

安全研究センターにおける研究の概要

日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門
安全研究センター

与能本 泰介

平成28年度 安全研究センター報告会
平成28年11月22日
富士ソフト アキバプラザ 6階 セミナールーム1

安全研究について(1/2)

研究の目的

- ▶ 通常時や異常時の原子力施設や放射性物質の挙動、並びに、安全対策の有効性について、工学的理解と安全評価手法を高度化
 - ✓ 深層防護は「防護策の有効性に係る、知見の不足や偶発性から必然的に生じる不確かさに対する備え」
 - ✓ その不確かさを把握し低減することにより、頑強な深層防護の構築に貢献
 - ✓ 安全性の継続的な向上に貢献
- ▶ 核拡散防止に係る保障措置の高度化に貢献

研究の内容

- ▶ 原子力規制行政への技術的支援
 - ✓ 原子力規制委員会等の行政機関から要請される原子力安全の評価等に係る研究
- ▶ 長期的視点からの先導的・先進的な安全研究
 - ✓ 原子力施設の安全評価や向上に係る解析、実験、計測技術等に係る研究

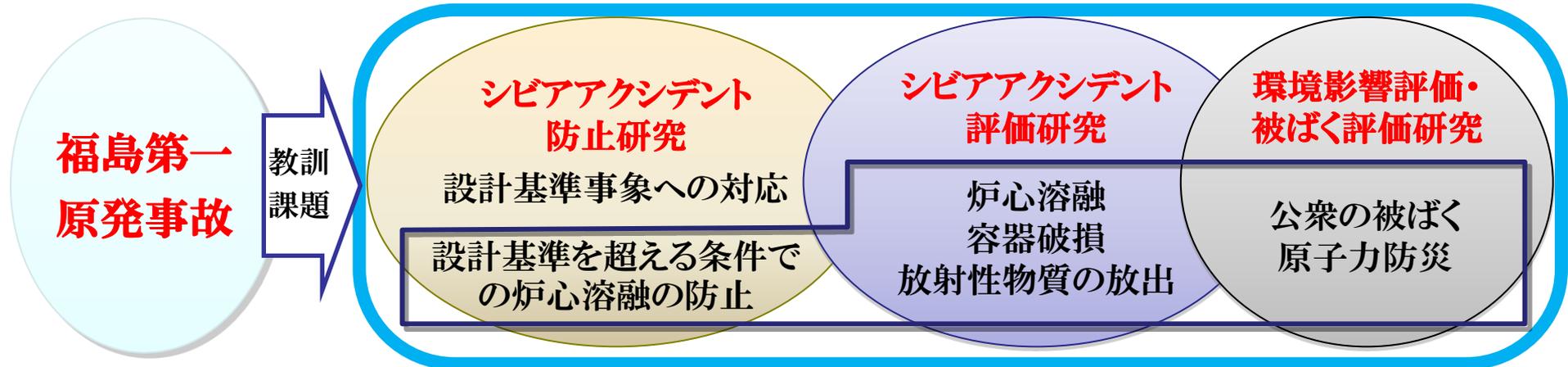
安全研究について(2/2)

研究の方法

- 実効性、独立性・中立性、透明性・説明性の確保と向上
 - ✓ 実効性
 - 研究能力の向上、人材の育成、施設基盤の維持・発展、国内外の研究機関との交流
 - ✓ 独立性・中立性
 - 施設管理組織からの区分、研究協力や外部組織の研究参画などのルール策定等
 - ✓ 透明性・説明性
 - 研究プロセス(課題設定、研究方法、検討、結果評価、結論)の透明性
 - 対象とする原子力施設安全性に対する当該研究の位置づけについての十分な説明性 (実機適用性等)
- 実施状況の確認
 - ✓ 規制支援審議会、安全研究・評価委員会、安全研究委員会、受託事業専門部会等

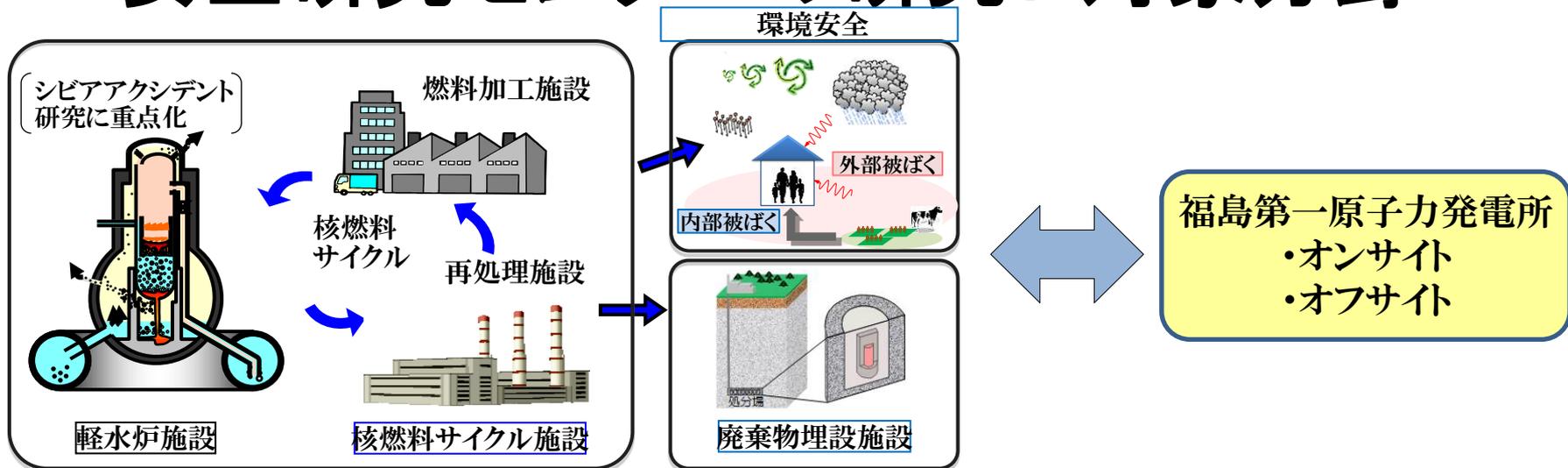
1F事故の教訓を踏まえた重点的研究テーマ

深層防護の強化(シビアアクシデント対策、防災)



研究テーマの見直しと重点化

- シビアアクシデントの発生防止と影響緩和に係る研究
- 緊急事態への準備と対応に向けた研究
- 1F事故に関わる放射線影響・放射性廃棄物管理・デブリの臨界安全管理の研究



燃料安全性研究

通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見と燃料挙動解析コードの整備

熱水力安全性研究

大型装置実験や評価手法の整備による、事故進展やアクシデントマネジメント策の有効性評価研究

材料劣化・構造健全性研究

材料の経年劣化事象の予測評価手法や確率論的構造健全性評価手法の研究

リスク評価・原子力防災研究

ソースターム評価及び事故影響評価の手法の高度化と連携強化防災における防護戦略・被ばく管理の研究

臨界安全管理研究

核燃料サイクル施設の臨界評価手法を福島デブリの再臨界評価へ応用

核燃料サイクル施設の安全性研究

重大事故の発生可能性及び影響評価並びに安全対策の有効性評価に係るデータ取得及び解析コード整備

放射性廃棄物管理工学研究

1F事故廃棄物を含む廃棄物の貯蔵・処分の安全評価のための科学

環境影響評価研究

外的事象に対応した処分及び廃止措置の安全評価手法の研究、1F事故廃棄物等の再利用基準の検討

保障措置分析化学研究

環境試料中の極微量核物質の同位体分析法の開発

最近の主要な研究項目

研究対象	研究項目
原子炉施設	<ul style="list-style-type: none"> リスク評価: ソースターム評価(THALES2/KICHEコード等)、格納容器(CV)内デブリ冷却(JASMINEコード)、これらコードを用いたシビアアクシデント(SA)対策最適化 燃料安全: 反応度事故(RIA)時及び冷却材喪失事故(LOCA)時燃料挙動、燃料挙動解析コードRANNS整備、JASMINEによるNSRR実験解析、事故耐性燃料 熱水力安全: 総合効果実験(LSTF、CIGMA)、個別効果実験(炉心伝熱、プールスクラビング、二相流挙動)、CV内密度成層、二相流挙動等の数値流体力学手法モデル 材料劣化・構造健全性: 照射脆化、亀裂進展、確率論的破壊力学解析コード(PASCAL)の実用化、非延性破壊確率解析、高速飛翔体の衝突
核燃料サイクル施設	<ul style="list-style-type: none"> DBA/重大事故評価、高レベル濃縮廃液蒸発乾固や火災時のFP移行、HEPAフィルタ特性、臨界事故時の出力挙動・水素生成、再処理施設機器の腐食・環境割れ
防災・環境・廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> オフサイト事故影響評価(OSCAARコード)、リスク評価(レベル3PRA)防災活用、屋内退避時被ばく線量低減、緊急時航空機モニタリング技術(防災基本計画に対応し、川内発電所周辺地域に緊急時対応技術として初めて適用) 処分安全評価(燃料デブリ、地層)、廃止措置安全、貯蔵安全、事故廃棄物の再利用
福島第一原発	<ul style="list-style-type: none"> 燃料デブリの特性を考慮した臨界・放射性分解ガス量評価、臨界実験装置STACY改造計画 事故進展挙動評価(OECD/NEA BSAF計画) 水処理二次廃棄物保管容器の劣化挙動 OECD/NEA ARC-F計画(1F事故に係る大量の情報(東電、研究機関等)を、事故進展解明や廃止措置(汚染状況等)に係る様々な技術課題ごとに整理・分析)の準備
保障措置	<ul style="list-style-type: none"> 保障措置環境試料中の核物質含有粒子の性状分析技術、ウラン粒子の化学状態分析方法、濃縮ウラン粒子生成時期決定法、IAEA支援

シビアアクシデント研究の概要(1/5)

シビアアクシデント評価研究グループ

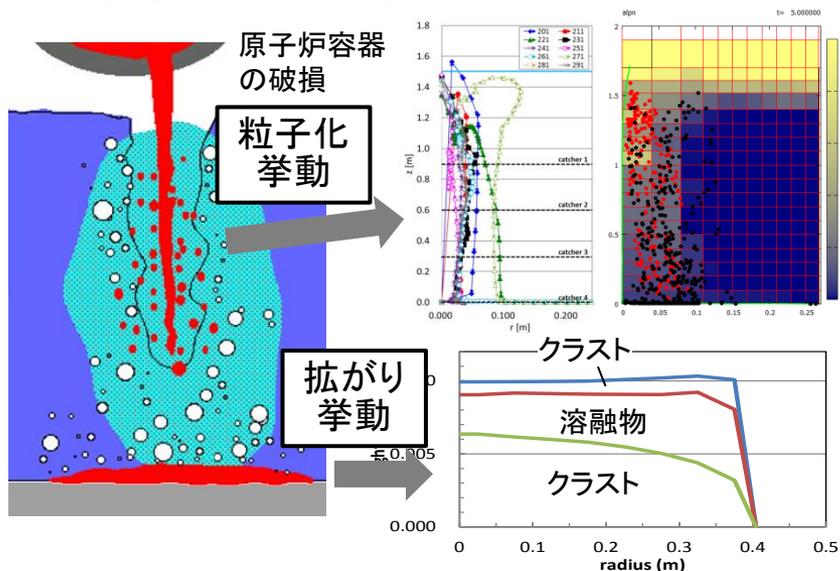
【目的】

- ▶ 不確かさ及び感度解析を含めたソースターム評価手法の高度化
- ▶ シビアアクシデント対策の有効性評価手法の高度化

国際協力
JAEA内他部門との連携

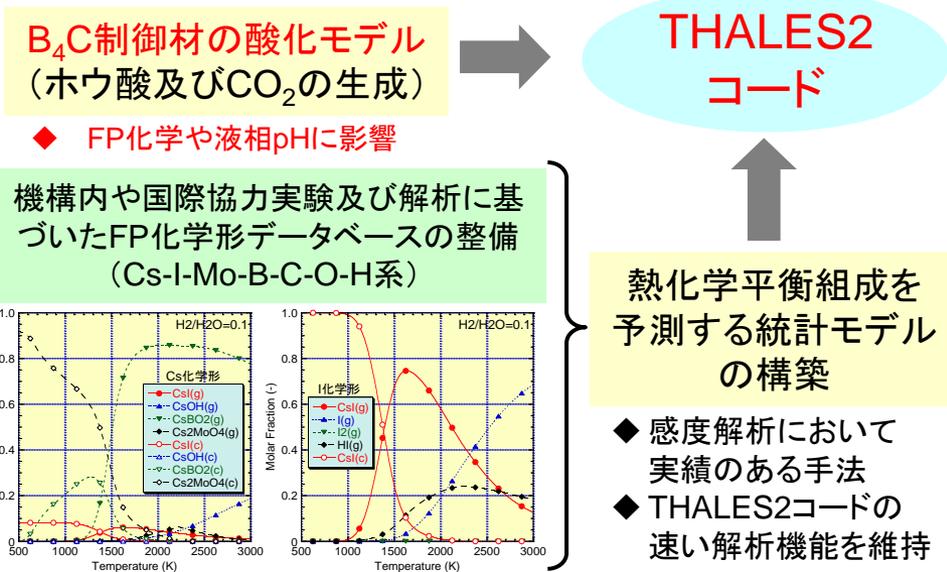
【主な研究】

- ▶ 格納容器内における溶融炉心冷却性評価手法の高度化



JASMINEコードによる溶融炉心挙動の評価

- ▶ ソースターム評価手法の高度化



ホウ素の影響を考慮したソースターム評価

【成果の反映先】

- ▶ 様々なSAシナリオにおけるソースターム知識ベースの構築
→ レベル2PRA, 緊急時防護対策の効果を含むオフサイト事故影響評価
- ▶ シビアアクシデント対策の成立性及び有効性の評価
- ▶ 福島第一原子力発電所事故の分析

ROSA-SA計画

熱水力安全研究グループ

検討課題

過熱破損

- 格納容器損傷要因となる高温の気相挙動

水素リスク

- 水素ガス等の混合ガスの熱流動挙動

ソースターム移行挙動

- プールスクラビング、エアロゾル移行

AM策有効性

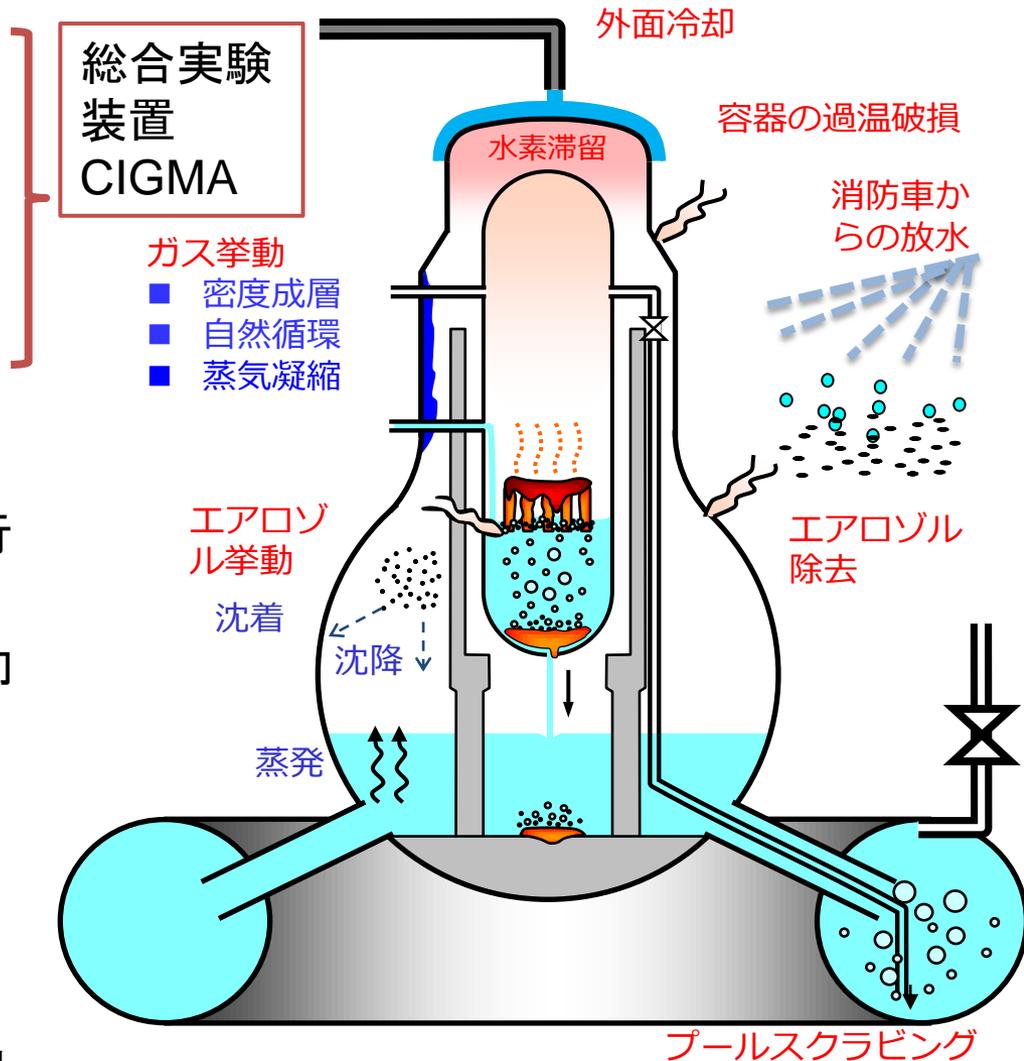
- 内部(スプレー、ファンクーラー)冷却、外部冷却、ベント、窒素置換 等

解析手法整備

- 集中定数(LP)コード(MELCOR等)
- 数値流体力学(CFD)コード

検討の現状

- 昨年より**CIGMA実験を開始**。実験・計測手法や評価手法に係る課題抽出



シビアアクシデント研究の概要(3/5)

核燃料サイクル施設における重大事故研究

重大事故時のリスクを定量化するため、重大事故に発展する可能性・条件及び影響を評価するために必要なデータの取得及び解析コードの整備

臨界事故

溶液燃料
MOX粉末

火災事故

有機溶媒
グローブボックス
(GB)材料

高レベル濃縮 廃液蒸発乾固 事故

・外的事象の影響
・同時発災の可能性

実験データの取得・整理、評価モデル構築

FACT

(臨界事故)

CELVA

(火災、蒸発乾固事故)

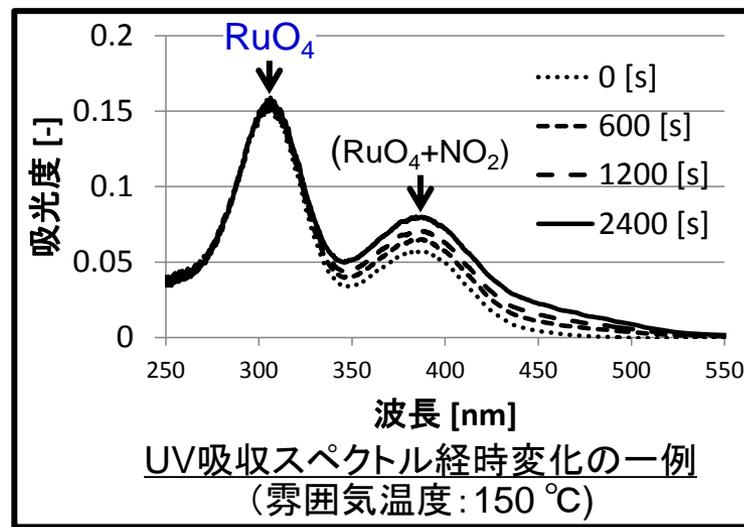
熱流動・放射性物質移行解析コードに集約

- ◆ 重大事故進展・影響評価
- ◆ 事故対策に要する余裕時間の評価

サイクル安全研究グループ

高レベル濃縮廃液蒸発乾固時の放射性物質 放出・移行試験

- ◆ 再処理施設では、溶液状の放射性物質が高レベル濃縮廃液に集中して存在
 - ◆ 外部電源喪失時には崩壊熱により廃液の沸騰・蒸発・乾固が引き起こされる可能性
 - ◆ Ruはガス状化合物(RuO_4)として気相中に放出
 - ◆ 事故時の公衆への影響の評価
- ⇒ Ru化合物の化学形・物理形(ガス状orエアロゾル状)
⇒ 放出経路中でのFP挙動(蒸気凝縮に伴う沈着、等)



- ◇ 気相中の RuO_4 を直接・非破壊で測定
- ◇ RuO_4 は、**硝酸含有水蒸気共存下**では、殆ど分解せずガス状のまま気相中を移行することを確認

DBAを超える条件下における燃料挙動に関する研究

燃料安全研究グループ

【ねらい】

- SA対策の有効性評価に係る判断に必要な、設計基準事故 (DBA)を超える条件下におかれた**軽水炉燃料の挙動を把握**する

【アプローチ】

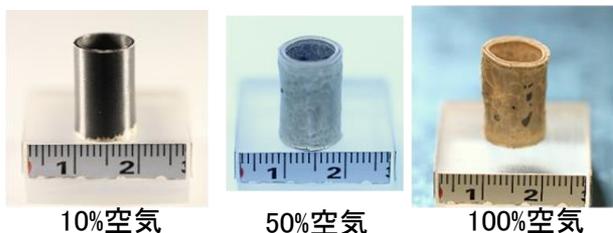
- 炉外高温酸化試験装置、機械特性試験装置、原子炉安全性研究炉**NSRR**、等を活用
- 事故進展上影響が大きく、先行研究においてデータ及び知見が十分取得されていない現象や条件を対象として選定
 - 空気-水蒸気雰囲気下での燃料被覆管の高温酸化挙動、特に酸化速度及び延性に及ぼす水蒸気混合比の影響の評価
 - SA初期の燃料-被覆管部分溶融を伴う燃料棒崩落条件の解明

【成果とその活用】

- 空気混合が被覆管の高温酸化速度及び延性に及ぼす影響についてデータを取得し知見を整理(温度域: 1000~1200°C)
 - 温度条件に依らず空気混合の影響は大、酸化が加速
 - 酸化に伴う被覆管の水素吸収量は混合比に大きく依存。ピーク条件では水蒸気雰囲気下の数倍に到達
 - 酸化後の被覆管延性も混合比に大きく依存、酸化量及び水素吸収量の増大に伴い延性が低下
- 空気存在下での事故進展評価に必要な被覆管の酸化及び延性低下モデルの構築に資するデータ及び知見を提供
- 不活性雰囲気下で実施した**予備実験により、NSRRの台形パルス運転条件範囲内で3000°C前後までの燃料温度上昇を模擬できること、及び溶融開始点が把握できることを確認**

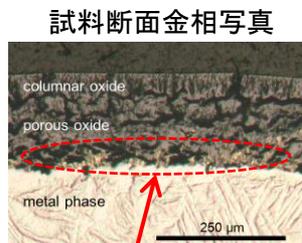
1. 空気-水蒸気雰囲気下での被覆管高温酸化試験

(M. Negyesi, M. Amaya, Proc. TopFuel2016, p.1065 (2016))



10%空気 50%空気 100%空気

酸化試験後の試料外観
(1000°C, 60分保持)



試料断面金相写真

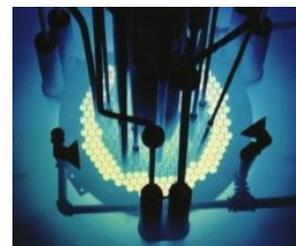
Zr窒化物の存在

- 表面の色の変化: 表面酸化膜の化学量論比の変化
- 酸化膜-金属界面近傍に金色の物質: **Zr窒化物の生成が酸化速度に影響**

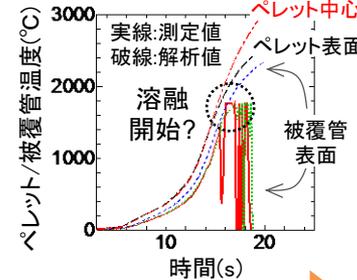
2. NSRRを用いた燃料溶融崩落試験

(Y. Udagawa, et al., Proc. ICAPP2016, p.1183 (2016))

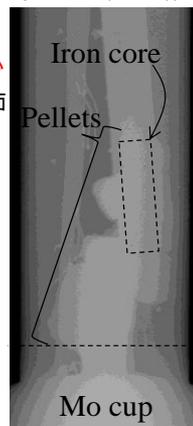
不活性雰囲気下で予備実験を実施



NSRR照射実験



- 燃料棒は被覆管溶融に伴い崩落
- 燃料の一部は融点に到達した可能性



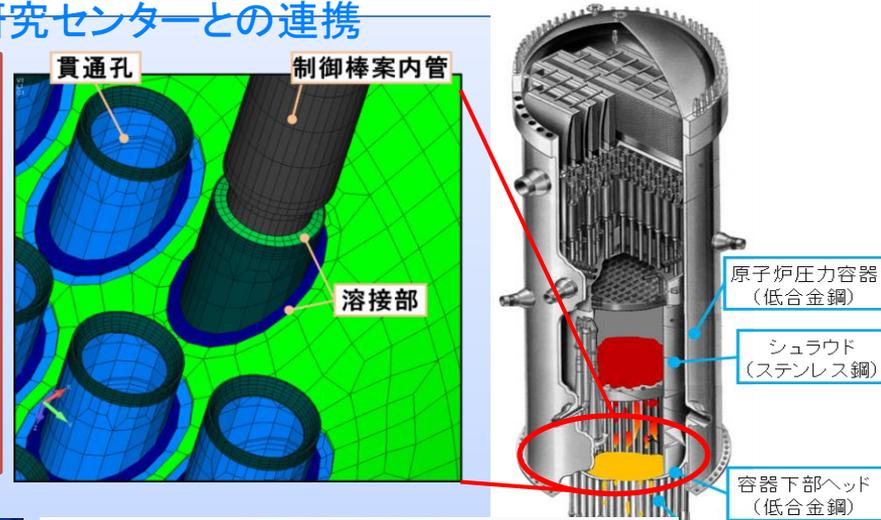
試験後の燃料近傍のX線撮影結果

構造健全性評価研究グループ

事故時の構造挙動評価 原子力基礎工学研究センターとの連携

事故時の沸騰水型原子炉の下部ヘッドの破損箇所・時間等を予測できる解析技術を整備

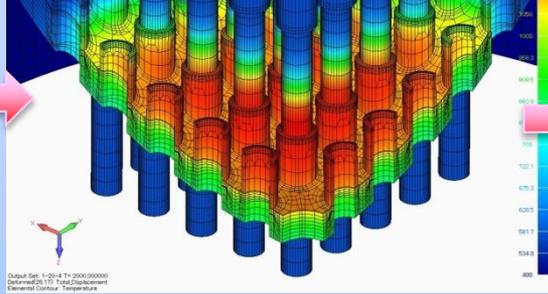
- ✓ 高温引張・クリープ試験によるデータ取得
- ✓ 溶融燃・材料の挙動を把握するための熱流動解析と機器のクリープ変形等を解析する構造解析を組合せた解析手法を整備



溶融燃・材料の想定箇所



熱流動解析で得られた構造部表面の温度分布

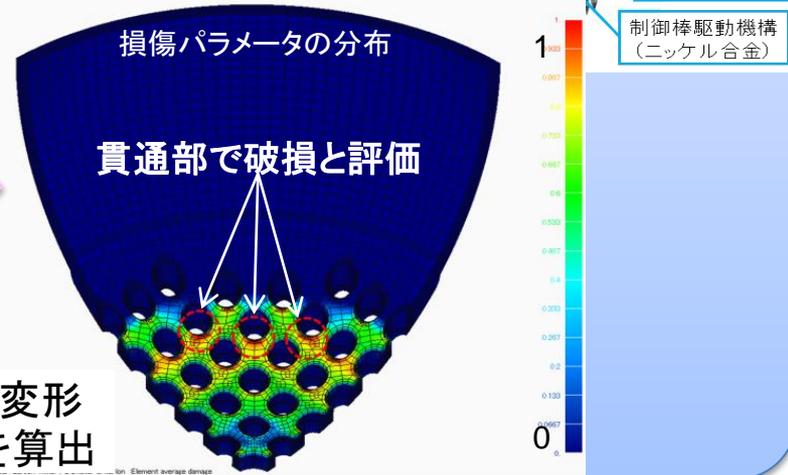


熱流動解析により、溶融燃・材料の温度分布等を算出

構造解析により、クリープ変形等に伴う破損箇所・時間を算出

損傷パラメータの分布

貫通部で破損と評価



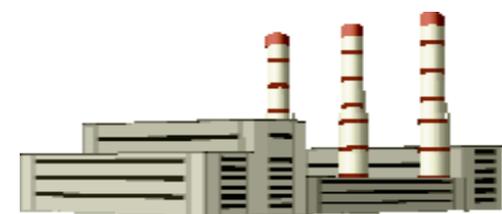
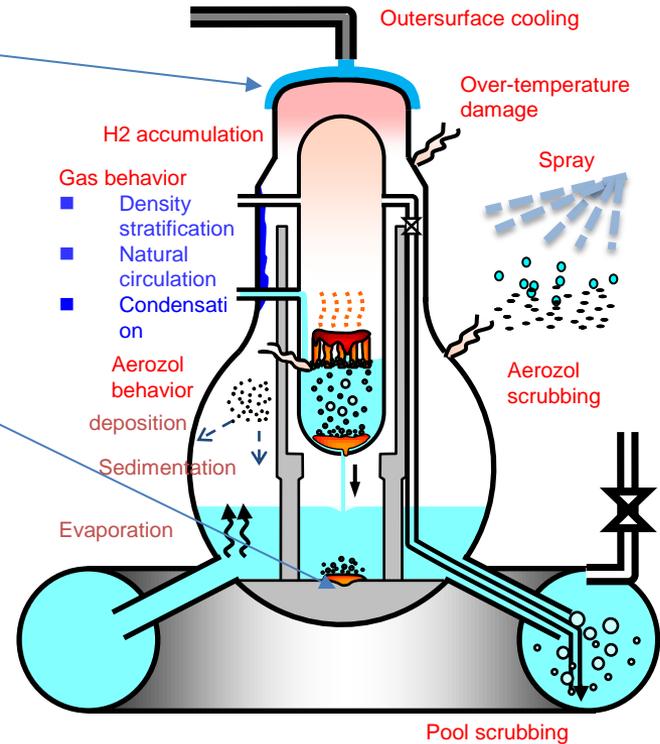
国際協力

OECD/NEAのCOSSALプロジェクトにおけるベンチマーク解析への参加を通じて、整備したクリープ変形に係る解析技術の妥当性確認を実施中*

* 規制庁受託「高経年化技術評価高度化事業(原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化)」にて実施中

本日の報告

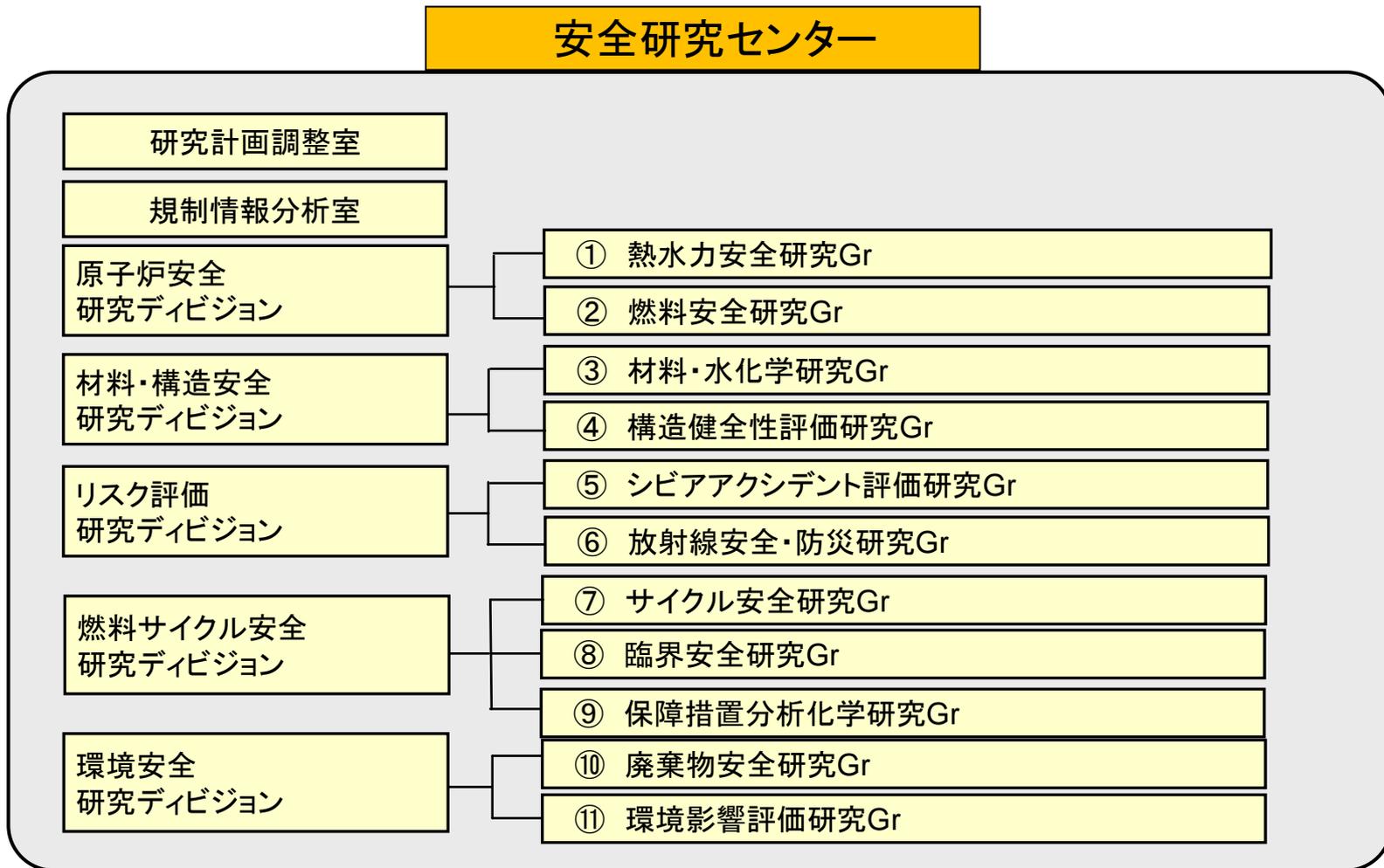
1. 大型格納容器試験装置CIGMAを用いた実験及び数値解析
 - シビアアクシデント時のAM策の効果に関する単純化した条件での実験とCFD解析
2. 格納容器内溶融炉心冷却性評価手法の高度化に向けたJASMINEコードの改良
 - 溶融ジェットの水中での粒子化、広がり挙動のモデル整備
3. An integrated approach to source term uncertainty and sensitivity analyses for nuclear reactor severe accidents
 原子炉シビアアクシデント時におけるソースターム不確かさ評価及び感度解析に関する総合手法の開発
 - 不確かさの定量化と重要パラメータの抽出
4. 再処理施設における蒸発乾固事故時の放射性物質移行
 - ソースタームとして重要なRu化合物の移行挙動



再処理施設

参 考

安全研究センターの組織



研究の連携・協力

1. 国際研究協力

- ▶ OECD/NEA共同研究プロジェクトへの参加 (例) → 主催するプロジェクトを検討中
 - B S A F 計画
 - T H A I - 2 計画
 - ハルデン原子炉計画
 - COSSALプロジェクト
- ▶ 大学
 - カールスルーエ工科大学
 - マクマスター大学
 - スウェーデン王立工科大学
- ▶ 研究機関との協力 (例)
 - I R S N
 - K A E R I

1 F 事故ベンチマーク解析 1 ~ 3 号機
 C V 内ヨウ素挙動などソースターム解析
 燃料挙動
 事故時強度評価

安全性、炉、廃棄物、放射線
 アクチノイドの鉱物への収着
 熔融炉心冷却性

臨界、燃料挙動、廃棄物
 PSA、熱水力、SA、緊急時支援

2. 国内研究協力

東北大学、埼玉大学、九州工業大学、東京工業大学、福井大学、長岡技術科学大学、大阪府立大学、京都大学、名古屋大学、東京都市大学、茨城大学、電力中央研究所、三菱重工業株式会社、III等と、軽水炉の熱水力、確率論的破壊力学、汚染地域に居住する住民の被ばく線量など、幅広い研究分野で協力

3. 機構内の協力 (例)

- ▶ シビアアクシデント時ソースターム評価手法の高度化 (SA Gr ⇔ 6 Gr + 1 部門)
- ▶ 1F事故廃棄物の保管・貯蔵 (廃棄物Gr ⇔ 2 Gr + 1 部門)
- ▶ 地震時構造健全性評価手法の高度化 (構造Gr ⇔ 1部門)
- ▶ 防災技術としての航空機モニタリング (放射線安全Gr ⇔ 1センター + 1 部門)

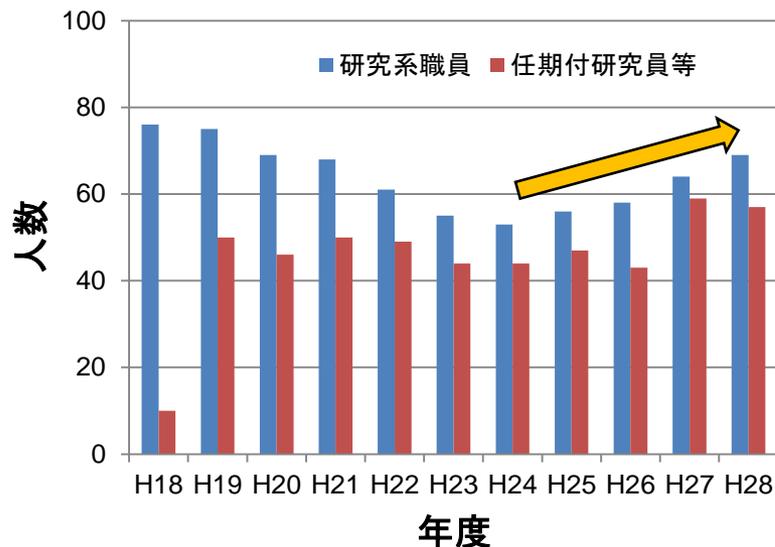
人材の確保と育成 (1/2)

—「原子力安全の継続的改善」を支える人的研究基盤の確保—

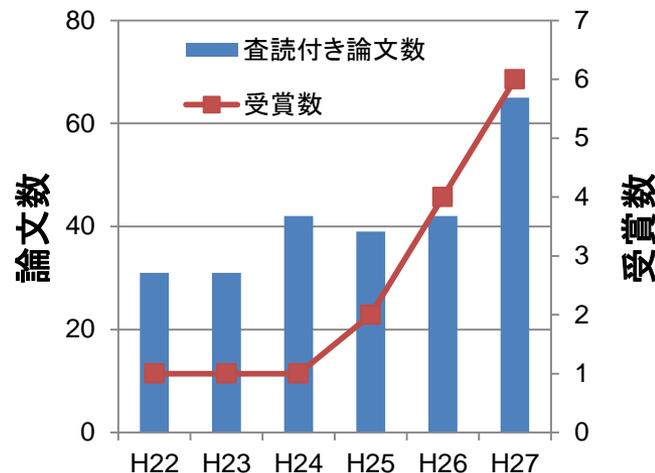
1. 人員の継続的確保

- 研究系職員数は 1F事故以降、徐々に増加
- 任期付研究員(博士研究員等)の採用増(H27以降)
- 論文数、受賞数共に増加傾向

研究者数の推移



査読付き論文数と受賞数の推移



H27年度の受賞

日本分析化学会 若手優秀ポスター
日本原子力学会英文論文誌 Most Popular Article Award 2015
日本原子力学会バックエンド部会 奨励賞
日本原子力学会計算科学技術部会 業績賞
日本原子力学会熱流動部会 業績賞
日本原子力学会 歴史構築賞

問題点

- 安全研究を十分に担うには、依然として**総数が少ない**
- 職員と同数程度を**外部に頼らざるを得ない**
(博士研究員、特別研究生、夏期実習生、リサーチフェローなど**若手制度を最大限活用**)

人材の確保と育成 (2/2)

—「原子力安全の継続的改善」を支える人的研究基盤の確保—

2. 研究活動を通じた若手研究者の育成 (数字はH28年度の実績)

● 研究環境の整備・動機づけ

- ✓ 人的環境の充実: 年齢ギャップの緩和、専門領域の伸張
- ✓ 知識・技術の継承と共有: 日常の議論、専門基礎の勉強会、論文指導
- ✓ 主体的参加意識の醸成: 中長期計画策定への参加、センター活動の企画
- ✓ グループ外専門家との研究情報の共有: 学会、委員会、WS等 参加の積極支援
- ✓ 成果発信・活用: 若手成果発信タスク、内外発表・発信の企画・支援

● 多様な交流や留学等、学習の支援

- ✓ 海外派遣:
 - 国外スクール(国際原子力大学(WNU)、MeV Summer School など)への計画的な参加
 - 原子力留学制度 1名
 - 協力協定を通じた派遣 4名
- ✓ JAEA、安全研究センター等の企画イベント:
 - JAEA-IAEA 原子力マネジメントスクール 1名
 - 国内プラント(東海発電所)の見学 1回

安全研究センター報告会



国際原子力大学(WNU)



● 原子力規制庁との人材交流

- ✓ 研究員の規制現場への出向 3名
- ✓ 規制者の研究グループへの受入 13名