

研究タイトル：

## 材料の照射挙動予測のためのマクロモデル



氏名：	實川 資朗 / JITSUKAWA Shiro	E-mail：	jitsukawa@fukushima-nct.ac.jp
職名：	教授	学位：	工学
所属学会・協会：	日本金属学会、日本原子力学会		
キーワード：	照射損傷、原子炉炉内機器、原子炉材料、破壊条件評価、構成式		
技術相談 提供可能技術：	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉材料の照射後強度特性モデル</li> <li>・原子炉炉内機器の破壊条件予測</li> </ul>		

### 研究内容：

軽水炉、高速炉を問わず、非交換機器である炉内機器が受ける中性子照射量は、使用期間が長く(例えば、40年以上)になると極めて高いレベルに達する。

この結果、中性子による照射損傷が生じ、材料の強度特性及び機器の破壊条件等が大幅に変化する。現在の技術では、機器の破壊条件等を的確に評価することができない。この理由は、変化が大きすぎること(適用できる挙動モデルが無い)、変化が及ぼす機器挙動への影響を評価する手法が示されていない点にある。

この研究では、変化後の力学特性を十分に高い精度で近似するモデル(照射後の真応力-真歪み関係)と、これの降伏応力または照射損傷量依存性のモデル(計算手法)を提案し、さらに、力学挙動モデルから機器の破壊条件推定を行う手法を提示するものである。

このうち、真応力-真歪み関係を降伏応力の関数として表すモデルとして、Swift型の式を提案し( $\sigma = A(\epsilon_0 + \epsilon)^n$ ; 下図参照、また、新たに等価照射硬化予歪みの概念を導入した。この式による近似度は、全ての歪み値及び照射硬化量の範囲で高い結果を示した。機器の破壊条件評価については、このモデルの結果に、2パラメータ法等の破壊評価手法を組み合わせることで、これが実現できることを示した。この手法は、軽水炉のみでなく、高速炉、核融合エネルギー発生装置等にも適用できる。

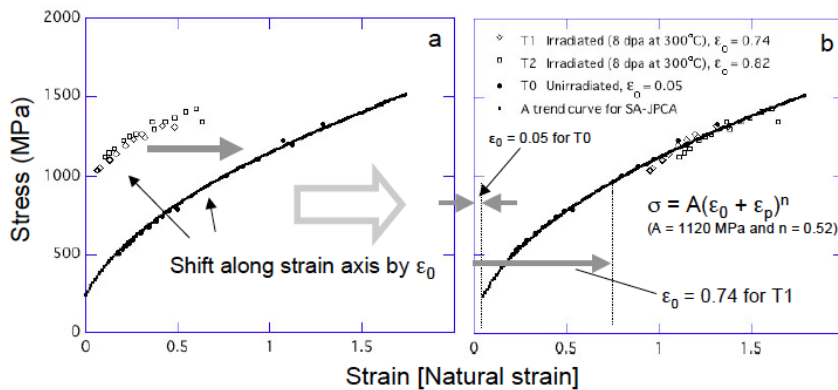


図 照射硬化前後のオーステナイト鋼の真応力-真歪み関係  
(Swift 式及び等価照射硬化歪みの導入で、よく近似される)

### 提供可能な設備・機器：

名称・型番(メーカー)	

研究タイトル：

## 軽水炉圧力容器用低照射脆化型マルテンサイト鋼



氏名：	實川 資朗 / JITSUKAWA Shiro	E-mail：	jitsukawa@fukushima-nct.ac.jp
職名：	教授	学位：	工学
所属学会・協会：	日本金属学会、日本原子力学会		
キーワード：	原子炉圧力容器鋼、照射脆化、脆化抑制、マルテンサイト鋼		
技術相談 提供可能技術：	<ul style="list-style-type: none"> <li>・構造用鋼の照射脆化軽減</li> <li>・原子炉圧力用機構の破壊防止</li> </ul>		

### 研究内容：

核分裂炉における安全性上、最も影響の大きい過程(事象)の一つは、軽水炉圧力容器等の炉容器の損傷による、炉心冷却能力の喪失である。また、これにつながる最重要な損傷過程の一つは、材料の照射脆化(延性低下)による炉容器の脆性破壊である。

一方、核融合機器や高速炉用の材料研究の過程で、軽水炉条件での照射脆化が軽減できる、或は、事実上、照射脆化フリーな構造用のマルテンサイト鋼を見いだした。特に、含有するクロム量を5-9%程度とすると、軽水炉条件、或は少し高い温度での照射脆化を大幅に減少させることができることを見いだした(例を下図に示す)。なお、このような材料は、非原子力分野では、広く使われるようになってきており、製造技術上の課題は、既に余り大きくない。また、クロム量が多いので、耐食性が高い特徴も持つ。このような材料技術の適用によって、原子炉の安全性を大幅に高める、或は、維持の経費を軽減できると考えられる。

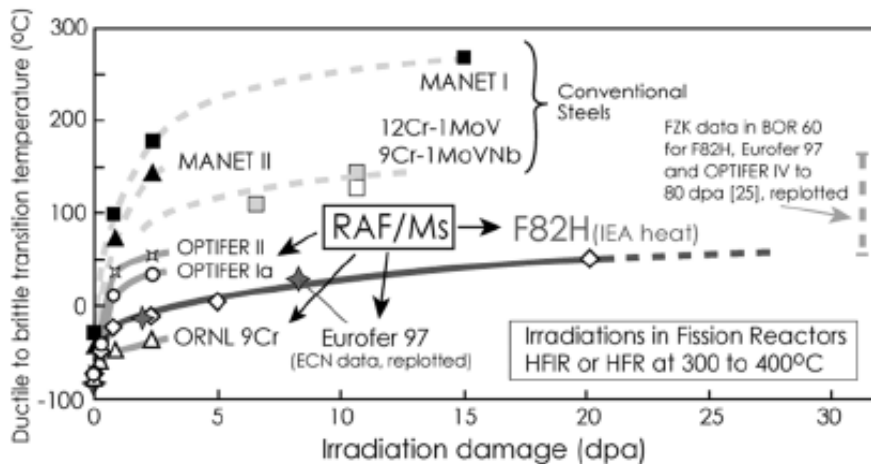


図 9-12 クロムマルテンサイト鋼の照射脆化(縦軸)の照射量依存性

12 クロム等に比べ、新開発の 7-9 クロム鋼(F82H, Eurofer 97, ORNL 9Cr)は、照射脆化が大幅に軽減されている。なお、軽水炉圧力容器鋼(クロム量 1%程度)の照射脆化は、12 クロム鋼や 11 クロム鋼(MANET) よりもさらに強い。

### 提供可能な設備・機器：

名称・型番(メーカー)	

研究タイトル：

**微小試験片材料評価技術(原子炉材料挙動評価用)**



氏名：	實川 資朗 / JITSUKAWA Shiro	E-mail：	jitsukawa@fukushima-nct.ac.jp
職名：	教授	学位：	工学
所属学会・協会：	日本金属学会、日本原子力学会		
キーワード：	原子炉材料、照射損傷、強度特性、放射化、微小試験片、線量軽減		
技術相談 提供可能技術：	<ul style="list-style-type: none"> <li>・材料強度試験片の小型化</li> <li>・ホット試験技術の高度化</li> </ul>		

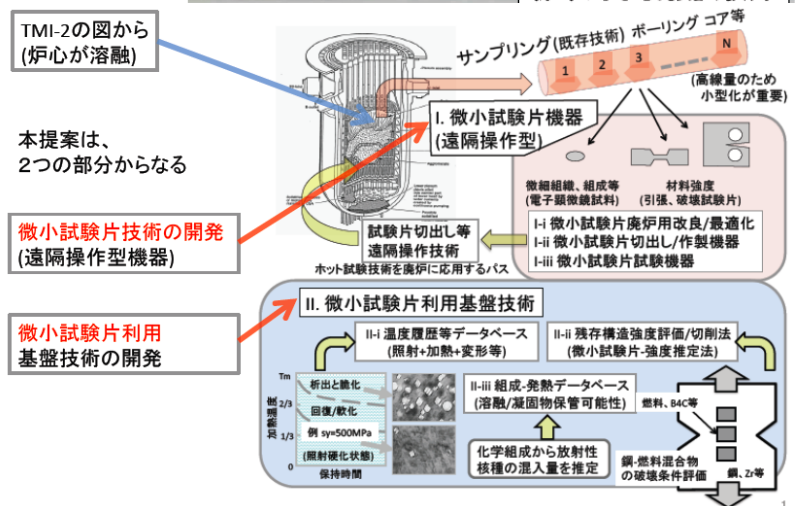
研究内容：

原子炉炉内機器等の材料特性評価には、中性子照射で放射化した材料に、強度試験等を行う必要がある。放射化しているため、高い遮蔽能力を持つホットセルを用いて試験等を行う必要があるが、放射線が高いため、ホットセル内に設置され試験に利用できる機器や測定器が制約される。一方、対象とする特性によっては、極めて小型で、放射線量が少ない試験片を用いても、測定値に試験片寸法の効果が生じない。このようには、試験片寸法を小さくして、扱いやすく、かつ分析能力を高めることが可能となる。特に、核融合条件のように未だ存在しない機器の材料については、代替照射装置として加速器型の中性子源を用いるが、照射に供し得る体積が限られるため、微小な試験片の利用が重要となる。これらの必要性に答えるため、材料試験片の小型化を進めており、試験の種類によっては千分の一以下の体積の試験片と試験方法の開発を行った。微小試験片の一例として引張試験片を、また応用例(福島第一原発事故解析)を下に図示する。

図1 微小引張試験片



図2 微小試験片の福島第一原発苛酷事故解析への適用(概念図)



提供可能な設備・機器：

名称・型番(メーカー)	