

# 報告の内容

- 原子力発電所のリスク評価(PSA)の特徴
- PSAの手順
- 日米におけるPSA研究とリスク情報活用の歴史
- SA解析コード
- 旧原研におけるSA解析コードの適用経験
- PSA結果及びSA解析コードはどうか使われたのか
- PSA結果及びSA解析コードは今後どう使われると考えるか
- 何が技術的課題か
- SA解析コード開発の方針選択と必要な研究に関する個人的見解



## シビアアクシデントリスクの評価・管理・低減に向けた燃料及び炉内の放射性物質挙動に係る研究課題について —PSA研究の経験から—

日本原子力研究開発機構  
システム計算科学センター  
村松 健

日本原子力学会核燃料部会  
溶解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会合  
平成23年10月5日



## 本報告の観点

- 報告者は現在では安全研究に関与していないが、1975年以後約50年間LOCA解析、シビアアクシデント解析及びPSA手法開発に携わったので、この個人的な経験(1975-2005)に基づいて述べる。
- このWGは、福島第一原子力発電所での事故収束・復旧への貢献と福島第一以外の施設のシステム安全性を向上させることの2つの観点を持った理解
- 今回の報告はシステム安全の向上に関連する課題の観点でのみ述べる。
- 福島での事故収束・復旧への貢献については、ここでは触れていない。
- システム安全の観点で見れば、福島事故では、TMI-2事故以後のSA研究、PSA研究に基づく知識ベース及びそれに基づくアクシデントマネジメント整備の成果が大いに役立った(格納容器ベント・電源融通・代替注水などの設備と手順)が、それだけでは外的事象に対して不十分という大きい教訓を残した。
- さらに安全性向上(AMまたは設計の強化)のために必要な研究の明確化が基本的な観点と理解。
- そこで、まず過去においてSA研究の知見を取り入れたPSAがどのようにリスクの評価・管理・低減に役立ったかを概観する。
- 次に福島事故の教訓を踏まえて、どのような知識が必要とされているか、そのための技術的な課題は何と認識するかを述べる。

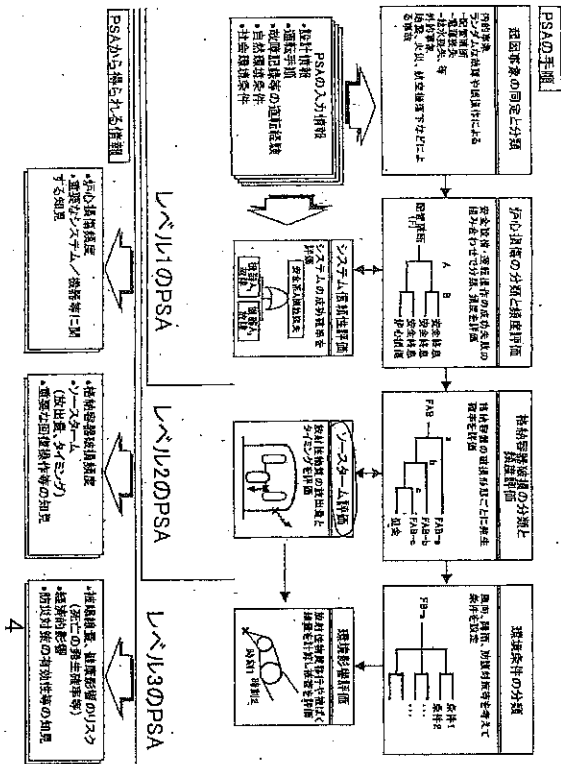


## 原子力発電所のリスク評価(PSA)の特徴

- 公衆のリスクに注目
- 放射線の影響が支配的
- 放射性物質は炉心に集中して存在
  - ➔ 炉心損傷事故に注目  
(使用済み燃料プールにも存在するが同じ考え方で評価可能)
- 放射性物質の放出量は事故シナリオにより異なる
  - ➔ イベントツリーによる分類
- 多重の安全対策(工学的安全設備、事故時手順)
  - ➔ 大規模なシステムの信頼性解析が必要



原子力発電所の確率的な安全評価の手順と得られる情報



4

我が国におけるPSA活用の経緯

- 1979年: TMI事故。日本でも原研、JNC、NUPEC、産業界(PWR/BWRグループ)でPSA研究活発化。
- 1986年: チェルノブイリ事故。SA研究活発化。
- 1992年: 原子力安全委員会決定にてアケンデントマネジメント(AM)導入を奨励。全軽水炉で内的事象のPSA実施
- 1990年代: 原子炉安全研究協会を中心にRIR調査、レベル1、レベル2のPSA手順書整備、故障率データ整備等が進展
- 2001年: 原子力安全委員会原子力安全目標検討を開始
- 2002年: 原子力安全・保安院、航空機落下確率評価基準発表
- 2002年: 原子力学会標準委員会、停止時PSAの手順書発行
- 2002年以後: 旧通商産業省の指導の下、事業者は10年毎に定期安全レビュー実施、その中で最新知見を反映したPSAの再評価
- 2002年: 原子力安全・保安院、浜岡配管破断事故検討で原子力発電技術機構(NUPEC)のPSA結果を活用

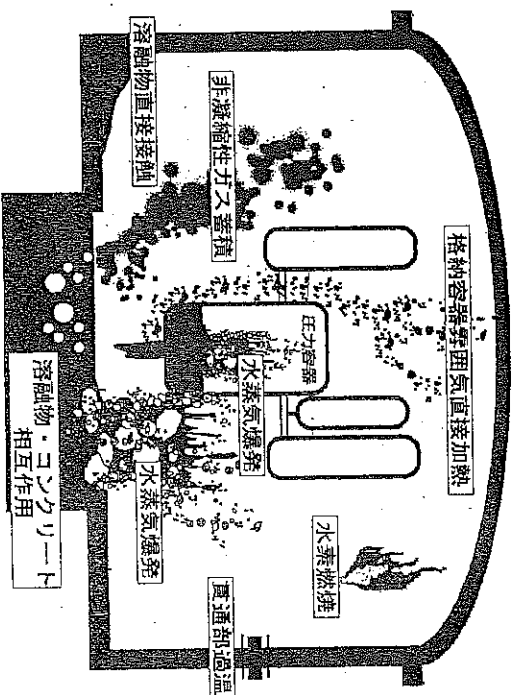
6

米国におけるPSA活用の経緯

- 1975年: WASH-1400。PSA手法の枠組確立。
- 1979年: TMI事故。PSA及びSA研究活発化。
- 1985年: NRCシビアアクシデント政策声明の中で個別プラントのPSAを義務づけるIPET計画開始の方針発表。(なお、IPE (Individual Plant Examination)計画は内的事象(ランダムな故障や人的過失)に限るものだったが、その後1988年からIPEE (IPE for External Events)での外部事象対象の評価を実施した)
- 1986年: NRC安全目標政策声明発表。健康リスクに関する定性的及び定量的安全目標を設定。
- (1980年から15年程度の間に広い分野でPSAの応用進展)
- 1995年: NRCリスクアセスメント規制(RIR)政策声明。
- 1998年: NRCはRIRのための規制指針(Regulatory Guide)及び標準審査計画(Standard Review Plan)を発行。運転許可要件変更申請等5分野でのRIR導入を開始

5

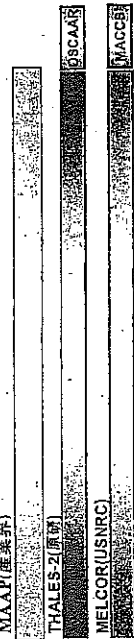
SA解析コードの解析すべき現象(格納容器内の現象のみ示す)



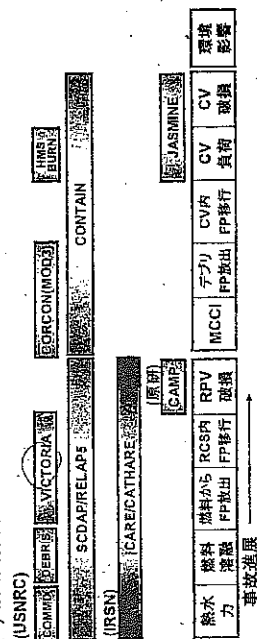
7

# SA解析コード

(1) シビアアクシデント総合解析コード



(2) 詳細解析コード



出典 (日本原子力学会レベル2PSA標準)

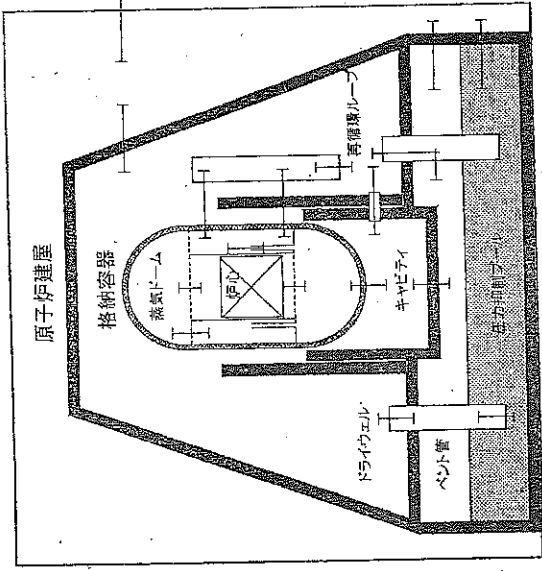
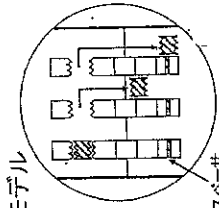
## JAEAにおけるSA解析コードの適用経験

- 原研で開発した総合的シビアアクシデント解析コード THALES2を使用
  - プラント全体を扱う
  - 事故の進展の解析とソースタムの評価を行う
  - ただし、エナジエティックな現象の解析はできない
- Mark-II格納容器をもつ110万kW級BWR-5プラントを対象とする

10

## 事故進展解析のためのTHALES-2コードでのボリューム区分

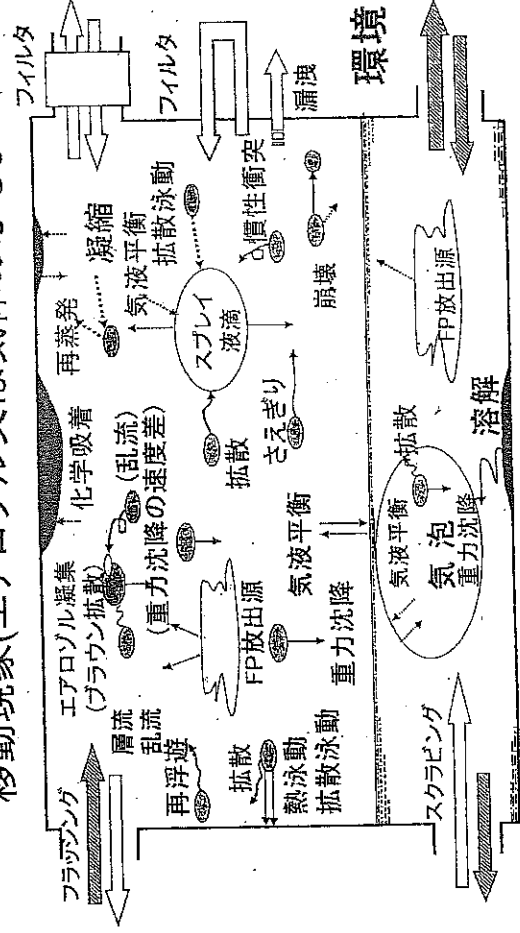
- 考慮する現象
- プラント各部の水位
  - 放射性物質による発熱(崩壊熱)
  - 燃料溶融、移動
  - 金属/水反応による水素発生
  - 炉心支持板や圧力容器の破損
  - 溶融炉心コンクリート反応
  - 水素燃焼
  - 各種安全系の作動/停止



10

11

## THALES2コードで考慮する放射性物質の移動現象(エアロゾル又は気体のふるまい)

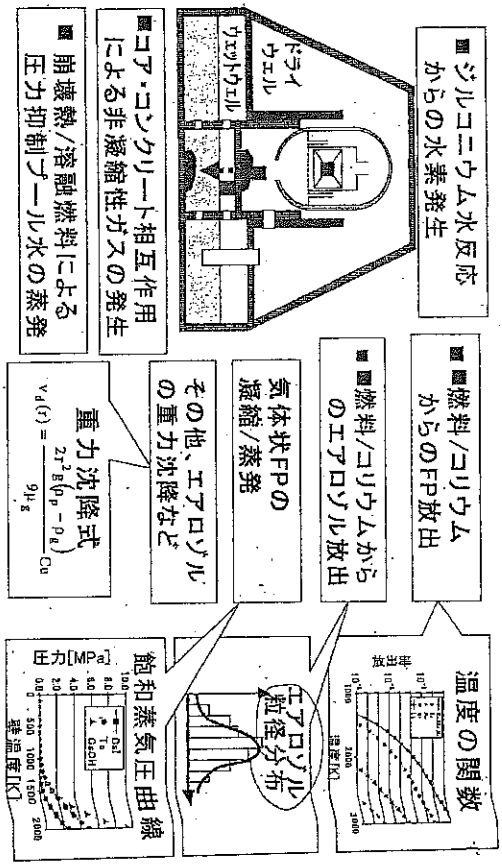


11

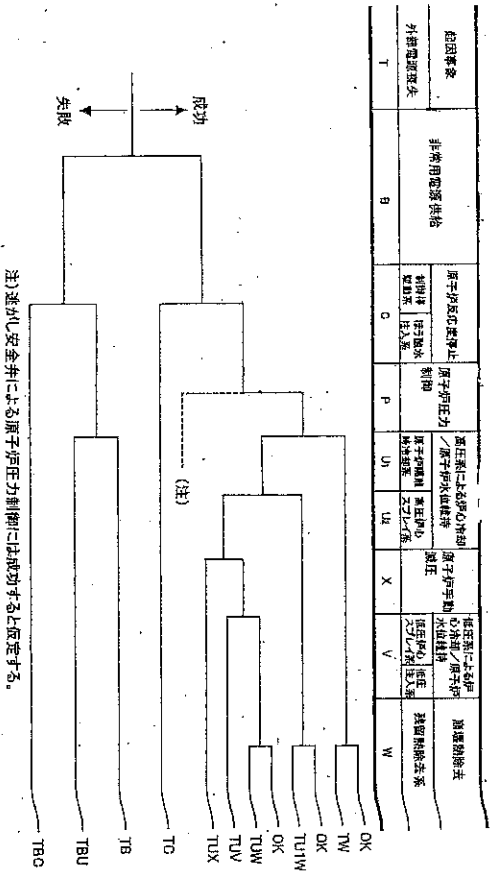
8

9

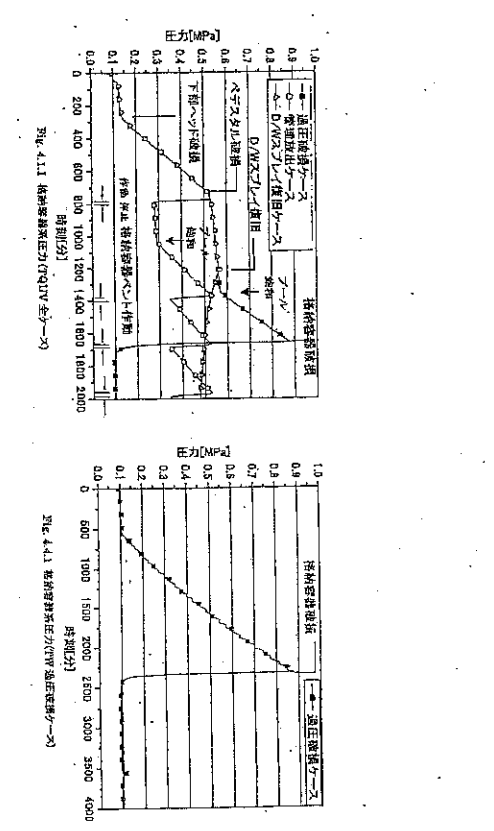
# 主要なモデル



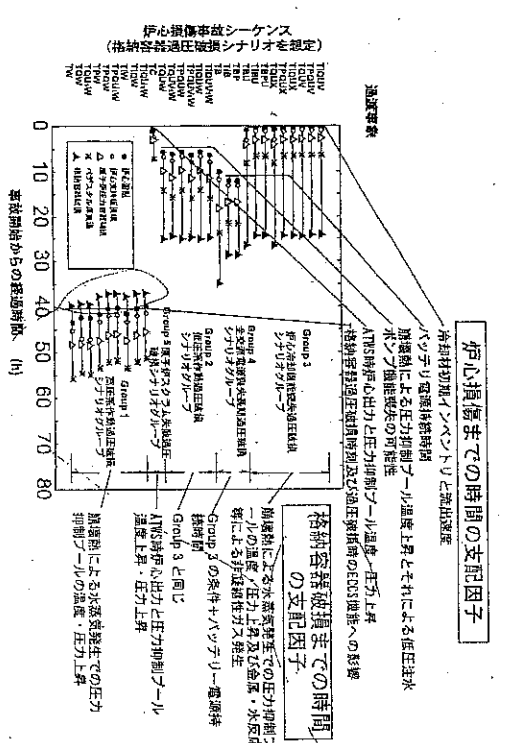
# 事故進展とシーケンスタームの解析例 イベントツリー(起回事象は外部電源喪失)



# TW及びTQVシーケンスでの格納容器内圧力の推移 (石川他、JAERI-Research 2005-021)

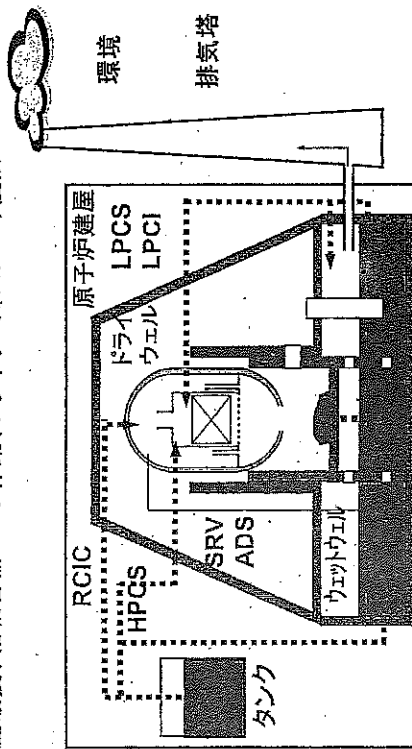


# 炉心損傷事故シーケンス別の事故進展支配因子の分析例



# ソースタームの評価例

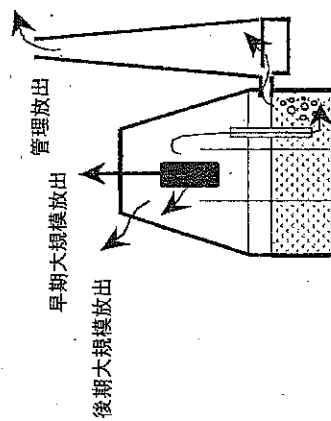
- 炉心損傷事故シナケンス(事故の進展を決定)  
TQUV, TB, TQUV1W, TW, TCシナケンス
- 格納容器機能喪失シナリオ(環境へのFP放出の仕方を決定)  
過圧破損、格納容器ベント作動、ドライウェルスブレイ復旧



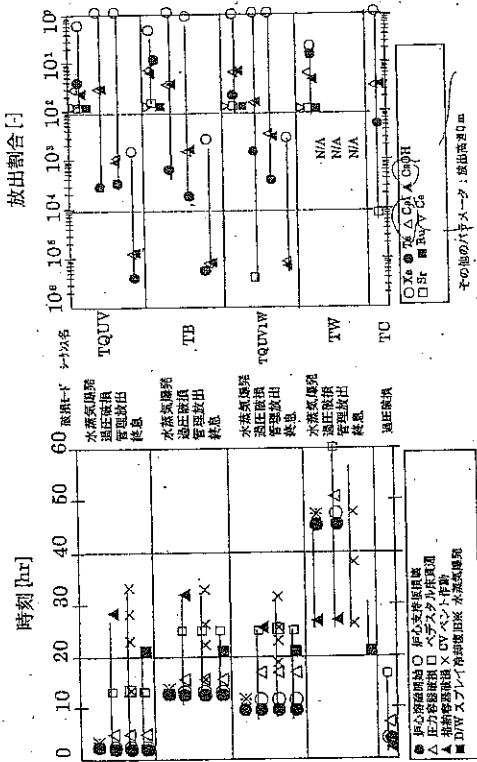
# 放射性物質放出の形態

格納容器からの放出形態により放出量、や被害の大きさは異なる

- 早期大規模放出  
(炉心溶融崩壊時の水蒸気爆発等、有効な防護対策がとれない場合)
- 後期大規模放出(格納容器の過圧破損など)
- 管理放出
- 微少な漏洩

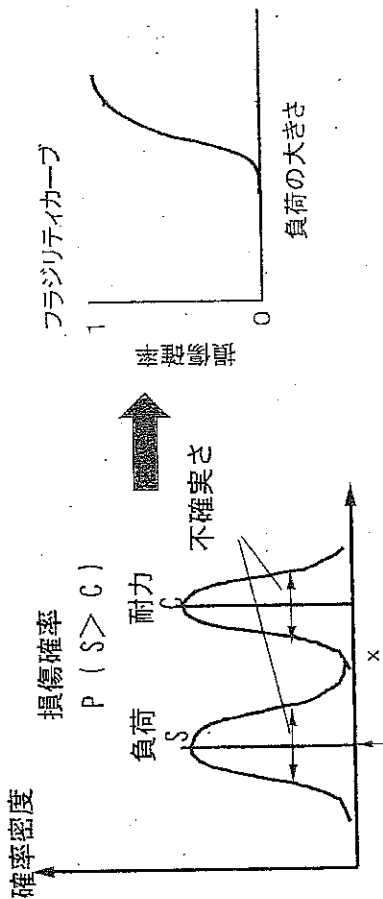


# THALES-2コードによるソースターム評価例



# エナジエティックな物理現象による格納容器損傷確率の評価の例 (JAEA森山らによる水蒸気爆発解析コードJASMINの適用)

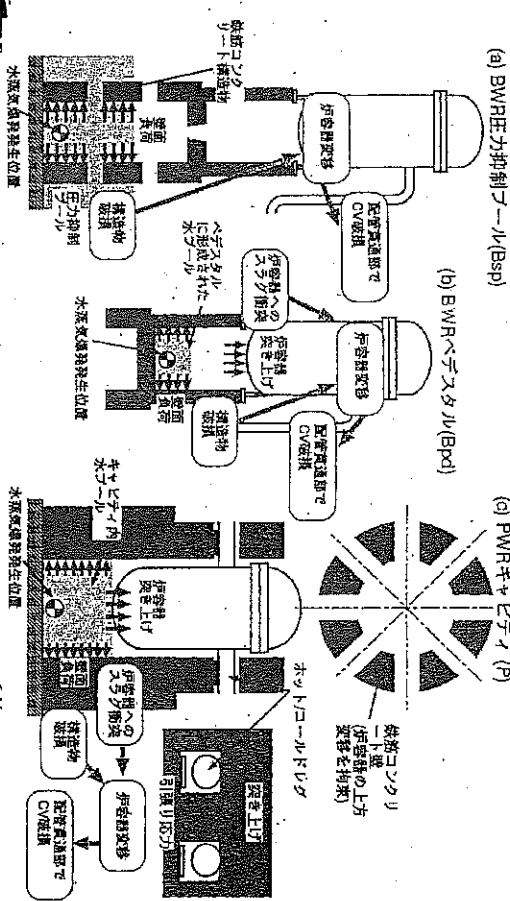
損傷確率は、与えられた負荷の強さSと耐力Cの確率分布から、負荷が耐力を上回る確率として評価される。



負荷及び耐力の大きさ  
(荷重、応力、変位、温度等で表現)

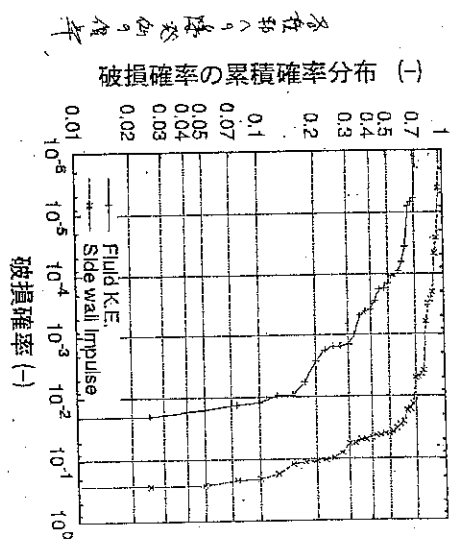
# 水蒸気爆発の例(現象)

BWR及2PWRプラントの炉外水蒸気爆発による格納容器破損シナリオ



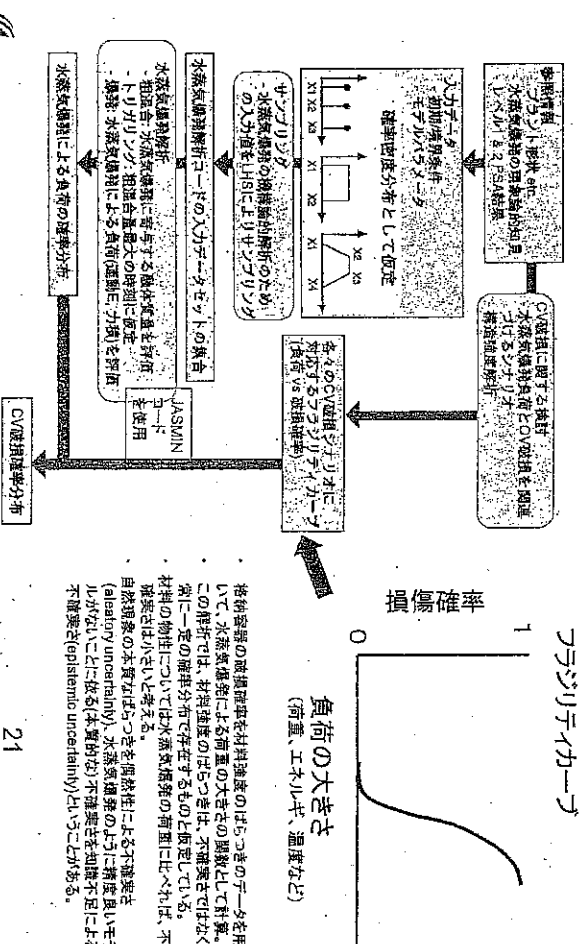
20

# 水蒸気爆発の例(評価例)



22

# 水蒸気爆発の例(評価方法)



21

# PSA結果及びPSA解析コードはどのように使われたのか

- APWR, ABWRの設計
  - 炉心損傷頻度の低減が中心 (ECSSの構成など)
  - もんじゅ安全審査における5項事象評価
- AMDの整備
  - レベル1 PSAが中心、外的事象は基本的に排除
  - しかし福島事故への事業者及び国の対応においては、レベル2 PSAの知見は大きく役立つものと推定。
- リスク情報を活用した規制・安全管理 (レベル1 PSAが中心)
  - 原子力安全保安院における意思決定 (浜岡配管破裂事象への対応策の評価など)
  - 原子力安全保安院における安全管理 (レベル1 PSAが中心)
    - 検査での指摘事項の重要度評価、安全業績指標の導入など
- 原子力安全委員会における安全目標検討
  - JNESのレベル2 PSA結果及びJAEAの環境影響評価結果を活用

23

22

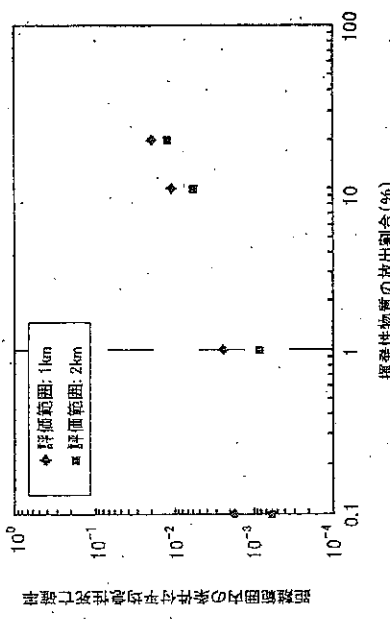


図4.1-1 揮発性物質の放出割合を変化させた場合の条件付急性死性死亡水準

出典：非電用軽水型原子炉施設の性能目標について - 一次生目標案に対応する性能目標について -  
平成 18 年 3 月 28 日 原子力安全委員会 安全目標専門部会



PSA結果及びSA解析コードは今後どう使われると考えるか

- SA対応設計(主として格納容器設計)
  - SA現象ごとに明示的な評価が必要
    - 個別現象解析コードの確立 + 不確実な部分に關する感度解析 or 不確実さ解析
- SA緩和のためのAMの計画・評価
  - 多様なシナリオの系統的な分析が必要
    - 個別現象解析コードに加えて統合的型SA解析コードが必要
- 外的事象対応
  - 津波だけでなく、地震、テロ、火災etc
- 使用済み燃料プールへの拡張
  - 空気雰囲気でのFP放出、大気への直接放出などの考慮必要
- 防災対応能力の強化
  - ソースターム(時刻、量)予測能力の確認(福島事故データによる確認)



何が技術的課題か

- ソースターム評価手法の精度確認
  - 福島での実際の放出の経路、放出核種、化学形、放出量は?
  - プラント内のどこに沈着したのか
  - 現行モデルは精度よく模擬しているか、不確実さ評価にどう反映させるのか
- 空気雰囲気を含む燃料挙動・FP放出
  - ヨウ素、セシウム、それらに次ぐ中・長半減期核種の放出量、化学形、エアロゾル特性
  - エアロゾル特性を予測するためのデータ(蒸気圧、水への溶解度、潮解性など)
  - 放出量や化学形、エアロゾル特性を予測するための技術
    - 化学平衡計算に加え、速度論や第一原理計算・分子動力学を含めた化学形予測手法の高次元化は不可能か、
    - 溶融状態、クラスト堆積を含む燃料内の移動プロセスのモデル化も必要ではないか
    - マネジズムを推定する実験から定常状態の上の差に達しさせる必要があるのではないか
- SA対応設計の評価に使えるエナジェティック事象のメカニスティックな解析評価手法の確立
  - 燃料、被覆管その他炉内材料、及びそれらの混合溶融物の物理的性質(融点、粘性、表面張力、潜熱)



SA解析コード開発の方針選択と必要な研究に関する個人的見解

- 過去においては、SA解析コードは次のように発展してきた
    - PSA用SA解析コード: 1点近似的個別現象解析コード
      - STOP, THALESなどのコードシステムの移植コード (BOIL炉心ヒーティングと溶融物大、CORSOR(燃料からのFP抽出)、TRAPMELT, NAUAC(エアロゾル挙動)など
    - メカニスティックなSA個別現象解析コード
      - SCDAP (燃料損傷), VANESA(コンクリート反応時FP抽出), ARTI(多成分多粒子径エアロゾル挙動)
    - 統合型SA解析コード: ボリユーム・ジャンクションモデル + 1点近似的個別現象モデル and/or メカニスティックな個別現象モデル
      - MELCOR, MAAP, THALESなど(エアロゾル挙動では、MAAPはメカニスティックコードの標準から1点近似的モデルを作成。MELCORとTHALESはメカニスティックなモデルを直接組み込んでいる。)
  - 今後は?
    - 方針1: メカニスティックな個別現象モデルによる統合型コードの開発
      - この方向の試みは成功していない(SCDAPなど)。
      - 物理の裏付けがなければプログラミングは成立しない
    - 方針2: メカニスティックな個別現象解析コードの開発とそれによる知見を反映させた統合型SA解析コードの開発の組み合わせ
- 方針1は要注意。



