

# Nuclear Materials Letters

(2013年6月)

(部会ホームページ <http://www.aesj.or.jp/~material/>)

## 目次

I.	日本原子力学会 2012 年秋の大会 材料部会企画セッション報告 「福島原発事故を見据えた規格基準の高度化—材料に関わる視点から」.....	1
	軽水炉の安全性向上と規格基準の役割 .....	3
	法政大学 宮野 廣	
	福島事故以後の規格基準高度化の動向 .....	8
	日本原子力研究開発機構 森下正樹	
	構造強度の観点からみた材料規格基準の課題.....	10
	日本原子力研究開発機構 (現:長岡科学技術大学) 鈴木一彦	
II.	第4回材料部会奨励賞受賞者のよろこびのことば .....	13
	京都大学 エネルギー理工学研究所 下田一哉	
	日本原子力研究開発機構 金 秉俊	
III.	寄稿のお願い.....	15
IV.	編集後記.....	15

# I. 日本原子力学会 2012年秋の大会 材料部会企画セッション報告

セッションタイトル：「福島原発事故を見据えた規格基準の高度化－材料に関わる視点から」

日時：平成24年9月21日、13:00～14:30

座長：核融合科学研究所 室賀 健夫

講演：

- |                         |               |
|-------------------------|---------------|
| (1)軽水炉の安全性向上と規格基準の役割    | (法政大学) 宮野 廣   |
| (2)福島事故以後の規格基準高度化の動向    | (原子力機構) 森下 正樹 |
| (3)構造強度の観点からみた材料規格基準の課題 | (原子力機構) 鈴木 一彦 |

## 概要：

東日本大震災直後に発生した福島第一原子力発電所の事故は、原子力発電史上で未曾有の原子力災害となった。この状況下で原子力安全規制の基盤となる規格基準を今後どのように高度化していくかを議論することは、原子力が今後も存続していくために重要である。

福島原発事故の後、原子力安全規制の転換が図られつつある中、日本原子力学会、日本機械学会等の学協会を中心として軽水炉の安全性向上に向けた活動が強化されつつある[1]。学協会の重要な役割として、公平性、公正性、公開性のある活動に基づき学協会規格を策定して安全規制、安全性の向上に貢献しなければならないが、福島事故後には新たな領域（シビアアクシデント対策等）での規格基準整備の必要性も明らかになって来た。そのような規格基準の整備を迅速に進めることは、国際的な原子力安全性の向上に貢献するとともに、わが国の活動を透明性を持って国際社会に示すためにも重要である。

本企画セッションでは、「原子力材料はプラント施設の安全性・健全性を維持するための最終的な砦」と位置付け、今後高度化されるべき規格基準とその動向について以下の3件の講演をいただき、材料に関わる視点から掘り下げてゆくことを目的とした。

講演(1)では、軽水炉のさらなる安全性向上において規格基準の果たすべき役割と重要性が解説された。特に、運転中のプラント、経年化するプラントの安全性の確保の程度を定量的に把握するための「システム安全」の概念と手法、それを確立するために必要な材料劣化事象等の研究課題が解説された。

講演(2)では、福島事故後に明らかになった規格基準の高度化の必要性について、機械学会が中心となり開始した活動の目指すところと検討の現状が紹介された。

講演(3)では、構造強度に関わる規格基準高度化の課題について、福島事故を踏まえて今後のさらなる安全性向上のため何が必要と考えられるかが紹介された。

以上の講演および参加者との討論を通して、原子力材料に関わる視点を中心に、今後の規格基準の高度化の方向および研究開発ニーズ等について考えることができた。以下、各講演の概要を掲載する。

参考：

[1] 例えば、原子力関連学協会規格類協議会による「原子力安全の向上に向けた学協会活動の強化」に関する発表（平成 24 年 3 月 29 日）

## 講演 1

# 軽水炉の安全性向上と規格基準の役割

法政大学 宮野 廣

## 1. はじめに

福島第一での事故以降、いかに「システム安全」の評価が重要であるか、ということが改めて認識された。特に、運転プラントのシステム安全を、様々な要素の劣化、すなわち時間変化の観点から評価することが重要であると言える。すなわち、劣化の対象を要求される機能の時間変化、すなわち劣化と、また合わせて安全の基準や考え方の変化を扱うことが重要であると認識したわけである。これを「システム安全」として、機器単体ではなく系統に求められる主要な機能を対象として、その系統の信頼性を評価すると同時に、相互の関係から受ける影響も合わせて評価し、総合的に安全を確保して行かなければならない。

原子力安全の基本は、システムとして「冷却機能」、「バウンダリー機能」、「制御機能」の確保の3点に集約できると考える。これらの機能喪失の発生の可能性、すなわちリスクを、ハザードの発生、すなわち外力としての例えば地震時の荷重を付加した状態で評価し、系統全体で見た時の機能が喪失するリスクが小さいことを評価して健全性を確認することが、時間変化や、状態の変化、想定外の評価を行うことを可能とする。

## 2. 原子力発電の規制の体系

原子力発電に関する安全規制、すなわち安全を確保するための「決まり」は、IAEA (International Atomic Energy Agency : 世界原子力機関) で定めているルールやガイドを世界の最上位に置いている。一方、主に物づくりのための世界の統一基準が、世界標準としてのISO (International Organization for Standardization : 世界標準化機構) 規格である。それらの下に、各国で策定されている米国機械学会規格 (ASME) や欧州統一規格 (EN規格)、わが国の各種の規格類があるという体系である。それらが、どのような関係で構成されているのかというのは、最近では図1に示すような体系で、考え方はほぼ統一されてきている。すなわち、最上位に国際機関や国がその分野で定める様々な決まりの大きな「目標」を定め (レベル1)、次にその目標を満足するためのいくつかの「機能要求」を定めて (レベル2)、要求される機能の定量的な水準、判断基準を定める (レベル3) 階層構造を形成してい

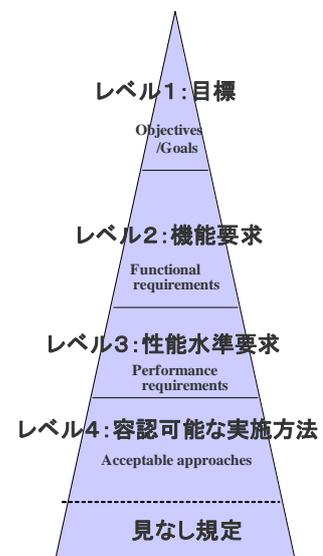


図1 安全規制の体系

る。さらに、この要求性能水準を実現するための様々な方策を詳細規定として定める（レベル4）構成としている。わが国の規制においては、これまでこの具体的な詳細仕様基準としては、内部文書や外郭団体(規制支援機関)であるJNESの技術資料などでの補足や公正、公平、公開の3原則の下で基準を策定している日本原子力学会標準委員会、日本機械学会発電用設備規格委員会、日本電気協会原子力規格委員会の多くの学協会規格がカバーしている。これが「原子力安全」の確保の機能性化と言われる体系である。これらの下に、民間の企業が運用する企業が定める様々な規定類があり、それにより原子力発電所の機器類が製造され、発電所が建設され、運用されるのである。

### 3. わが国の安全規制体系での課題とあるべき「原子力安全」の確保の体系

これまでは、これらの規制基準を規制機関や電力会社が調整、整合を取りながら運用してきている。最も大きな課題は、体系として複雑になってしまっていることと曖昧な点が多いことである。

- (1) 規制基準として運用する法律、省令の体系は、本来は、レベル2において最低限求める機能を明示し、レベル3においてその定量的な性能水準要求を定める。それを基に、レベル4の容認可能な実施方法である仕様規格を学協会に任せる体系（機能性化）に取り組んできたはずである。実体は、定量的な性能水準を明示できず、曖昧なものとなっており、判断は裁量で対応している状況にある。
- (2) 「原子力安全」を確保するための安全要件である原子力安全委員会の指針類は本来、判断基準を明確に示しているはずであるが、原子力安全を求めている法律、省令、告示・・・という規程類とは直接には結びついていないのが現状である。そこに「原子力安全」の確保として何を基準とすべきかの判断の曖昧さが存在すると思われる。

全体として例えば“原子力安全委員会の指針を起点とする「原子力安全」の確保”という明確な規制体系を整備することが必要である。

“規制基準の基本体系のあるべき姿”について述べる。見直しと整備が必要ではあるが、原子力安全委員会指針体系が全ての基本である。「原子力安全」の確保は、その目的、考え方の提示からスタートするものである。それに引き続く位置づけで、「原子力安全」を守るための法律の体系がある。従来の「電気事業法」は、“電気の供給を確保するための規制”と“一般の安全確保、「原子力安全」以外の安全確保のための規制”が中心であり、「原子力安全」の確保のために「原子炉等規制法」に位置づけ、明確に“原子力安全確保のための規制”と“核物質の取扱の規制”を「電気事業法」から分離しなければならない。「原子力安全」の確保は、上流で規定された「指針」を引用しそれを判断基準として、省令での機能要求、性能水準要求を定めることで、「原子力安全」の確保が達成される体系とすることが妥当である。

この体系を受けて、安全確保のための「指針」における具体的な展開についても、同様に機能要求、性能水準要求と具体的仕様基準である学協会規格に展開する。このように定義することで、全ての規制基準、学協会規格の体系が、「原子力安全」の確保につながる体系として明確に位置づけることができる。

先に示した安全規制の体系

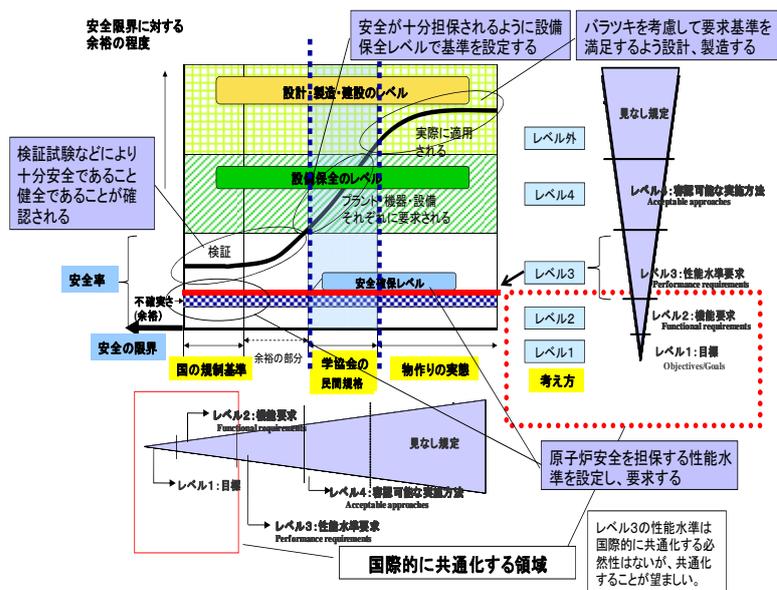


図2 安全規制の体系と安全の裕度

で関係を見てみる（図2参照）。レベル1，2は安全

の領域を定義しているだけであるが、レベル3で不確実さまで考慮した安全の最低限の保証レベルが定義される。この安全確保レベルはコンセンサスで形成され、十分に体験され、議論されたもので合意として位置づけられる。このレベルに対して、例えばシステムとして総合的に十分に満足していると検証されるのが、実証試験、確認試験などであり、システムとして性能水準を満足しているか個々に検証できなくとも実証できることが、このような考えによるものである。更に学協会規格は、安全確保のために設備保全の基準で規定すれば安全が十分に担保されると判断し、余裕のある基準を設定することが多く、安全限界に対して結果的に余裕が大きくなっている。従って、“ものづくり”では、この基準を更に満足するべく製作、製造などでのバラツキを考慮して余裕を持った設計製造を行うので、そこにも安全限界から見れば大きな余裕の基準を持っていることになる。

このように「原子力安全」の確保という観点では、適切な体系を構築することが重要であり、明確に策定され得るものであることがわかる。

#### 4. システム安全の評価体系の構築と課題

「原子力安全」の確保というのは、基本的に「冷却機能」、「バウンダリー機能」、「制御機能」の3点に集約できると考える。原子力発電所の各系統や機器は、これらの機能のいくつかをそれぞれの役割を果たしながら分担している。プラントやシステムが想定されるどんな状態に晒されても、役割を果たし、機能を維持することが「原子力安全」が確保されていると言う。

“材料”との関係でシステムのバウンダリー機能に着目して考えてみる。配管・機器で構成されるシステムをシステムとして見て、システム全体での「バウンダリー機能」を評価しな

なければならない。この「バウンダリー機能」の信頼性は配管の破断リスクや機器の密封性に着目して評価される。配管系の各部位での様々な損傷要因からの「バウンダリー機能」が維持できなくなる状態、すなわちき裂による大きな漏えいの発生や突然の破断の発生などの可能性、すなわちこの“リスク”を、例えば外力としての地震時の荷重を付加した状態で評価し、系統全体で見た時の「バウンダリー機能」が喪失する“リスク”が小さいことを評価して健全性を確認することが「原子力安全」の確保につながるものである。「バウンダリー機能」を脅かす材料劣化の要因は様々ある。例えば、FACやSCCなどの配管内部からの腐食、塩害や埋設管・海中敷設管の腐食など配管外部からの腐食、高温下や照射下の時間経過による脆化、振動や温度変動などによる疲労、などなどがある。システムとしてはこれらの複合要因での機能喪失という事態を評価する必要がある。一方、「バウンダリー機能」の維持と言う観点では、漏えいをどのように扱うべきか、どこからを破断とみなすか、放射性物質の確保と冷却水の確保の異なる視点があり、「原子力安全」とその安全目標との関連で考える必要がある。それぞれ異なる事象、判断基準を“リスク”という指標での統合することにより、系統としての「原子力安全」の確保、すなわち「システム安全」が定量化され、機能喪失の判断の尺度がわかりやすいものとなることが期待される。

また、この「システム安全」の評価に時間を導入することで、信頼性確保や安全確保のための運用中のプラントへの各種の対策、すなわち「保全」の評価を適切に行うことができるようになるものである。機能劣化の予測結果を検査により検証することで、また事前に対策を打つ予防保全が評価されることで、プラントやシステムの信頼性が向上されることを確認することや、他の機能や系統の劣化要因との複合評価を行うことなどができるようになる。運転プラントにおける「システム安全」の評価手法として確立することは、プラント全体の安全を総合的に評価する方法として有効なものと考えられる。

すなわち、この評価法は、様々な材料劣化などの「バウンダリー機能」を低下させる状態変化を系統の全てに渡り評価し、その機能低下による系統の求める機能の喪失（損傷）により生じるリスクの総和として評価することであり、この機能の劣化をその個々の判断基準である安全基準、例えば学協会規格での許容値の最新の研究成果による基準の改定に伴う変化などを考慮しながら、その安全の程度を“リスク”と言う定量値で把握することができる仕組みである。

上記の中に多くの課題があることを示した。ここに例としてあげた全て材料劣化の事象でも、発生した劣化の進展を正確に予測できるものは少ない。どの系統のどこにどの程度劣化が生じ得るのかの予測は、更に難しいものである。その上で、全ての劣化事象を同じ土俵で評価することも難しい。多くの課題を挙げた。一つ一つの事象の基準化、学協会規格としての整備は重要であり、必要である。一方、常に「原子力安全」と向き合った機能劣化の評価についての基準化についても、新たに取り組んで行かなければならない課題である。

## 5. おわりに

材料劣化は様々な事象がある。原子力発電では、材料の劣化事象においては多くの経験を経てきた。不具合、事故分析では事象の分析と対策、知見の集約として、情報基盤が整備されつつある。それらを活用して、不具合、事故が起きないようにすることも必要であるが、材料の劣化事象をただ追いかけるのではなく、原子力システム全体の安全確保の中での位置づけを認識しつつ、役立つ情報を提供されることも重要な役割である。材料データは膨大である。専門家による活用を期待するだけでは、複雑系である原子力発電所システムにおける「原子力安全」の確保は難しいものとなる。得られた多くのデータを体系化して整理することが規格基準の役割である。同時に、容易に活用できる仕組みとして、情報基盤の整備にも取り組んで行かなければならない。

ここに示した「システム安全」の評価による「原子力安全」の確保の方法は、確立されれば、プラント全体を、またシステム全体の横通しの機能評価の方法の一つとして有効なものとなるであろう。多くの電子データを活用し、複合システムの複合事象をコンピュータにより評価する仕組みである。一方、その基盤である、一つ一つの劣化事象を論理的に解明してより高度な状態変化事象の評価手法を確立することも重要である。

## 福島事故以後の規格基準高度化の動向

日本原子力研究開発機構 森下 正樹

### 1. はじめに

日本機械学会 標準・規格センター 発電用設備規格委員会は、日本原子力学会 標準委員会、日本電気協会 原子力規格委員会とともに原子力発電所設備に関する種々の規格基準を発行している。機械学会の規格は主として機械構造物の構造健全性に関わるものであり、材料規格、設計・建設規格、溶接規格、及び維持規格はその代表である。福島事故と規制改革を受けて、今後の規格基準の在り方を考える上で重要なポイントは、

- 1) 過酷事故に対応する規格基準の整備
- 2) 民間規格活用の継続と拡張

の2点にあると考えられる。本稿ではこれらの点について現状と動向の一端を紹介する。

### 2. 過酷事故に対応する規格基準の整備

従来の規格基準は設計で考慮すべきプラント状態（LOCA などの設計基準事故を含む）を適用範囲としており、炉心溶融など過酷事故はいわゆる設計基準外事故という位置付けがなされ、規格基準の適用対象外であった。このことは、これまでの規制において、過酷事故対応（アクシデントマネジメント）が事業者の自主的活動との位置付けがなされていたことと呼応している。

一方で、今回の福島事故によって明らかとなったのは、「原子力発電所は、たとえ設計想定を超える外部事象（地震、津波、その他）の脅威に曝されたとしても原子炉の安全（止める、冷やす、閉じ込める）が確保されるように設計、設備対応がなされていないといけない」という点であろう。このような設計、設備対応を具現化するために必要な技術的事項を示す規格基準が必要である。

発電用設備規格委員会では、このような過酷事故対応の規格基準の一環として、「過酷事故対応設計ガイドライン」及び「過酷事故時構造健全性評価ガイドライン」の策定準備が進められている。前者は、例えばプラントが全電源喪失状態に陥っても炉心冷却を確保するために必要な設備対応（仮設や可搬機器が中心）について示すものであり、後者は過酷事故時において放射性物質の放散障壁となるべき格納容器の健全性評価法を示すものである。

なお、これらのガイドラインは過酷事故に関連して整備すべき規格基準類のごく一部であって、今後早急に必要な規格基準類の全体像を体系的に整理することが重要であろう。

### 3. 民間規格活用の継続と拡大

本会の原子力規格は規制当局（原子力安全・保安院）の技術評価とエンドースを経て、実際のプラントの設計建設や運転保守等に適用されてきた。いわゆる「国の規制基準の性能規定化と民間（学協会）規格の活用」と称される枠組みであり、平成18年から運用されている（それまでは、例えば現在の設計建設規格に相当する技術基準も国が告示として制定していた）。その背景には、詳細な技術基準のレベルまで国の規制基準としていては最新の知見の反映が遅れがちになり、結果的に技術進歩への迅速かつ柔軟な対応が困難である等の問題認識があった。

学会はそれぞれの分野における我国の最高レベルの学術的知見・技術が結集する場であり、これを原子力の安全性向上に役立てることは学会の社会的責務であること、具体的技術規格を学会が担うことにより、真に必要とされる安全規制への国の規制資源の集中を可能とすること、最新の知見を規格基準にタイムリに反映することができるのは学会であること、等を考えると民間規格活用の枠組みは、原子力安全規制が転換された後も継続されるべきであり、むしろ、例えば溶接検査や詳細構造設計の適合性認証などは民間（第三者）機関に委託し、国は、規制の最も重要な役割として、大きな視点から原子力安全に係る「機能要求」の絶えざる見直しを行うことに資源を集中すべきであろう。

### 4. まとめ

本稿執筆時点で原子力規制委員会設置法案がようやく成立し、新しい規制の枠組みが垣間見えてきた。大震災と福島事故から一年半を経て、我国における原子力開発利用の議論の行く末は未だ不透明であるが、原子力の規格基準を発行する学会は、今後の原子力安全を確保するために、必要とされる規格基準をタイムリに開発、発行して行かなければならないと考えている。

## 構造強度の観点からみた材料規格基準の課題

原子力機構（現：長岡科学技術大学）鈴木 一彦

## 1. 合理的なさらなる安全性向上の試案

福島原発事故は、原子力安全に共通する要求である「閉じ込める」を確保する上で、軽水炉では「止める」とともに「冷やす」がいかに重要であるかを思い知らしめた。それとともに、「稀であるが起こる可能性のある事象」（英語表記としては、たとえば、rare yet credible events。以下では、RYC 事象と略記）を如何にして特定するか、それがいろいろな意味で難しいことを認識させられた。現在、さらなる安全性向上を目指す考え方として、設計基準事故（DBA）までの枠組みは大きくは変えず、あるレベルの RYC 事象を beyond DBA として取り扱うことが種々提案されている[1]。これらの提案に概ね共通する安全確保の考え方として、Beyond DBA として扱う RYC 事象であっても、それが発生した時、停止後には core cooling と containment integrity の確保を求めている。求めているといっても、DBA 事象と同じような厳しい要求を課す必要はないと思われる。試案として、図 3 に簡単に示すように、core cooling については、core meltdown を生じないレベルの冷却性能を確保し、この結果として containment に負荷する荷重の厳しさを緩和することが重要であろう。その方策として、たとえば、RPV について破壊しないように対策することを要求条件とすることができるかもしれない。Containment integrity についても、格納容器あるいは格納施設に完全な閉じ込めを要求して過度に厳しい構造強度を要求するのではなく、最弱部であろう貫通部などには破壊しなくとも漏えいを許容し、二次格納施設並びに管理放出の導入との組み合わせを考え、役割分担を考えてもよいかもしれない（この場合、containment ではなく、confinement となるが）。Evacuation-free を要求するのでなければ。

## 2. 構造強度に関わる高度化の課題

図 1 に示すような考え方の場合、許容範囲を規定する因子として、従来のような降伏強さと引張強さではなく、破壊条件（破壊強さ、破壊ひずみ）をベースとすることを考えるのが合理的と思われる。しかしながら、著者らがこれまで高照射損傷機器に対して合理的な構造健全性維持の考え方を開発してきた経験[2]から言えば、破壊条件を正面から取り扱って RYC 事象に対して core cooling と containment integrity を確保するための考え方を構築するためには多くの課題を解決する必要がある。2つの例をあげると、1つには、破壊条件の定式化についてこれまで数多くの研究がなされてきたが、いざ破壊防止という観点からみると、改めて検討する必要があることが分かる。たとえば、延性破壊はボイドの生成からき裂化、破壊に至る連続したプロセ

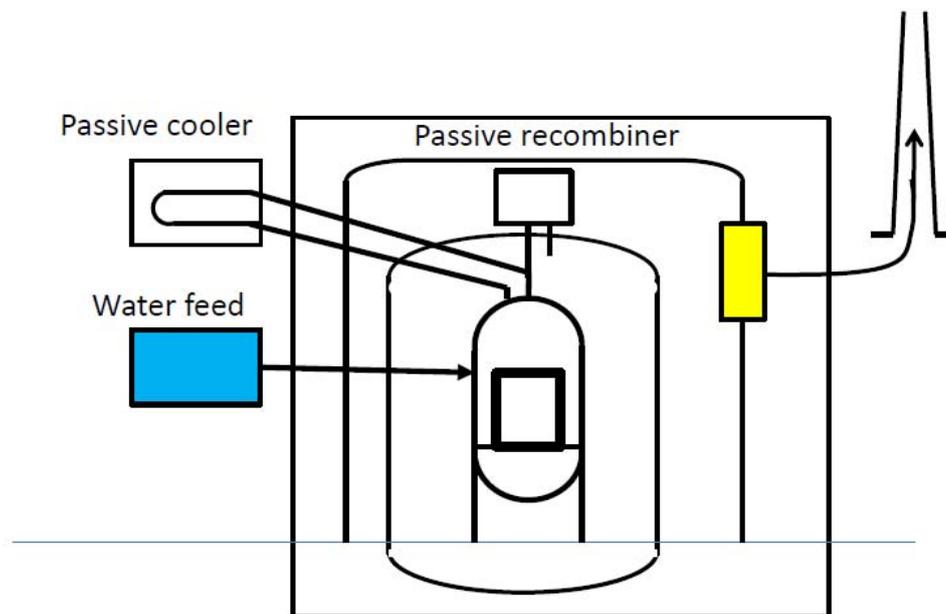
スであるため、破壊防止とは、どのような状態になることを防止するかということがあげられる。これは、許容範囲を規定する因子として、たとえば、引張試験のどの時点とするかということに直結する。2つ目には、破壊に至る変形挙動には大きく2通りあるが、いずれになるかは、外荷重条件や構造形状、支持条件だけでなく、材料特性が大きく関わる。特に、RYC 事象では脆化する可能性があり、変形挙動の特定は解析手法の開発と併せて難しい問題である。挑戦し甲斐のある課題と思われる。

### 3. まとめとして

RYC 事象について、どのような事象に対してどのように耐えることとするかによって解決すべき課題が異なることは自明である。課題が難しいから避けて厳しい要求をするのではなく、積極的にチャレンジすることが望まれる。避けて厳しくすることが今日の状況を招いた遠因の一つなのかもしれないので。福島原発事故により委縮するのではなく、より安全なシステムを目指して「創造」力を発揮すべきであろう。

### 参考文献

- [1] たとえば、The ASME Presidential Task Force on Response to Japan Nuclear Power Plant Events, “Forging a New Nuclear Safety Construct”, ASME, June 2012.
- [2] K. Suzuki et al., “Intensely irradiated steel components: Plastic and fracture properties, and a new concept of structural design criteria for assuring the structural integrity”, Nucl. Eng. and Design, 240(2010), pp.1290-1305.



**Core cooling**

- ・冷却性能の確保  
(core meltdownの防止)  
⇒ 1次閉じ込め障壁の破壊防止
- ・Containmentへの影響緩和

**Containment integrity**

- ・2次閉じ込め障壁の確保  
(3次閉じ込め障壁or confinement  
との役割分担)

図1 さらなる安全性向上の試案

## II. 第4回材料部会奨励賞受賞者のよろこびのことば

材料部会奨励賞選考会議による審査の結果、第4回材料部会奨励賞に、京都大学エネルギー理工学研究所の下田一哉氏と、(独)日本原子力研究開発機構の金 秉俊氏が選考されました。表彰式は、2012年度秋の大会材料部会第25回総会(2012年9月21日 12:00~13:00、広島大学東広島キャンパス)において執り行われました。下田さん、金さんおめでとうございます。

### 受賞題目：SiC/SiC 複合材料の照射場挙動解明のためのその場測定技術の研究開発

京都大学 エネルギー理工学研究所 下田一哉

このたびは、第4回材料部会奨励賞を受賞できたことを大変喜ばしく思っております。この研究に協力頂いた皆様や選考委員の皆様へ感謝いたします。

本研究は、私がフランス原子力(代替エネルギー)庁サクレイ国立研究所の博士研究員の時と帰国後の京都大学エネルギー理工学研究所の時に実施したもので、2つの研究所で進めている原子力用SiC繊維で強化されたSiCマトリックス(以後、SiC/SiC)複合材料の分析・評価技術開発の一部です。SiC/SiCは、潜在的に高温強度・化学的安定性・低放射化特性に優れることから原子力材料として大きな期待が注がれています。しかし、実用化に必須となる照射データは非常に限られており体系的な研究例は無く比較的よく調べられている金属材料の知識を基礎にその照射効果の理解が進められてきました。本研究では、イオン照射技術を用いて照射中の基礎データ(物理的・機械的・電気的特性)の構築を主目的に、高温・照射場その場測定技術の開発を行っています。特に、SiC/SiCの個要素(SiC繊維・炭素界面相・SiCマトリックス)の物理的・機械的・電気特性等のマクロ特性とラマン分光法・透過電子顕微鏡(TEM)法の組み合わせによるミクロ特性との相関を、体系的に評価することでSiC/SiCの照射効果の理解と予測評価を高精度に達成することを目的として行いました。得られた成果は、まず電圧一定下で電流値の変化から単繊維に直接発熱(ジュール熱)させ同時に変位制御から引張試験を行える特殊な装置(MecaSiC)開発から始まり、結晶性の異なる4種類(Nicalon, Hi-Nicalon, Hi-Nicalon Type-S, Tyranno-SA grade-3)のSiC系繊維を室温から1800℃の高温まで、100℃毎に弾性率、引張強度、熱膨張試験、電気伝導度等のマクロ特性をその場測定することにより、SiC系繊維の耐熱性に関して新たな指標を与えました。次に、事前にイオン照射した結晶性SiC繊維であるTyranno-SA grade-3を開発したMecaSiCを用いて、同様のマクロ特性をその場測定することでイオン照射により導



入された欠陥の高温熱処理によるその場特性変化を解明しました。さらに、イオン照射した Tyranno-SA grade-3 の構造・組織変化をラマン分光法と TEM 法により解析することで、直径  $7.5 \mu\text{m}$  程度の非常に細い SiC 系繊維の照射後分析技術を深めることに成功しました。上記の得られた成果により、主目的であるイオン照射施設に直接接続できる小型タイプの装置 (Mini-MecaSiC) 開発にも携わり、サクレイ国立研究所のイオン照射施設 (JANNUS) に接続した Mini-MecaSiC でのデータ取得・解析が昨年度より始まっております。

福島第一事故を受け、原子力、特に炉心材料・燃料への考え方は大幅な見直が必要とされています。高い経済性、信頼性、持続可能性に加えて、何よりも安全性の確保が鍵となっています。SiC は原子力に必要な上記要素に関して高い潜在能力を持った材料であることは言うまでもなく、その潜在能力を如何に発揮させるかという生産研究の重要さと能力を実証する装置開発、分析技術の向上は、我々研究者の使命であると思います。今後も微力ながら、一段一段、階段をのぼるように原子力材料分野の発展に少しでも多く寄与できるよう研究に邁進して行きたいと思っております。

#### 受賞題目：原子力用鉄鋼材料の破壊靱性評価のための微小試験片技術開発

日本原子力研究開発機構 金 秉俊

I truly feel honored and thankful with this award. I'm heartily thanking all the people helped me receive this award. I study on the development of small specimen test technique (SSTT) for evaluation of fracture toughness of the structural materials for advanced nuclear systems. As you know, reactor pressure vessel steel (RPVS) and reduced activation ferritic steel (RAFS) are structural material of fission and fusion reactor. However, it is difficult to obtain the sufficient neutron irradiation data for evaluating the safety of structural materials due to limited irradiation facility. Therefore, the development of SSTT is one of the most important issues for the fabrication of nuclear reactor such as fission and fusion reactor. I think that the study on SSTT is very important, because the development and application of SSTT has enabled the evaluation of structural materials at limited irradiation space. Also, I think that I had been good results on this study because of the contribution of a lot of people. From now on, I'll try continuously to be a more strenuous researcher. Finally, I would like to express my deep and sincere gratitude to my supervisor, Professor A. Kimura, head of the Department of energy science, Kyoto University. Thank you very much.



### III. 寄稿のお願い

材料部会では、部会員の皆さまのご寄稿を歓迎いたします。原子力関連材料についての最近の研究や研究機関・施設・研究会の紹介、会議の案内や報告、国際交流など、気楽に話題提供をお願いいたします。以下の電子メールアドレスあるいはお近くの運営委員までご連絡ください。

○材料部会運営委員会宛メールアドレス

[material-sc@material-aesj.sakura.ne.jp](mailto:material-sc@material-aesj.sakura.ne.jp)

### IV. 編集後記

当初の部会報発行予定に対し、大幅に遅れての発行となってしまったことをお詫びいたします。また、部会報に対するご意見、ご要望などお寄せ頂ければ幸いです。