

海外における溶融燃料挙動に 関する研究の現状

原子力機構 永瀬 文久

日本原子力学会2013年春の大会

核燃料部会セッション「溶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活動報告」



はじめに

- 我が国においては、スリーマイル島2号機(TMI-2)での事故以降、溶融燃料挙動評価を含めたシビアアクシデント(SA)研究が広く行われたが、その後徐々に縮小した。
- 米国においても、TMI-2事故後の燃料取り出しや施設の除染作業において知見が蓄積され、またSA研究が行われたが、日本同様、研究活動の規模は縮小。
- 欧州においては、SA研究資源の縮小傾向を背景に、仏が中心となってEURSAFEプログラムを2003年に立ち上げ、重要事象の抽出と重付け(PIRT)を行い、SA研究に関するネットワーク(SARNET)を構築。
 - PIRTの結果に基づいて欧州各国の研究機関が役割を分担して効率的に研究を推進
 - 人材育成及び知識継承も

- 福島第一原子力発電所における溶融進展及び燃料デブリの分布状況を把握し、廃止措置に役立てるためには、国内における研究開発だけでなく、海外技術の活用や海外との協力を行うことが合理的である。
- 本報告では、海外での溶融燃料挙動に関する研究の現状について報告し、海外との協力に関する検討について述べる。

SARNET設立の経緯と参加国

- 欧州SA研究の縮小傾向を背景に、2003年、仏の安全研究者中心にEURSAFEを立上げ、SA関連事象を21分野1000個以上抽出、PIRT手法でランキング付け、106個の事象が特に重要と評価。
- これを背景に、IRSN(仏)を中核機関とし、SARNET-1を開始し、欧州の研究計画Framework Programme 6 (2004-2008)の中で、優先度の高い事象の解明とその 分担を明示した上で研究開発を実施。
- 参加国は、仏、独、スペイン、スウェーデン、フィンランド、英、JRC、チェコ、ハンガリー、スイス、米、カナダ、韓国。
- 最近、JNESとJAEAの参加を理事会にて承認。

SARNETの目的と活動内容

計画の目的

- 未解明の事象に関する不確実性低減、すなわち、プラント安全性向上のためのSA関連知見の拡充
- 欧州域内の研究開発資源と専門家の適切な配分
- 研究データの保持とノウハウの散逸防止

活動内容

- 定期的な研究プラン優先度の見直し、相互の調整、現行計画の見直し、新規計画立案
- 抽出した事象の試験実施、結果の共同解析、これらによる物理現象に関する認識共有
- ASTECコードの開発と検証、SARNETで得られた成果の反映、さらにBWRやCANDUへの拡張
- 実験データのデータベース化
- 教育コースの設立、欧州研究機関内での人材交流

SARNET-2*における重点開発項目

- 再冠水時の炉心冷却性、デブリ冷却性と再臨界
- 溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)時の圧力容器外溶融プール形成、上部からの注水によるコリウム冷却性
- 冷却材への溶融物流下、圧力容器外での燃料-冷却材相互作用(FCI)
- 格納容器内の水素混合と燃焼
- ソースタームへの酸素影響(Ruが酸化する条件、空気侵入時の高燃焼度燃料やMOX燃料からの放出)
- 原子炉冷却系及び格納容器内のヨウ素化学

*FP7 (2009-13)の下で実施

独・カールスルーエ工科大学(KIT)でのSA研究

6

- SARNETに基づき、以下の課題を中心に研究開発、主にコードの検証のための試験を担当。
 - 再冠水時の燃料集合体挙動
 - MCCI
 - 水素混合・燃焼
 - 水素発生、デブリ再冠水時
 - 下部ヘッドでのコリウム冷却性能
- 主要な施設及び研究計画
 - QUENCH: 模擬燃料集合体の再冠水試験
 - MOCKA: MCCI試験
 - Hydrogen combustion施設: 水素燃焼伝播試験
 - LACOMEKO: 模擬コリウムと冷却水の反応試験
 - LIVE: 下部ヘッドでの溶融コリウムの特性試験、層分離、熱伝播

QUENCH試験

7

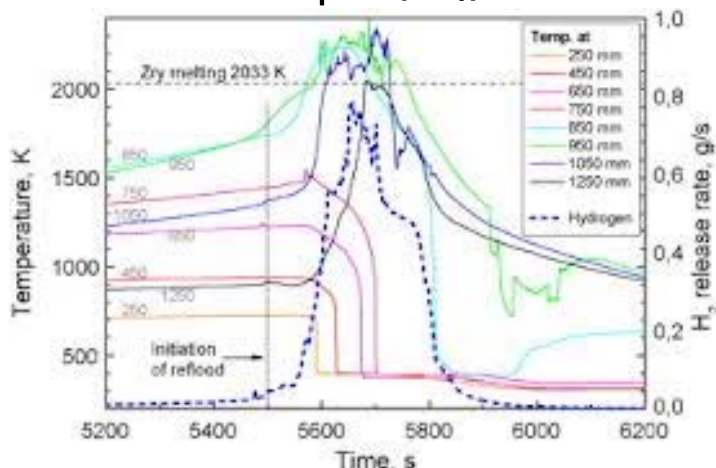
再冠水時の燃料集合体挙動

- 急激な酸化による温度急昇と水素発生
- 核分裂生成物の急激な放出
- 熱衝撃による集合体崩落、等

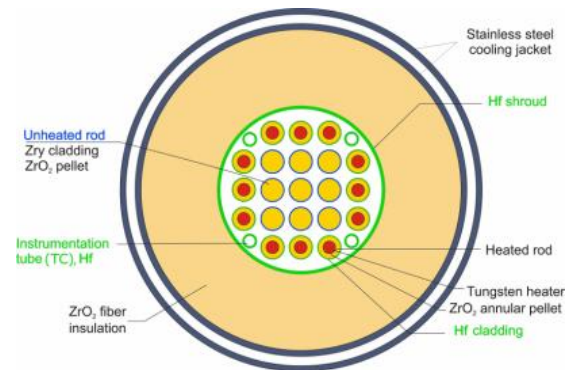
目的を絞って、様々な試験を実施

- QUENCH-FP, -debris
- QUENCH-LOCA
- B₄C、Ag-In-Cd制御棒試験

QUENCH Workshopの開催



事故を模した加熱状態
への下部からの注水



電気ヒータを使った加熱



再冠水時の温度上昇と水素発生

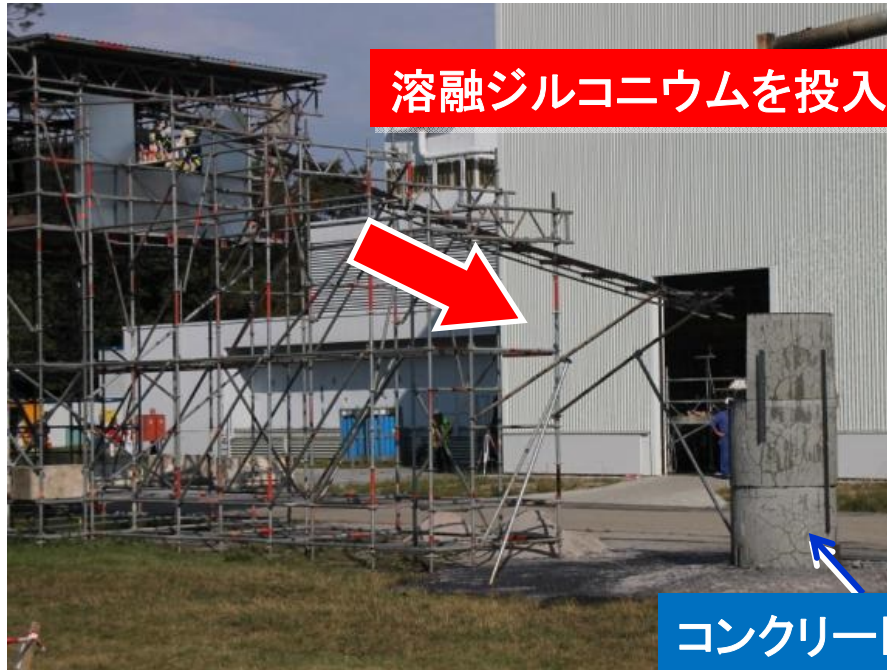
MOCKAにおける小規模MCCI試験



- 軸方向の浸食: 約 2.5 cm
- 径方向の浸食: 約1.5 cm



MOCKAにおける大規模MCCI試験



コンクリートるつぼに金属粉、
酸化物粉を装荷し、ジルコニウ
ムの酸化に伴う発熱を利用。



酸化物層を発熱させることで、
従来の試験の欠点を克服。



仏・フランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA) でのSA研究

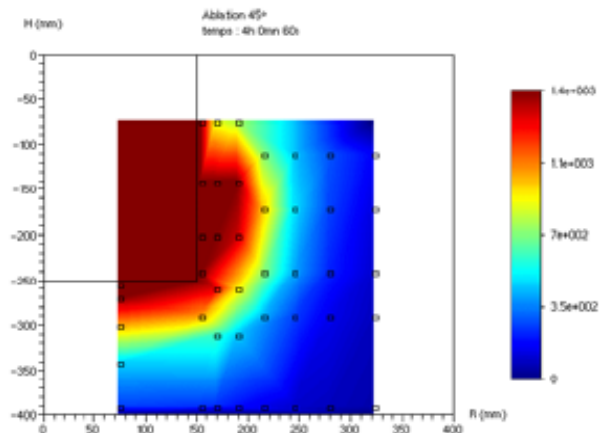
10

- DTN, Nuclear Technology Departmentが主担当
SARNET-2を背景に、以下の研究開発に集約(いずれも、PWR体系)
 - 圧力容器内溶融コリウムの保持
 - 水素再放出、再冠水時
 - 溶融コリウムと冷却水反応(FCI)
 - MCCI

その他、ソースターム研究、圧力容器破損、水素挙動研究
- 主要な施設及び研究計画
 - CALO: 下部ヘッドへのコリウム流下挙動・冷却性評価試験
 - KALI: 水素再結合、放出試験
 - KROTOS: 模擬コリウムと冷却水の反応試験
 - VULCANO: 50kg程度Uを使ったMCCI試験、コアキャッチャー試験
 - VERDON: 燃料ペレットからのFP放出(酸化雰囲気等)

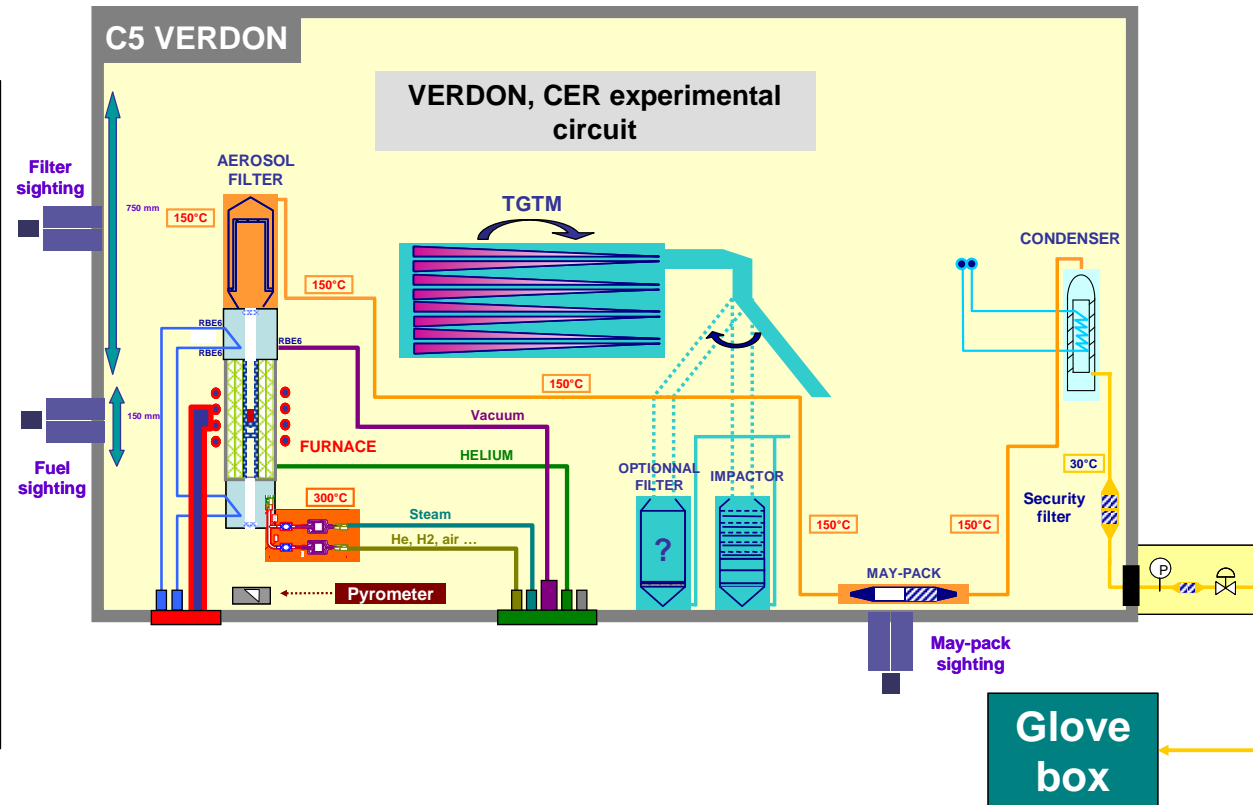
CEAにおけるMCCI研究

- マルトスルーに関する不確実性の低減
- **VULCANO**において50kg程度のウランを含む溶融物によるMCCI試験
- 小規模実験**ARTEMIS**も実施
- ASTEC(SA総合コード)、GEMINI-NUCLEA(熱力学解析コード)、TOLBIAC(MCCI解析コード)を用いた解析



CEAにおけるペレットからのFP放出に関する試験

VERDON実験

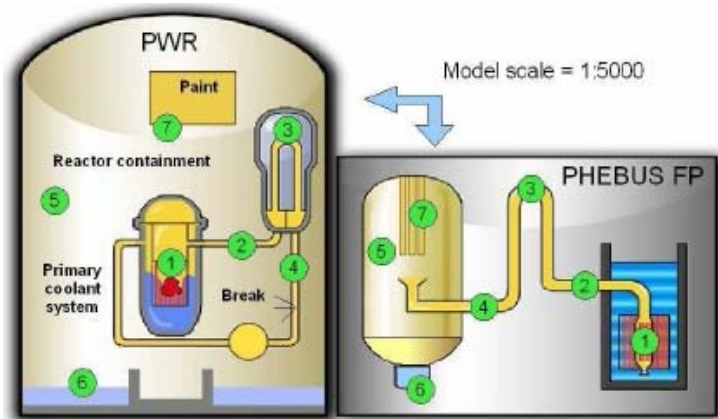


- 1989～2002年に実施されたVERCOR実験の後継実験
- 燃料サンプル: 短尺PWR燃料棒 (ペレット2個分、被覆管付き)、短半減期各所を生成させるために材料試験炉で再照射
- 水蒸気、水素、空気混合雰囲気において燃料融点まで加熱

主要な研究開発施設と研究テーマ(施設運営はCEA)

- EPICUR: Co-60照射施設、I-131トレーサーによるエアロゾル挙動
- CHIP: PWR一次冷却系でのヨウ素蒸発、Cs挙動(Phebus知見の反映)
- MAESTRO: 燃料-被覆管等の高温物性
- MOZART: 空気中でのZry酸化
- STEM: OECDプロジェクト(2011-15予定)、Ru化学、FPの長期間放出
- Phebus: 40MW試験炉(2010年停止)、LOCA時の燃料破損(PWR)、SA時のFP放出と燃料損傷

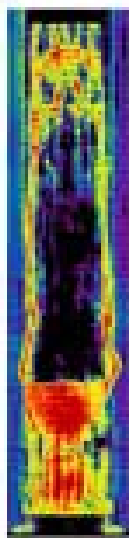
Phebus-FP実験



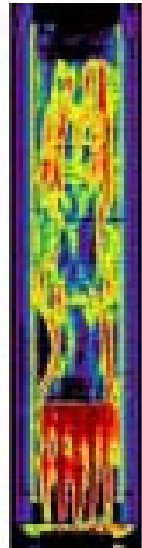
研究炉PHEBUSを用いて

- 集合体溶融
- FPの放出と移行
- 格納容器内FP挙動に関する検証データ

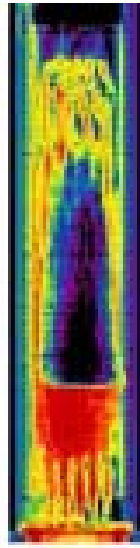
FPT-0



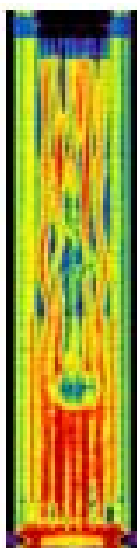
FPT-1



FPT-2



FPT-3



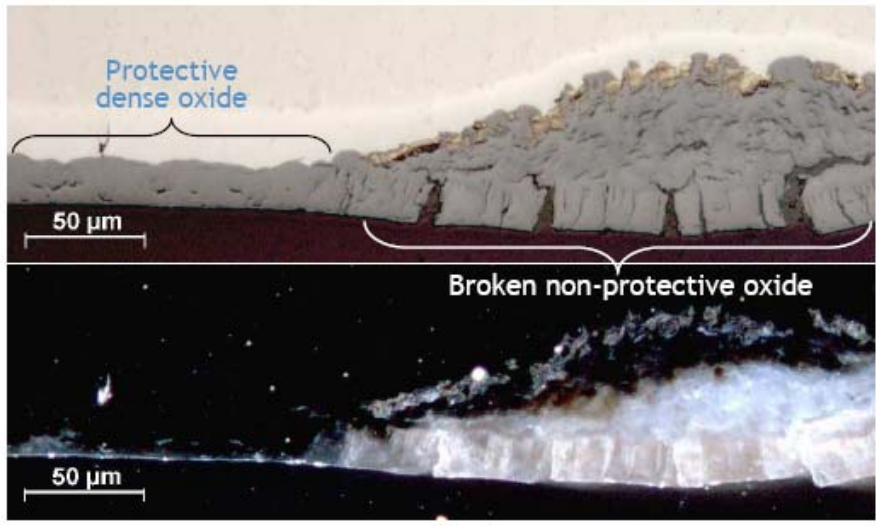
試験後の集合体断面
(X線トモグラフィ)



燃料、試験条件

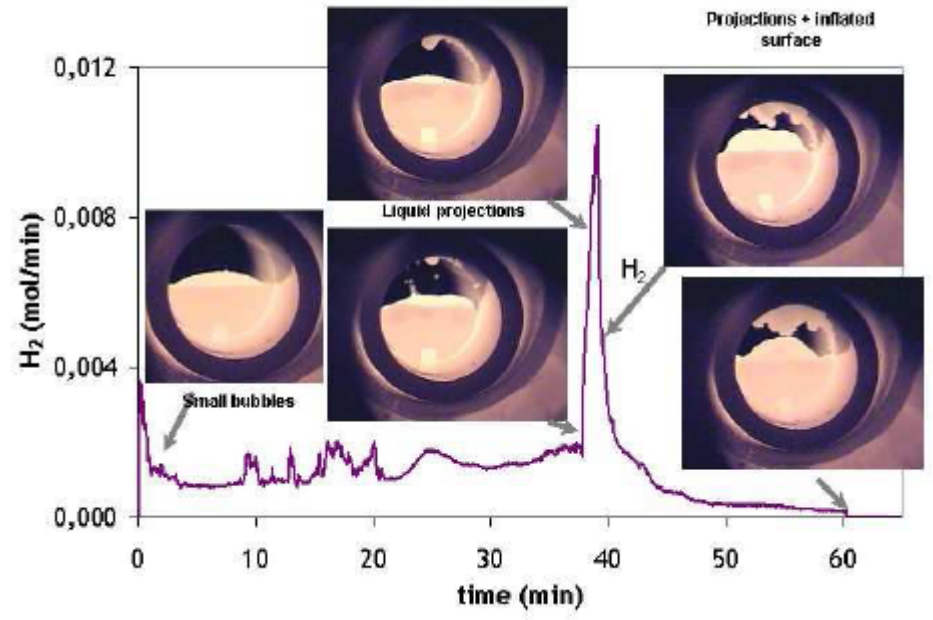
| | 燃料、試験条件 |
|------------------|---|
| FPT-0 (1993年) | 新燃料、Ag-In-Cd 9日間の前照射、水蒸気リッチ |
| FPT-1 (1996年) | BR-3照射23MWd/kg、Ag-In-Cd 再照射、FPT-0と同条件 |
| FPT-2 (2000年) | BR-3照射32MWd/kg、水蒸気不足、そ の他はFPT-1と同じ |
| FPT-3 (2004年) | BR-3照射24MWd/kg、B ₄ C制御棒、 その他はFPT-0と同じ |
| FPT-4 (1999年) | 38MWd/kg EDF燃料、再照射無し、 デブリベッドからの低揮発性FP放出 |

空気侵入事故に関する研究とB₄Cに関する研究



空気雰囲気中の被覆管酸化

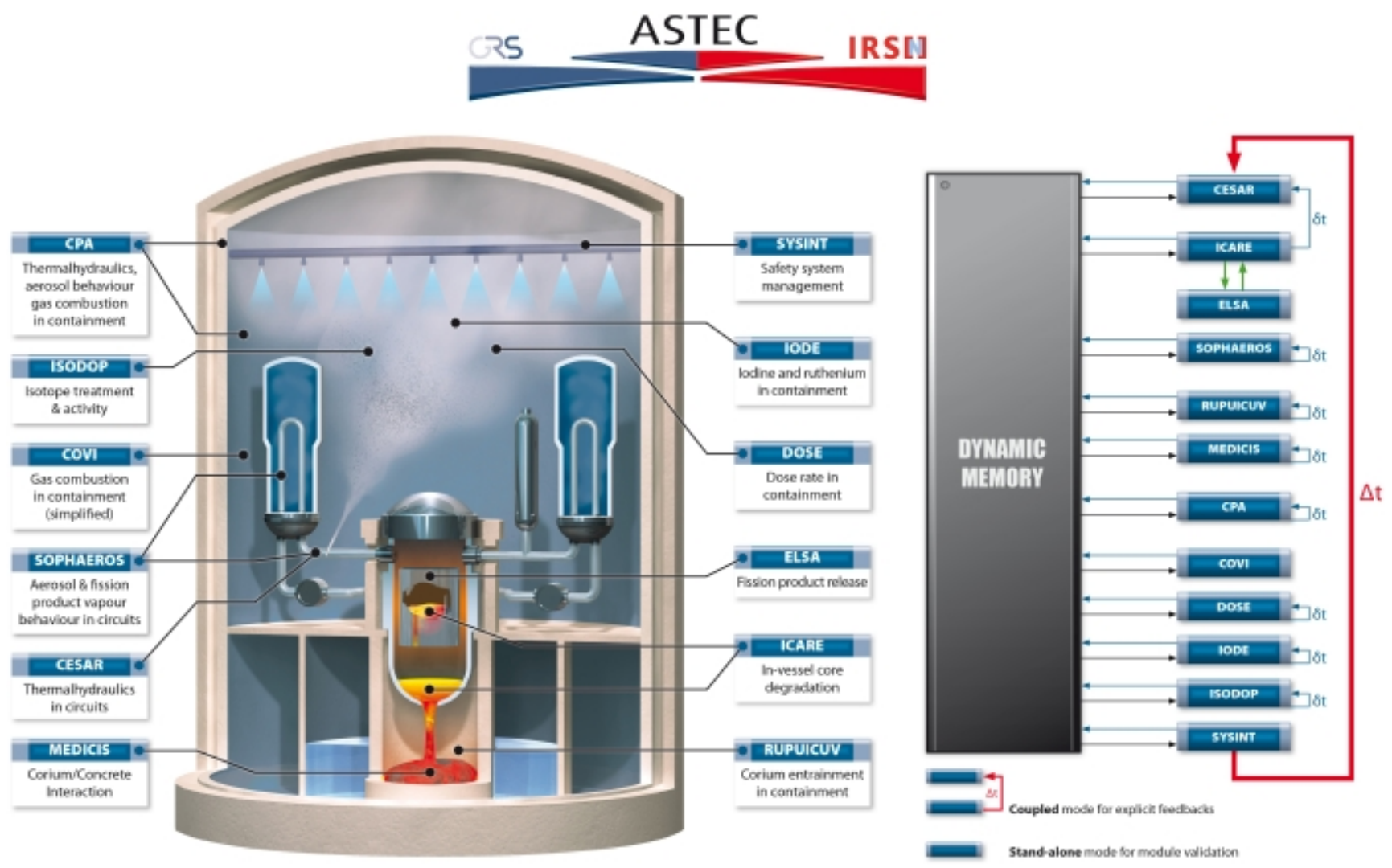
酸化及び窒化により短時間に行き被覆管が著し劣化する。



ステンレス鋼/B₄C混合物の酸化

最も先に液化するのはss/B₄C共晶。その酸化により、急激な水素発生と発熱。(BWRでは、B₄Cの割合が多く、より迅速に完全に液化が進む。)

IRSNのコード開発



欧州におけるその他のSA研究

- ロシアにおいては、チェルノブイリ事故以降、多様なSA研究が展開された。チェルノブイリのデブリ分析及び処理は、クルチャトフ研究所(KI)が中核となって実施した。当時と比較すればロシアでのSA研究は限定的であるが、NITI、IBRAE、LUCTH、サロフ研でSA研究が継続され多様な実験施設や解析技術を有している。
- この他、仏のEDFやAREVA、スイスのPSI、ハンガリーのAEKI、ECの超ウラン元素研究素等においてSA研究が行われている。
- WWERでは B_4C が制御材として使われており、WWER所有国で B_4C に関するデータが取得されることが多い。

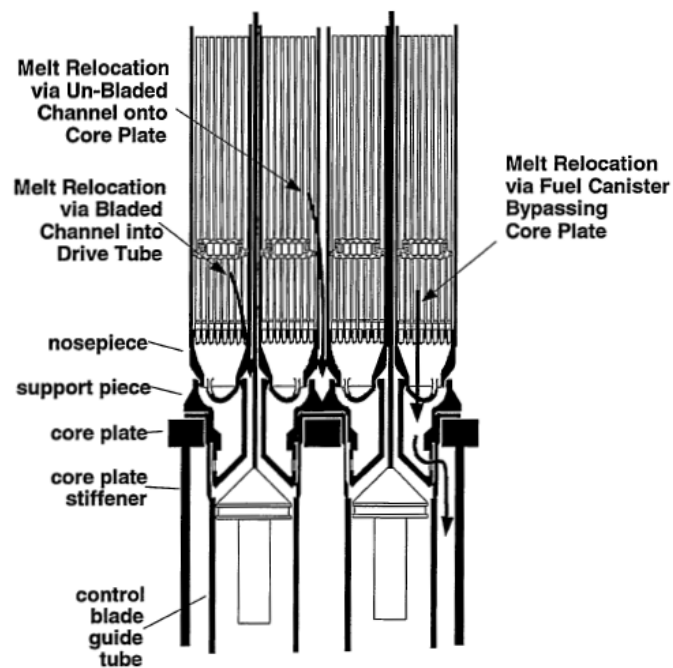
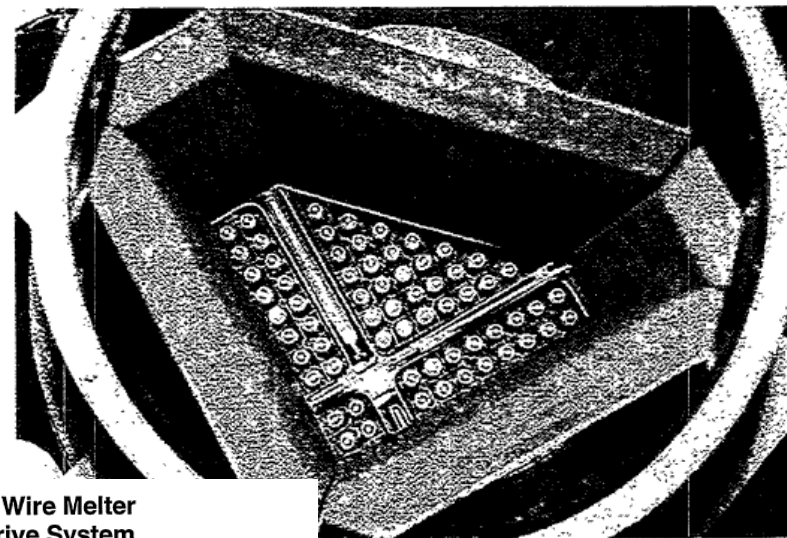
米国におけるSA研究

- 米国はSA研究で得た知見だけでなく、TMI-2の事故や核施設の廃止作業の経験を多く持つ。
- MELCORやSCDAP等のSA解析コードの開発や一部の研究課題(ANLにおけるMCCI実験)については現在も研究が進められている。
- 経験者の多くは現役を退いており、人から人への技術継承は十分に行われていない可能性がある。

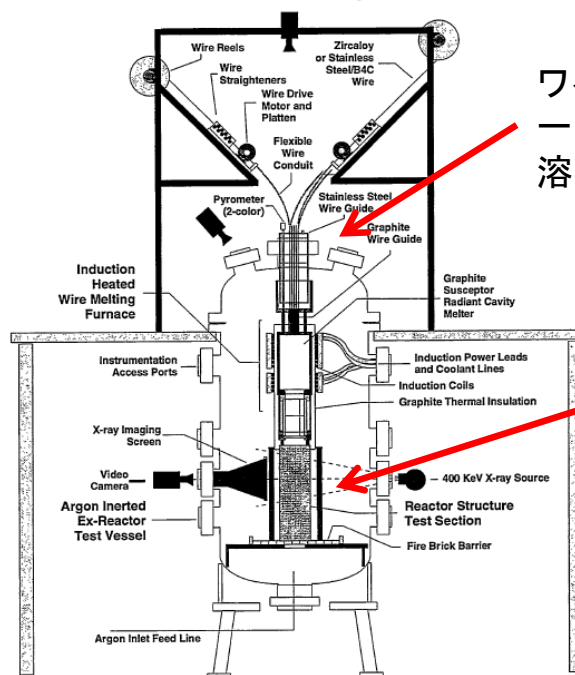
米国における主な集合体溶融及び溶融進展実験

- DF実験(SNL)
 - 燃料棒の加熱、酸化による初期損傷
 - 制御棒の影響
- ST実験(SNL)
 - 照射済燃料、FPの影響
- MP実験(SNL)
 - 後期溶融進展
- XR実験(SNL)
 - BWR下部構造中の溶融物リロケーション
- BWRSAT計画(ORNL)
 - BWR下部ヘッドデブリの構造と特性を調べる試験
 - BWRSARコードへの反映

BWR集合体下部から支持構造への
溶融物リロケーションに関するデータ
取得を目的とする。



Ex-Reactor Wire Melter and Wire Drive System



ワイヤー状に加工した制御棒材料を
一定速度で送込み決まった組成の
溶融物を作成

ヒータにより事故時に予想
される温度分布を与えた
下部支持構造や制御棒を
含む短尺集合体上に
溶融物を流し込む。

福島第一原発事故とTMI-2事故の主な違い

- 圧力容器内及び集合体構造の違い。
- 初期インベントリーの違い。
 - UO_2 に対するジルカロイの重量が大きい。
 - 制御材として B_4C とステンレス鋼からなる制御棒(ブレードが)使われている。
- 事故シナリオの違い。
 - 過熱や冷却の条件
 - 雰囲気(酸素ポテンシャル)
- 冷却材の残存量の違い。
- 事故進展度合いの違い。

国際協力の検討

- 福島第一原発の廃止措置及び燃料溶融挙動評価には、特にBWRに特有な制御ブレードの溶融及びその影響、炉心支持板以降の溶融進展、下部ヘッドの変形及び破損、MCCIによるコンクリートの損傷等について新たに知見が求められる。
- 試験技術整備に要する時間や国内での試験実施の困難さ(例えば、MCCIに関する実験)を考慮し、上記知見の取得については海外との協力や海外施設の活用を検討すべきである。