シビアアクシデント時の物理現象

本資料の前半部分は、IAEA Training in Level 2 PSAの教材をベースに作成されている。
http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/training/specific_expert_knowledge/psa-level2/M2%20%20Severe%20Acc%20Phenom.pdf

名古屋大学　工学研究科　山本章夫

概要

- シビアアクシデント進展の概要
- 燃料の損傷
- 燃料の溶融と移動
- 格納容器内の現象
- その他の現象
- 格納容器健全性判断の目安
- 放射性物質の移動と放出
- シビアアクシデント解析コード

シビアアクシデント進展の概要

シビアアクシデントの進展の概要

- フェーズ1：燃料損傷
  - 燃料棒温度が1400℃程度まで上昇
  - 燃料被覆管の酸化(崩壊熱による温度上昇にプラスされ、温度上昇を加速)
  - 制御棒の溶融
- フェーズ2：炉心溶融および炉心物質再配置
  - 被覆管の損傷および燃料の相互作用により、燃料の局所的な溶融(液化)と粒子状の燃料デブリの形成に寄与
  - 溶融物およびデブリは炉心下部方向に移動
  - デブリは下部炉心支持板および圧力容器下部に蓄積
- フェーズ3：圧力容器下部の破損
  - デブリが格納容器内に流出
  - デブリが格納容器内構造物などと相互作用

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

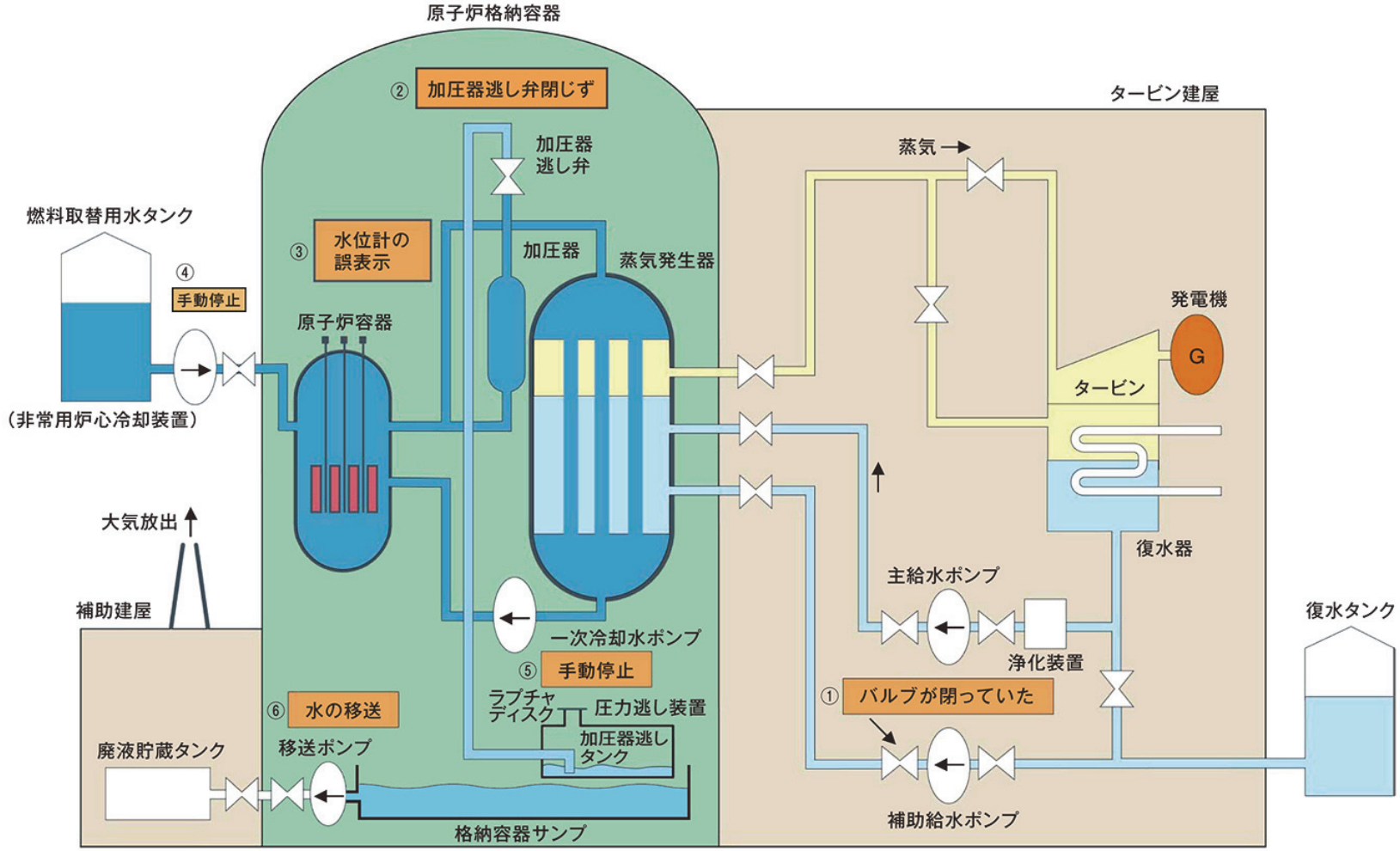
スリーマイルアイランド原子力発電所事故の概要

○事故の主な経緯

1979年3月28日、アメリカのペンシルバニア州スリーマイルアイランド（TMI）原子力発電所2号機で主給水ポンプが停止。補助給水ポンプが自動起動したものの、ポンプ出口弁全閉で二次冷却水循環水が循環せず、また、自動起動した非常用炉心冷却装置（ECCS）を運転員が誤判断し、手動で停止した等、機器の故障や誤操作の結果、炉内構造物が一部溶解した。

○環境への影響

周辺の公衆が受けた放射線の量は最大で1ミリシーベルト、平均0.01ミリシーベルトと健康上影響のない極めて低いレベルであった。



5-5-1

TMI2号機の事故経過(フェーズ1および2)

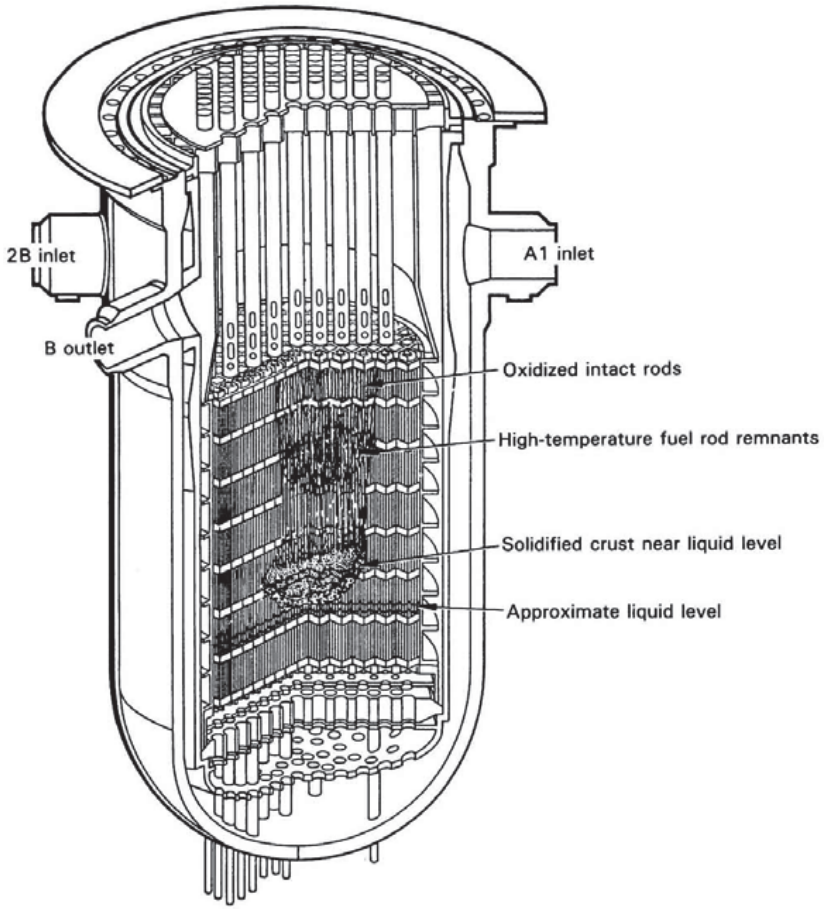
- [hour:minute]
- [0:00] 給水ポンプ停止とタービントリップ
- [0:00+] PORV(Pressurizer Open Relief Valve, 加圧器逃がし弁)が15.55MPaで開、原子炉スクラム
- [0.00++] PORV閉止失敗(15.20MPa)、LOCAの開始
- [0:01-] 運転員が一次系補給水(makeup)ポンプをマニュアルで起動
- [0:01] 加圧器水位が最も低い(lowest)レベルまで低下、そして上昇に転ずる
- [0:02] 高圧注水系が自動起動、圧力容器圧力は11MPa以下に低下
- [0:03] 加圧器水位高警報
- [0:04] 運転員は高圧注水系隔離弁を絞り(給水量減少)、さらに一つの補給水ポンプを停止
- [0:12] スケールアウトしていた加圧器水位が復帰、急速に低下

TMI2号機の事故経過(フェーズ1および2)

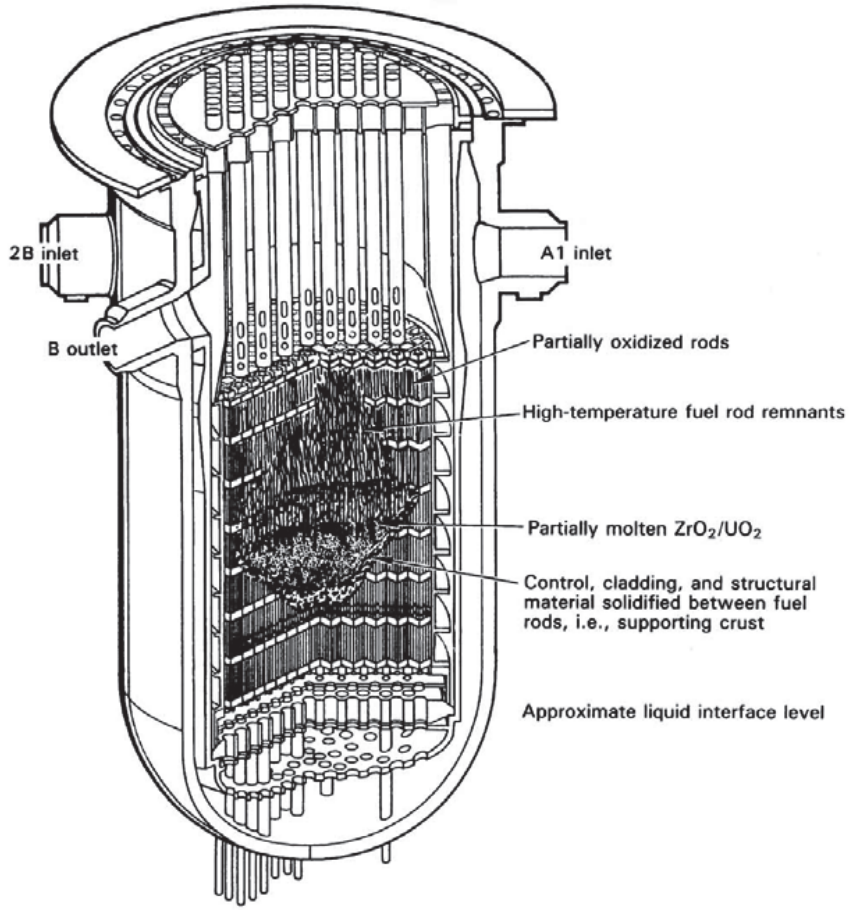
- [0:15] 原子炉冷却水排出(ドレン)タンクのラプチャーディスクが破損
- [1:51] ループA, Bの高温側出口の温度が上昇(スケールアウト)、低温側入り口温度は低下
- [2:19] 加圧器逃がし弁を閉止(冷却材流出が停止)
- [2:20] 冷却水は炉心の中央部まで低下(推定)
- [2:50] 炉心溶融の開始、燃料が下部に移動(推定)
- [2:54] 一次冷却材ポンプが起動、17分間にわたって運転
- [3:44] 溶融物が圧力容器下部に落下(推定)
- [4:22] 一次冷却材補給水ポンプを起動、原子炉圧力容器の再冠水開始

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

TMI2号機の炉心損傷の進展



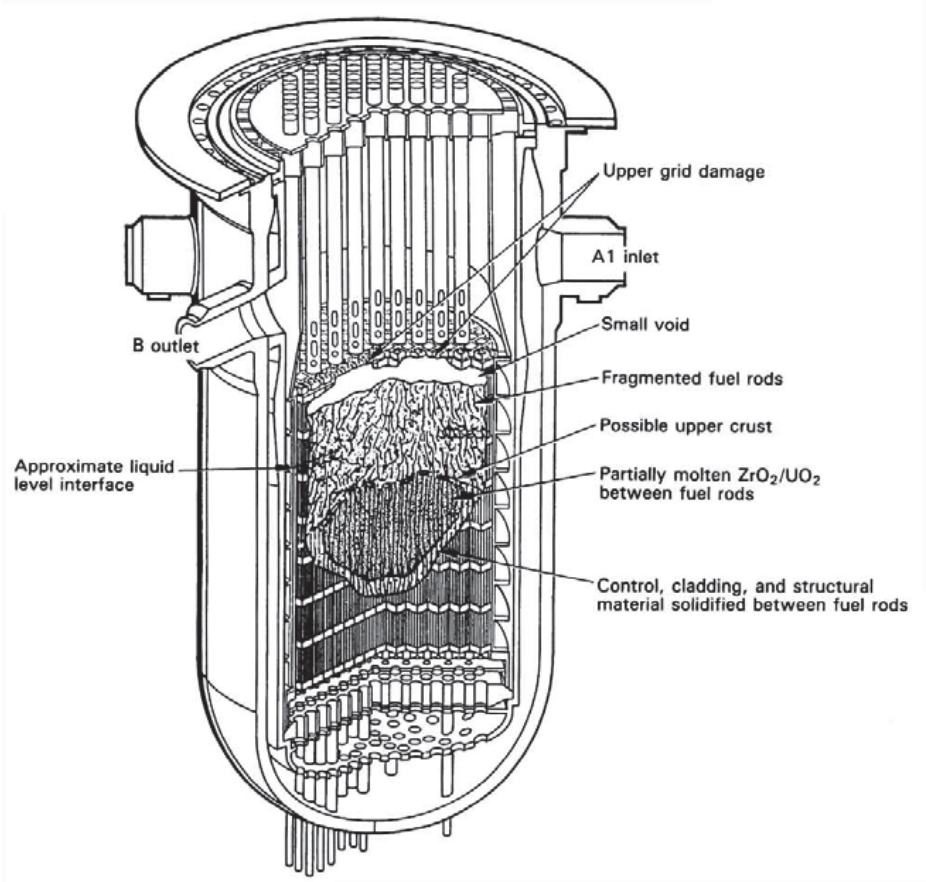
Core Condition –approx. [2:30]



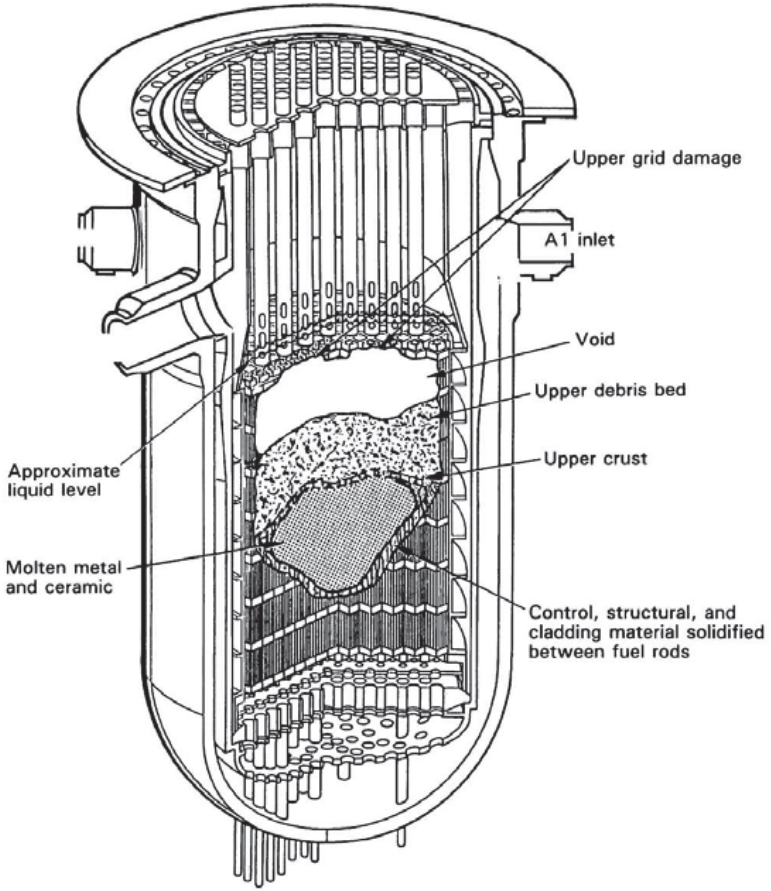
Core Condition approx. [2:53]

【3】出典：James M. Broughton et al. (1989), A Scenario of the Three Mile Island Unit 2Accident, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 42, Fig. 8 and p. 43, Fig. 9, Taylor & Francis

TMI2号機の炉心損傷の進展



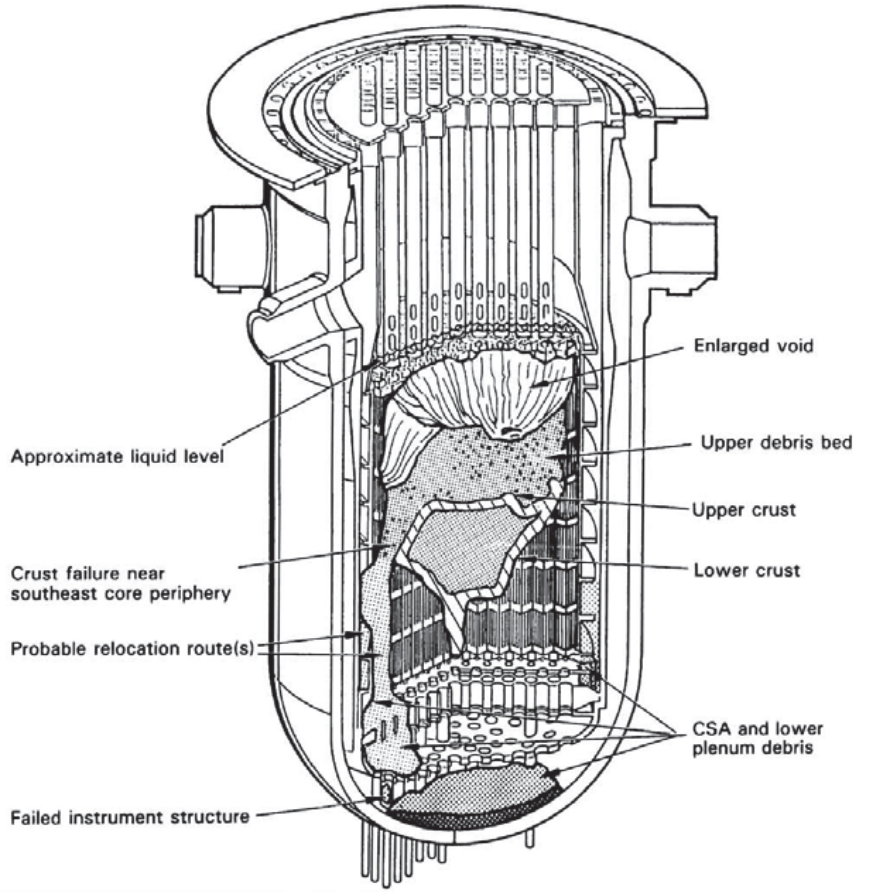
Core Condition –approx. [3:00]



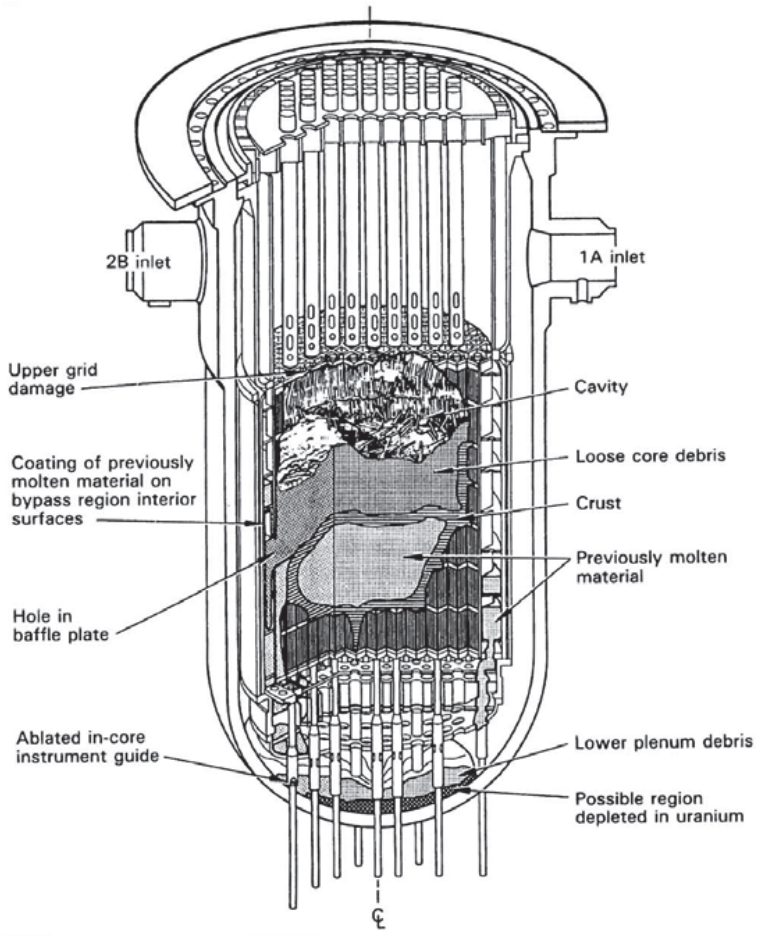
Core Condition approx. [3:43]

【3】出典：James M. Broughton et al. (1989), A Scenario of the Three Mile Island Unit 2Accident, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 44, Fig. 10 and p. 47, Fig. 12, Taylor & Francis

TMI2号機の炉心損傷の進展



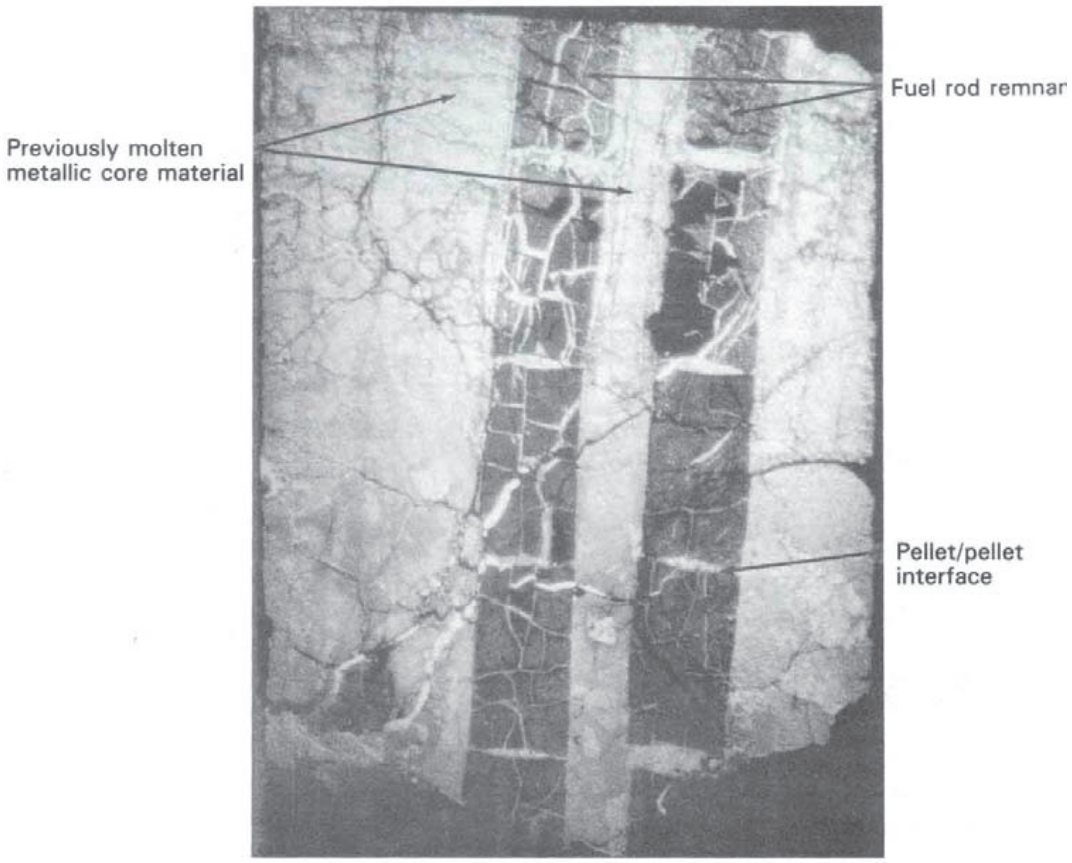
Hypothesized core configuration during melt relocation



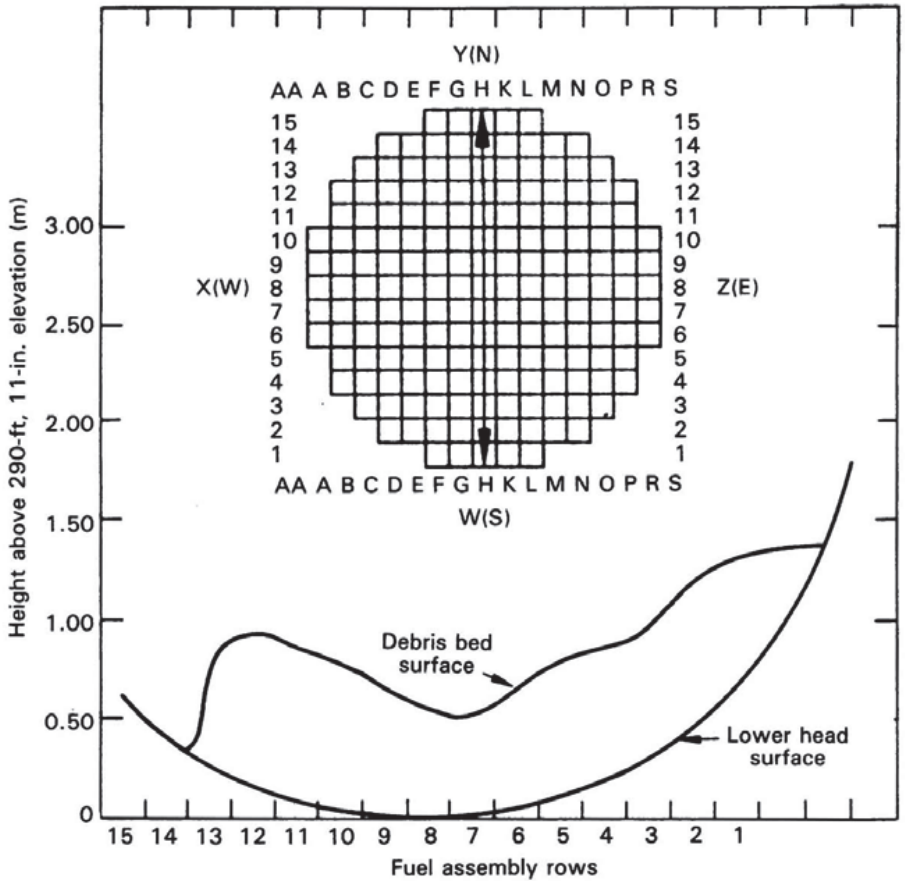
Core end state configuration

【3】出典：James M. Broughton et al. (1989), A Scenario of the Three Mile Island Unit 2Accident, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 49, Fig. 14 and p. 35, Fig. 1, Taylor & Francis

TMI2号機の事故後の調査



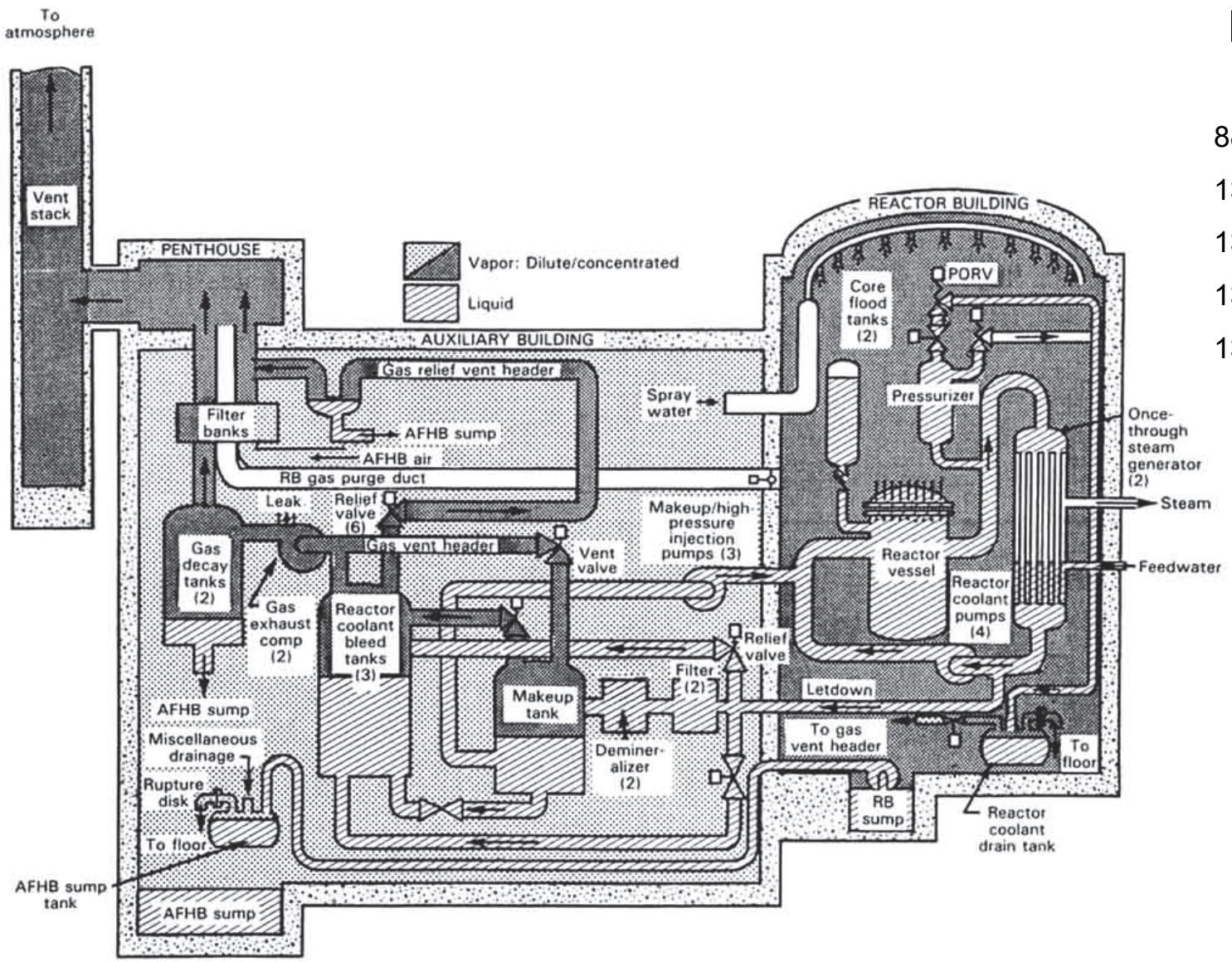
Sample of material from lower crust near the RV centerline



Frozen debris bed on lower head

【3】出典：James M. Broughton et al. (1989), A Scenario of the Three Mile Island Unit 2Accident, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 37, Fig. 3 and p. 38, Fig. 4, Taylor & Francis

TMI2号機のFP放出

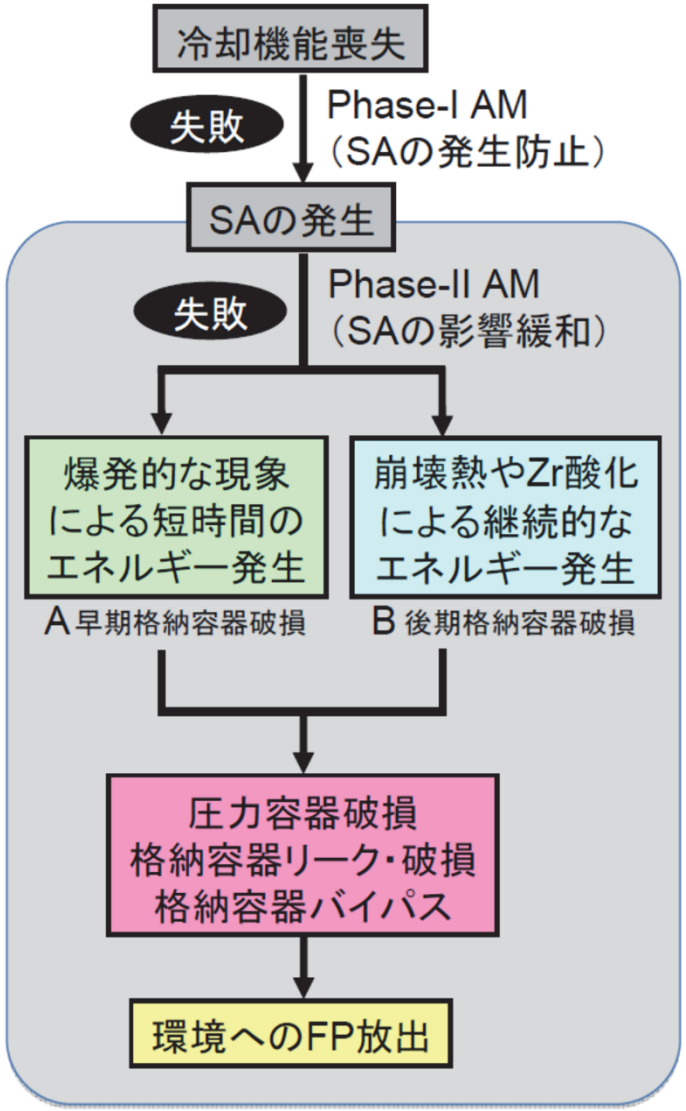


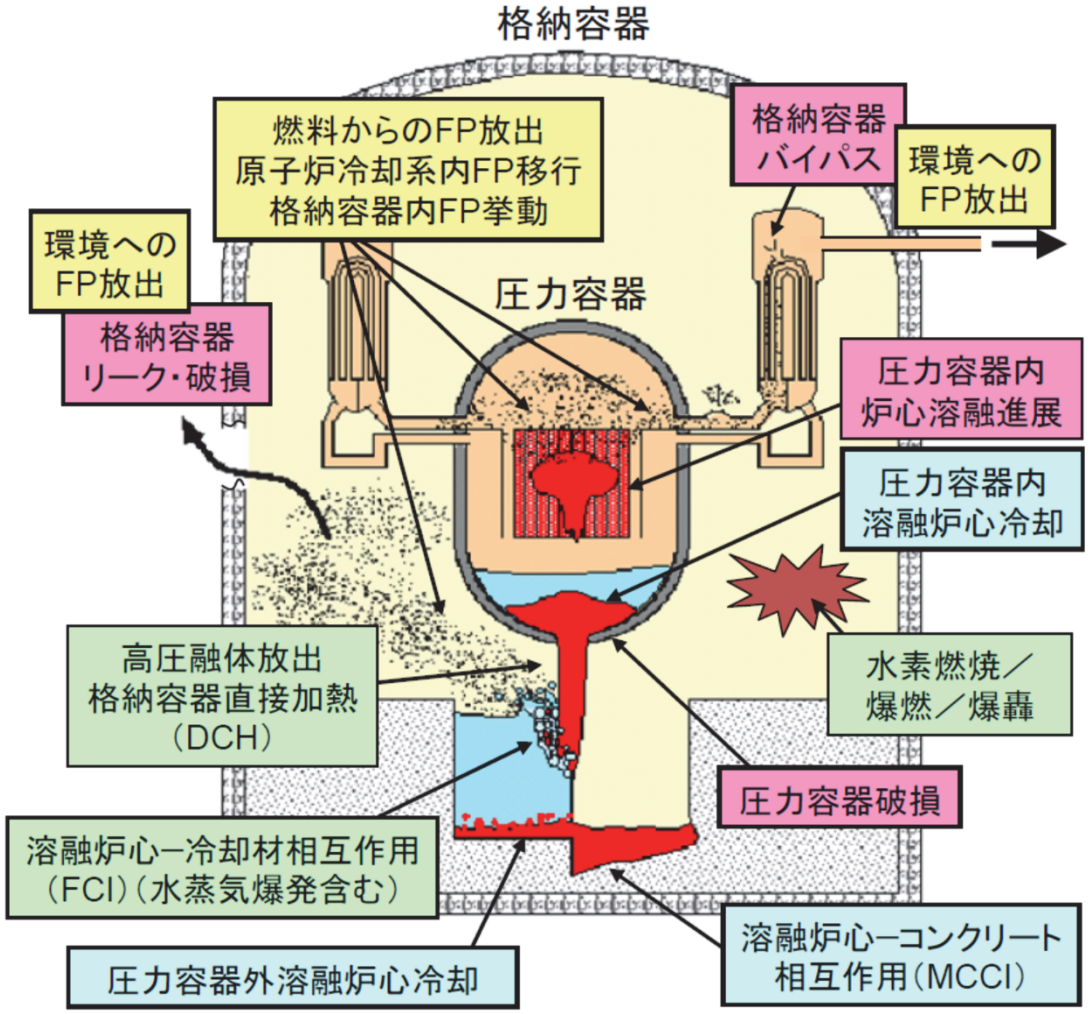
Fractional release to environment

^{88}Kr	0.009
^{133}Xe	0.010
^{133m}Xe	0.047
^{135}Xe	0.006
^{131}I	2.3E-7

【4】出典：Sidney Langer et al. (1989), Fission Product Release Pathways in Three Mile Island Unit 2, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 197, Fig. 1, Taylor & Francis

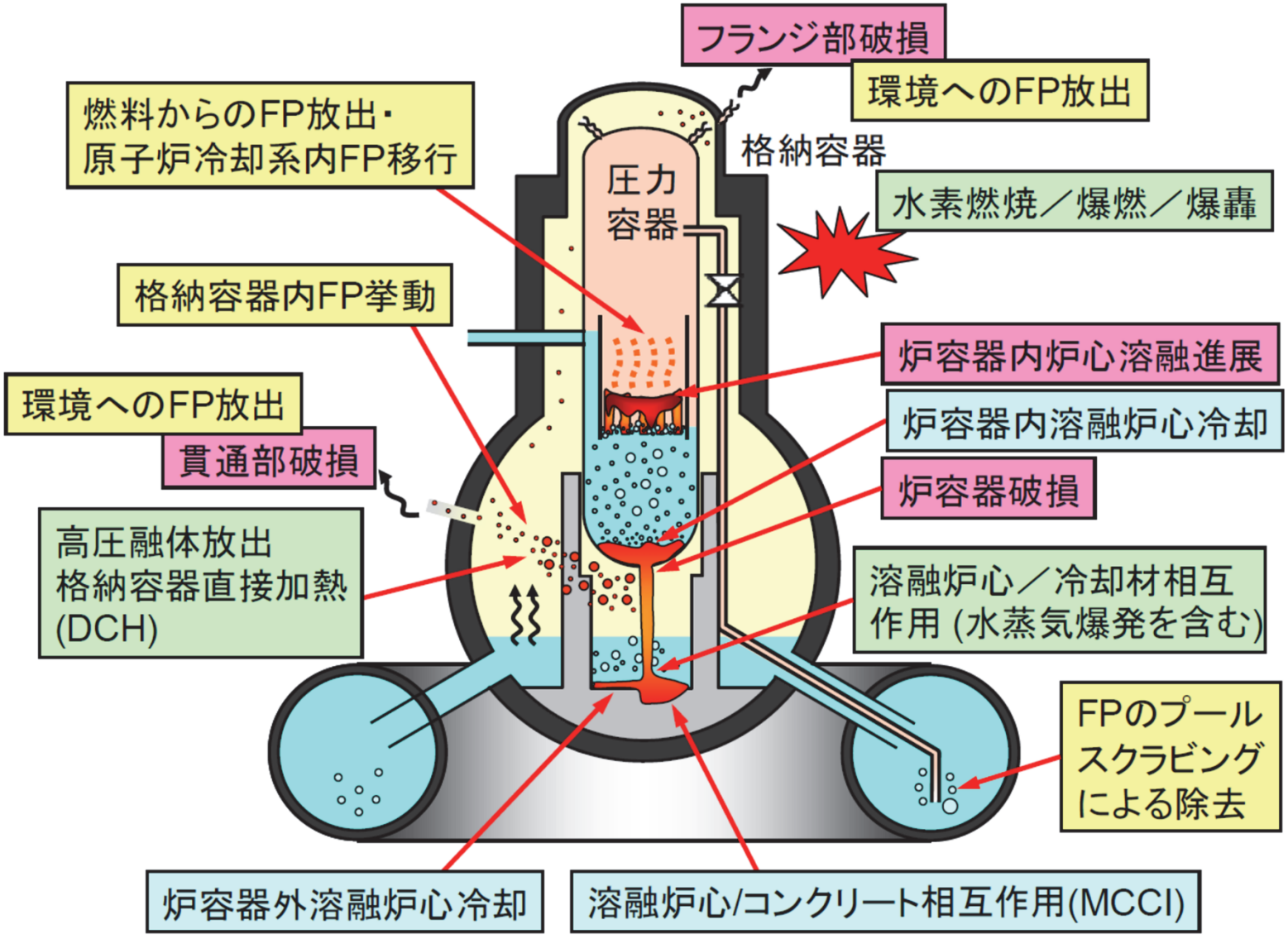
シビアアクシデント時の諸現象(PWR)





【5】出典：丸山結（平成24年2月20日），日本原子力研究開発機構

シビアアクシデント時の諸現象(BWR)



【5】出典：丸山結（平成24年2月20日），日本原子力研究開発機構

燃料の損傷

事故進展：フェーズ1

- 主要な事象：被覆管の酸化開始、制御棒の溶融
  - ジルコニウムと水蒸気の反応による酸化
    - ジルコニウム水反応は発熱反応であり、約1200℃を超えると、それ自身の反応熱で反応がより加速する。この段階に至ると、被覆管の大規模損傷を避けることが難しいため、"run-away"と呼ばれている。
  - 制御棒の溶融
    - PWRの制御棒材質であるAIC(Ag:In:Cd=85:15:5)の融点は約800℃

事故進展フェーズ1の事象

- 酸化反応による発熱は、崩壊熱による燃料の温度上昇に加算され、温度上昇が加速
- 溶融した制御材と被覆管が「ろうそくのロウのように」溶け、下部に移動したあと、冷却材と接触して再固化の可能性
  - 冷却材の流路を狭める可能性
- 水素発生の主要なメカニズム
  - $Zr+2H_2O \rightarrow ZrO_2+2H_2$

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

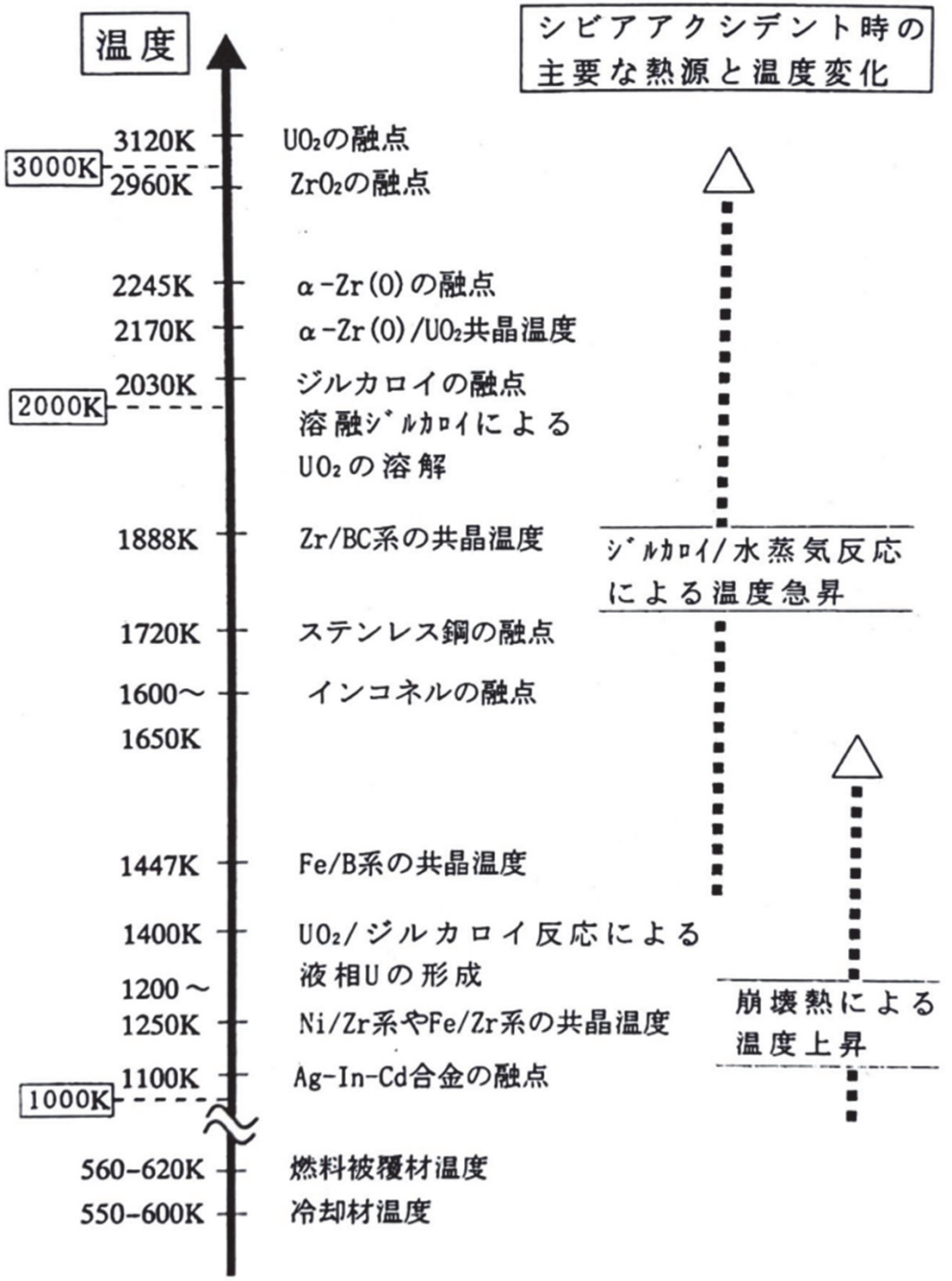
燃料の溶融と移動

事故進展フェーズ2の事象

- 燃料が溶融し圧力容器下部に移動
  - 炉心形状の大幅な変化
  - 金属とセラミックの分離
  - 幅広い温度分布
  - 局所的な冷却材流路閉塞

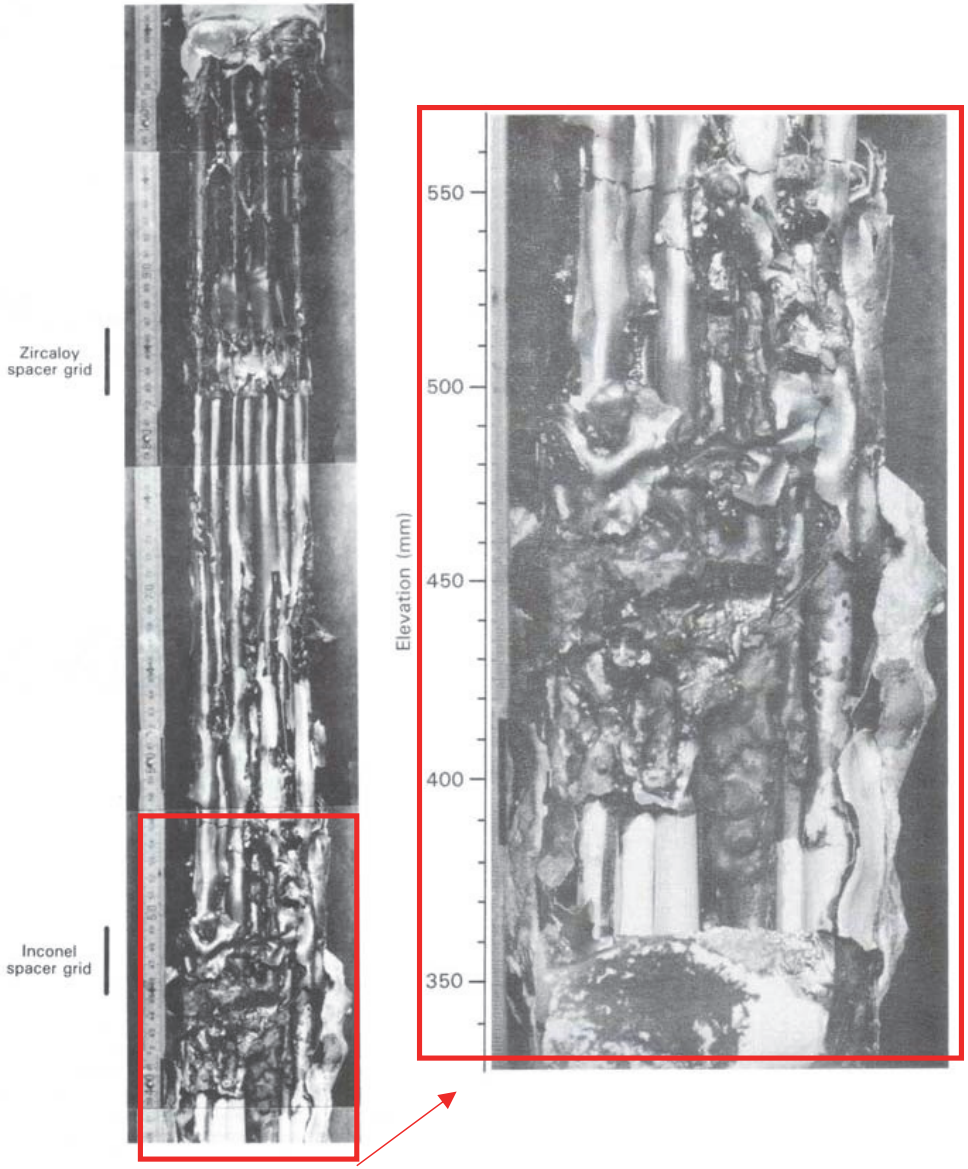
共晶反応

- 炉心溶融と再配置は炉心内の様々な物質の共晶反応に影響される



【6】出典：実務テキストシリーズNo. 3（改訂第5版）軽水炉燃料のふるまい，平成25年3月，原子力安全研究協会

高温における炉心材料の振る舞い



- 試験パイル内の燃料集合体に対する損傷実験はシビアアクシデント解析コードの基盤になっている
  - ACRR (Sandia – USA)
  - PBF, LOFT (Idaho – USA)
  - CORA (KfK, Germany)
  - FLHT (PNL, USA)
- 参考文献
  - Hobbins, et al., Nucl. Tech.,95, Sept. 1991.
  - Hofmann, J. Nucl Mat, 270,1999.

【7】出典：Peter Hofmann et al. (1989), Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures, Nuclear Technology, Taylor & Francis

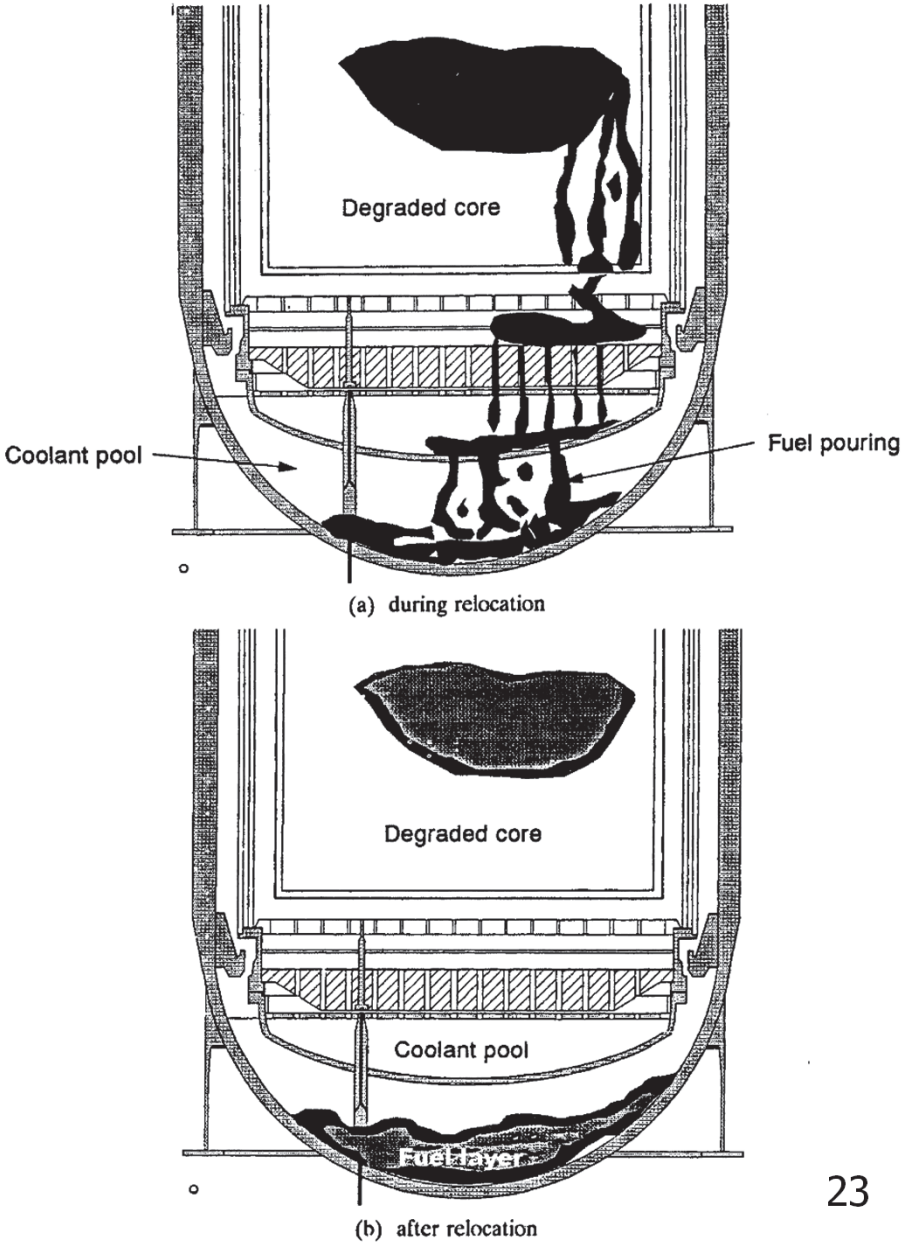
事故進展フェーズ3の事象

- 溶融したデブリが圧力容器下部に移動、圧力容器健全性に脅威を与える
  - TMI2号機では、かなりの量の溶融物が圧力容器下部に堆積したが圧力容器下部は破損しなかった
    - 溶融物質は圧力容器下部に残っている冷却水内に落ちる
    - 一時的に冷却されたデブリにより形成されたクラストは、圧力容器下部に断熱層を形成し、圧力容器への熱伝達を悪化させる
  - 圧力容器下部に堆積したデブリの冷却性については未だ研究の対象
  - 圧力容器下部の貫通は、圧力容器のタイプによっては重要

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

事故進展フェーズ3の事象

- 事象の不確かさは以下から発生
  - 移動した溶融物/燃料デブリの形態や配置
  - 移動した物質の温度
  - クラストの形成と圧力容器下部への熱伝達機構



【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

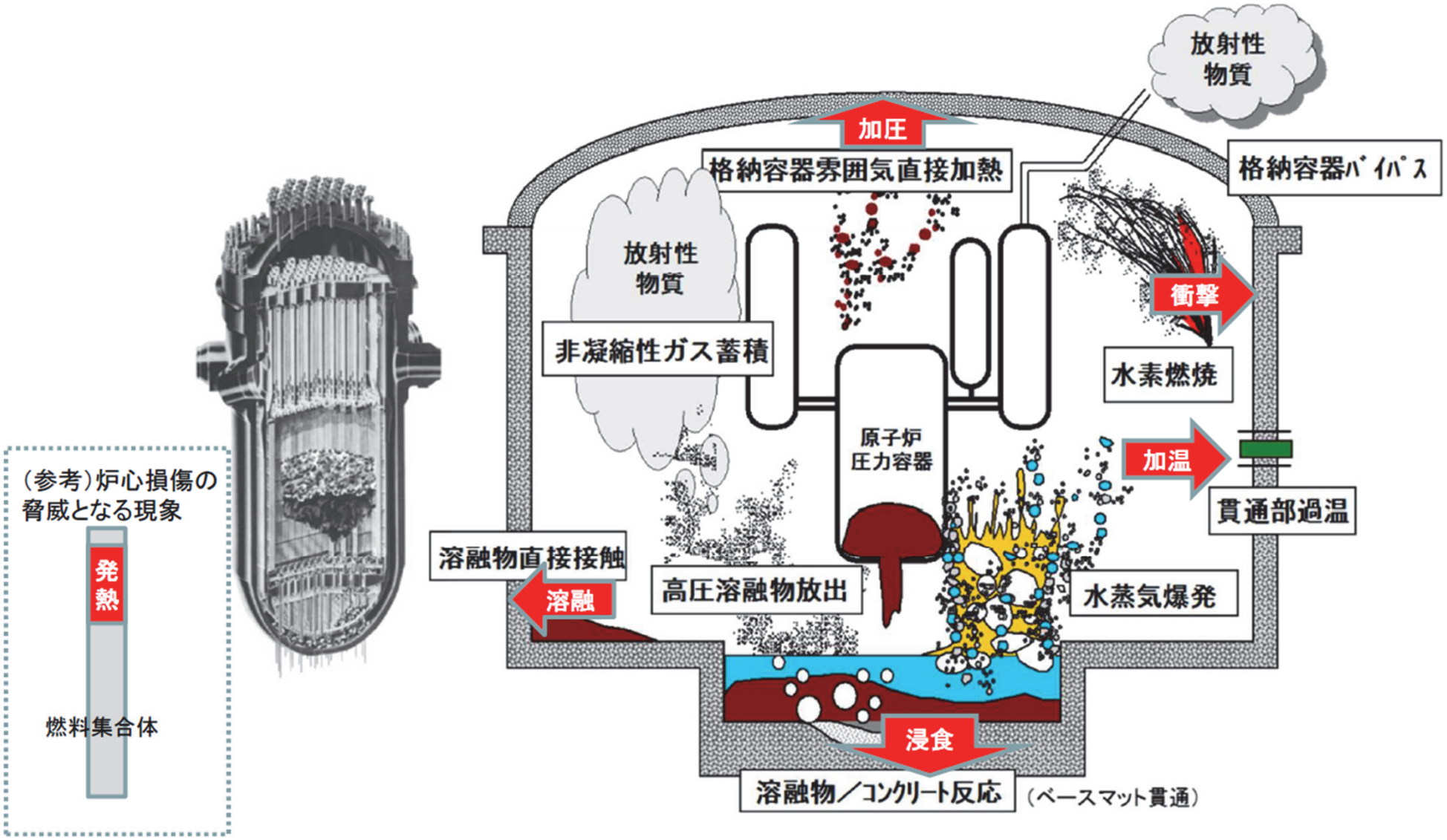
圧力容器外部への移行

- 燃料デブリが格納容器内部に移動
  - 圧力容器損傷が炉内高圧で発生した場合
    - 溶融物の飛散と格納容器内部の急激な温度上昇(高圧溶融物噴出:High-Pressure Melt Ejection, HPME, 格納容器直接加熱:Direct Containment Heating, DCH)
  - 圧力容器が炉内低圧で発生した場合
    - 格納容器底部のフロアに溶融物のプールが生成される
- 圧力容器損傷後、溶融した燃料デブリと格納容器下部のコンクリートの熱化学的な反応が格納容器健全性に大きな影響を与える。



格納容器内の現象

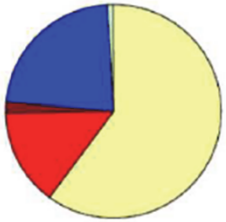
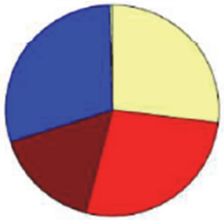
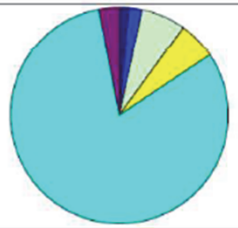
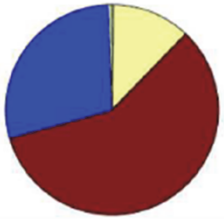
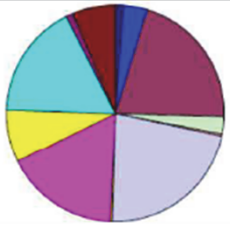
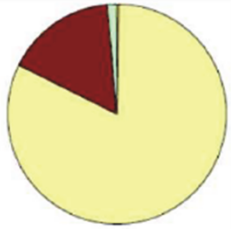
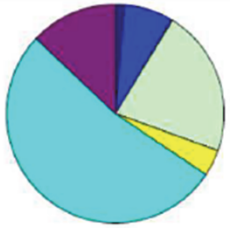
格納容器の健全性に影響を与える現象



CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

格納容器破損に至るモード

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	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	β θ γ α g 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% ベースマット溶融貫通 : 22.9% インターフェイスシステム LOCA : 9.3%
BWR-4 Mark-I	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	β θ γ α g 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% ベースマット溶融貫通 : 5.6%
BWR-5 Mark-II	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	β θ γ α g 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	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	β θ γ α g 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

CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

格納容器破損に至るモード

（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	ベースマット溶融貫通
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

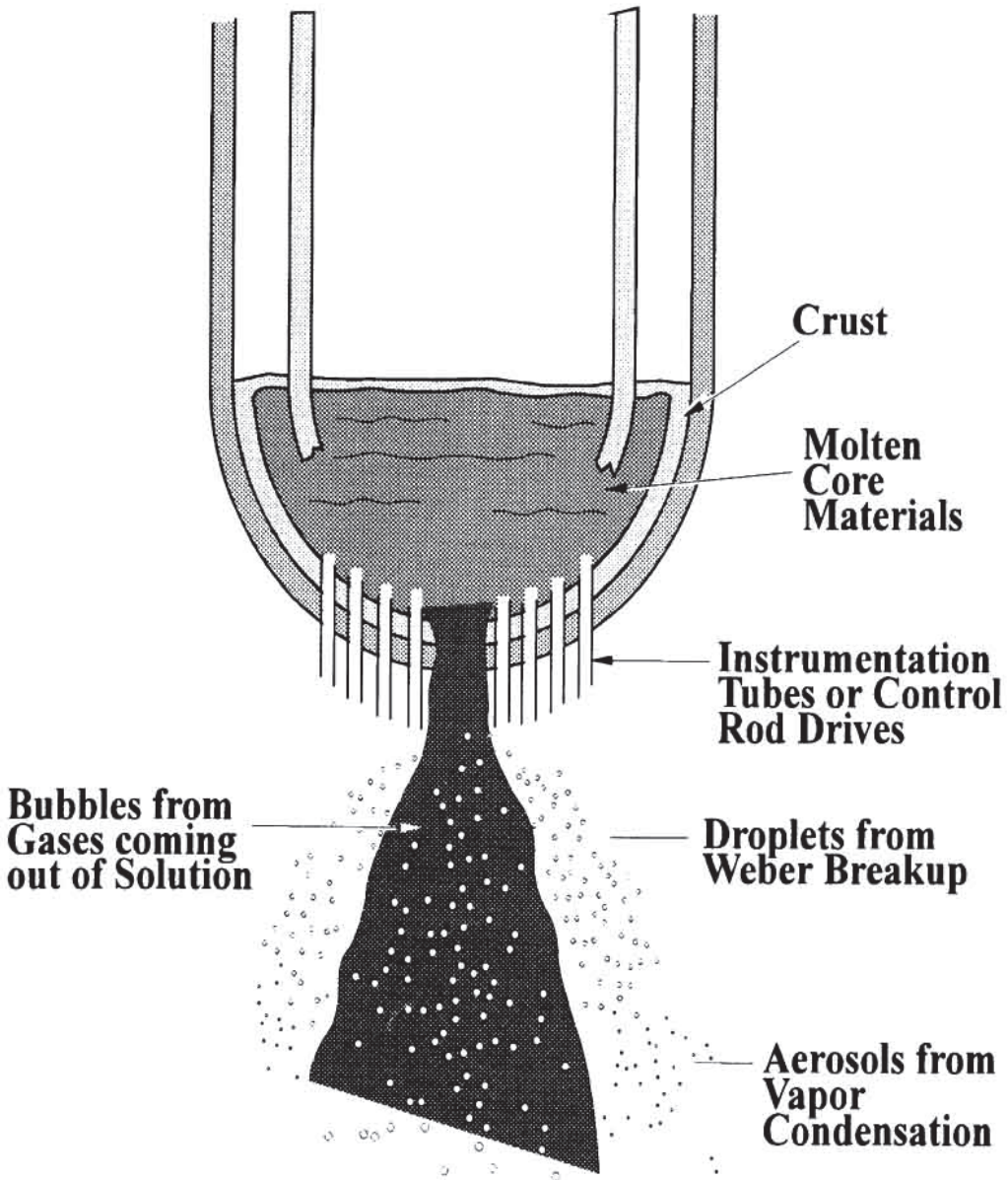
記号	格納容器破損モード
β	格納容器隔離失敗
θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
γ	水素燃焼（原子炉容器破損以前）
α	原子炉容器内水蒸気爆発
g	蒸気発生器伝熱管破損
σ	格納容器雰囲気直接加熱
η	原子炉容器外水蒸気爆発
γ'	水素燃焼（原子炉容器破損直後）
$\sigma\ \gamma'$	格納容器雰囲気直接加熱+水素燃焼（原子炉容器破損直後）
γ''	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）
ε	ベースマット溶融貫通
δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ν	インターフェイスシステムLOCA
μ	溶融物直接接触

CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

高圧溶融物噴出

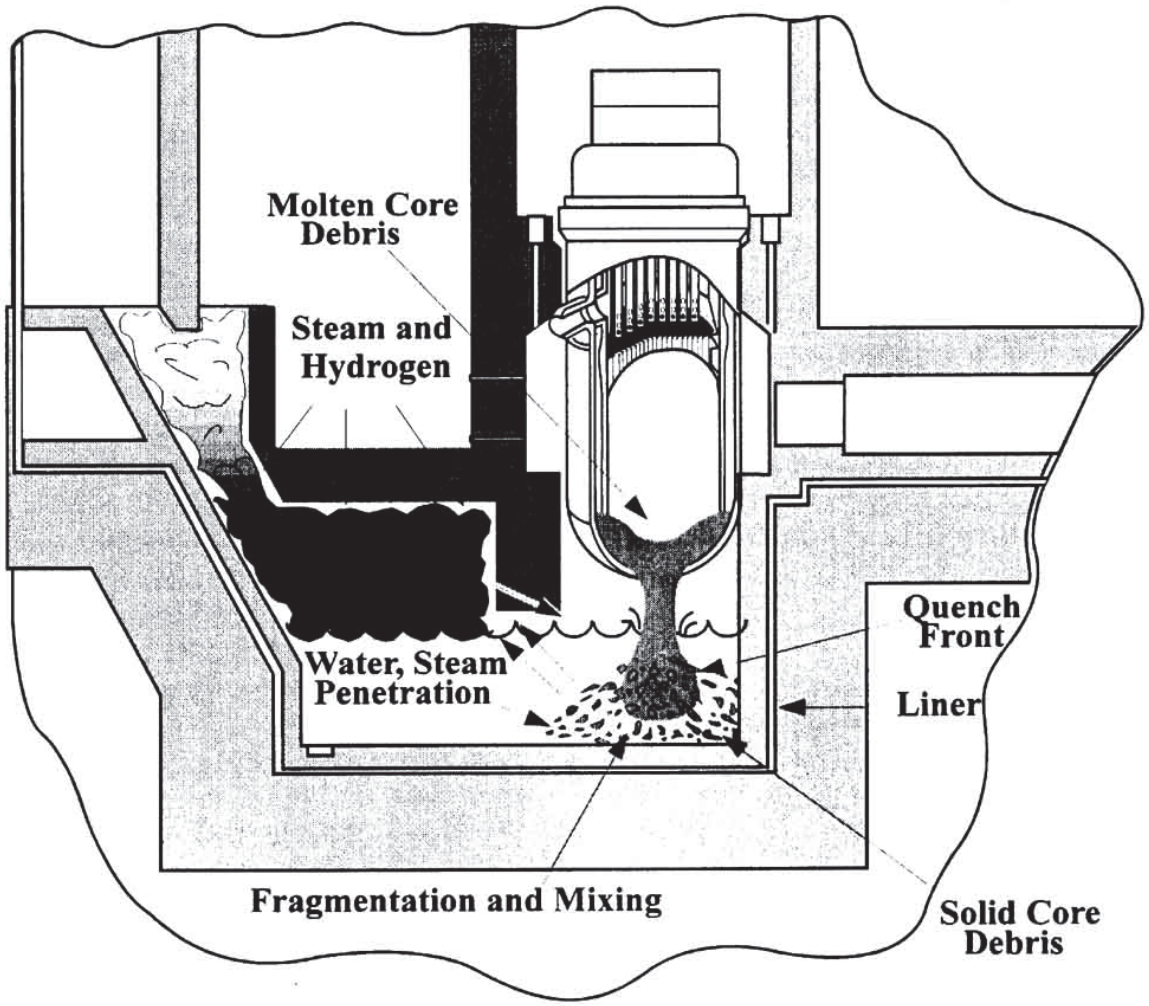
- PWRの格納容器において、最も大きな圧力上昇を生じ得る事象
  - High Pressure Melt Ejection, HPME
- 事象の過程は以下の通り
  - 圧力容器が高圧のまま損傷
  - 溶融物と冷却材の反応により蒸気と水素が発生
  - 細かな粒子となった燃料デブリは格納容器雰囲気を直接加熱
  - Direct Containment Heating, DCH



【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

低圧溶融物流出

- デブリ溶融物のプールが圧力容器下部から格納容器下部(PWR：キャビティ、BWR：ペデスタル)に流出
- もしも格納容器下部に水が存在する場合には、これにより急激に冷却される
- 炉心(デブリ)-コンクリート反応の開始



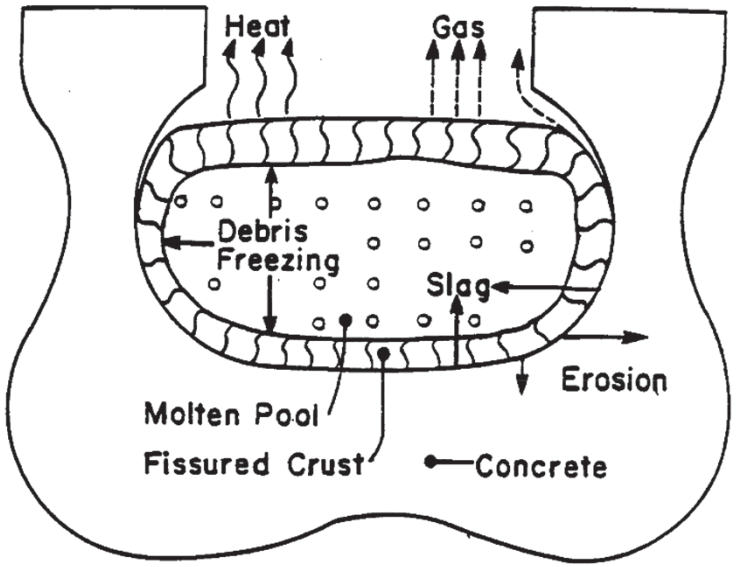
【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

溶融炉心-コンクリート相互作用

- Molten Core Concrete Interactions (MCCI)
- 溶融炉心とコンクリートの発熱反応
  - コンクリートの分解により大量のガスが発生
  - コンクリートの分解により発生したガスと溶融炉心の物理的・化学的反応により、非揮発性の核分裂生成物が放出される
  - 垂直および水平方向のコンクリート分解反応により、格納容器の基礎が破壊される

Property	Basalt (Siliceous) Concrete	Limestone Concrete
Solidus Temp (C)	1350	1420
Liquidus Temp (C)	1650	1670
Ablation Temp (C)	1450	1500

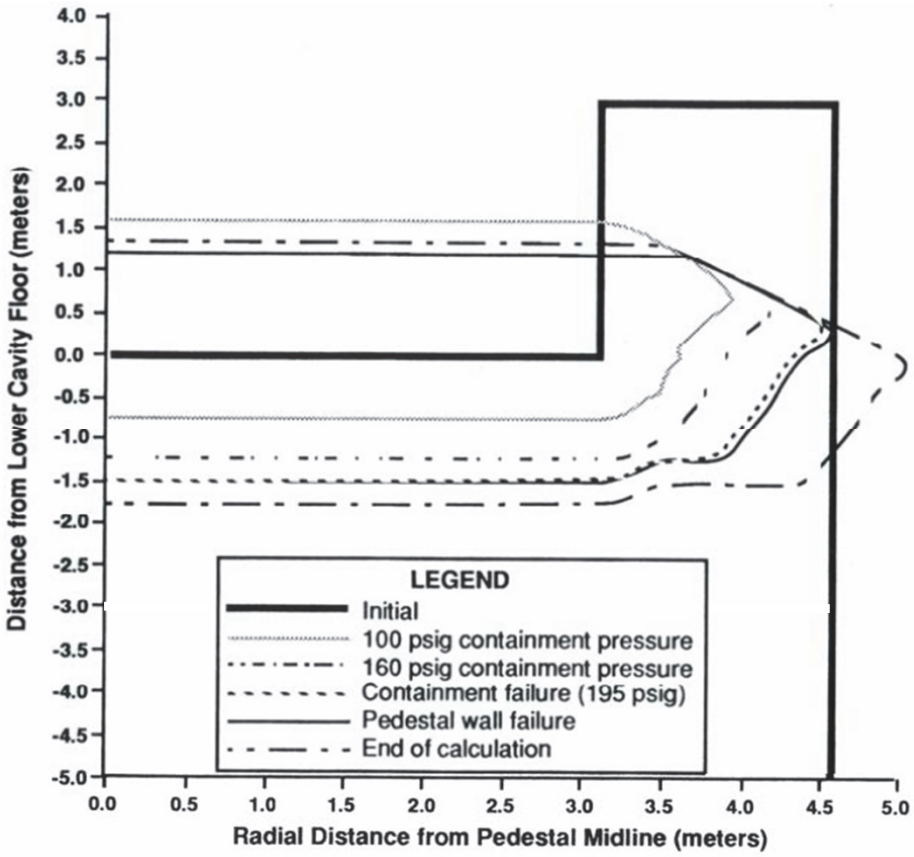
* Major components lost by decomposition: SiO_2, CaO, MgO



【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

事故進展に対するMCCIの影響

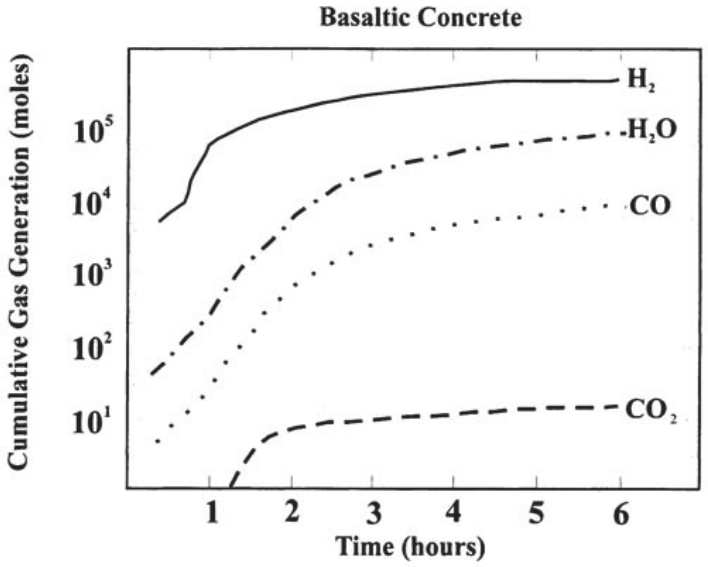
- 格納容器構造物の貫通
  - 格納容器ベースマット貫通
- 局所的な高温
  - 格納容器バウンダリを局所的に加熱する可能性
- 非凝縮性ガス(水蒸気以外のガス)の発生
  - シビアアクシデント後期において、圧力を上昇させる大きな要因

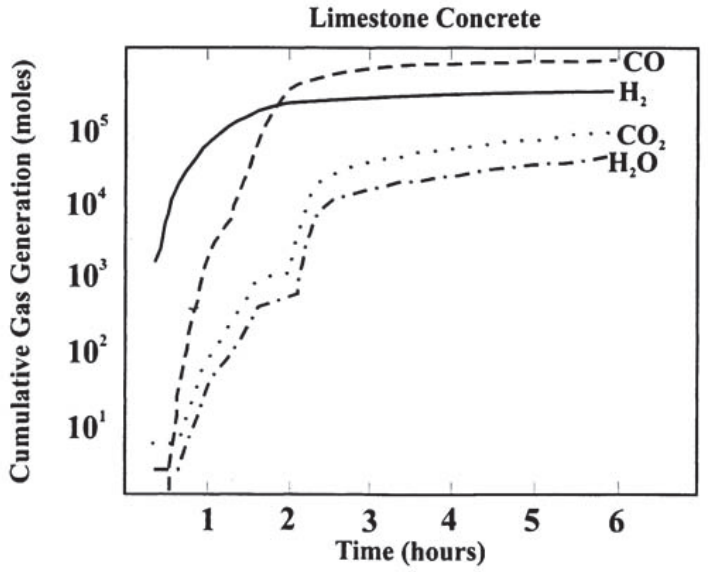


【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

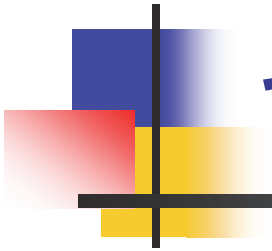
MCCIによるガスの生成

- MCCIでのガス放出量は、コンクリートの初期組成に依存
  - コンクリートより発生する水蒸気の分圧は、Basaltic concrete(玄武岩を骨材としたコンクリート)において大きい
  - Limestone concrete(石灰岩を骨材としたコンクリート)では、可燃性ガスのCOの発生量がより大きい





【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA



その他の現象

その他の現象

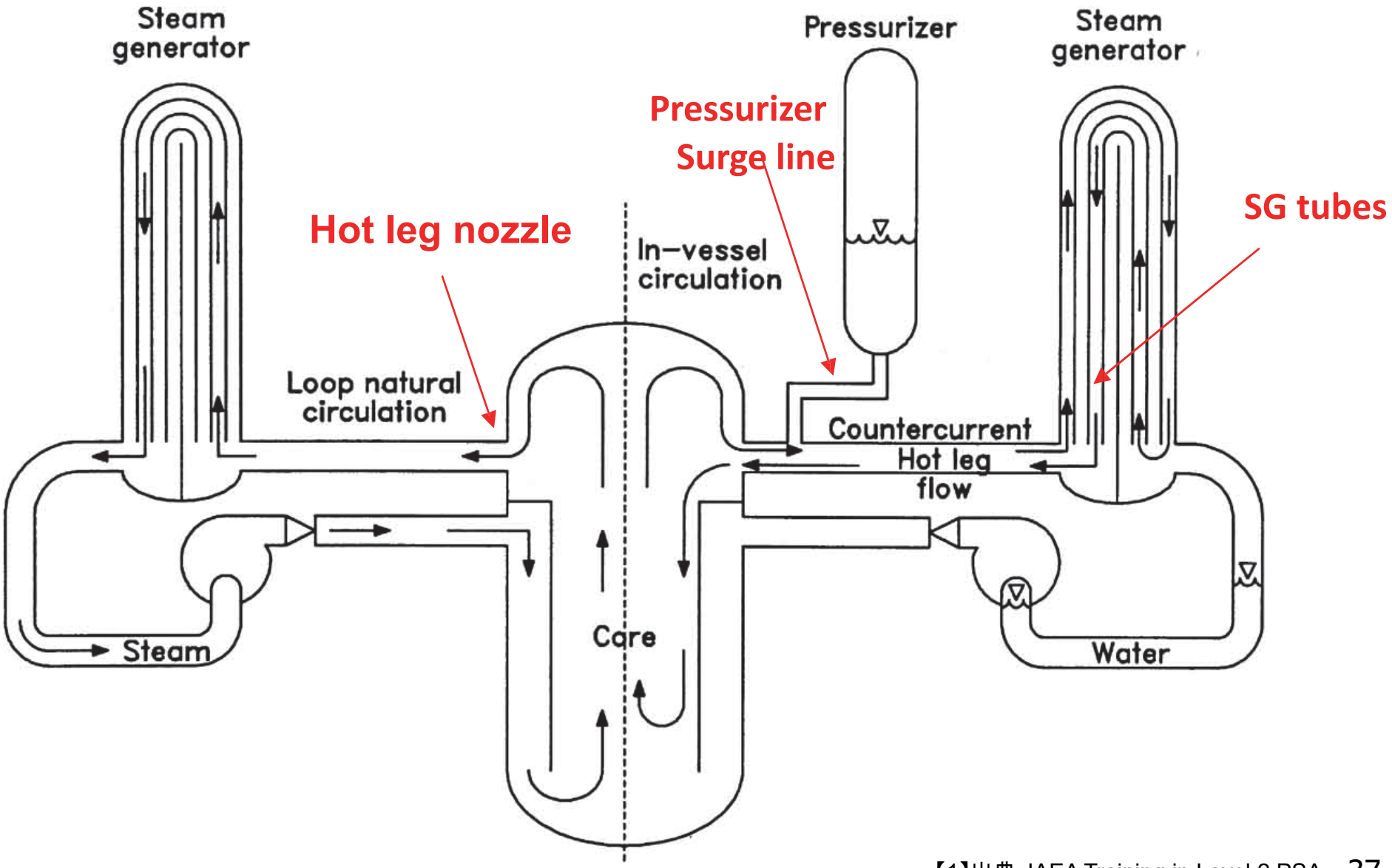
- 炉心損傷過程における原子炉冷却材圧力バウンダリの(高温)クリープ破損
- 格納容器内の水素燃焼
- 水蒸気爆発
- シェルアタック
- 再臨界

炉心損傷過程における冷却材バウンダリの破損

- 燃料損傷の初期に高温のガスが炉心上部から放出される
- 自然対流パターンの形成
  - 高温のガスは、より低温の配管表面で冷却される
- このようにして、冷却材圧力バウンダリが高温となり、クリープ破断(高温で材料が徐々に変形し破断するメカニズム)に至る
  - 発生が懸念される場所:高温出口配管、加圧器サージライン(冷却材配管から加圧器までのライン)、蒸気発生器細管

【1】出典:IAEA Training in Level 2 PSA

炉心損傷時の自然対流パターン



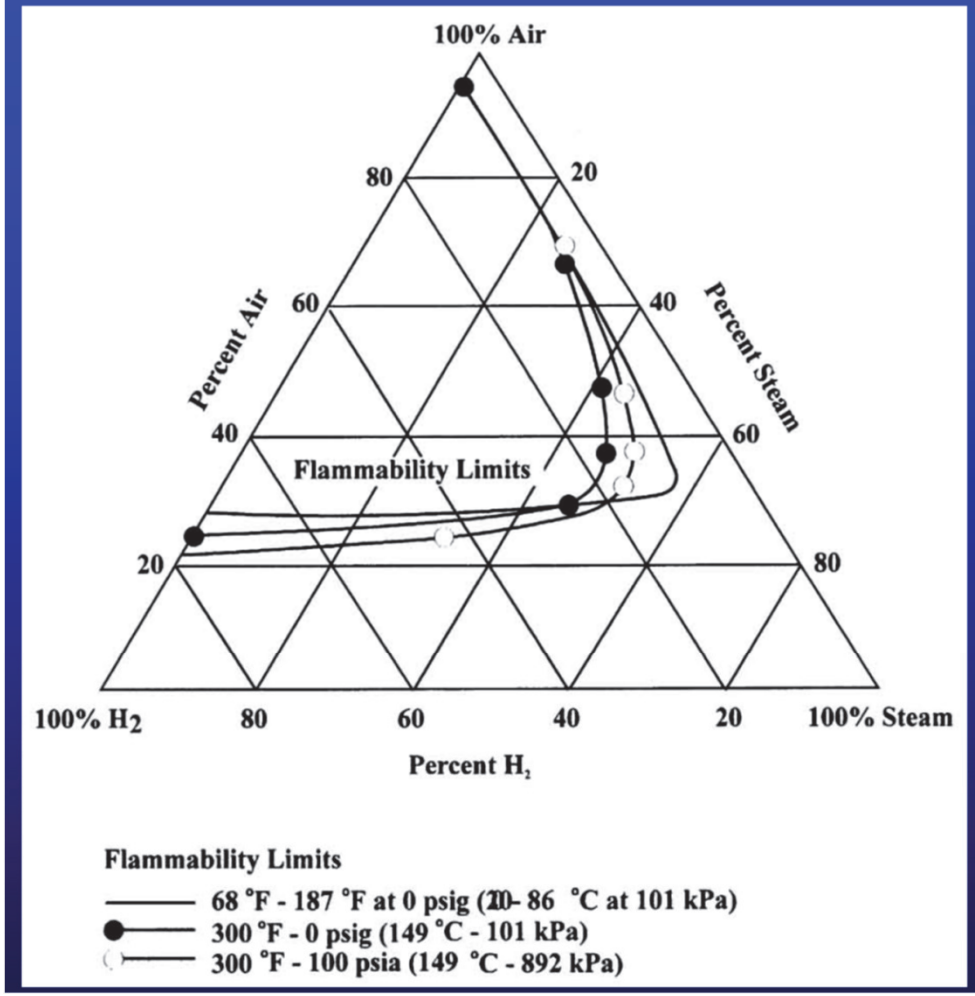
【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

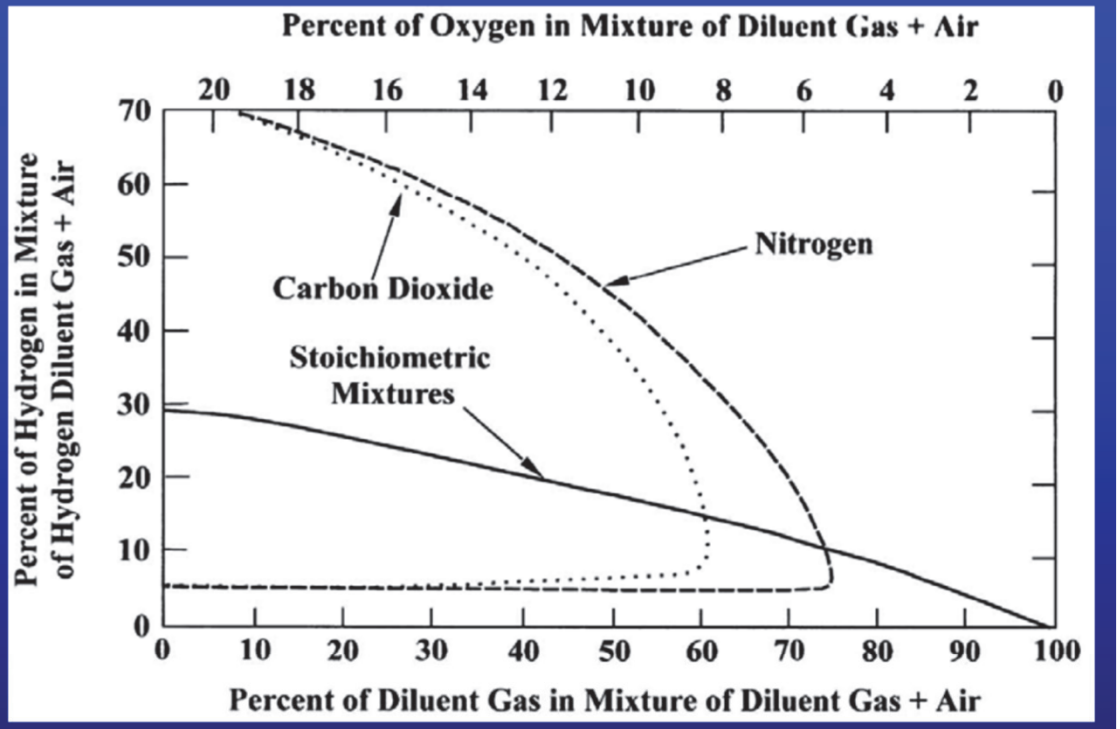
格納容器内での水素燃焼

- 水素が一次系より格納容器に漏えいする経路
  - 加圧器逃し弁から(PWR)
  - 主蒸気安全弁/逃し弁(BWR)
  - LOCAの際は配管破断口から
- 水素が格納容器内の気体と混合
  - 水素の分布と局所的な濃度は、格納容器内の流動場に依存
    - 圧力差による隣接区域との流れ
    - 自然対流
    - 換気系
- 局所的な条件が燃焼条件を超えた場合、燃焼が発生する可能性

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

水素の燃焼条件


100% Air
80
20
60
40
Percent Air
Percent Steam
40
60
Flammability Limits
20
80
100% H2
80
60
40
20
100% Steam
Percent H2
Flammability Limits
68 °F - 187 °F at 0 psig (20 - 86 °C at 101 kPa)
300 °F - 0 psig (149 °C - 101 kPa)
300 °F - 100 psia (149 °C - 892 kPa)


Percent of Oxygen in Mixture of Diluent Gas + Air
20 18 16 14 12 10 8 6 4 2 0
70 60 50 40 30 20 10 0
Percent of Hydrogen in Mixture of Hydrogen Diluent Gas + Air
Carbon Dioxide
Nitrogen
Stoichiometric Mixtures
0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100
Percent of Diluent Gas in Mixture of Diluent Gas + Air

水素燃焼の特徴

○水素の燃焼範囲は、水素濃度**約　4%から約75%**の範囲　（丸善(株)　理科年表より）

爆燃（ばくねん）：衝撃波を伴わない燃焼。周囲に対する破壊効果は少なく、推進効果が大きい。※
開放空間での**燃焼速度は、2～3m/s**※
水素濃度**約　4%（燃焼下限界）付近**で発生

※岩波書店「理化学辞典」参照

爆ごう（ばくごう）：化学反応を伴う爆発で反応のおこる面（火炎面）が音速より大きい速度で移動するもの。衝撃波を伴う。※1
爆ごう波の速度（火炎面の移動速度）**は、1～3km/s程度**、波面圧力は最初の圧力の13～55倍になる※1
水素濃度**約18%※2以上**で発生

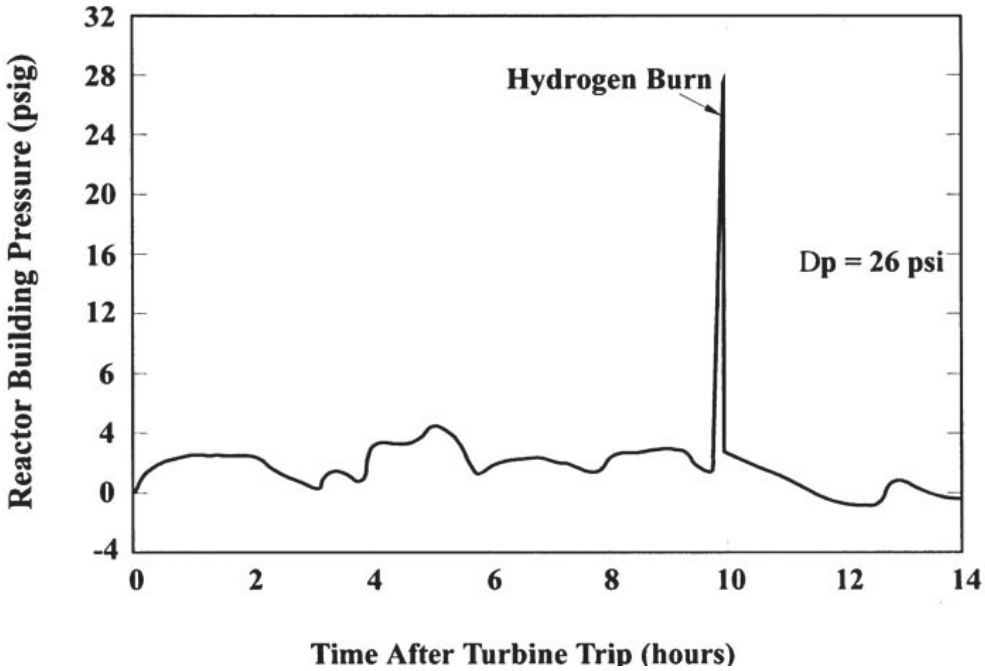
※1　岩波書店「理化学辞典」参照
※2　水素濃度約18%：日本機械学会「機械工学便覧」（2001年）参照
（ただし、爆ごうを引き起こす水素濃度の下限界には諸説あり）

○水素2体積と酸素1体積とを混合した気体を**爆鳴気**と呼び、点火すると爆音を発し、化合して水となる。その際、多量の熱を発する。[$2H_2+O_2=2H_2O$（気）+484kJ]
（岩波書店　理化学辞典より）

CC BY
【9】出典：4号機水素爆発における水素発生源について，原子力規制委員会

事故進展過程における水素燃焼

- 事故時は格納容器内圧が高く、さらに水素燃焼によりパルス上に格納容器内圧が上昇する。これは、格納容器の健全性に脅威を与える。
- PWRは格納容器が大きいので、格納容器内の大きな領域で水素ガスの混合が発生する必要がある。
- BWRは格納容器体積が小さいこともあり、内部は窒素封入により不活性化されている。

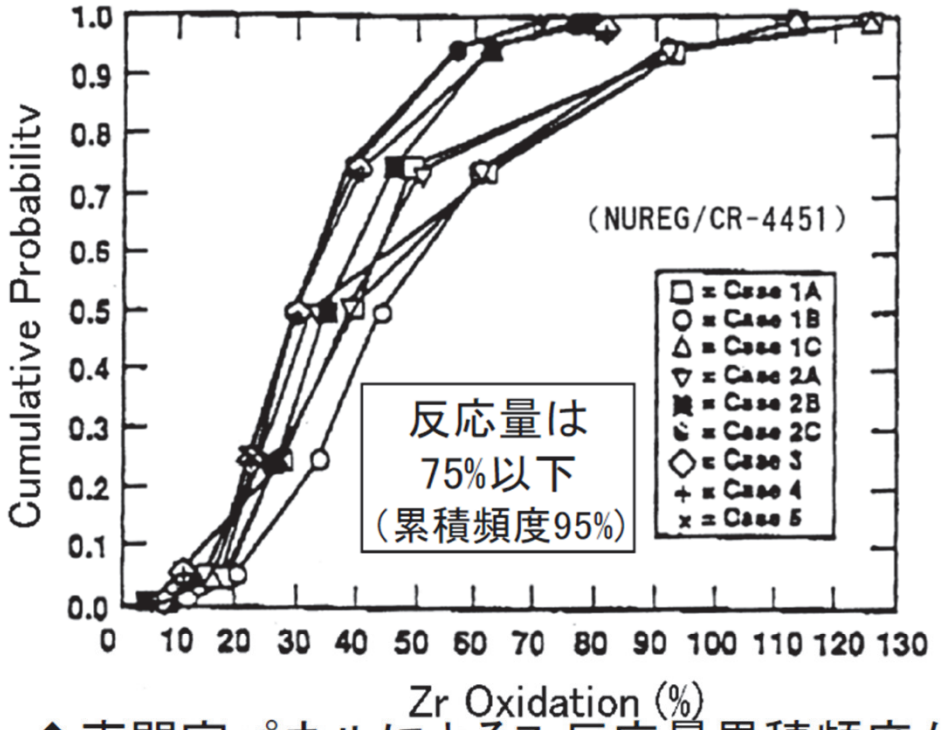


TMI2号機の事故の際の水素燃焼

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

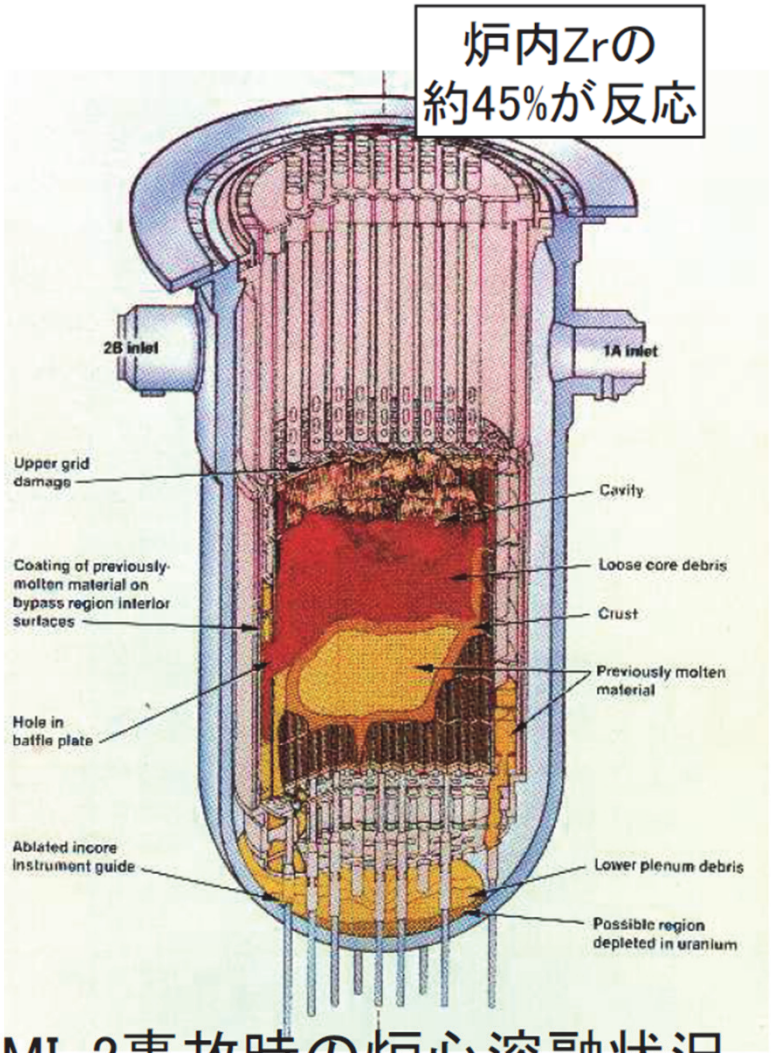
水素発生量

◆TMI事故では炉内Zrの約45%が反応



◆専門家パネルによるZr反応量累積頻度から75%Zr反応は約95%の累積頻度をカバー

◆炉心溶融を模擬したPHEBUS-FP試験
FPT-1 ではZrの60～70%が反応



TMI-2事故時の炉心溶融状況

CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

シビアアクシデント時の主要な水素発生源

- ジルコニウム-水反応
  - 量的には支配的
- MCCI
- 水の放射線分解
- 高温になった金属(ジルコニウム以外)と水蒸気の反応

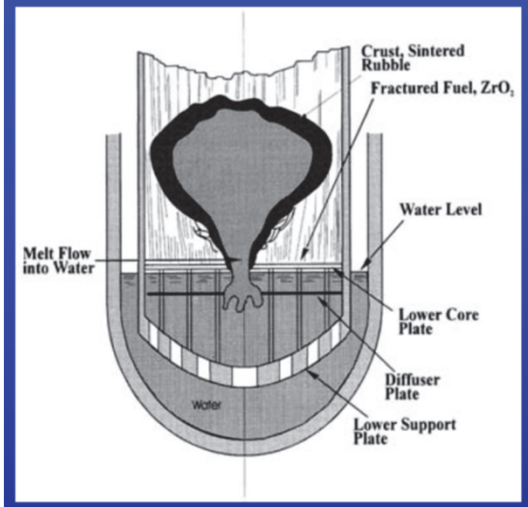
水蒸気爆発

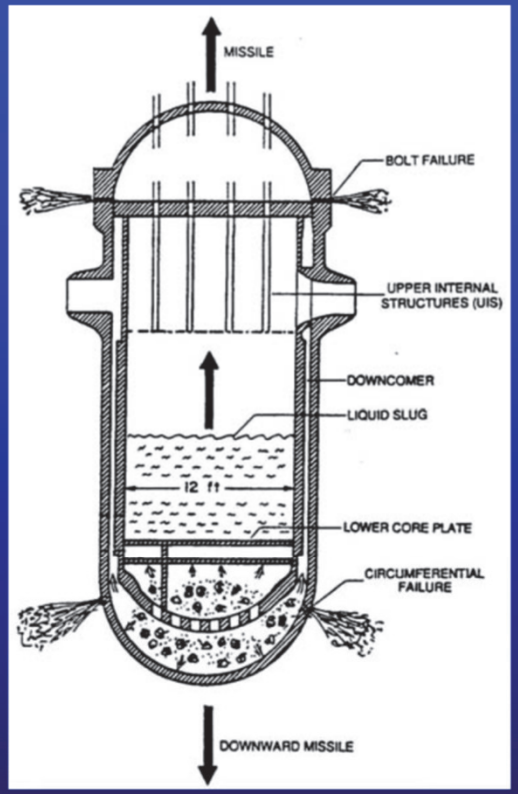
- 溶融燃料-冷却材相互作用(Fuel Coolant Interaction, FCI)とも言われる
- 大量の溶融炉心がたまった水(プール)に落下した場合に発生し得る
  - 圧力容器内：溶融物質の「プール」が圧力容器下部の水に落下
  - 格納容器：低圧力の溶融物が格納容器キャビティ(PWR)、ペデスタル(BWR)にたまった水に落下
- 水蒸気爆発が発生するためには、以下の4つの事象が順次発生する必要がある
  - 溶融物と水の混合
  - 溶融物表面の蒸気膜の消滅と水への伝熱の加速
  - 圧力波が溶融物と水の混合物内を伝播、衝撃波を形成
  - 衝撃波が外部に放出(この衝撃波が構造物にダメージを与える)

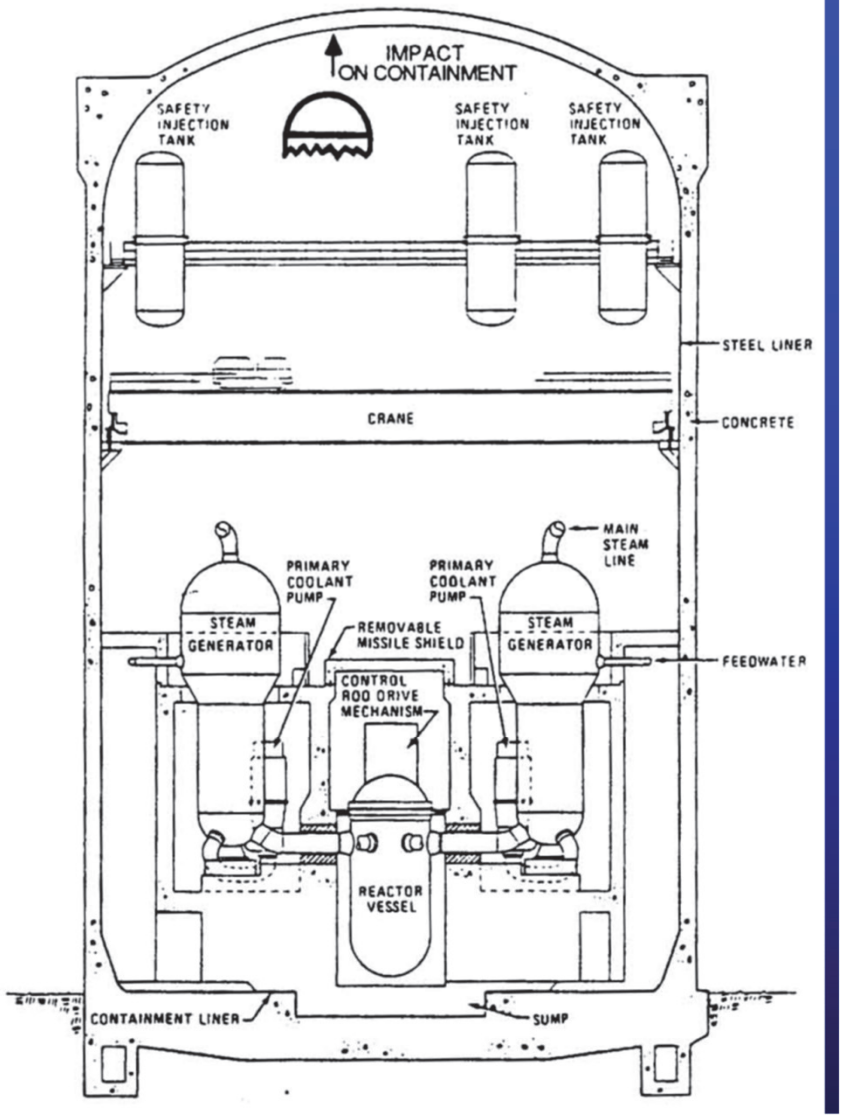
【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

圧力容器内の水蒸気爆発

In-vessel Steam Explosion



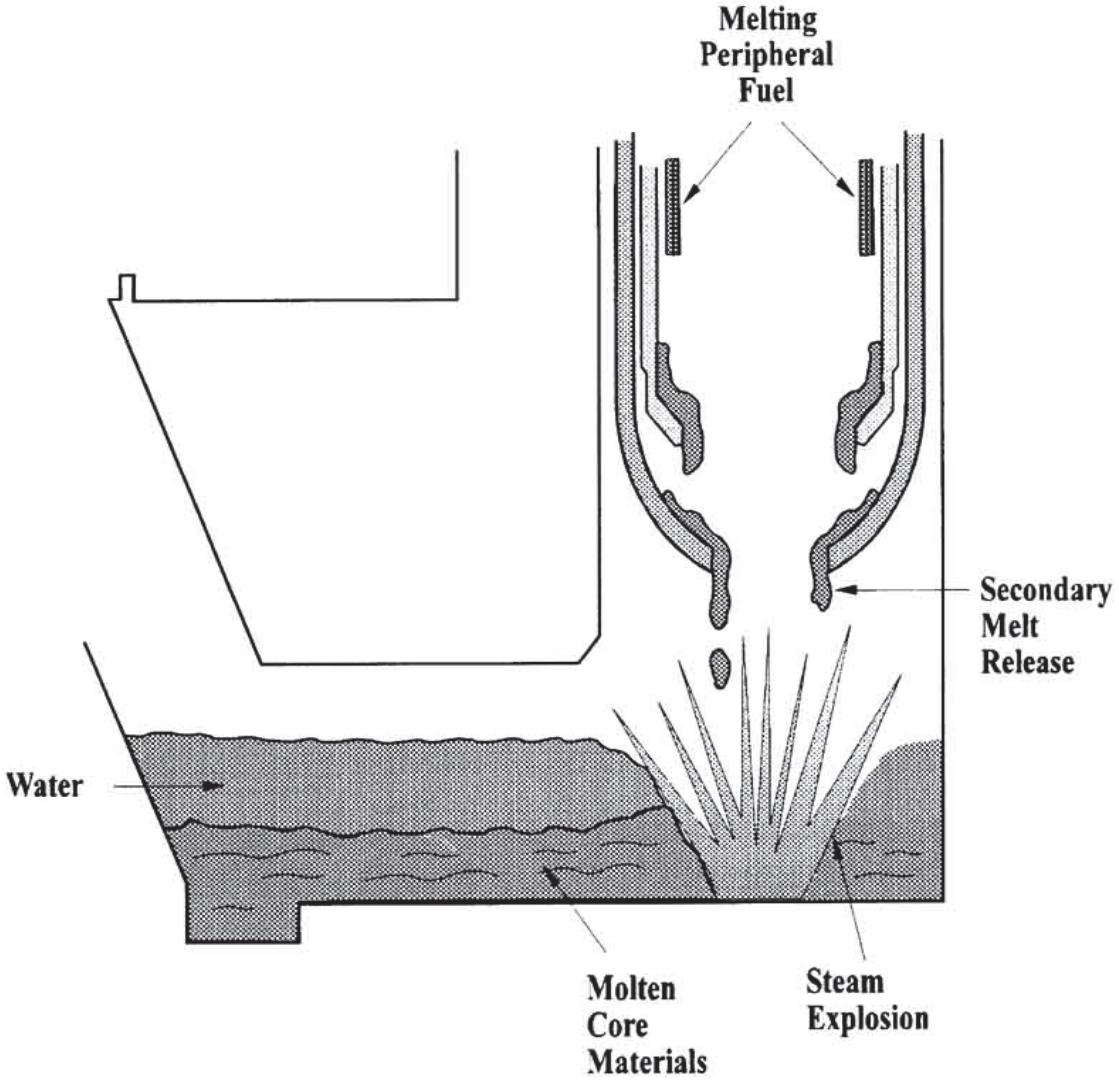




【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

格納容器内の水蒸気爆発

- 溶融物のプールが圧力容器から水のたまった原子炉キャビティ(PWR)、ペデスタル(BWR)に流出
- PWRにおいては、キャビティ内の水蒸気爆発が格納容器の健全性にどのように影響を与えるかは不明
  - 爆発がキャビティ内に閉じ込められない
  - キャビティの壁は強度がある



【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

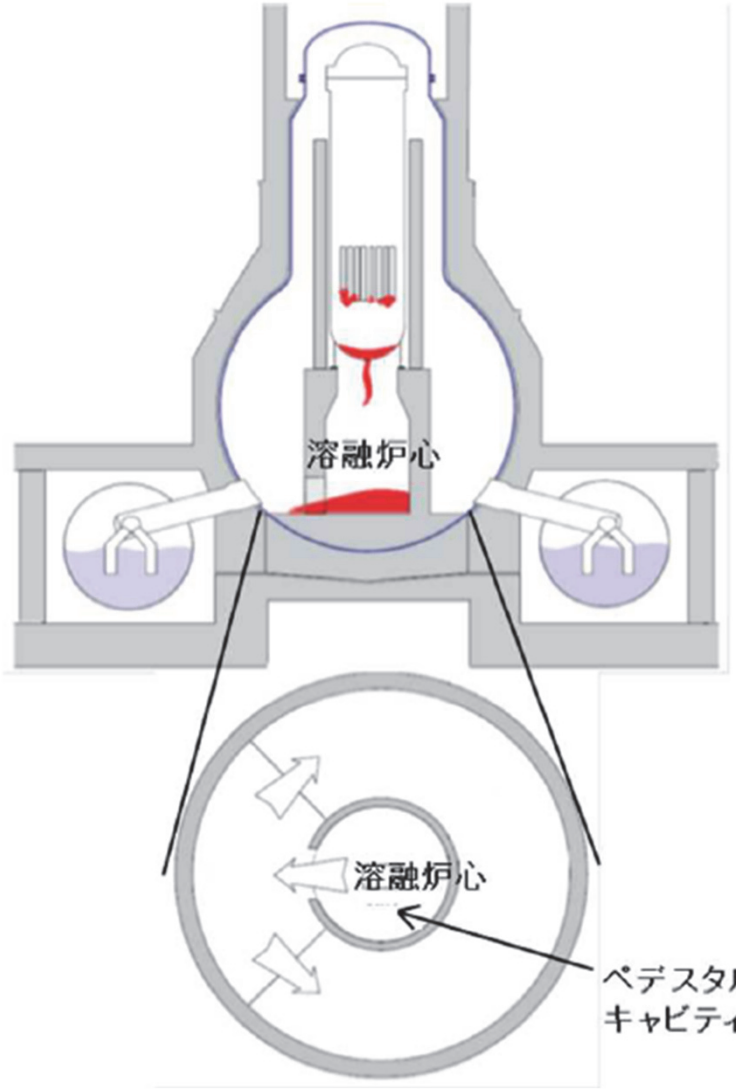
水蒸気爆発の確率

- 圧力容器内の水蒸気爆発は、WASH-1400(1975)において、格納容器の破損につながり得る事象(αモード)として認識された。
  - 確率は0.01と低いが、不確かさは大きい。
  - WASH-1400以来の研究により、確率と不確かさは低減
    - Steam Explosion Review Group(1985)：0.001～0.0001、”physically unreasonable”
- 格納容器内の水蒸気爆発は、いくつかのBWR格納容器設計に対しては破損につながり得る

【1】出典：IAEA Training in Level 2 PSA

シェルアタック

- 原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり、格納容器の壁に接触する場合がある。
- そのため、注水などで溶融炉心を冷却する必要がある。
- 溶融炉心が冷却されないと溶融炉心の接触によって格納容器ライナー部の溶融貫通や高温・高圧の状況下で格納容器が破損する場合がある。
- BWRに特有の現象



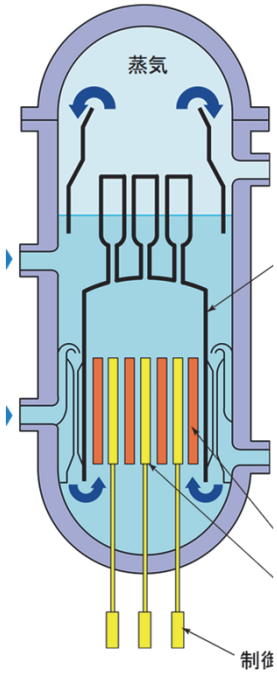
CC BY
【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

再臨界

- 軽水炉においては、燃料として低濃縮ウラン(<5wt%)が使用されている。
- 低濃縮ウランは、減速材無しでは臨界にならない。
- 一般的に、溶融した燃料は塊状になり、減速材がほとんど存在しなくなること、炉心の制御棒や構造材などを巻き込んでいる場合が多いことから、再臨界になる可能性は低いと考えられる。

再臨界

- 再臨界とは
  - シビアアクシデントにおいて、意図しない核分裂の連鎖反応が発生すること
- 炉心溶融が起きた場合に、再臨界が起こるのか
  - 軽水炉においては、燃料として低濃縮ウラン(<5wt%)が使用されている。低濃縮ウランは、たとえ大量に塊になったとしても減速材なしでは原理的に臨界にならない。
  - シナリオ1：制御棒のみ先に溶融、燃料は自立。そこに注水。
  - シナリオ2：制御棒のみが先に溶融。引き続いて燃料が溶融して圧力容器下部に落下。落下した燃料は「適度な」大きさの塊になり、水の中に分散
  - いずれも現実問題として、ほぼ発生しないと考えられる。



【10】出典：原子力・エネルギー図面集, 図5-1-6

再臨界

- では、万が一再臨界になった場合、どのような事象が発生するか
  - 軽水炉の燃料が臨界になるためには、水が不可欠。
  - 水位の上昇などで仮に再臨界になると、(緩やかな)出力上昇→水の蒸発→未臨界という経過をたどる。
  - 大局的に見ると、再臨界が検知できなくても注水した水を蒸発させるだけの出力で一定になる可能性が高い。
  - つまり、冷却の障害になる可能性があるが、爆発などの事象に至る可能性は低いと考えられる。

格納容器健全性判断の目安

格納容器健全性判断の目安

2.(1). 有効性の評価で確認する事項(IAEAの例)

	事　象	有効性の評価で確認する内容
格納容器内事象	高圧溶融物放出	溶融炉心とデブリの噴出および格納容器の直接加熱を防止するため、原子炉冷却系を高い信頼性で減圧すること。
	水素燃焼	格納系に損傷を与える可能性がある水素の燃焼または爆燃を防止すること。 格納容器のコンパートメント内部における水素濃度が十分低く維持され、急速で大規模な爆燃または爆轟を防止できること。
	水蒸気爆発	水と溶融炉心が相互作用すると、高エネルギーの事象（たとえば、水蒸気爆発）が発生する可能性がある。しかしながら、原子炉圧力容器内で起こるこの種の相互作用が格納容器を破損させる見込みは小さく、そのため特定の準備は不要であると国際間で合意されている。 原子炉圧力容器外で起こる可能性がある水蒸気爆発の影響が小さいこと。
	雰囲気圧力・温度による静的負荷	格納容器構造物の終局的な耐荷重能力（構造健全性レベルⅢ※１）および保持能力（気密性レベルⅡ※２）を超過しないこと
	デブリ・コンクリート相互作用（MCCI）によるベースマット溶融貫通	溶融炉心とデブリを冷却し、コンクリートと溶融物の相互作用を緩和する能力を有すること 格納容器ライナおよびコンクリートと接続するその他構造部材を保護できること
	格納容器直接接触	溶融炉心との直接接触による格納容器の金属機器の構造破損を防止すること。※３

※1　構造健全性レベルⅢ：大規模な永久変形。著しい永久変形が起こる可能性がある。いくらかの局所損傷も予想される。
※2　気密性レベルⅡ：漏えい率の限定的な増加が生じる可能性がある。漏えい率は設計値を超えるかもしれないが、設計で機密性を適切に推定し検討できる。
※3　シビアアクシデント現象としては考慮がなされているが、格納容器直接接触に対応する確認項目が本文中にないため、本表では、付属書Ⅲに示されている格納容器直接接触の現象を防止するという表現とした。

IAEA Safety Standards Guide, Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants, NS-G-1.10

CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

格納容器健全性判断の目安

2. (2). 原子力安全研究協会のシビアアクシデント対策のガイドラインの例

(財)原子力安全研究協会、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」、格納容器設計基準調査専門委員会 （1999年4月） http://www.nsra.or.jp/safe/cv/index.html

事象	判断のめやす
格納容器直接加熱（DCH）*1	原子炉冷却系圧力が格納容器直接加熱（DCH）発生圧力以下となること。（2MPa以下）
水素燃焼	格納容器が不活性化されている場合：酸素濃度が5%以下、または水素濃度が4%以下であり、可燃限界濃度以下であること。 格納容器が不活性化されていない場合：局所的にも水素爆轟が生じないこと。（水素濃度13%以下）
溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）*2	FCIによる荷重が格納容器耐性に収まること。 (原子炉圧力容器を支持する壁が破損しないこと)
格納容器加圧及び加熱*3	少なくとも事故後24時間は閉じ込め機能を維持しうる圧力・温度の限界（格納容器耐性）に収まること。(最高使用圧力の約2倍、200℃)
溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）*4	溶融炉心が落下する格納容器床面積が0.02m²/MWt（定格出力当たり）以上 であること。 落下した溶融炉心によるコンクリート侵食が格納容器バウンダリに達しないこと。
格納容器直接接触（シェルアタック）	落下した溶融炉心が格納容器バウンダリと直接接触しないこと。

*1:「高圧溶融物放出（HPME）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」と同じ
*2:「溶融燃料－冷却材相互作用（水蒸気爆発等）」と同じ
*3:「雰囲気圧力・温度による静的負荷」と同じ
*4:「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同じ

CC BY

【8】出典：格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日），原子力規制委員会

放射性物質の移動と放出

放射性物質の種類

- 核分裂生成物（FP）
  - ^{235}Uなどの核分裂により生成
  - 質量数140付近と95付近に収率のピークあり

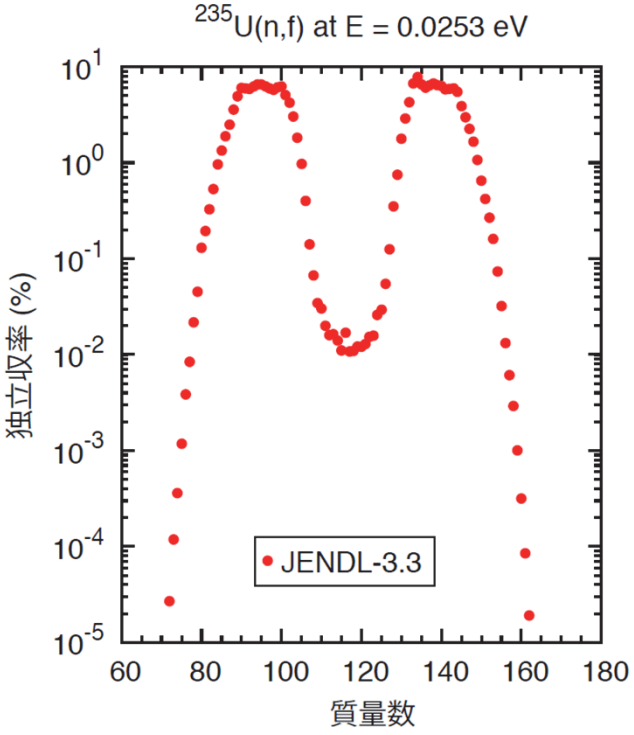


図5　核分裂生成物の収率
（ウラン235が熱中性子で核分裂を起こした場合の例）

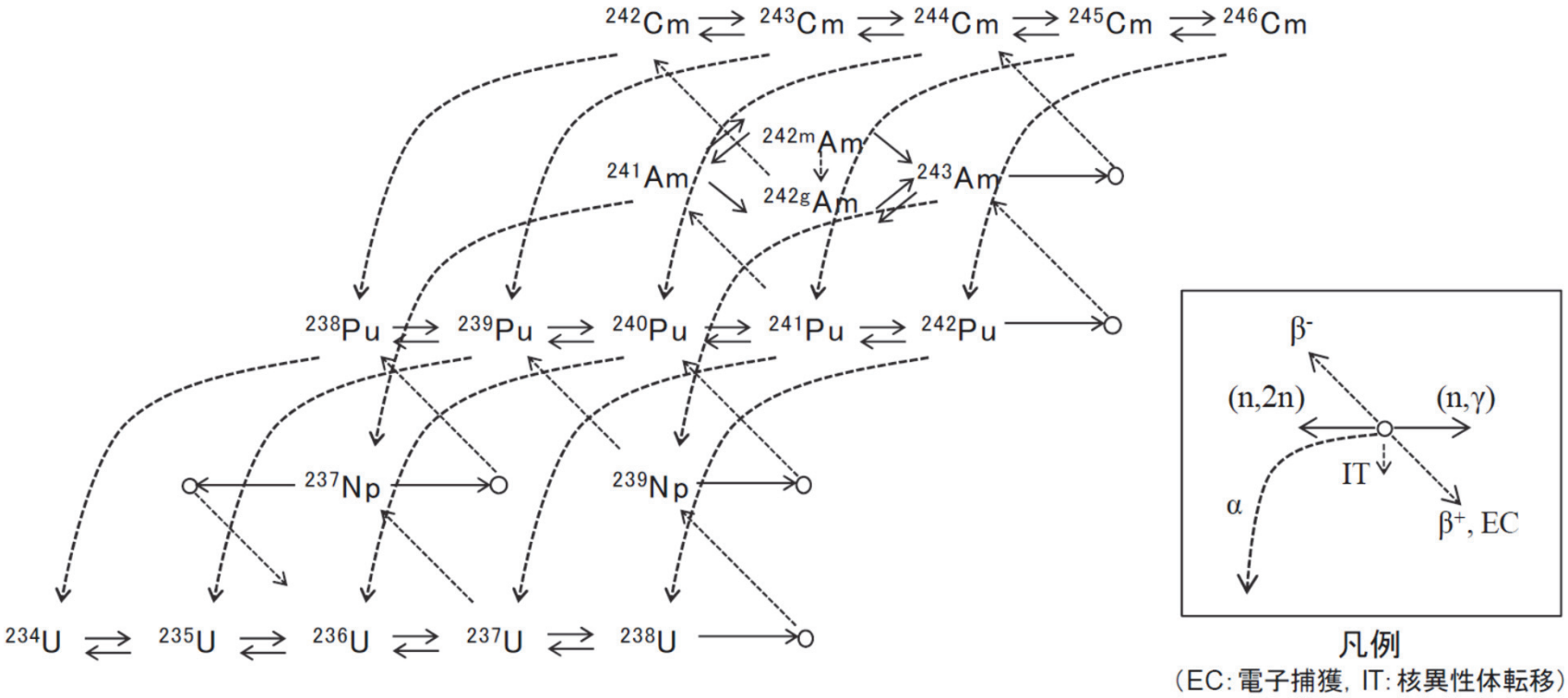
資料提供：JAEA 核データ研究グループ

【11】出典：原子力百科事典ATOMICA,
日本原子力研究開発機構

生成物	^{235}Uの収率	^{239}Puの収率	半減期
^{133}Cs	6.70 %	7.02 %	安定
^{135}I	6.28 %	6.54 %	6.57 h
^{93}Zr	6.30 %	3.80 %	1.53 My
^{137}Cs	6.19 %	6.61 %	30.17 y
^{99}Tc	6.05 %	—	211 ky
^{89}Sr	4.73 %	1.72 %	50.53 d
^{90}Sr	5.75 %	2.10 %	28.9 y
^{131}I	2.83 %	3.86 %	8.02 d
^{147}Pm	2.27 %	—	2.62 y
^{149}Sm	1.09 %	1.22 %	安定
^{129}I	0.543 %	1.37 %	15.7 My
^{133}Xe	6.70 %	7.02 %	5.2475 d

放射性物質の種類

- 放射化生成物
  - 超ウラン（TRU）核種
    - ^{235}Uや^{238}Uが中性子を捕獲し、β崩壊を繰り返すことで生成



【12】出典：炉物理教科書：初級編，原子炉の物理，日本原子力学会・炉物理部会

放射性物質の種類

- 放射化生成物
  - 構造材等の放射化
    - 冷却材や構造材中の原子核と中性子が反応し、生成される

核種	生成反応	半減期
^{3}T	$^{6}Li(n, \alpha)^{3}T$	12.3 y
^{14}C	$^{17}O(n, \alpha)^{14}C$	5730 y
^{13}N	$^{14}N(n, 2n)^{16}N$	9.96 m
^{16}N	$^{16}O(n, p)^{16}N$	7.13 s
^{24}Na	$^{23}Na(n, \gamma)^{24}Na$	15 h
^{54}Mn	$^{54}Fe(n, p)^{54}Mn$	313 d
^{56}Mn	$^{55}Mn(n, \gamma)^{56}Mn$	2.58 h
^{51}Cr	$^{50}Cr(n, \gamma)^{51}Cr$	27.8 d
^{59}Fe	$^{58}Fe(n, \gamma)^{59}Fe$	45.1 d
^{58}Co	$^{58}Ni(n, p)^{58}Co$	71.3 d
^{60}Co	$^{59}Co(n, \gamma)^{60}Co$	5.27 y
^{64}Cu	$^{63}Cu(n, \gamma)^{64}Cu$	12.7 h
^{65}Zn	$^{64}Zn(n, \gamma)^{65}Zn$	244 d

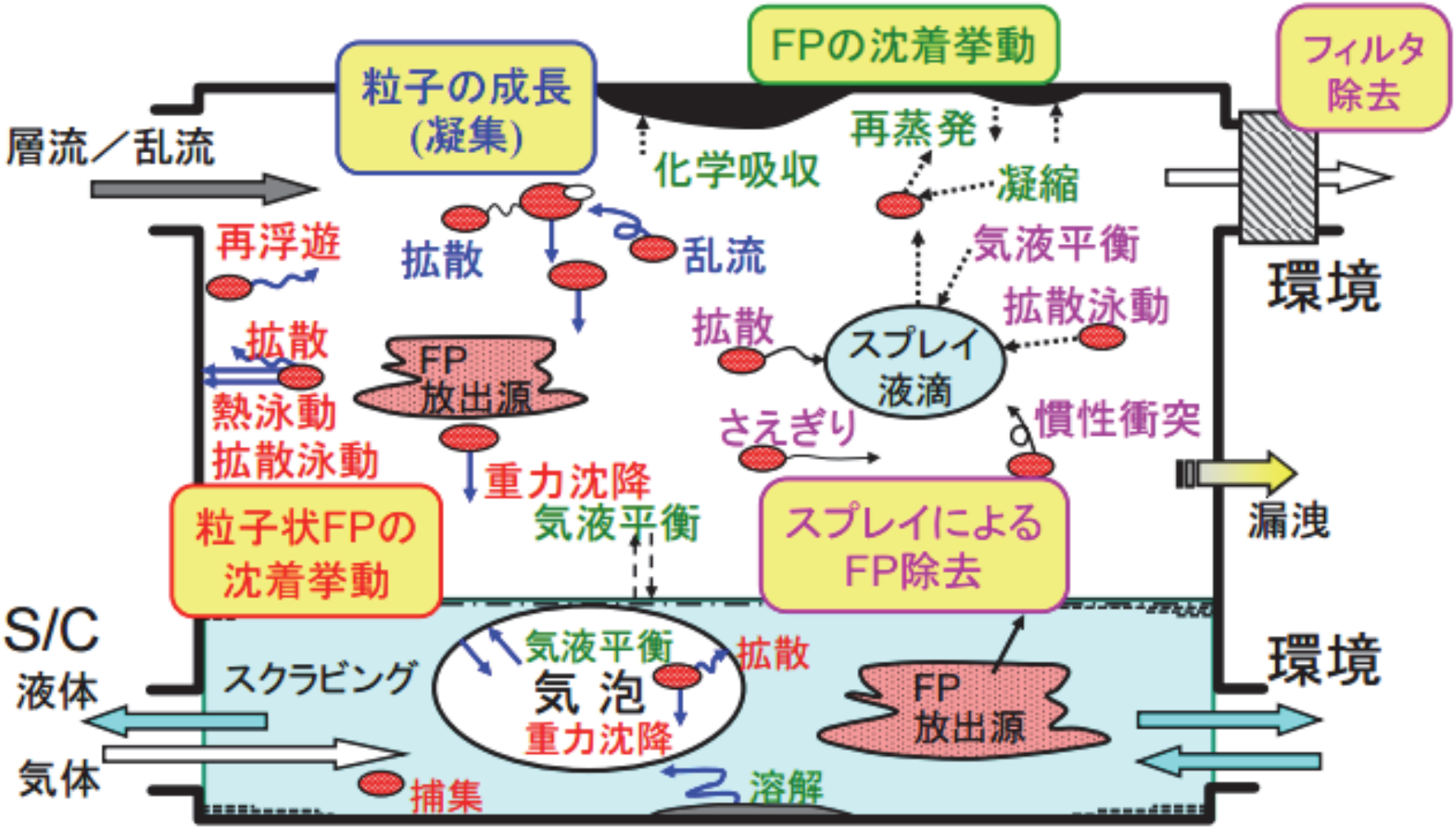
FP・アクチノイドの化学形態

UO_2 燃料ペレット中におけるFPとアクチノイドの化学状態

化学種	移動しやすさ	化学状態
Xe と Kr	高い温度で移動する	単体，高い温度で気泡として析出
希土類元素と Y	ほとんど動かない	UO_2 と安定な固溶体を作る
Zr	同上	UO_2 と安定な固溶体を作るが一部は（Ba，Sr）ZrO_3 として析出
Ba，Sr，Zr	同上	同上
Mo	同上	金属析出物または MoO_2（O / U と温度に依存）
Tc，Ru，Rh，Pd	同上	単位，金属析出物
Te	幾分移動する	単体で蒸気圧高い，ギャップで Cs_2Te など
I	移動しやすい	I_2，ギャップで CsI，Cs_2Te などとして存在
Cs と Rb	同上	単体，酸化物，Cs_2UO_4 あるいはヨウ化物
Am　Cm などのアクチノイド	ほとんど動かない	UO_2 と安定な固溶体を作る

実務テキストシリーズNo. 3（改訂新版）軽水炉燃料のふるまい，平成2年7月，p. 142，原子力安全研究協会をもとに作成

放射性物質の移行



【5】出典：丸山結（平成24年2月20日），日本原子力研究開発機構

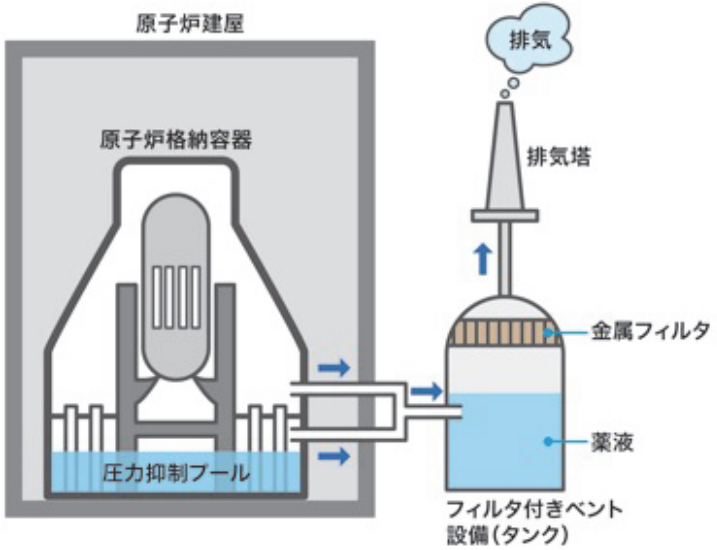
環境中への放出経路

- 福島第一原発の事故では主として
  - 原子炉建屋の水素爆発により放出
  - 原子炉建屋の開口部(破損部、ブローアウトパネル)からの放出
  - 排気筒からの放出（ベント弁操作）
  - 汚染水などの形で放出



1F3号機の水素爆発

「フィルタ付きベント設備」の概要（沸騰水型（ＢＷＲ）の例）



【13】出典：東京電力ホールディングス

【14】出典：日本原子力文化財団ホームページ

事故で放出される放射性物質

原子力災害 原発事故由来の放射性物質

	H-3 トリチウム	Sr-90 ストロンチウム90	I-131 ヨウ素131	Cs-134 セシウム134	Cs-137 セシウム137	Pu-239 プルトニウム239
出す放射線の種類	β	β	β，γ	β，γ	β，γ	α，γ
生物学的半減期	10日 ＊1 ＊2	50年＊3	80日＊2	70日～100日＊4	70日～100日＊3	肝臓：20年 ＊5
物理学的半減期	12.3年	29年	8日	2.1年	30年	24,000年
実効半減期（生物学的半減期と物理学的半減期から計算）	10日	18年	7日	64日～88日	70日～99日	20年
蓄積する器官・組織	全身	骨	甲状腺	全身	全身	肝臓、骨

実効半減期：体内に取り込まれた放射性物質の量が、生物学的排泄作用（生物学的半減期）及び放射性物質の物理的壊変（物理学的半減期）の両者によって減少し半分になるまでの時間。緊急被ばく医療テキスト（医療科学社）の値を引用しました。
実効半減期は、生物学的半減期の表中に記載した蓄積する器官・組織の数値から計算。
＊1：トリチウム水、 ＊2：ICRP Publication 78、 ＊3：JAEA技術解説,平成23年11月、 ＊4：セシウム137と同じと仮定、
＊5：ICRP Publication 48

CC BY
【15】出典：環境省ホームページ

まとめ

- シビアアクシデント時の現象は、広い範囲の技術領域に広がりを有するものである
  - 炉物理、熱流動、熱伝達
  - 燃料の振る舞い、材料科学
  - 反応化学、構造解析など
- これらの事象の基礎的知識は、過酷事故の物理を理解するために必要である



参考資料

シビアアクシデント対策の有効性評価

- 重要な事故シーケンスを選定
  - 炉心損傷防止、格納容器破損防止、
    運転停止中原子炉における燃料損傷防止
- 事故時の物理現象を模擬できるコードを選定
- コードの適用性を確認
- 重要事故シーケンスの評価を行いSA対策の有効性を確認

【16】出典：高浜3,4号炉設置許可申請書，関西電力株式会社

PWR重要事故シーケンス

- 炉心損傷事象
  - 主給水流量喪失+補助給水失敗
  - 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
  - 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
  - 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
  - 原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗
  - 中破断LOCA+高圧注入失敗
  - 大破断LOCA+低圧再循環失敗
  - インターフェイスシステムLOCA
  - 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗

【16】出典：高浜3,4号炉設置許可申請書，関西電力株式会社

重要事故シーケンス

- 格納容器破損事象
  - 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
    →格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、MCCI
  - 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
    →格納容器過温破損、格納容器雰囲気直接加熱
  - 大破断LOCA+低圧注入失敗
    →水素燃焼

【16】出典：高浜3,4号炉設置許可申請書，関西電力株式会社

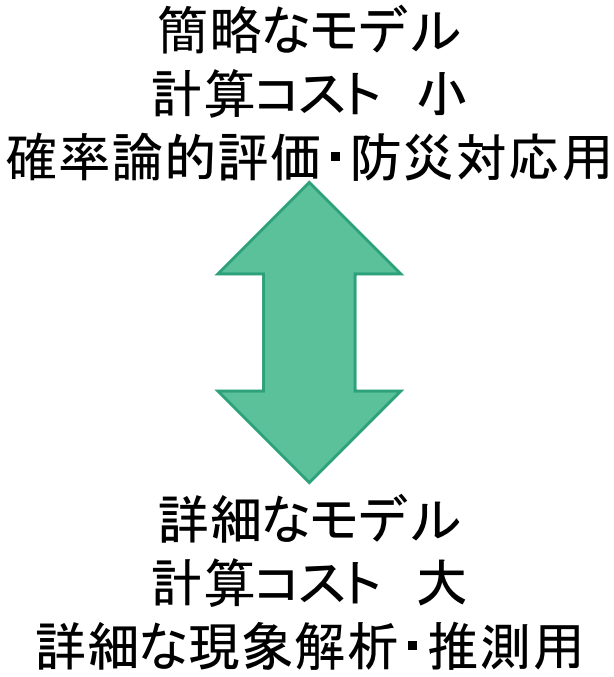
重要事故シーケンス

- 運転停止中原子炉における燃料損傷事象
  - 余熱除去機能喪失
  - 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
  - 反応度の誤投入

【16】出典：高浜3,4号炉設置許可申請書，関西電力株式会社

シビアアクシデント解析コード

- シビアアクシデント時のプラント全体の挙動を解析
- 熱水力・炉心損傷・FP以降等のモデルを結合
- PRAで策定されたシナリオの事故進展時間スケール、CV破損モード、FP放出量等の評価に利用
- 例）
  - MAAP(EPRI)
  - THALES-2(JAEA)
  - ASTEC(EU)
  - MELCOR(SNL)
  - SCDAP/RELAP(INEEL)
  - SAMPSON (NUPEC)



シビアアクシデント解析コード

- MAAPコードの特徴
  - 軽水炉
  - 事故シーケンス全般に対応
    - ECCS起動失敗、SBO、LOCA、崩壊熱除去機能喪失など
  - 各事故過程のプロセスを個別に評価するモジュール
    - 炉心損傷、RPV破損、PCV破損、MCCI、FP発生・移行・放出
  - 安全施設や制御系もモデル化
    - 運転員操作等も模擬可能
  - 適用性
    - 長期的なプラント応答の評価に有効
    - 短期的な挙動解析には不適（LOCA直後など）
  - シビアアクシデント解析の中では低コスト
    - PRAのシナリオ評価に用いられる

シビアアクシデント解析コード

- MAAPコードの解析モデル
  - 一点集中定数型近似モデル
    - 簡略化した形状や相関式等を使用
  - 一次元熱流動解析
    - 質量・エネルギー保存則
    - 準静的な運動量方程式 ←短期間の精緻な解析には不向き
  - 炉心部
    - 崩壊熱・化学反応熱
    - 燃料損傷・溶融・移動
  - 下部プレナム
    - 破損評価
  - PCV
    - デブリのコンクリート侵食・化学反応等

シビアアクシデント解析コード

- SAMPSONコードの特徴
  - 精緻な物理現象モデル
    - 多次元の数式・理論式
    - OECD/NEA国際ベンチマークによる検証
    - 入力データが膨大（約28,000行）
  - 適用性
    - 燃料デブリの分散配置やその性状解析
  - 計算コスト 高
    - 水素爆発までの解析に約2ヶ月超

東京電力中長期対策会議 研究開発推進本部、炉内状況把握に関する活動状況について,別添2 (2012), https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/120227_02c.pdf

要検討／研究事項

- 福島第一事故前
  - 再冠水時の炉心冷却性とデブリ冷却
  - MCCI反応中の溶融プール形状と上部注水による溶融炉心冷却性
  - 格納容器内水素混合・燃焼
  - 溶融炉心の水への移動、圧力容器外水蒸気爆発
  - ソースタームに及ぼす高燃焼度/MOX燃料の酸化の影響
  - 原子炉冷却系及び格納容器内のヨウ素化学

【17】出典：杉本純，日本原子力学会2012年春の年会　核燃料部会セッション，日本におけるシビアアクシデント研究の経緯

要検討／研究事項

- 福島第一事故を踏まえて
  - 福島第一事故における損傷炉心調査・分析
  - 外部電源を必要としない受動的炉心・格納容器冷却システムの開発
  - 水素挙動（分布、燃焼）解析、水素対策（再結合器）の検討
  - 格納容器ベントの放射性物質除去機能の強化
  - シビアアクシデント解析機能の高度化、ポータブル化
  - シビアアクシデント発生後の炉心冷却、閉じ込め手法の検討
  - 避難を必要としない次世代炉格納容器設計の評価

【17】出典：杉本純，日本原子力学会2012年春の年会　核燃料部会セッション，日本におけるシビアアクシデント研究の経緯

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	‡	IAEA Training in Level 2 PSA, Severe Accident Phenomena Severe Accident Phenomena-- an overview an overview --, International Atomic Energy Agency, http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/training/specific_expert_knowledge/psa-level2/M2%20%20Severe%20Acc%20Phenom.pdf
【2】	‡	原子力・エネルギー図面集, 5-5-1, https://www.ene100.jp/zumen/5-5-1
【3】	‡	James M. Broughton et al. (1989), A Scenario of the Three Mile Island Unit 2Accident, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), Taylor & Francis, https://doi.org/10.13182/NT89-A27637
【4】	‡	Sidney Langer et al. (1989), Fission Product Release Pathways in Three Mile Island Unit 2, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 197, Fig. 1, Taylor & Francis, 10.13182/NT89-A27647
【5】	‡	丸山結（平成24年2月20日）, シビアアクシデント進展解析コードMELCORについて, 日本原子力研究開発機構
【6】	‡	実務テキストシリーズNo. 3（改訂第5版）軽水炉燃料のふるまい, 平成25年3月, p. 268, 図7. 6. 2, 原子力安全研究協会
【7】	‡	Peter Hofmann et al. (1989), Reactor Core Materials Interactions at Very High Temperatures, Nuclear Technology, Vol. 87 (1), p. 178, Fig. 33 and p. 179, Fig. 34, Taylor & Francis, https://doi.org/10.13182/NT-TMI2-146
【8】	CC BY	格納容器破損防止対策の有効性の評価に係る標準評価手法（素案）の概要（平成25年2月15日）, 原子力規制委員会, https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10953979/www.nsr.go.jp/data/000050295.pdf
【9】	CC BY	4号機水素爆発における水素発生源について, 原子力規制委員会, https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000048755.pdf
【10】	‡	原子力・エネルギー図面集, 5-5-6, https://www.ene100.jp/zumen/5-5-6

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【11】	‡	原子力百科事典ATOMICA, 原子核と核反応, (03-06-01-03), 図5, 日本原子力研究開発機構, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_03-06-01-03.html
【12】	‡	炉物理教科書：初級編, 原子炉の物理, 8章, p. 173, 図8-7, 日本原子力学会・炉物理部会, https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_data/text_each/chap8_20191224.pdf
【13】	‡	東京電力ホールディングス, https://photo.tepco.co.jp/date/2011/201103-j/110321-01j.html
【14】	‡	日本原子力文化財団ホームページ, https://www.ene100.jp/fukushima/479
【15】		環境省ホームページ, https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-02-04.html
【16】	‡	高浜3,4号炉設置許可申請書, 関西電力株式会社
【17】	‡	杉本純, 日本原子力学会2012年春の年会　核燃料部会セッション, 日本におけるシビアアクシデント研究の経緯