

格納容器の破損防止

原子力システム安全部

中村 康一

目次

I. 新規制基準の概要

I-1 新規制基準における格納容器の破損防止対策

I-2 格納容器破損モード

II. 安全研究等の内容

II-1 格納容器破損モード選定の技術的背景

II-2 重大事故対策の有効性評価法

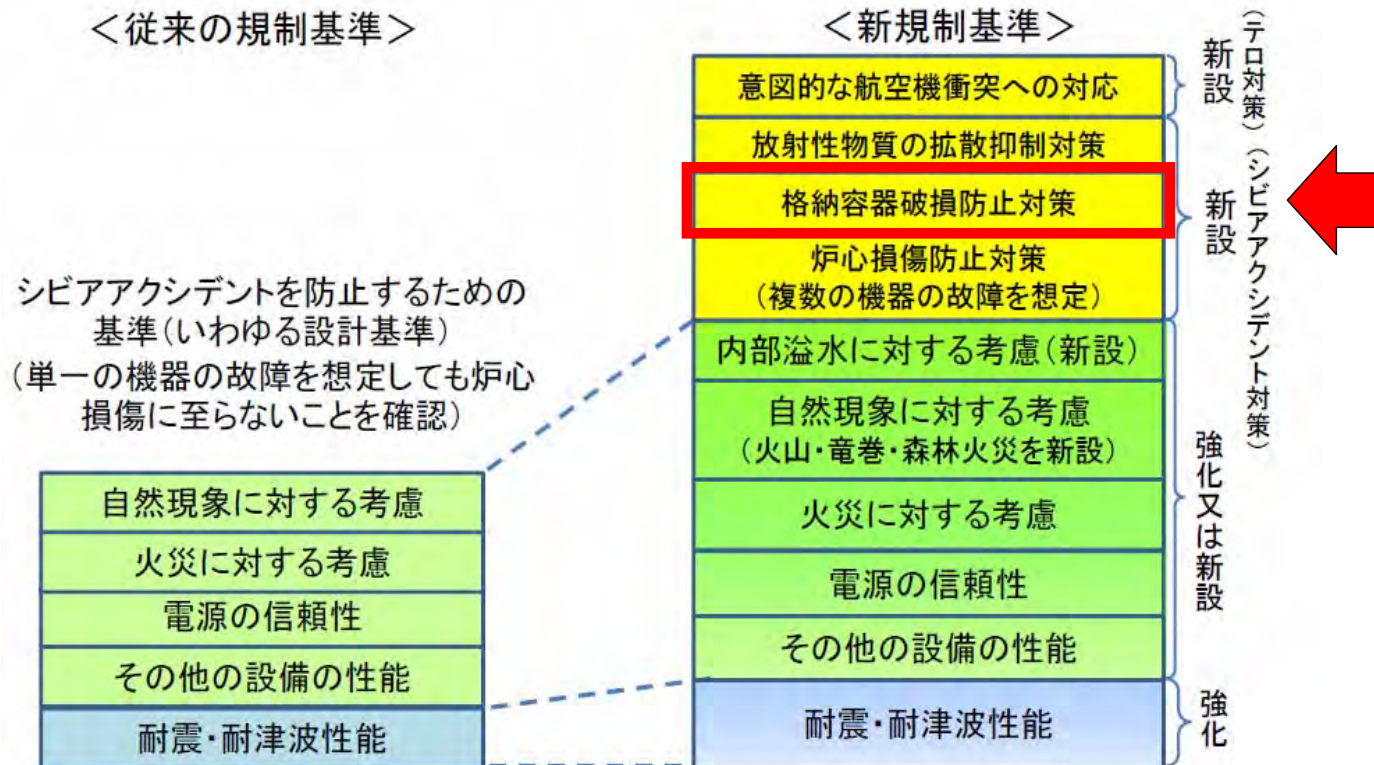
III. 今後の展開

III-1 まとめと今後の展開

I: 新規制基準の概要

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則
 (平成二十五年六月二十八日原子力規制委員会規則第五号) 第三十七条 2項

発電用原子炉施設は、**重大事故**が発生した場合において、**原子炉格納容器の破損**及び工場等外への**放射性物質の異常な水準の放出**を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。



■ 新規制基準の格納容器破損モード

過年度までの確率論的リスク評価(PRA)及びシビアアクシデント研究の成果から、新規制基準において、格納容器破損に至る物理化学的現象を指定する(BWR原子炉施設、PWR原子炉施設ともに同じ)。

■ 対策の有効性評価

格納容器破損モードごとに対策を講じ、それらについて有効性評価を求めている。

I-2 格納容器破損モード

格納容器破損モード (BWR、PWR共通)	概要
雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過圧・ 過温破損)	炉心損傷後に炉心内及び格納容器内において発生する水蒸気・非凝縮性ガスが蓄積し、格納容器雰囲気が過温又は過圧する。
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	溶融炉心が高圧状態の原子炉圧力容器から格納容器へ流出する際に、溶融炉心が微細化して格納容器雰囲気に飛散して、格納容器雰囲気を、短時間で加温・加圧する。
炉外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	原子炉圧力容器が溶融貫通する際に、溶融炉心が格納容器内の原子炉キャビティの冷却材と接触する。
水素燃焼	原子炉圧力容器内又は格納容器内において、金属・水反応で発生した水素が格納容器内で爆発する。
格納容器直接接触 (シェルアタック)	格納容器内に流出した溶融炉心が、格納容器壁に接触する。
溶融炉心・コンクリート 相互作用(MCCI)	格納容器内に流出した溶融炉心と格納容器床コンクリートを侵食する。

格納容器破損防止の有効性の確認

項目	格納容器破損防止
格納容器破損及び放射性物質の異常放出を防止するために必要な措置	想定する格納容器破損モードに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外への放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。
有効性があることを確認	(a) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力(要根拠、妥当性)を下回ること
	(b) 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度(要根拠、妥当性)を下回ること
	(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。(Cs-137の放出量が100TBq)
	(d) 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること
	(e) 急速な炉外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと

項目	格納容器破損防止
有効性があることを確認 (続き)	(f) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること → 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下である
	(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること
	(h) 格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること
	(i) 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること

Ⅱ-1 格納容器破損モード選定の技術的背景

■ 従来の設計の想定を超えるような事故において、格納容器破損に至る場合とは？

➡ 1980年代後半からの国内外のシビアアクシデント研究の結果から、格納容器破損に至る物理化学的現象が明らかにされている。

➡ 過年度までの確率論的リスク評価(PRA)の研究成果に基づいて、格納容器破損の時期及び態様が分類されている(格納容器破損モード)。

日本を含む欧米諸国の研究

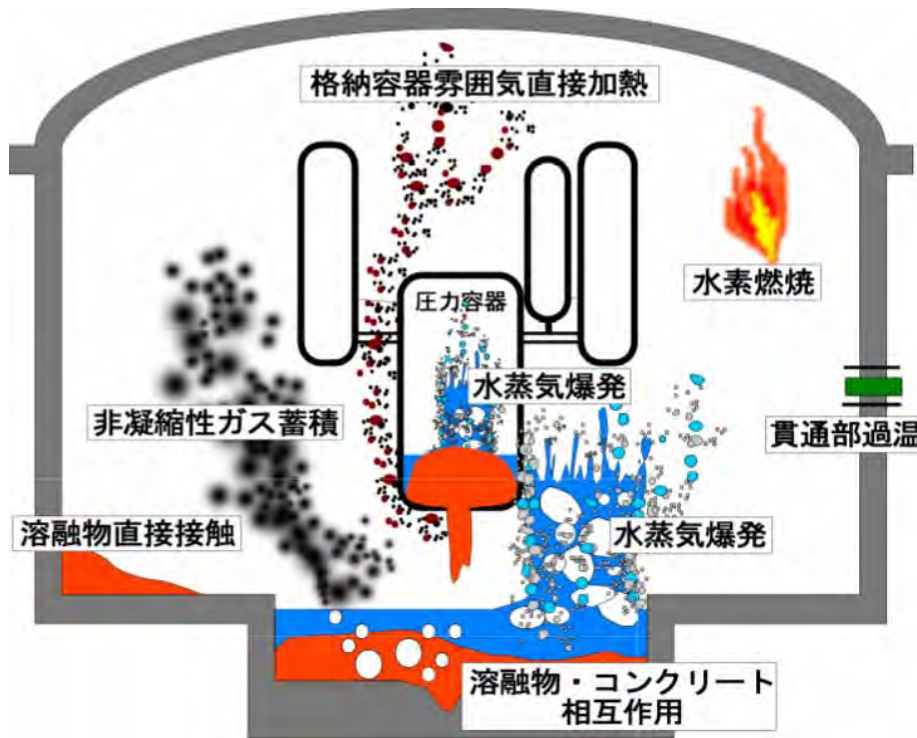
(JAEA、米国NRC、IRSN(仏)、GRS(独)等)

OECD/NEA国際協力計画

IAEAの活動

格納容器内のシビアアクシデント現象

- シビアアクシデント研究の結果、格納容器破損に至る現象が明らかにされている。

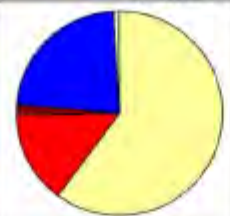
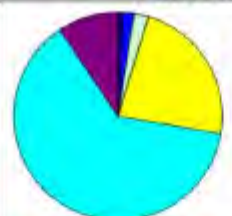
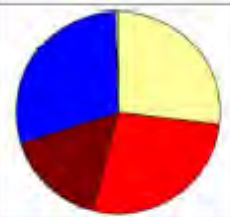
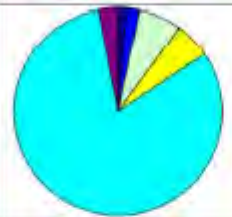
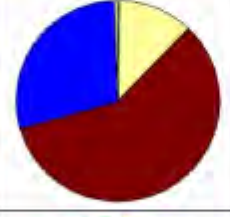

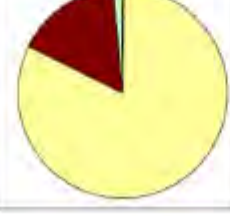
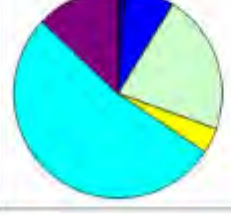


格納容器破損モード

- ・ 水蒸気爆発
- ・ 格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 溶融物・コンクリート相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 非凝縮性ガス蓄積による格納容器加圧
- ・ 格納容器貫通部加温

- 確率論的リスク評価(PRA)の研究成果に基づいて、事故シーケンスごとに、格納容器破損の時期及び態様が分類されている(格納容器破損モード)。

代表的な原子炉施設の格納容器破損モード

施設	格納容器破損モード (BWR)出典1			施設	格納容器破損モード (PWR)出典2		
BWR-3 Mark-I	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 60.1% 格納容器先行破損 (原子炉未臨界確保失敗) : 22.6% 格納容器直接接触 : 14.5%	PWR 2-loop	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ρ ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 22.9% ベースマツト熔融貫通 : 22.9% インターフェイスシステム LOCA : 9.3%
BWR-4 Mark-I	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		格納容器先行破損 (原子炉未臨界確保失敗) : 29.8% 格納容器直接接触 : 27.1% 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 26.8%	PWR 3-loop	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ρ ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 81.5% 蒸気発生伝熱管破損 : 6.7% ベースマツト熔融貫通 : 5.6%
BWR-5 Mark-II	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		格納容器先行破損 (崩壊熱除去失敗) : 58.4% 格納容器先行破損 (原子炉未臨界確保失敗) : 28.9% 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 12.0%	PWR 4-loop ICE	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ρ ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水素燃焼 (原子炉容器破損直後) : 22.4% 水素燃焼 (原子炉容器破損以前) : 21.1% 水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後) : 17.1% 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 17.1%
ABWR RCCV	<ul style="list-style-type: none"> ■ α □ η ■ σ □ δ ■ μ ■ θ ■ θ' □ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 81.9% 格納容器先行破損 (崩壊熱除去失敗) : 16.5% インターフェイスシステム LOCA : 1.4%	PWR 4-loop PCCV	<ul style="list-style-type: none"> ■ β ■ θ ■ γ ■ α ■ ρ ■ σ ■ η ■ γ' ■ σ γ' ■ γ'' ■ ε ■ δ ■ ν 		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 : 52.2% 蒸気発生伝熱管破損 : 21.7% インターフェイスシステム LOCA : 12.9%

出典1: (財)原子力発電技術機構、INS/M02-01、「平成14年度軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果の評価に関する報告書」(平成14年10月)よりJNESでグラフ化

出典2: (財)原子力発電技術機構、INS/M00-13、「平成12年度レベル2PSA手法の整備に関する報告書=PWRプラント=」(平成13年3月)よりJNESでグラフ化

(参考)格納容器破損モードの説明

BWRプラント

記号	格納容器破損モード
α	原子炉圧力容器内水蒸気爆発
μ	溶融物直接接触
σ	格納容器雰囲気直接加熱
δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	ベースマツト溶融貫通
θ'	原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損
θ	崩壊熱除去失敗時の過圧破損
ν	インターフェイスシステムLOCA

PWRプラント

記号	格納容器破損モード
β	格納容器隔離失敗
θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
γ	水素燃焼(原子炉容器破損以前)
α	原子炉容器内水蒸気爆発
g	蒸気発生器伝熱管破損
σ	格納容器雰囲気直接加熱
η	原子炉容器外水蒸気爆発
γ'	水素燃焼(原子炉容器破損直後)
$\sigma\gamma'$	格納容器雰囲気直接加熱+水素燃焼(原子炉容器破損直後)
γ''	水素燃焼(原子炉容器破損後長時間経過後)
ε	ベースマツト溶融貫通
δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ν	インターフェイスシステムLOCA
μ	溶融物直接接触

Ⅱ-2 重大事故対策の有効性評価法

■ 新規制基準で要求している格納容器破損防止対策の有効性評価

- 新規制基準で対策を要求している格納容器破損モード
- 対策の有効性に関する基準を概ね満たすこと
 - シビアアクシデント総合解析コード及び物理化学現象に特化した解析コードの利用
 - シビアアクシデント現象の試験結果・解析結果の活用

※ 新規制基準では、停止時、燃料貯蔵プール(SFP)も対象。ここでは、原子炉のみ説明。

総合SAコード: MELCOR / MAAP / THALES

総合SAコードによって、格納容器イベントツリー事故進展のメインフロー、多くの重要現象及びソースタームを解析できるが、圧力容器、格納容器健全性に重要な影響を与える個別事象には、メカニズムが複雑であり詳細な解析コードによる評価が必要なものが存在する。

FPギャップ放出		溶融燃料からの放射性物質放出			格納容器内放射性物質挙動							
炉心露出	炉心溶融	炉心リロケーション	圧力容器内溶融物-水相互作用	圧力容器の外部からの冷却	高圧溶融物放出	格納容器雰囲気直接加熱 DCH	格納容器直接接触	炉外の溶融燃料-冷却材相互作用	溶融炉心-コンクリート相互作用 MCCI	水素燃焼	雰囲気圧力・温度による静的負荷	FP放出

水素爆ごうによる格納容器健全性評価法の整備 (PWR (PCCV) プラントの例)

【使用コード】AUTODYN

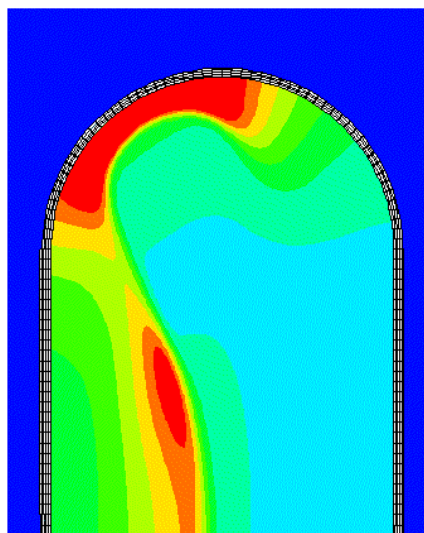
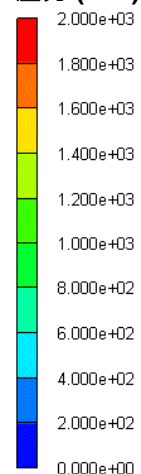
【解析条件】

初期水素濃度18vol%(一様分布) / 下部着火

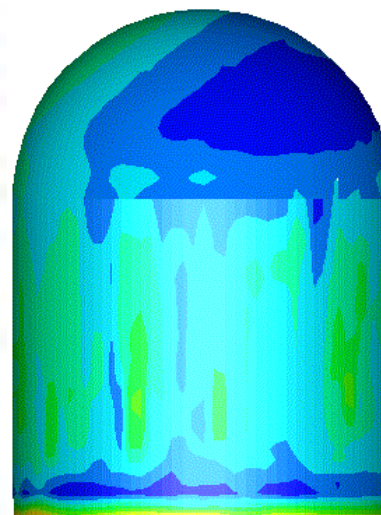
【解析結果】

- コンクリート壁面の一部破損及びライナーの塑性変形が認められる。
- ライナー相当塑性ひずみの最大値は約1%となり、破断ひずみ(19%)を十分に下回る。
- 内側/外側鉄筋およびテンドンは塑性変形に至らない(格納容器は健全)

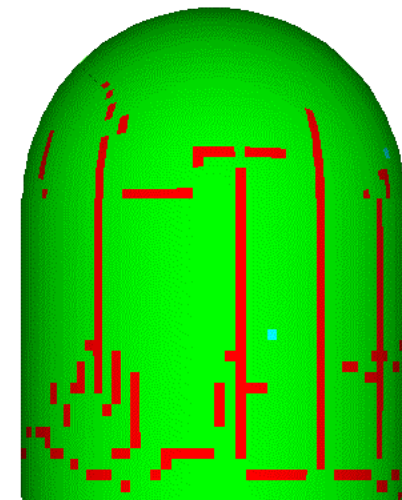
圧力 (kPa)



格納容器内圧力
(40 ms後)

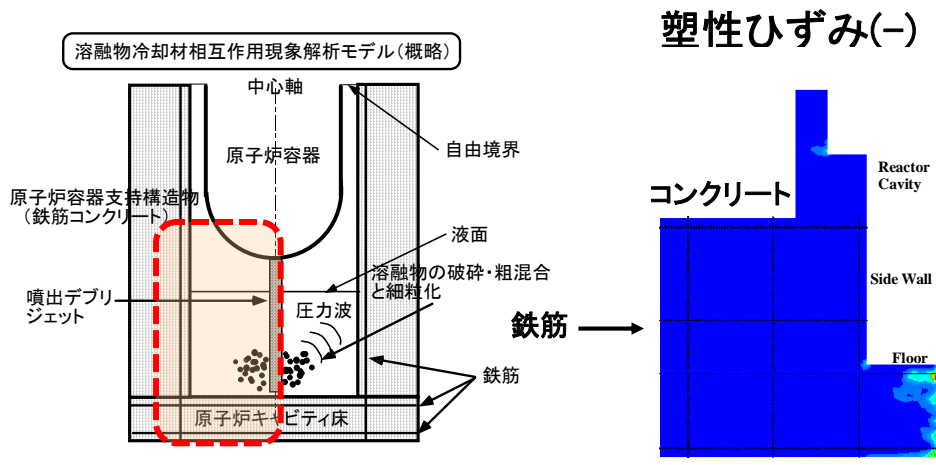
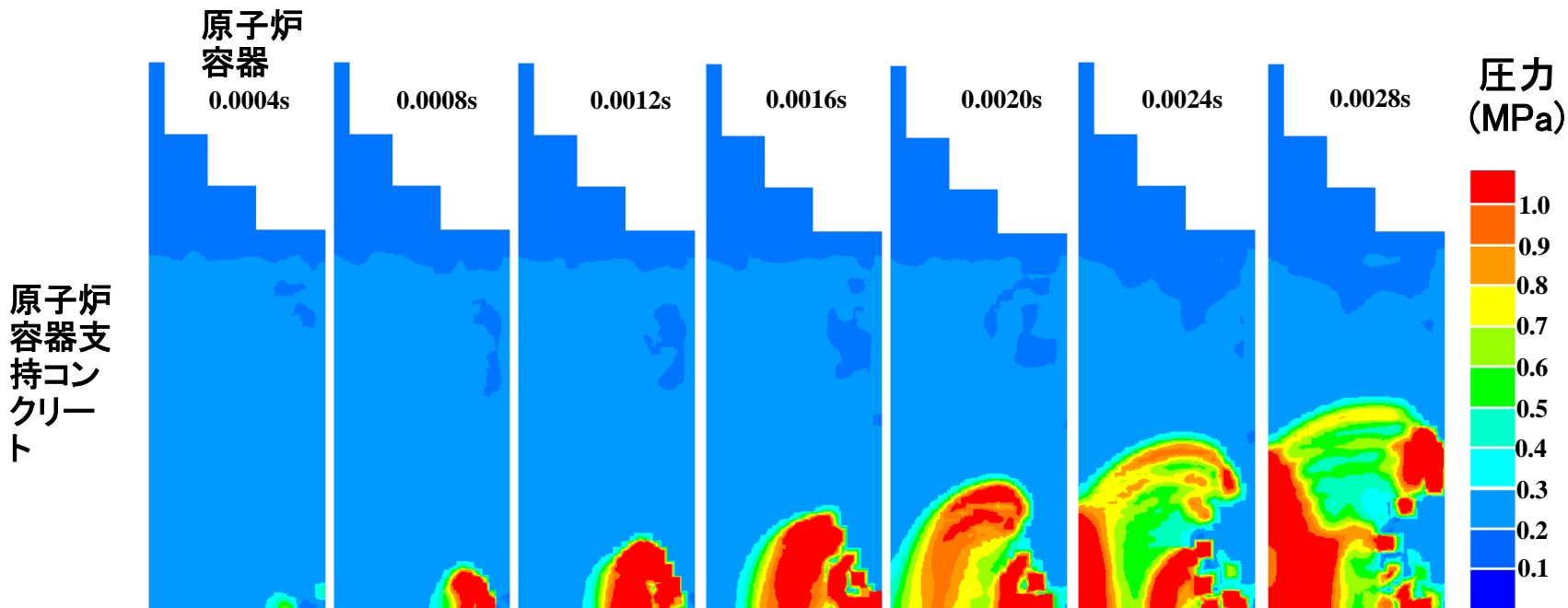


ライナーの相当塑性ひずみ



コンクリートの破損状況
(緑:弾性, 青:塑性, 赤, 破損)

炉外の溶融燃料－冷却材相互作用による 格納容器健全性評価法の整備(PWRプラントの例)



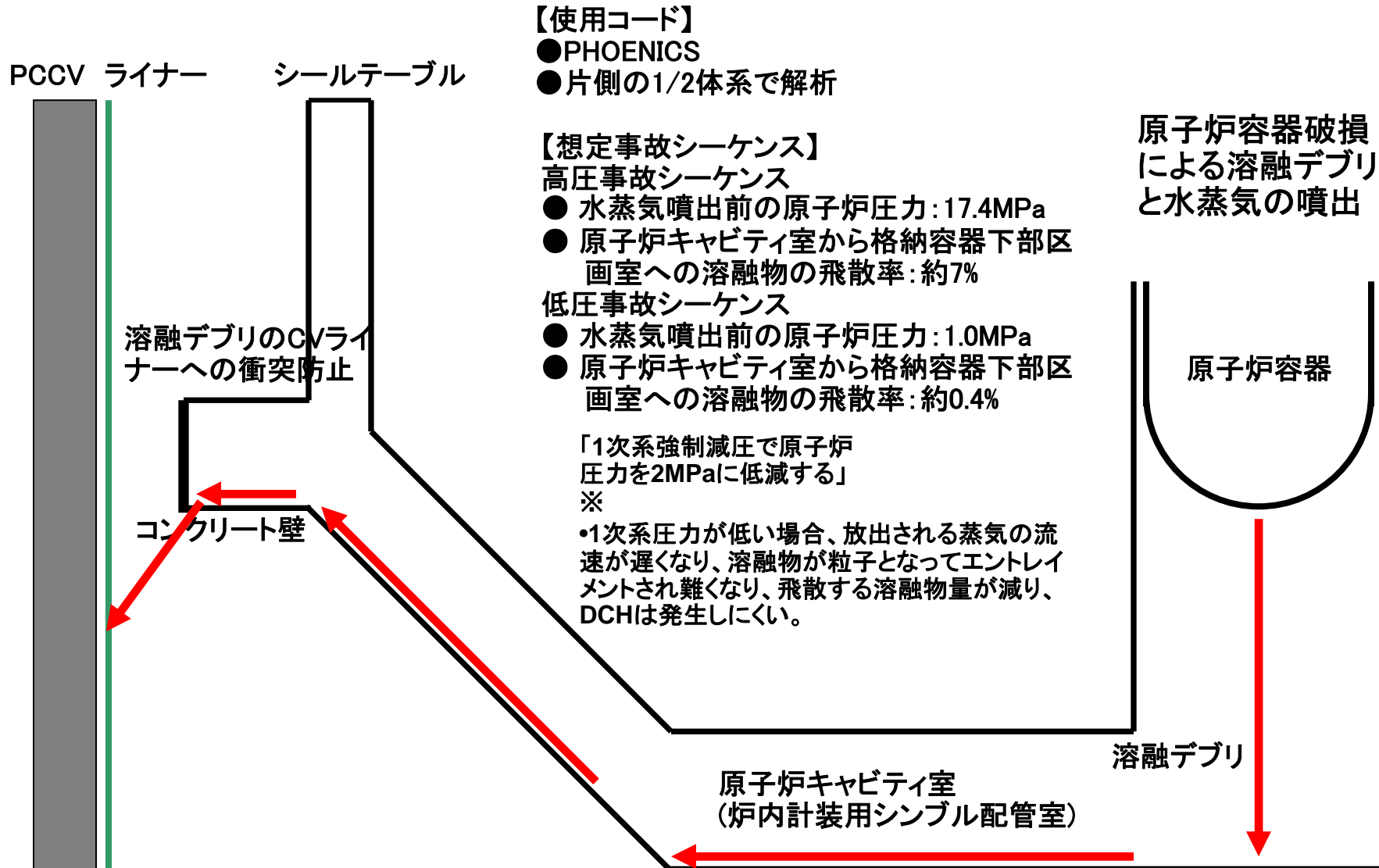
【使用コード】
水蒸気爆発時の圧力分布履歴(VESUVIUS)
鉄筋コンクリート動的構造応答(AUTODYN)

【解析結果】
原子炉容器の中心軸上の床コンクリート
は引張り破壊する可能性があるが、鉄筋は、
弾性範囲にある。

「水蒸気爆発の発生確率で対応」



高圧溶融物放出/格納容器直接接触に関する 格納容器健全性評価法の整備(PWRプラントの例)



格納容器への溶融物放出/溶融物直接接触に関する 格納容器健全性評価法の整備(PWRプラントの例)

【使用コード】
PHOENICS(CFD)

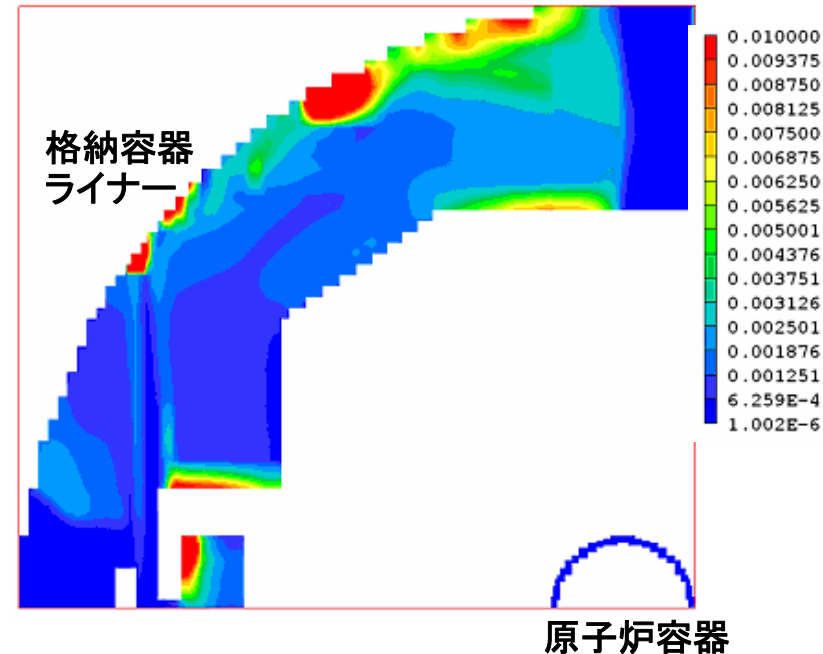
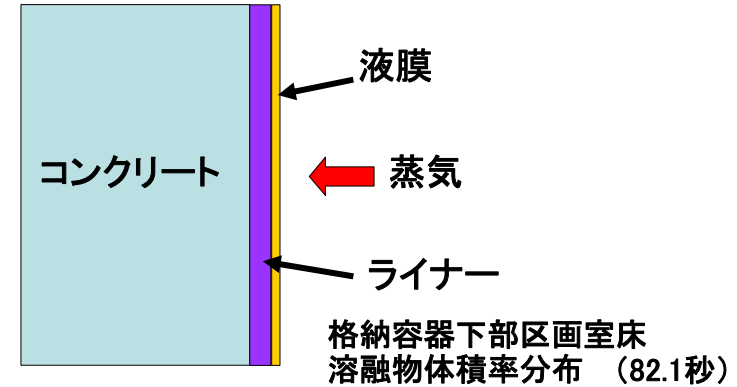
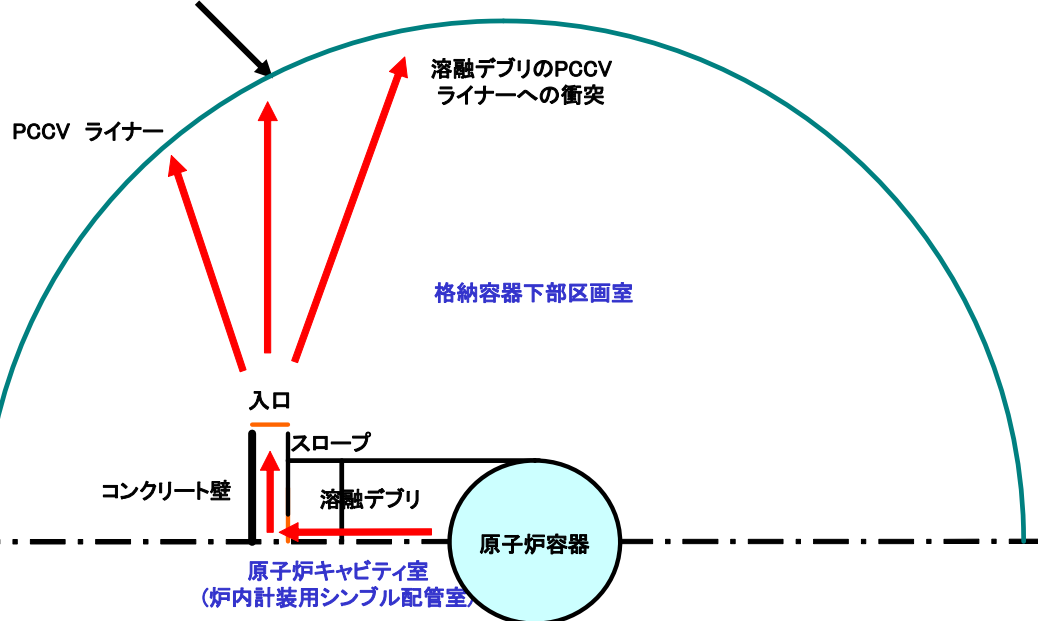
【解析条件】

- 格納容器本体表面に付着するデブリ厚さと隣接ノードのガス温度を解析条件とする。
- 1次元(液膜、格納容器ライナー及びコンクリート)の時刻歴温度分布解析

【解析結果】

- 液膜に接するライナー表面の温度は、最大で約1,100Kであり、普通鋼の融点(約1,800K)より十分低いので、ライナーが損傷する可能性は、小さい。

ライナー温度分布評価点



Ⅲ-1 まとめと今後の展開

- 新規制基準における格納容器破損モード及び格納容器破損防止の有効性の確認の考え方について紹介した。
- 原子力システム安全部は、過年度までに国内外の規制・研究機関、国際機関等と協力して、シビアアクシデント時の格納容器及び放射性物質の振舞いに関する評価法整備を進めてきた。
- 新規制基準の重大事故の「格納容器の破損防止」規制に対して、これまでに培った確率論的リスク評価(PRA)及びシビアアクシデントに係る技術的基盤を提供すると共に、今後も安全性向上に資するための活動を継続していく。