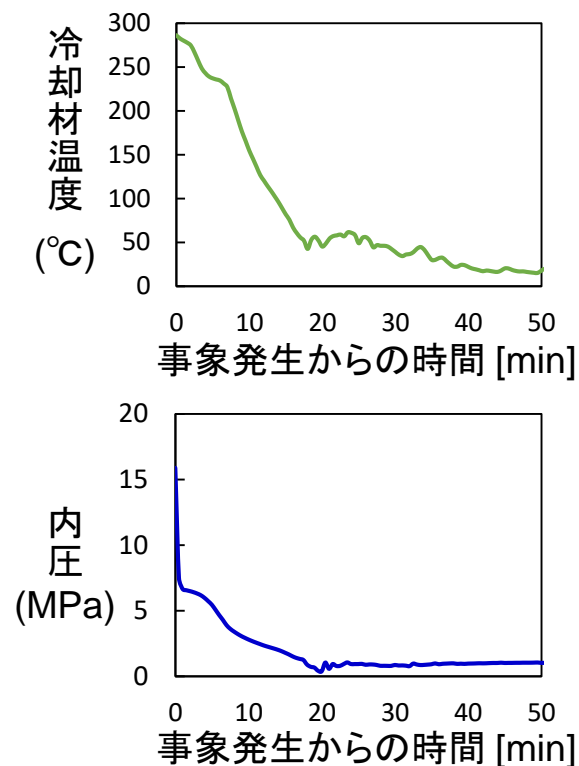


決定論的破壊力学に基づく健全性評価



事象が発生したことを仮定して
評価が行われる

PFMに基づく健全性評価



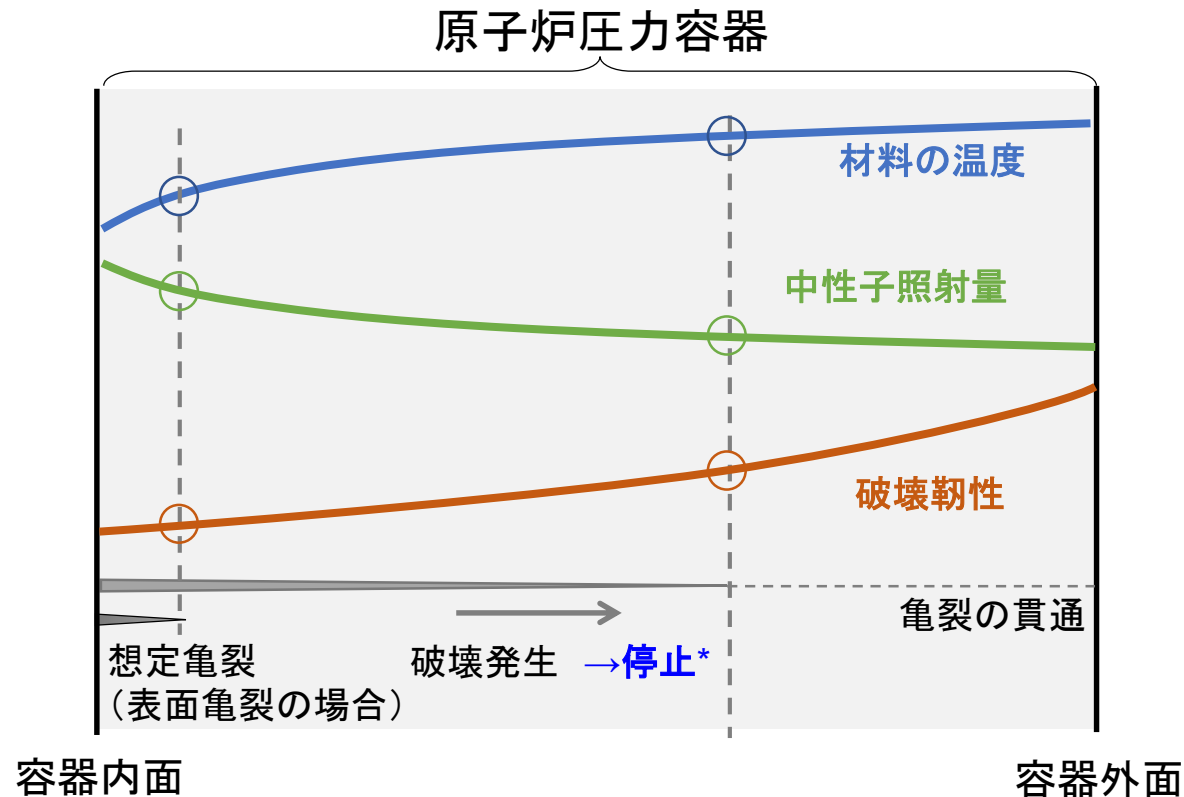
事象の発生頻度を考慮
(例えば本事象の発生頻度は
 $1 \times 10^{-3}/(\text{炉} \cdot \text{年})$ より低い*)

決定論的破壊力学に基づく健全性評価

- 脆性破壊の発生の有無を評価

PFMIに基づく健全性評価

- 脆性破壊の発生確率と、亀裂の容器貫通確率を評価

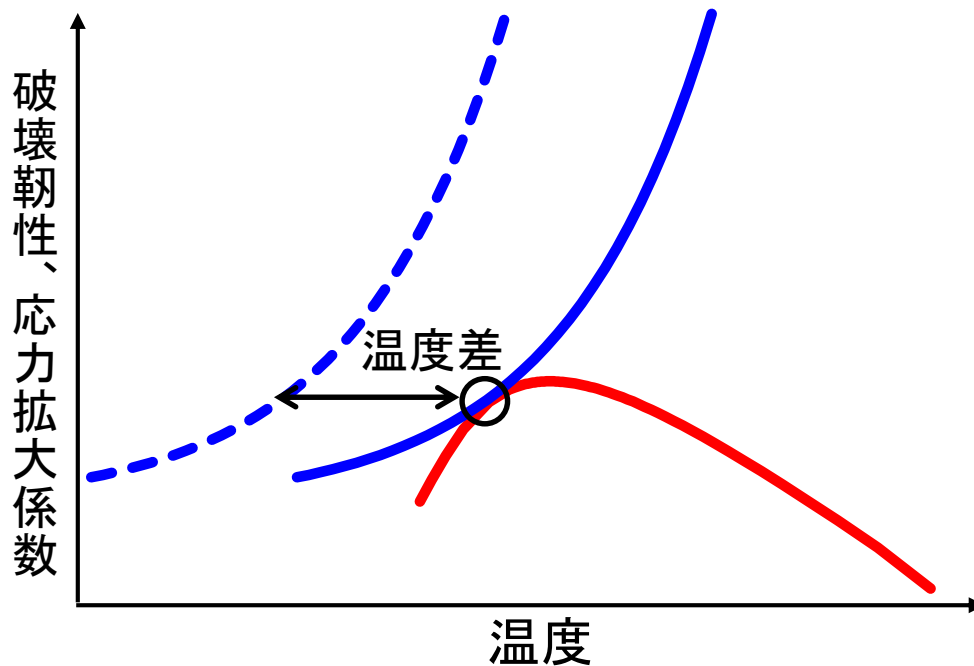


原子炉压力容器の板厚内での破壊靱性の分布(イメージ)

* 容器外面の破壊靱性が高く、亀裂が原子炉压力容器を貫通せずに停止する可能性がある。

●解析の目的

- 決定論的破壊力学に基づく健全性評価で破壊靱性と応力拡大係数が接する点からの温度差(右図)と亀裂貫通頻度*の関係を明らかにする。
- 脆性破壊の発生確率と亀裂貫通確率との差を明確にする。



●解析コードと主な解析条件

- PFM解析コード:PASCAL5
- 解析対象:国内PWRモデルプラントの原子炉压力容器
- 原子炉压力容器の化学成分:1970年代運転開始プラント相当

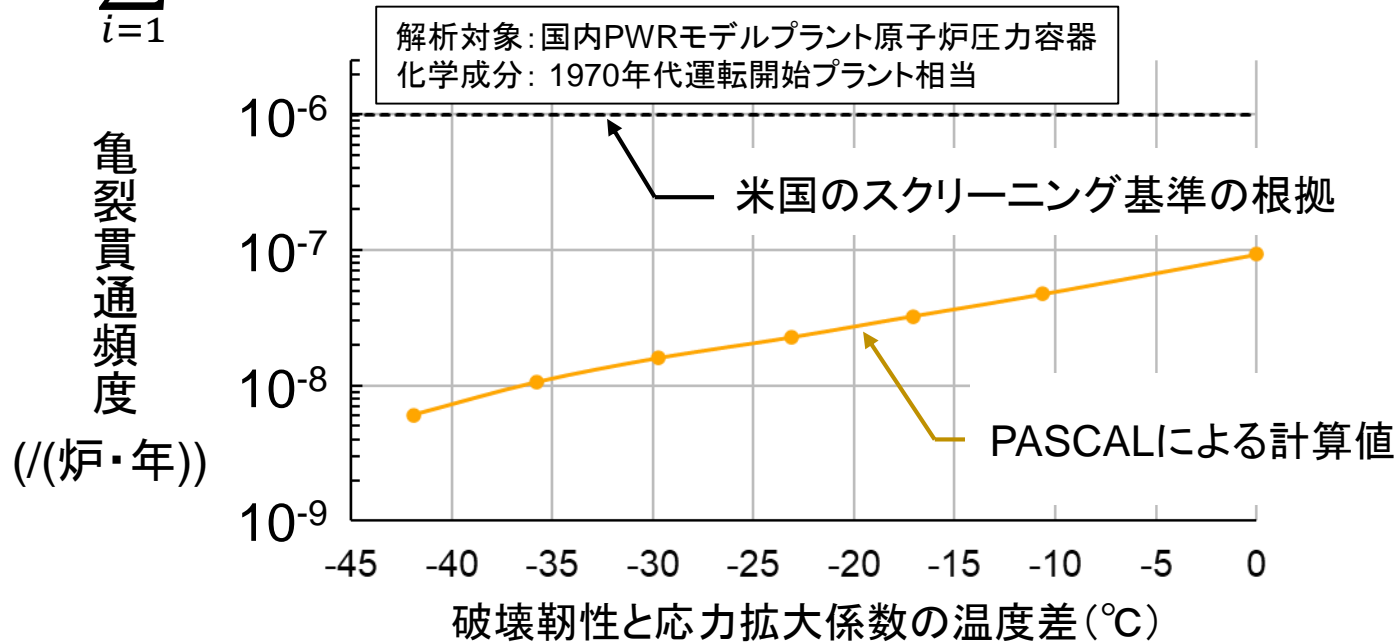
} JEAG4640-2018に
準拠

など

* PASCALでは原子炉压力容器の板厚の80%まで亀裂が進展した場合を亀裂貫通としている。

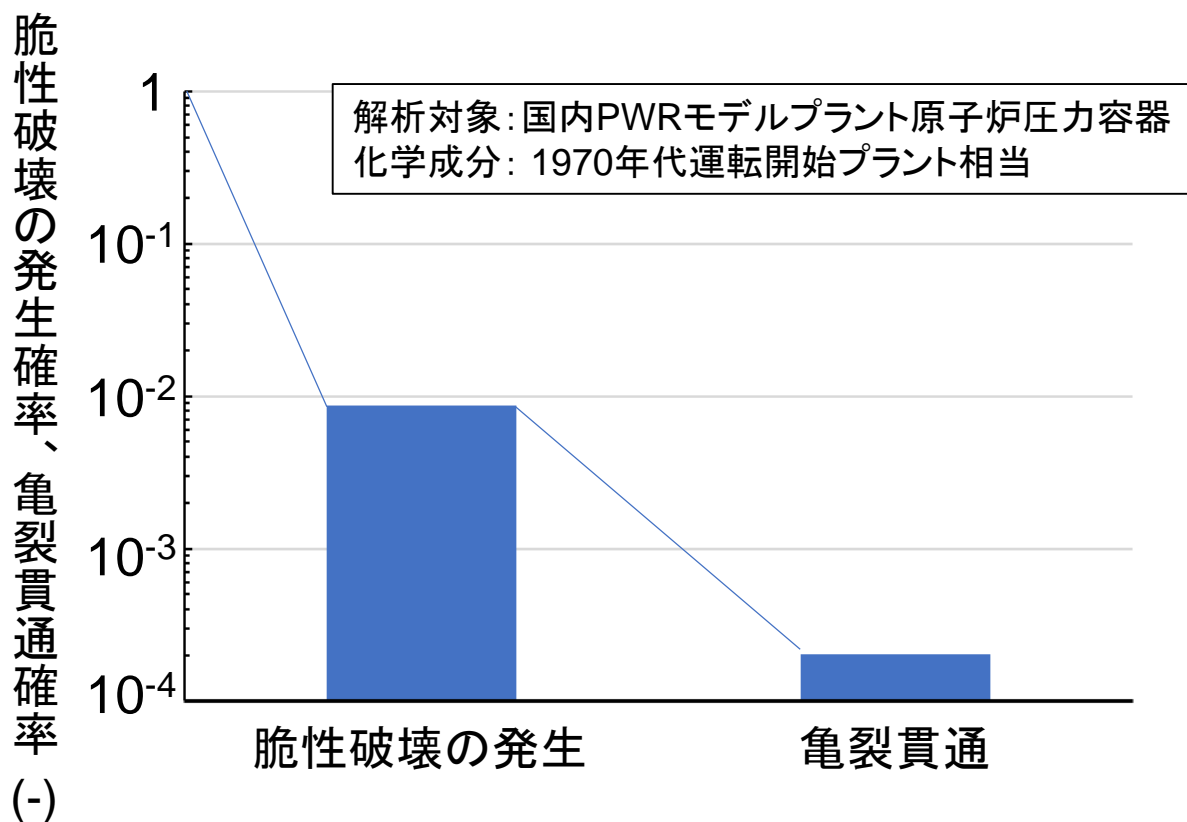
- 米国で抽出された過渡事象に対する亀裂貫通頻度を計算

$$\text{亀裂貫通頻度} = \sum_{i=1}^n (\text{過渡事象の発生頻度} \times \text{過渡事象が発生した場合の亀裂貫通確率})_i$$



- 破壊靱性と応力拡大係数が接する場合 (図中: 温度差0°C) の亀裂貫通頻度は約 1×10^{-7} / (炉・年) であり、米国のスクリーニング基準の根拠となる値 (1×10^{-6} / (炉・年)) より低い。

- 過渡事象(大破断冷却材喪失事故)が発生した場合*
- 決定論的破壊力学に基づく健全性評価で破壊靱性と応力拡大係数が接する場合



- 脆性破壊が発生しても、亀裂が容器を貫通する確率は1/40~1/50程度

* 事象が発生したことを前提として、発生頻度を考慮していない。

おわりに

- 原子炉圧力容器の健全性について、中性子照射脆化を考慮した破壊靱性と、PTS事象を想定した応力拡大係数との比較による現行の評価手法を説明
- PFMに基づく評価について、決定論と比較しつつ、不確実さを考慮した破損確率の評価手法を説明
- JAEAが開発したPASCAL5を用いて、決定論的評価による破壊発生と、亀裂が貫通する確率・頻度との関係について解析事例を紹介
- 今後は、長期間運転される原子炉圧力容器の健全性や検査の有効性確認等、リスクや重要度に応じた評価へのPFMの活用に貢献していく。