

出張報告

— 破損燃料取扱い研究等に係わる 欧州・ロシア研究機関の技術調査 —

出張先

フランス： EDF(パリ)、AREVA(パリ)

IRSN(カダラッシュ)、CEA(カダラッシュ)

ドイツ ： KIT(カールスルーエ)、QUENCH-Workshop参加

ITU(カールスルーエ)

ロシア ： ISTC(モスクワ：NITI,IBRAE,IVTAN,LUCH,KI,KRIから参加)

スイス ： PSI

ハンガリー： AEKI

出張期間： 11/20-12/4

出張者

永瀬文久(安)、倉田正輝(基)、鷺谷忠博(次)、森平正之(次)、池内宏知(次)

目的

- 破損燃料に関する研究計画立案に資するため、SA研究がまだ充実している欧州・ロシアの研究機関を訪問し、現状と経緯を調査する。(SA研究は極めて広範囲にわたるため、どのように優先順位を定め、どのように連携して研究開発を進めているか調査する。)
- 専門家との意見交換を通じ、福島事故を受けた今後のSA研究の進め方、現在の福島事故炉心の炉内燃料状況の把握や破損燃料の処置に係わる情報を収集する。
- 次年度JAEA主催で開催を計画している国際ワークショップに向けた情報(適切なコンタクトパーソンの選定)を収集する。

欧州SA研究の最近の流れ

- 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した。中でも知見が不十分な事象を57個抽出した。(参加11カ国)
- これを背景に、**IRSN**(仏)を中核機関とし、**SARNET-1**プログラムを開始し、欧州の研究計画FP6(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進めた。現在はFP7(2009-2013)において**SARNET-2**が進められている。次年度より、**SARNET-3**に向けた議論が始まる予定。(SARNET-2までは、欧州予算でロシアとの共研を実施したが、ロシアの**ISTC**撤退表明により、次年度で終了予定。)
- **SARNET-2**の後半以降では、**福島事故を受けた計画の見直し**が指示されている。(これを反映し、日本と協力したいという提案が**KIT**からあった。ITU、CEA、IRSN等も協力に前向き)
- **SARNET**には、欧州域外から、**カナダ、韓国、米国**が自前予算で参加。
- 日本の参加はウェルカムと言われた。(JNESとJAEAの調整必要)

SARNETのねらい

- Key objectives

- (1)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
- (2)欧州域内の研究開発資源と専門家の適切な配分
- (3)研究データの保持とノウハウの散逸防止

- Joint program of activities

- (1)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
- (2)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
- (3)ASTECコードの開発と検証、SARNETで得られた成果の反映先、さらに、BWRやCANDUへの拡張
- (4)実験データのデータベース化
- (5)教育コースの設立、欧州研究機関内での人材交流

事象が広範囲にわたるSA研究では全てを網羅し、事象を完全に理解することは無理。優先順位を付けた上での、専門家による物理現象の認識共有が重要

成果の反映先として、MAAPやMELCORより正確に物理現象を表現できるASTECコードを開発。将来、これに移行する予定。並行して、データベース化も重視。

技術継承と人材交流を重視するため、細分化された分野での教育コースやワークショップが毎年開催される。(日本の若手の教育コースへの参加を推奨された。)

(参加国: フランス、ドイツ、スペイン、スウェーデン、フィンランド、UK、JRC、チェコ、ハンガリー、スイス、USA、カナダ、韓国)

SARNET-2における重点開発項目-high-

- **High priority (further research is considered as necessary)**
 - **Core coolability during *reflood* and debris cooling (criticality 含む)**
 - **Ex-vessel melt pool configuration during Molten Corium Concrete Interaction (*MCCI*), ex-vessel corium coolability by top flooding**
 - **Melt relocation into water, ex-vessel Fuel Coolant Interaction (*FCI*);**
 - **Hydrogen mixing and combustion in containment**
 - **Oxidising impact (Ruthenium oxidising conditions/*air ingress* for High Burn-up and Mixed Oxide fuel elements) on source term**
 - **Iodine chemistry in Reactor Coolant System (RCS) and in containment**

SARNET-2における重点開発項目-medium, low-

- **Medium priority (these items should be investigated further as already planned in the different research programs):**
 - *Hydrogen generation during reflood and melt relocation in vessel*
 - *Corium coolability in lower head*
 - *Integrity of Reactor Pressure Vessel (RPV) due to external vessel cooling*
 - *Direct containment heating (DCH)*
- **Low priority (could be closed after the related activities are finished):**
 - *Corium coolability in core catcher with external cooling*
 - *Corium release following vessel rupture*
 - *Crack formation and leakages in concrete containment*
 - *Aerosol behaviour impact on source term (in steam generator tubes (SGT) and containment cracks)*
 - *Core reflooding impact on source term*

出張成果(まとめ)(1/3)

SA研究の現状把握

- ・ 欧州では、推進側、規制側、研究機関が、極めて上手に連携し、SA研究を効率的に分担して推進していた。SA研究では、物理現象の認識共有が重要とされ、SARNET等の枠組みを通じて、これがなされていた。
- ・ SARNETでの認識共有の下で抽出した優先順位に基づいて、各研究機関が研究開発を進めていた。成果物の中心は、次世代SA解析コードASTECの開発とそのデータベース構築、及び、その解析精度を検証する詳細コードの構築であった。

炉内破損燃料の特性把握に関する情報収集

- ・ 欧州・ロシアでは、PWR体系を中心に、模擬燃料によるコリウム物性(高温特性含む)、コンクリートとのMCCI反応、バンドル崩落解析、水素発生挙動等の情報を取得している。
- ・ 一方、BWR体系に関するデブリ特性評価は少ない(B₄C含有系は多少あり)。
- ・ PWR体系からBWR体系の違いによる影響、メルトスルーによるMCCI反応塩水による影響、冷却過程の複雑化によるデブリ物性及びオフガスの不均一化(複雑化)、などが課題として認識された。

出張成果(まとめ)(2/3)

破損燃料措置に関する情報収集

- ・ 欧州SA研究ではコリウムの処理実績はない(僅かに分析経験はあるがコリウム処理は研究対象外、殆どのサンプルがエポキシ固定化された状態)。コリウムは硝酸系での溶解は非常に困難。
- ・ チェルノブイリのサンプルは激しくMCCIが発生(UO₂は僅か4~8wt%、コンクリート溶融物と混在)。
- ・ 福島デブリについても、MCCIを考慮した幅広い物性の想定が必要。
- ・ 露フローピン研究所ではコリウム物性データベースが充実しており、今後コンタクト予定。

国際協力の可能性の把握

- ・ 各機関とも積極的(福島情報入手の狙いもあり)。ワークショップへの参加も好意的。
- ・ 欧州・ロシアにおけるSA研究施設や知見は圧倒的に先行している。国際協力を有効に使い人材育成に務めることが賢明。また、国内設備の整備も重要。
- ・ 国際協力と国内実施分の峻別、また、国際的に評価解析を分担する仕組みが必要。
- ・ ワorkshopに向けて、国内の大学及び研究機関と連携を検討する必要あり。

雑感

- ・ 1Fへの直接役立つ知見は得られなかったが、今後のJAEAにおけるSA関連研究の推進、及び、福島デブリの評価・処理等に向けた研究開発に関する多くの知見が得られた。
- ・ 各分野でのキーパーソンと知己を得ることができ、国際ワークショップの準備等に活用できる人材データベースを得た。

出張成果(まとめ)(3/3)

(今後の福島復旧に向けたR&Dの方向性(案))

炉内破損燃料の特性把握に関する研究

- ・ 海外の研究では、BWR体系に関するデブリ特性評価は少ない。
- ・ JAEAでは、福島特有の事象に対して研究開発を進め、その破損燃料の特性を明らかにし、福島復旧作業や安全性向上の観点から国内独自のコードへの反映を行う。
- ・ 福島特有事象としては、以下を集中的に検討する。
 - MCCI反応を含む破損燃料の高温物性データの取得、高温状態図の構築、モデリング
 - 塩水による破損燃料特性への影響評価
 - 冷却過程の複雑化による破損燃料への影響、他
- ・ 研究を進めるに当たっては、欧州・ロシア(必要に応じて米国)との国際協力も活用する。

破損燃料措置に関する研究

(処理性等の検討)

- ・ 破損燃料処理は海外でも経験が無く、JAEA独自に開発計画を構築する必要がある。
- ・ ただし、SA研究の経験からも処理の困難性は必至であり、長期保管を対象とした検討も進める(デブリ燃料の変性や冷却水・容器材料等への影響評価等)。
- ・ デブリ燃料は炉内外でも物性が様々であり、モデル構築から実態を予測するよりも、個々の状況を模擬した模擬デブリによりカタログを整備する方向で進める。
- ・ 上記の特性把握研究と連携して、模擬デブリ条件の選定・評価を進める。

(燃料取り出し検討)

- ・ 破損燃料のサンプリング・取出し等の作業に必要な機械的物性については、欧州の知見を活用することも視野に入れて研究計画を見直す。
- ・ 今後、チェルノブイリのコリウムデータベース情報を入手、また、米露仏等の再処理関係者から感触を探り、研究開発の方向性を補正する。

国際協力の可能性

- KIT: 模擬バンドルの崩落、QUENCH試験(BWR体系、海水導入条件)
- KIT: 模擬MCCI試験(大規模、1Fコンクリート使用、水共存)
- KIT: 下部ヘッド-コリウムの熱伝達試験(BWR体系、水共存)
- ITU: 高温コリウム物性、将来のデブリPIE
- CEA/IRSN: MCCI(U試験、1Fコンクリート使用、水共存)、NUCLEAデータベースへのアクセス
- NITI: 高温相状態試験
- LUCTH: U含有バンドルの崩落試験(BWR体系、海水導入条件)
- サハロフ研: MCCI(U試験)
- IBRAE: SAモデリング

JAEAで個別反応の基礎データを積上げつつ、NITI、LUCTHと共同で、福島条件を模擬した総合崩落試験を実施するのが効率的と考えられる。

SAMPSONコードの高度化において、IBRAEと協力し、彼らのノウハウを導入しつつ、BWR、海水導入条件に適した解析モデルを構築するという案が考えられる。

SA進展の解析、デブリの物性評価の観点から抽出した。

国内に無い大型施設、Uを用いた難度の高い試験が可能な施設、高温状態に対応した特殊装置、技術的な高いノウハウを保持、等に着目。

KIT、ITUは研究者受入れもウェルカム。

人材育成の観点、及び、欧州の情報の継続的な収集の観点からは、ITU or KITとの協力関係が適している。

17th QUENCH workshop 2011 概要

主催：KIT

於) KIT施設内

(期間: 11/22 ~ 11/24)

17th QUENCH workshop 2011

17th QUENCH workshop 2011 (11/22 ~ 11/24)

- 本WSは、再冠水による炉心冷却に関する試験結果、および急冷時の被覆管挙動のモデリング (SARNETの枠組として実施) に関して、欧州SA機関が最新の状況を報告する会議である。(毎年開催)
- 欧州からKIT、ITU、IRSN、CEA、AEKI、PSI 等が参加。
- 今年度のトピックスとしては、水蒸気／空気侵入条件での被覆管の酸化モデルの構築と、バンドル試験によるコードのベンチマークがメイン。
- JAEAからは永瀬、鷲谷が福島事故を踏まえたSA研究、および破損燃料定性のR&D計画を紹介。



17th QUENCH workshop 2011

主なトピックス(1/2)

QUENCHプログラム

- 再冠水時の被覆管酸化挙動の解明および水素発生緩和に着眼。
- 20本程度の模擬燃料ピン(UO₂の代わりにZrO₂使用)の集合体冠水試験、および複数のコードによるバリデーションを実施。
- 雰囲気条件をパラメータとしたZryの酸化評価を行った結果、 α -Zr(O)とN₂との反応の重要性を見出した。

LACOMECOプログラム

- QUENCH-16において、蒸気流中での燃料の予備的酸化、蒸気流停止後の空気中における酸素欠乏下での酸化、再冠水中の再酸化について調査。
- 酸素欠乏中にジルカロイの窒化が生じ、それが再冠水時に触媒的な働きをしつつ酸素に置換されることを解明。

モデリング、コード化

- Zry被覆管の酸化崩壊に伴う揮発性FPの冷却水やエア中への移行を個別試験(SET: Separate Effect Tests)のデータから評価。
- 再冠水時のデブリ破片化のモデル構築。
- 被覆管クラックに至る条件、破片デブリの流下停止に至る条件、およびデブリベッドの空隙率のデータをQUENCH-debris試験にて確認する計画。

17th QUENCH workshop 2011

主なトピックス(2/2)

FUKUSHIMA事故

- 現状の課題として、発生確率が極めて低い事象への投資や専門家の維持、産学官の連携不足 等。
- 今後、地域(国)別のSA防止やシミュレーションを行うような共同機関の創設を提案するとともに、IAEAその他の機関がAM発生時のガイドラインの策定をサポートすることが重要。
- JAEAからの発表(SA及びデブリ試験の計画)に対する質問としては、炉心損傷状況調査の開始時期、調査における国際協力の可能性、溶融燃料の再配置についての情報の有無、海水影響についてのJAEAの計画、最終処分の方角性が話題に。

Zrの酸化反応

- 本分野での最近の関心は α -Zr(O)と窒素の反応であり、Zr酸化における窒化物の触媒的ふるまい、酸化物-メタル境界でのZrNの析出、ZrNと空気または H_2O との反応など。

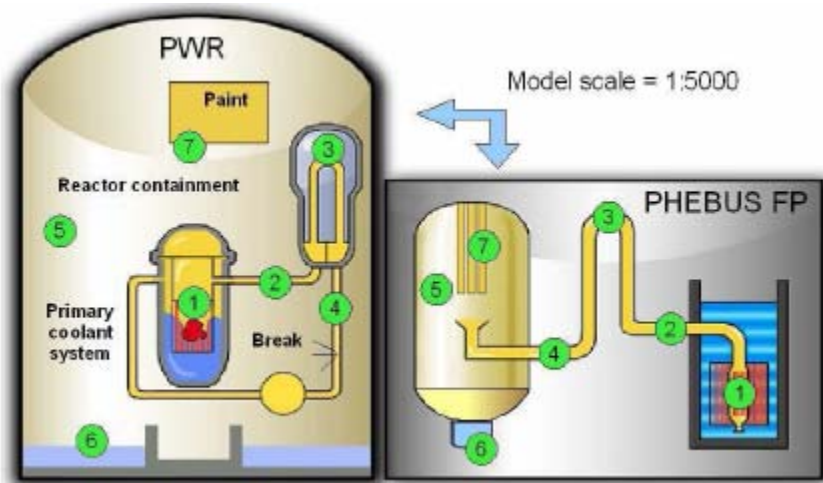
各研究機関の概要

- フランス : IRSN(カダラッシュ)
CEA(カダラッシュ)
- ドイツ : KIT(カールスルーエ)
ITU(カールスルーエ)
- フランス : EDF(パリ)
AREVA(パリ)
- ロシア : ISTC
(NITI,IBRAE,IVTAN,LUCH,KI,KRI)
- スイス : PSI
- ハンガリー : AEKI

IRSNのSA研究

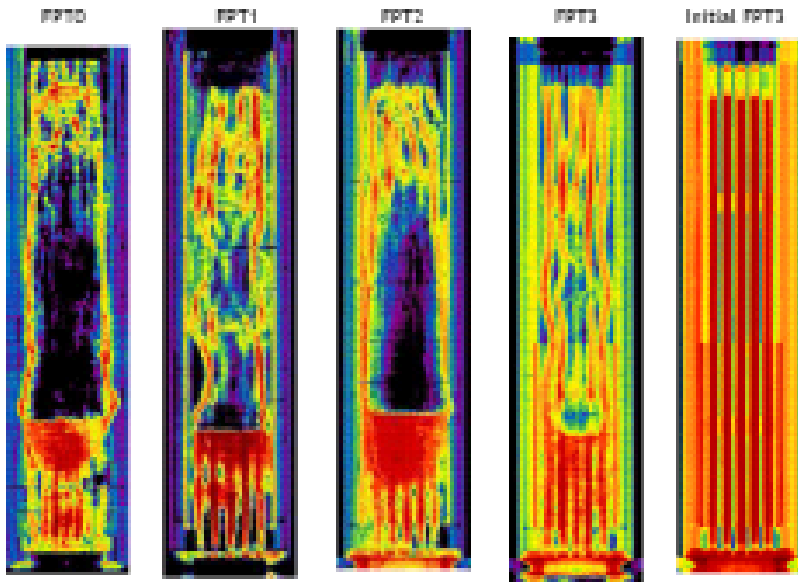
- 研究者180名、Major Accident Prevention Division
 - (1)設計ベース事故事象での燃料要素、炉心の挙動
 - (2)炉心メルトダウン事故
 - (3)火災のリスク評価
- 主要な研究開発施設と研究テーマ(施設運営はCEA)
 - (1)**EPICUR**: Co-60照射施設、I-131トレーサーによるエアロゾル挙動
有機ヨウ素(プラントフィルターで回収しにくい)、塗料との反応
 - (2)**CHIP**: PWR一次冷却系でのヨウ素蒸発、Cs挙動(Phebus知見の反映)
 - (3)**MAESTRO**: 燃料-被覆管等の高温物性
 - (4)**MOZART**: 空気中でのZry酸化
 - (5)**STEM**: OECDプロジェクト(2011-15予定)、Ru化学、FPの長期間放出
 - (6)**Phebus**: 40MW試験炉(2010年停止)、LOCA時の燃料破損(PWR)
FP放出、メルトダウン時の燃料破損(TMI模擬)
 - (7)**Cabri**: 20MW試験炉、出力急昇試験、改良中、反応度事故時の
被覆管挙動試験(2012-2017)
 - (8)**GALAXIE**: 火災進展解析(Na火災評価施設を転用)
 - (9)**DIVA, CARMELA, PICSEL, PRISM**: 火災試験
 - (10)**PEARL**: コリウム、デブリの冷却性能模擬試験(現在、整備中)

Phebus炉(IRSIN、1993-)



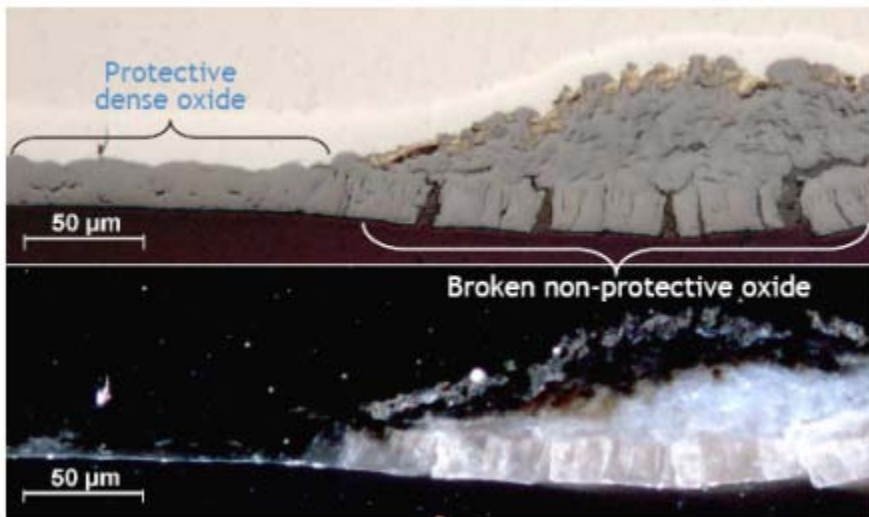
Validation on integral experiments

- Fuel bundle degradation
- FP release
- FP transport
- FP behavior in container



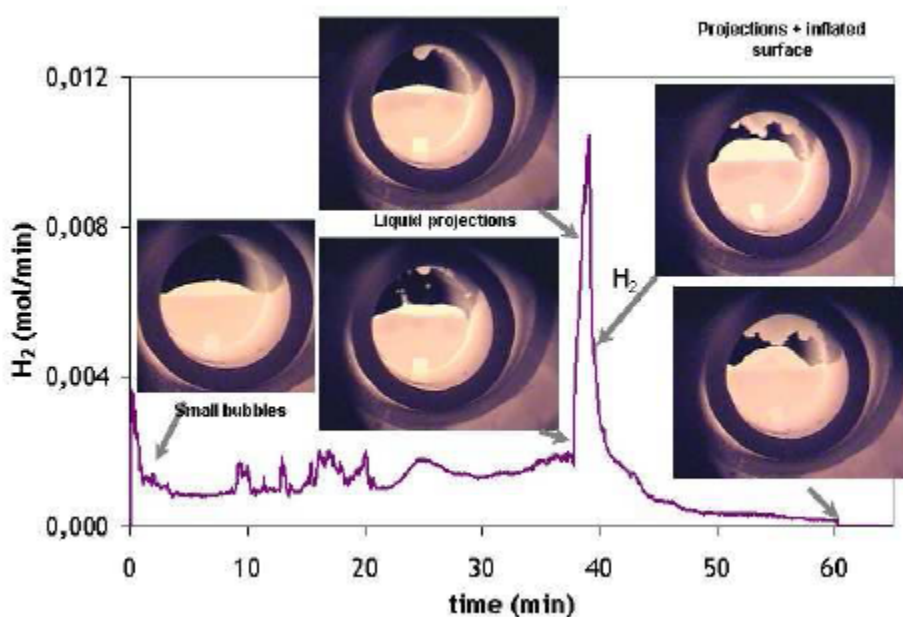
No.	Type of fuel	Fuel bundle
FPT-0	Fresh fuel, 1 AgInCd rod, 8 d. pre-irrad.	Melt progression & FP release in clean-rich environment
FPT-1	BRS fuel ~200MWd/tU, 1 AgInCd rod, re-irrad.	As FPT-0 with <u>irradiated fuel</u> .
FPT-2	As FPT-1 BRS fuel 32 GWd/tU	As FPT-1 under <u>steam poor conditions</u> .
FPT-3	As FPT-1, with B4C Instead of AgInCd BRS fuel 24 GWd/tU	As FPT-2
FPT-4	EdF fuel ~800MWd/tU No re-irrad.	Low volatile FP & actinide release from UO_2 , ZrO_2 detritus (bed) up to melting.

Air Ingress Studies, Boron carbide studies(IRS)



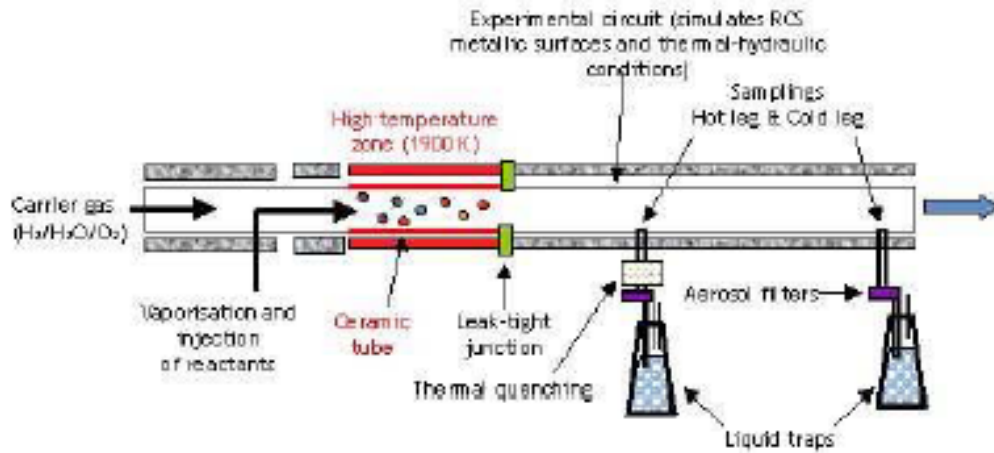
Oxidation of Zry under air ingress

窒素混入により、Zry表面不動態相が変質し、酸化進展が加速される。

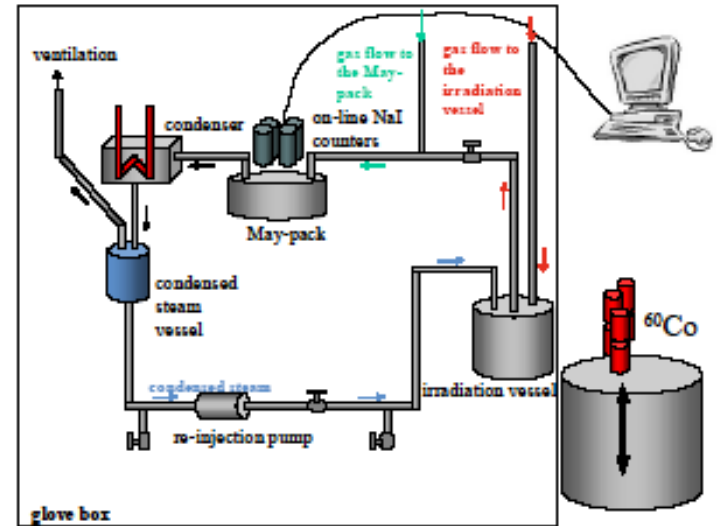


最も先に液化するのはS.S./B₄C共晶。その酸化により、急激な水素発生。(BWRでは、B₄Cの割合が多く、より迅速に完全に液化が進む。)

Iodine, Ruthenium(IRSIN)

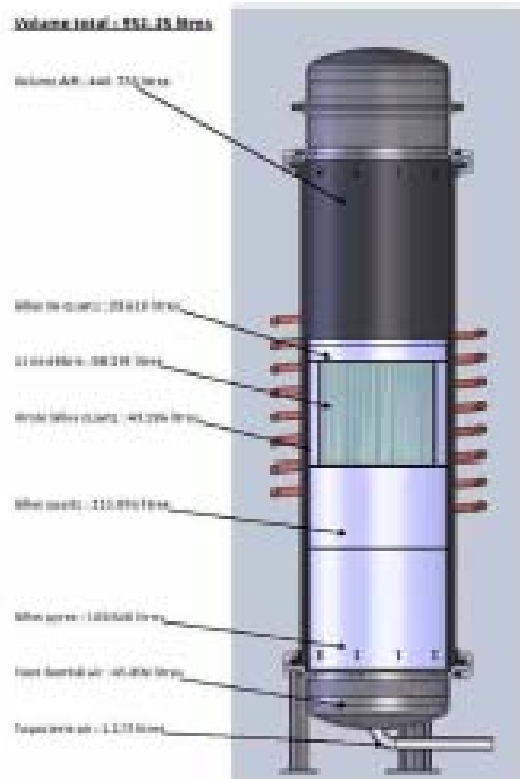


Air ingress条件でのCs,I,Ruの
Thermal gradient試験。



ヨウ素トレーサーを用いた
有機ヨウ素挙動評価。
(短期間放出(<4時間)と長期間
放出で放出機構が異なる)

Corium debris coolability(IRSNA)



- ・模擬デブリ(S.S.球)を用いた再冠水試験
10気圧、1000°C、500kg
高温S.S.球を冠水
- ・予備試験(PRELUDE)
1気圧、低温、25kg
- ・PEARL-2、2015以降、Zry含有模擬デブリ

IRSNのコード開発

- 総合コードASTECに落とし込み、個別の詳細事象はIRSN固有コード開発

Severe Accidents

ASTEC (Integral code)

ICARE-CATHARE (Core degradation)

CROCO (Corium spreading)

Safety of Nuclear Fuel (design base)

SCANAIR (Rod thermomechanics, RIA)

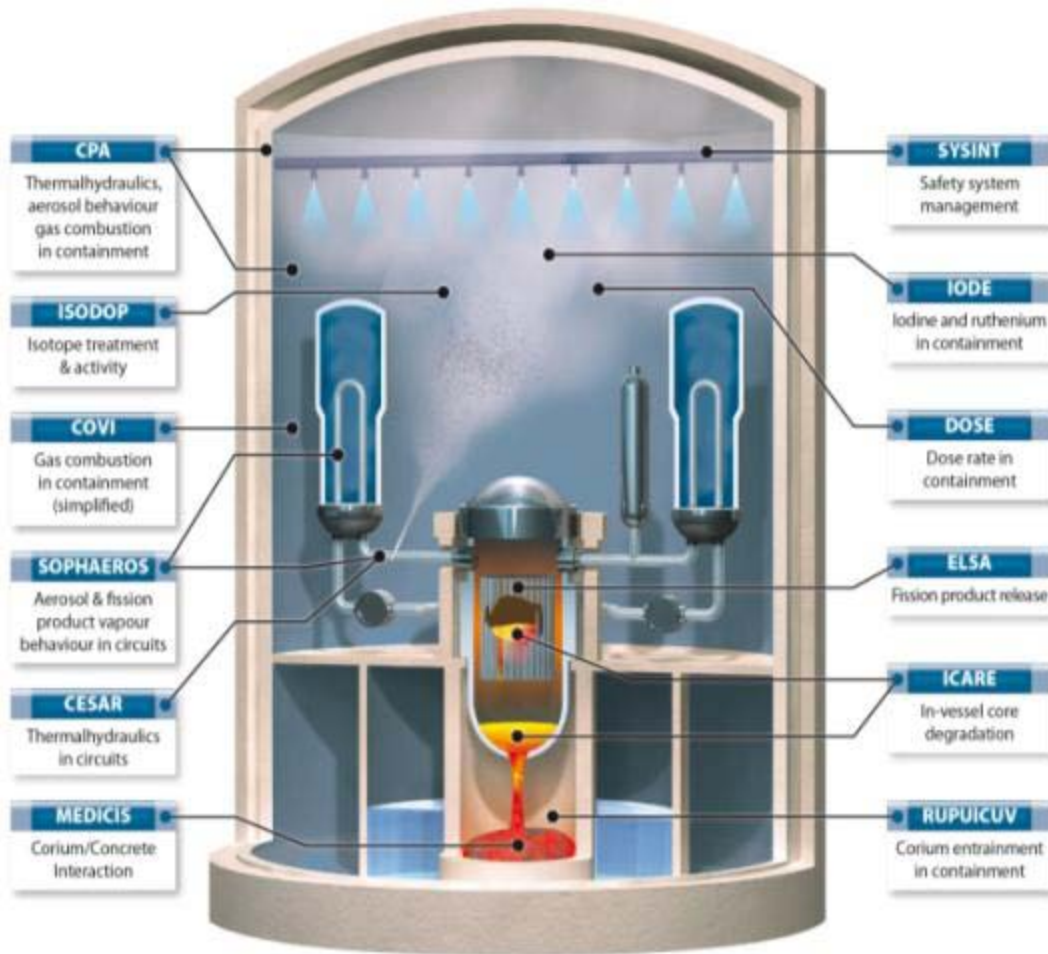
DRACCAR (3D multirod, LOCA)

その他

- 先進基礎解析技術(ab-initio,MD等)は現場の役に立たず、乖離する傾向があるため、数年前に、グループを研究対象ごとに再編、解析/基礎試験/応用試験/モデリングの担当者がシナジー効果を得られるようにした。
- 併せて、先進基礎解析のウェイトを落とし、現象論的な解析手法にシフトした(CEAも同様)。

ASTECコードの概略(詳細は別添資料)

Joint IRSN/GRS development from 1996

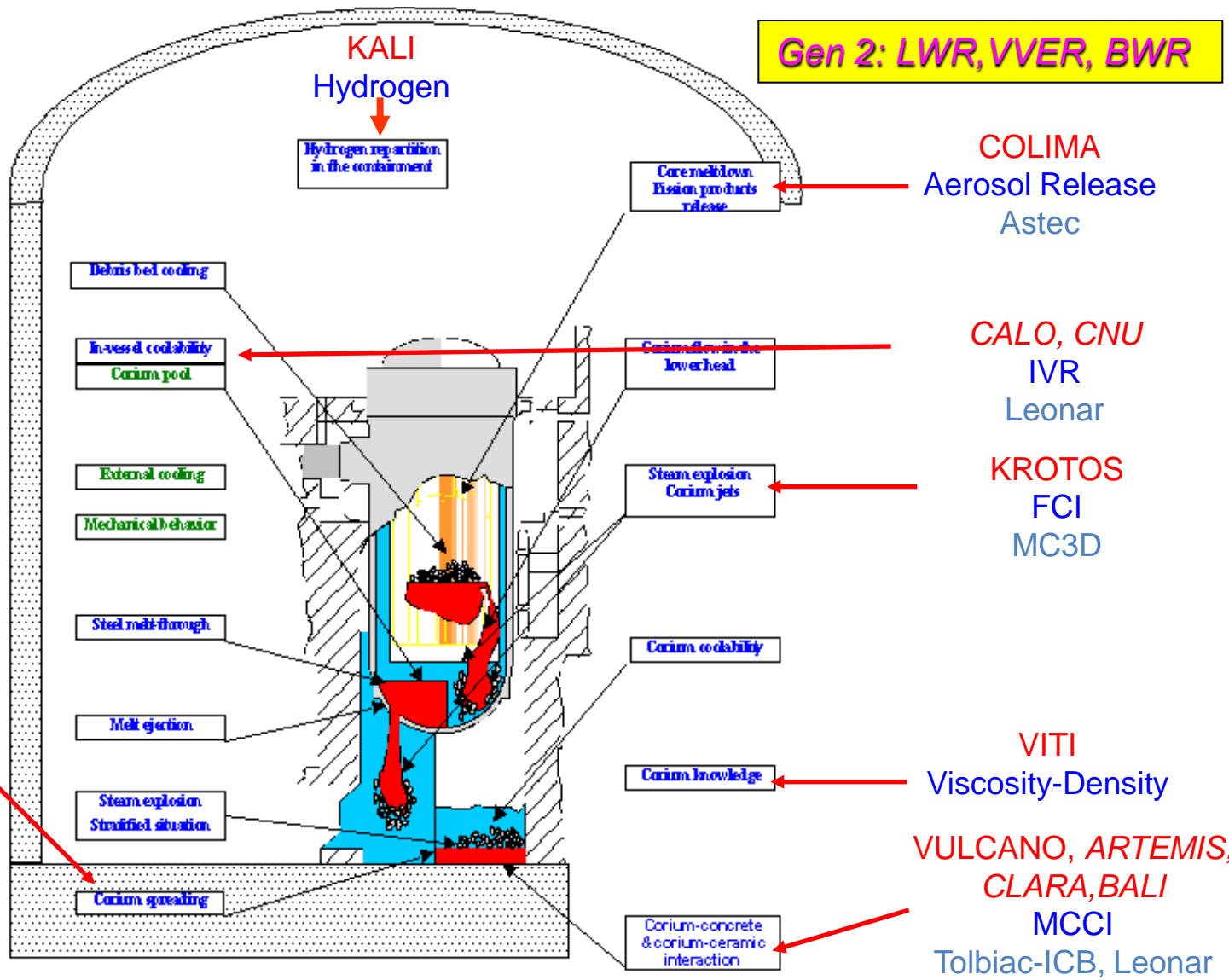


- Safety plant evaluation
 - Accident management evaluation
 - Source term evaluation (PSA2)
- Crisis management support tool
- Support tool for R&D development
 - Integrating SOAR of the R&D
- Some requirements
 - Fast-running code → < 12h CPU/whole sequence,
 - Accounting for safety systems

CEAのSA研究

- 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)
 - (1)In-vessel retention、溶融コリウムの保持
 - (2)水素再放出、再冠水時
 - (3)FCI(Fuel Coolant Interaction)、溶融コリウムと冷却水反応
 - (4)MCCI(Molten Core Concrete Interaction)
- その他、DECがソースターム研究、DM2Sが圧力容器破損、水素挙動研究
- SA研究への要請と取組み
 - (1)**gen-2炉**: designベースを超えるSA事象の緩和、対策、SA初期(<24h)のFP放出量評価、長寿命化に係わるサポート
 - (2)**gen-3炉**: designベース及びdesignベースを超えるSA事象の緩和、対策、SA初期及び長期のFP放出量評価
 - (3)**複数の世代炉の共存**: Safety authorityはgen-2炉の安全性をできる限り、gen-3炉に近づけるようにとの要請
 - (4)**gen-4炉**: 新たなSA事象の緩和手法

CEA,DTNでのSAのR&D全体像、施設、コード



Legend:

Facility: CALO
Phénomnon: IVR
Code : Leonar

Gen 3 : EPR

VULCANO
MCCI
Tolbiac-ICB
CORINE
Spreading
Thema

主要テーマ1-In-vessel retention-(CEA)

- (目的)Vessel破損の可能性の低減
熱の伝播、外部冷却サーキット設計
- (アプローチ)より実際に近い体系でのシミュレーション試験、解析コードのvalidation、expertジャッジのための3D解析、等
- (試験ツール)

CNU: external cooling circuit evaluation

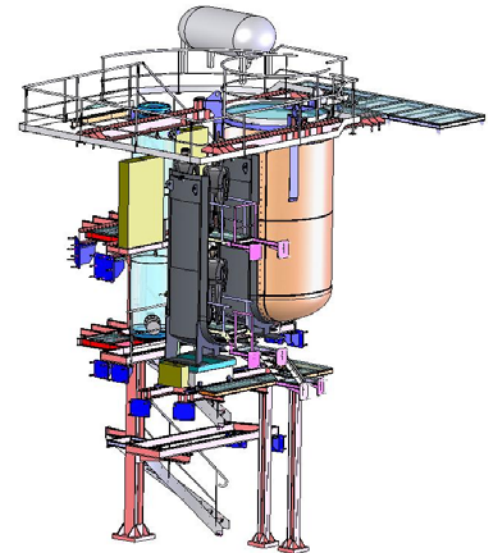
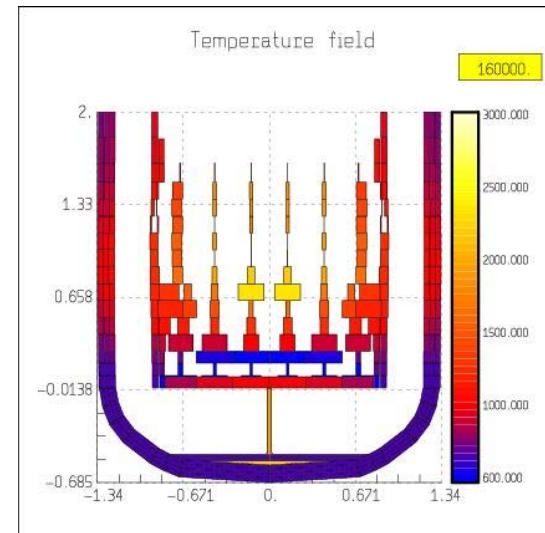
COLIMA: low volatile FP release behavior

- (解析ツール)

GEMINI-NUCLEA: 熱力学解析

LEONAR: 詳細SA解析コード、In-vessel coolability

ASTEC: 総合SA解析コード



主要テーマ2-Hydrogen recombiners-(CEA)

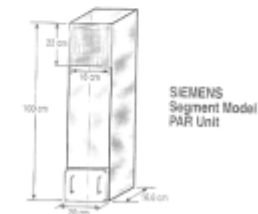
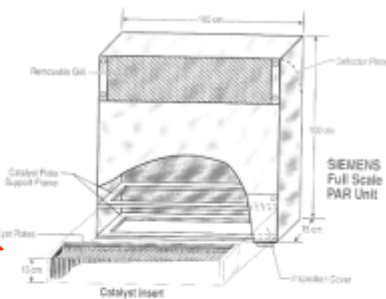
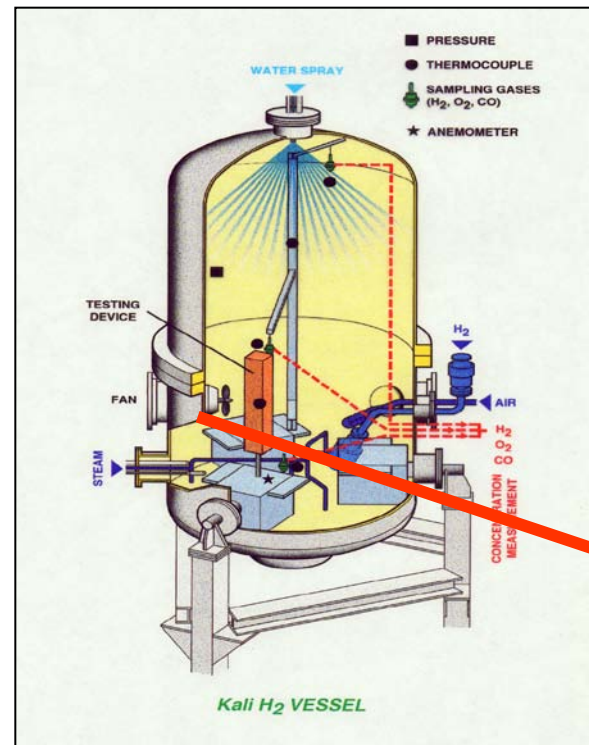
- 触媒反応による水素再結合、放出

白金族FP、アルミナ

自然対流

再結合のkinetics

KALI-H2-facility



主要テーマ3-FCI-(CEA)

- (目的)解析精度の向上
- (アプローチ)OECDプログラムで実施
(CEA/KAERIの共同)、解析ツールのベンチ
マーク、適切な実験条件の選定、分析技術
- (試験ツール)

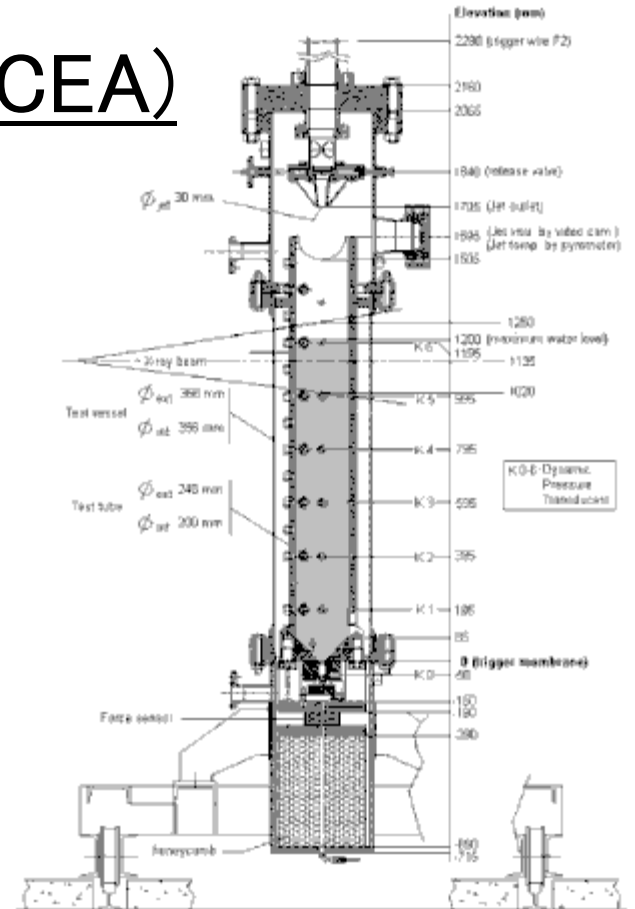
KROTOS: 解析ツールのvalidation試験、
3000Kまで、模擬コリウムと水蒸気反応、コリ
ウム(W坩堝)を水中に落下

TROI(at KAERI)

- (解析ツール)

GEMINI-NUCLEA: 熱力学解析

MC3D: コリウム周囲の気泡発生解析(3D)



破碎コリウム

水中へのコリウム侵入、気泡発生

主要テーマ4-MCCI-(CEA)

- (目的)メルトスルーに関する不確実性の低減
- (アプローチ)中長期を含む層状構造(酸化物層、金属層)の形成解析に注力、個別事象の分析、コンクリートの違い、分析技術
- (試験ツール)

VULCANO: 50kg級U含有MCCI試験、コアキャッチャー試験、5-7相以上共存

ARTEMIS:

CLARA:

- (解析ツール)

GEMINI-NUCLEA: 熱力学解析

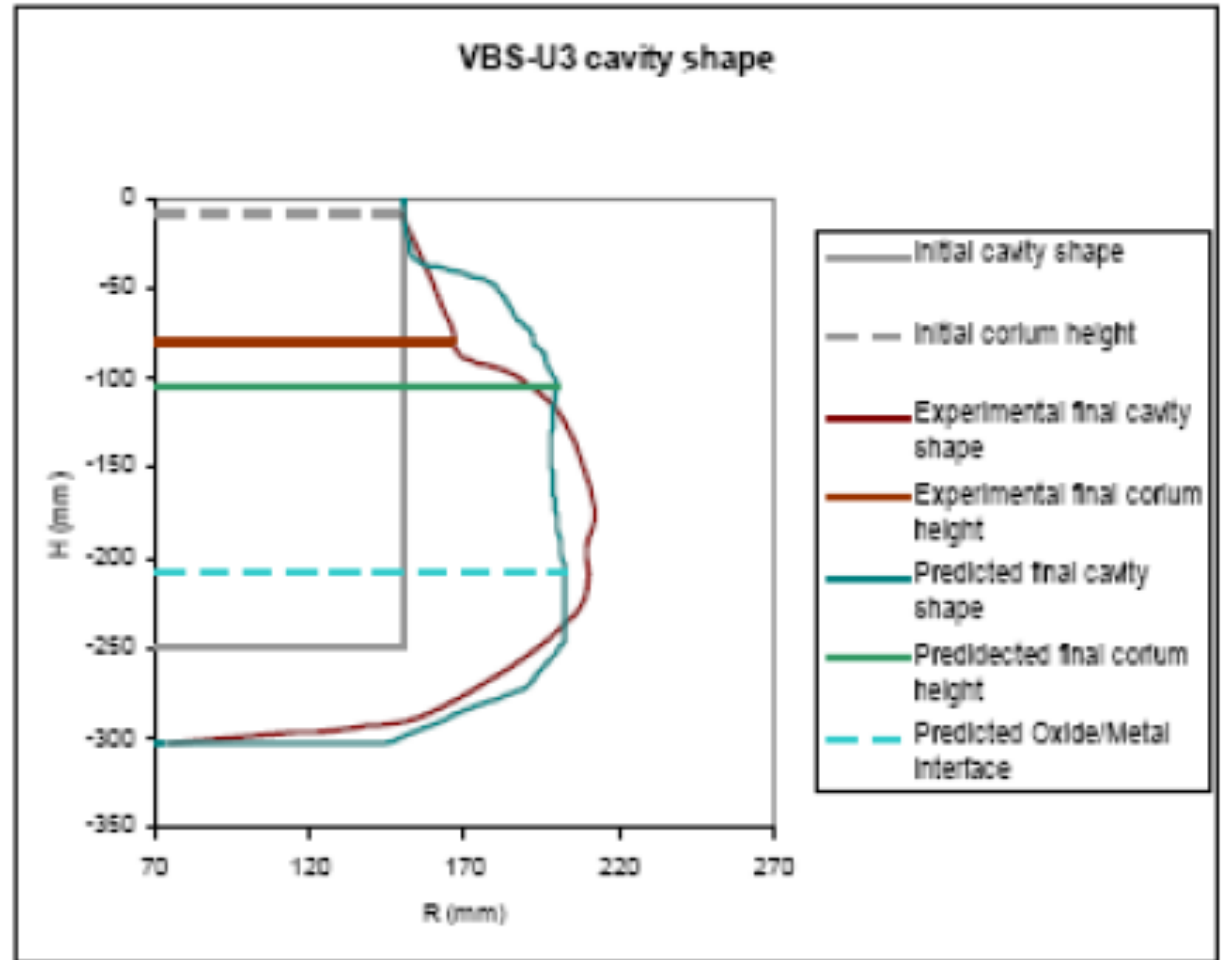
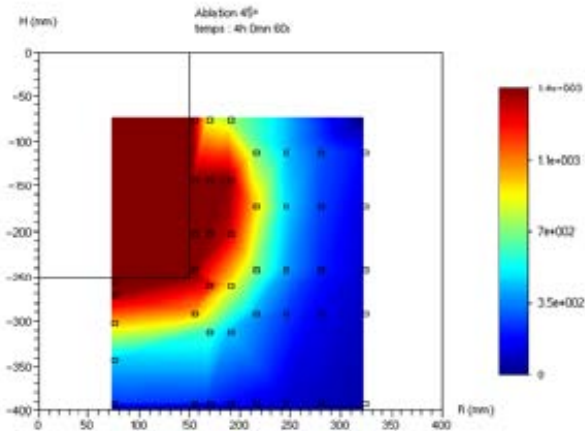
LEONAR:

TOLBIAC: MCCIに関する詳細コード



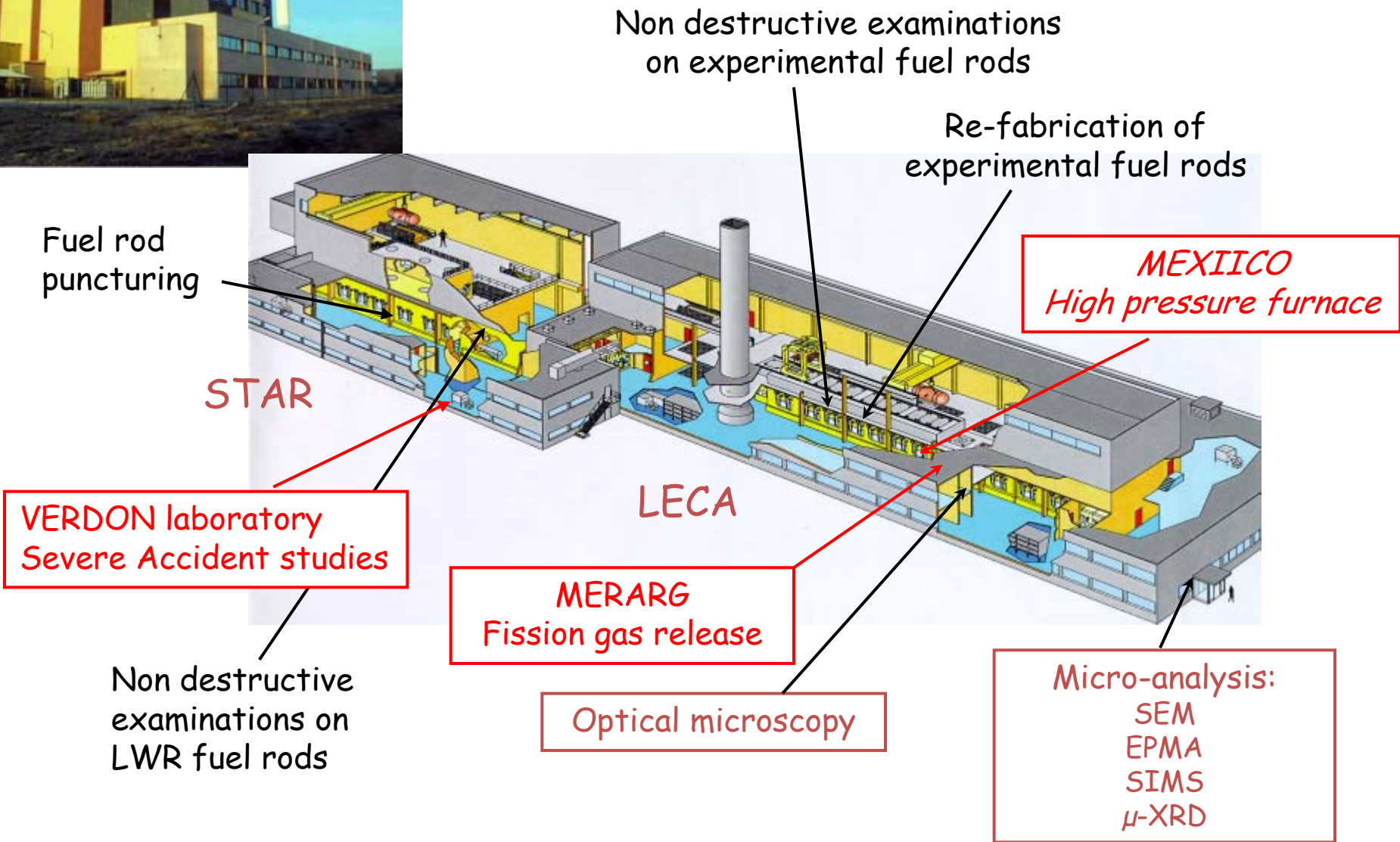
ASTECコードの検証-MCCI-(CEA)

MCCIでの層状構造と
コンクリートの浸食解析

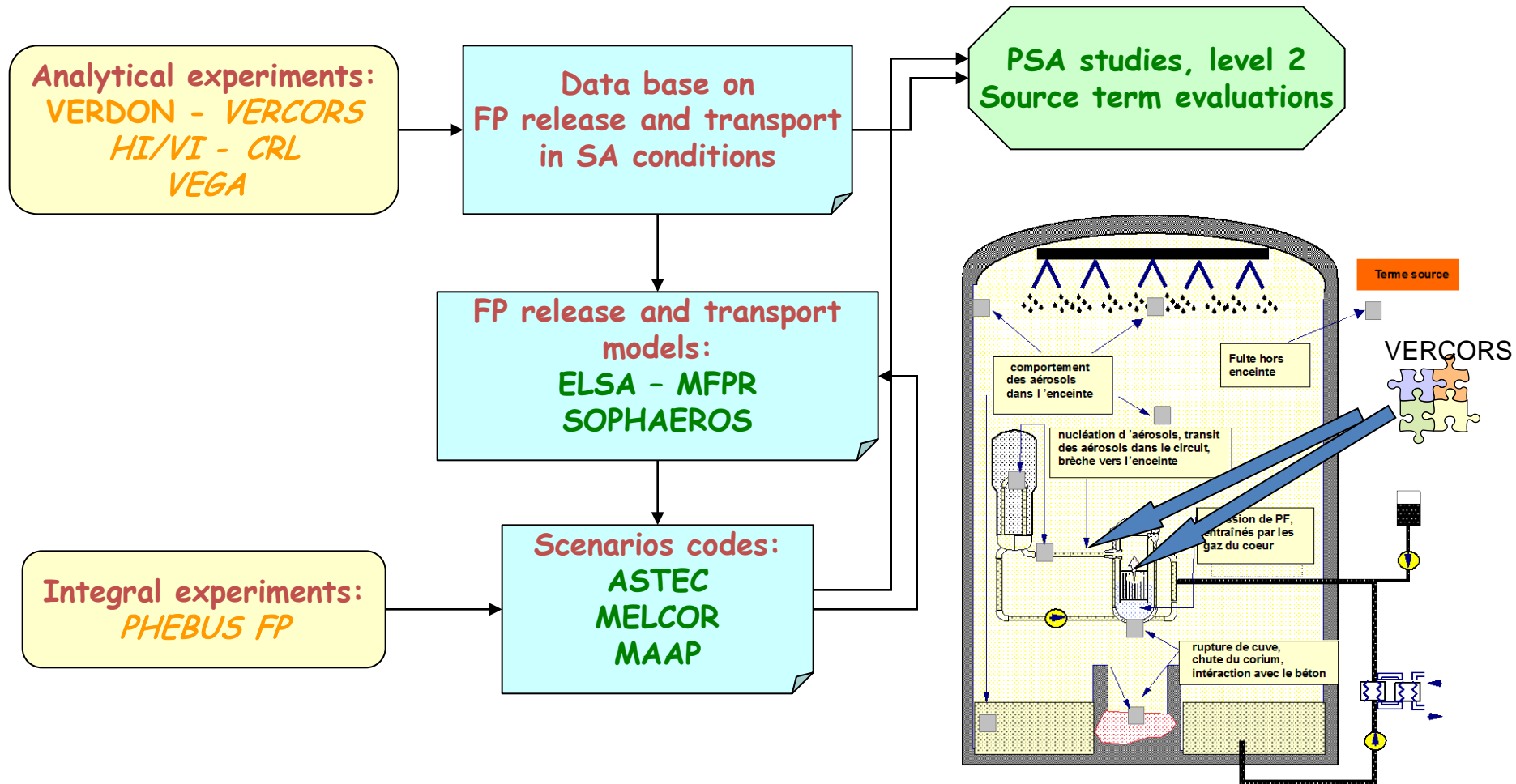


Good agreement also obtained with ASTEC/MEDICIS

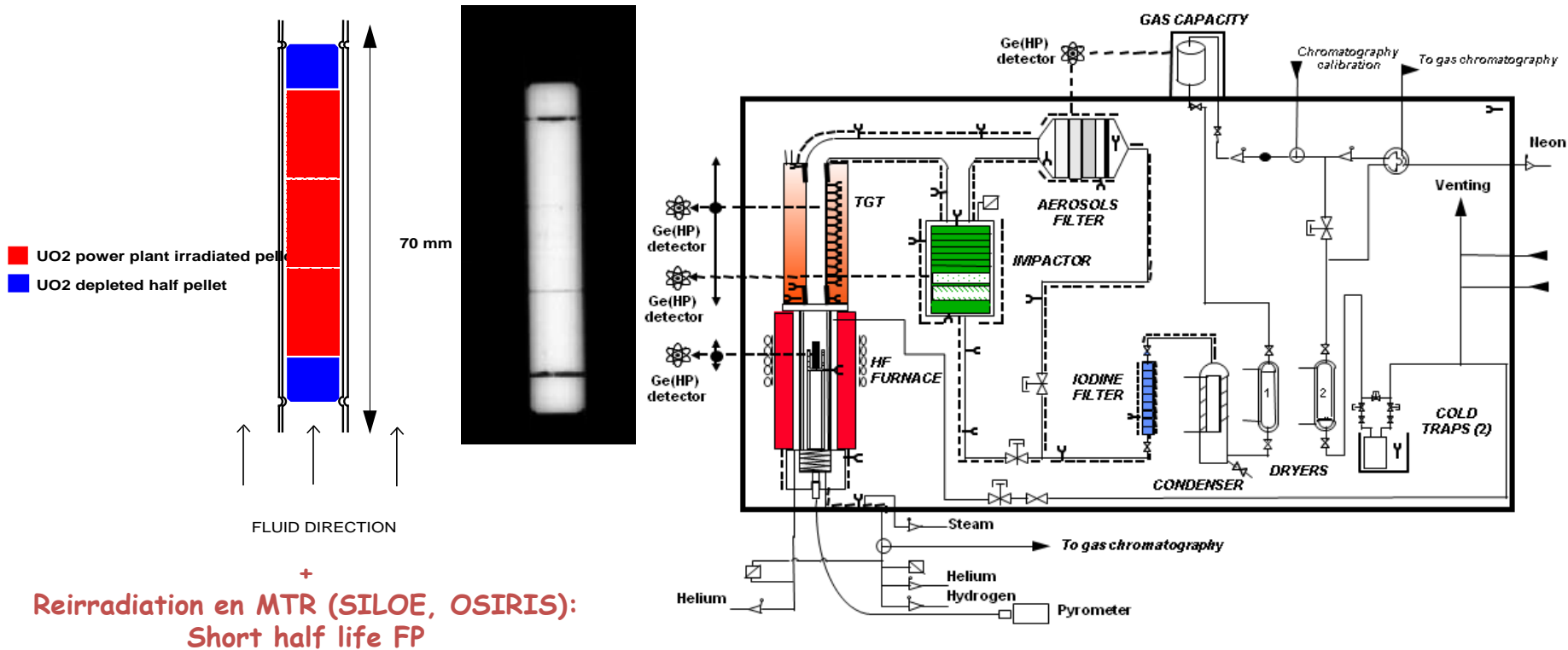
FP放出、(CEA、DEC)



The context of safety studies related to FP release and transport(CEA)

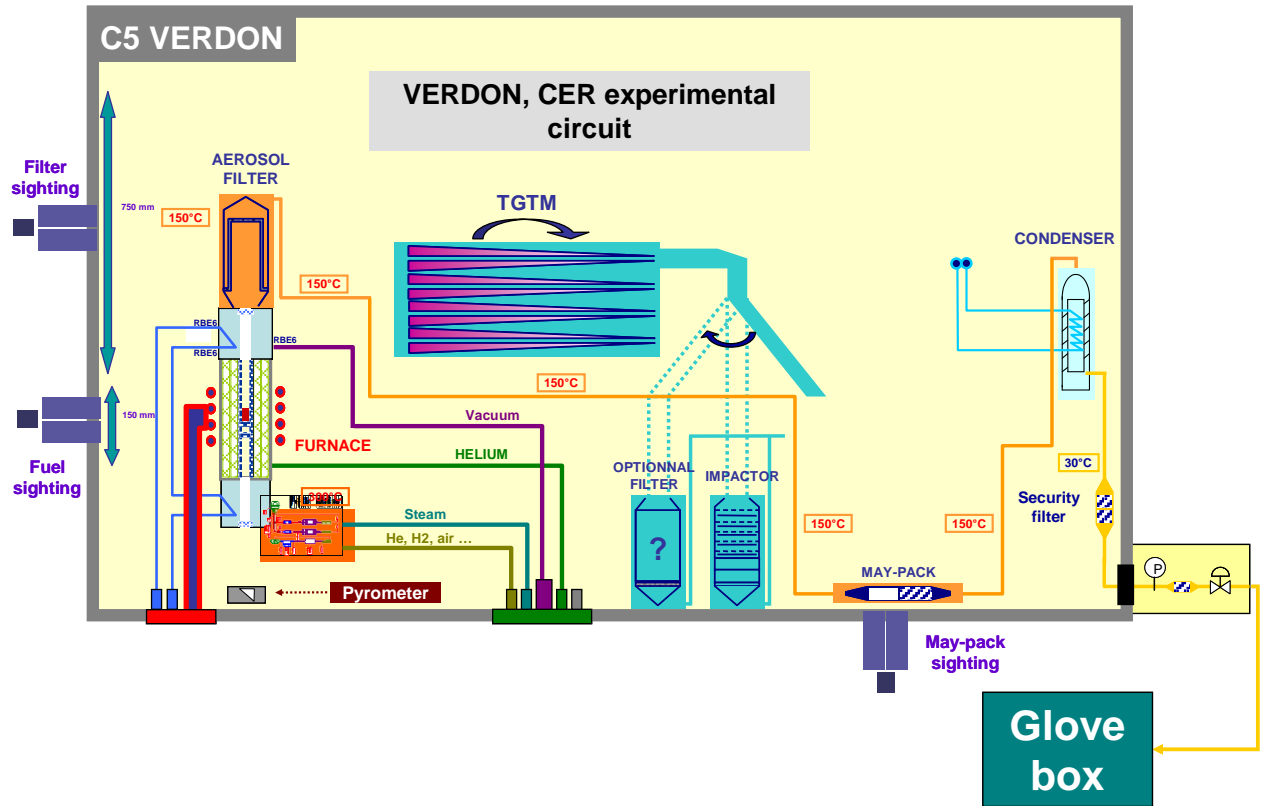


短寿命FPの放出試験(CEA)



照射後、翌日には、VERDON施設に搬入し、翌々日に試験。

Thermal gradientでのFP放出・吸着試験 (Verdon施設、CEA)



- Fuel sample: short PWR fuel rod (2 pellets in their original cladding), previously re-irradiated in a MTR for short half lives FP inventory
- Heated up to fuel melting temperature under various mixtures of steam/hydrogen/air

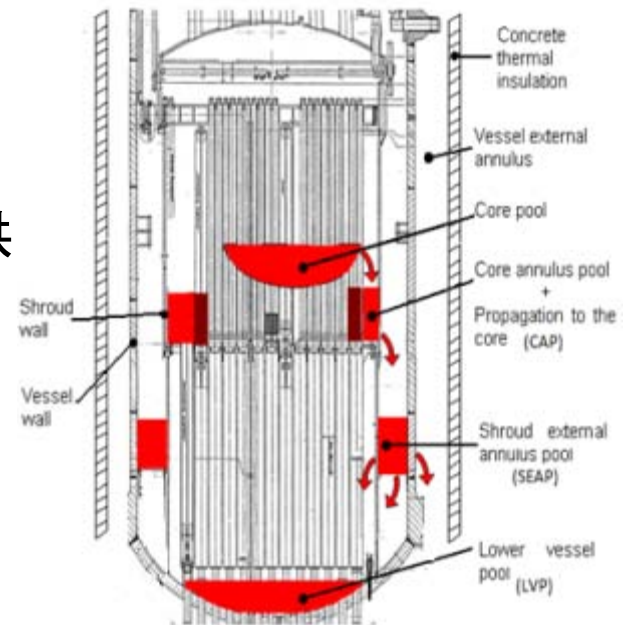
ヨウ素放出は<4hと以降でメカニズムが異なる。酸化条件でのRu蒸発、Cs化学形の変化。

福島事故を受けたCEAの対応(別資料)

- CEAは政府の技術アドバイザー
- IRSNはSafety authorityの技術サポート
- 3/14にエキスパートグループ発足
- PWR解析手法でのBWR体系の解析
- 福島事象の特徴の抽出
- MCCIの可能性評価
- 極東在住のフランス人への正確な情報提供
- MAAPによる解析

BWRの特徴の抽出

- Larger reactor vessel
- Larger fraction of Zr available
- Presence of an empty space between shroud and the assemblies
- Presence of many penetrations in the lower head.



Indirect Melt flow with annulus pool

KITのSA研究

- 研究者240名、Nuclear Energy and Safety Division、KIT全体で研究者1100名、予算200Milユーロ
デザインベース事故、SA、事故伝播解析、等
SARNETに基づき、以下の課題を中心に研究開発、主にコードのvalidationのための試験を担当。
共同研究に積極的(1月中旬目途で、次フェーズの計画に盛り込みたい)
 - (1)Core coolability during reflooding
 - (2)MCCI
 - (3)水素混合・燃焼
 - (4)水素発生、デブリ再冠水時
 - (5)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
 - (1)**QUENCH**: 模擬燃料集合体の事故条件での再冠水試験、CORA試験の後継装置
 - (2)**LIVE**: 下部ヘッドでの溶融コリウムの特性試験、層状構造、熱伝播
 - (3)**Hydrogen** combustion施設: 水素燃焼伝播試験
 - (4)**LACOME**: 模擬コリウムと冷却水の反応試験
 - (5)**MOCKA**: small scale MCCI試験、39kgFe、70kg酸化物、Zr
large scale MCCI試験、酸化物2t、Fe1t、1900°C

QUENCH(KIT)

Possible effects of reflood:

Temperature escalation

Enhanced hydrogen production

Enhanced release of fission products

Core degradation due to thermal shock,
crack formation, shattering, debris an
melt formation

目的を絞って、様々なQUENCH試験実施

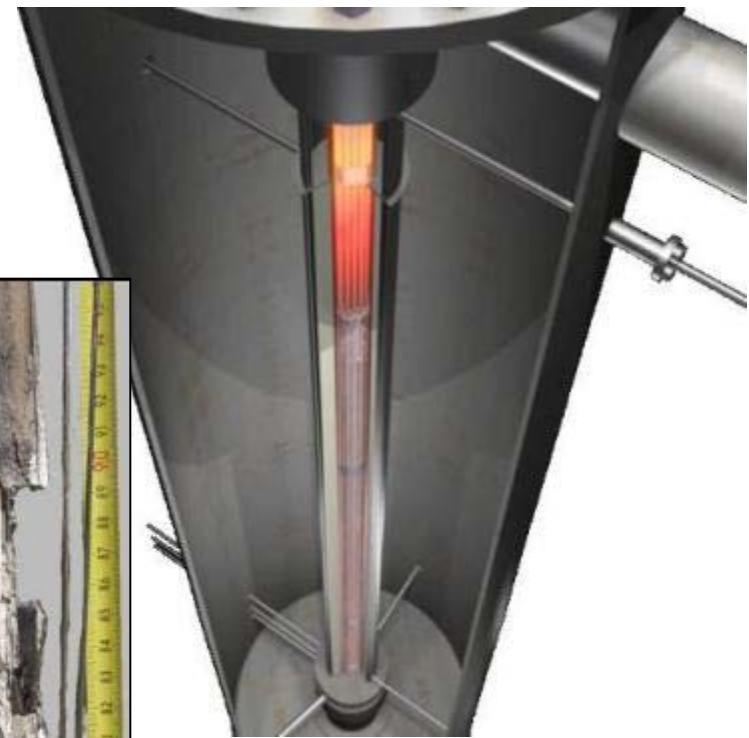
QUENCH-FP、QUENCH-debrisなど

試験データの活用をはかるのが、QUENCH

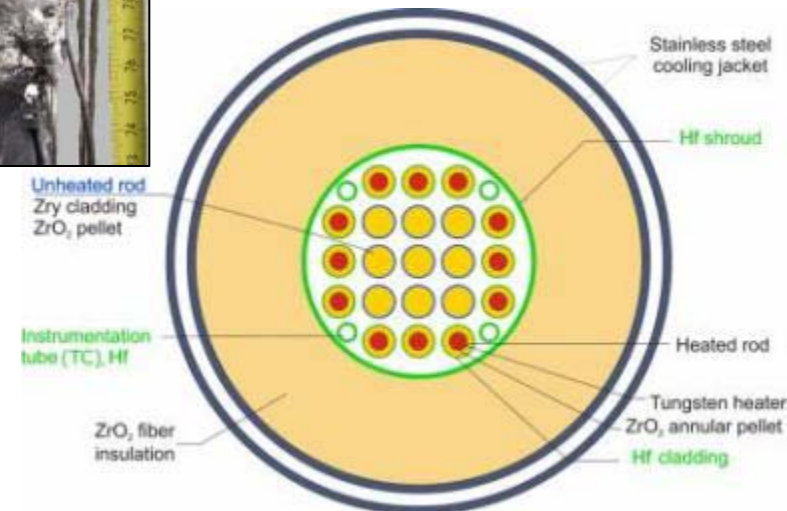
Workshop

CORA施設が、ドイツ政府の指示で1995
に運転停止され、その後継の模擬集合体
試験装置。

CORAのコピー施設は、ロシアLUTCHIに
現存(PARAMETER)



事故を模した加熱状態
への下部からの注水



LIVE(KIT)

- LIVE 3D experiments on melt behavior in RPV
 - Stratified melts, melting of debris
 - External cooling and top cooling
 - Simulant: 80-20 mol% KNO_3 - NaNO_3 melt
 - Temperature profiles
 - Heat flux distribution
 - Crust properties (growth rate, composition)
- Supporting tests in the LIVE-2D facility
 - Direct comparison with 3D tests
 - Comparison with previous programs (SIMECO, BALI, ACOPO)
 - Data for code validation
- Model development

溶融コリウムからの熱伝達解析

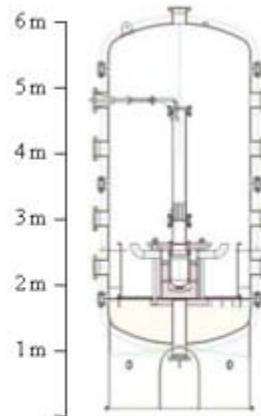


上部の金属クラスト表面を通じた熱伝導により、圧力容器側面が加熱されやすい場合がある。

Hydrogen(KIT)



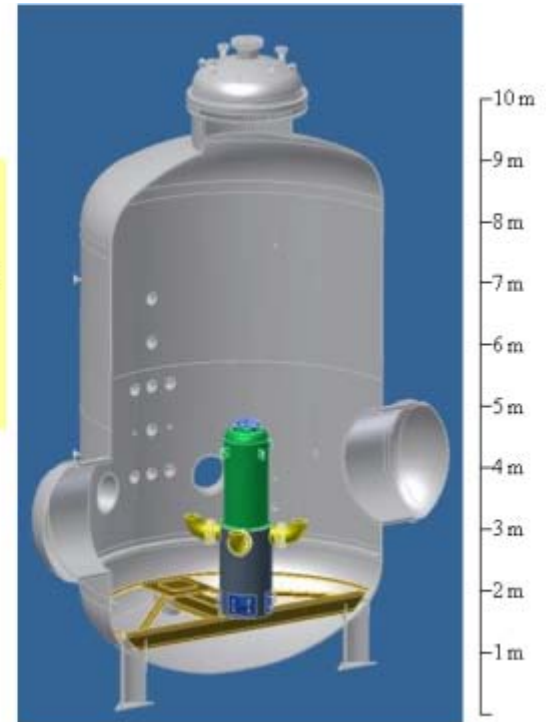
内部に邪魔板を設け、燃焼の伝播、温度分布変化を測定。
サイズの異なる施設での試験による解析コードの検証。



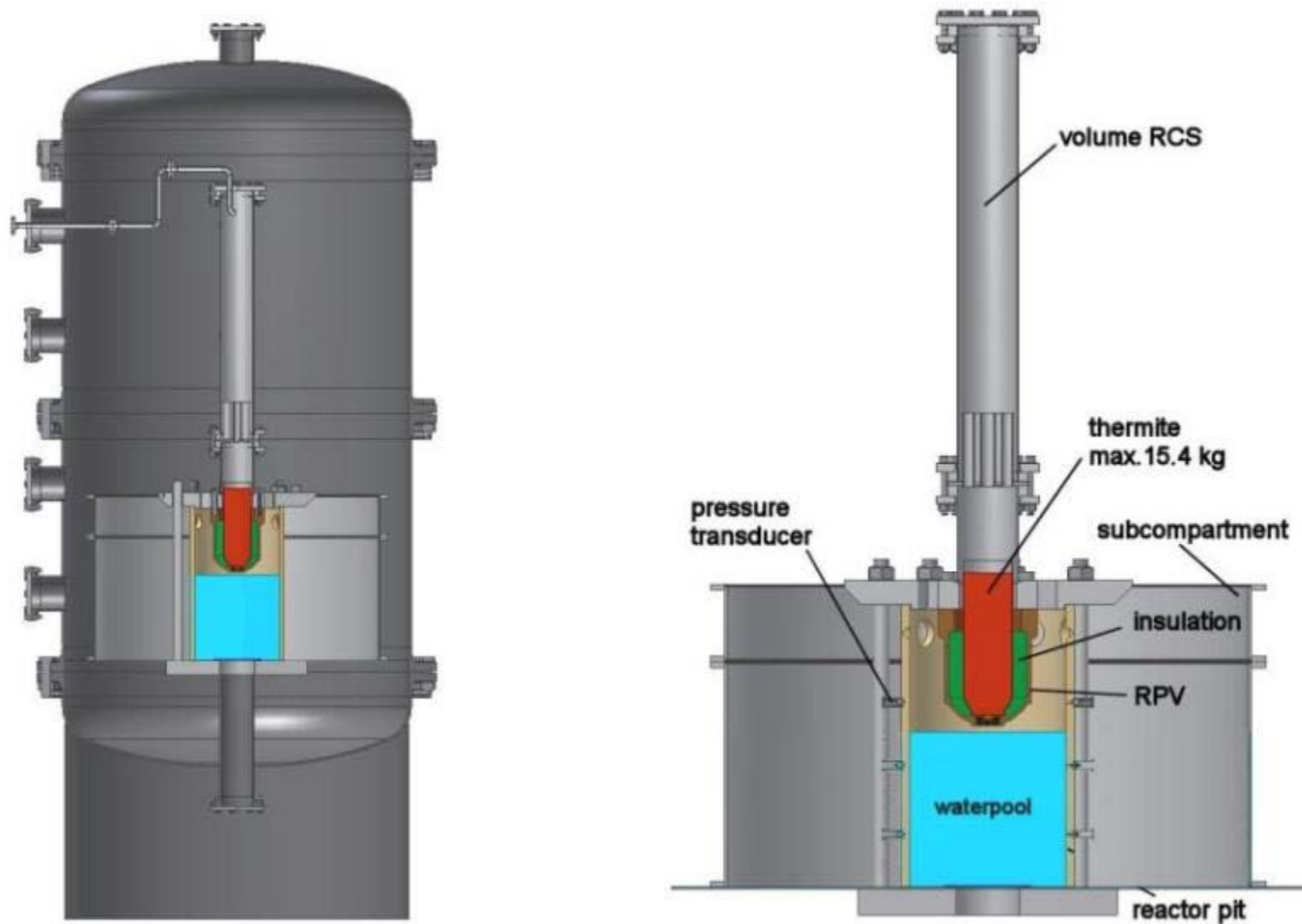
RPV:
 $V = 0.080 \text{ m}^3$
Containment:
 $H = 4.5 \text{ m}$
 $\varnothing = 2.2 \text{ m}$
 $V = 14 \text{ m}^3$



RPV:
 $V = 1.370 \text{ m}^3$
Containment:
 $H = 9.0 \text{ m}$
 $\varnothing = 6 \text{ m}$
 $V = 227 \text{ m}^3$



LACOMEKO計画、DISCO施設(KIT)



模擬溶融コリウムの冷却水への投入、水素発生、コリウム形態変化。

MOCKA、small scale、MCCI試験(KIT)

- Siliceous cylindrical crucibles with 25 cm inner diameter (1D and 2D)
- Melt generation in crucible (thermite burn)
 - 39 kg Fe (collapsed melt height: 13 cm)
 - 70 kg oxide (initially Al_2O_3 , CaO)
 - Zr added at the bottom in some tests
- Melt generation in crucible (thermite burn)
- Initial melt temperature $\sim 1900^\circ\text{C}$
- Heating of the oxide phase
 - Gas burner (hydrogen) for heating the melt surface (not successful)
 - Addition of thermite briquettes and Zr
- TCs to detect the erosion front

MCCIIは、ある程度の大きな装置でないと、動的現象を解明できない。コンクリートの粒サイズがcmスケールのため。



MOCKA、small scale (cont.) (KIT)

Concrete molten by the hydrogen burner

- Typical axial erosion: 2.5 cm
- Typical lateral erosion: 1.5 cm
- Approx. 2.5 cm thick mechanically unstable concrete layer due to long-term thermal load



しかし、加熱方式に課題。金属部が加熱される。実際は酸化物層が発熱。

MOCKA large-scale MCCI test(KIT)



金属粉
酸化物粉を
装荷

溶融Zrを投入



MOCKA large-scale MCCI test(KIT)



テルミット反応で模擬溶融コリウムを形成、MCCI模擬試験

PSIのSA研究

・研究テーマ

- (1) **CORVIS**: RPVの破損挙動モデルの研究を実施。
- (2) **Phebius**: バンドル溶融試験試料のSIMS試験及びモデルのベンチマークを実施
- (3) **TMI-2試料の分析**: 樹脂埋め試料×2、破片×1について、PIE(外観、 α オート、金相、EPMA、 γ スペクトル、SIMS、中性子回折)を実施

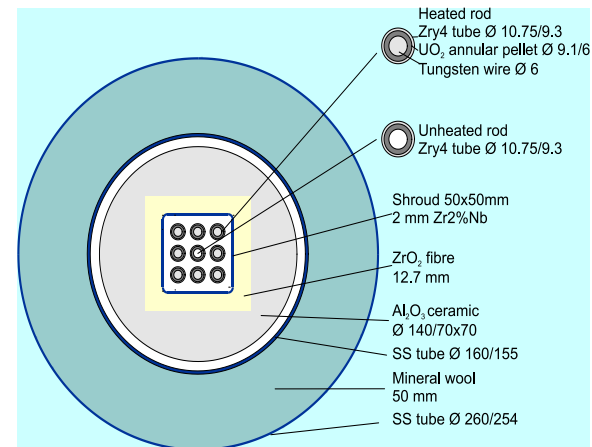
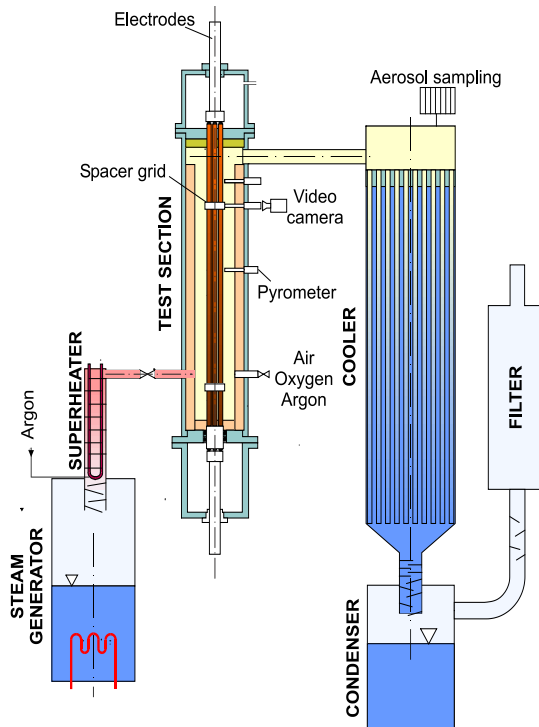
AEKIのSA研究

・研究テーマ

- (1) **Zrの酸化試験**
- (2) **VVERバルーニング試験**: ロッド及びバンドルでの酸化バルーニング試験
- (3) **CODEX**: VVER燃料バンドルの初期損傷挙動評価試験
- (4) **RUSET**: Ruの酸化、移行挙動評価試験
- (5) **COHYRA**: 水素リッチ蒸気中におけるZr被覆管の酸化試験
- (6) **Paks-2におけるLOCA評価**: CODEXによる進展評価、損傷燃料の冷却水移行評価

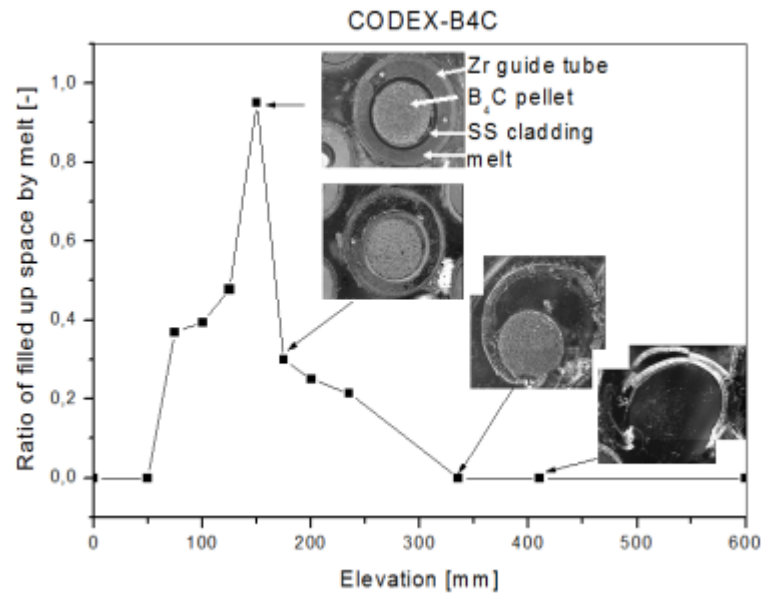
CODEX facility (AEKI)

- ・VVER燃料のZr材酸化損傷についてのバンドル評価試験を行う。
- ・1995～2006に、B₄Cロッドを含む試験(CODEX-B4C)やPask-2のLOCAの評価試験(CODEX-CT)を実施



CODEX-B4C (AEKI)

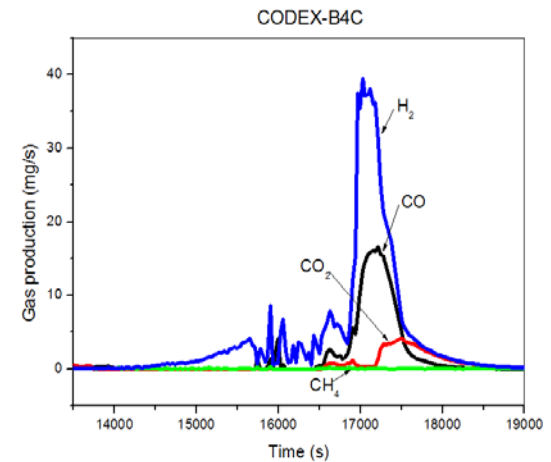
- ・B₄C制御棒を含む7本バンドルの試験



制御棒上方におけるB₄Cペレットの消失と、融け落ちたB₄Cによるガイドチューブ下部の閉塞が見られる。



バンドル上部の損傷状態

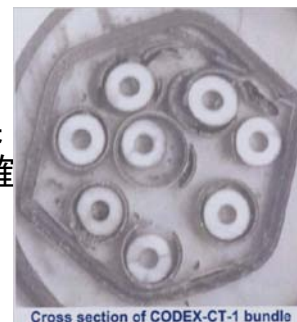


B₄Cの熱分解の際にH₂、CO等の発生が見られる。

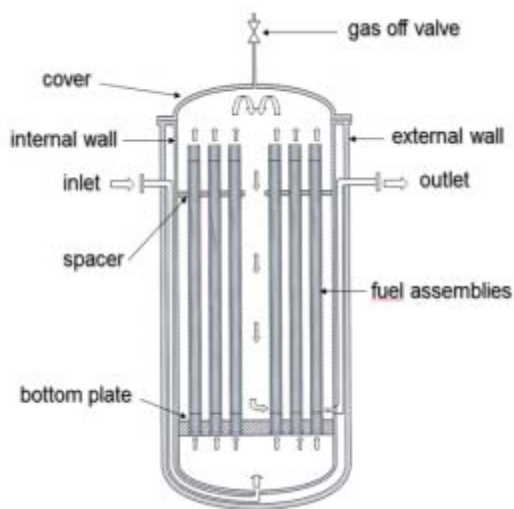
Paks-2洗浄槽LOCA情報(AEKI)

ハンガリーPaks発電所2号機の洗浄槽におけるLOCA(2003)

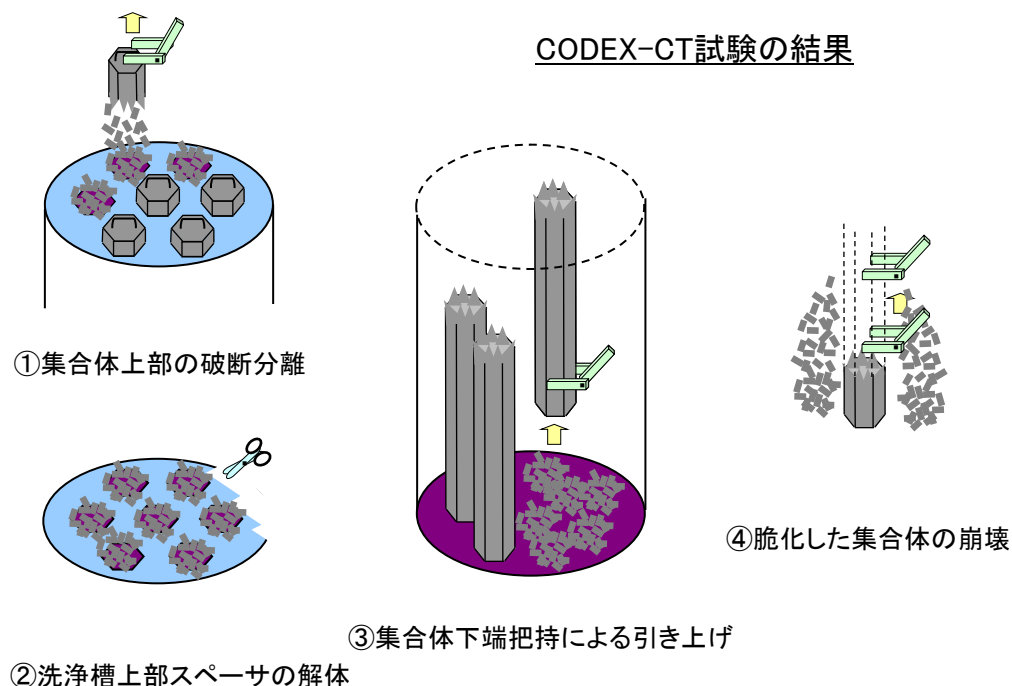
- ・VVER-44燃料30体に顕著な損傷。溶融はなし。
- ・被覆管/シュラウド最高温度 $\sim 1300^{\circ}\text{C}$ 到達を評価
 - ⇒ CODEX-CT試験 (Core Degradation Experiment Cleaning Test) の結果
- ・冷却水への溶出速度 $U=0.5\%/y$ 、 Cs 、 $Pu=1\%/y$ 、 B による加速を確認
- ・ロシア企業による回収作業が実施済み。



CODEX-CT試験の結果



Paks-2洗浄槽構造



記録動画のイメージ

ITUのSA研究

- ホットセル所有、基礎研究中心、相状態、熱物性
- TMIデブリ、コリウム、クラスト等の分析。残りサンプル所有。
- Phebus試験サンプルの分析。残りサンプル所有。
- その他、様々な模擬デブリサンプルを所有。
- air ingress条件でのRu蒸発試験

- EU本部より、福島を受けて、研究課題の再編を指示されている。しかし、これに対する研究者のモチベーションはあまり高くない。基礎研究設備が充実していることから、コリウムやMCCIに関する高温物性の測定に適している。
- 研究者の受け入れも比較的容易。

EDF、AREVAのSA研究

- SARNETに基づく研究開発
- EDF(既設炉の安全解析、validation試験の共同解析)、AREVA(gen-III炉の安全解析、validation試験の共同解析)、CEA(MCCI等、主に炉周辺に係わるvalidation試験、施設運営、ASTECコード)、IRSN(ソースターム等、主に外部への影響に係わるvalidation試験、ASTECコード、SARNET運営)、等で、非常に上手に連携している。
- MAAPコードの高度化、ASTECコードの共同開発、詳細コードの共同開発、次世代炉安全解析(コアキャッチャー等)、研究予算の提供
- AREVAの30%は旧SIMENSであり、SA研究施設の一部はドイツにある。EPRのSA解析のvalidation研究を実施(コアキャッチャー模擬試験)。

ロシアの主要なSA研究(今回入手した情報)

- チェルノブイリ以降、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。分析結果のデータベースはKhlopin Radium研究所が保管。現在、ロシアのSA研究は下火になり、KIは核融合等の先端研究に移行し、ほとんどSA研究のアクティビティは残っていない。
- しかし、NITI(サンクトペテルブルグ)、IBRAE(モスクワ)、LUCTH(モスクワ)、サハロフ研(モスクワ近郊)、等では、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。
- チェルノブイリ当時に中心となった研究者の相当数が欧州に移籍している。S.Behta(デブリ特性評価、現KTH)、J.Stukert(集合体崩落試験、現KIT)、M.Kuznetsov(水素爆発、現KIT)、等。今回、これらの研究者からロシアの情報予め入手することができた。
- 今回は、ISTCを通じ、ISTCが係わったSA研究プロジェクトの参画6機関から、それぞれ担当したプロジェクトの概略の説明を受けた。ISTCは、後3年程度は存続予定であり、JAEAとロシア研究機関との仲介をしたいとの意向。

プロジェクト#2916(KI)

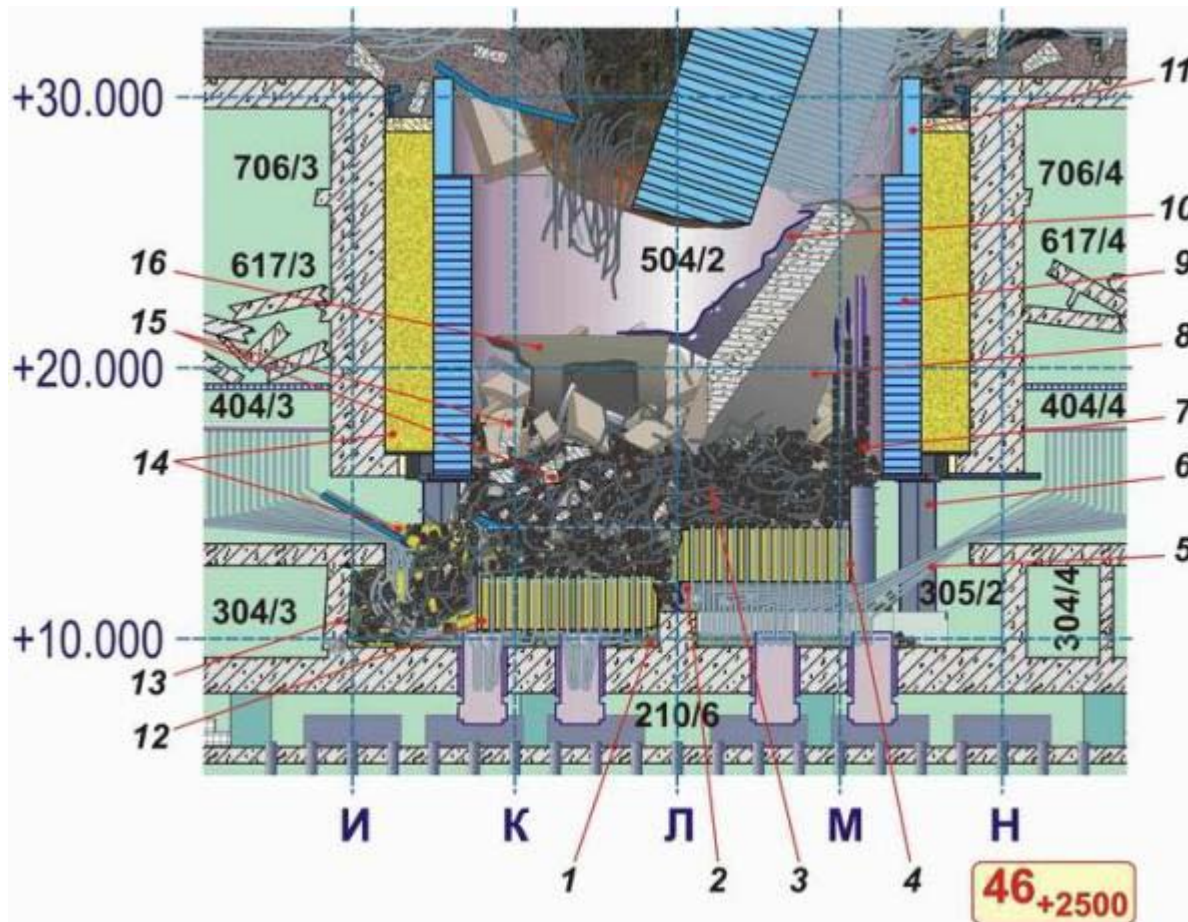
Nuclear Fuel Behavior During Chernobyl Accident

- 担当: **KI**、しかし、プレゼンは現IBRAE副所長Strizhov
- チェルノブイリの現場分析
- MCCIの反応物(LAVA)分析

LAVA GENERATION.

LAYOUT OF CONSTRUCTIONS

The time 30 minutes after the explosions(KI)



1 - Serpentinite of both "OR" component and the inter-compensatory gap

2 - Crushed "C" component ("Cross")

3 - Fuel, fuel assemblies, fuel elements, process channels, graphite blocks, fragmented concrete

4 - $\frac{3}{4}$ OR

5 - BWC tubes

6 - Additional support

7 - Reflector (channels and graphite blocks)

8 - Reinforced-concrete plate (fragments of wall of separator box)

9 - "L" tank

10 - Heat shielding lining of separator box's wall

11 - "D" tank

12 - $\frac{1}{4}$ OR

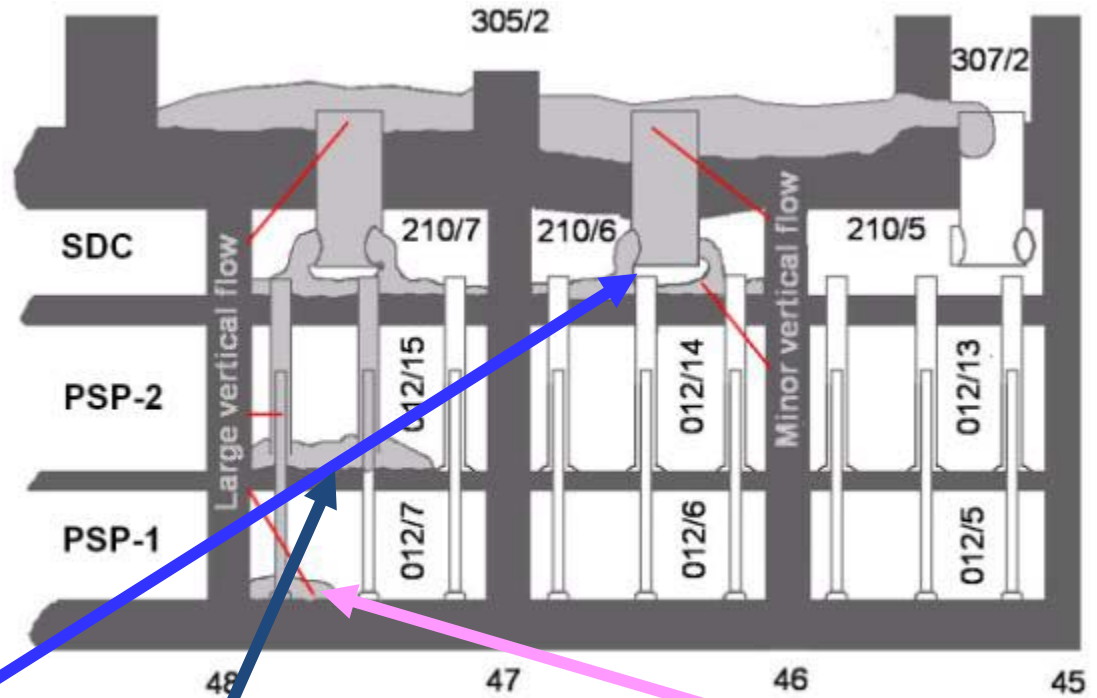
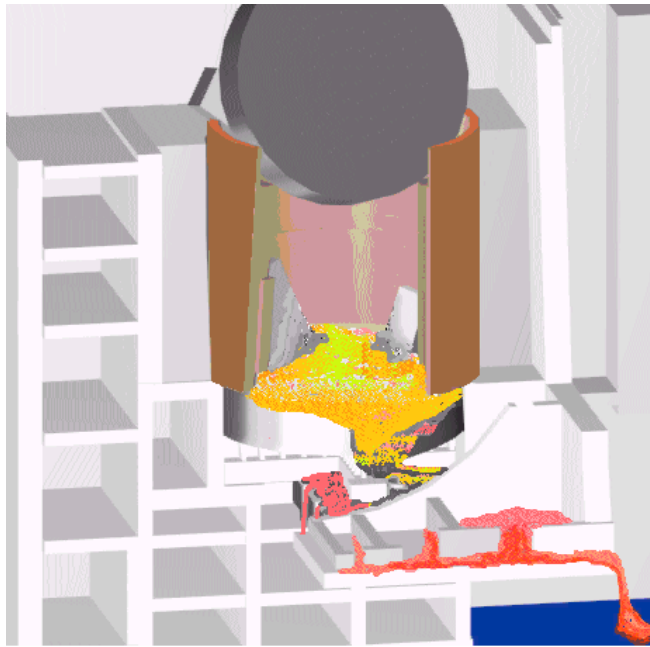
13 - Damaged wall

14 - Vault's filling-up-origin sand

15 - Debris of reinforced-concrete constructions

16 - Fragment of reinforced-

LAVA SPREADING. VERTICAL FLOWS(KI)



像の足、MCCI、粘性の高い物質、U含有4-8wt%

プロジェクト#3078(IBRAE)

Thermo-Physical Properties of Corium

- 担当: **IBRAE**、IVTAN

Task 1

Compilation of existing experimental data on the thermo-physical properties for solid and liquid states

Metals: U, Zr, Fe, Cr, Ni

Oxides relevant to in-vessel phase: UO_2 , U_3O_8 , U_4O_9 , ZrO_2 , FeO , Fe_2O_3 , Fe_3O_4 , Cr_2O_3 , NiO

Oxides relevant to ex-vessel phase: Al_2O_3 , CaO , MgO , SiO_2 , HfO_2 and CeO_2

- density,
- thermal expansion,
- thermal conductivity,
- thermal diffusivity
- viscosity,
- total emissivity,
- surface tension

Task 2

Compilation of existing experimental data on thermo-physical properties for relevant mixtures formed during the accident progression

Corium ($\text{UO}_2 - \text{ZrO}_2 - \text{Zr}$ mixtures)

Slag/Magma ($\text{SiO}_2 - \text{CaO} - \text{Al}_2\text{O}_3 - \text{MgO} + \dots$)

Corium – concrete mixtures

プロジェクト#3876(IBRAE)

Thermo-Hydraulics of U-Zr-O Molten Pool under Oxidising Conditions in Multi-Scale Approach (Crucible – Bundle – Reactor Scales)

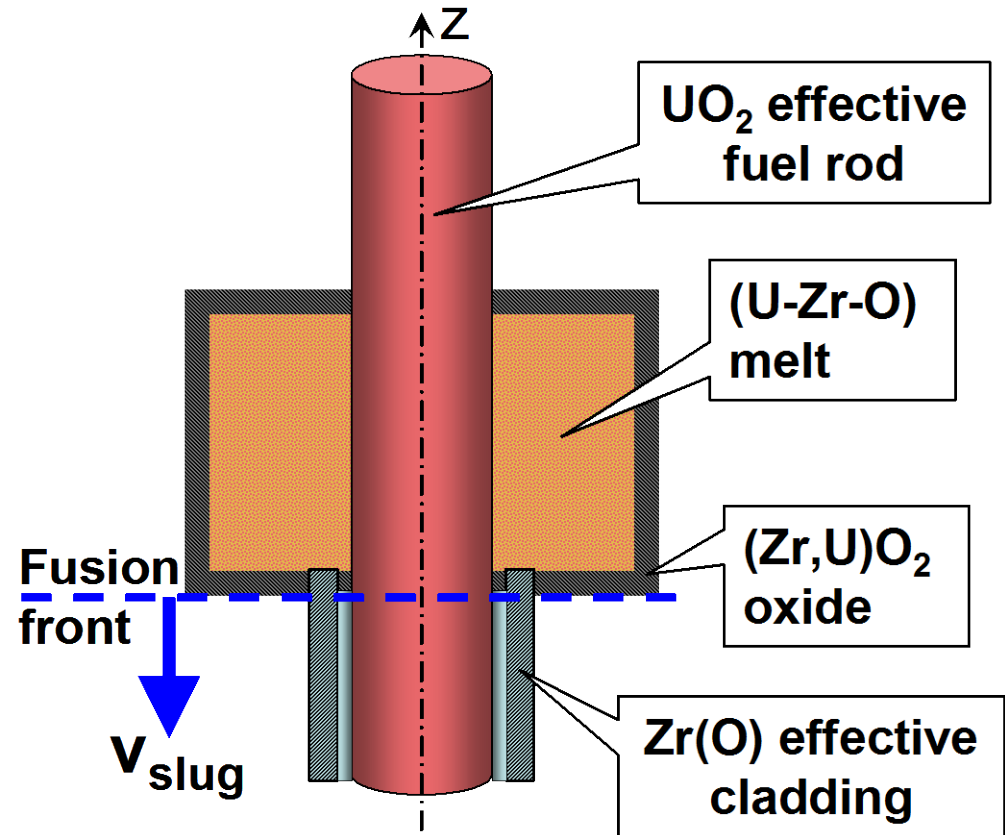
- 担当: **IBRAE**

Calculates:

- U-Zr-O melt composition and average temperature
- U-Zr-O melt oxidation and bulk ceramic precipitates formation
- UO_2 pellet dissolution
- $(\text{Zr,U})\text{O}_2$ peripheral crust thickness and temperature distribution
- Melt blockage relocation

Validated against:

- FZK crucible tests
- CORA (melt relocation)
- Phebus FPT 0&1 (molten pool oxidation)



多様な熱水カモデル、詳細は別途

IBRAE

- IBRAE、IVTANの2研究所はロスアトム傘下になく、比較的自由度が高い。IVTANは先端研究に傾いているが、IBRAEにはSA研究、特に、モデリングに関する高いアクティビティがある。
- MELCORのver.2.0の数学モデルの改良は、IBRAEがNRCから請け負って実施した。
- ロシアの詳細SA解析コードSOCRATは、IBRAEが中心に開発した。余りに詳細すぎるということで、SOCRATで採用したモデルは、ASTECには採用されなかったとのこと。しかし、ASTECとのベンチマークを実施する等、欧州で開発が進む、各種詳細コードとは密接な関係がある。
- ISTCのプロモータGozal氏等より、ロシアと共同研究をするなら、ロスアトム傘下でないIBRAEをとっかかりにするのはよいアイデアだとのコメントがあった。

ISTC Projects with NITI Participation (1994-2011) (1)

- #64 Development of Nuclear Core Melt Catcher Based on Zirconia Concrete
- 833,833.2 (METCOR-1,2) Investigation of Corium Melt Interaction With NPP Reactor Vessel Steel
- 1950,1950.2 P (CORPHAD-1,2) Phase Diagrams for Multicomponent Systems Containing Corium and Products of its Interaction with NPP Materials
- 3345 (EVAN) Source Term Assessment at Ex-vessel Stage of Severe Accident
- 3837 (LITEC) Liquidus Temperature Measurement of Ex-Vessel corium (partner project with CEA, France)

NITIはコリウムの高温相状態に関する多様な研究を継続している。

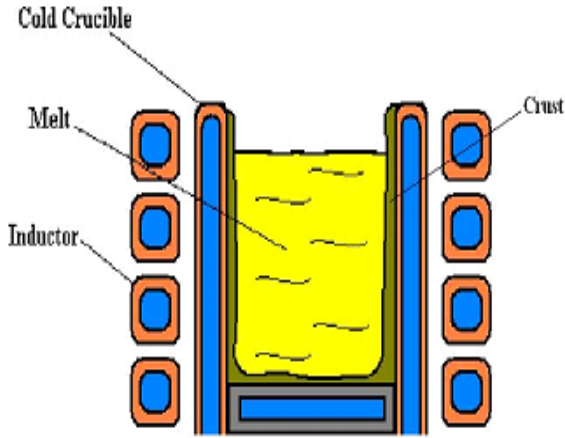
ISTC Projects with NITI Participation (1994-2011) (2)

- 3592 (METCOR-P) Study of Corium Melt Interaction With NPP Reactor Vessel Steel
- 3813 (PRECOS) Phase relations in corium systems
- K1265 (INVECOR) Experimental Study of Corium Melt Retention in Reactor Pressure Vessel
- 3938 (MATICAN) Material Interactions in CANDU - Specific Corium (partner project with AECL, Canada)
- 4012 (EPICOR) Element partitioning and layer inversion in corium pool of BWR reactor (partner project with, AREVA NP GmbH, Erlangen, Germany)

コリウムの高温相状態に関する基礎データ。データベースはCEAのNUCLEAに反映。しかし、GEMINIコードの解析結果は、NITIの実測値とかなり異なるとの説明があった。

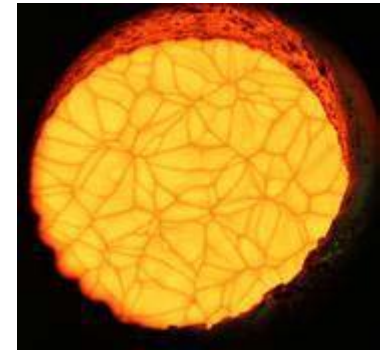
RASPLAV Platform of Experimental Facilities(NITI)

IMCC technology of melt heating and retention



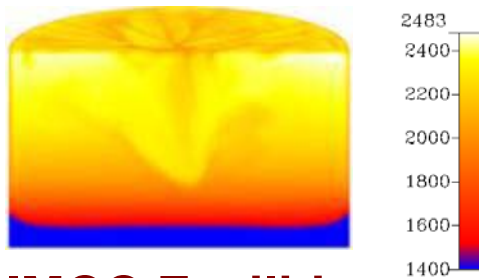
Combination of contact-free method of power supply to the melt with non-polluting method of melt retention resulted in:

- Volumetric power in the melt
- Unlimited melt temperature (but limited superheating)
- Oxidation/neutral above-melt atmospheres
- Unlimited melt exposure
- Compact design (furnace disposal)



模擬熔融コリウムの表面
(蜘蛛の巣構造)

Example T-field of liquid pool

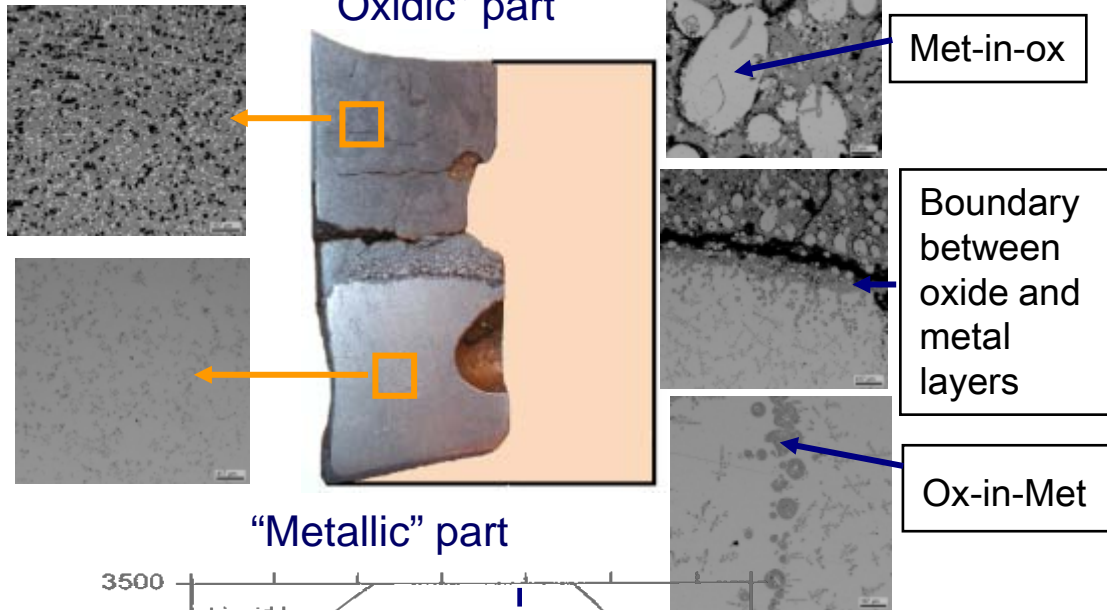


IMCC Facilities integrated into the platform

- RASPLAV-2 for oxidized melts
- RASPLAV-2C for oxidized melts with melt pouring
- RASPLAV- 3 for suboxidized and metal-oxide melts
- RASPLAV- 4 for melts with high electrical resistivity, e.g. ex-vessel SiO_2 and Al_2O_3 containing corium

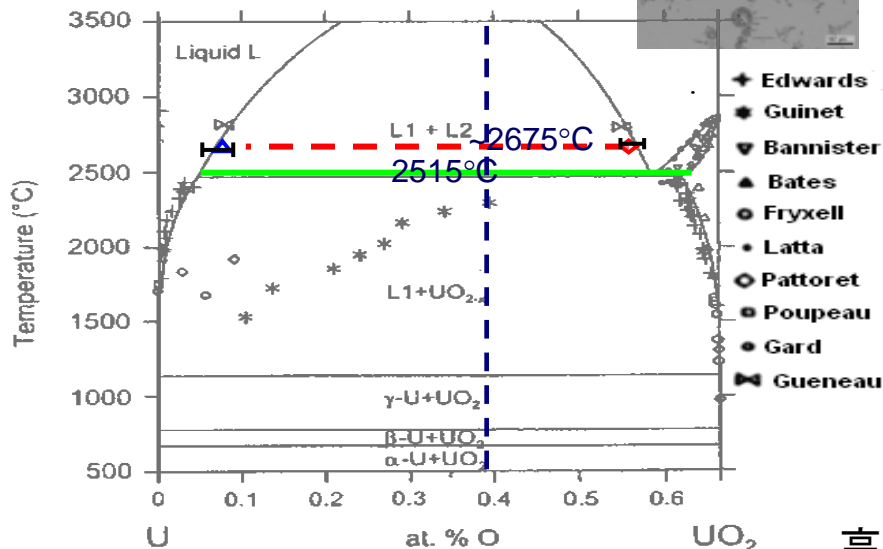
IMCC test. Determination of miscibility gap and tie lines(NITI)

✓U-O system



➤ Measurement procedure

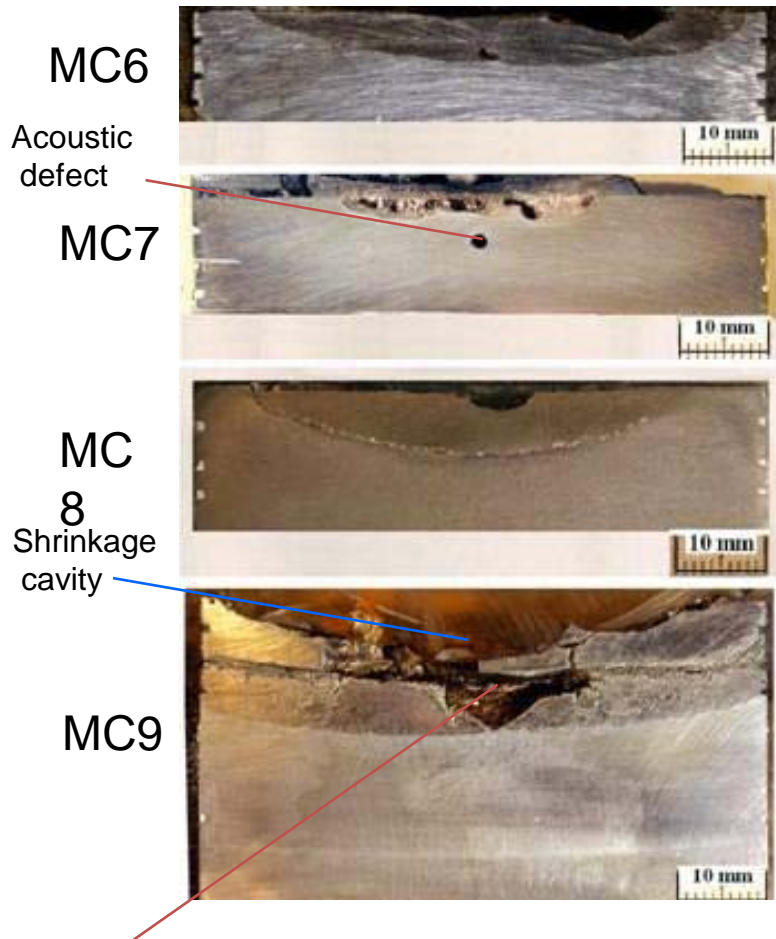
- A molten pool with the specified composition is prepared
- The melt is sampled
- Measurement of monotectic temperature by VPA IMCC
- Melt superheating above the monotectic temperature
- The melt is sampled
- HF heating is disconnected. The melt is quenched.
- Ingot is cut
- Physicochemical analysis of samples



— VPA IMCC
- - - quenching

高温相状態で重要となるミシビリティギャップの測定
(cold crucibleを用いた急冷試験)

Results of the suboxidized melt interaction with vessel steel(NITI)



Axial section of a specimen after interaction with an suboxidized melt

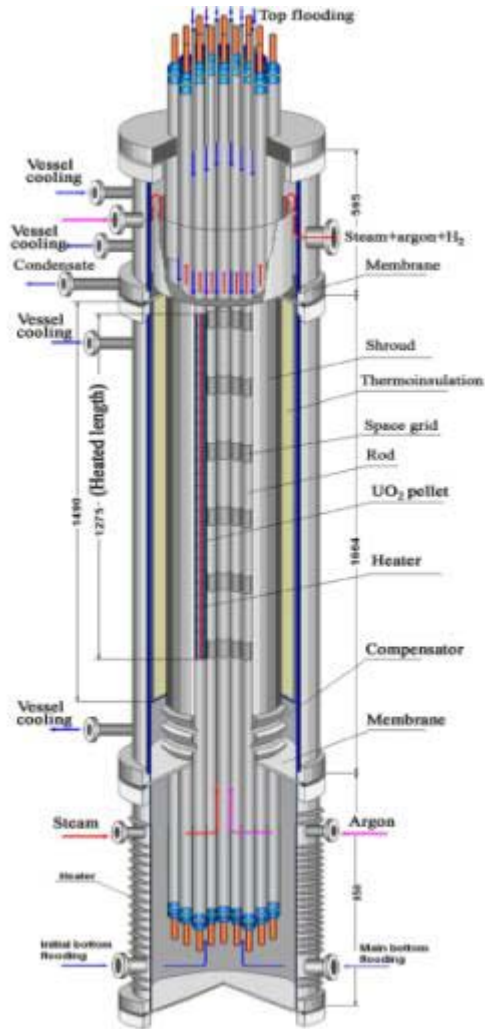


Axial section of a vertical specimen after interaction with an suboxidized melt

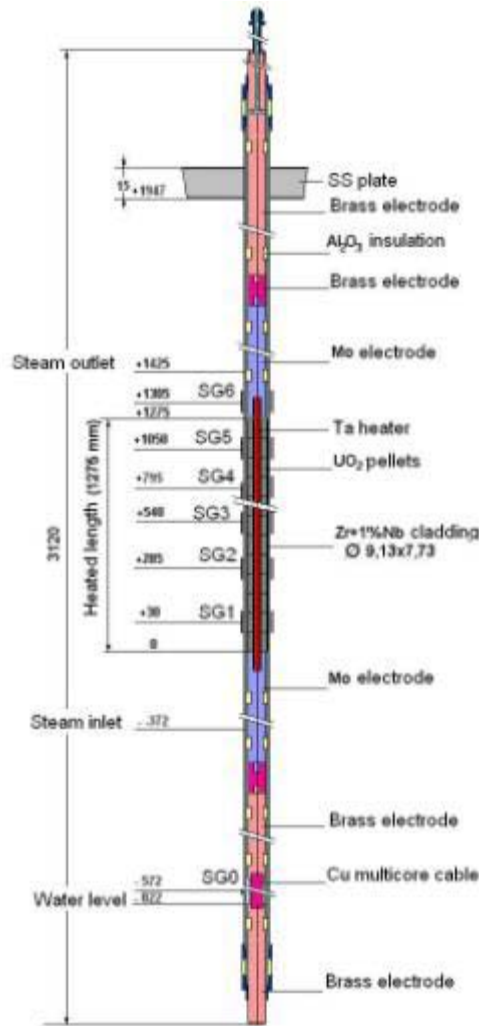
LUCTH

- CORA facilityを模擬した、模擬燃料集合体の崩落試験装置を所有(現在、Uが使える世界唯一の施設)、内径8cm。
- 水蒸気あるいは空気導入、Arキャリアガス
- 事故時の水素発生、崩落燃料棒の化学形態測定
- VVER炉集合体

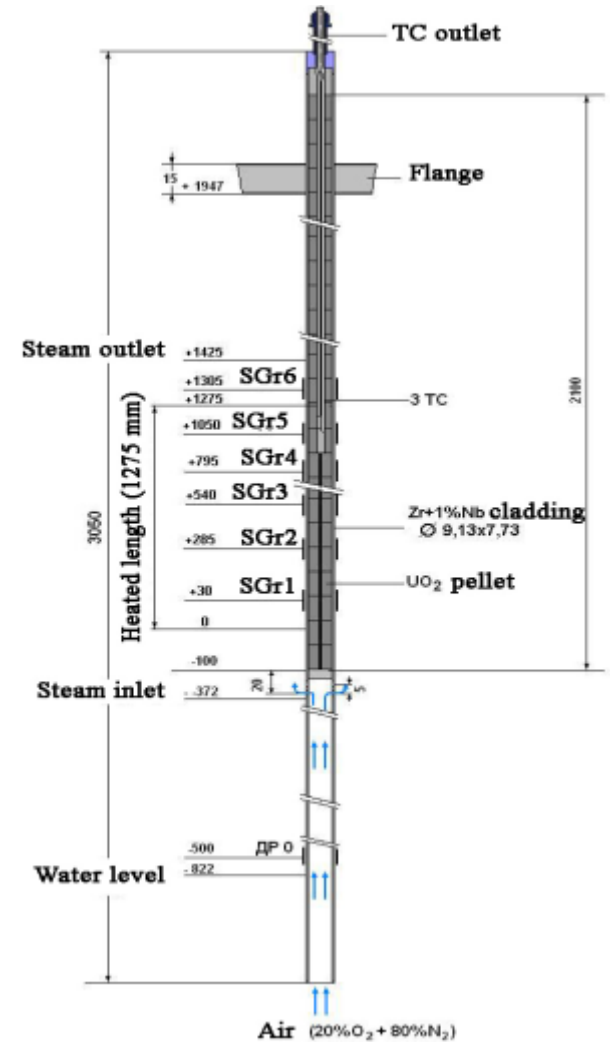
MODEL FA AND FUEL ROD SIMULATORS(LUCTH)



Test bundle



Heated rod



Unheated rod

PARAMETER test(LUCTH)



Z = 951 MM



Z = 1033 MM



Z = 1103 MM



Z = 1202 MM



Z = 1246 MM

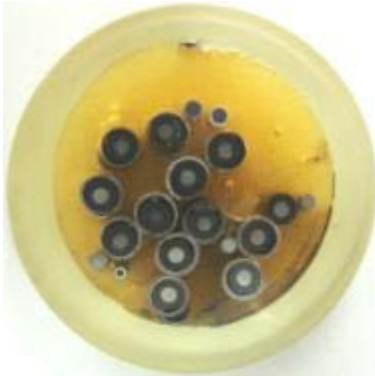


Z = 1296 MM

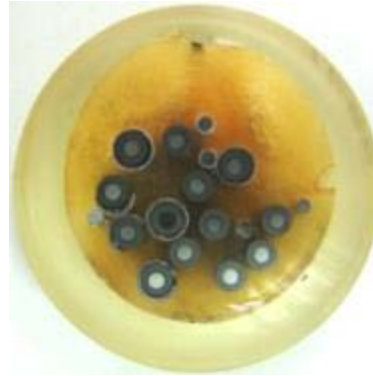
Photos of the assembly cross-sections slabs within the elevations of Z ~ 950...1300 mm.

予備加熱1200°C、冷却水500°C、最高到達温度1500°C(ブレークアウェイ直前程度の条件)

PARAMETER test(LUCTH)



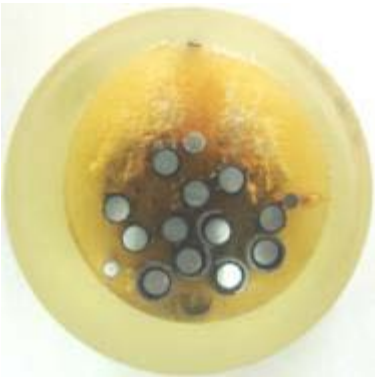
1100 MM



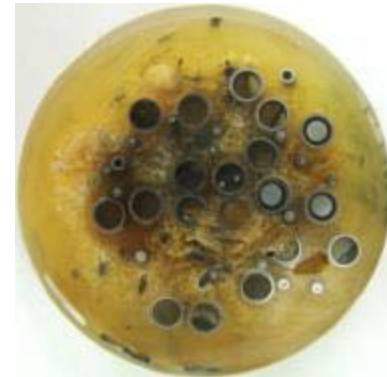
1200 MM



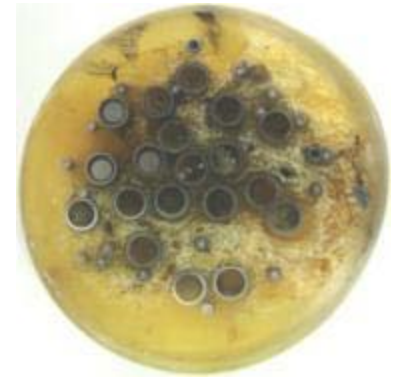
1250 MM



1300 MM



1400 MM

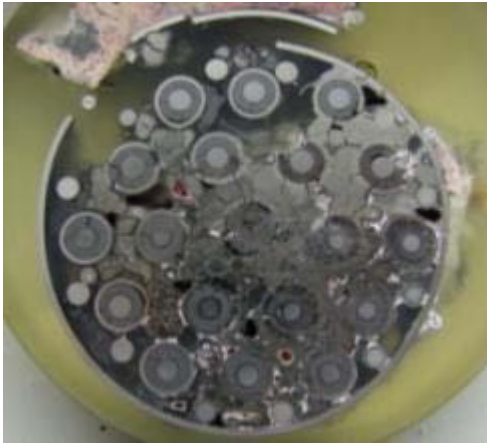


1500 MM

Photos of the assembly cross-sections slabs within the elevations Z ~ 1100...1500 mm.

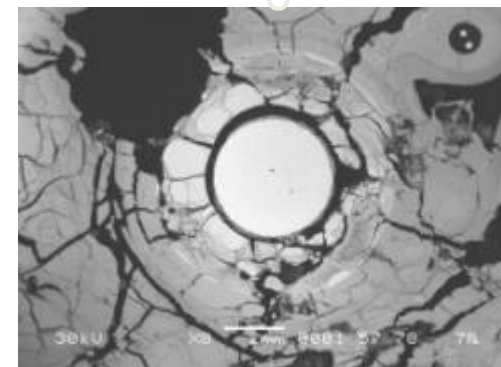
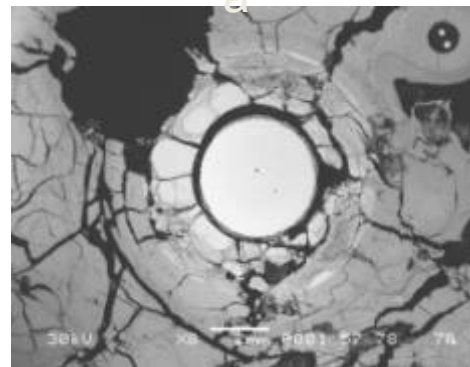
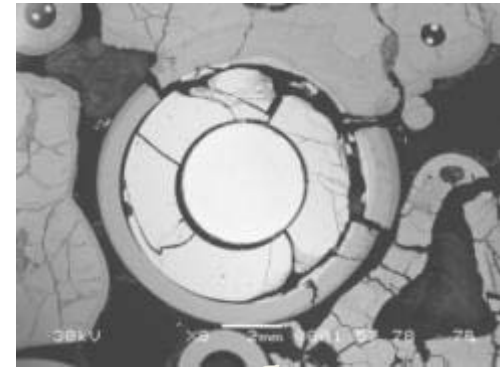
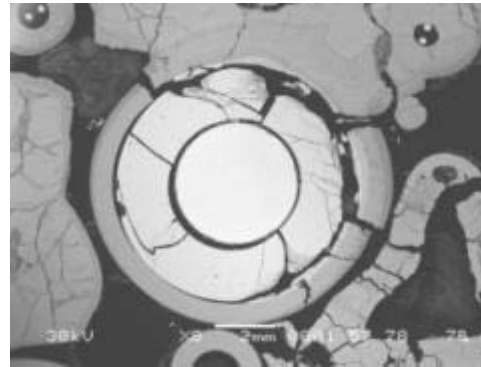
予備加熱1200°C、冷却水500°C、最高到達温度1600°C(ブレイクアウェイ直後程度の条件)

PARAMETER test(LUCTH)



Assembly cross-section at the elevation of $Z = 260$ mm (top view).

Cross-section of fuel rod simulators at the elevation of $Z = 260$ mm:
a – fuel rod 2.1;
b – fuel rod 2.4;
c – fuel rod 2.5;
d – fuel rod 3.8. .



B

Γ

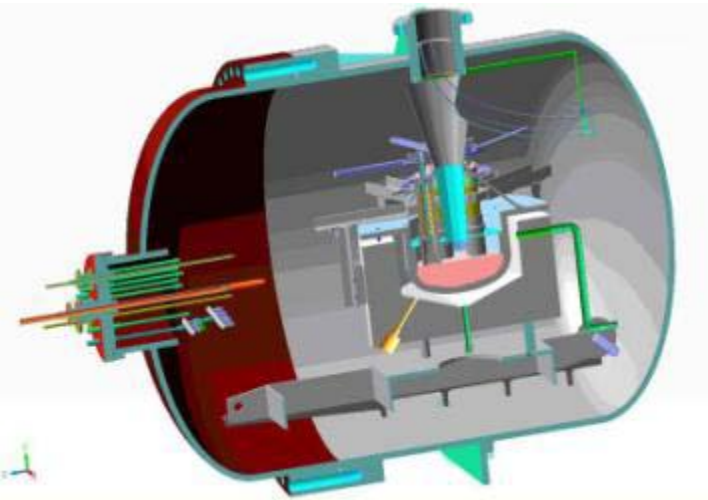
燃料崩落、流路閉塞条件、キャンドリングの模擬試験

カザフスタン国立研究所

- #1265プロジェクト Study of the Processes of Corium-melt Retention in the Reactor Pressure Vessel
- LAVA-B施設、溶融コリウムと圧力容器の反応

Major points of LAVA-B facility modernization

(カザフスタン国立研究所)



Electric melting furnace

Facility pressure vessel

Experimental section

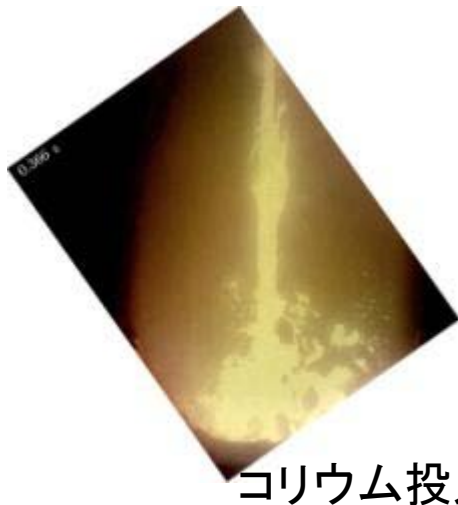
Graphite crucible coating

Copper electrode design

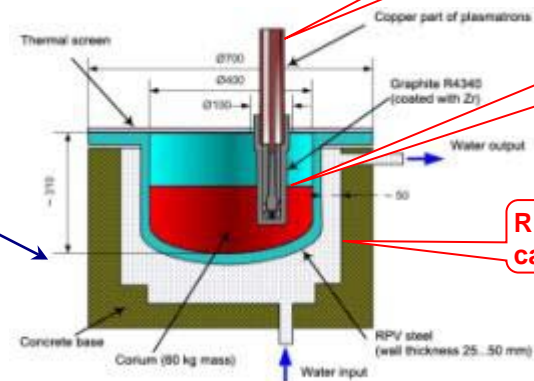
Electrode nozzles design, testing and coating

RPV model design and calculation

DAS improvement



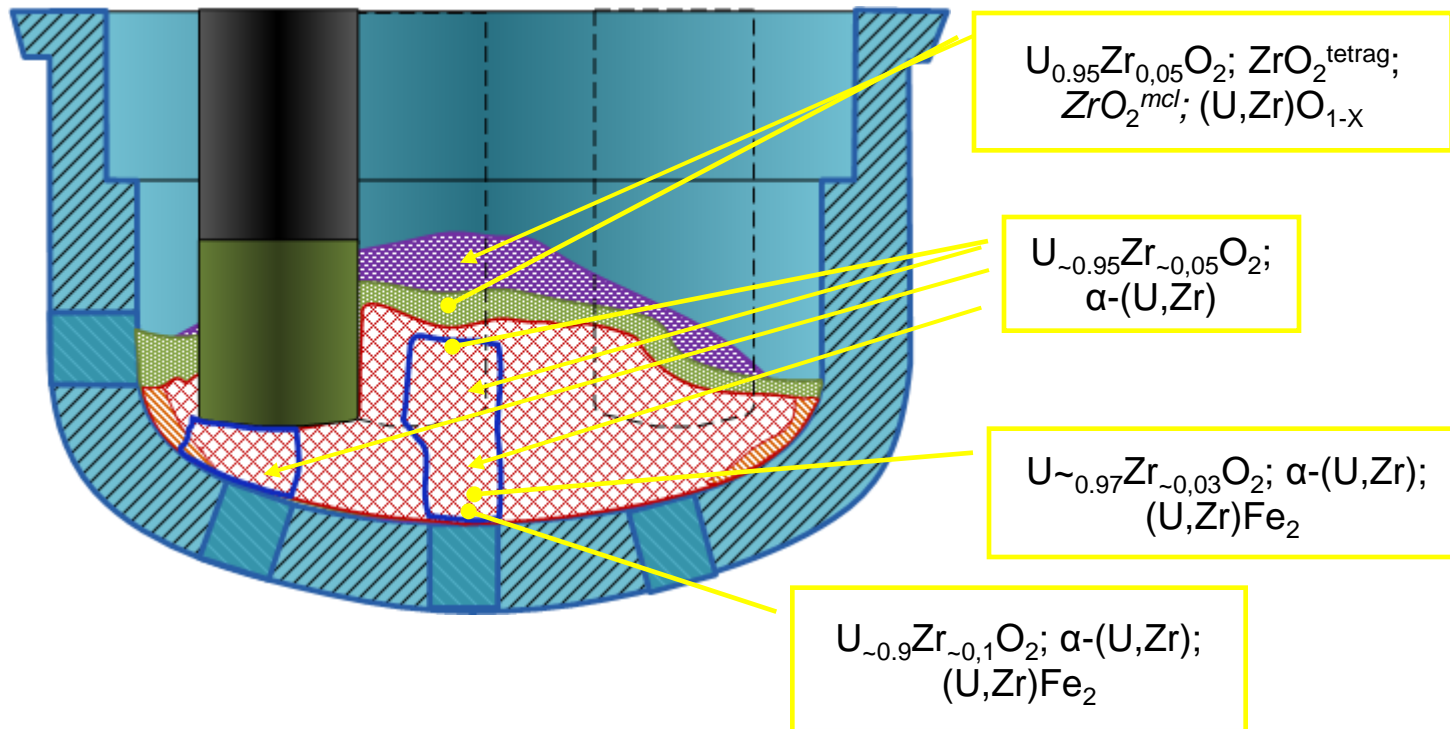
コリウム投入



コリウム連続加熱方式に工夫、プラズマ加熱のノズルを模擬コリウム内に装荷

Post-test research after test 2 (INVECOR-2) (1)

(カザフスタン国立研究所)



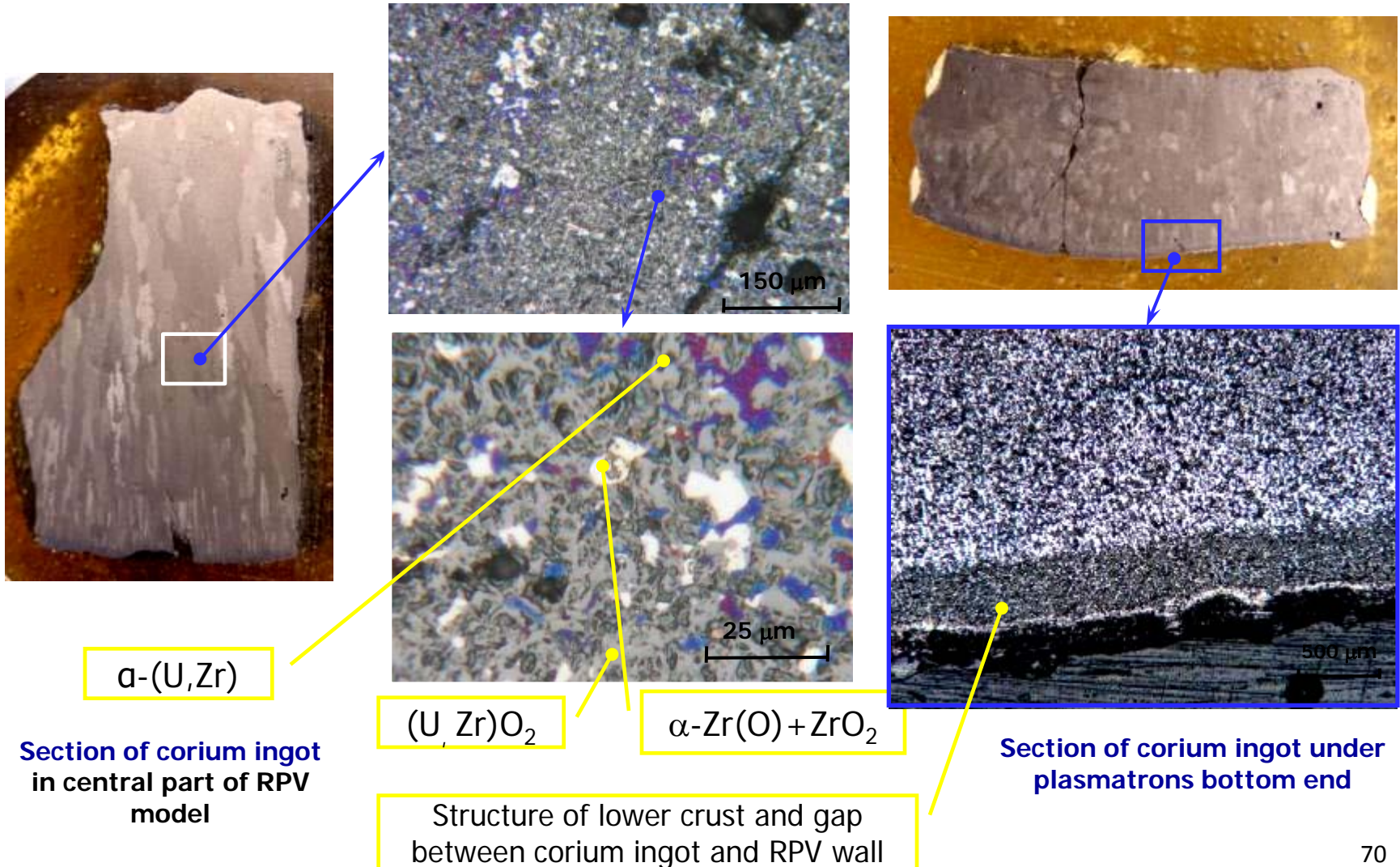
Fragmented debris bed consists **completely of** oxide phases - similarly to Test 1.

The bulk corium ingot phase composition is rather uniform again.

Iron inclusions were found in the central bottom part of corium ingot (layer ~1,5 cm thick)

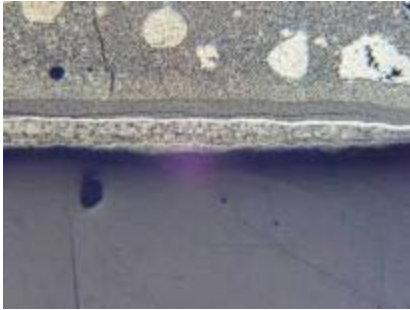
Post-test research after test 2 (INVECOR-2) (2)

(カザフスタン国立研究所)

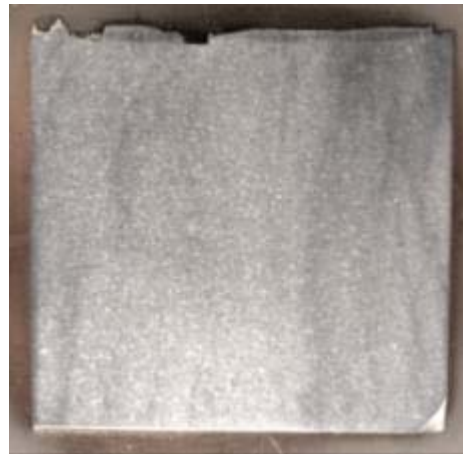


Post-test research of corium/steel interaction zone

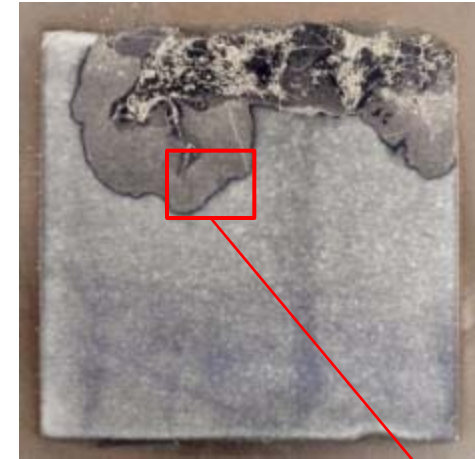
(カザフスタン国立研究所)



Structure of a corium/steel interaction zone
(corium ingot fragment after test 4)

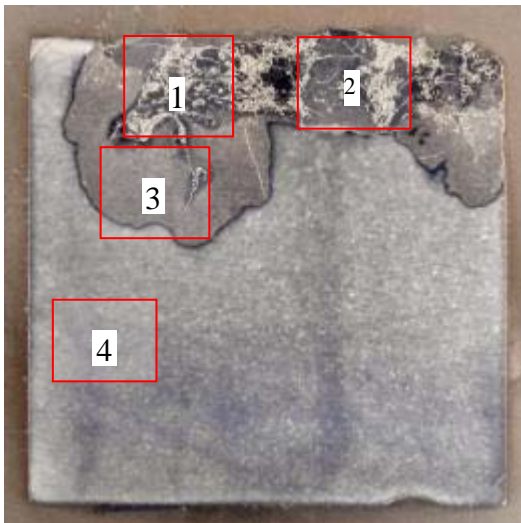


After Test 3



After test 4

Section of RPV steel sample in the central part of the model



X-ray diffraction analysis revealed the phase $(Zr,U)Fe_2$ in the zone 3 is less evident than in zones 1 and 2. Zone 4 was the unreacted RPV steel

