

Nuclear Materials Letters

(2014年3月)

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

目次

I.	2013年 秋の大会 材料部会セッション報告	1
	「福島第一原発事故に関連する材料諸問題 (学会事故調活動報告他)」	
	・はじめに	材料部会長 塚田 隆
	・原子力学会事故調査委員会報告書概要	京都大学 木村 晃彦
	・材料及び構造健全性 (材料部会執筆部分報告)	東北大学 阿部 弘亨
	・圧力容器／格納容器の長期安定保管	日本原子力研究開発機構 中野 純一
	・使用済燃料及びプールの長期安定保管	日本原子力研究開発機構 本岡 隆文
II.	第2回日韓セミナー報告	33
	「Japan-Korea Joint Workshop on Materials Ageing in Nuclear Power Systems」	
	エネルギー総合工学研究所	岡田 英俊
III.	第3回材料部会奨励賞受賞者のよろこびのことば	34
		北海道大学 大野 直子
		原子力安全システム研究所 三浦 照光
IV.	2014年 春の大会 材料部会関連の企画セッション	36
		京都大学 檜木 達也
V.	関連する国際会議	37
VI.	運営委員会 委員名簿	38
VII.	寄稿のお願い	38
VIII.	編集後記	38

I. 2013 年 秋の大会 材料部会セッション報告

「福島第一原発事故に関連する材料諸問題（学会事故調活動報告他）」

・はじめに

第 12 代 材料部会長

（独）日本原子力研究開発機構 塚田 隆



平成 24 年 6 月 22 日の学会の総会と理事会で、専門分野ごとに設置された部会等が行ってきている福島事故関連の学会活動をベースに学術的な立場で事故調査報告書をまとめるべきとして、学会内に「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」を設立することが承認され、学会としての事故調査報告書を作成することとなりました。

材料部会では、材料及び構造健全性、圧力容器/格納容器（RPV/PCV）等の長期安定保管に関わる部分の執筆を担当することとなりました。

八戸工業大学において開催された 2013 年 秋の大会において企画された材料部会セッション（平成 25 年 9 月 3 日）では、材料部会の執筆者にその概要を紹介いただき、さらに関連研究の状況及び課題についても報告いただきました。

当日は 50 数名の方に参加いただき、盛況でしたが、より多くの学会員に周知するため、当日の講演に使用いただいたスライド形式にて本報告を掲載します。

- ・ 原子力学会事故調査委員会報告書概要 京都大学 木村 晃彦
- ・ 材料及び構造健全性（材料部会執筆部分報告） 東北大学 阿部 弘亨
- ・ 圧力容器／格納容器の長期安定保管 日本原子力研究開発機構 中野 純一
- ・ 使用済燃料及びプールの長期安定保管 日本原子力研究開発機構 本岡 隆文

材料部会セッション「福島第一原発事故に関連する材料諸問題」

福島第一原発事故に関連する材料諸問題
(学会事故調活動報告他)



講演 1 ・ 原子力学会事故調査委員会報告書概要

(学会事故調委員会より)

京都大学

エネルギー理工学研究所

木村 晃彦

「学会事故調」の発足

- 国会事故調、政府事故調、更には民間事故調が報告書を取りまとめたが、これらは広く専門家を集めた検討体制を取っておらず、専門家の知見を結集した調査・分析が必要と考えられた。(政府事故調の事務局長からも、この点で日本原子力学会(以下「学会」)への期待が示された。)
- 2012年6月22日の学会において、福島第一原子力発電所事故に関連する課題を調査対象として幅広くカバーし、学会の総力を挙げて専門的視点からの深い分析を行うため、JCO事故の際の特別な調査委員会発足の例に倣い、理事会直結の「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」(いわゆる「学会事故調」)の設立を決定。
- 委員会は、専門分野に応じて設置され活動を行っている学会内の全部会並びに関連委員会・連絡会における調査検討結果に基づき審議。委員も、これら部会・連絡会及び理事会、常設委員会等の推薦者で構成。(現在、委員数は44名、事務局1名、学生ボランティア1名)
- 多大なリソースを投入して作成された国会事故調、政府事故調等の報告書の情報を最大限に活用し、学会の専門性を生かした深い分析を目指す。

「学会事故調」の目的

- 日本原子力学会(以下「学会」)は、原子力の専門家で構成される学術的な組織の責務として、東京電力福島第一原子力発電所事故とそれに伴う原子力災害の実態を科学的・専門的視点から分析し、その背景と根本原因を明らかにするとともに、原子力安全の確保と継続的な安全性の向上を達成するための方策及び基本となる安全の考え方を提言することを目的として、「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」(以下「学会事故調」)を発足させる。
- 同時に、学会自らの組織的・社会的な問題点とも向き合い、原子力災害を防げなかった要因を明らかにして、必要な改革を提言することも重要な目的である。
- 学会事故調の提言に基づき、学会は原子力界の組織・運営の改革や原子力安全研究をはじめとするさまざまな活動に反映させるべく働きかける。

3

「学会事故調」のこれまでの活動

- 第1回の委員会を2012年8月21日に開催し検討を開始。月1回程度の頻度で委員会を開催。委員会終了後は毎回、記者会見を実施。(2013年8月21日、第15回委員会を開催)
- 委員会での議論に先立ち、関連部会等で検討。また、幹事を含めた少人数のコアグループにおいて随時審議。(これまで34回の会合を開催)
- 学会の大会や年会において、進捗状況を報告し学会の会員等と意見交換を実施。2013年3月27日、学会春の年会の公開セッションにおいて中間報告 <http://www.aesj.or.jp/jikocho/interimreport.pdf>
 - 原子力安全部会が報告書を取りまとめ
 - ⇒ これを踏まえ、事故調でレビュー・修正し、事故調の報告書に取り込み
 - 事故調は、事故の分析の基盤となる安全の考え方(リスク評価、深層防護、外部ハザードへの対応、アクシデントマネージメント、原子力防災など)を整理。環境修復に関する分析と課題を提示。
 - 事故調として学会自体の課題に取り組む観点で、学会の役員・部会長等の経験者を対象としたアンケートを実施。その結果を公表。

4

報告書の性格と目次(案)

- 部会等の議論をベースとしつつも可能な限り委員会としての取り纏めを図る。
- 事故調査の方法論を踏まえ、根本原因(直接要因と背後要因)の導出を行い、効果的な対策を提言する。
- 各分野の分析結果に基づきつつ、俯瞰的考察を目指す。
 - 原子力発電所は複雑巨大人工システム
 - 多分野の技術を集めた総合性を認識し、分野間の連携に留意

1. はじめに
2. 原子力発電所の概要
3. 福島第一原子力発電所における事故の概要
4. 福島第一原子力発電所以外の発電所で起きた事象の概要
5. サイト外で実施された事故時対応
6. 事故の分析評価
 - i. 事故の分析評価概観
 - ii. 原子力安全の考え方
 - iii. 深層防護
 - iv. プラント設計
 - v. アクシデントマネジメント
 - vi. 外的事象(自然災害)への対応
 - vii. 放射線モニタリングと環境修復活動
 - viii. 解析シミュレーション
 - ix. 安全規制
 - x. 緊急事態への準備と対応
 - xi. 核セキュリティと核物質防護・保障措置
 - xii. 人材・ヒューマンファクター
 - xiii. 国際社会との関係
 - xiv. 情報・知識の共有化、統合化
7. 事故の背景となった原子力安全体制の分析
8. 事故で明らかとなった課題と教訓
9. 現在進行している事故後の対応

5

学会事故調における主な論点

- (1) 深層防護の考え方とリスク:
 - 深層防護: 不確かさに対する備え
 - リスク: ゼロにはならない
- (2) 外的ハザードへの対応:
 - より幅広い自然災害への対応が必要
- (3) シビアアクシデントマネジメントの重要性:
 - あらゆる事象を検討し、教育訓練を行う
- (4) 緊急事態への備えと対策:
 - 緊急時避難は予め計画を立案し定めて、手順に従い実施する。
- (5) 環境と除染:
 - 除染は難しい課題を多く抱えている。国が方針を示す必要がある。
- (6) 学術界の責務:
 - 原子力災害を防げなかった要因を明らかにし、対応策を提言する。

6

4

論点(3) シビアアクシデントマネジメントの重要性

事故シナリオに依存することなく、あらゆる事象を検討し、教育訓練を行うことで発電所のマネジメント能力を高める。

- 内的事象に対するPRAをベースとしたAMIに留まっていた。
→ 内的事象の設定シナリオだけでなく、外的事象、内的事象と外的事象の重畳事象等の考慮が必要(継続的改善)。
- 発生確率の小さい事象はソースタームが大きくても考慮していなかった。
→ 複数プラント、社会インフラ等に影響を及ぼす大規模な損傷、シナリオを超える事象についても考慮が必要(事象想定と対策)。
- 安全機能の重大な喪失を想定した対策が取られていなかった。
→ 津波に伴う長時間の電源喪失、最終ヒートシンク機能喪失等の広範囲の従属故障の発生、対策の考慮が必要(事象想定と対策)。
- AMIに対する教育・訓練が十分ではなかった。
→ ハードウェアを補う教育・訓練を含むソフトウェアの整備等、柔軟なマネジメント策の準備が必要(教育・訓練の充実)。
- SAIに対する規格基準類が整備されていなかった。
→ 上記の要求を満足する規格基準類の整備が必要(継続的改善)。

9

論点(4) 緊急事態への備えと対策

緊急時避難は予め計画を定めて、手順に従い実施する。現場や地域を中心とした体制を構築

1. 基本的考え方の改善策
 - 1) 緊急時計画は事故が起きることを想定した計画に改める
 - 2) サイト外からの事故の影響緩和対策を準備する
 - 3) 緊急時計画は複合災害や発生確率の低い事象も想定する
2. 緊急事態計画の実効性向上の改善策
 - 1) 演習と訓練を実施する
 - 2) 緊急事態計画ではハード、ソフトの代替案を準備する
3. 避難に関する改善策
 - 1) 初期避難の判断基準をあらかじめ準備しておく
 - 2) 避難と移転は安全に実行可能な場合に限定する
 - 3) 住民の避難計画は長期化した場合を想定した計画を準備する
4. 飲食物の防護措置に関する改善策
 - 1) 緊急時の初期段階における飲食物に関する制限基準を準備する
 - 2) 飲食物に対する防護処置は国際的な調和を考慮する
5. その他
 - 1) 緊急時計画の国際的ガイダンスを作成する

10

論点(5) 環境と除染

除染は難しい課題を多く抱えている。学術的視点を取り入れて俯瞰的に、且つ住民の暮らしに合わせて環境修復を進める。そのための方針も国が早く示す必要がある。

課題(1) 放射性廃棄物の性状把握・物量評価を2014年までに、処分概念を2017年までに構築
・解決策

- 1) 分析体制を早急に整備・増強する。
- 2) 分析により、従来の統計的な措置の導入の可能性の可否を見極める。

課題(2) 増え続ける放射性廃棄物の合理的な管理

・解決策

- 1) 当面の措置として、廃棄物管理について配置も含めた効率的・合理的に行う事を優先して対処の可否の検討を行う。(当面の間、敷地境界線量限度値の制限解除は可能か)

課題(3) 多核種除去装置の導入により多量の汚染水二次廃棄物が発生するが、性状把握が困難

・解決策

- 1) 二次廃棄物の性状・インベントリ-の把握ができる構造(サンプリング)とすること。

- 「中長期ロードマップ」の策定、見直しに際は、一步一步着実に前進する慎重さで臨むことが必要である。無理な工程による失望感を避ける必要がある。
- 原子力学会は、事故調査委員会の活動終了後も長期に亘り、技術的検討を継続する体制を整えるべきである。

論点(6) 学術界の責務

学会は学術に取り組む組織の一つとして、自らの組織的・社会的な問題点とも向き合い、原子力災害を防げなかった要因を明らかにして、組織として必要な改革を提言する。また、安全基盤となるコミュニケーションの課題も検討されている。

日本原子力学会は、学問の自由の下に、特定の権威や組織の利害から独立して自らの専門的な判断により真理を探究するという権利を享受すると共に、**専門家として社会の負託に応える重大な責務を有する**。特に、科学活動とその成果が広大で深遠な影響を人類に与える現代において、社会は科学者が常に倫理的な判断と行動を為すことを求めている。また、政策や世論の形成過程で科学が果たすべき役割に対する**社会的要請**も存在する。

- 1) 学会が果たすべき責務の再認識
- 2) 学会における自由な議論
- 3) 安全研究の強化
- 4) 学際的取り組みの強化
- 5) 安全規制の継続的改善への貢献

最後に

- 専門家による「事故調」として、原子力学会が取り組んできた「学会事故調」は、最終報告書の完成に向けて、そのまとめの段階にある。学会事故調に相応しい分析評価と熟議により、これまでの事故調とは、趣の異なった内容になっている。
- 直接要因と背後要因の分析・評価結果は、根本的な問題解決に向けて、功を奏すると期待されるが、分析結果が一般的な提言に止まることなく、具体的な提言となることが期待されている。
- 学会事故調の提言が活かされるような「しくみ」が不可欠である。

◎材料部会/水科学部会の「学会事故調」における役割

講演2. 材料及び構造健全性(材料部会執筆部分報告) (阿部弘亨氏)

講演3. 圧力容器/格納容器の長期安定保管(材料/水化学部会執筆部分) (中野純一氏)

講演4. 使用済燃料及びプールの長期安定保管(材料/水化学部会執筆部分) (本岡隆文氏)

事故調最終報告書(案) 9月2日(建築学会)

- ・福島第1原発:事前の対策に不備 原子力学会が最終報告案(毎日新聞2013年09月02日)
- ・除染見直し、海洋放出提言=汚染水トリチウム薄めて(時事2013/09/02-16:23)
- ・汚染水放出、トリチウム薄める必要…原子力学会(2013年9月2日18時07分 読売新聞)
- ・汚染水内トリチウム、希釈放出を 学会事故調が報告書案(共同通信 2013/09/02 21:20)
- ・事故原因「津波の浸水」原子力学会、最終報告書案概要(産経2013.9.2 22:05)
- ・電源ありきの設計誤り 学会事故調が最終報告案(毎日新聞2013年09月02日東京夕刊)
- ・原子力学会:「原発事故に責任」最終報告書案(毎日新聞2013年09月02日23時21分)
- ・個人線量目安の除染作業を提言(毎日新聞2013年09月03日)
- ・原子力学会「SPEEDI活用検討を」(NHK9月3日 6時23分)
- ・「トリチウム、薄めて海へ流すべき」汚染水で学会見解(朝日9月3日)
- ・「汚染水を薄めて海に放出」原子力学会が提案(テレビ朝日09/03 02:00)
- ・リスクの全体像把握を 原子力学会 福島事故、報告書抜粋(電気新聞9月3日)

材料部会企画セッション 「福島第一原発事故に関連する材料諸問題」

講演 2 材料及び構造健全性に係る検討 (事故調査報告書材料部会執筆部分の概要)

東北大学 金属材料研究所
阿部弘亨

執筆にご協力を頂いた方々
庄子先生、木村先生、室賀先生、渡辺（豊）先生、渡辺（英）先生、
JAEA塚田様、CRIEPI太田様、日立GE茂中様、NFD鹿野様、中電釘本様

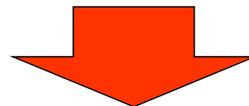
1

はじめに

学会事故調の目的

<http://www.aesj.or.jp/jikocho/index.html>

- ✓ 東京電力福島第一原子力発電所事故とそれに伴う原子力災害の実態を科学的・専門的視点から分析し、その背景と根本原因を明らかにするとともに、原子力安全の確保と継続的な安全性の向上を達成するための方策及び基本となる安全の考え方を提言する
- ✓ 学会自らの組織的・社会的な問題点とも向き合い、原子力災害を防げなかった要因を明らかにして、必要な改革を提言する



- ✓ 材料科学、材料工学的視点に立った事故分析、ならびに現在の課題、今後生じ得る課題の提言

報告書の構成

- 1. はじめに
- 2. 原子力発電所の概要
- 3. 福島第一原子力発電所における事故の概要
- 4. 福島第一原子力発電所以外の発電所で起きた事象の概要
- 5. サイト外で実施された事故時対応
- 6. 事故の分析評価**
- 7. 事故の背景となった原子力安全体制の分析
- 8. 事故で明らかとなった課題と教訓
- 9. 現在進行している事故後の対応**

- 6.1 事故の分析概観
- 6.2 原子力安全の考え方
- 6.3 深層防護
- 6.4 プラントの安全設計**
- 6.5 アクシデントマネジメント
- 6.6 外的事象(自然災害)への対応
- 6.7 放射能、放射線測定
- 6.8 放射線モニタリングと環境修復活動
- 6.9 解析シミュレーション
- 6.10 安全規制
- 6.11 緊急事態への準備と対応
- 6.12 核セキュリティと核物質防護・保障措置
- 6.13 人材・ヒューマンファクター
- 6.14 国際社会との関係
- 6.15 情報・知識の共有化、統合化

- 6.4.1 安全設計に関する課題
- 6.4.2 IC/RCICに係る問題の分析
- 6.4.3 材料及び構造健全性**
- 6.4.4 長期運転プラントの安全性
- 6.4.5 運転経験の設計への反映、設備の経年変化
- 6.4.5 バックフィットの考え方と継続的安全向上

- 9.1 事故収束
- 9.2 汚染水の浄化処理
- 9.3 破損燃料について
- 9.4 事故炉の廃止措置と放射性廃棄物の処理処分
- 9.5 RPV、PCV他の長期保管に関する提言**
- 9.6 住民と従事者の長期的健康管理等

- 9.5.1 現状、課題、対応策
- 9.5.2 使用済燃料の長期安定保管に関する提言
- 9.5.3 RPV、PCVの長期安定保管に関する提言

※水化学部会が主体

担当箇所の執筆に当たっての考え方

今回の原子炉事故においては、炉心の著しい損傷と熔融、そして冷却のための海水注入など、原子炉材料としては想定を超える事態に達した。現状では詳細な現場立ち入り調査は不可能で、材料学の観点では結論を出せる段階にはない。しかし、事故後に実施された様々な模擬実験や検討、他の原子炉で発生した参考事象、さらに米国スリーマイル島原子力発電所2号機事故の知見等を踏まえて、今回の事故により構成材料に生じた現象とその影響を予想し、現時点での理解を整理することができる。結論を先に述べると、定性的にはある程度理解されるが確度は低いもの、あるいは全く理解できていないものが大半であって、これらは将来の事故調査に当たって検討されるべき課題である。

以上を踏まえて本節においては、事故時および冷温停止後の材料挙動を予測し、材料学的な課題を抽出することとした。そして現在までに実施されている種々の模擬実験を利用した研究の概要、および浜岡原子力発電所5号機で発生した海水流入事象から抽出された知見について記述する。

事象の整理

本節では事故進展に伴い材料が被った事象と材料そのものの変化を整理し、その中から知見に乏しく課題となると予測されるものを抽出する。

事故進展を以下のように分類した。

- (1) 炉心損傷前、
- (2) 炉心損傷後圧力容器破損前、
- (3) 圧力容器破損後格納容器機能喪失前、
- (4) 格納容器機能喪失後および冷温停止後、
- (5) 使用済燃料プール

これらの分類に基づいて、次ページに材料学的観点での課題を整理した。抽出された課題には、既に十分な知見が得られているものも含まれているが、多くはTMI事故を教訓とした予測であり、科学的な確認が必要である。尚、燃料や熔融燃料に関する事象や課題は9章に記述されるため本節では割愛したが、炉心材料と関連する箇所はリストに残した。

[6.4.3.1]原子力学会安全対策高度化技術検討特別専門委員会 <http://www.aesj.or.jp/special/senmon.html>

5

課題の整理 (1) 炉心損傷前

(1) 炉心損傷前	材料学的課題
【被覆管】	事故炉の材料学的検分。サンプル採取と分析による事象進展の解明（温度履歴等）。事故発生時点での燃料の履歴（照射劣化、酸化、水素化、燃料棒内圧、FP蓄積量等）と破損との関係の解明。破損個所近傍での集中的な水素脆化とその進展が燃料棒全体の破損に及ぼす影響。水質やクラッドの影響の解明
【集合体】	燃料露出時の被覆管温度の評価（履歴および最高温度）。水蒸気による気相腐食と水素化。集合体のクリープ変形による被覆管の膨れ等の評価。塩析出等による流路閉塞や伝熱劣化の影響の評価
【炉容器】	圧力容器や炉心材料の気相腐食、高温腐食の評価。破損に伴う燃料放出による圧力バウンダリへの影響評価
【格納容器】	格納容器材料の高温物性データベースの構築
【配管】	地震影響の検証

6



課題の整理 (2) 炉心損傷後、RPV破損前

(2) 炉心損傷後 RPV破損前	材料学的課題
【燃料】	非常用炉心冷却系の性能評価基準（1200℃、15%EGR）を超えかつ溶融に至るまでの条件における挙動（被覆管の閉じ込め機能の温度と時間の限界、水蒸気腐食条件下でのクリープ破断など）の解明
【炉内構造物】	ステンレス、ジルカロイ、制御材、燃料等材料間の反応のうち、特に高温水蒸気環境かつ過渡的非平衡状態における多成分系状態図の取得。制御棒崩落事象と燃料溶融に関する材料学的解明
【炉容器】	原子炉容器破損形態の特定。ガスケットの高温破損。溶融炉心と圧力容器の相互作用。スリーマイル島原子力発電所2号機事故の知見を活用した原子炉容器下部ヘッドの破損挙動解明。高温海水蒸気腐食
【配管】	地震影響の確認

7



課題の整理 (3) 格納容器機能喪失前、RPV破損後

(3) 格納容器機能喪失前、RPV破損後	材料学的課題
【FPの移行】	損傷炉心から注入水を經由して格納容器外に流出したと考えられ、溶融燃料から水相へのFPの移行挙動の解明
【格納容器】	過温対策シール材の挙動。ジェットインピンジメントによる侵食（溶融ジェットが構造体に衝突する場合に構造体を溶融侵食する現象）と格納容器破損との関係
【コンクリート】	コンクリート侵食に伴うガス発生と浸水、対流熱伝達率の増加、溶融デブリの流動物性の影響。
【冷却】	ペDESTALにおける溶融炉心物質と冷却水との熱的相互作用

8

課題の整理 (4) 格納容器機能喪失後および停止後

(4) 格納容器機能喪失後および停止後	材料学的課題
【溶融燃料】	海水腐食の評価。LOCA後の燃料の長期冷却性の評価（日本では基準がない）
【構造材料】	海水腐食の評価
【コンクリート】	海水による浸食ならびに腐食の評価

9

課題の整理 (5) 使用済燃料プール、(6) 全体

(5) 使用済燃料プール	材料学的課題
【溶融燃料】	【燃料】 燃料棒の破損挙動（バルーニング、燃料ペレット分散挙動、など）と海水による腐食評価。使用済燃料の取りだし時の瓦礫等による燃料の損傷に関する検討と対策。現行再処理施設の取扱い制限を超える燃料の取扱い
【構造材料】	【ラック】 海水腐食の評価

(6) 全体	材料学的課題
【事故解析】	事故プラントからの遠隔操作による試料サンプリングと分析試験

10



各事象に対する検討 (1) 地震の直接影響

旧保安院高経年化技術評価意見聴取会や原子力学会安全部会における検討において地震の影響が調べられている。意見聴取会資料や安全部会報告書によると、福島第一原子力発電所の2号機、3号機、5号機において東西方向の最大加速度が基準地震動 S_s を約25%上回ったが、それ以外は基準地震動以下であったとされる。この事象が高経年化プラントに与える影響、すなわち地震による直接破損の可能性が検討された。事故以前に実施された高経年化技術評価から地震発生時点までの劣化を予測し、原子炉压力容器鋼の照射脆化、再循環系ポンプ出口弁等の低サイクル疲労、配管減肉などの高経年化に伴う材料劣化事象に対し、3月11日の地震動の影響が検討され、事故の発生および拡大の起因になったと疑われる要素は見出されないと評価されている。高経年化技術評価等に基づいた評価は妥当なものと考えられるが、将来的には立ち入り調査による直接確認作業が必要である。

[6.4.3.3] 保安院第一回高経年化技術評価意見聴取会資料3-3(2011年11月)

[6.4.3.4] 日本原子力学会原子力安全部会「福島第一原子力発電所の事故に関するセミナー」報告書(2013年3月)

[6.4.3.5] 保安院第三回高経年化技術評価意見聴取会資料2-1、2-2、4(2011年12月)

[6.4.3.6] 保安院第三回高経年化技術評価意見聴取会資料4~6(2011年12月)

11



各事象に対する検討 (2) 事故時の材料挙動

1F事故では、燃料集合体が冷却材から露出してから注水が再開されるまでに約6時間から14時間を要したとされており、1号機から3号機において多くの燃料が溶融した可能性が高く、溶融した燃料の一部は压力容器を貫通し格納容器内に落下したと考えられている。シビアアクシデント時には原子炉内では様々な現象が起こるが(図6.4.3.1)、現時点では燃料デブリの分布や原子炉炉心の破損など炉内の状況は把握できていない。燃料デブリの取出しを効率的かつ確実にを行うためには、燃料デブリの分布を含む炉内状況の推定が必要である。そこで独立行政法人日本原子力研究開発機構では、炉内状況把握をサポートするために、事故の解析技術を高度化することとし熱水力挙動、燃料損傷及び溶融進展、压力容器下部ヘッド破損、解析コードを用いた事故の解析を進めている(図6.4.3.2)。

(2 a) 事故時の熱水力挙動に関する研究開発

(2 b) 燃料損傷及び溶融進展に関する研究開発

(2 c) 压力容器下部ヘッド破損挙動に関する研究開発

(2 d) 解析コードを用いた事故の解析

[6.4.3.7] 独立行政法人日本原子力研究開発機構、「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み(2012年版)」

<http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html>

12



各事象に対する検討 (3) 海水混入の影響

- (3 a) 福島第一原子力発電所腐食対策検討会での検討
- (3 b) 冷温停止前の高温海水中における圧力容器鋼、格納容器鋼の腐食
- (3 c) 原子炉容器・燃料集合体等への海水注入の影響把握
- (3 d) 浜岡原子力発電所5号機復水器細管損傷の影響について
- (3 e) 希薄海水中におけるステンレス鋼のすきま腐食挙動評価

→福島第一への知見の展開

- [6.4.3.8] http://criepi.denken.or.jp/result/pub/annual/FY2011/P96-P97_kiban8.pdf
- [6.4.3.9] 独立行政法人日本原子力研究開発機構; 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み(2012年版) <http://fukushima.jaea.go.jp/initiatives/cat05/index.html>
- [6.4.3.10] 本岡、佐藤、山本、日本原子力学会和文論文誌、11(2012)249-254.
- [6.4.3.11] 端、塙、笠原、室屋、勝村、日本原子力学会「2012年秋の大会」予稿集; CD-ROM、講演番号K04
- [6.4.3.12] 本岡、佐藤、塚田、山本、日本原子力学会「2013年春の年会」予稿集; CD-ROM、講演番号F47
- [6.4.3.13] 中野、塚田、日本原子力学会「2013年秋の大会」発表予定
- [6.4.3.14] 日本工業規格「ステンレス鋼の腐食すきま再不動態化電位測定方法」JIS G0592、(財)日本規格協会、2002年.
- [6.4.3.15] M. Akashi、G. Nakayama、T. Fukuda、Corrosion98、Paper158(1998).
- [6.4.3.16] 崎谷 美茶、松橋 亮、松橋 透、高橋 明彦、材料と環境、58(2009)378.

13



本節のまとめ

事故時および冷温停止後の種々の事象進展に対応させて材料学的な観点から課題を整理した。これまでの種々の検討結果から地震の直接影響は小さいと思われるが、現場調査による確認は必要である。海水混入事象については、他の炉の知見に加えて、事故後の短期間に高温海水腐食等に関する研究が進展しており、進行中の研究も含めて概略をまとめた。また、本節には個別記載はしていないものの、冷温停止後の特定原子力施設の保全に関し、材料学的な視点からLOCA後の炉心の長期冷却性や耐震性、事故炉、使用済燃料プールや廃液タンク、除染装置類の腐食など課題は多い。

14

圧力容器/格納容器の長期安定保管

平成25年9月3日
八戸工業大学

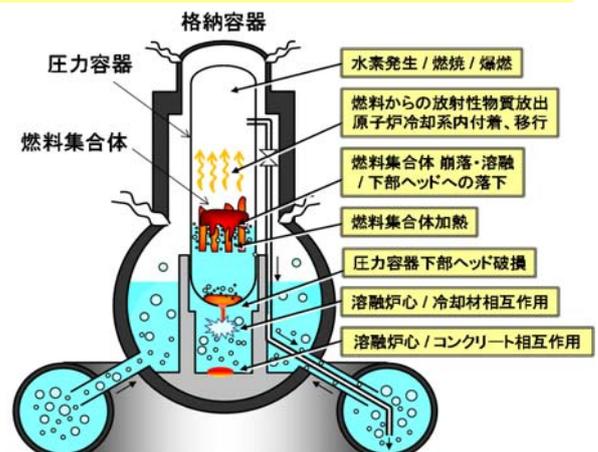
日本原子力研究開発機構
原科研福島技術開発特別チーム

中野 純一

はじめに -現状-

- 福島第一原子力発電所(1F)1~3号機の圧力容器(RPV)内では、事故時の燃料の溶融が起こり、その一部はRPV下部ヘッドから格納容器(PCV)内の圧力容器ペDESTALへ落下したと推定されている。
- 1F1~3号機のRPV、PCV内の温度は、現在ほぼ安定的に50°C程度で維持されている。ただし、循環注水冷却システムはRPVからPCV、タービン建屋に漏えいした汚染水をセシウム・塩分除去後に再利用している状態である。
- 廃止措置では、炉内からの燃料デブリ取出し終了までの長期間、RPV、PCVに新たな損傷が生じることを防止し、それらを安定的に保管することが重要である。
- RPV、PCVの容器鋼材は今後も長期に亘り希釈海水環境に曝されると想定される。
- 容器鋼材(RPV:低合金鋼、PCV:炭素鋼)に腐食が発生し、放射性物質の漏えいや腐食減肉等による構造強度及び耐震性の低下の起こることが懸念される。
- 循環注水冷却系の配管に腐食損傷が生じた場合には、炉内の燃料、燃料デブリの冷却が中断される可能性も懸念される。

過酷事故時の原子炉内現象



出典：原子力機構「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み」2012年版、P.15

はじめに 一課題一

- RPV、PCVの構造強度、耐震性の維持が重要であり、そのため構造材料の腐食損傷の発生を予測・防止することが、燃料デブリ取り出し完了まで必要である。
- 燃料デブリ取り出し作業のため、PCV漏えい個所を補修後にRPV、PCVを冠水させるが、それにより総重量が増加するPCVの耐震性確保が重要である。
- RPVの耐震性保持に関して具体的には、RPV支持スカートをペDESTALへ固定している基礎ボルトやRPVスタビライザーの損傷防止、RPVペDESTALのコンクリート及び鉄筋の劣化と耐震性への影響を評価することが重要である。
- 海水由来の成分を含む水環境及び高線量の放射線に同時に晒された各種の金属材料の劣化・損傷について、その予測を可能とし必要に応じて防止・抑制する方策が必要となる。
- RPV、PCV内部調査の結果を各種腐食試験等の条件への的確に反映させ、長期保管中の材料劣化の予測精度を向上させることが重要である。
- 海水成分と放射線の重畳効果について予測を可能とし、その環境でも有効な腐食抑制策の検討・検証を急ぐことが必要。また、事故直後の高温及び高濃度な塩化物イオンが材料に与えた影響の評価が必要である。

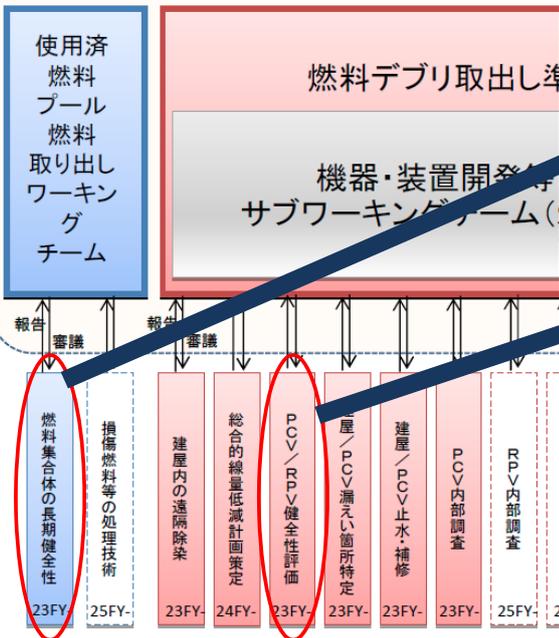
RPV/PCVの長期保管に係る課題

区 分	課 題
圧力容器(RPV)の損傷防止	圧力容器の内部環境(水質、放射線レベル等)の推定
	過酷事故の容器鋼(金属組織、強度等)への影響評価
	腐食・材質劣化が構造強度・耐震性に与える影響評価
RPVペDESTALの損傷防止	コンクリート内鉄筋の腐食抑制策、コンクリートの強度低下推定方法(模擬試験等)、構造強度・耐震性評価
格納容器(PCV)の損傷防止	格納容器の内部環境(水質、放射線レベル等)の推定
	格納容器内への腐食抑制策適用(防錆剤添加など)
	腐食・材質劣化が構造強度・耐震性に与える影響評価
注水冷却系配管の損傷防止	配管材料(炭素鋼、ステンレス鋼)の腐食評価・抑制策
長期安定保管に係る基礎的検討	事故直後の高温・海水がRPV/PCV鋼に与えた影響評価
	炉内放射線が腐食等に与える影響に関する基礎研究
	長期間の材料劣化予測法の検討(加速試験妥当性の検討)
	燃料デブリ近傍におけるRPV/PCV鋼劣化モードの検討

平成24年7月30日

原子力災害対策本部
政府・東京電力中長期対策会議

研究開発推進本部



(1-1) 使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価 (2011年~2017年度)

<目的>
 ◇ 使用済燃料プール内の燃料集合体は海水に曝されたことから、長期に亘って健全に保管する場合の影響を評価する必要がある。
 <概要>
 福島第一1~4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の実際の状況を踏まえ、海水に曝された燃料集合体に関する材料試験を行うことで健全性を評価し、必要に応じて長期保管に向けた腐食対策を検討する。

(2-①-8) 圧力容器/格納容器の健全性評価技術の開発 (2011年~2016年度)

<目的>
 ◇ 海水が注入された原子炉圧力容器/原子炉格納容器は、今後も長期に亘り、希釈海水環境に曝されることが想定される。燃料デブリ取り出しまでの期間、機器の健全性を確保し、安定的な冷却を継続する必要がある。
 ◇ 原子炉圧力容器を支える鉄筋コンクリート構造物（原子炉圧力容器ベドスタル）についても、高温履歴や海水浸漬の影響を確認する必要がある。
 <概要>
 ◇ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の腐食劣化進行の適切な評価・予測に必要な腐食データを取得する。また、原子炉圧力容器ベドスタルの鉄筋腐食やコンクリート劣化に関するデータを取得し、構造健全性評価を行う。また、腐食・劣化抑制策を適用し、その効果を確認する。

「政府・東京電力中長期対策会議」は平成25年2月8日廃止され「東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議」が設置された。

1F1~4号機の廃止措置等に向けたロードマップ

現在(ステップ2完了) 2年以内 10年以内 30~40年後



東京電力福島第一原子力発電所1~4号機は、冷温停止状態を達成し、放射性物質の放出が抑制されているが、廃止措置終了までには長期間を要するとともに、その完了までにはこれまでに経験したことのない多くの課題を解決していく必要がある。

出典：原子力機構「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み」2012年版

1F腐食対策の課題への対応

— JAEAにおける対応の状況 —

(1) 圧力容器/格納容器の長期保管に向けて

(2) 燃料集合体の長期保管に向けて

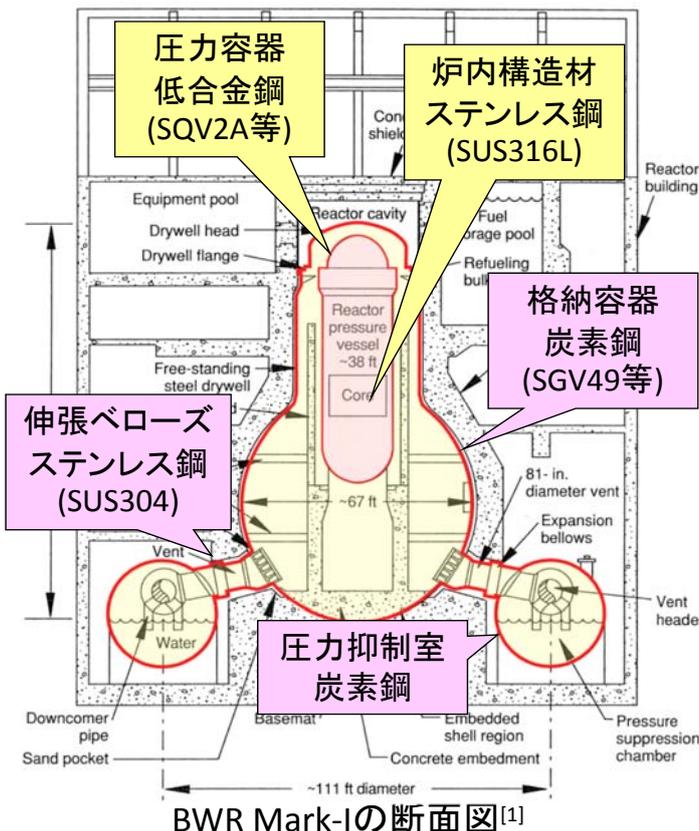
(3) 海水成分を含む水の放射線分解の検討

参考資料:

原子力機構「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み」

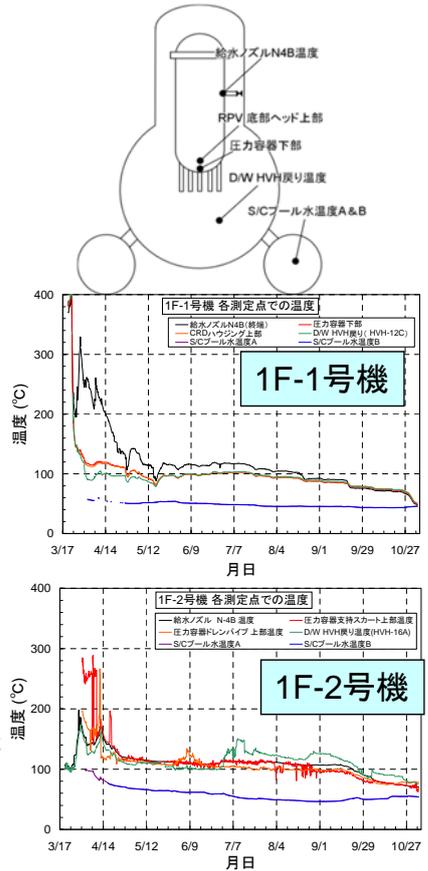
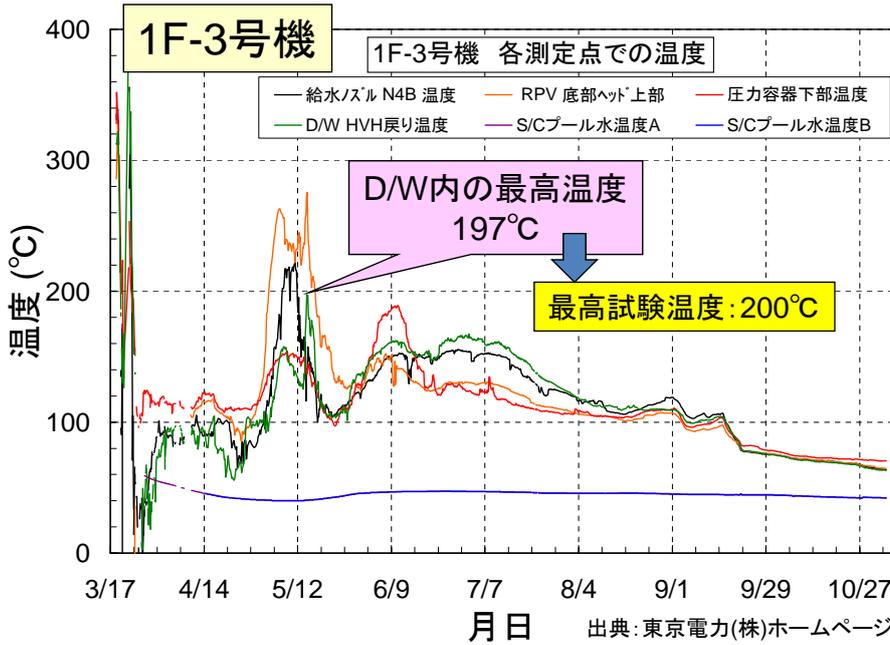
2012年版、<http://www.jaea.go.jp/fukushima/pdf/20121206-02.pdf>

(3) 圧力容器/格納容器の長期保管に向けて

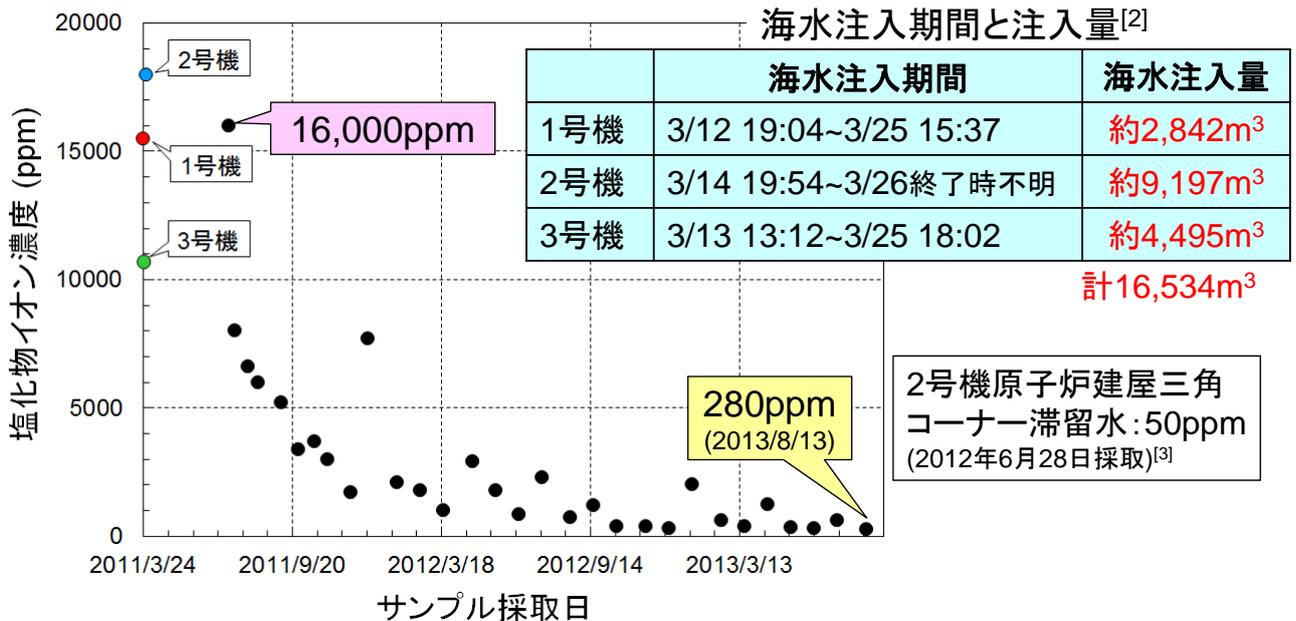


- RPV/PCVおよび原子炉ペDESTアルは、今後も長期間に亘り希釈海水環境に曝されると想定され、その間に腐食進行による容器壁の減肉や割れの発生により構造強度の低下を生じる可能性が懸念される。
- 事故時に格納容器内に飛散したFP及び落下した燃料デブリにより、RPV/PCV鋼材は高レベルの放射線に曝されているため、腐食が局部的に加速される可能性もある。
- 最重要は構造強度の維持と耐震性の確保であり、そのため腐食を抑制する方策を講じる必要がある。

[1] Aging and life extension of major light water reactor components, INEL (1993)



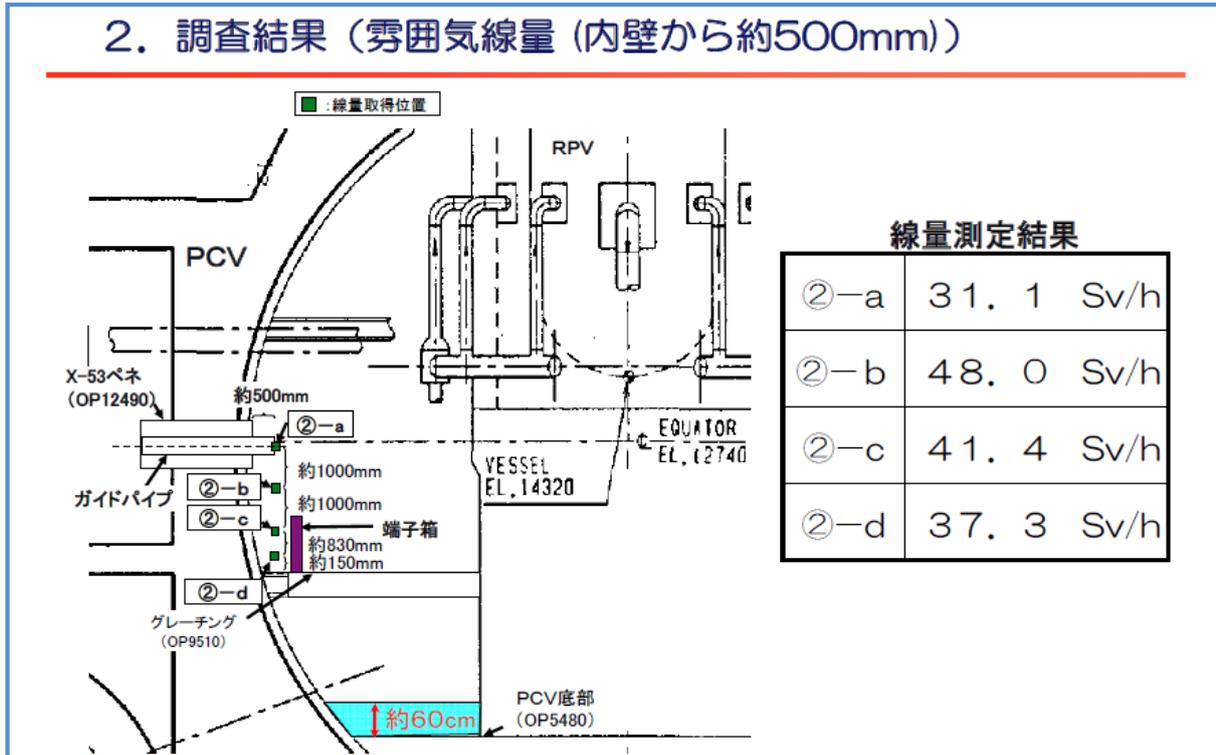
- ドライウェル(格納容器)内の最高温度は約200°C
- 100°C以上の期間が約6ヶ月継続した。
- PCV内は40~50°Cの状態が継続すると推定



高レベル滞留水の塩化物イオン濃度測定結果^[1]

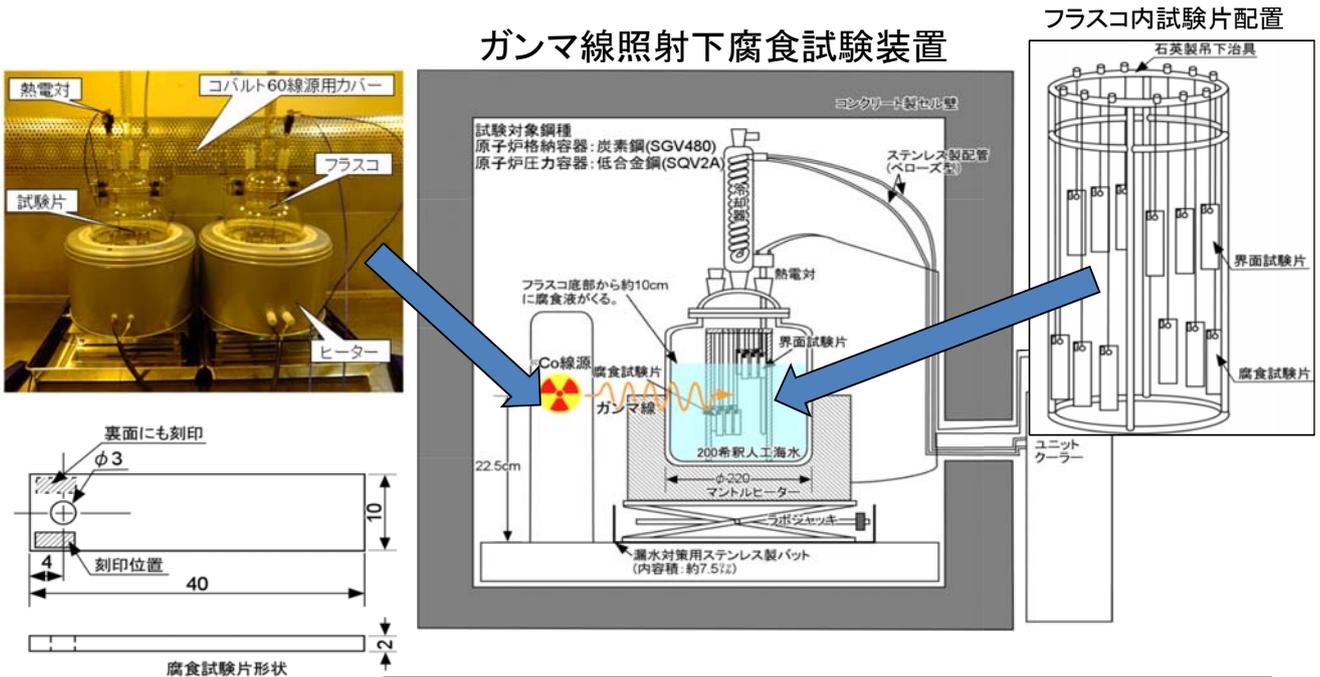
[1] 東京電力(株)ホームページ, 原子力>福島第一・第二原子力発電所の状況 (http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110522_04-i.pdf) 福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵および処理の状況について(第3報~第108報), 東京電力(株), 平成23年7月13日~平成25年7月17日
 [2] 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書原子力災害対策本部、平成23年6月
 [3] 福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋地下階の滞留水サンプリング結果について、東京電力(株), 平成24年6月29日

- 腐食試験における塩化物イオン濃度は1000ppm以下が妥当と判断



出典:「2号機原子炉格納容器」内部調査(2回目)について, 東京電力(株), 平成24年3月28日

■ ガンマ線量率: 数kGy/hでの照射試験が加速条件として妥当と判断



腐食試験条件:

水質: 200倍希釈人工海水(塩化物イオン濃度: 約100ppm)
 温度: 50°C、80°C
 浸漬時間: 50h、100h、500h
 ガンマ線量率: 0.2kGy/h、4.4kGy/h

ガンマ線照射下腐食試験結果の例

試験前後の試験片写真(格納容器鋼)

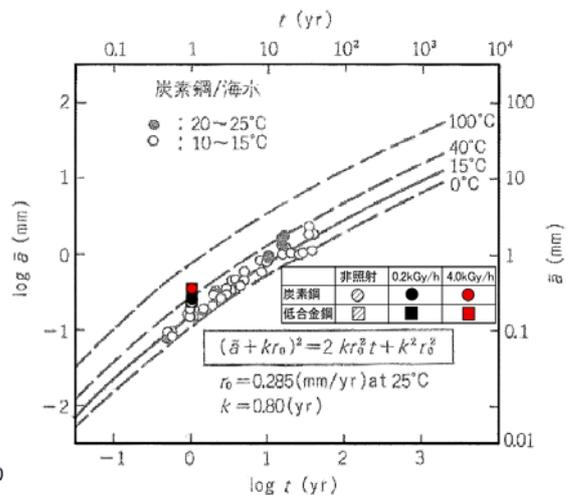
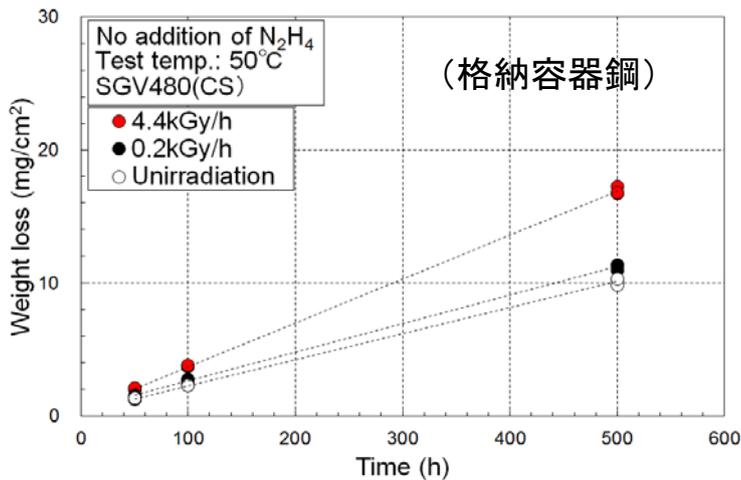


試験条件:

- 200倍希釈人工海水
- 50°C、50h浸漬、密閉系
- ガンマ線50h照射
- 吸収線量率:4.4kGy/h

ガンマ線照射下腐食試験結果

腐食減量に与える照射の影響



出典: 腐食防食協会編
“金属の腐食・防食Q&Aコレクション110番”, 丸善, (1988)

- 線量率が低い場合(実機内測定値の数倍)は、照射による増加はほとんど無い
- 高線量率で照射した場合は、非照射の腐食減量に比べ2倍弱の増加
- ただし、その場合の線量率は実機内測定値の約100倍と高い
- 腐食減量から計算した1年間の減肉量(mm)を非照射の文献データと比較
- 照射データ(50°C)と文献データ(40°C)の間に大きな差は見られない

現在までの知見と今後の課題

- 圧力容器と格納容器の鋼材について、ガンマ線照射下で50°C、200倍希釈人工海水中において500時間までの腐食試験を実施した。
- 線量率が低い場合(実機格納容器内で実測された線量率の数倍)には、照射による腐食減量の増加はほとんど見られなかった。
- 高線量率(実機格納容器内実測値の約100倍)で照射した場合の腐食減量は、非照射の場合に比べ2倍弱の増加となった。

今後の課題:

- 格納容器内の腐食抑制策(防錆剤添加等)に対する放射線の影響評価
- 事故直後の高温状態が鋼材の腐食・強度に与えた影響評価
- 異種金属接触部やすき間部における腐食加速の可能性検討
- 容器内に落下した燃料デブリの存在が腐食に与える影響の推定(放射線、溶出核種の影響等)

まとめ

- JAEAでは、格納容器/圧力容器に用いられる金属材料の腐食に対する放射線と海水成分の影響について、ガンマ線照射下試験により検討して来た。
- これまでに検討した条件では、格納容器内の放射線環境下で、腐食が照射影響により大きく加速される可能性は低いと考えられる。ただし、落下したコンクリート瓦礫や燃料デブリにより環境が局所的に特殊となる条件について今後検討する必要がある。
- 今後さらに、1Fプラントの格納容器/圧力容器内部調査結果を各種試験及び解析評価に適宜反映させ、長期安定保管中の材料劣化の予測精度向上に資する必要がある。
- 事故直後の高温の影響、現在の局所的な各所水質と放射線の影響を検討する必要がある。
- 高線量率の放射線環境においても有効かつ継続的に効果のある腐食抑制策の検討・検証及び現場への適用が急務である。



材料部会セッション
「福島第一原発事故に関連する材料諸問題」

講演4.

使用済燃料およびプールの長期安定保管

平成25年9月3日

八戸工業大学

日本原子力研究開発機構
原科研福島技術開発特別チーム

本岡 隆文



1

はじめに(1/3)

- 地震後の津波の影響により、原子炉建屋の格納容器上部にある**使用済燃料プール**(以下、**SFP**)の冷却機能が失われ、さらに水素爆発により建屋が大きく損傷し、SFP内の燃料集合体が水中から露出する危惧があった。
- このため、1F 2、3、4号機ではSFP内の水位を維持するために建屋の外部から注水が行われ、その際、一時的に**海水**が使われた。
- 海水成分が混入した水環境では通常時の純水の場合と異なり、腐食による様々な問題が懸念される。
- 例えば、SFP水に海水が混入したことにより局部腐食(孔食、すき間腐食)が加速される可能性が考えられる。SFPの内貼り材として使用されているステンレス鋼の局部腐食が進むと、そこから放射能に汚染されたプール水が漏れ出る可能性がある。

はじめに(2/3)

- 今後実施されるSFPからの燃料集合体の取り出し作業とその後の共用プールにおける長期安定保管に資するため、海水由来の成分を含む水環境と放射線に同時に晒された各種の金属材料の劣化・損傷について調べ、必要に応じてそれを防止・抑制する方策が必要である。
- 上記への対応として、政府・東京電力中長期対策会議(H25年2月からは東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議)により策定された、東京電力福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(以下、中長期ロードマップ)に基づき、各種の研究開発プロジェクトが実施されている。
- 4号機のSFPからの燃料取り出しは2013年～2014年の予定。1～3号機は、号機毎に適切なプランを選択する。

はじめに(3/3)

- 東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故では、ほとんどの出来事が未経験の事象であり、かつ、まだ原子炉内部等の情報がほとんど得られていない。この状況において今後長期に亘る材料挙動を予測するには、「合理的な想像力」を発揮することが必要である。
- ここでは「材料」の範囲を、「使用済燃料およびプール材料」とし、それらの長期安定保管に係る課題と対応を考える。
- 具体的な対応例として、原子力機構(JAEA)の原子力科学研究所(原科研)が実施した研究の成果を中心に紹介する。

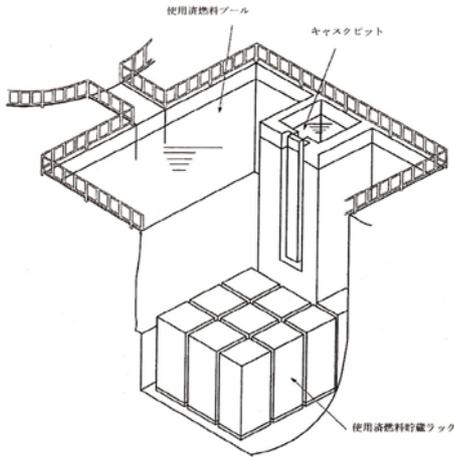


図3-1 使用済燃料プール概要図

号機	燃料保管体数 [本]	燃料ラック 材質	使用済燃料 プール容量 [m ³]	使用済燃料プ ール水温度 ^{※1} [°C] (H23年10月 14日時点)	使用済燃料プール内水質 (H23年8月19日,20日採取)		使用済燃料プ ール内の主な 貯蔵物
					塩化物イ オン [ppm]	放射性物質濃度 ^{※2} [Bq/cm ³]	
1号	新燃料 100 使用済燃料 292	アルミニウム製 及びボロン添加 アルミニウム製	約 1020	約 24	約 3.9	Cs134:約 1.8×10 ⁴ Cs137:約 2.3×10 ⁴	新燃料 使用済燃料 使用済制御棒
2号	新燃料 28 使用済燃料 587	アルミニウム製 及びボロン添加 アルミニウム製	約 1440	約 26	約 1508	Cs134:約 1.1×10 ⁵ Cs137:約 1.1×10 ⁵	新燃料 使用済燃料 使用済制御棒
3号	新燃料 52 使用済燃料 514	アルミニウム製 及びボロン添加 アルミニウム製	約 1440	約 25	約 1769	Cs134:約 7.4×10 ⁴ Cs137:約 8.7×10 ⁴	新燃料 使用済燃料 使用済制御棒
4号	新燃料 204 使用済燃料 1331	ステンレス製	約 1440	約 34	約 410 ^{※3}	Cs134:約 4.4×10 ⁴ Cs137:約 6.1×10 ⁴	新燃料 使用済燃料 使用済制御棒

※1:「3.2.使用済燃料プール冷却系」において設置している計器にて測定

※2:よう素 131 は検出限界以下

※3:H23年9月28日採取時の水質

東京電力株式会社プレスリリース:福島第一原子力発電所1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に関する経済産業省原子力安全・保安院への報告について(その1)(改訂2)
平成23年12月7日



福島第一原発4号機の
使用済燃料プール
(2012年5月、東電)

使用済燃料およびプールの長期安定保管に関する 検討課題

- コンクリート瓦礫との接触部やプール底部など、局所的な条件の影響
- 事故直後の高温・海水注入が各種材料の健全性に影響を与えた可能性
- 1F-SFPから損傷可能性ある燃料集合体を取り出し詳細な調査
- 共用プールでの長期保管中の燃料部材の劣化・腐食モニタリング法の検討

長期安定保管に係る課題詳細

区分	課題
使用済燃料プールでの 集合体保管	海水注入が燃料及びSFP内の材料健全性に与える影響評価
	瓦礫との接触部、プール底など特殊条件となる部位の損傷の検知・予測
	上部構造物が落下したSFPにおける燃料健全性の損傷調査
使用済燃料プールからの 取り出し	取り出し時にタイプレート、燃料棒等の損傷を検査する方法
	損傷している燃料のハンドリング方法
損傷した燃料の保管	損傷状態による合理的な分類の方法
	損傷燃料の保管の方法(容器、管理等)
共用プールにおける 集合体長期保管	燃料集合体移送によるプール水質への影響評価
	長期保管中の腐食モニタリング法
	保管中に損傷が発生した場合の対処法
長期安定保管に係る 基礎的検討	事故直後の温度・水質、放射線が燃料部材の腐食に与える影響の検討
	異種金属接触部や瓦礫との接触部、プール底など特殊条件について検討
	燃料集合体の非破壊検査法の高度化

1F腐食対策の課題への対応 － JAEAにおける対応の状況 －

(1) 圧力容器/格納容器の長期保管に向けて

(2) 燃料集合体の長期保管に向けて

(3) 海水成分を含む水の放射線分解の検討

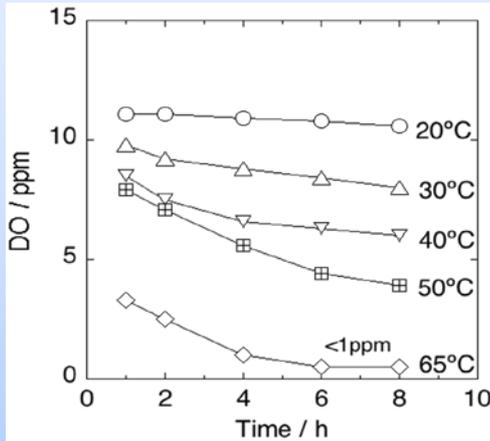
参考資料:

原子力機構「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置技術に係る原子力機構の取組み」

2012年版、<http://www.jaea.go.jp/fukushima/pdf/20121206-02.pdf>

1) ヒドラジン添加による溶存酸素低減作用の評価

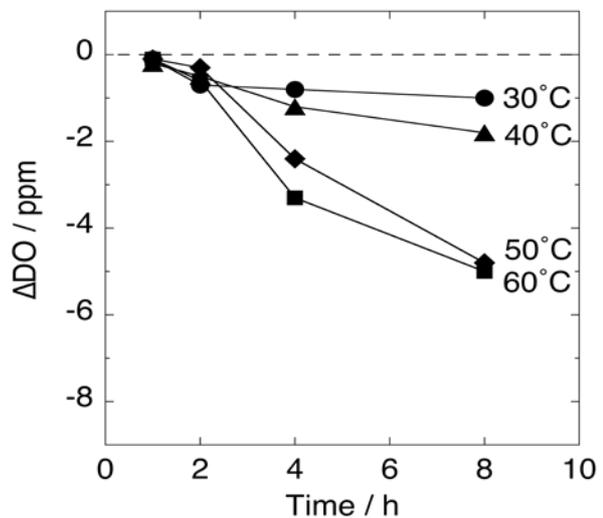
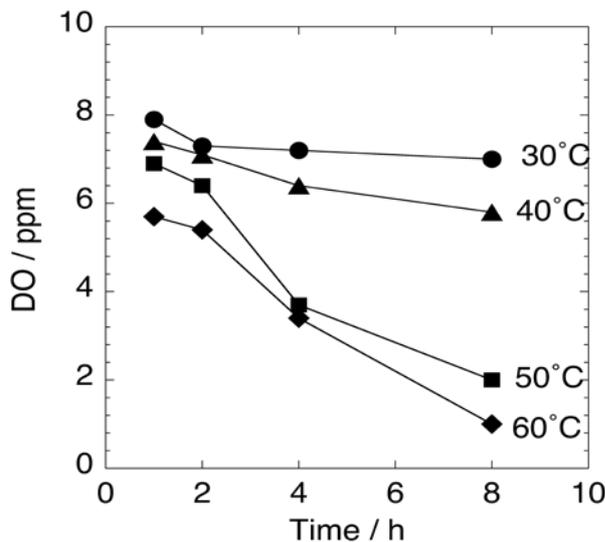
火力発電所等の知見としてヒドラジン(H₂N₂)を水中に添加すると高温で溶存酸素を低減し、腐食抑制作用があることが知られている。



- ヒドラジン投入により、冷却水中の溶存酸素濃度が低減できれば、材料の腐食が抑制できる。微生物腐食の抑制にも効果期待。
- しかし、室温では溶存酸素除去効果が小さいとされている。
- ヒドラジン投入が、室温付近のガンマ線照射下で有効か、海水成分を含む水中でも有効かを確かめる必要がある。
- このため、海水成分を含む水溶液について、放射線下におけるヒドラジン添加効果について、ガンマ線照射試験により調査した。

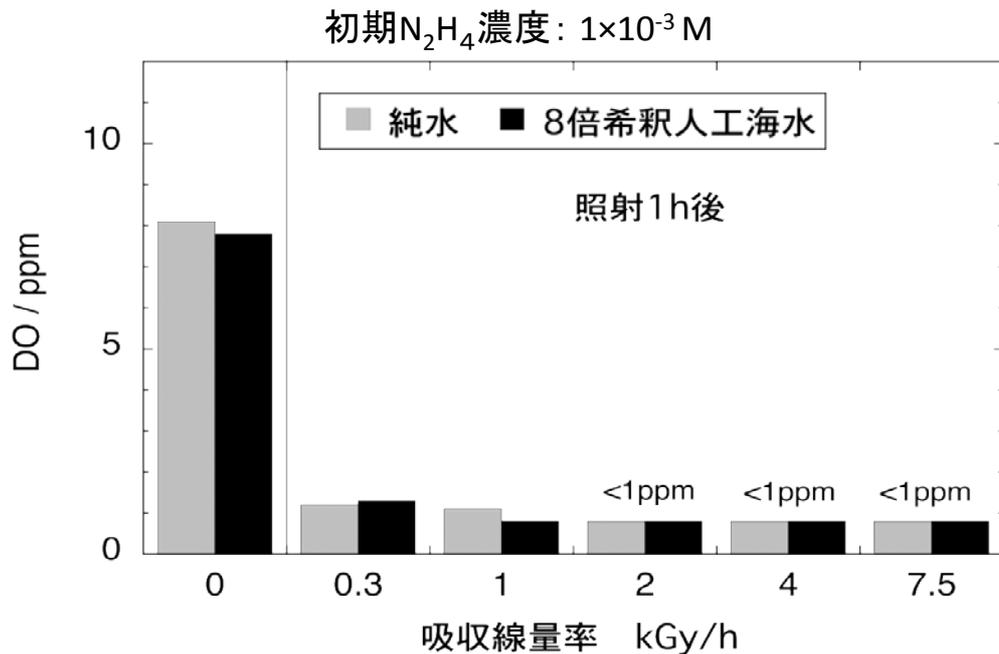
非照射下でのヒドラジンの脱酸素作用(8倍希釈海水)

初期N₂H₄濃度: 1×10⁻³ M



非照射下室温(30°C)ではDO濃度の減少は遅い。

照射下でのヒドラジンの脱酸素作用



ガンマ線照射では室温においてもヒドラジン添加によりDO濃度が低下することを実証した。線量率が高いと短時間でDOは低減される。

2) 燃料被覆管の海水中照射下孔食発生の評価

ガンマ線照射下での電気化学試験(アノード分極測定):
 孔食発生電位 (E_{pit})、自然浸漬電位 (E_{sp}) を測定し、
 E_{pit} と E_{sp} の差から孔食発生の可能性を評価した。

試験条件

試験液: 人工海水 (成分は下表)

① アノード分極測定

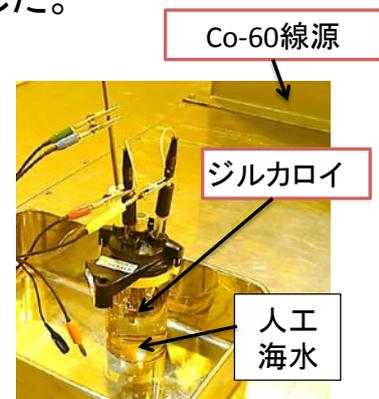
ガンマ線量率 500 Gy/h

事前に24 h照射した試験液を用いて実施

② 自然浸漬電位測定

線量率 500 Gy/h

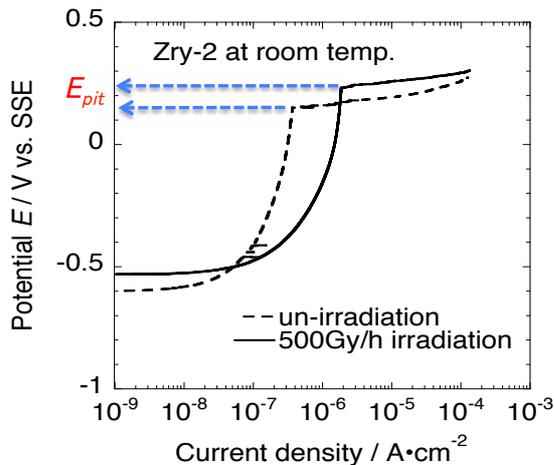
照射時間 720 h



電気化学試験セル

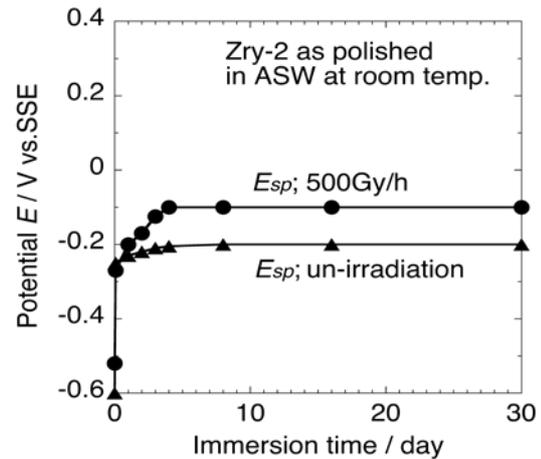
Cl^-	SO_4^{2-}	HCO_3^-	Br^-	Na^+	Mg^{2+}	Ca^{2+}
19,000	2,600	140	64	10,600	1,300	400

ジルカロイ2のアノード分極曲線



孔食発生電位 E_{pit}
照射 > 非照射

自然浸漬電位の時間変化



自然浸漬電位 E_{sp}
照射 > 非照射

ガンマ線照射により孔食発生電位が低下せず、かつ自然浸漬電位との差も変化しないことから、孔食発生の可能性が上昇しないことを示した。

現在までの知見と今後の課題

- 使用済燃料プール/燃料集合体の使用材料の、海水成分を含む水中での腐食発生可能性及び放射線の影響を検討した。
- 使用済燃料プールにおいて脱溶存酸素剤であるヒドラジンを注入する場合、比較的低温でもガンマ線の照射効果により有効に作用することを示した。
- 未使用被覆管ジルカロイの希釈海中での局部腐食発生の可能性は低いことを電気化学試験により示した。

今後の課題

- 燃料プール内に落下したコンクリート片により水質が局所的に悪化している可能性とその腐食への影響評価
- ガレキ落下による被覆管等の傷や変形が腐食に与える影響の評価
- 実機から取り出される燃料集合体の健全性評価の方法(検査法)の検討

(3) 海水成分を含む水の放射線分解の検討

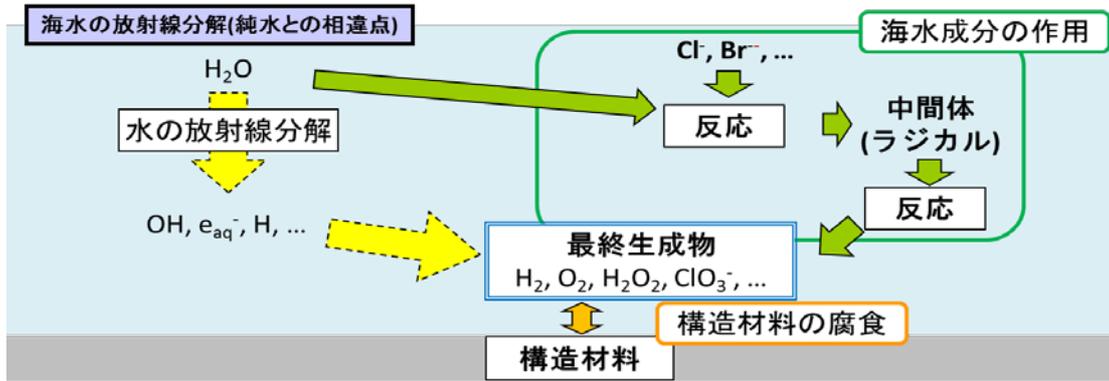
- 水の放射線分解へ海水成分の混入が与える影響については、ほとんど知見がなかった。

研究目的

- 材料の腐食に対するラジオリシスの影響を適切に評価するため、海水成分を含む水の放射線分解挙動を予測するデータセットを整備する

実施内容

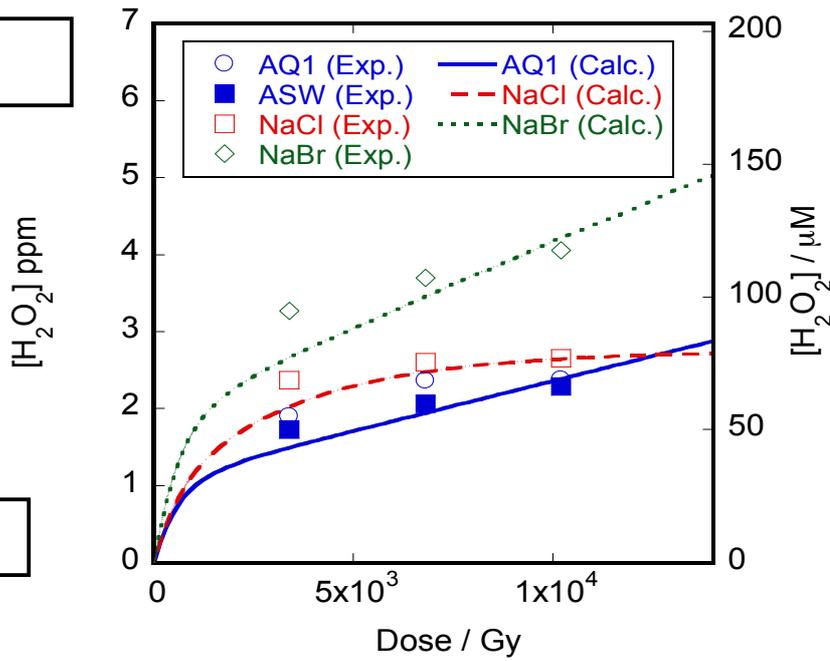
- 海水成分のうちラジオリシスに影響を与える化学種について、既存のラジオリシスデータを整理し、ガンマ線照射環境を模擬したラジオリシス計算を実施
- ガンマ線照射施設での海水の放射線分解実験を行い、計算結果を検証



ガンマ線照射試験による計算結果の検証

1 Gy/sでの計算結果との比較

AQ1 : 模擬海水
ASW : 人工海水



- 計算結果は実験結果をよく再現できている
- AQ1と人工海水への照射による H_2O_2 生成挙動はほぼ一致

現在までの知見と今後の課題

- 海水成分を含む水溶液のラジオリシス計算を実施
 - 模擬海水(AQ1)への照射により、 H_2O_2 、 H_2 、 O_2 が増加
 - AQ1への照射における H_2 発生は、 Br^- の反応に依存
- ガンマ線照射実験により、計算結果を検証
 - 腐食に影響する可能性のあるハロゲン化物: 生成せず
 - H_2O_2 の生成
 - 計算結果をよく再現できている
 - H_2O_2 の生成についてはAQ1 = 人工海水とできる

今後の課題:

- 海水成分を含有する水のラジオリシスコードをRPV/PCV内環境のラジオリシス計算評価に適用可能とし、構造材料の腐食挙動推定に用いる。

まとめ

- 1F燃料集合体の長期保管の課題と対応の概況を説明した。中長期ロードマップに基く計画は概ね妥当と考えられる。
- JAEAでは、使用済燃料プール、燃料集合体に用いられる金属材料の腐食に対する放射線と海水成分の影響について、ガンマ線照射下試験や解析評価等により検討してきた。
- これまでに検討した条件では、1F使用済燃料プールで、腐食が照射影響により大きく加速される可能性は低いと考えられる。ただし、落下したコンクリート瓦礫により環境が局所的に特殊となる条件について、今後検討する必要がある。
- 今後さらに、1Fプラントで実測、分析・観察される現場の状況を材料試験及び解析評価に適宜反映させ、中長期健全性評価の精度向上と長期安定保管に資する。

II. 第2回日韓セミナー報告

「Japan-Korea Joint Workshop on Materials Ageing in Nuclear Power Systems」

(一財) エネルギー総合工学研究所 岡田 英俊

第2回日韓セミナーは、2013年10月23日(水)に韓国原子力学会燃料・材料部会主催、日本原子力学会材料部会共催で慶州 (Gyeongju) にて開催された。第1回は、2013年日本原子力学会春の年会と同時期に近畿大学にて開催されており、第2回は韓国原子力学会2013年秋の大会と同時期に開催される運びとなった。

今回は主に高経年化に焦点を当てており、運転年数の経過した発電所を有する日韓両国にとり時宜を得た議題と考える。発表件数は、韓国から5件、日本から2件、計7件で、聴講者は約100名、日本からの参加者は横峯健彦准教授(京大)と報告者の2名であった。

セミナーは、主催者である Changheui Jang 教授 (KAIST) の開会挨拶で開始された。引き続き、Dr. Seong S. Hwang (KAERI) が、PWRにおける IASCC の研究を目的とした実験計画について報告した。この計画は、Phase Iとして2011年8月1日より2014年7月31日まで、引き続き Phase IIとして2014年8月1日より2016年7月31日まで実施する予定である。横峯准教授は、国際共同計画として進められている IFMIF/EVEDA の概要と現在の進捗状況について報告した。Dr. Junseog Yang (KHNP-CRI) は、原子炉圧力容器の焼鈍処理計画について VVER-440 の実施例を参考にしつつ報告した。Dr. Hong Pyo Kim (KAERI) は、韓国の Uljin 4号機の蒸気発生器伝熱管を取り出し材料分析した結果について報告した。分析結果では特段の異常は発見されなかったが、流れ加速型腐食抑制のための水質管理の重要性が指摘された。

報告者は、流れ加速型腐食評価手法の概要と実機への応用について報告した。Dr. Hansub Chung (KHNP-CRI) は、600系ニッケル基合金での応力腐食割れの発生状況と対策について報告した。Changheui Jang 教授は、KAIST と KHNP-CRI が共同で研究しているステンレス鋼溶接部の熱疲労対策について報告した。

報告者の私見であるが、高経年化の研究は実機での測定結果を参照しつつ長期に渡り継続する必要があると考える。日韓セミナーが継続して開催され、両国の高経年化研究の活発化に寄与することを願っている。末筆ながら、報告者の本セミナー参加にあたり、御尽力下さった日韓原子力学会の関係の方々に深謝申し上げる。

III. 第 3 回材料部会奨励賞受賞者のよろこびのことば

北海道大学 大野 直子

「ナノバブル分散強化合金の研究開発」

このたびは、第 4 回材料部会奨励賞を頂き誠にありがとうございました。受賞題目となりました「ナノバブル分散強化合金の研究開発」は、照射環境で材料中に形成されるキャビティを脆化の原因として敵視するのではなく、これを逆手にとって材料強化因子として活用しようとする研究です。酸化物分散強化 (ODS) 合金では、ナノサイズの酸化物粒子が母相に対し非整合界面を有しているとき、界面すべりにより転位に引力型の力が働きます。ここで非整合界面と自由表面を同等とみなせば、ナノサイズのキャビティでも転位の移動を阻害すると考えられます。キャビティによる転位のトラップについてはこれまでに主にコンピュータシミュレーションによって再現されてきましたが、実際に微細なキャビティが転位をトラップしている様子を詳しく研究した報告は近年少しずつ出てきたばかりです。条件を絞って照射を行えば材料中にキャビティを緻密に分散できますが、非照射で同等の材料を作製することはこれまで技術的に難しいとされてきました。本研究は高温で熱分解ガスを発生させる有機化合物を金属粉末にメカニカルミリングを用いて混合し、焼結を行うことで照射に頼らずバブルを金属中に分散させることを可能としました。作製された材料は確かに同様の条件で作製されたバブルを分散させていない合金よりも強度が高くなります。現在、作製された合金を用いた照射環境下のバブル成長挙動や、TEM 内引っ張りによるキャビティ・転位の相互作用等について研究を鋭意進めている最中です。

私自身は現在北大の鵜飼教授の元で働いており、この他に幾つかの研究を掛け持っております。現在取り組んでいるものとしては、第 4 世代原子炉を想定したニッケル基 ODS 合金の開発と照射損傷、高速炉の燃料被覆管や核融合炉の構造材として重要な鉄基 ODS 合金の酸化物粒子核形成・成長機構の研究があります。今回頂きました奨励賞を受け、これからも原子力材料の分野で尽力していきたいと考えております。皆様に今後もお世話になりますが、どうぞよろしくお願い申し上げます。

「照射ステンレス鋼の変形・破壊挙動に関する研究」

今回はこのような名誉な賞を頂き、誠にありがとうございました。材料研究に携わり始めて8年でございますが、まだまだ未熟な所も多くございます。今回の受賞を励みに、さらに精進して参りたい所存でございます。

受賞頂きました研究は、照射誘起応力腐食割れに関する研究の一環として実施して参りましたもので、照射ステンレス鋼の変形挙動と破壊挙動を微視的なアプローチにより検討したものです。具体的には、イオン照射材を高温引張試験し、表面に生じたすべり線の間隔や段差と断面のミクロ組織より、変形挙動に及ぼす鋼種等の材料条件や歪速度等の変形条件の影響を考察した研究と実機照射材や He イオン注入材より FIB 技術で作製したミクロンサイズの双結晶試験片を室温引張試験し、粒界の強度（結合力）に及ぼす He 生成等の照射影響を考察した研究でございます。既存の試験手法が適用できず、手法開発に多くの時間を割くことになりました。必ず開発が成功する保証はありませんでしたが、手法の有用性を考えますとチャレンジする価値は大いにある、やりがいのある課題でした。このような課題に挑戦することを応援して下さいました弊社の諸先輩方、学会発表等の折にご指導、ご助言を賜りました多くの諸先生方にこの場を借りて心より感謝申し上げます。

福島事故を受け、原子力材料の研究にはこれまで以上に高い安全性のための研究が求められることになるかと存じます。逆風とも言える厳しい状況が続いておりますが、今後の原子力材料研究を一層飛躍させていくためには若手の奮起が一つの鍵になるかと考えます。本賞は若手の一層の活躍を奨励するもので、その意義は大きいものと考えます。最後になりましたが、研究者の一人としてこれからも原子力材料の研究、開発に貢献する所存でございます。今後とも変わらぬご指導、ご鞭撻をよろしくお願い申し上げます。

IV. 2014 年 春の大会 材料部会関連の企画セッション

京都大学 檜木 達也

核燃料部会・材料部会 合同セッション

「事故耐性燃料・材料開発の国内外の取り組み」

東京都市大学 世田谷キャンパス (3 月 27 日 (水) 13:00~14:30, F 会場)

座長 (東北大) 阿部 弘亨

- | | |
|-------------------------------|--------------|
| (1) 炉心燃料の安全性向上に関する技術戦略 | (京大) 森下 和功 |
| (2) 日米民生原子力協力における事故耐性燃料開発 | (JAEA) 倉田 正輝 |
| (3) 事故耐性燃料に関する OECD での国際協力の検討 | (京大) 檜木 達也 |
| (4) 軽水炉燃料用事故耐性燃料の開発の取り組み | (東大) 鈴木 晶大 |

東日本大地震に伴う津波により、東京電力福島第一原子力発電所では全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失が発生し、1号機から3号機にて原子炉冷却不全に陥った。その結果、燃料温度が上昇し、被覆管と水との酸化発熱反応が進んだため、酸化熱により燃料温度が急激に上昇し、炉心損傷に至ったと考えられている。その過程で、被覆管およびチャンネルボックス（ともにジルコニウム合金）の酸化反応に伴い発生した水素が格納容器から漏洩し原子炉建屋で爆発が発生した。このことから、事故耐性に優れた燃料システム開発に取り組むことは、世界の軽水炉の抜本的な安全性向上に必須であり、事故時の水素発生速度および炉心温度上昇の緩和の観点で、高温水あるいは水蒸気と酸化反応しにくい（反応速度が小さい）材料を被覆管やチャンネルボックスといった炉心材料に適用することは、水素発生緩和、炉心損傷リスク低減に抜本的な効果があると考えられる。事故耐性に優れた新たな燃料の試み、シビアアクシデント時の再臨界を防止する事故耐性制御棒等も重要な課題である。

福島事故後、特に米国を始めとする海外での事故耐性燃料開発に関する関心は非常に高く、米国では、大型の予算を投じて研究開発を進めており、2022年以降の商業化を目指したロードマップを掲げている。OECDにおいては、昨年12月に軽水炉の事故耐性燃料（Increased Accident Tolerance of Fuels for Light Water Reactors）に関する第1回のワークショップが開催され、米国、欧州、日本、韓国からの発表や事故耐性燃料開発や国際協力に関する議論が行われた。一方、日本国内においても、「熔融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」や「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」等において、事故耐性燃料・材料開発に関する検討が進められている。このような状況を踏まえ、事故耐性燃料・材料開発に関する国際協力や国内の動向の現状に関して報告を行なう。

V. 関連する国際会議

(1) 2014 ANS Annual Meeting

15-19 June 2014. Reno, Nevada, USA.

http://www.ans.org/meetings/c_1

米国原子力学会（ANS）が主催する次世代炉向けの燃料材料、構造材料の最新成果を報告する国際会議です。

(2) 2014 ASME Pressure Vessels & Piping (PVP2014)

20-24 July 2014. Anaheim California, USA.

<http://calendar.asme.org/EventDetail.cfm?EventID=23049>

米国機械学会（ASME）主催ながら世界中から技術者・研究者が集う圧力容器と配管に関する実質的な国際会議です。

(3) 19th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC-2014)

24-28 August 2014. Vancouver, Canada.

http://www.aesj.or.jp/information/PBNC-2014_CFP_2013-07-03.pdf

1976年から続いている環太平洋各国が参加する原子力全般の国際会議です。

(4) Fontevraud 8

14-18 September 2014. Avignon, France.

<https://www.sfen.fr/Fontevraud-8>

軽水炉の安全性や信頼性の向上をめざすための材料評価に関する国際会議です。

(5) Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2014)

26-31 October 2014. Sapporo, Japan.

<http://npc2014.net/>

1977年以降、数年毎に開催されている水化学分野の最も権威のある国際会議です。

(6) NuMat 2014

27-30 October 2014. Clearwater Beach, Florida, USA.

<http://www.nuclearmaterialsconference.com>

原子力材料に関する国際会議であり、事故時の材料挙動や事故耐性燃料がテーマになっています。

VI. 運営委員会 委員名簿

(2013年 4月 ～ 2014年 3月)

部会長	塚田 隆	(日本原子力研究開発機構)
副部会長	長谷川 晃	(東北大学)
財務小委員長	金田 潤也	(日立製作所)
編集小委員長	望月 正人	(大阪大学)
編集小委員会委員	鹿野 文寿	(東芝)
広報小委員長	松川 義孝	(東北大学)
広報小委員会委員	佐藤 智徳	(日本原子力研究開発機構)
国内学術小委員長	岩井 岳夫	(山形大学)
国内学術小委員会委員	永江 勇二	(日本原子力研究開発機構)
国際学術小委員長	藤井 克彦	(原子力安全システム研究所)
国際学術小委員会委員	野沢 貴史	(日本原子力研究開発機構)
庶務幹事	樋口 徹	(日本核燃料開発株式会社)
庶務幹事	近藤 正聡	(東海大学)
庶務幹事	檜木 達也	(京都大学)
庶務幹事	山県 一郎	(日本原子力研究開発機構)

VII. 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

VIII. 編集後記

本年度二度目の部会報をお届けします。昨年の秋の大会の材料部会セッションで使用されたスライドを掲載し、かなりの分量になっていますが、その分、読み応えのある内容になっているかと存じます。

部会報に対するご意見、ご要望など、どのようなことでも結構ですのでお寄せ頂ければ幸いです。