

原子炉圧力容器の中性子照射脆化 及び健全性評価について

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

資料の内容

【第一部：基礎知識】

- [原子炉圧力容器の概要と中性子照射脆化](#)
- [原子炉圧力容器の健全性評価](#)
 - [破壊靱性値の評価と脆化予測](#)
 - [応力拡大係数の評価](#)

【第二部：よくあるご質問】

- [監視試験片は足りるのでしょうか？](#)
- [60年超の運転でも原子炉圧力容器は壊れないのですか？](#)
- [破壊靱性値はどのように求めるのですか？](#)
- [原子炉圧力容器の検査はどのようなものですか？](#)
- [加圧熱衝撃\(PTS\)事象以外の事象は考慮しなくてよいのですか？](#)

この資料は2部構成でできています。

【第一部：基礎知識】では、「原子炉圧力容器とは何か？」から、その健全性の評価がどのように行われているかについてご説明します。

背景情報から深く知りたい方はこちらをご覧ください。

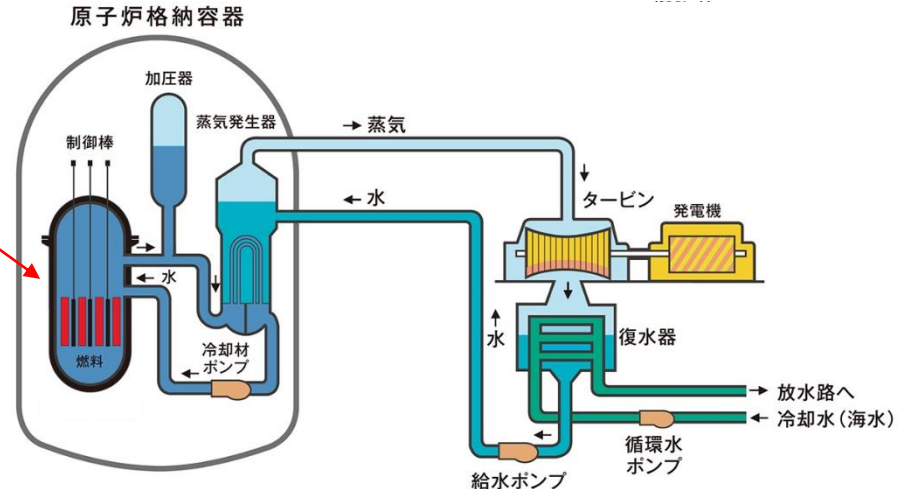
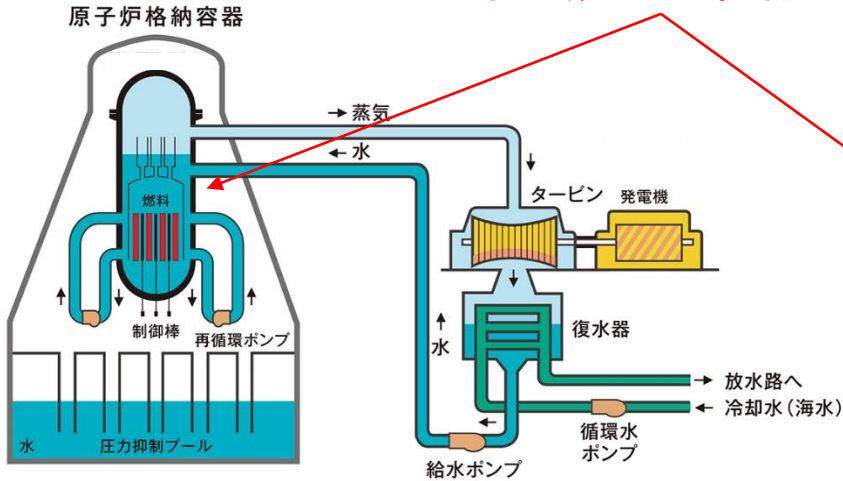
【第二部：よくあるご質問】では、原子力プラントの60年を超える運転延長が可能になったことを受けて、一般の方から寄せられたご質問にお答えします。

疑問への答えをお求めの方はこちらをご覧ください。

原子炉圧力容器とは

原子炉圧力容器は、核燃料と冷却材・減速材^{*1}としての水（軽水^{*2}）を格納し内部に閉じ込める役割を果たしており、原子炉を安全に運転する上で最も重要な機器です。

原子炉圧力容器^{*3}



沸騰水型軽水炉 (BWR) プラントの 模式図 (出典：原子力・エネルギー図面集)

加圧水型軽水炉 (PWR) プラントの 模式図 (出典：原子力・エネルギー図面集)

- *1 核分裂反応により発生する熱を吸収して核燃料を冷却する役割と、次の核分裂反応が起こりやすくなる速度にまで中性子を減速させる役割(参考)
- *2 重水素やトリチウムといった水素の同位体をほとんど含まない通常の水
- *3 PWRでは通常「原子炉容器」と呼ばれますが、本資料では統一して「原子炉圧力容器」と表します。

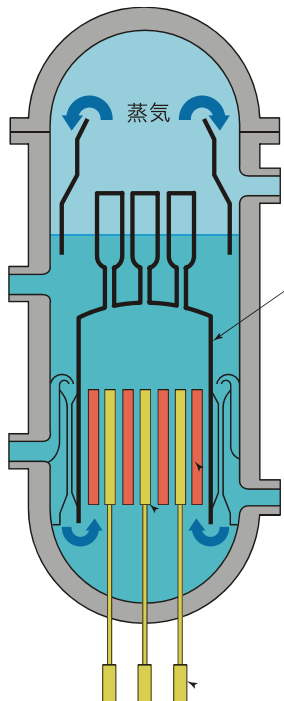
国内には沸騰水型軽水炉 (BWR: Boiling Water Reactor) と加圧水型軽水炉 (PWR: Pressurized Water Reactor) の2種類の商業用原子力発電プラントが存在しますが、原子炉圧力容器はどちらのプラントにも存在します。

原子力発電プラントは多くの機器や設備で構成されていますが、その中でも、原子炉圧力容器は、核燃料と冷却材・減速材としての水（軽水）を格納し内部に閉じ込める役割を果たしており、原子炉を安全に運転する上で最も重要な機器です。

原子炉压力容器の特徴

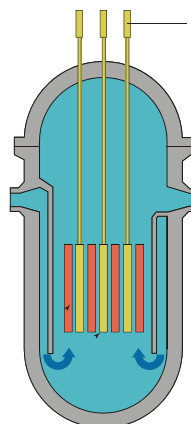
- 高温・高圧、放射線(特に中性子^{*1})などの厳しい環境中で使用
- 厚肉の鉄鋼材料(低合金鋼^{*2})を使用
- 大型の構造物であり交換できない。

BWR (出典:原子力・エネルギー図面集)



- 寸法
 - 内径 4.7~6.4 m
 - 板厚 11~16 cm
 - 高さ 19~23 m
- 温度 約290°C
- 内圧 約70気圧

PWR (出典:原子力・エネルギー図面集)



- 寸法
 - 内径 3.4~4.4 m
 - 板厚 17~22 cm
 - 高さ 11~13 m
- 温度 約290°C
- 内圧 約150気圧

- PWRの原子炉压力容器は、BWRより内径が小さく燃料に近いいため、中性子にさらされる量(中性子照射量)が多い。

*1 燃料の核分裂反応では中性子やガンマ線といった放射線が放出される。特に中性子は鉄鋼材料中の結晶格子からの原子のはじき出しへの寄与が大きい。

*2 運転温度で強度と粘り強さに優れ、溶接や加工のしやすい鋼材であり、1%程度の添加元素(マンガン、モリブデン、ニッケルなど)を含む。

原子炉压力容器には、運転温度で強度と粘り強さに優れ、溶接や加工のしやすい低合金鋼と呼ばれる鋼材が使用されています。

高温・高圧や燃料の核分裂反応により放出される中性子などの放射線にさらされる厳しい環境で使用されるため、厚肉の仕様となっています。

BWRとPWRでは原子炉内にある機器の配置の関係上、BWRの方が内径が大きくなっています。そのため、PWRの原子炉压力容器の方が、BWRより内径が小さく燃料に近いため、中性子にさらされる量、すなわち中性子照射量が多くなります。

炉内の冷却水は運転時には約290°Cの高温となるため、原子炉压力容器内部は高圧に維持されています。

BWRとPWRでは運転時の圧力が異なっており、それぞれの運転時の圧力に耐えられる板厚となっています。

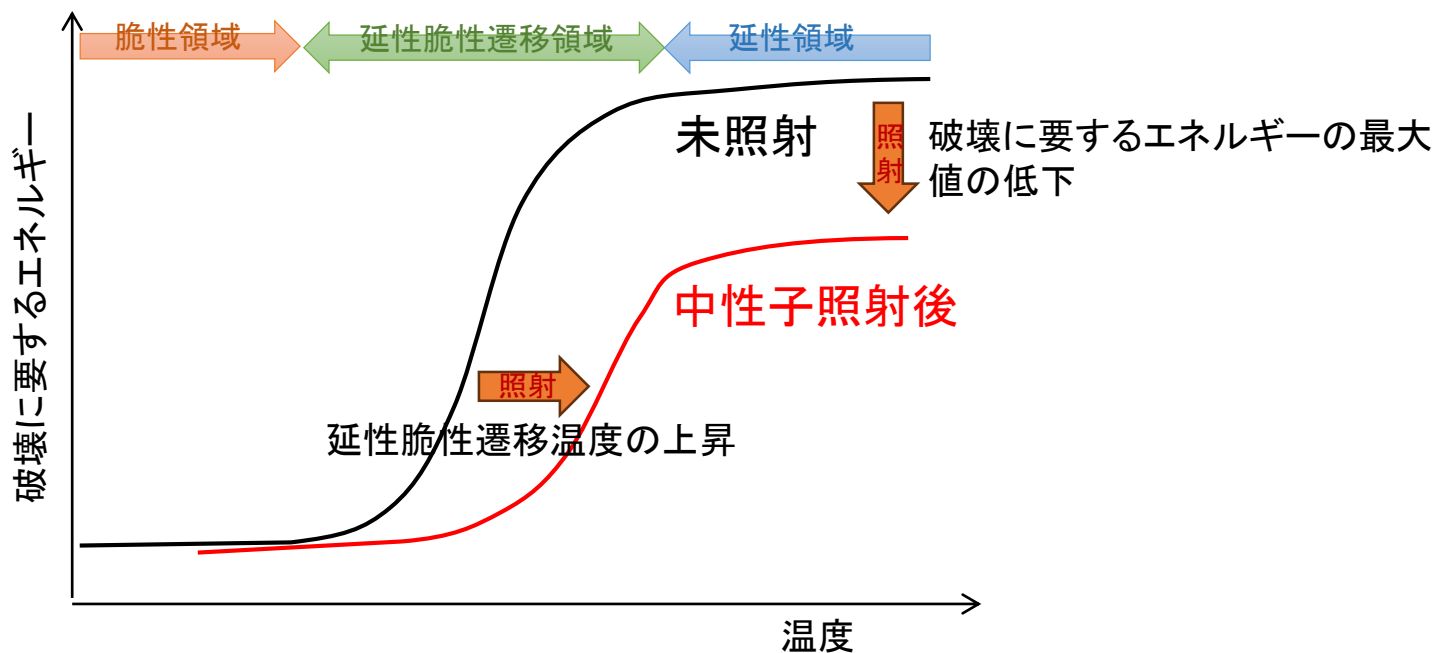
原子炉圧力容器用鋼材(低合金鋼)の材料物性

● 温度で粘り強さが変化する。

- 運転温度(約290°C)では粘り強い性質(延性)、低温では脆い性質(脆性)
 → 延性と脆性が切り替わる温度: **延性脆性遷移温度**

● 中性子照射による材料の性質の変化

- 破壊に要するエネルギーの低下、より高い温度でも脆性を示すようになる(延性脆性遷移温度の上昇)
 → **中性子照射脆化**



原子炉圧力容器の材料である低合金鋼の特性として、運転温度である約290°Cでは比較的大きい変形まで許容可能な粘り強い性質、すなわち延性を示しますが、低温に下げるとほとんど変形せず破壊に至る脆い性質、すなわち脆性を示すようになります。

このように延性と脆性が切り替わる温度を「延性脆性遷移温度」といい、材料特性の指標とされています。

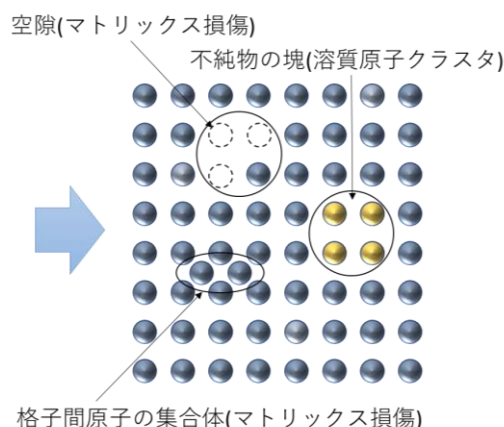
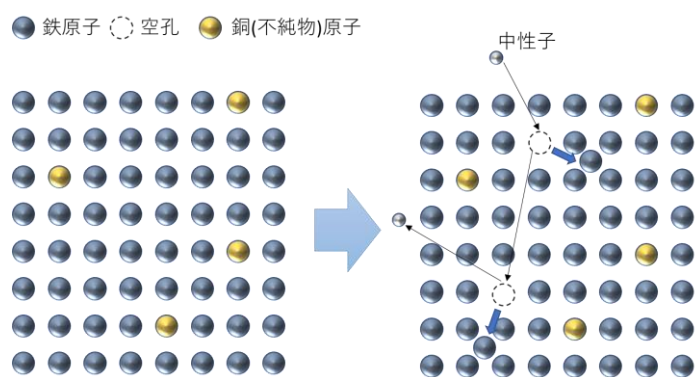
原子炉圧力容器が炉心からの中性子照射を受けると、次頁に示すような原子レベルの変化が起こり、その結果として材料の性質が変化します。

具体的には、破壊に要するエネルギーが低下したり、より高い温度でも脆性を示したりするようになり、延性脆性遷移温度が上昇します。

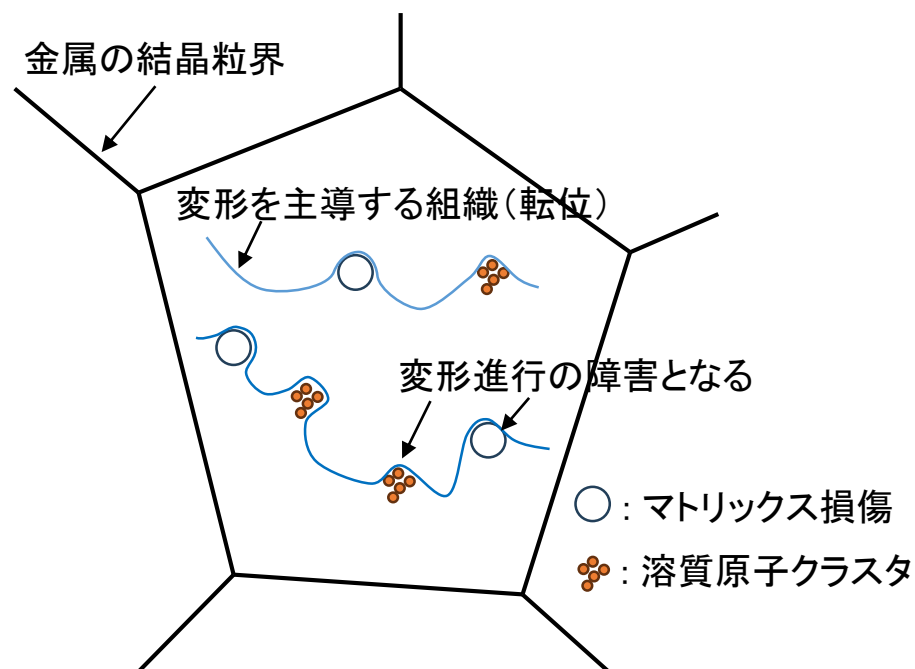
中性子照射による延性脆性遷移温度の上昇を中性子照射脆化と呼びます。

中性子照射によるマイクロ組織の変化

- 中性子照射によって材料の原子レベルの構造が変化(下図)し、変形に対する障害が増えることで、硬化が進む。



中性子照射による原子炉圧力容器材料の
 微細構造の変化(イメージ)



マトリックス損傷や溶質原子クラスタが
 変形に対する障害となる(イメージ)

溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成は、 中性子照射量、照射速度、照射時の温度、材料の化学成分等に依存

材料が中性子照射されることによって、材料の原子レベルの構造が変化します。具体的には、中性子が材料の原子を結晶格子から弾き出し、空孔と格子間原子の対が生成されます。空孔は銅等の鉄鋼材料中に含まれる原子の拡散を促進し、それらの原子が集合した「溶質原子クラスタ」の形成を促進・誘起します。また、空孔や格子間原子はそれらが独自に集合体を形成することもあります。これらは「マトリックス損傷」と呼ばれます。

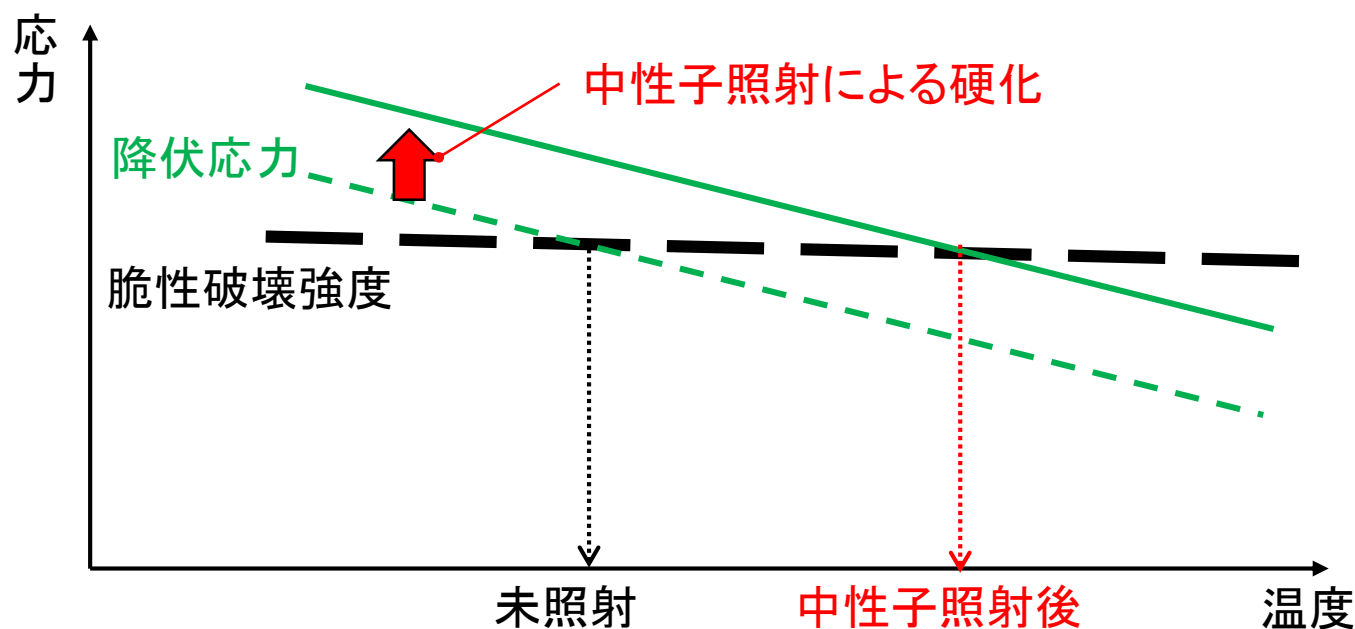
照射前の材料であれば、材料に曲げや引張などの力を加えた時、変形を主導する転位と呼ばれる組織が動くことで、材料が変形します。

これに対し、溶質原子クラスタやマトリックス損傷が存在すると、転位の動きを阻害し、材料の変形に対する障害となることで、材料は硬くなっていきます(硬化)。

溶質原子クラスタやマトリックス損傷の形成は、原子炉の運転中に中性子が材料に当たるときのみ進む現象であり、中性子照射量、単位時間当たりの中性子照射量である照射速度、照射時の温度、材料の化学成分等に依存することが知られています。

中性子照射脆化のメカニズム

- 材料の降伏応力は温度により変化し、高温では低くなる。降伏応力が脆性破壊強度を下回ると破壊する前に変形が生じる(延性)。
- 中性子照射により硬化が進むと、変形しにくくなり、降伏応力が上昇する。→脆性破壊強度との交点(=延性脆性遷移温度)が高温側にシフト



硬化に伴う脆性破壊強度との関係の変化

* 材料が塑性し始める応力。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。

材料を塑性変形させるのに必要な応力を降伏応力といいます。降伏応力は温度により変化し、高温になるほど低く(より小さな応力で塑性変形するように)なります。

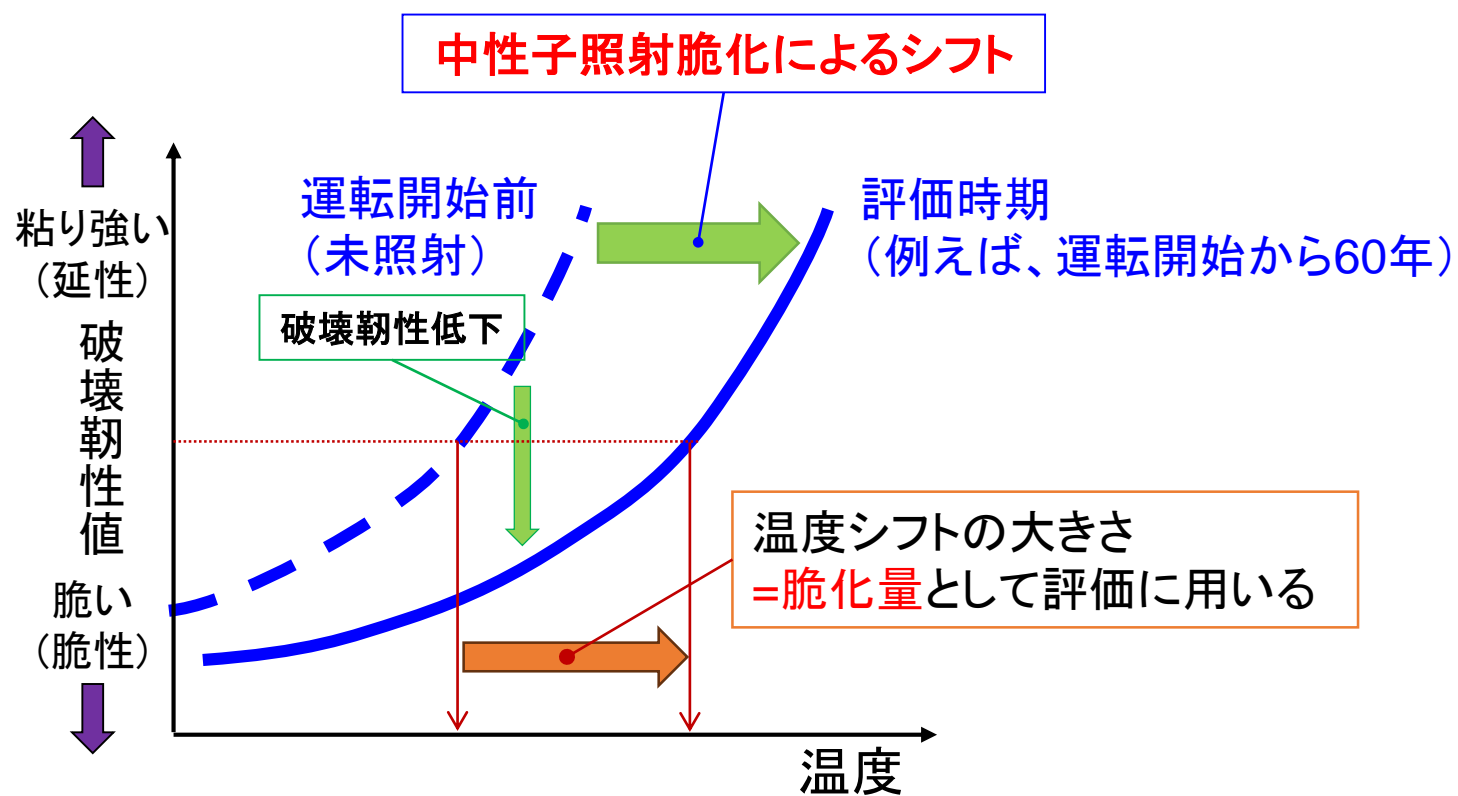
図中の黒い破線で示した線は、材料が脆性破壊する強度を表しています。降伏応力が脆性破壊強度より低くなる温度領域では、材料が脆性破壊する前に変形するため、延性を示します。一方、降伏応力が脆性破壊強度より高くなる温度領域では、材料が変形をする前に破壊(脆性破壊)します。この延性と脆性の境界の温度(図の緑線と黒線の交点)が延性脆性遷移温度です。

中性子照射によって材料が硬化すると、変形しにくくなるため、降伏応力が上昇します。その結果、延性脆性遷移温度が高温側にシフトします。

そのため、中性子照射脆化の程度は延性脆性遷移温度の変化量で表現されます。原子炉を安全に使用するためには、中性子照射による脆化の進行の程度(延性脆性遷移温度の変化量)を正しく見積ることが重要となります。

破壊靱性とは

- 破壊靱性： 亀裂がある材料の破壊に対する抵抗力。温度により変化（低温になるにつれて低い値）。
- 中性子照射脆化により破壊靱性値は低下します。この時、破壊靱性値の温度による変化を示す曲線が見かけ上高温側にシフトします。



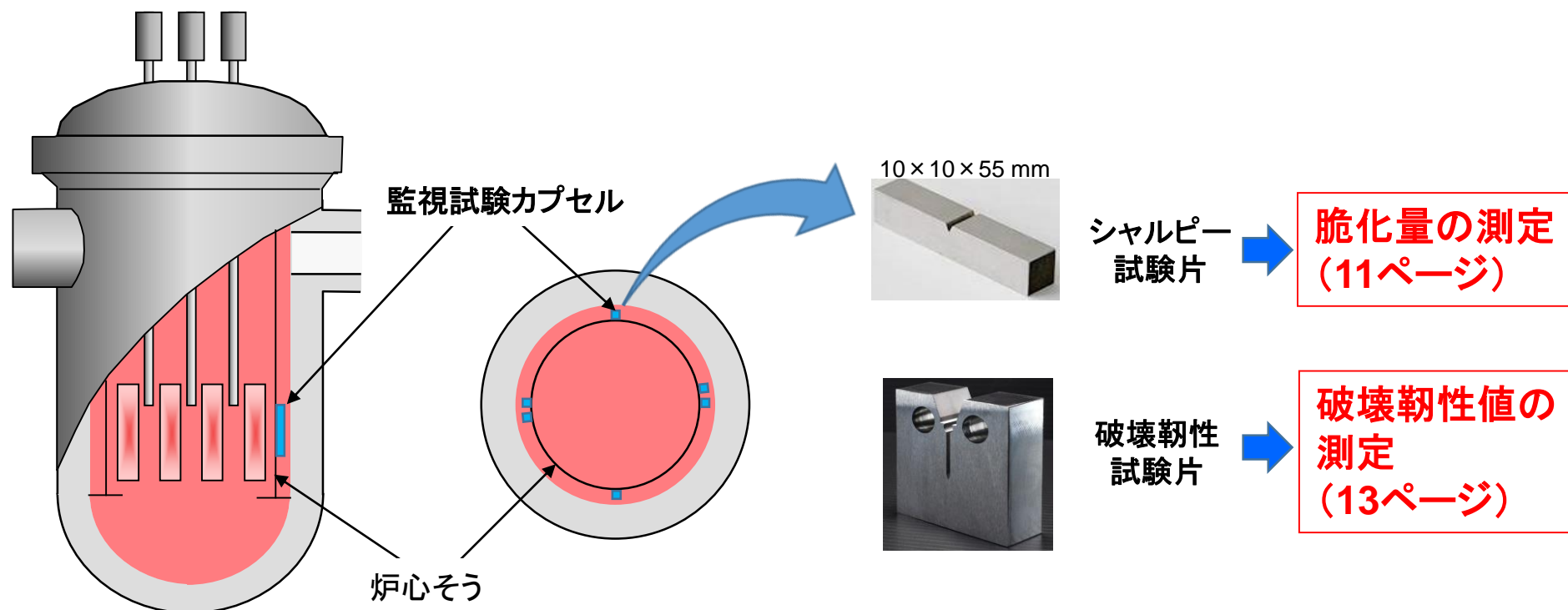
「破壊靱性」とは、亀裂がある材料の破壊に対する抵抗力を示す指標です。その値は温度によって変化し、低温になるにつれて低い値を示します。

また、原子炉の運転に伴う中性子照射により原子炉圧力容器が中性子照射脆化を起こすと、破壊靱性値は低下します。この時、破壊靱性値の温度による変化を示す曲線が、見かけ上高温側にシフトします。

この温度シフトの大きさを脆化量と言います。

脆化量の把握(監視試験)

- 原子炉の供用開始前に、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)
 → 原子炉圧力容器の内表面より高い中性子照射量: 将来の状態
- 計画的にシャルピー衝撃試験片、破壊靱性試験片を取り出して試験
- カプセル数は、BWRで約4個、PWRで約6個



監視試験カプセル装荷位置の例(PWR)

監視試験片の例(PWR)

中性子照射による「脆化量」は「監視試験」と「脆化予測」によって求められます。始めに監視試験について説明します。

原子力発電プラントでは、原子炉の供用開始前に、原子炉圧力容器と同じ材料から切り出した試験片(「監視試験片」)を収めたカプセルが左図のように原子炉圧力容器の内側に装荷されます。

運転が開始されると中性子照射を受けますが、炉心に近い分、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も高くなります。

従って、この監視試験片を使うことにより、原子炉圧力容器の将来(より照射量が高くなった時)の状態を確認することができます。

監視試験片には、シャルピー衝撃試験片、破壊靱性試験片等が含まれます。

これらの試験片を計画的に取り出して試験が行われています。

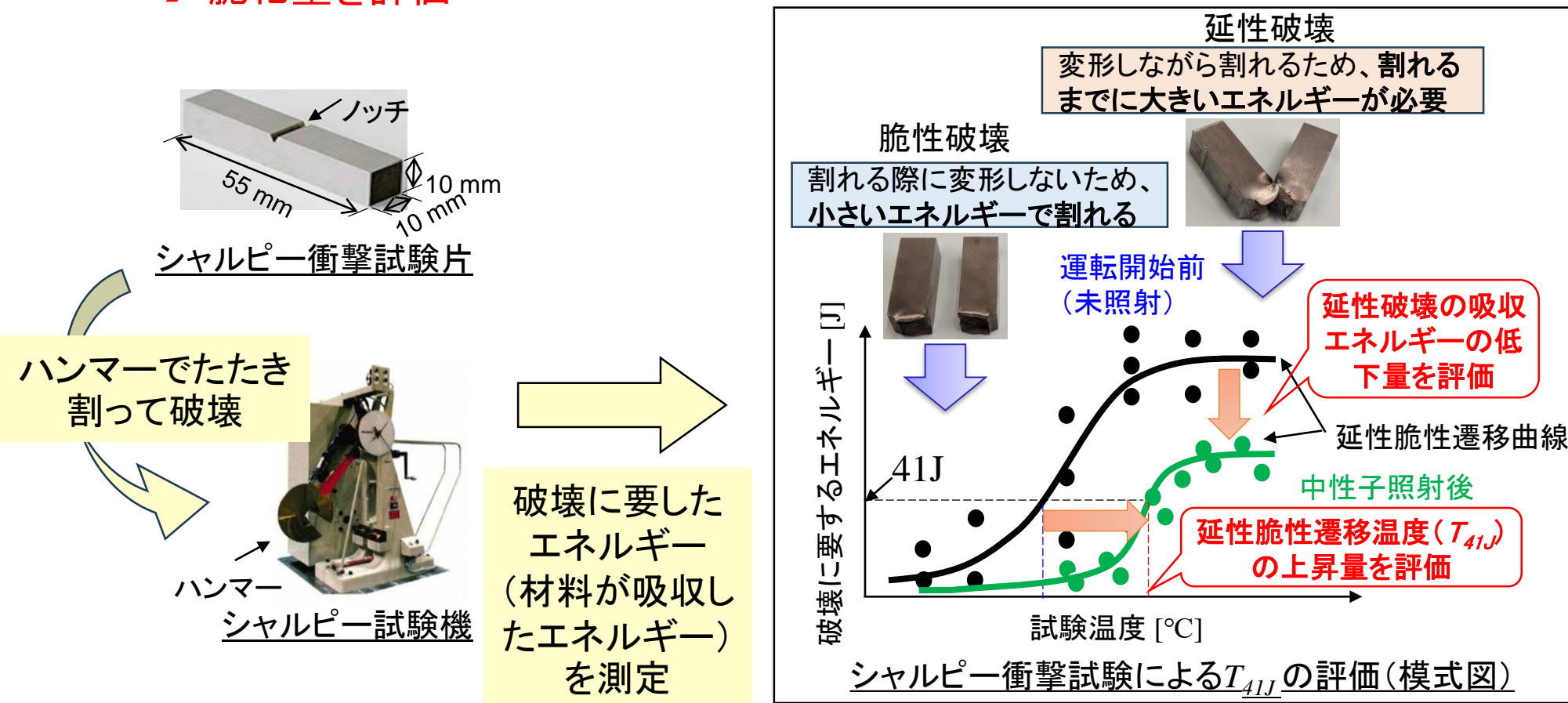
カプセルの数は、1つの原子炉圧力容器に対して、BWRで約4個、PWRで約6個が装荷されています。

シャルピー衝撃試験片と破壊靱性試験片を使った試験については、次ページ以降で説明します。

脆化量の評価方法

● 監視試験におけるシャルピー衝撃試験

- 延性脆性遷移温度の上昇量や延性破壊の吸収エネルギーの低下量を取得
➔ 脆化量を評価



シャルピー衝撃試験では、中性子照射前後の延性脆性遷移温度や延性破壊時の吸収エネルギーを求め、その上昇量を実測します。

この試験では、中央にノッチと呼ばれるV字の切欠きを加工した直方体の「シャルピー衝撃試験片」を規格化された専用のハンマーでたたき割って破壊し、破壊後にハンマーが振り上がる角度を計測することで破壊に要したエネルギー、すなわち材料が吸収したエネルギーを測定します。

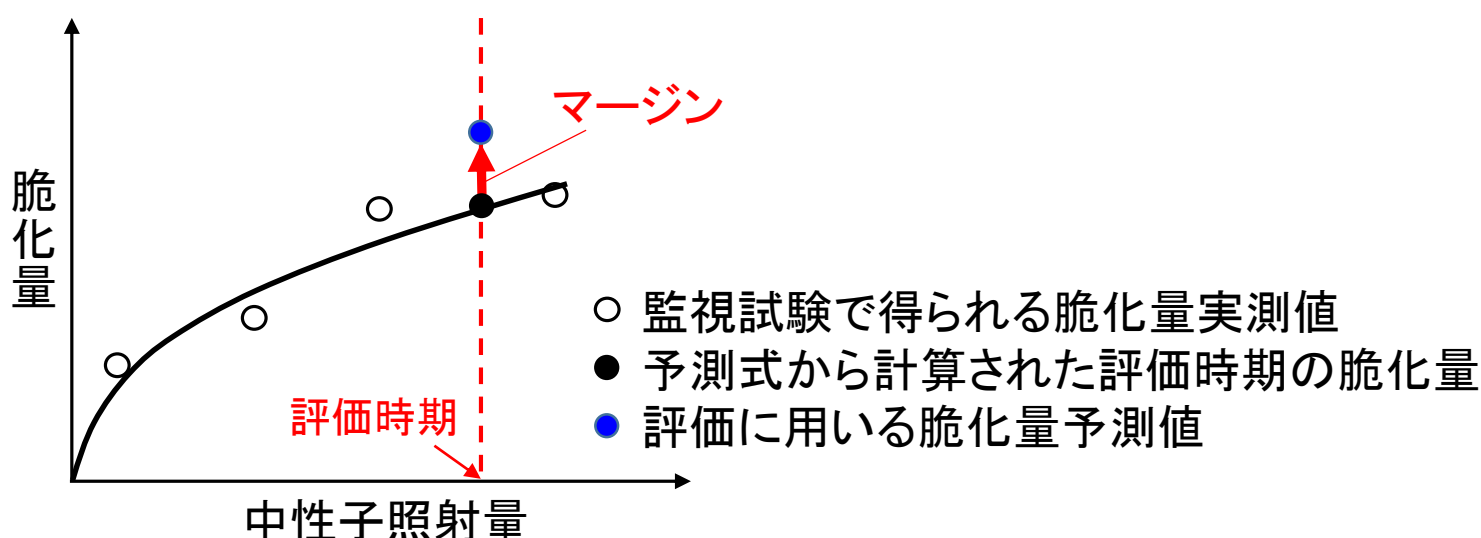
脆性破壊では、材料がほとんど変形せずに割れるため、小さいエネルギーで割れますが、延性破壊では、材料が粘り強く変形しながら割れるため、大きいエネルギーが必要になります。

材料の粘り強さは試験時の温度によって変化するため、温度を変えた試験を複数実施して温度と吸収エネルギーの関係を示す「延性脆性遷移曲線」を取得します。未照射の材料と照射された監視試験片に対して、シャルピー衝撃試験を実施し、この延性脆性遷移曲線の変化量を求めます。

米国で実施された数多くの試験片を用いた検討結果に基づき、日本や米国では吸収エネルギーが41Jとなる温度 (T_{41J}) の変化量が破壊靱性値の温度方向の変化量 (脆化量) と等価であるとみなして、中性子照射後の破壊靱性値の評価に用います。

脆化予測とは

- 脆化予測の目的
 - 原子炉圧力容器の将来(評価時期)の脆化量を予測すること。
- 脆化予測の方法(参考:[電力中央研究所報告Q12007](#))
 - 国内プラントの監視試験データベース(脆化量実測値)及び脆化メカニズムの理解に基づき、脆化予測式を策定
 - 脆化予測式の入力変数は、材料の化学成分(銅、ニッケル量)、中性子照射量、照射速度、照射温度
 - 脆化予測式により脆化量を計算し、実測と計算の誤差に基づくマージンを加えて脆化量予測値とします。



前述のように監視試験片の受ける中性子照射量は実際の原子炉圧力容器の中
 性子照射量とは異なります。そのため、監視試験の結果を用いて、評価時期の原
 子炉圧力容器の脆化量の予測が必要となります。

図は縦軸を脆化量、横軸を中性子照射量で表したイメージ図です。監視試験結果
 (第4回まで行われた状況を想定)を白丸で示してあります。脆化量は、中性子照
 射量が低い運転初期での立ち上がりが大きく、次第に傾きが緩やかになる傾向を
 示すことが知られています。

ここで、赤い点線で示す評価時期(例えば60年運転時)の原子炉圧力容器内面の
 脆化量予測値は、白丸で示した監視試験結果を利用した脆化予測法により評価さ
 れます。(黒丸)

脆化予測法は、国内プラントの監視試験データベースと脆化メカニズムの理解に
 基づいて策定されており、その入力変数は、材料の化学成分(銅、ニッケル量)、
 中性子照射量、照射速度(すなわち単位時間当たりの中性子照射量)、照射温度
 です。つまり、60年運転で見込まれる中性子照射量を入力することで、脆化量の
 計算値が求められます。その計算値に、実測と計算の誤差に基づくマージンを加
 えたものが、脆化量予測値として用いられます。(青丸)

なお、脆化予測式は、策定時に使用された監視試験データの中性子照射量の範
 囲内で使用されており、実測データを超えた中性子照射量では使用されません。

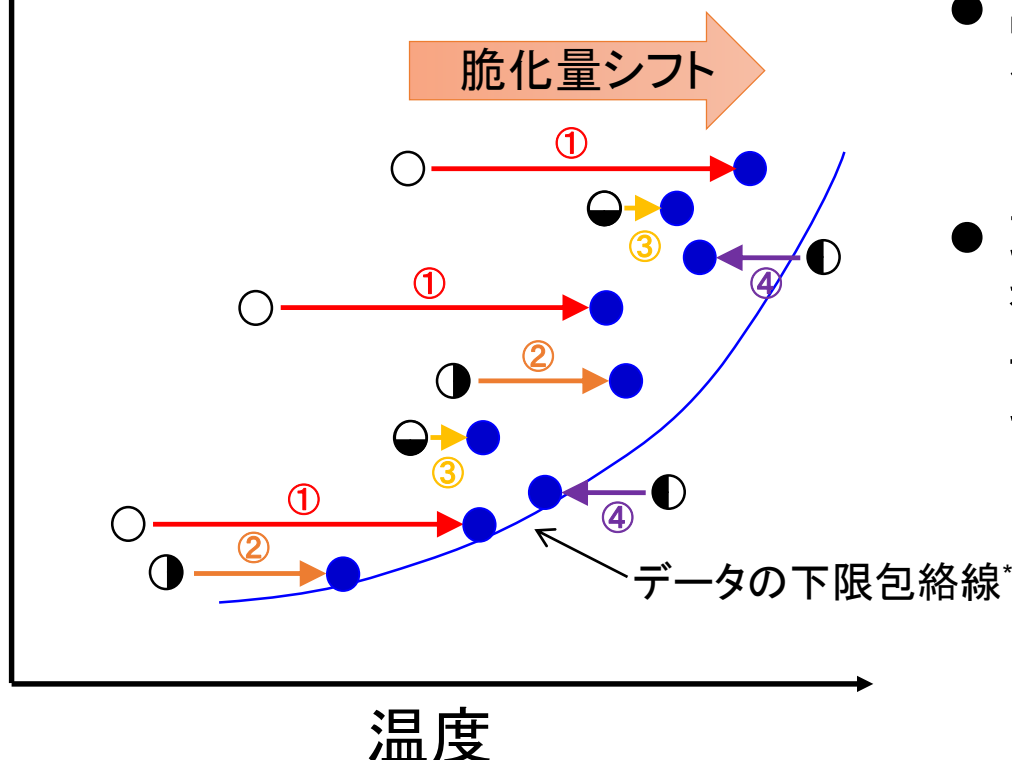
評価時期の破壊靱性値の求め方

例) 評価時期が60年運転時の場合

- 未照射 (運転前) ----- 脆化予測①
 - ◐ 第1回監視試験データ (30年運転相当) ---- 脆化予測②
 - ◑ 第2回監視試験データ (50年運転相当) ---- 脆化予測③
 - ◒ 第3回監視試験データ (70年運転相当) ---- 脆化予測④
 - 評価時期の破壊靱性値 (60年運転時)
- ※運転年数はすべてイメージです。

- 脆化予測式を用いて評価時期の脆化量との差分を算出 (脆化予測①~④)
- 試験で取得したデータを評価時期の脆化量との差分だけシフト
- 取得年数の異なるデータ(○、◐、◑、◒)をすべて評価時期年数(60年運転時)のデータ(●)として置き換えることが可能であり、下限包絡線を決定

破壊靱性値



評価時期の破壊靱性値の温度による変化を示す曲線を評価

* 健全性評価における保守性を考慮して、データを下限包絡するような曲線を設定。

脆化予測法を用いて、中性子照射後の破壊靱性値の曲線(8ページの図の青線)を設定します。

監視試験においては、シャルピー衝撃試験の他に、破壊靱性試験も行われます(試験方法については19ページを参照)。

この図は、縦軸が破壊靱性値、横軸が温度のグラフに、未照射及び3回分の監視試験により求められる破壊靱性値のデータを白黒の丸で示したイメージ図です。

それらのデータを、評価時期(図は60年運転時の例)に見込まれる中性子照射量と、各監視試験(未照射材含む)の中性子照射量の間で計算される「脆化量」の差分だけ、各回の破壊靱性データを温度方向に移動させることで、青丸で示す60年運転時の破壊靱性データとします。図の④のように、例えば70年運転相当の監視試験データがある場合、左側に移動することもあります。

健全性評価における保守性を考慮し、これらの青丸を下限包絡する青の実線が健全性評価で使用される破壊靱性値の曲線となります。

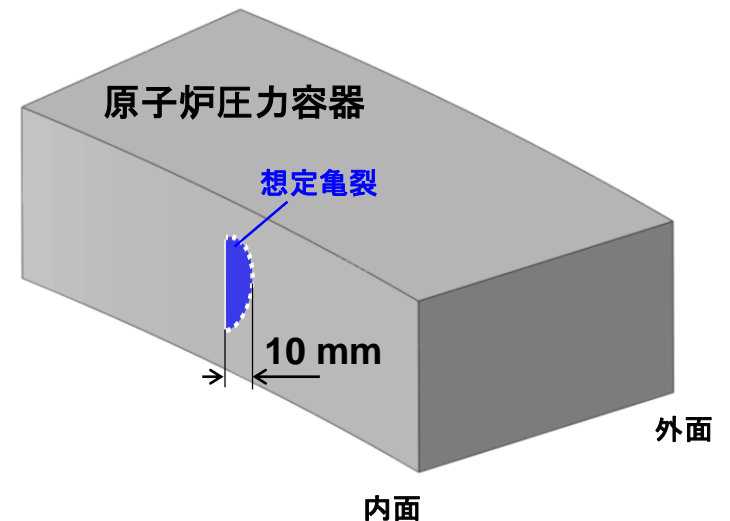
応力拡大係数とは

- 応力拡大係数： 材料に亀裂が存在した場合に、応力によって亀裂に作用する破壊の駆動力

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

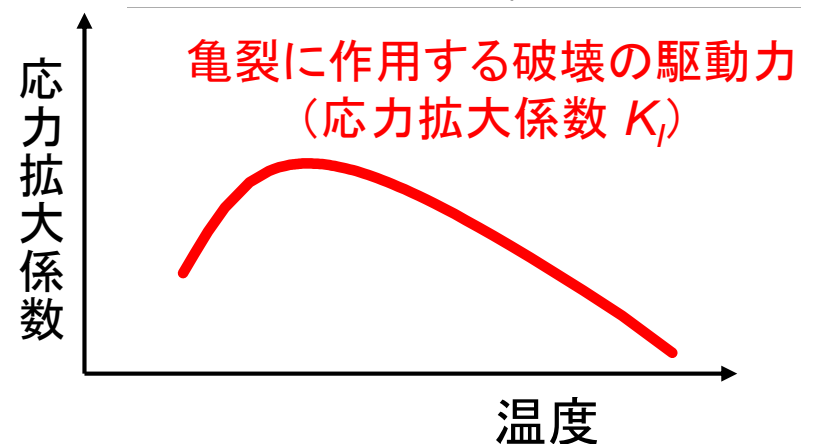
- 亀裂の想定

- 非破壊検査の検出精度やプラントの運転による疲労亀裂進展を考慮した保守的な大きい半楕円亀裂 (深さ10 mm、長さ60 mm)
- 温度変化による応力が最も高くなる原子炉圧力容器の内面側に想定
- 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



ここからは、健全性評価の模式図(8ページ)において赤線で示した応力拡大係数の設定方法を説明します。

応力拡大係数とは、材料に亀裂が存在した場合に、その亀裂への負荷応力によって生じる破壊の駆動力を示す指標であり、応力の大きさに比例し、かつ亀裂深さの平方根に比例します。

健全性評価においては、保守的に高い応力拡大係数となるように、非破壊検査の検出下限より大きい半楕円亀裂を原子炉圧力容器の内面に想定し、内圧による応力の影響を考慮して原子炉圧力容器の高さ方向に長い亀裂を想定します。

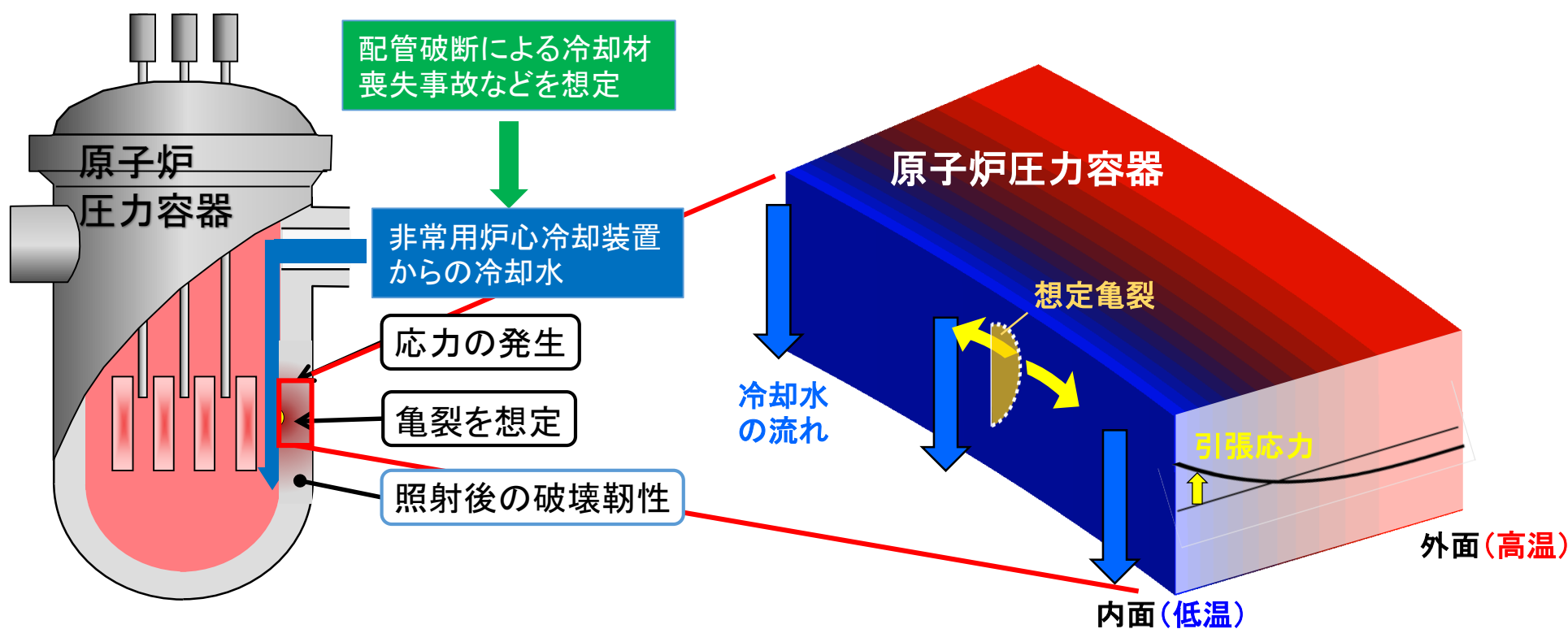
また、亀裂への負荷としては、最も応力拡大係数が高くなる加圧熱衝撃(PTS)事象を想定します。PTS事象を次ページで説明します。

加圧熱衝撃(PTS)事象とは

● 加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)事象

- 非常用炉心冷却装置からの冷却水*の注入により、原子炉压力容器の内面が急冷

→ 熱応力と内圧により、内面に高い引張応力が発生



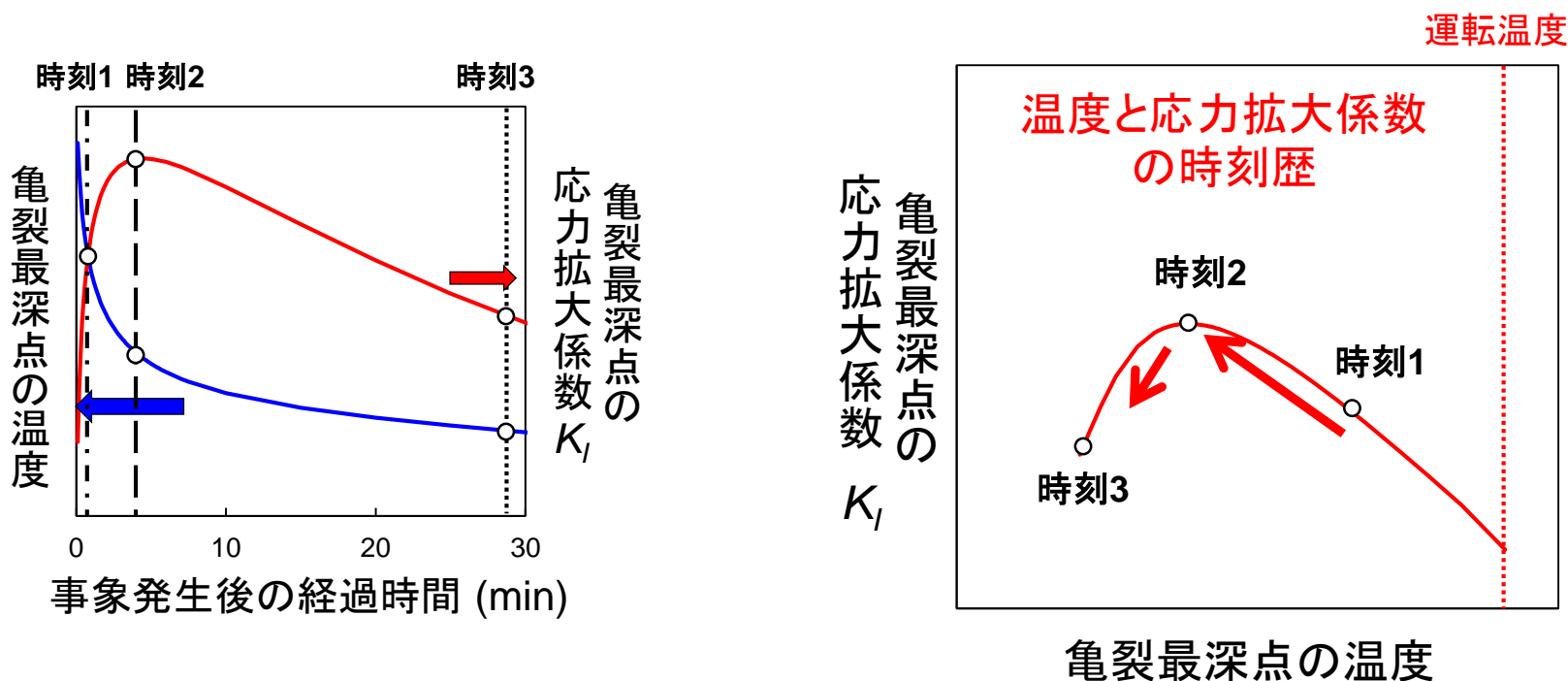
* 事故により冷却水が炉心から喪失した際、炉心の冷却のために注入される水(参考)

加圧熱衝撃(PTS)事象では、配管破断による冷却材喪失事故などを想定し、その際の非常用炉心冷却装置からの冷却水の注入により、原子炉压力容器の内面が急激に冷やされることで原子炉压力容器の板厚方向に温度勾配が生じます。

このとき、内面側だけ熱収縮しようとするために発生する力である熱応力と内圧により、原子炉压力容器の内面に高い引張応力が発生します。

PTS事象発生時の応力拡大係数の評価

- PTS事象(冷却材温度と圧力の時間変化)に対して、板厚内の温度・応力の時間変化を求める。
- 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(時刻歴)**を求める。



PTS事象発生時の応力拡大係数の評価方法を説明します。

まず、PTS事象に対して、有限要素法等により温度・応力分布の解析を行い、原子炉圧力容器の板厚内での温度・応力の時間変化(時刻歴)を求めます。

次に、板厚内での温度・応力の時刻歴の解析結果に基づき、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刻歴を求めます。(左図)

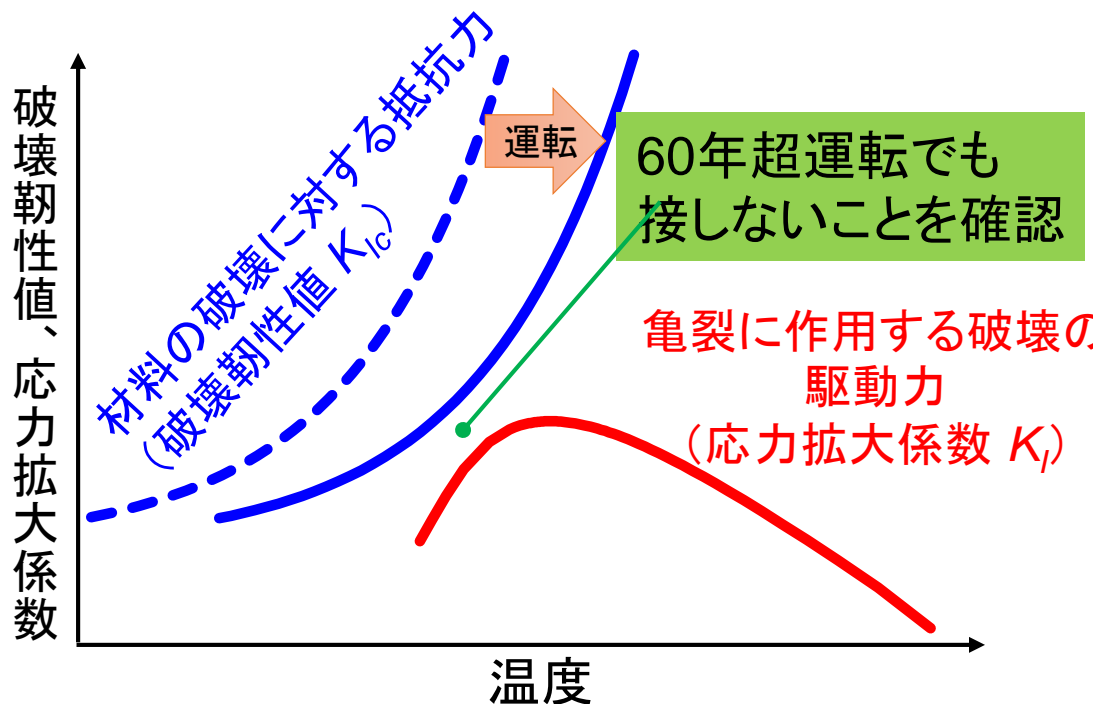
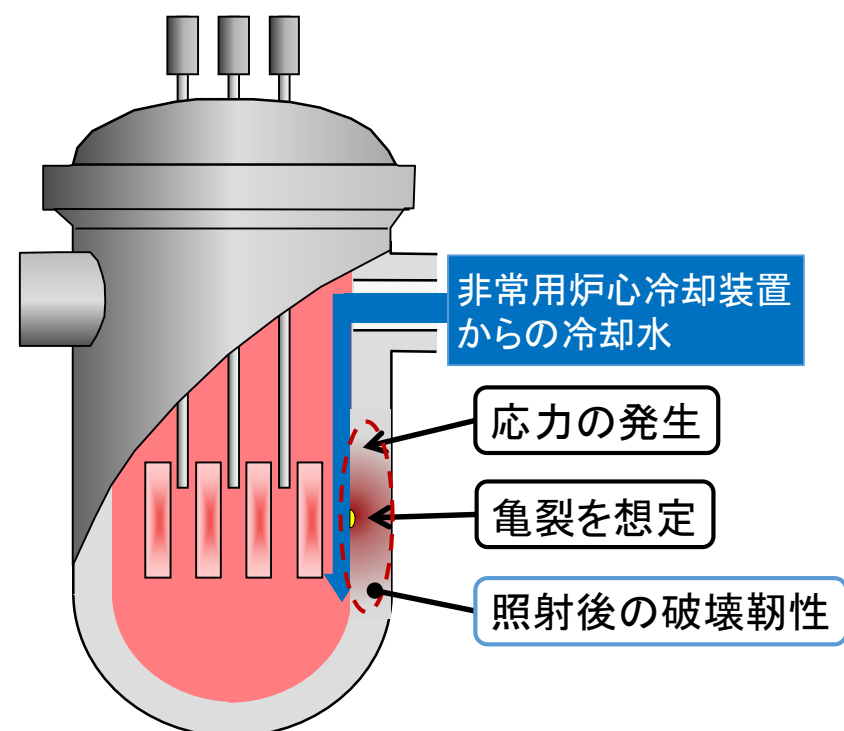
これを温度と応力拡大係数の関係にプロットし直したものが右図になります。図の右下の運転温度から、時刻が進むに伴って、徐々に亀裂最深点での温度が下がって、板厚内の温度勾配が大きくなるため、応力拡大係数が増加します。その後、板厚内の温度勾配が小さくなっていくため、応力拡大係数はある時点でピークとなった後に下がる形になります。

これは、PTS事象発生後の数十分間に進むものでありますが、一方、破壊靱性の評価では年オーダーで中性子照射脆化が進みますので、健全性評価では時間スケールの大きく異なるものを比較していることになります。

以上が応力拡大係数の評価の説明になります。

原子炉压力容器の健全性評価

破壊力学に基づく評価



PWRの原子炉压力容器の健全性評価対象

破壊(脆性破壊)を防止するための条件

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

以上のようにして求めた材料の破壊に対する抵抗力である「**破壊靱性値**」と、亀裂に作用する破壊の駆動力である「**応力拡大係数**」を用いて、健全性評価が行われます。

青線で示しています破壊靱性値は、原子炉の運転に伴い中性子照射脆化により高温側(右側)にシフトしていきます。一方、赤線で示しています応力拡大係数は、事故時の条件のみに依存しますので、原子炉の運転期間によって変わることはありません。

60年を超える運転期間に対しても、これまでと同様に、中性子照射脆化による破壊靱性値のシフトを考慮した上で、この脆性破壊を防止するための条件(破壊靱性値が応力拡大係数を上回っていること)を満たしていれば、原子炉压力容器は健全であると判定されます。

仮に、破壊靱性値が応力拡大係数と同じ、もしくはより小さくなる場合、原子炉压力容器の健全性が確認できないため、そのような状態での運転は認められないこととなります。

以上が原子炉压力容器の健全性評価の説明になります。

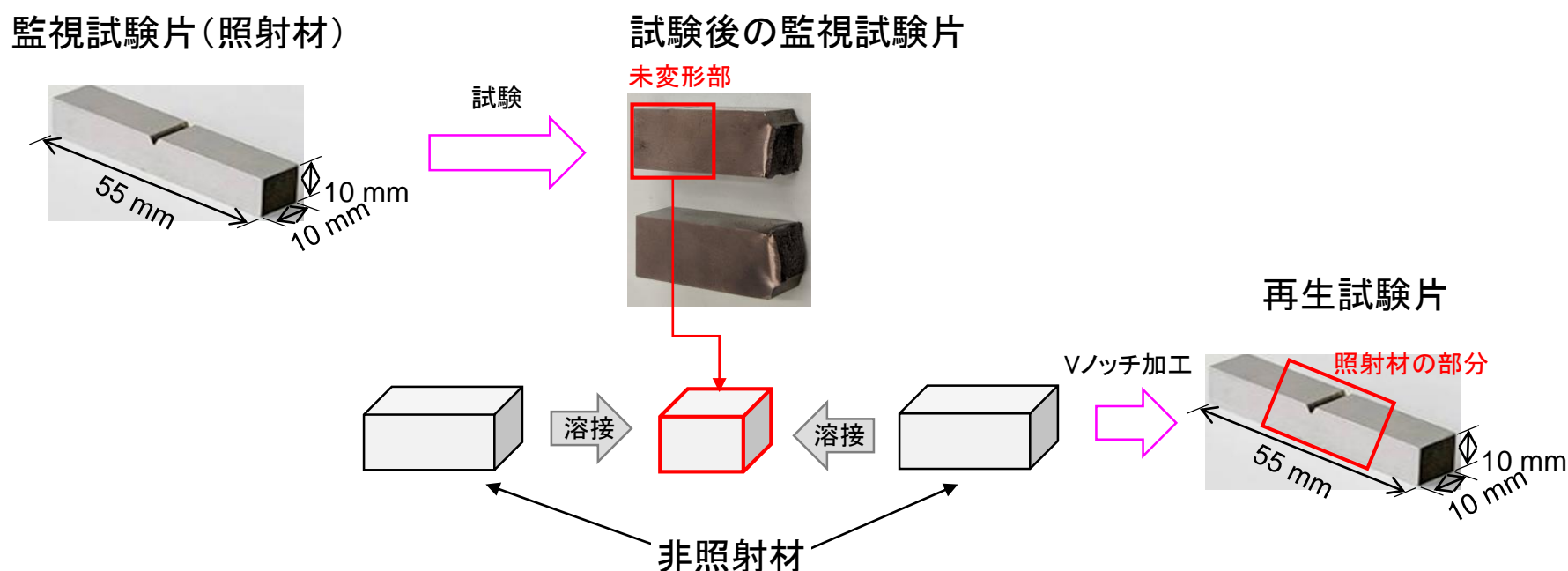
監視試験片は足りるのでしょうか？

監視試験は、原子炉圧力容器に使用されるものと同じ板材(母材)、母材同士を溶接する際に母材と溶加材が溶融凝固した金属(溶接金属)、溶接部近傍で溶接による熱影響を受けた母材(溶接熱影響部)が対象部位となっています。

第一部において説明しましたように、監視試験片が収められたカプセルは、BWRで約4個、PWRで約6個あります(10ページ参照)。この個数は40年の運転期間に相当する32 EFY(Effective Full Power Years: 定格出力での運転年数)で見積もられる最大の中性子照射量を踏まえて設定されたものです。カプセル数には余裕を持たせてあること、また、カプセルの取出し時期については脆化量の予測結果に基づいて決められていることから、32 EFYで使い切るというものではありません。

健全性評価の実施時期については、昨今の規制制度の改正による見直しが進められています。新制度に関しては原子力規制庁が公表している資料にてご確認ください([長期施設管理計画の認可制度に関する分かりやすい説明資料](#))。

長期運転時でも十分な監視試験片数を確保するための技術開発も進められています。一度試験に使用した監視試験片の未変形部に非照射材を溶接により接合して新たな試験片を製作(再生)する方法はすでに確立されています。また、監視試験片から小型の破壊靱性試験片を製作する方法等の開発も進められています。



監視試験片再生のイメージ(シャルピー衝撃試験片の場合)

60年超の運転でも原子炉圧力容器は壊れないのでしょうか？

発電用原子炉を運転することができる期間は40年ですが、国の認可を受けることで20年まで運転期間を延長することができます。（「脱炭素社会の実現に向けた電気供給体制の確立を図るための電気事業法等の一部を改正する法律案」（GX脱炭素電源法）の成立に伴い、停止期間（審査基準等の変更に対応するための停止期間等）の範囲内で20年を超えた運転期間の延長申請も可能となっています。）

そのため、一般的に言われている「60年超運転」ですが、原子炉が実際に運転している期間は60年が上限であり、これに上記の停止期間が加わることで「60年超」となります。また、原子炉の停止期間中は中性子照射されないため、原子炉圧力容器の脆化は進行しません。

原子炉圧力容器を継続して使用できるかどうかは運転期間ではなく、第一部で説明したような健全性評価の結果に基づき判断されます。健全性評価の結果、60年運転時点での破壊靱性値がPTS事象発生時の応力拡大係数上回っていれば健全であり、継続して使用できると判断されます。

健全性評価における脆化量は国内プラントの監視試験データベースに基づく脆化予測法によって計算されますが、第一部で説明したように、監視試験片は原子炉圧力容器の内表面より中性子照射量が高いため、上述の監視試験データベースには80年超運転相当のデータも含まれています。

一方、原子炉圧力容器については照射脆化が進むほど安全裕度（破壊靱性値と応力拡大係数の差）は少なくなるので、安全性を適切に判断するためには材料の照射脆化の程度、破壊靱性値、応力拡大係数等の評価精度の向上が必要です。

破壊靱性値はどのように求めるのですか？

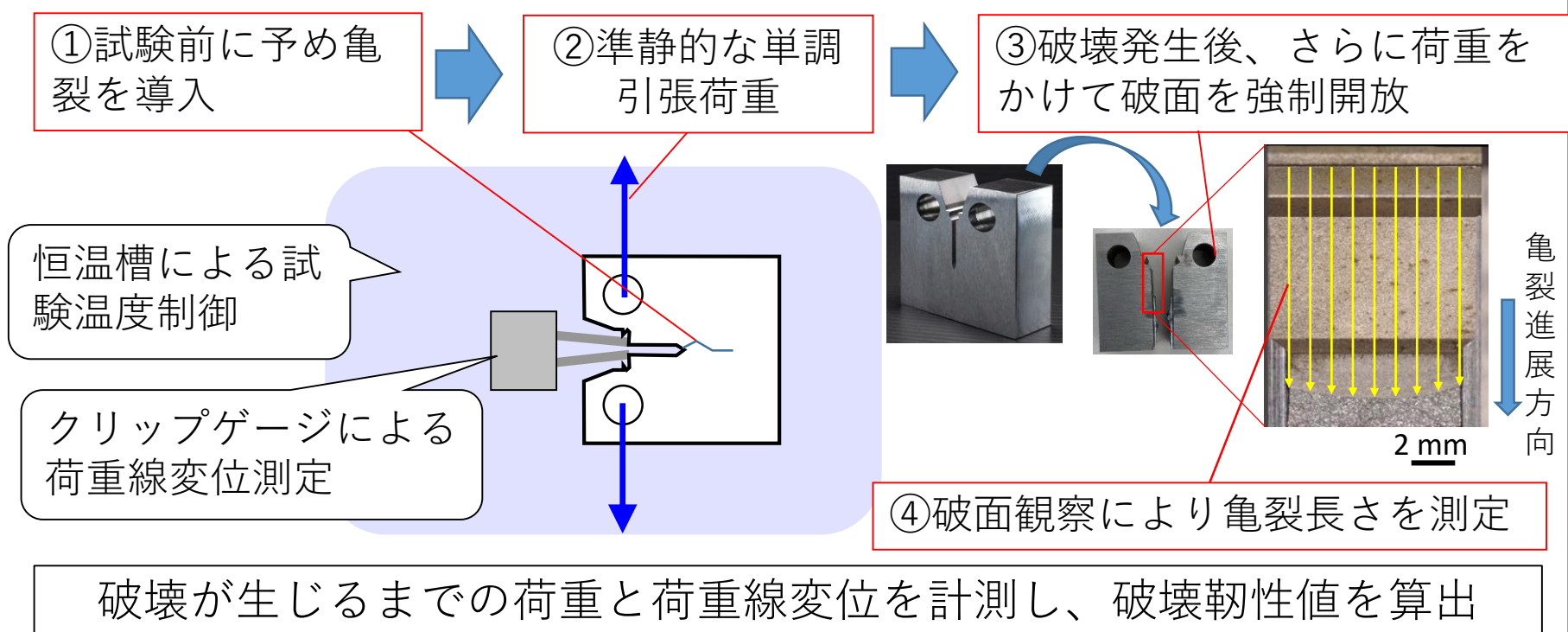
破壊靱性は、亀裂を有する材料に力学的な負荷が加わったときの破壊に対する抵抗力であり、その値は“応力”と“亀裂長さの平方根”（例： $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）といった単位で表されます。

破壊靱性値は破壊靱性試験と呼ばれる方法で測定されます。破壊靱性試験では、Compact Tension (CT)試験片（10ページの試験片の図を参照）等が使われます。

試験片を試験機にセットし、試験開始前に試験片に繰り返し荷重を付加することで、予め試験片に亀裂を導入します。その後、引張荷重をゆっくりと与えていき、試験片が破断した際の荷重と試験片に導入した亀裂の長さ（試験後に破断面を観察して測定）から応力拡大係数を求めます。この破断時の応力拡大係数が破壊靱性値となります。

第一部で説明したように（9ページ参照）、破壊靱性値は温度により変化します。高温になるにつれて粘り強さが出てくるため破壊しにくくなり、原子炉の運転時の温度（約 290°C ）では、非常に高い破壊靱性値を有します。

監視試験カプセルに入っているCT試験片の板厚は約 12.7 mm ですが、監視試験片数の確保に関する需要から、近年では板厚 4 mm の微小CT試験片を用いた破壊靱性試験技術が開発されています。



破壊靱性試験の手順

原子炉圧力容器の検査はどのようなものですか？

原子炉圧力容器の溶接継手を対象とした供用期間中の検査は、日本機械学会発電用原子力設備規格 維持規格で定められています。検査では、溶接部を対象とし、表面及び内部の欠陥を検出する方法である放射線透過試験、超音波探傷試験または渦流探傷試験のいずれかを実施しなければならないとされています。このような試験を実施する試験員は、試験を行うための十分な能力を有する必要があり、例えば日本産業規格JIS Z2305「非破壊試験技術者の資格及び認証」に基づくレベル1以上の資格を有するものが相当します。

検査における欠陥検出能力については、過去に実施された国家プロジェクト「超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験」において、原子炉圧力容器の内面に施工されるステンレス製内貼りの内側に存在する亀裂の検出下限が調べられています。現在のPTS事象発生時の評価における想定亀裂深さ(10 mm)は、このプロジェクトで示された検出下限値の2倍以上の長さであり、非破壊検査で十分に検出可能な亀裂寸法であるといえます。

検査間隔については、第1回目の検査間隔は、発電所の商業運転開始日またはそれ以降の起算日から10年間とされています。第2回目以降の検査間隔は10年間とされており、第4回目以降の検査間隔は、前回の検査間隔終了後7年間とされています。

上記の供用期間中検査以外に、運転開始から40年を超えて運転する場合には、40年時点における設備の状態をできる限り詳細に把握するための特別点検の実施が定められています。原子炉圧力容器に着目すると、特別点検では、炉心領域にあるすべての溶接部に加え母材に対しても、超音波探傷試験による欠陥の有無の確認が求められています。

なお、国内の原子炉圧力容器では、現在までのところ、欠陥は検出されていません。

加圧熱衝撃(PTS)事象以外の事象は 考慮しなくてよいのですか？

PTS事象以外にも、内圧及び原子炉温度が変化する耐圧・漏えい試験(定期検査において実施)や原子炉の起動・停止時を対象とした安全確認が行われています。

監視試験により評価される破壊靱性値を用いて、亀裂を想定した場合に破壊が生じる圧力と温度の関係を評価し、運転時の圧力と温度に制限が設けられ、供用中は、この圧力・温度制限を上回らないように運転が行われます。

原子炉の起動・停止等に伴う内圧及び温度の変化は運転中に必ず起こる事象であるため、圧力・温度制限の設定にあたっては、PTS事象で想定する亀裂よりも大きな亀裂(板厚の1/4の深さ)が想定されており、より保守的な評価を行っています。さらに応力拡大係数の計算時には、圧力による成分について、起動・停止時には2倍、耐圧・漏えい試験時には1.5倍の安全率が考慮されています。