

事故の教訓と安全研究の方向性

平成23年11月24日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

安全研究センター

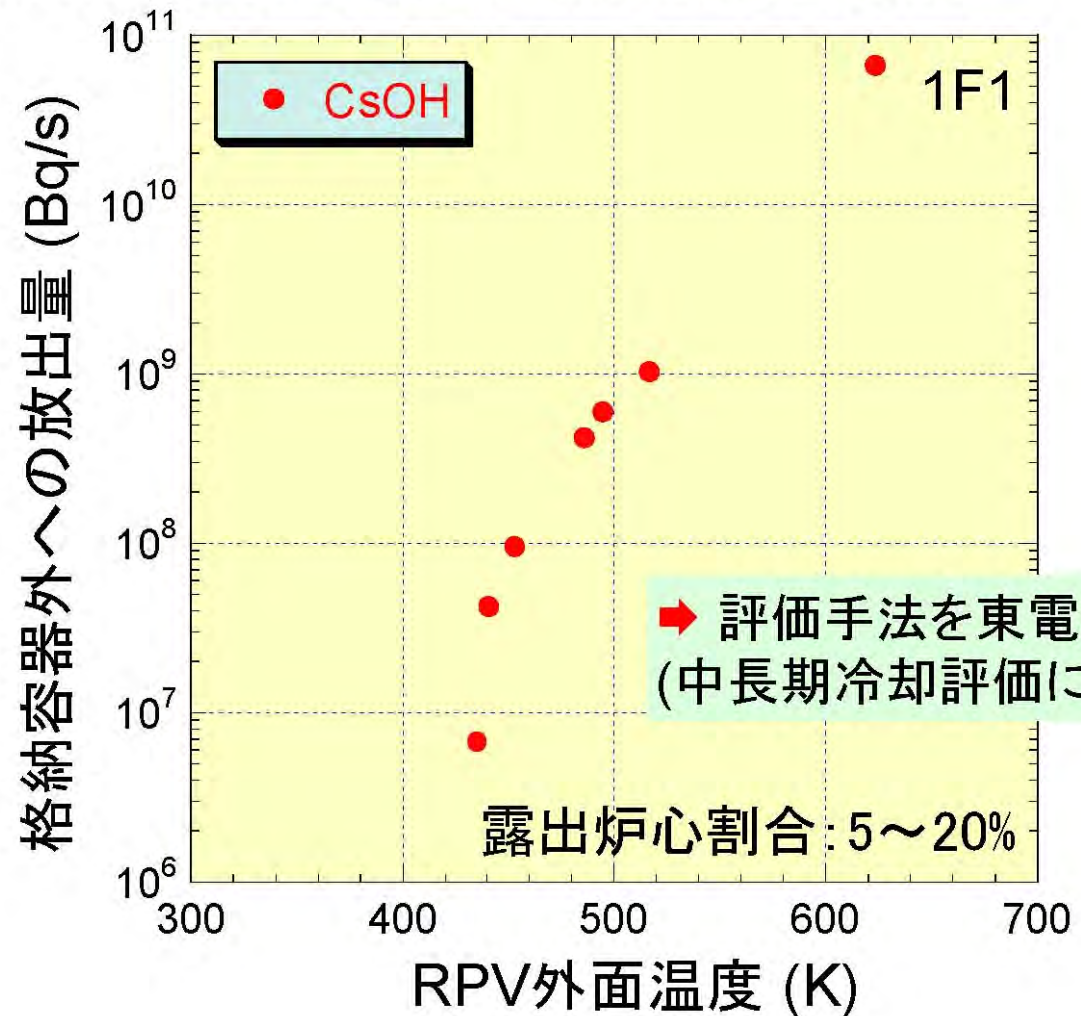
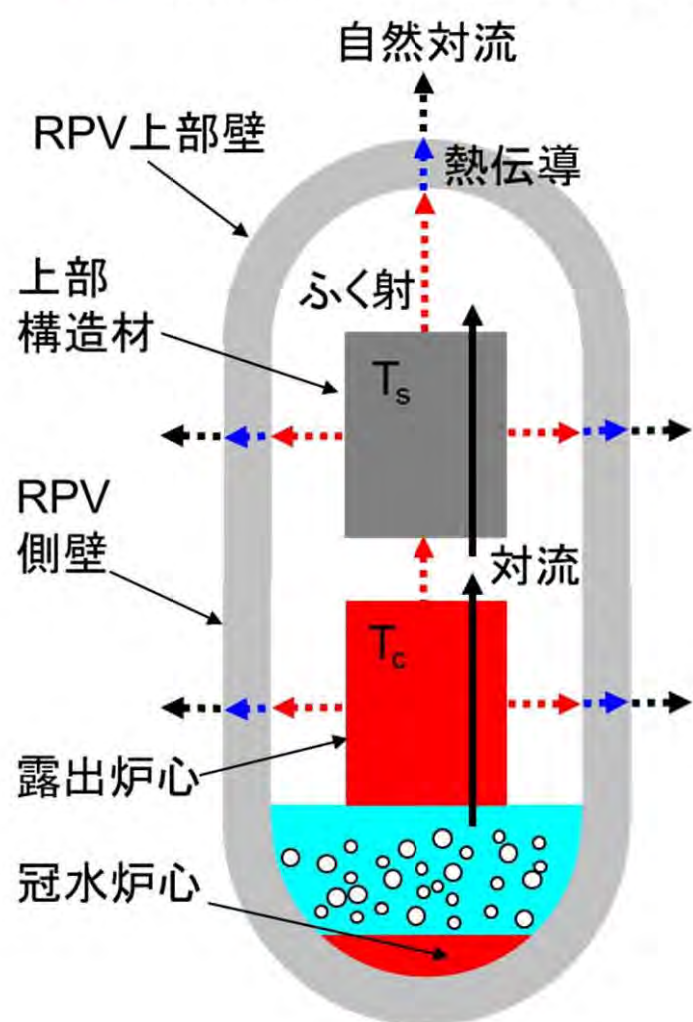
副センター長 更田豊志

平成23年3月11日に発生した東京電力(株)福島第一原子力発電所事故では、東北地方太平洋沖地震と巨大津波を発端として1~3号機がシビアアクシデントに至った。事業者が自主的に整備してきたシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメント(AM)策についても、電源や原子炉冷却機能の確保などの様々な対応においてその役割を適時に果たすことができず、その結果、炉心損傷を防止できなかつただけでなく、格納容器や原子炉建屋の健全性を維持できず、大量の放射性物質が環境中に放出されるに至った。

本報告では、事故を分析して今後の安全研究の方向性を考えるための教訓を抽出するとともに、具体的な研究課題をこれまでの研究成果とともに紹介する。

- 圧力、熱移動、冷却水収支の分析などに基づいたプラント状態の推定、溶融炉心/コンクリート相互作用などの評価
 - ➔ プラント状態の推定結果を原子力安全委員会等に提供
- ソースターム評価、環境影響評価を通じて防護措置範囲などについて検討
 - ➔ 避難区域の設定に関する官邸への助言に参加
 - ➔ 計画的避難区域設定、学校の被ばく管理に関する原子力安全委員会への提言
- 原子炉容器内温度やFP追加放出などの評価
 - ➔ 評価手法を東京電力に提供
 - ➔ 1～3号機の長期冷却システム構築に参加
- 防災指針、安全設計審査指針の見直し、ストレステスト評価等に参画

- 炉心、上部構造材及び圧力容器(RPV)内外面温度を算出
- 温度評価結果と崩壊熱による水蒸気発生量を用いてセシウムの再蒸発量、格納容器内濃度及び格納容器外への放出量を評価
- ✓ 数少ない情報である圧力容器外面温度から放出量を評価



全交流電源喪失

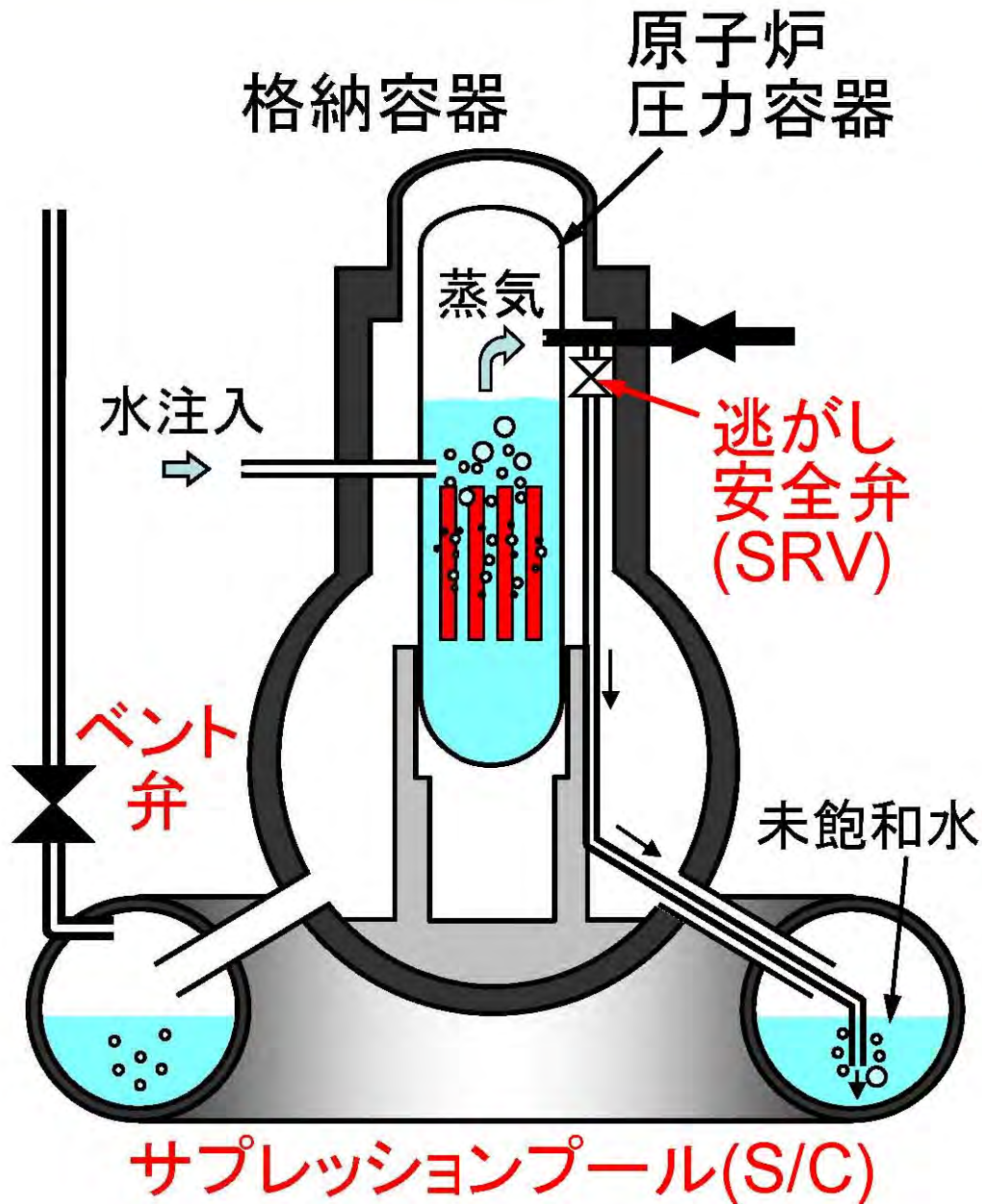
- ➔ 6号機からの電源融通により5号機の炉心損傷を回避できたが、1～4号機では電気系統が水没し、電源融通は機能しなかった。

代替交流電源(電源車等)の確保

- ➔ 内的事象のみを対象とした確率論的安全評価(PSA)では、電源融通、外部電源または非常用発電機の復旧を考慮しておけば重大な事故に至る確率は十分低くなるとされたため、採用されていなかった。
- ➔ 電源車を運び込んだが円滑に接続できなかった。さらに、電気系統が水没しており、接続しても機能しなかった。

代替直流電源(仮設蓄電池等)の確保

- ➔ 内的事象のみを対象としたPSAでは、外部電源の復旧可能性が高いとされ、採用されていなかった。



- 吐出圧の低い消防車を使って注水する場合、SRVを開け、**圧力容器を減圧**する必要
- ➡ SRVを介して蒸気が流入し、S/Cの水が飽和に達すると蒸気が凝縮されず格納容器の圧力が上昇
- ➡ 代替注水を可能にし、かつ格納容器の過圧破損を防止するためには**ベント**が必要

福島第一事故のAMに関する評価 (減圧及び代替注水)

格納容器ベント

- ➔ 空気操作弁(AO弁)を開けるには蓄電池や空気圧縮機を仮設する必要があったが、厳しい作業環境(高放射線、暗闇)に阻まれ、操作が遅れた。

原子炉圧力容器の減圧

- ➔ 逃し安全弁(SRV)を開け、減圧するのに時間を要した。

代替注水

- ➔ AMとして考慮されていなかったが、サイトの化学消防車による注水が試みられた。しかし、原子炉圧力が消防車のポンプ吐出圧力より高かったため、原子炉への注水ができない事例もあった。格納容器及び圧力容器の減圧を速やかに進める必要があった。

事故の教訓について (1/4)

AM策の整備

- 1992年、原子力安全委員会は「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」を決定。原子炉施設のリスクは十分に低く抑えられているとし、AM整備はこの**低いリスクを一層低減するものとして位置付けた**。
- その後、AM整備が全ての原子炉施設において実施されるまでのべ10年を費やし、その**基本的内容は1994年時点における内的事象についてのPSAによって摘出された対策にとどまり、見直されることがなかった**。(2011年10月、原子力安全委員会決定)
- 今後は「シビアアクシデントの発生防止、影響緩和」に対しても、規制上の要求や確認対象の範囲を拡大する。
(2011年10月、原子力安全委員会決定)
- ➡ 「シビアアクシデント評価手法及びAMの高度化」
- ➡ 「シビアアクシデントを想定した緊急時への準備の充実」が重要

事故の教訓について (2/4) 継続的改善 (1/2)

- IAEAの基本安全原則(SF-1)は、「合理的に達成できる安全の最高水準が達成されるよう手段が講じられなければならない」としている。
- 米国では内的事象に対する個別プラント評価(IPE)に加え、外的事象に対する個別プラント評価(IPEEE)に基づき、事業者にとって低コストで改善が可能なシビアアクシデントに対するプラント固有の脆弱性を確認し、全交流電源喪失(SBO)対策としてガスタービン発電機を追加設置するなど、安全向上策が採られてきた。
- 西欧規制者協議会(WENRA)はその声明(2005年)において、「我々は継続的改善(Continuous Improvement)を誓約する」としている。

事故の教訓について (3/4)

継続的改善 (2/2)

- 原子炉設置者は、規制による要求の範囲にとどまらず、**合理的に実行可能な全ての努力を行うべき**である。規制の役割は、技術的独立性に基づいて、防護策の有効性を継続的に評価・監視し、合理的に実行可能な防護策が的確に採り入れられることを促し、確認することにある。**合理的に実行可能な範囲は、**防護のための技術の進展ならびに安全評価の手法の進歩によって**変化する**ものであって、規制の内容は、このような変化を適切に取り込むことを含めて、継続的な改善が図られるべきである。(2011年10月、原子力安全委員会決定)
- ➡「個々のプラントの実力を測る技術の整備」が重要。

事故の教訓について (4/4)

低頻度高影響事象

- 津波に限らず、**低頻度高影響の外的事象(地震、津波、火災、爆発等)**について検討する必要がある。欧米では既に、河川上流のダムの決壊や極端な悪天候(極低温、巨大台風、竜巻)などの他、**人為的外的事象**も視野に入れた検討を開始。
 - AMの導入・評価ではPSAが使われたが**内的事象のみが対象**。このため、外部電源の復旧可能性が高く評価され、電源車や仮設蓄電池の確保等の対策が採られなかったものと考えられる。**外的事象を考慮すれば安全重要機器の共通要因故障の可能性は高くなり、外部電源の復旧可能性も低くなる。**
- ➔「低頻度高影響の外的事象への対応」が重要。

今後の安全研究は、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献する。このためには、シビアアクシデント評価及びAMの高度化、低頻度高影響の外的事象への対応、個々のプラントの実力を測る技術の整備、シビアアクシデントを想定した緊急時への準備の充実が不可欠。これらの課題に応えるべく、

① **損傷炉心調査** (福島事故で損傷した炉心の調査・分析)

に加え、

② **シビアアクシデント防止研究** (設計基準事象とそれを超える事象における現象の解明、最適評価技術の整備と適用、外的事象評価手法の整備)

③ **シビアアクシデント評価研究** (シビアアクシデント進展及びソースターム評価手法の改良及び適用、AMの高度化)

④ **環境影響・被ばく線量評価研究** (最新知見に基づくレベル3PSA手法の整備と防災への適用)

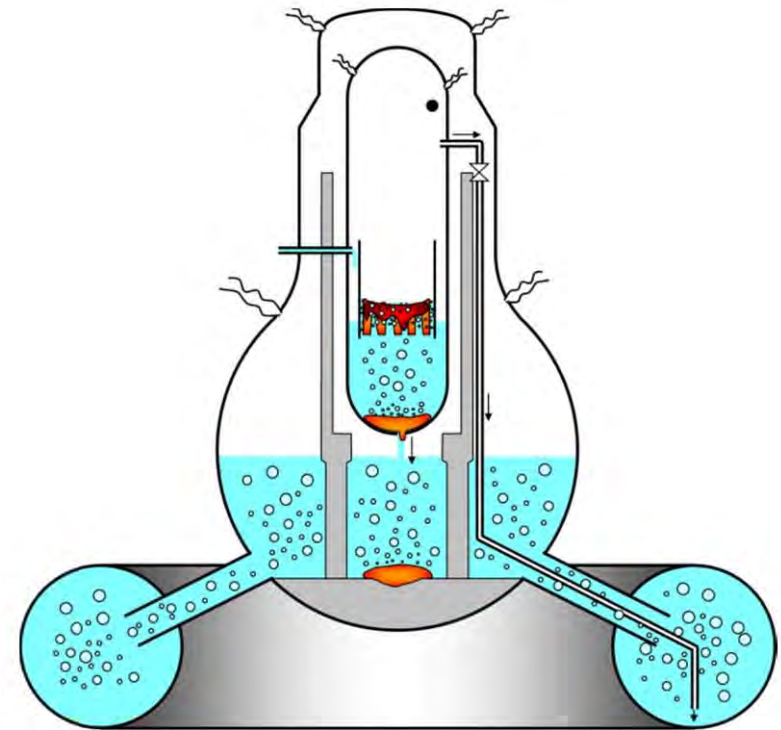
を進める。

① 損傷炉心調査

福島事故で損傷した炉心や機器の調査・分析

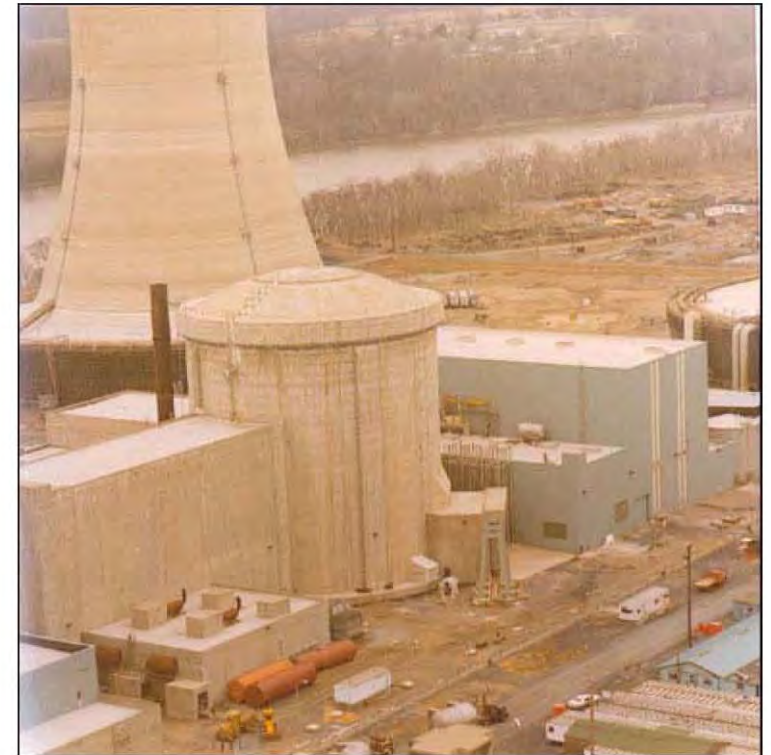
試料の採取、分析により、損傷を受けた炉心や圧力容器などの状態を把握し、事故の進展、損傷状態を把握するとともに、損傷炉心の処理処分技術などの事故処理に関する基準等の策定に資する。

- 圧力容器内部の状態調査*
- 格納容器内部の状態調査*
- 主要機器の状態調査*
- 調査時の臨界安全管理*
- 損傷燃料、構造材、水等の採取*
- 採取試料の詳細分析
 - 組織観察
 - 組成分析
 - 融点等物性測定
 - 放射能測定など



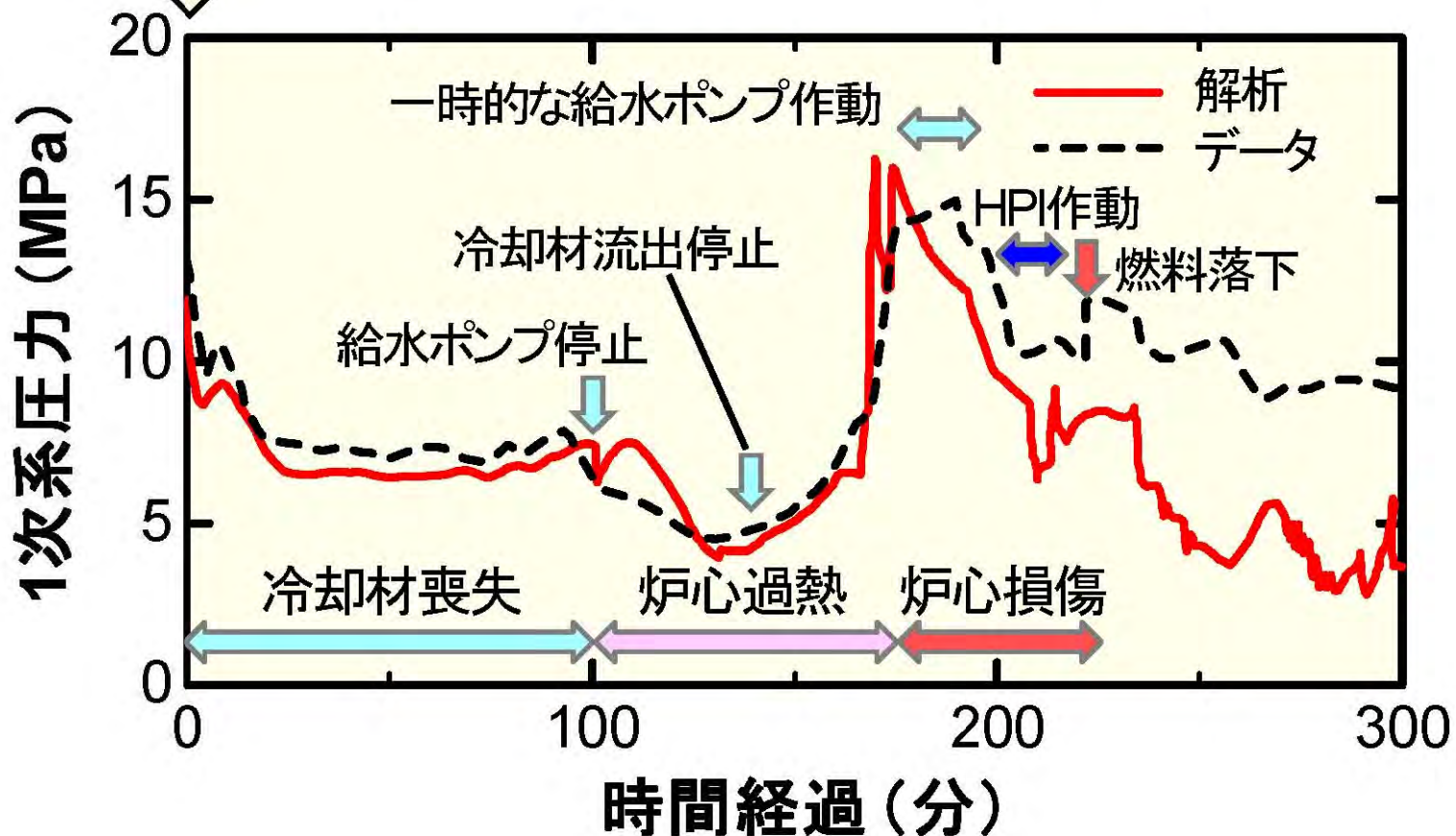
* 現地調査・作業については事業者の役割が重要

- スリーマイル島原子力発電所2号機 (TMI-2)は、ペンシルバニア州の州都 Harrisburg 近くにある Babcock & Wilcox が建設した電気出力96万kWの加圧型軽水炉(PWR)
- 1978年3月28日に初臨界、12月30日に営業運転を開始、初臨界からちょうど1年後の1979年3月28日に事故発生
- 97%出力で運転中、2次系脱塩塔のイオン交換樹脂移送作業の際に計装用空気系に異常が発生し、主給水ポンプ及びタービンが停止



二次冷却水給水ポンプ停止、加圧器逃し弁開
 加圧器逃し弁開のまま固着 (冷却材喪失開始) [0:00]
 高圧注水系(HPI)起動 [0:02]
 冷却材の沸騰により水位計が誤指示(水位高)
 水位計の指示を基にHPIを手動停止

**事故開始220分で
 炉心の約45%が
 溶融**



TMI-2 R&D計画 (1980～1991年)

- 除染及び損傷燃料の取り出しを含む廃棄物処理技術の開発を実施
- 損傷炉心の分析をアイダホ国立研究所及びOECD/NEA参加国で実施

TMI-2 Vessel Investigation Project (TMI-VIP)

(1988～1993年)

- USNRCとOECD/NEAの共同研究
- 日本も参加し、サンプル60個を輸送して(1991年)、日本原子力研究所(現JAEA)において各種分析を実施

TMI-2損傷炉心のボーリング調査



底部

切株状燃料

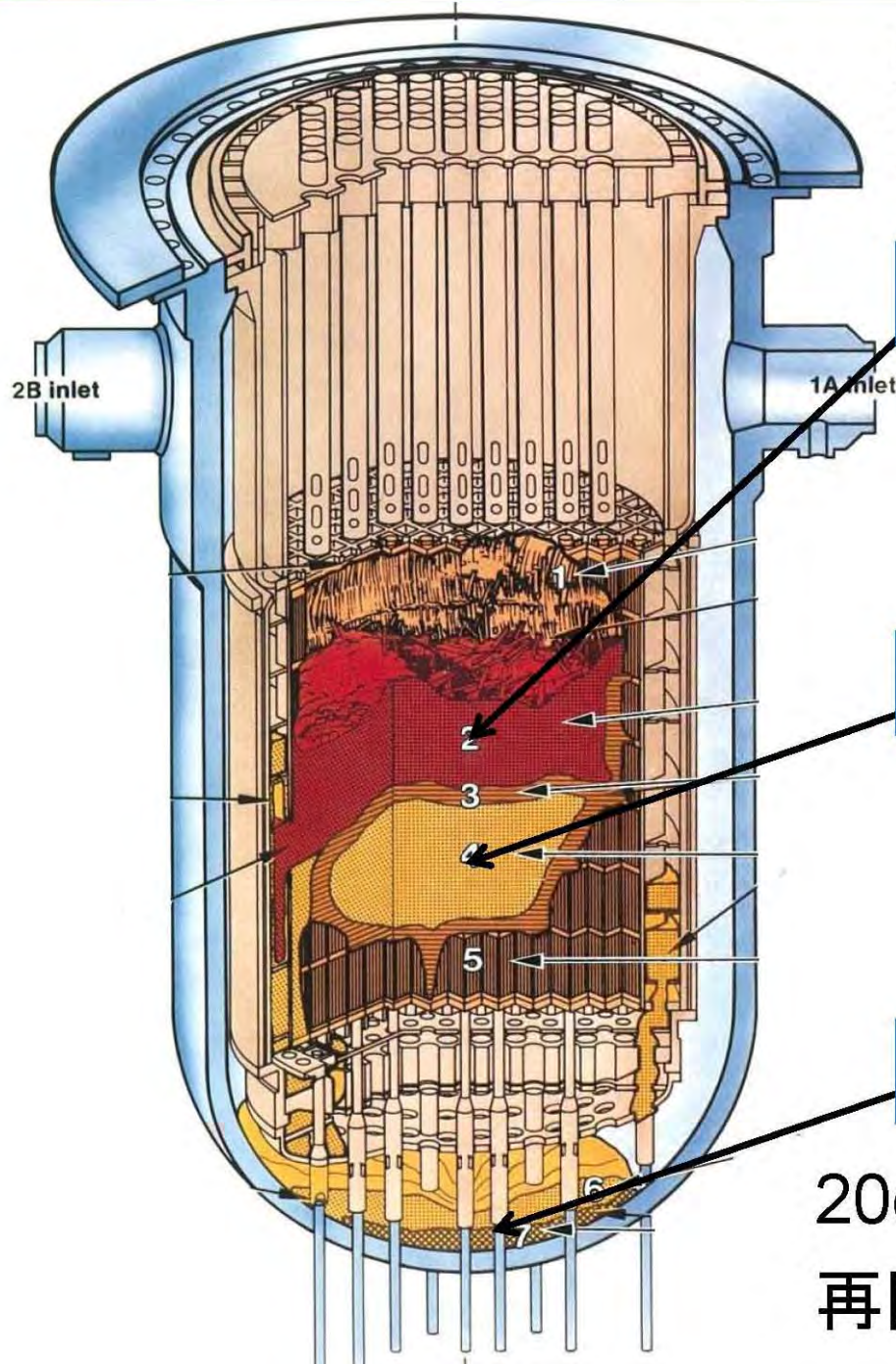
下部クラスト



溶融プール領域

上部クラスト

TMI-2事故：炉心の最終状態



炉心の約45%が損傷、約20tが落下
 底部は約30分程度、約1370Kに

炉心上部



破碎燃料や再固化した熔融燃料
 推定最高温度は約2000K



熔融プール(約3 mφ×厚さ1.5 m)

構造材、制御棒、燃料の混合物で
 金属が多い。2700~3100K

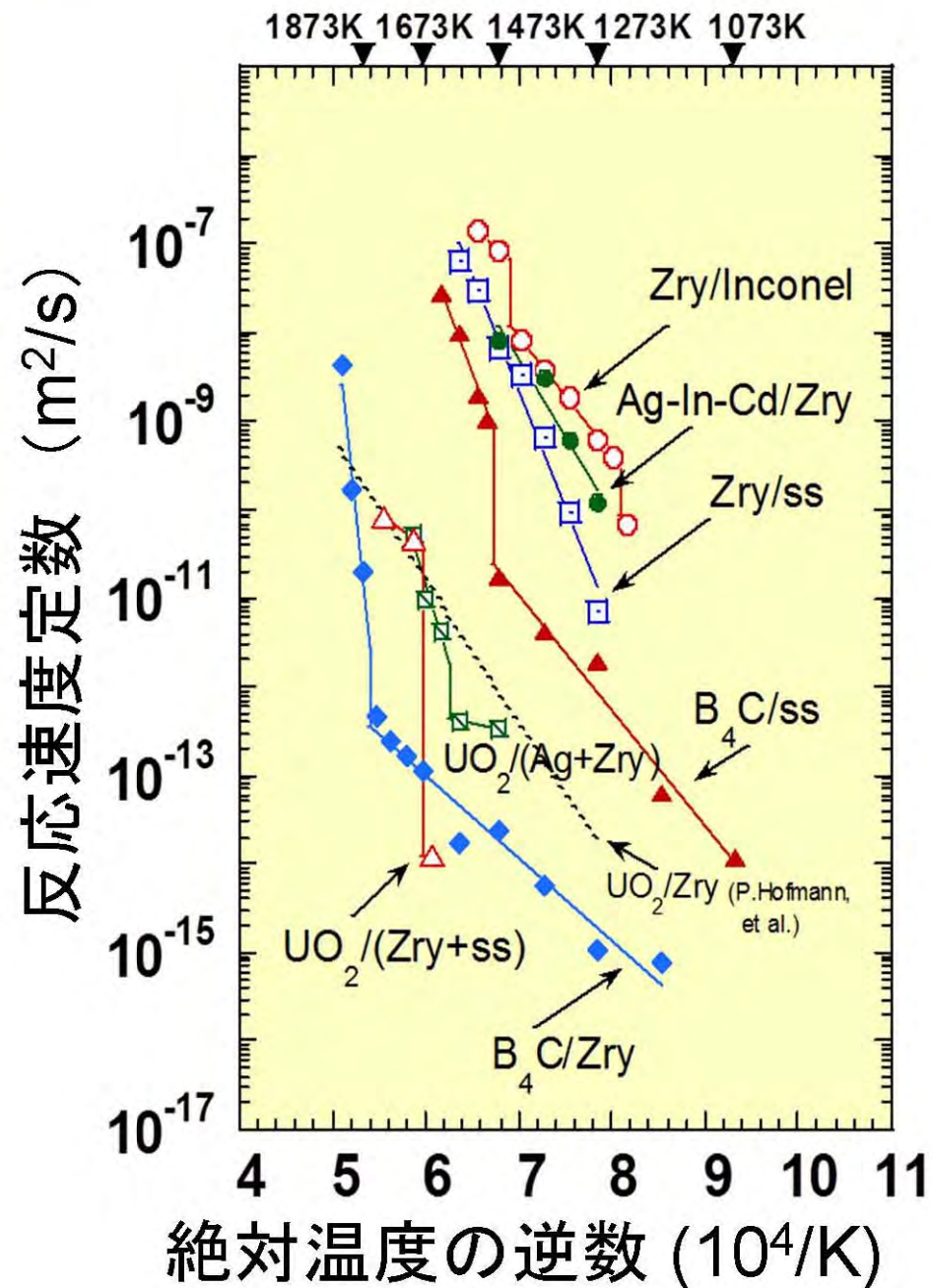
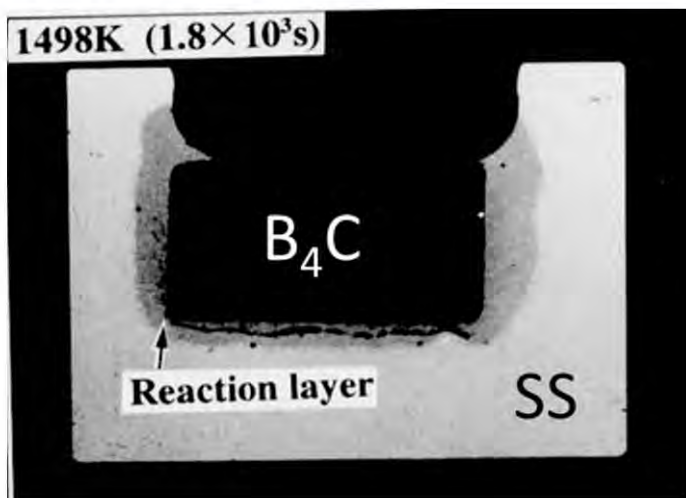


底部 (約1mの厚さで堆積)

20cm程度の岩状~0.1mm以下の顆粒状
 再固化した熔融セラミックスで多孔質

採取試料の熱拡散率、融点などを測定するとともに、分離効果実験により構成材料間の反応速度を測定

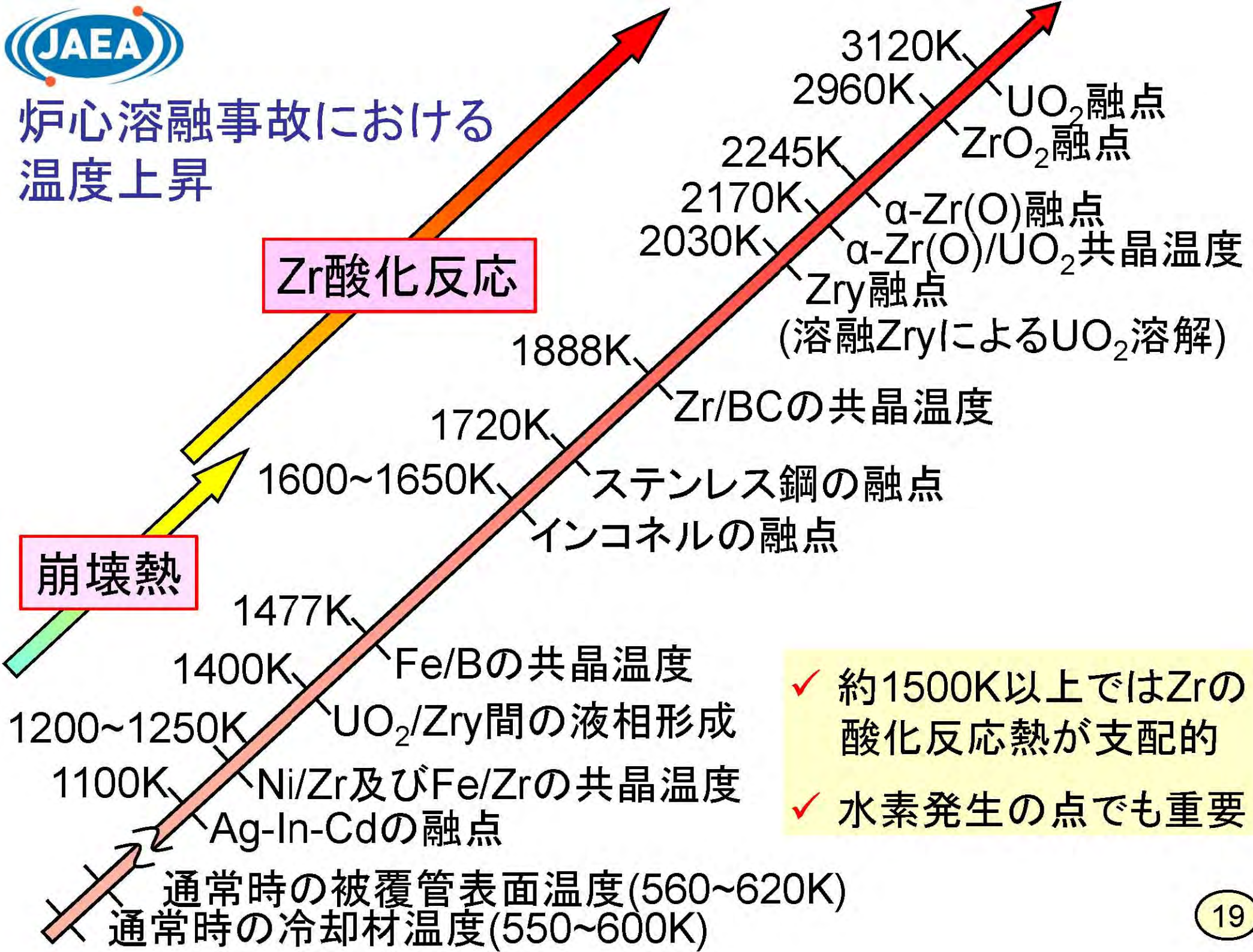
- 構成材料間の相互作用は、 UO_2 の融点より大幅に低い温度で開始
- 共晶形成により反応速度が上昇
- 液相形成は UO_2 の溶解を促進することを明らかにした。



炉心溶融事故における 温度上昇

Zr酸化反応

崩壊熱



- ✓ 約1500K以上ではZrの酸化反応熱が支配的
- ✓ 水素発生の際でも重要

② シビアアクシデント防止研究

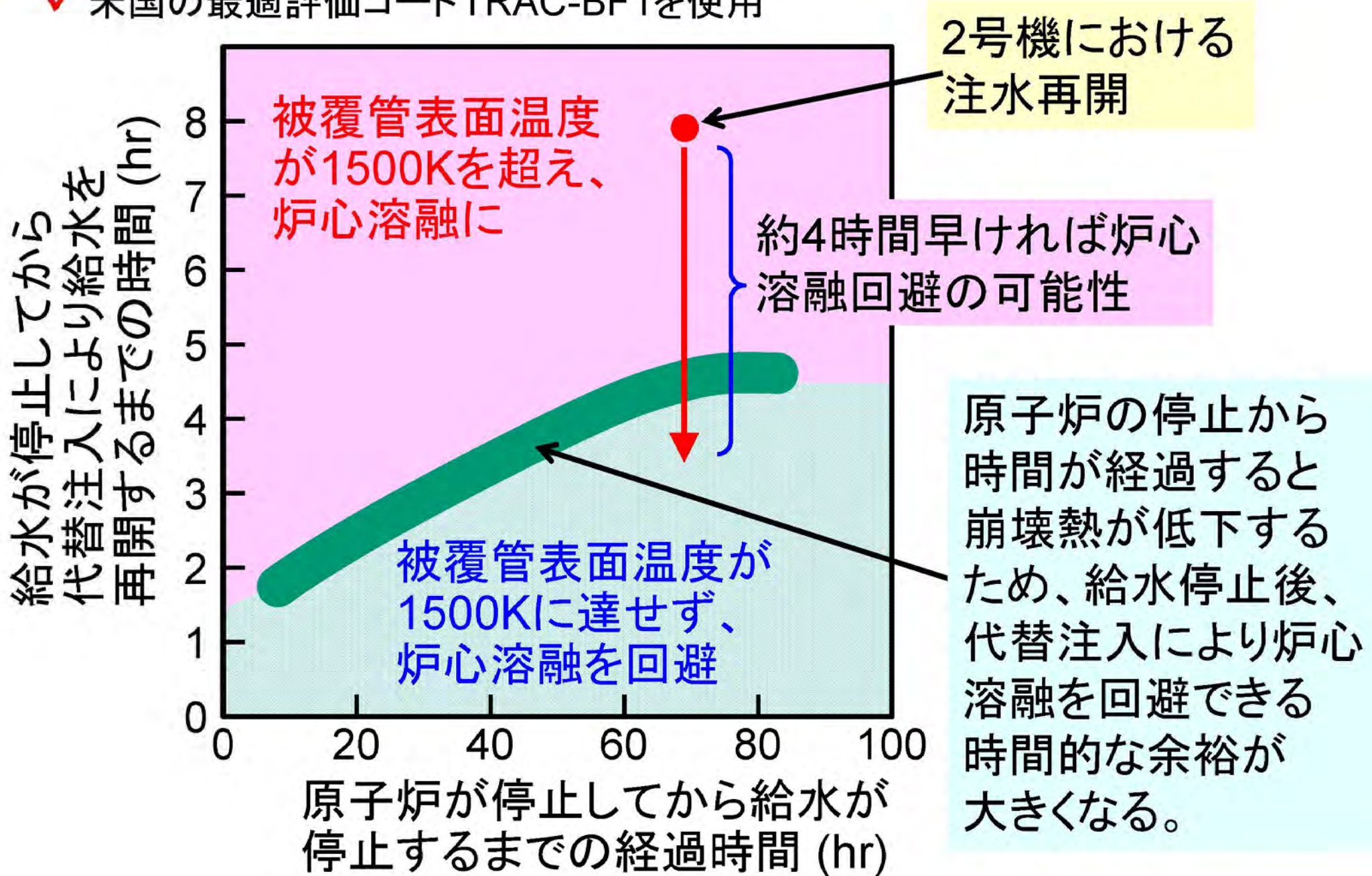
炉心の冷却性、燃料挙動、構造応答など

設計基準事象とこれを超える条件での炉心の冷却性、燃料の損傷限界・損傷挙動や、外的事象に対する構造物の応答、機器・構造物の経年変化などについて、実証的実験や現象理解のための個別効果実験を行い、現象の精確なモデル化、解析コードの検証を通じて、「実力を測る」ための信頼性の高い安全評価技術を整備する。

最新の実験手法、数値流体力学(CFD)手法や第一原理計算、分子動力学的計算などの解析手法の導入、活用を図る。



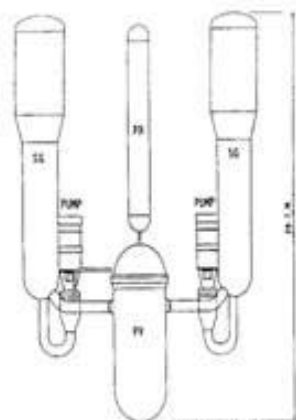
✓ 米国の最適評価コードTRAC-BF1を使用



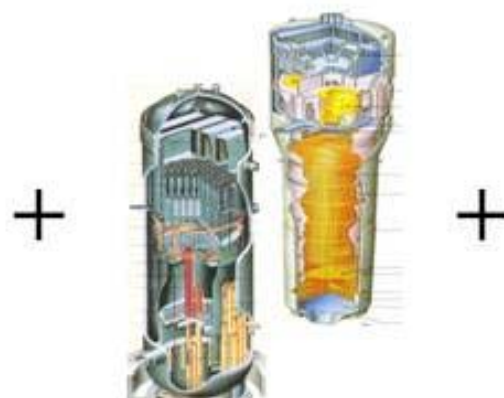
現象理解に基づいた高精度安全解析手法を整備し、事故の回避策の検討や安全機器の性能評価などに活用

- システム挙動を把握するLSTFなどにおける大規模実験
 - 個別の現象を実条件下で調べるモジュラー実験
 - ↑ 現在、これが最も欠けている
 - 局所的な現象を容易な条件下で調べる高詳細実験
- の3つを組み合わせ、解析コードの検証、性能確認を行う

事故時の現象 — マルチスケール、相互連関



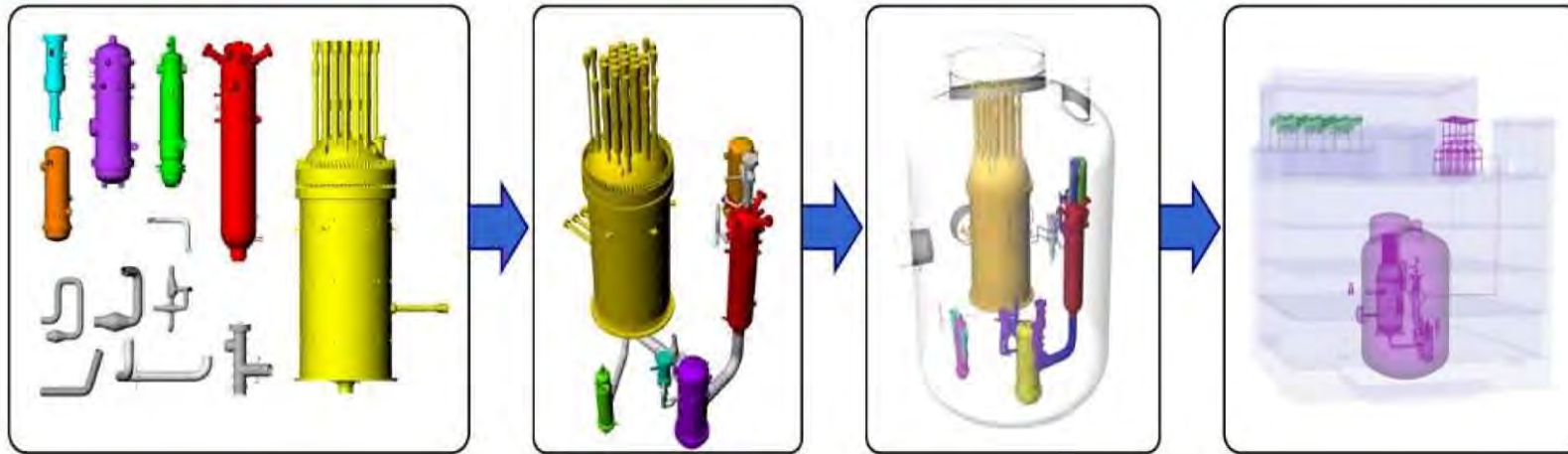
システム挙動
ROSA/LSTF



多次元、非平衡
熱流動-構造連成

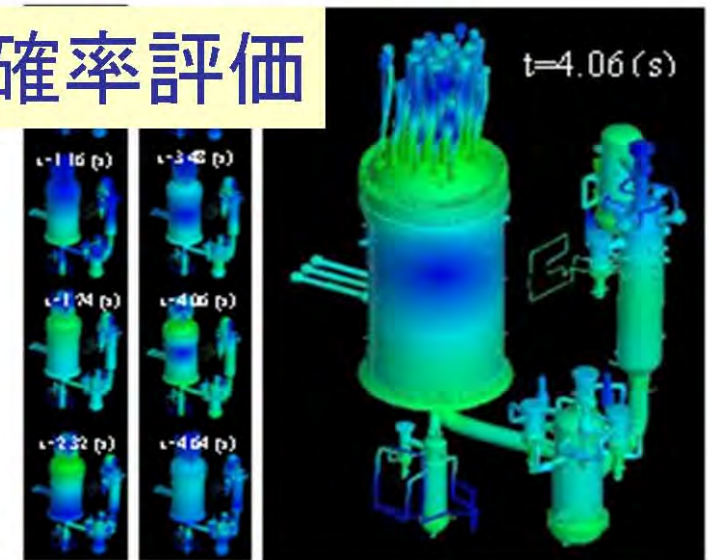


微細
流動



3次元仮想振動台による構造物の損傷確率評価

機器ごとの解析による評価は、事故シナリオの予測や施設全体の安全余裕の評価には不向きなので、組立状態での解析を行うことにより、信頼性の高い安全余裕の評価を行う。また、爆発等による衝撃力に拡張する。



- ✓ 外的事象(地震、津波、火災、爆発等)に対する安全余裕を高い精度で評価し、PSAの精度を向上させるとともに、外的事象に対する安全性向上方策の検討に資する。

シビアアクシデント時に想定される主な現象を考慮して、

- プラント全体の事故進展

- ソースターム

環境に放出される放射性物質の

核種

化学形

量

放出時期(タイミング)

を評価する。

環境へのFP放出(フランジ部)

燃料からのFP放出・
原子炉冷却系内FP移行

格納容器内FP挙動

環境へのFP放出
(貫通部)

高压融体放出
格納容器直接加熱
(DCH)

炉容器外溶融炉心冷却

溶融炉心/コンクリート相互作用(MCCI)

格納容器

圧力
容器

水素燃焼／爆燃／爆轟

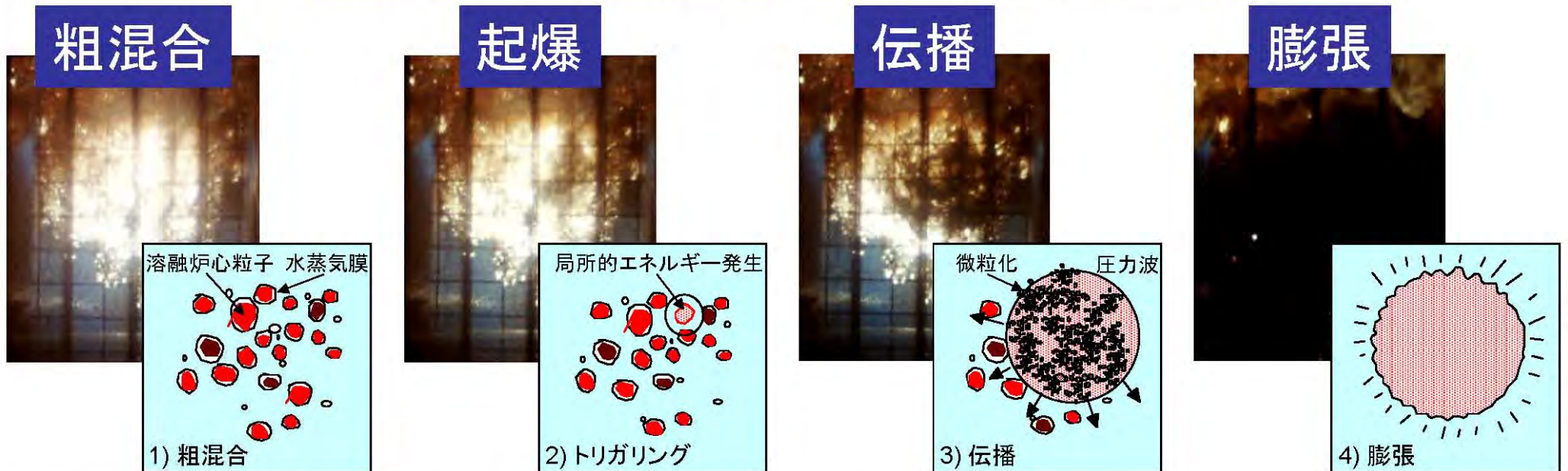
炉容器内炉心溶融進展
溶融炉心冷却

炉容器破損

溶融炉心／冷却材相互
作用(水蒸気爆発を含む)

FPのプール
スクラビング
による除去

熔融物の物性や水温、圧力などの影響を定量化



熔融金属の場合などとは異なり、熔融炉心の場合には

- ① 粗混合領域に
固化粒子が多い
- ② 粒子を覆う
水蒸気膜が厚い
- ③ 圧力波の
ピークが低い
- ④ 機械的エネルギー
への転換効率が小さい

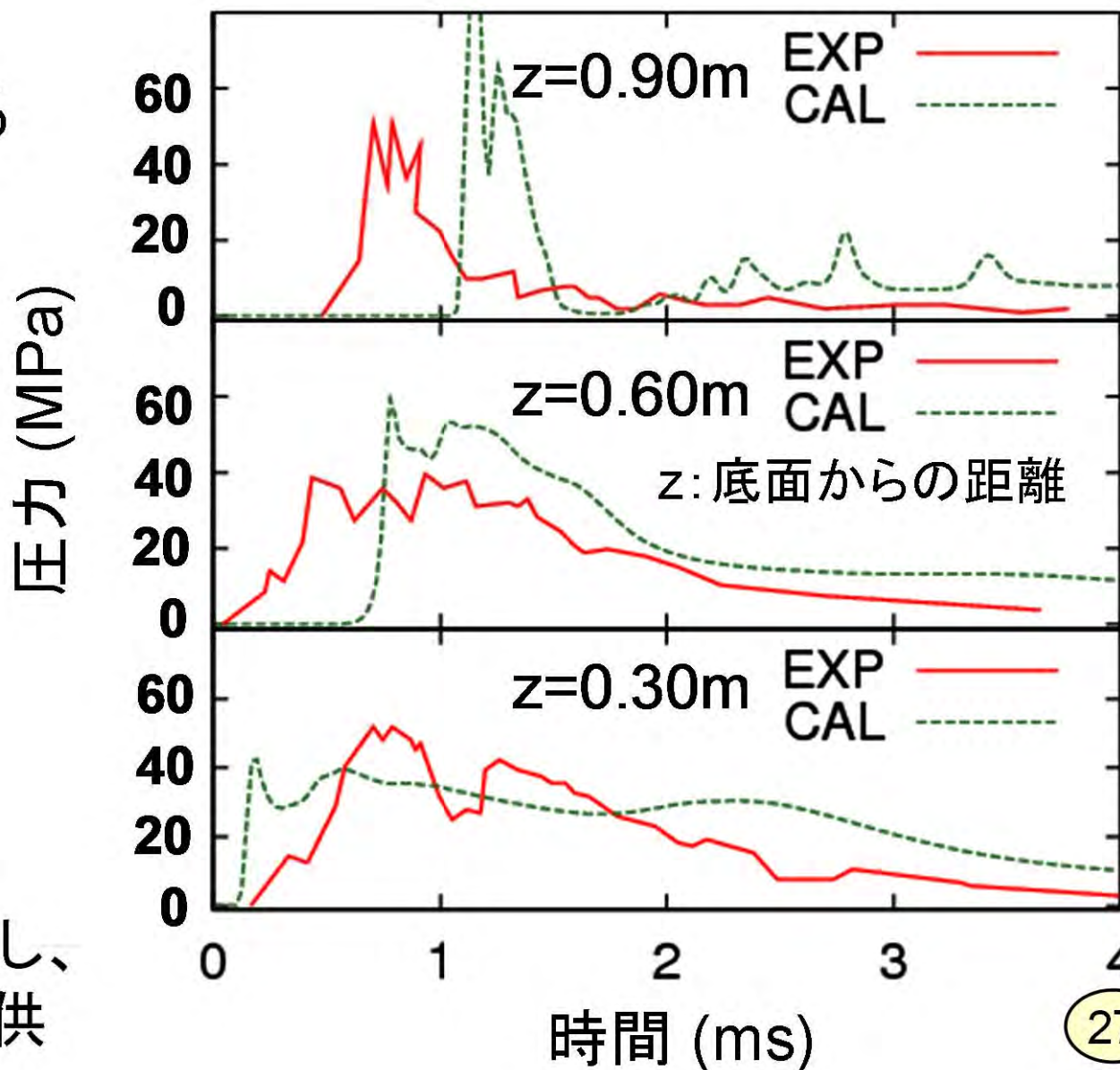
熔融炉心と冷却材との相互作用では、

- ①② → 自発的な水蒸気爆発は生じ難い
- ①③④ → 水蒸気爆発が生じたとしてもその規模は相対的に小さい

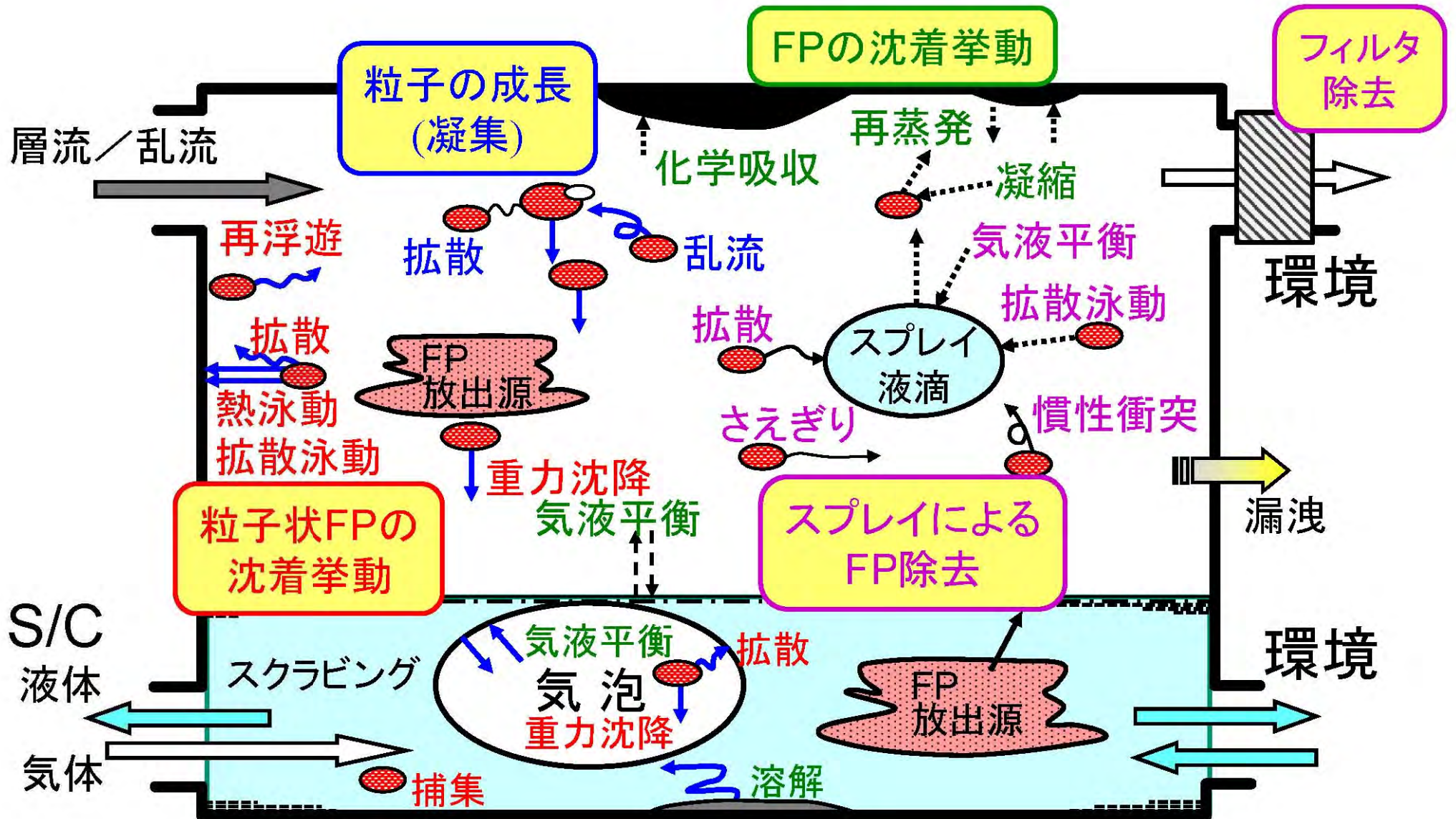
➡ 学会のレベル2 PSA実施基準や次世代軽水炉ガイドラインに反映

水蒸気爆発における粗混合、伝播及び膨張過程の混相流解析

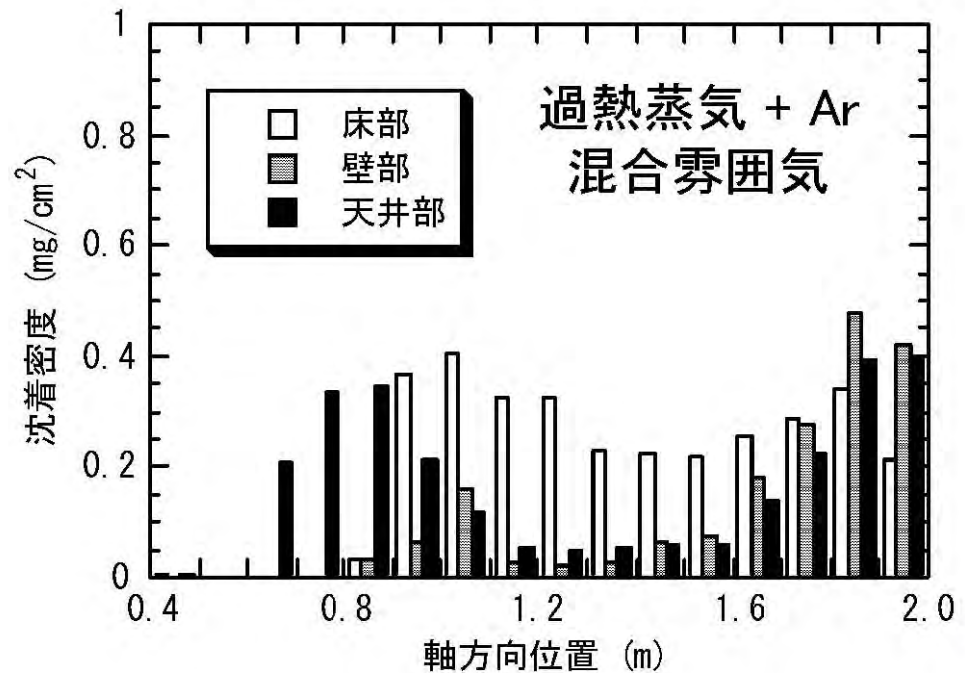
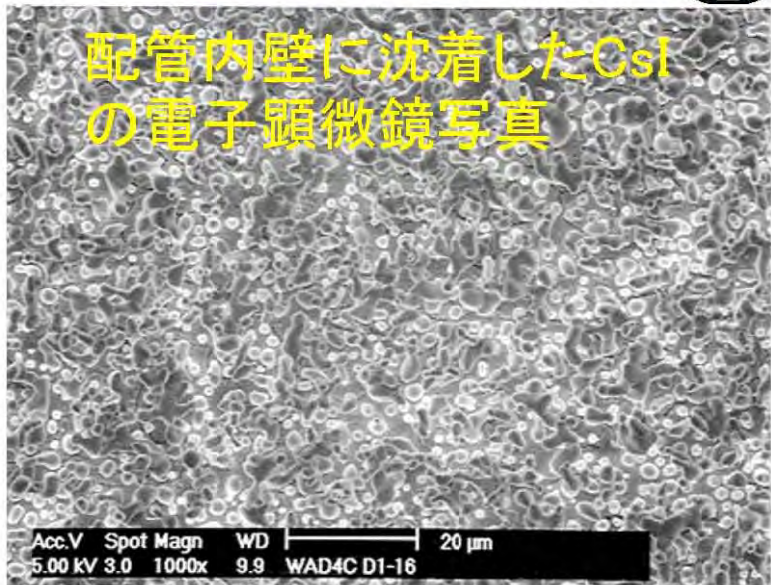
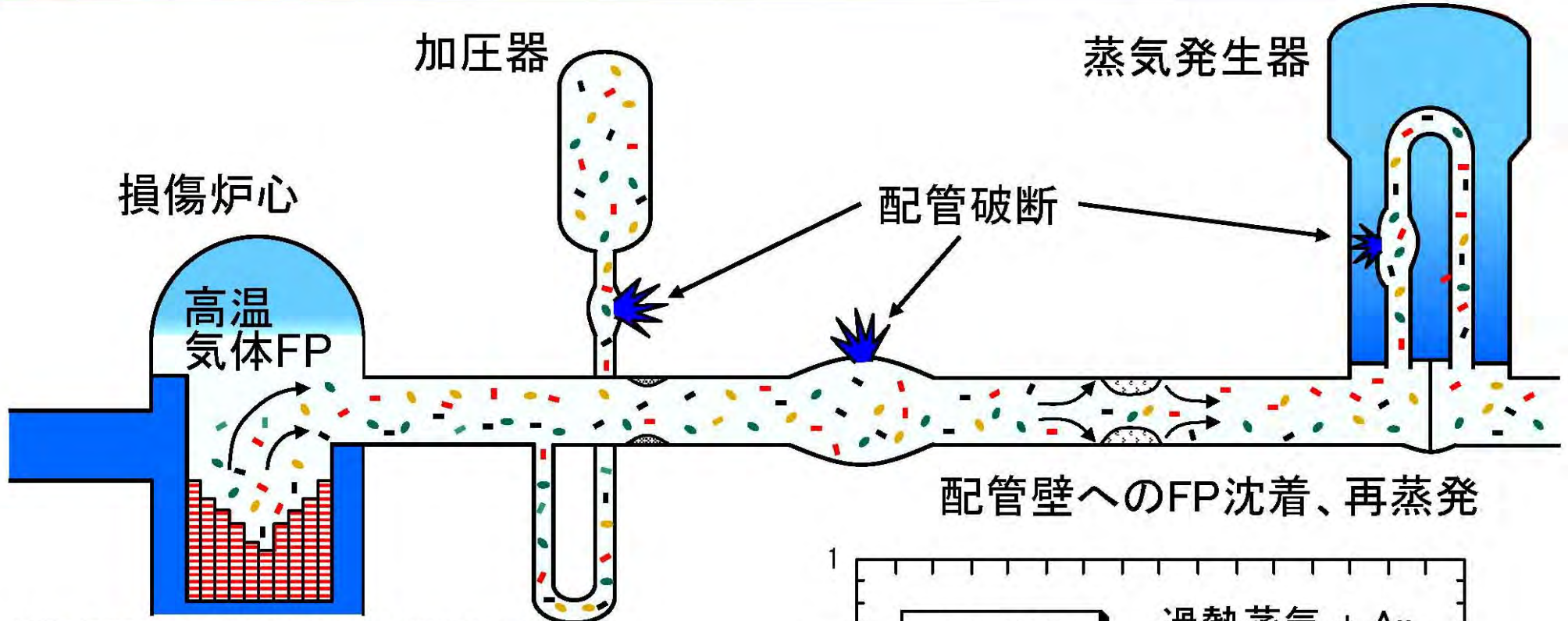
解析結果の例：
粗混合領域内における
圧力波の伝播

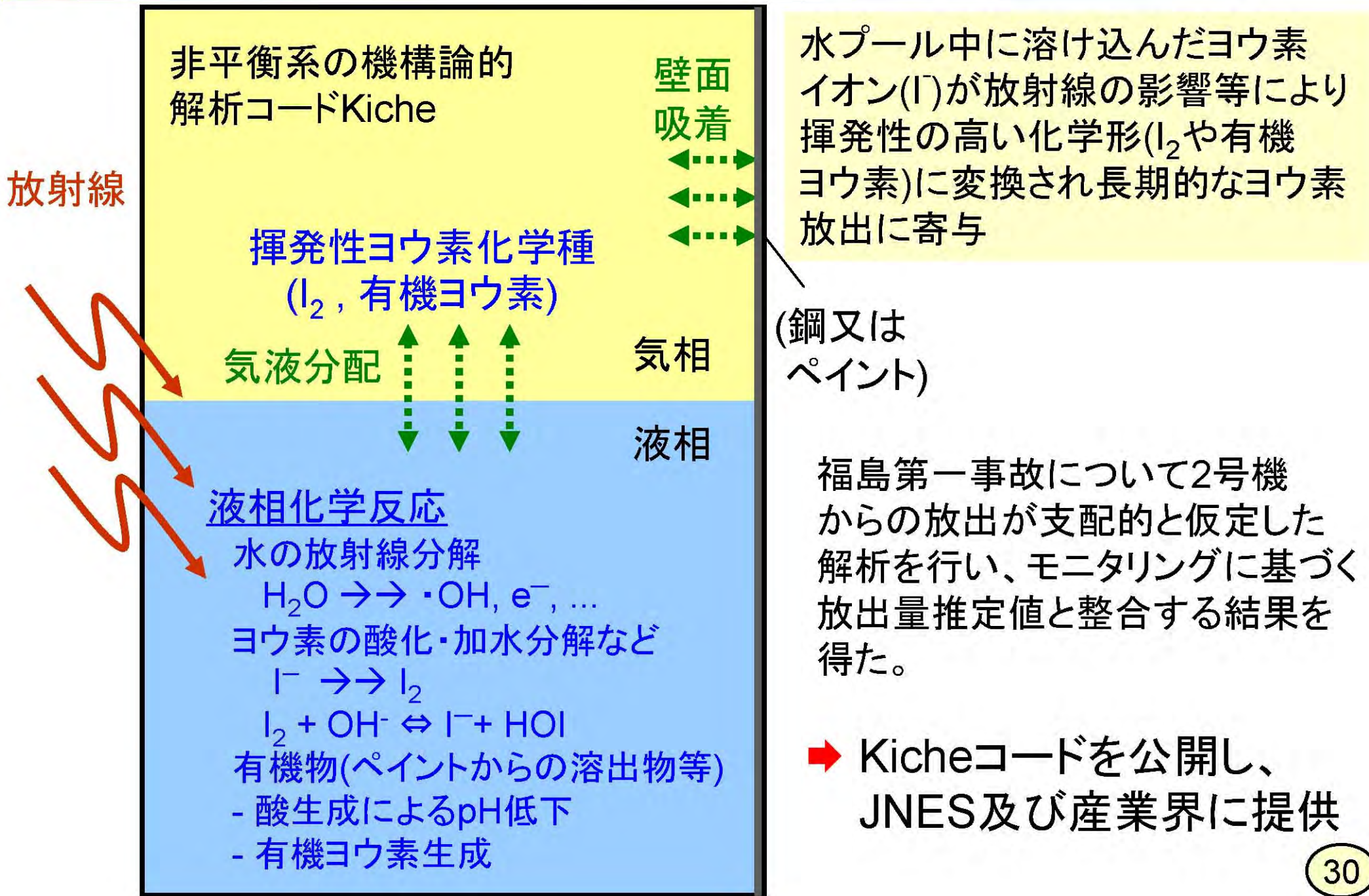


➔ JASMINEコードを公開し、
JNES及び産業界に提供



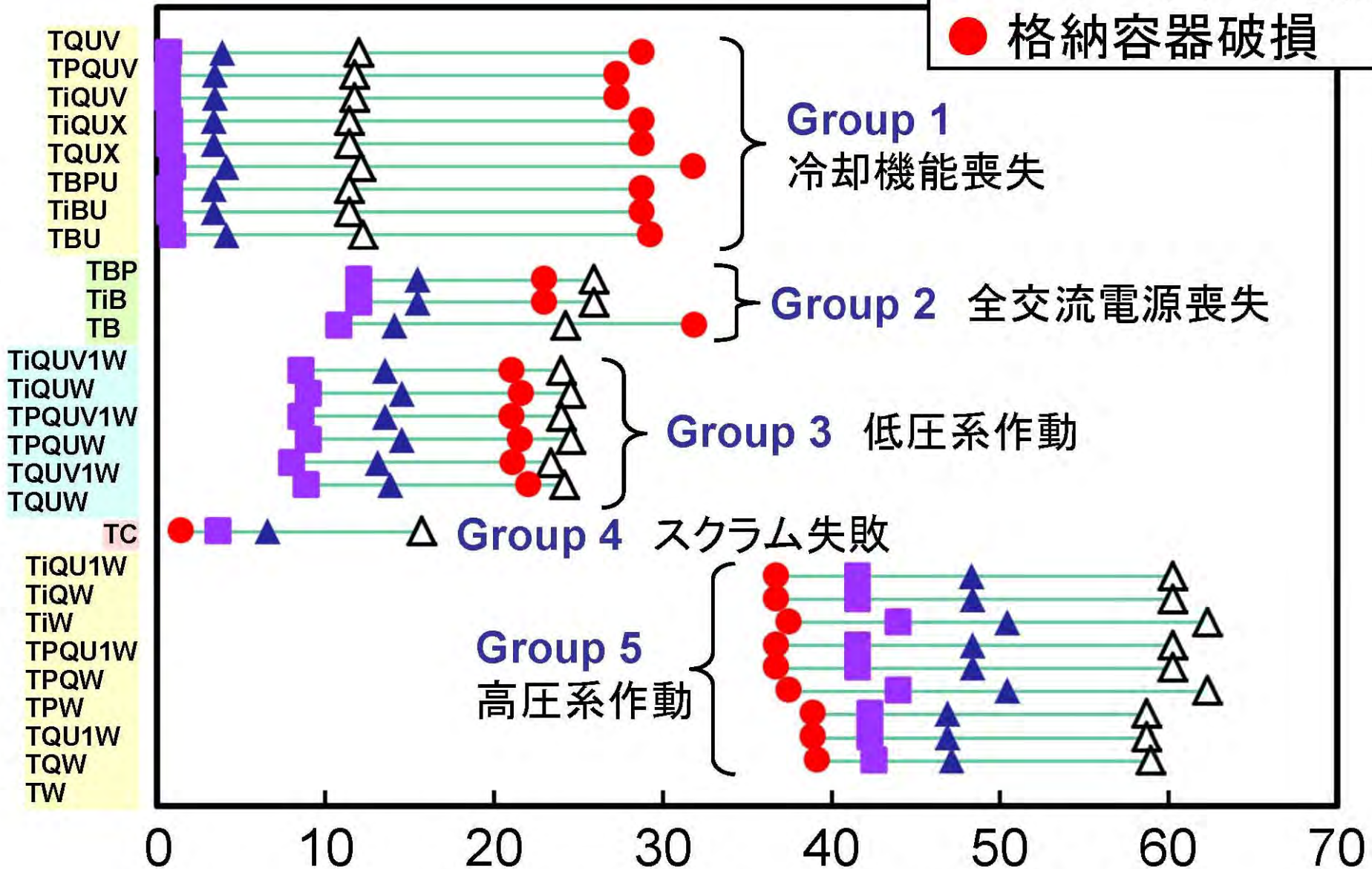
配管内でのFP沈着、再蒸発 (WIND計画)





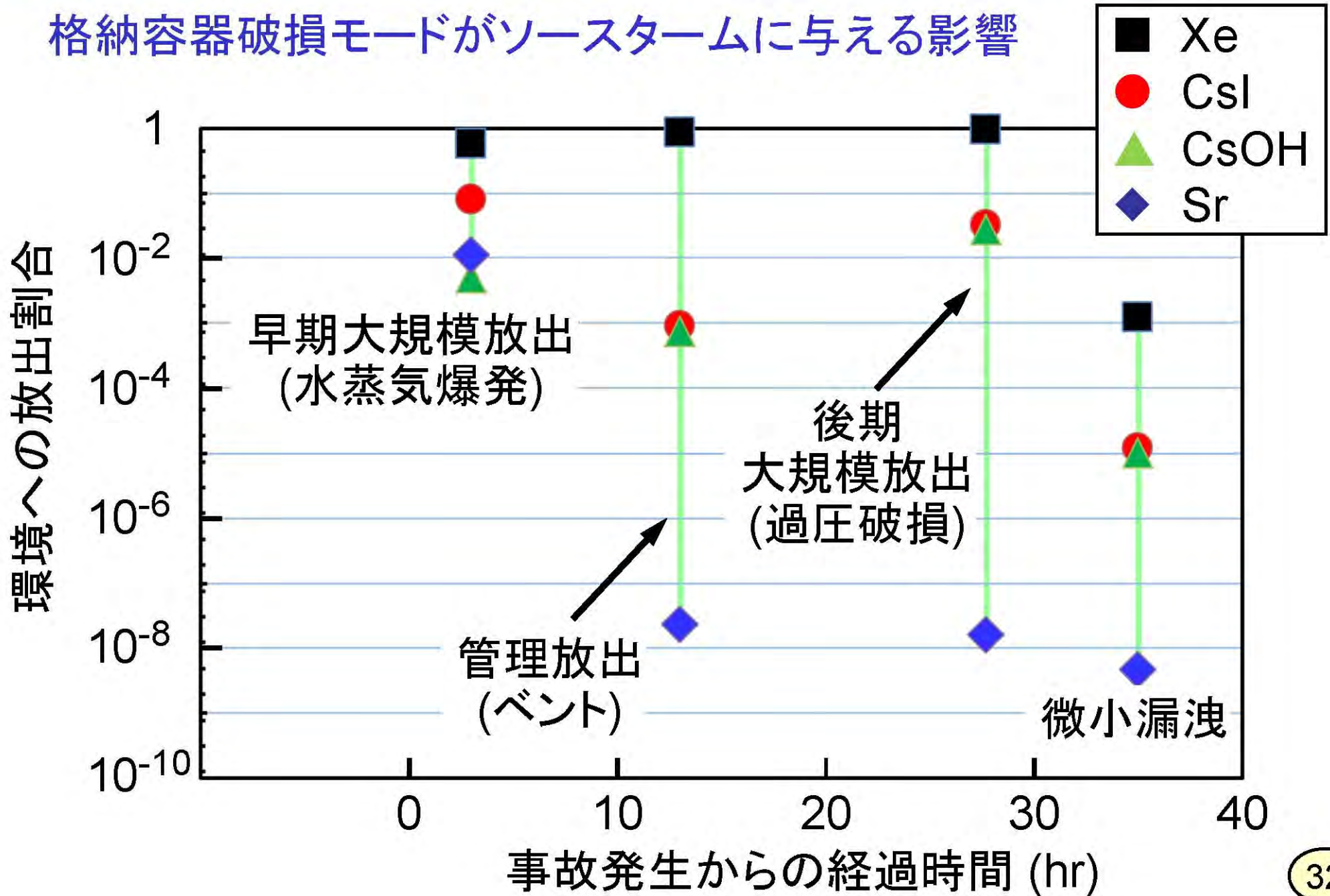
- 炉心溶融
- ▲ 圧力容器破損
- △ ペDESTAL床貫通
- 格納容器破損

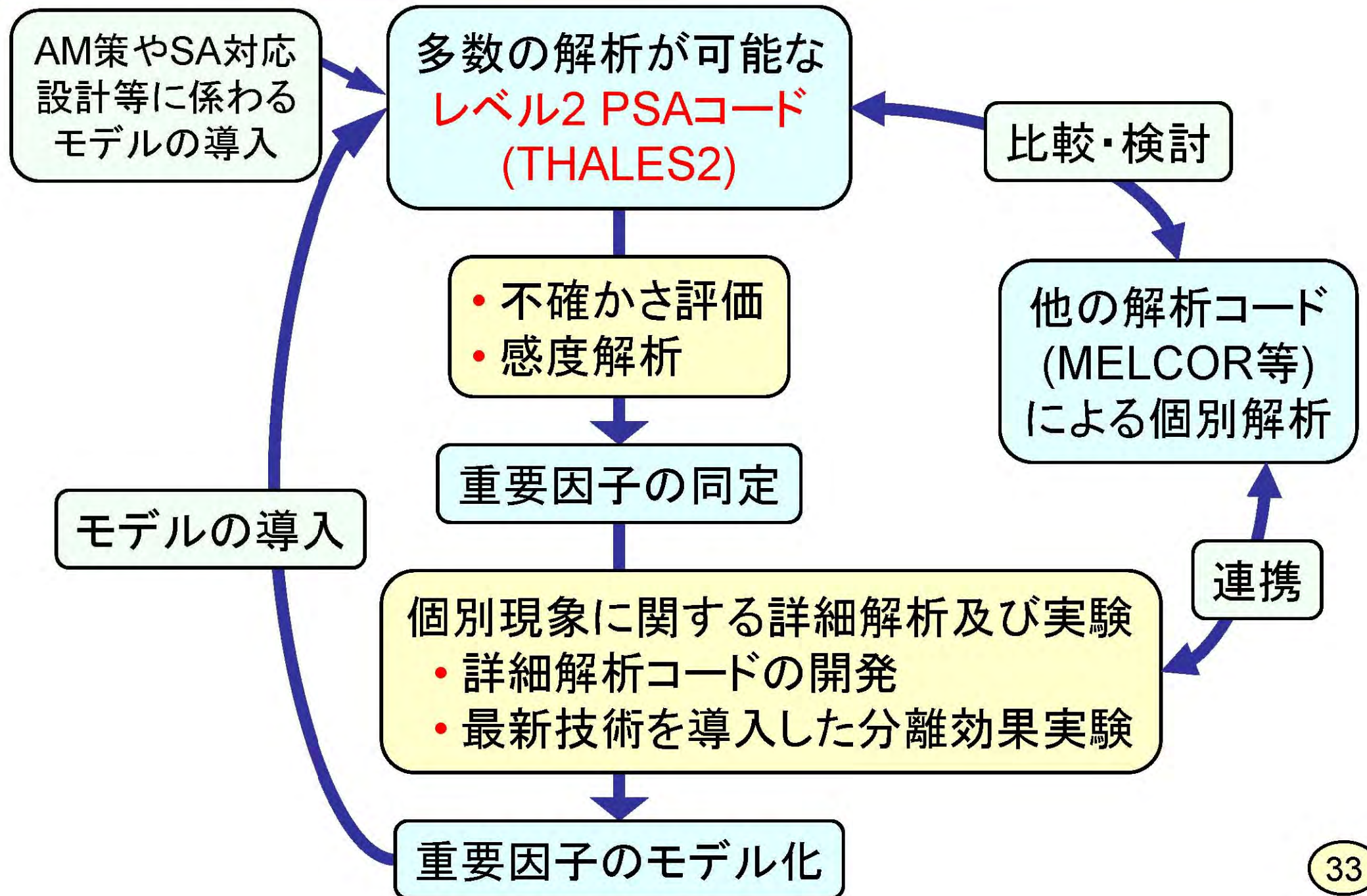
炉心損傷事故シーケンス



事故発生からの経過時間 (hr)

格納容器破損モードがソースタームに与える影響





レベル3PSA

入力

- レベル2PSAから得られる事故の発生確率とソースターム
- サイト情報 (気象データ、地形などの環境データ)

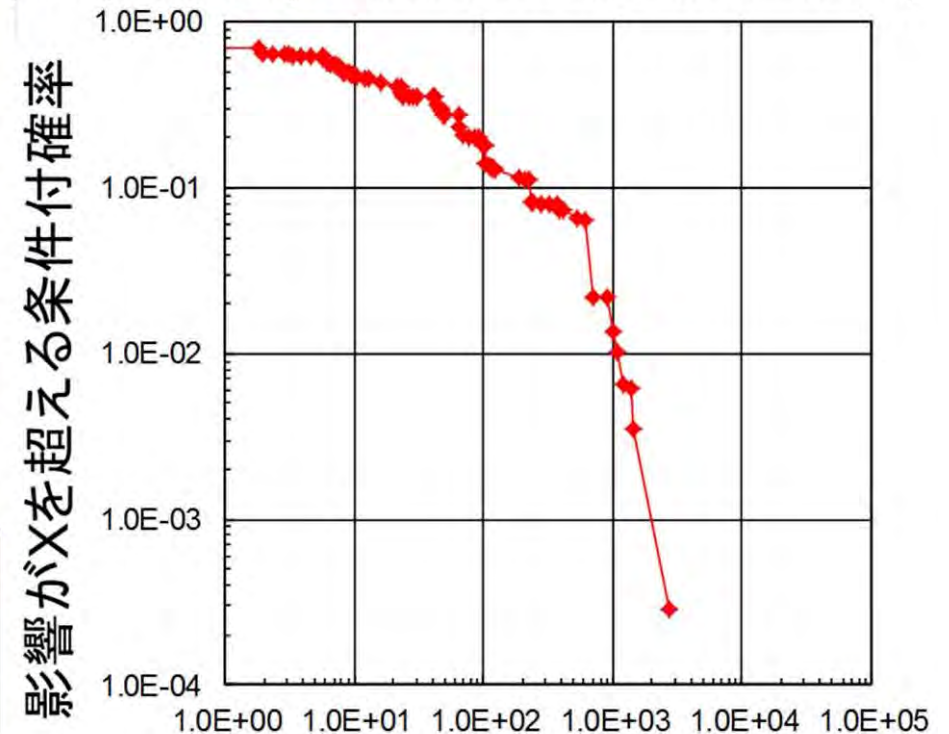
評価ステップ

- 放射性物質の大気拡散、沈着
- 被ばく線量評価(食物汚染を含む)
- 防護対策による被ばく低減
- 健康影響、経済的損失

出力 CCDF=f(X)

- 個人及び集団の線量
- 健康影響 (早期、晩発性、遺伝的)
- 経済的(社会的)影響

余累積分布関数 CCDF
(Complementary Cumulative Distribution Function)

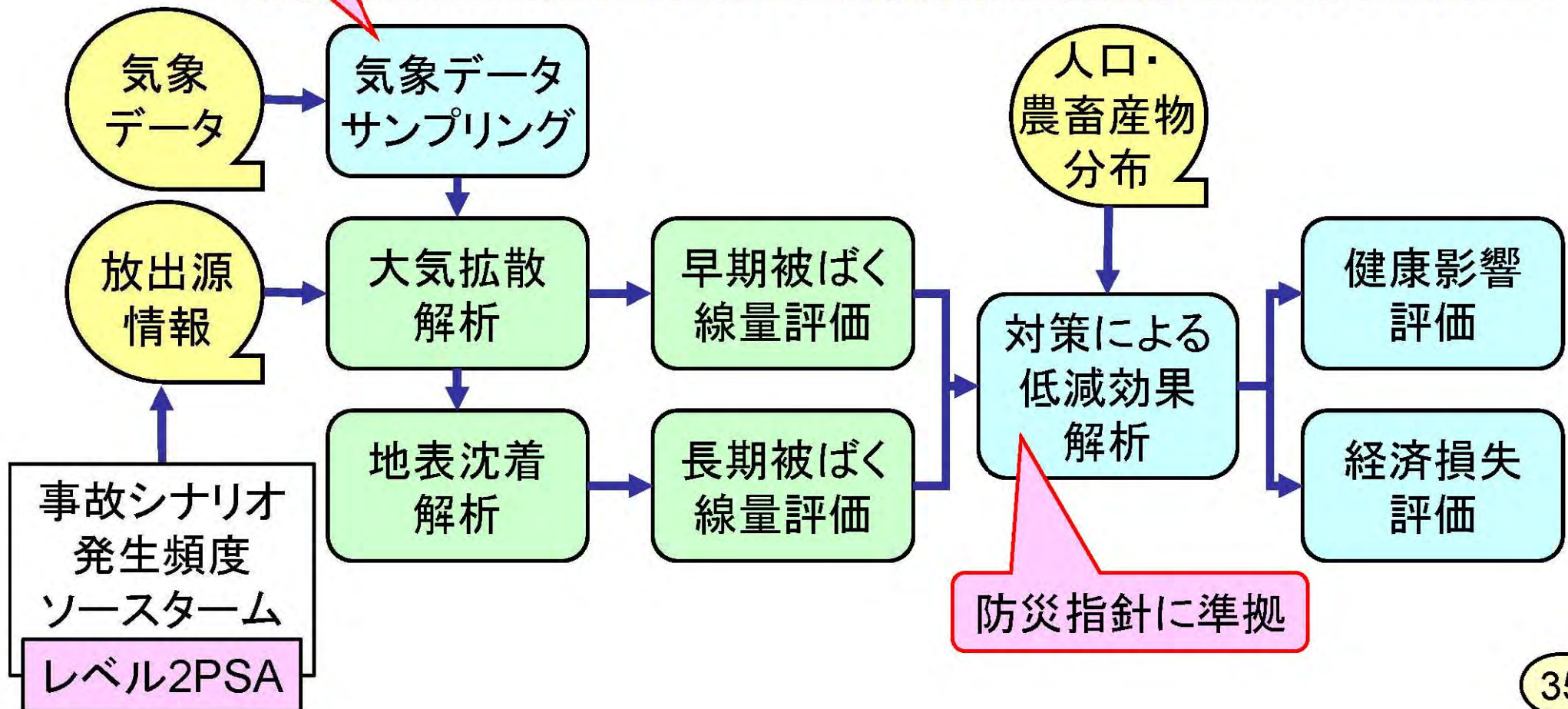


事故の影響, X

気象条件の
確率分布を考慮

例えば1年間に1時間ごとにサイトや周辺で観測された
気象データ(8,760ケース)の中から、

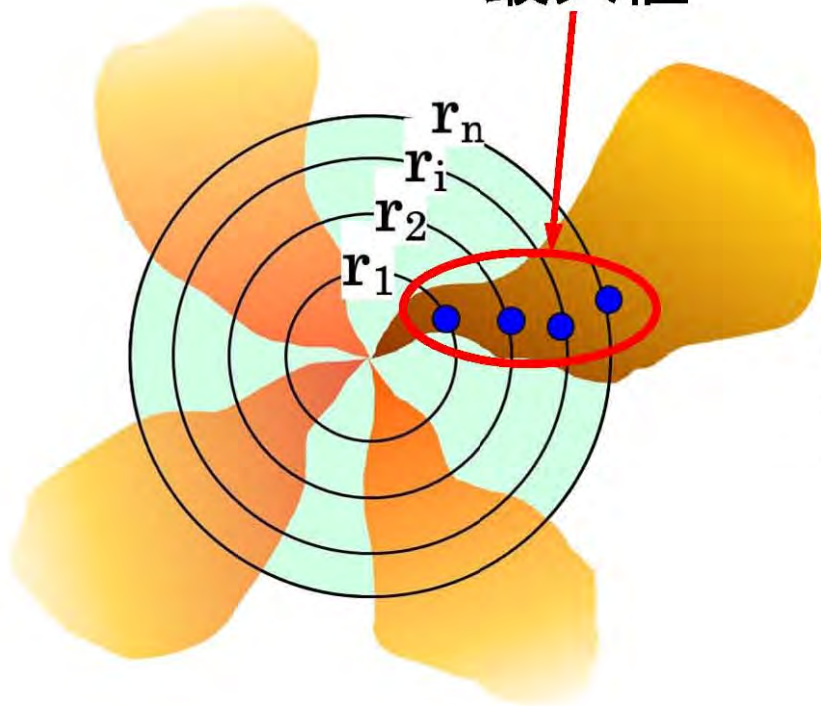
- 事故開始時刻を無作為抽出
- 一定の時間間隔毎に事故開始時刻を選択
- 同じような事故影響を与える気象条件を予めグループ化



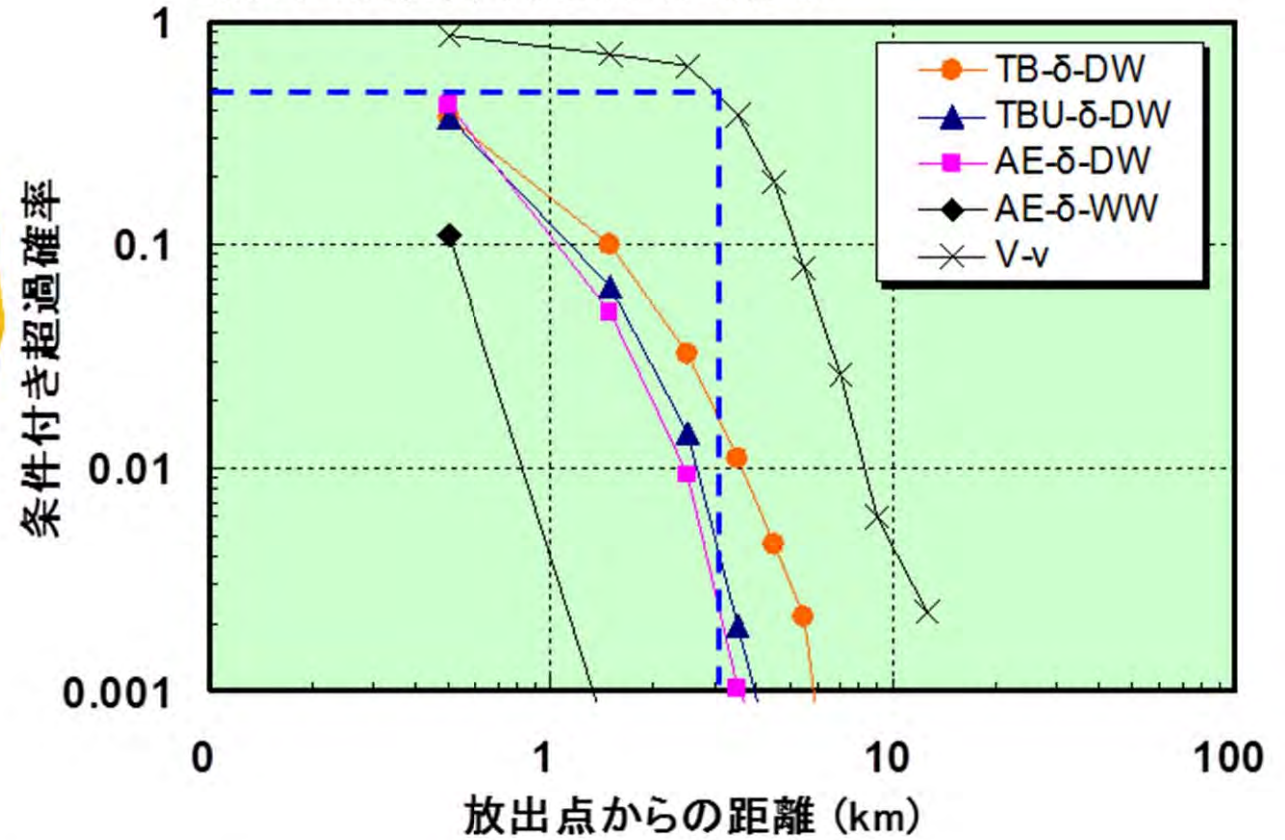
予防的措置範囲(PAZ)の検討

OSCAARコードにより、各事故シーケンスに対して方位別、距離別の被ばく線量を計算し、距離毎にその最大値を計算

全方位の
最大値



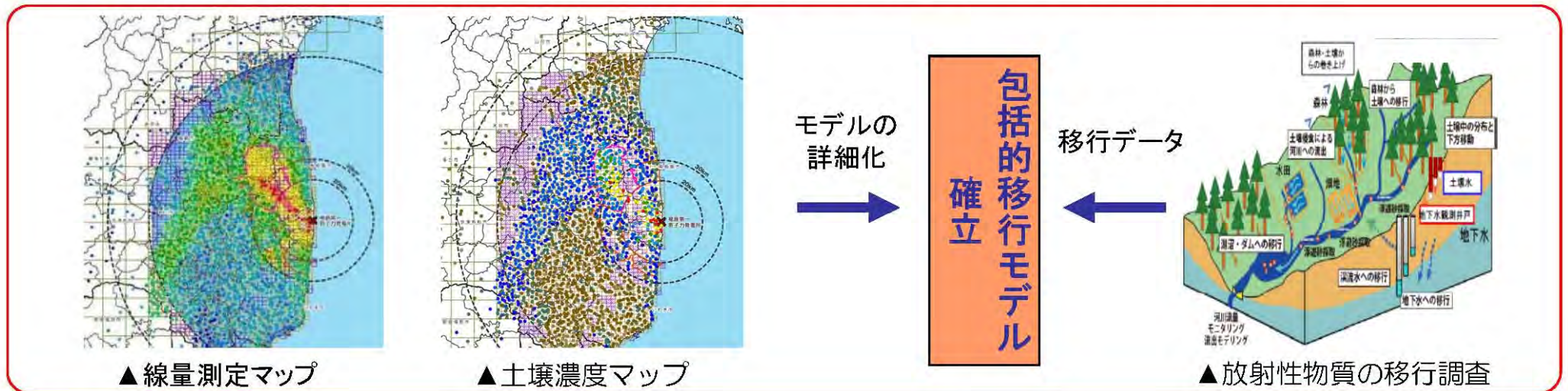
代表的プラント(BWR)での各事故シーケンスにおける条件付き超過確率



指標線量レベル1Gy、平均的気象条件で評価 ➡ PAZ目安範囲約3 km
➡ 防災指針等の見直しのために検討結果を原子力安全委員会に提供

● 放射性物質の環境中移行解析の高度化

- ▶ 放射性物質土壌蓄積量の詳細な経時変化を調査・分析
- ▶ 生活圏における放射性物質の動態挙動を詳細に調査



● 費用便益分析等を用いた長期防護措置の最適化

- ▶ 環境中の放射性物質の移行や食物連鎖などに関する解析により、移転や食物摂取制限などに関する知見を得る。
- ▶ 原子力利用の外部性評価に適用可能な、事故による経済損害の評価技術を構築する。

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故が与えた数多くの教訓のなかで、最も重要かつ象徴的なものは、「継続的改善」と思われる。

継続的な改善を進めるためには、個々の施設の「実力」を知ることが重要であり、その安全性を評価する際には、評価の各段階で保守的な仮定を設け、「どんなに悪く見積もっても及第点を上回っている」ことを示す、いわゆる保守的評価ではなく、出来るだけ精確に「実力」を評価し、どれだけ及第点を上回っているのかを示す最適評価を行う必要がある。この際、評価した実力の不確かさを評価することも重要である。

特に大きな不確かさを伴うシビアアクシデントや外的事象の評価では最適評価を用いることが不可欠である。

安全研究の原点は、原子力の諸活動が与える危険度(Hazard and Risk)を精確に評価する手法やデータを与えることにより、規制の見直し、事業者などによる安全確保や安全性向上のための活動を促すことにある。

プラントの高経年化や新技術の導入などといった変化に対して安全性を確認するという姿勢にとどまることなく、潜在的な危険に繋がる現象を特定し、そのメカニズムの解明や影響の評価を通じて警鐘を鳴らすことを強く意識しなくてはならない。

その意味で、安全研究に携わる者は、事業者に対してのみならず、規制を行う機関に対しても批判的な声を挙げる事が出来なければならない。