

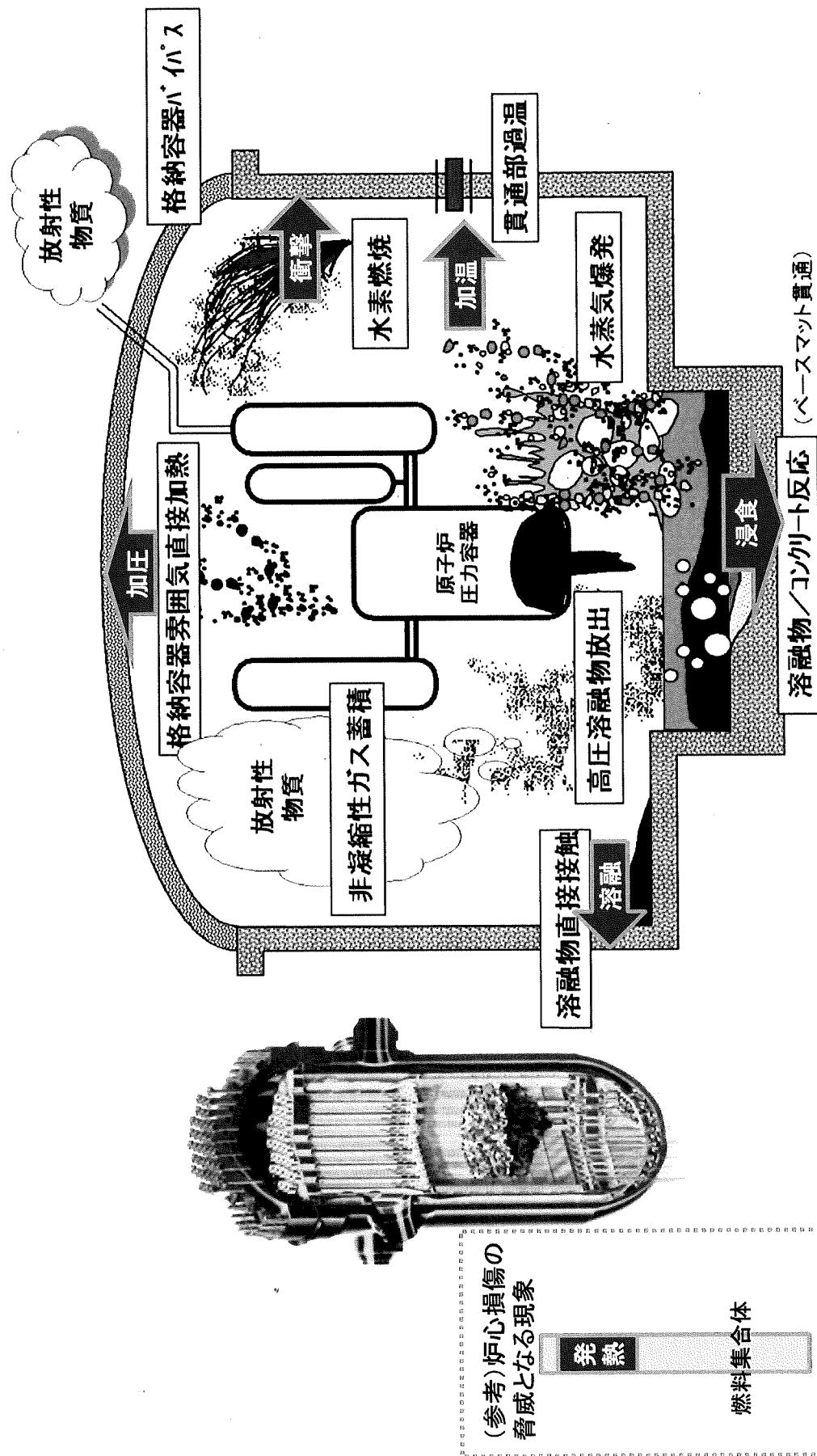
資料 1 - 2

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(草案)の 概要

平成25年2月15日

発電用軽水型原子炉の新安全基準に
関する検討チーム 第15回会合

1. 格納容器破損に至る現象



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
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ること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

格納容器内事象

※1 構造健全性レベルⅢ：大規模な永久変形。著しい永久変形がある。いくらかの局部損傷も予想される。
 ※2 気密性レベルⅡ：漏えい率の限定期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 シビアクシメ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。

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のこと。 (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°C）
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0.02m ² /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ハウジングに達しないこと。
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ハウジングと直接接觸しないこと。

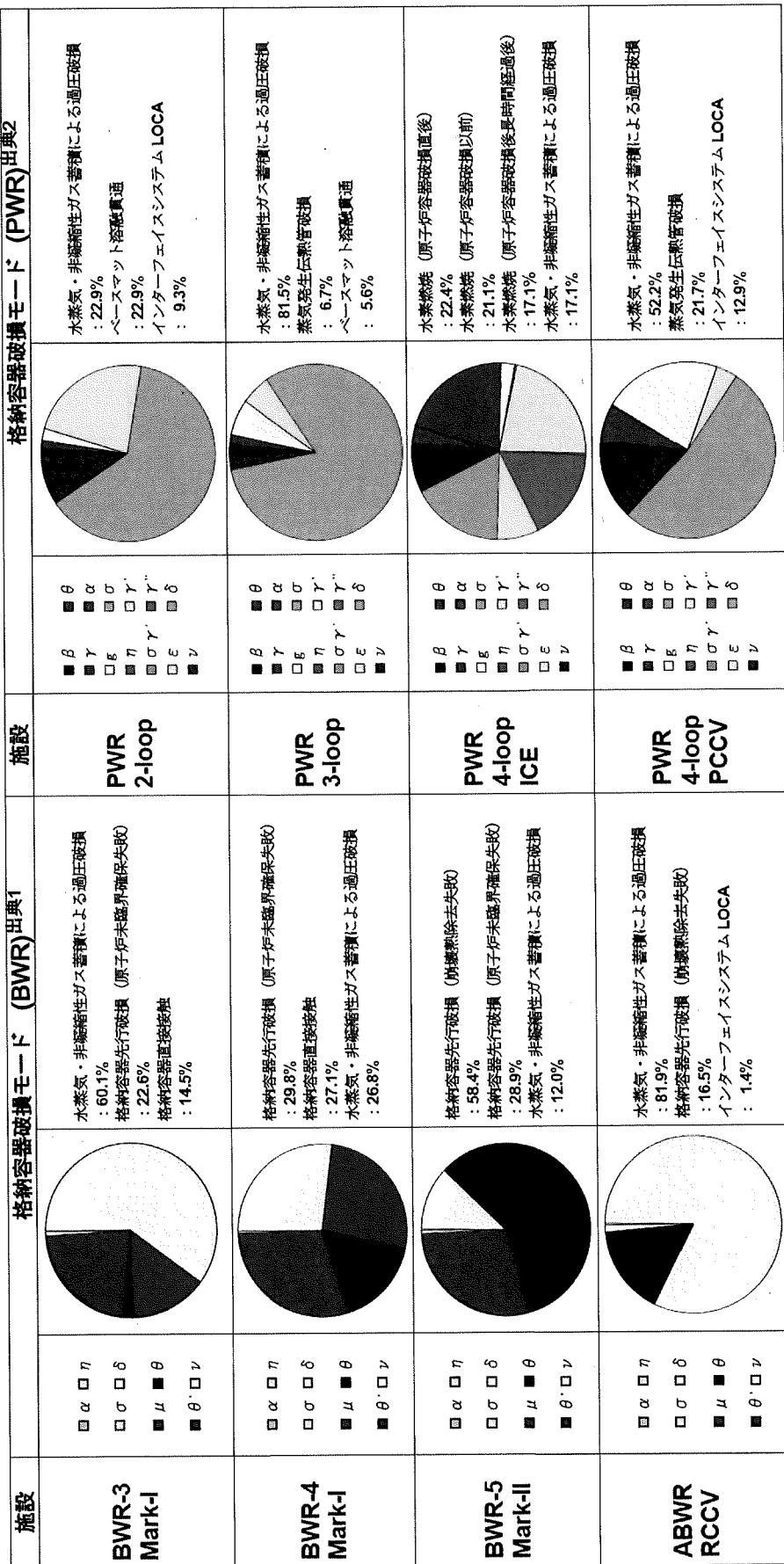
*1：「高压溶融物放出(HPME)／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」と同じ

*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

3. 格納容器破損に至るモード



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2FSA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
ε	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

4. 検討すべき格納容器破損モード

検討すべき格納容器破損モード
(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷
(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
(3) 壁外の溶融燃料－冷却材相互作用(圧力スパイク)
(4) 水素燃焼
(5) 格納容器直接接触(シェルアタック)
(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

※格納容器ノバイパス(蒸気発生機伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)については、別途、炉心損傷防止対策において考慮する。

5.格納容器破損防止対策の有効性の評価の判断基準等について

5.1 有効性の判断基準

格納容器破損防止対策に係る有効性の判断基準は、以下とする。

- ア 格納容器ノバウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
- イ 格納容器ノバウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること
- ウ 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと
- エ 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
- オ 急速な炉外の溶融燃料一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ノバウンダリの機能が喪失しないこと
- カ 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
- キ 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、アの要件を満足すること
- ク 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ノバウンダリと直接接触しないこと
- ケ 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

- ア及びイについては、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

○「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」とは、以下の要件を満たすこと。

- (a) 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%以下であること。

5.2 評価に当たって考慮すべき事項

(1) 有効性の評価の前提条件

- 1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、(2)項の解析条件を適用すること。
ただし、保守的な仮定及び条件の使用を否定するものではない。
- 2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いること。
- 3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、適切な保守性をもたせて評価する。
- 4) 有効性評価においては、原則として事象が収束し、格納容器を安定状態に至ることができることが合理的に推定できる時点までを評価すること。
- 5) 複数の対策(例として、恒設代替設備と可搬式代替設備)が講じられている場合には、各々の対策について有効性を評価すること。

(2) 有効性の評価の解析条件

- 1) 初期出力
定格出力を用い、計装上の誤差は考慮しない。
- 2) 原子炉内の状態等
原子炉内の出力分布、炉心流量、崩壊熱等については、設計値等に基づき現実的な値を用いる。
- 3) 緩和設備
考慮する設備の容量は設計値を使用する。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
有効性の評価の対象となる各事故シーケンスにおいては、故障を想定した設備を除き、設計基準対応設備の機能を期待することの妥当性が示された場合には、その機能を期待できる。
代替設備については、单一故障は仮定しない。
- 4) 外部電源
格納容器破損防止対策設備の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できないものと仮定する。但し、外部電源が利用できることにより対策設備の動作が非保守的な想定となる場合は、外部電源が利用できるものと仮定する。(例えば、外部電源喪失時の再循環ポンプトリップの作動)

6) 格納容器破損防止対策設備の作動条件

格納容器破損防止対策について、以下を想定すること。

a.格納容器破損防止対策の実施時間

(a)格納容器破損防止対策の実施に係る事象診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定すること。

(b)操作現場への接近時間は、接近経路の状況(経路の状態、温度、湿度、照度、放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定すること。

(c)現場操作時間については、操作現場の状況(経路の状態、温度、湿度、照度、放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定すること。

b.格納容器破損防止対策設備の特性(容量及び時間遅れ等)

(a)格納容器破損防止対策設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定すること。

c.格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能の状況

(a)格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能(電源、駆動流体、補機冷却系等)の確保に必要な時間は、上記の格納容器破損防止対策設備の作動時間における現場操作時間に含めて考慮すること。

(b)計装の利用可否については、上記の格納容器破損防止対策設備の作動時間における事象診断時間に含めて考慮すること。

d.格納容器破損防止対策設備の作動条件は、作動環境等の不確実さを考慮して設定すること。

5.3 評価すべき具体的な事象

(1) 代表事故シーケンス選定の着眼点

格納容器破損モードごとに、格納容器破損に至る代表事故シーケンスを選定し、評価対象とする。代表事故シーケンスの着眼点は以下とする。

- 1) 格納容器破損モードの観点から最も厳しい事故シーケンスである。
- 2) 格納容器破損回避に有効な手段が少ない。
- 3) 防護措置の実施にに対する余裕時間が短い。
- 4) 格納容器破損回避に必要な設備容量（流量、逃がし弁容量等）が大きい。
- 5) 類型化した事故シーケンスグループ内のシーケンスの影響を代表している。

(2) 格納容器破損モードごとの解析条件

1) 霧囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

現象の概要:格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱により発した水蒸気、金属一水反応により発した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器内の霧囲気圧力・温度が緩慢に上昇し格納容器が破損する場合がある。

a. 主要解析条件(共通事項に記載の項目を除く)

- (a) 代表事故シーケンスは、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しい事象を選定すること。(ATWSは炉心損傷防止で確認する。)
- (b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属一水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内、炉外を問わずに適切に考慮すること。
- (c) 溶融炉心とコンクリートとの反応による非凝縮性ガスの発生を考慮すること。
- (d) 外部水源を用いて格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少及び加圧現象を考慮すること。
- (e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼による発熱、格納容器内機器の劣化や健全性に対する影響を考慮すること。
- (f) 炉内及び格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素／酸素の発生を考慮すること。

b. 判断基準

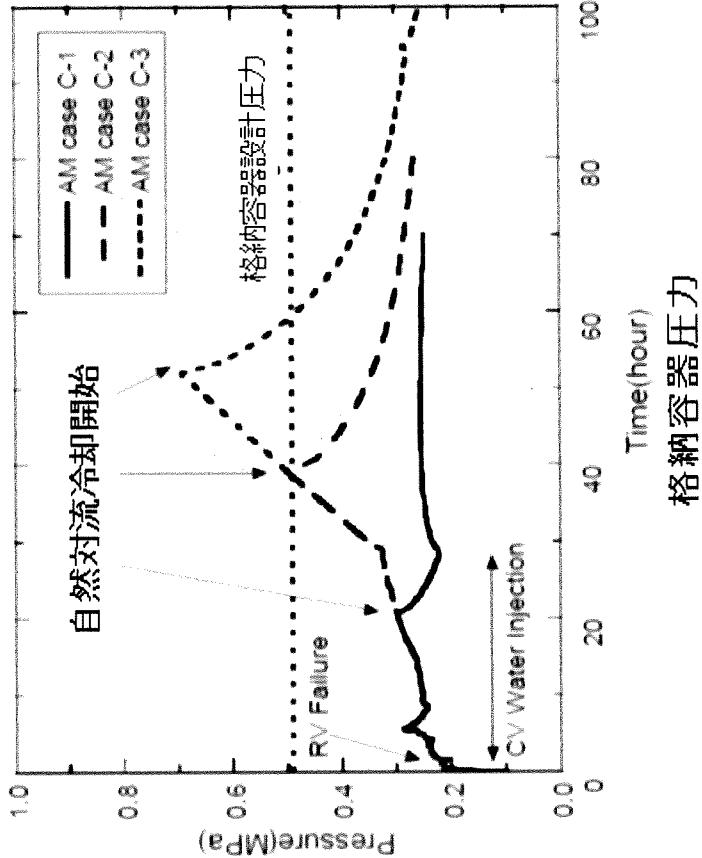
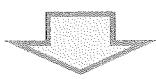
- 5.1項のア、イ及びウを満たすこと。

(参考)対策例
①格納容器スプレイ設備
②格納容器フィルタ・ベント設備

【代表事故シーケンスの例】
①大破断LOCA+ECCS注入機能喪失十格納容器
スプレイ機能喪失

「零圧気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 事故シーケンスの解析事例

判断基準



- ア 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を下回ること
- イ 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を下回ること
- ウ 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと

MELCORコードを用いたPWR中破断 LOCA 解析結果

2) 高圧溶融物放出(HPME)／格納容器直接過熱(DCH)

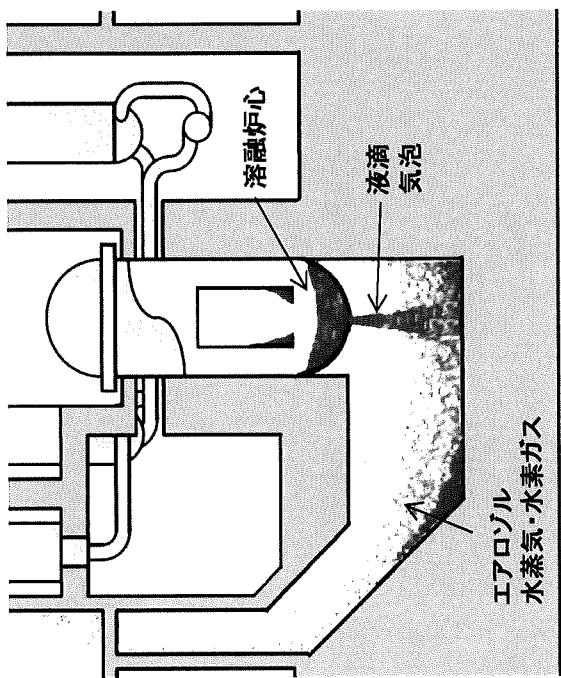
現象の概要：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、溶融炉心や水蒸気／水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損する場合がある。

a. 主要解析条件

- (a) 代表事故シーケンスは、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい事象を選定すること。
- (b) HPME／DCHに寄与する溶融炉心の量・粒径・化学反応等を考慮すること。
- (c) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響は適切に考慮すること。

b. 判断基準

- 5.1項の工を満たすこと。



(参考)対策例
①原子炉圧力バウンダリの減圧設備

【代表事故シーケンスの例】
①外部電源喪失 + 非常用電源喪失 + 減圧機能喪失

3) 壴外の溶融燃料－冷却材相互作用(圧力スパイク)

現象の概要：溶融炉心は注水等により冷却する必要がある。しかしながら、溶融炉心と格納容器内の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇(圧力スパイク)が生じる可能性もある。この時に発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され格納容器が破損する場合がある。

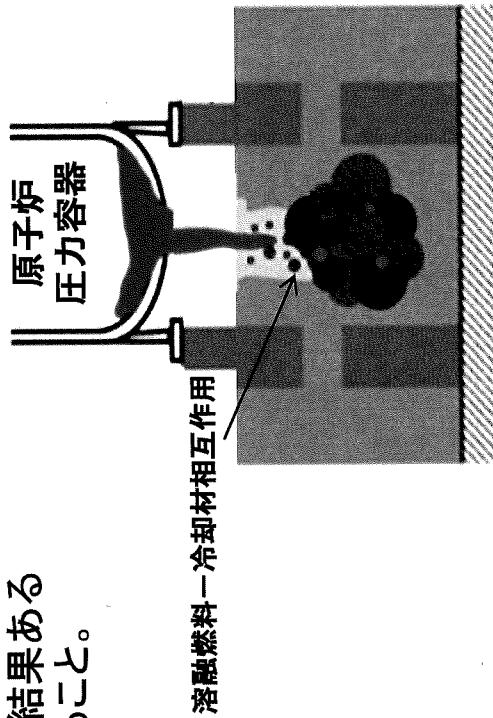
a. 主要解析条件(共通事項に記載の項目を除く)

- (a) 代表事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、FCI(溶融燃料－冷却材相互作用)の観点から厳しい事象を選定すること。
(b) 原子炉圧力容器下部の床面の水の温度や量は、溶融炉心冷却のための対策を踏まえて考慮すること。

(c) 評価に影響を与えるパラメータ(溶融炉心の状態量や物理値等)については、炉心溶融に至る事故の解析結果あるいは実験等による知見に基づいて適切に設定すること。

b. 判断基準

- 5.1項の才を満たすこと。



(参考)対策例

- ① 解析的に評価し格納容器ノバウンダリの機能が喪失しないこと確認する

【代表事故シーケンスの例】

- ① 大破断LOCA+ECCS注入機能喪失

4) 水素燃焼

現象の概要：格納容器の雰囲気中に酸素のような反応性のガスが混在していると、水ージルコニウム反応等により発生した水素と反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器が破損する場合がある。

a. 主要解析条件(共通事項に記載の項目を除く)

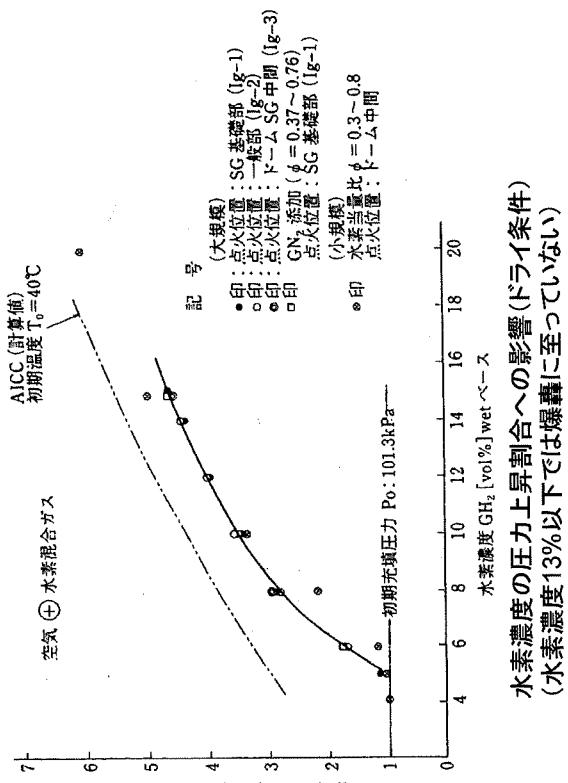
- (a) 代表事故シーケンスは、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しい事象を選定し、炉内の金属一水反応による水素発生量は、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応するものとすること。

- (b) 格納容器内の水素濃度分布については、実験等により検証された解析コードを用いて評価すること。
(c) 溶融炉心とコンクリートとの反応による可燃性ガス等の非凝縮性気体の発生を考慮すること。
(d) 水の放射線分解によって発生する水素／酸素を考慮すること。

- (e) その他の解析条件については、1)と同様とする。

b. 判断基準

- 5.1項の力及びキを満たすこと。



水素濃度 GH₂ [vol%] wetベース
水素濃度の圧力上昇割合への影響(ドライ条件)
(水素濃度13%以下では爆轟に至っていない)

【代表事故シーケンスの例】

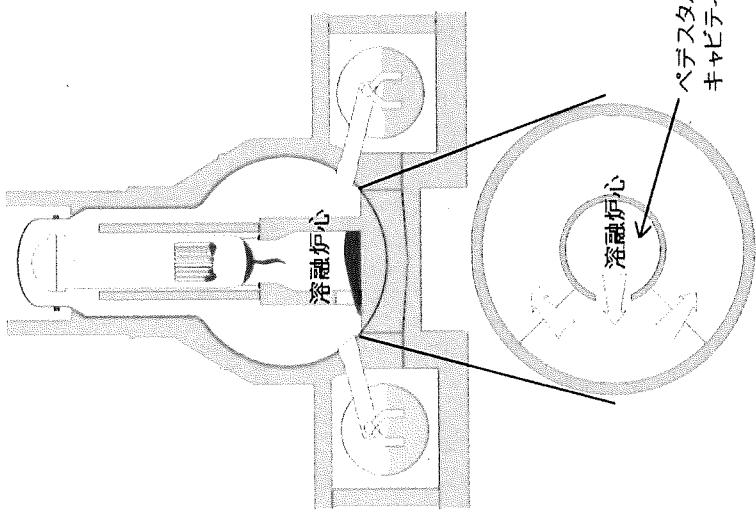
① 小破断LOCA+ECCS注入機能喪失

(参考)対策例

- ① ゲロープラグ式イグナイト
- ② 触媒式リコンバイン(PAR)
- ③ 格納容器内雰囲気の不活性化(窒素注入)

5) 格納容器直接接觸(シエルアタック)

現象の概要: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、注水等により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。



a. 主要解析条件(共通事項に記載の項目を除く)

(a) 代表事故シーケンスは、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接觸の評価の観点から厳しい事象を選定すること。

(b) 原子炉圧力容器から落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。原子炉からの溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮し適切に考慮すること。

(c) 溶融炉心の拡がりについでは床形状や水張り等の対策の有無を考慮し、また、溶融炉心と水が接触する場合の熱伝達や溶融炉心の流動限界条件等は実験等により得られた適切な条件を用いること。

b. 判断基準

- 5.1項のクを満たすこと。

(判断基準の解説) 少なくとも、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で冷却に寄与する十分なプール水が確保されており、かつ、崩壊熱を十分に上回る格納容器下部注水が行われる必要がある。

(参考) 対策例

- ①格納容器下部注水設備
- ②格納容器バウンダリの防護

【代表事故シーケンスの例】

- ①大破断LOCA+ECCS注入機能喪失

6) 溶融炉心・コンクリート相互作用(格納容器ベースマット溶融貫通)

現象の概要: 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し、溶融炉心とコンクリートが接触するなど、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、コンクリートが浸食され、一酸化炭素や水素等の非凝縮性ガス及び水蒸気が多量に発生する。これにより、格納容器雰囲気の温度・圧力は上昇する場合がある。そのため、注水等により溶融炉心を冷却する必要がある。冷却が十分でないと格納容器床のコンクリートが浸食され、貫通する場合がある。

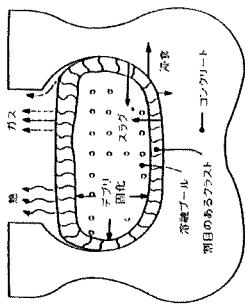
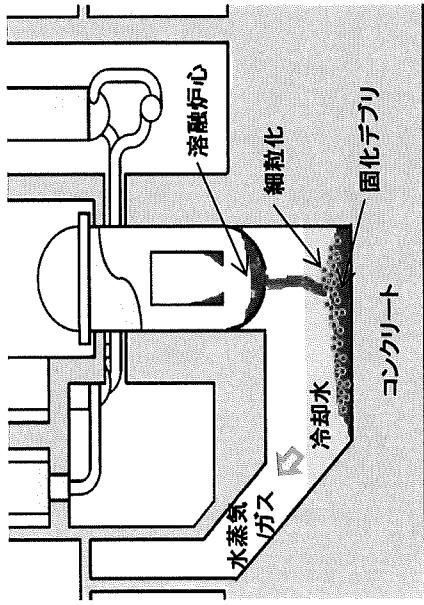
a. 主要解析条件(共通事項に記載の項目を除く)

- (a) 代表事故シーケンスは、PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心－コンクリート反応(MCCI)の観点から厳しい事象を選定すること。
(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下のタイミングは事象進展を適切に考慮して定めること。
(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器下部の床面上に流れ出す前の床面上のプール水及び格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮すること。

b. 判断基準

- 5.1項のケを満たすこと。

(判断基準の解説) 少なくとも、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点での冷却に寄与する十分なプール水が確保されており、かつ、崩壊熱を十分に上回る格納容器下部注水が行われる必要がある。

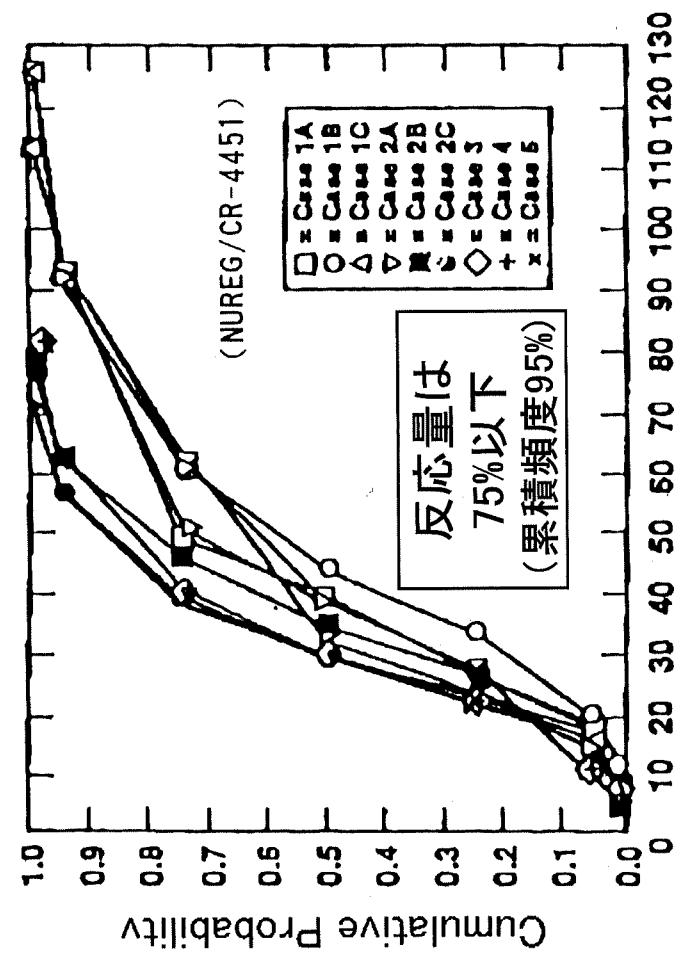


- (参考)対策例
- ①格納容器下部注水設備
 - ②格納容器バウンダリの防護

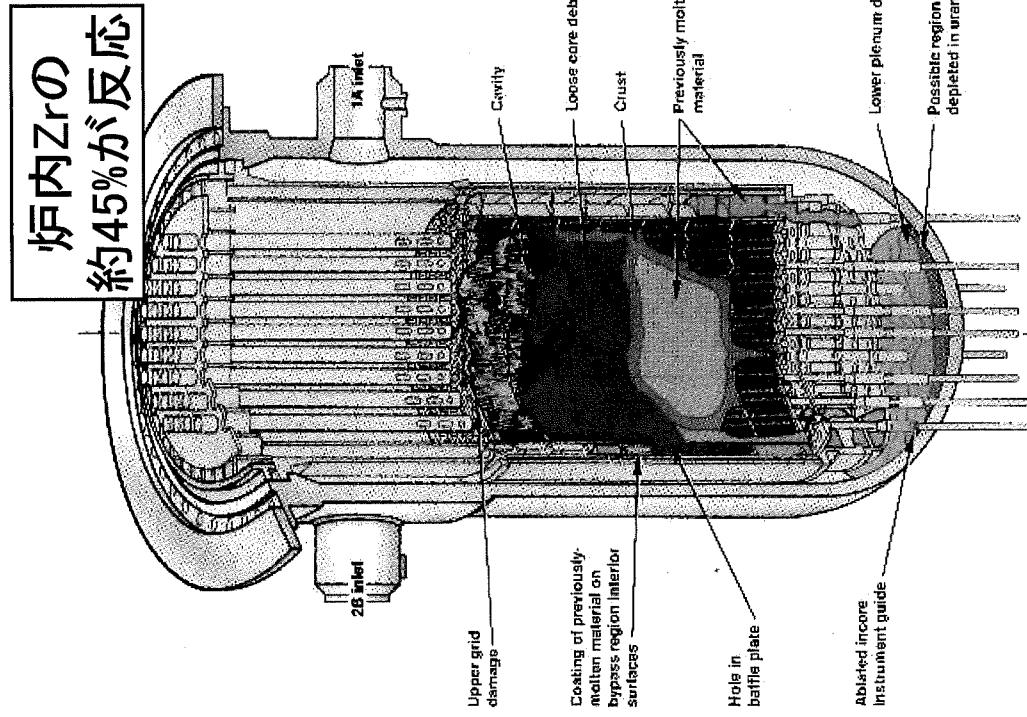
【代表事故シーケンスの例】
①大破断LOCA+ECCS注入機能喪失

(参考) 売内における水素発生量の条件について

◆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



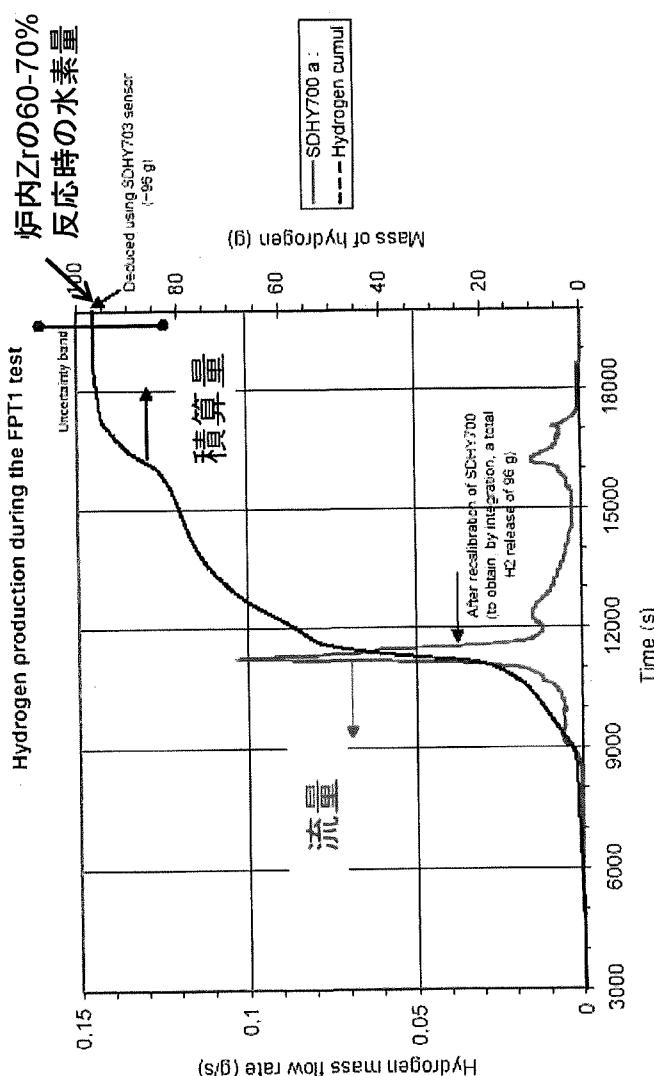
TMI-2事故時の炉心溶融状況

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

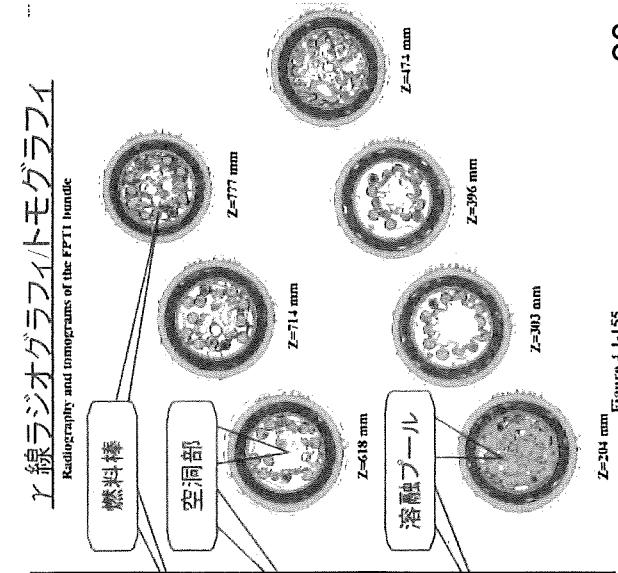
PHEBUS-FP試験

実炉の代表的条件であるFPT-1試験では、炉内のZrの反応割合は60～70%であり、75%以下となっている。

試験	燃料タイプ	条件	目的
FPT-0	新燃料	水蒸気流量 大 (酸化雰囲気)	炉心溶融進展事象 揮発性FP挙動(ヨウ素等)
FPT-1	照射燃料 (24GWd/t)	水蒸気流量 大 (酸化雰囲気)	炉心溶融進展事象 揮発性FP挙動(ヨウ素等)
FPT-2	照射燃料	水蒸気流量 小 (還元雰囲気)	炉心溶融進展事象 揮発性FP挙動(ヨウ素等)
FPT-3	照射燃料	水蒸気流量 小 (還元雰囲気)	B ₄ C制御棒の影響



FPT-1の燃料バンドルの最終状態



水素発生量の時間変化(FPT-1試験結果)

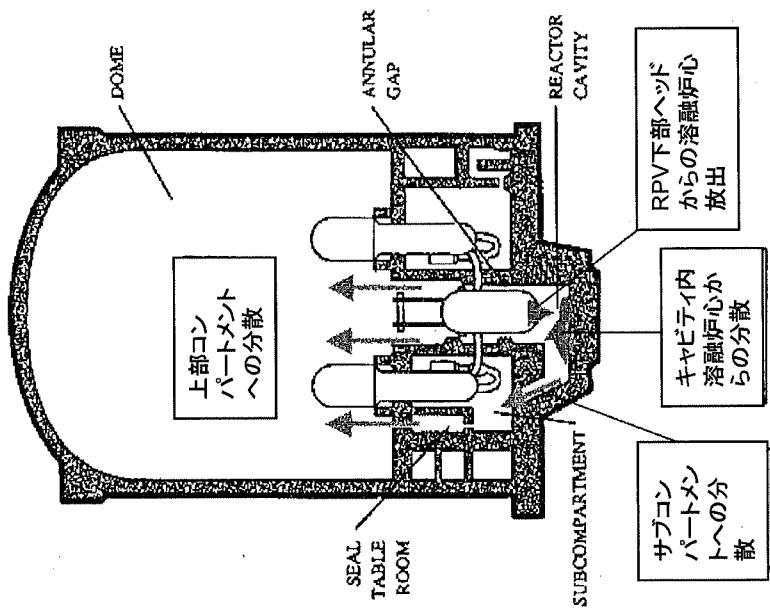
(参考) 格納容器直接加熱(DCH)に関する判断基準

【現象の概要】

格納容器直接加熱(Direct Containment Heating: DCH)は、重大事故時において溶融炉心が高圧状態で

圧力容器から噴出した際に、高速のガス流により微粒子化し格納容器空間(上部コンパートメント等)に噴出し、溶融炉心の保有熱や金属成分と水蒸気との金属一水反応による発熱により、格納容器内雰囲気が直接加熱されることによって急速な圧力上昇が生じる現象である。

DCHは原子炉圧力バウンダリの減圧により回避される。



【判断基準】

- 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。

DCHに係る判断基準

「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」(財産法人 原子炉圧力容器安全研究協会、平成11年7月)では、溶融炉心の飛散が生じない圧力は、原子炉圧力容器下部の格納容器内領域の形状に依存しプラント毎に異なるが、不確実性も大きいため、海外での実験、指標値を参考に 20kg/cm^2 (2.06MPa)をめやす値としている。

- BNL実験結果(Surry: 2.38MPa 、Watts Bar: 4.01MPa)^{1), 2)}
- DOEのARSAPの指標(1.7MPa)³⁾
- EPRIのALWR要求の指標(250psig : 1.83MPa)⁴⁾
- EURの指標(20bar : 2MPa)⁵⁾

- 1) M. H. Fontana, "Recent Advances in Severe Accident Technology – Direct Containment Heating in Advanced Light Water Reactors", Nuclear Technology Vol.101, Mar. 1993.
- 2) N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30 – November 4, 1988.
- 3) "Advanced Reactor Severe Accident Program Melt Ejection and Direct Containment Heating for Advanced Light Water Reactors", DOE/ID-10271, March 1990
- 4) "Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document"
- 5) "European Utility Requirements Document" Rev. B.