

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE724 r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

目 次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1 概要
 - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6 解析の実施方針
 - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9 参考文献

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス

 - 7.2 重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故1
 - 7.3.2 想定事故2

 - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.2.4 水素燃焼

7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるPDSは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、SEI、TED、AEI、SLW、TEW、AEW、SLI、SEW及びAEDがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことか

ら水素濃度が高くなるという特徴を有している。その上で、原子炉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放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、原子炉格納容器内水素処理装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、対応手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計9名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係箇所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについ

ては、作業項目及び運転操作項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、14名で対処可能である。なお、本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 ECCS注水機能喪失」の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加

圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給，可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却，中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また，安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し，その後，代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば，代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより，代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位・圧力の低下，原子炉格納容器圧力・温度の上昇，格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

(添付資料7.1.2.2)

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば，補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は，補助給水流量等である。

f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において，非常用炉心冷却設備作動信号

の発信，低圧注入流量，高圧注入流量等の指示により，低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し，格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系・高圧注入系の作動不能の確認に必要な計装設備は，高圧注入流量等であり，格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は，B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば，格納容器水素イグナイタを起動する。また，全交流動力電源喪失時には，代替非常用発電機より受電すれば，速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば，可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

（添付資料7.2.1.1.1）

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

（設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料52-7, 52-9）

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

（添付資料7.2.1.1.2）

l. 1次系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が $2.0 \text{MPa}[\text{gage}]$ 以上であれば、加圧器逃がし

弁操作可搬型窒素ガスポンペによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切

替えの条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ再循環切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

(添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ボンベ接続）及びダンパの手動開操作を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水システムが使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

PDSの選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。

(添付資料7.2.4.2)

本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・スプレイ冷却
- ・水素濃度変化
- ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、設計基準事故時の評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。

- ・ 区画間及び区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スpray冷却
- ・ 水素処理

これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。

(添付資料7.2.4.3)

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料7.2.4.4)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。

(d) 水素の発生

炉心内の金属－水反応による水素発生量は、MAAPによる評価

結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。

(添付資料7.2.4.5)

(e) 水素の燃焼

第7.2.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8 vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉格納容器内水素処理装置

原子炉格納容器内水素処理装置は、5個の設置を考慮する。

また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4 vol%，圧力0.15MPa[abs]）とする。

（添付資料7.2.4.6）

(b) 格納容器水素イグナイタ

解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。

(c) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台作動し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.4.6図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム-水反応割合の推移を第7.2.4.7図から第7.2.4.9図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第7.2.4.10図及び第7.2.4.11図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約21分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落

下に伴い水素が断続的に発生する。

その後、事象発生約1.7時間後に原子炉容器破損に至り、約2.9時間後にすべての熔融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。

第7.2.4.10図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した原子炉格納容器内水素処理装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することはない、事象発生25時間後においても低下傾向となる。

また、第7.2.4.11図に示すように、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

(添付資料7.2.4.3, 7.2.4.7, 7.2.4.8)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第7.2.4.12図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子

炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。

1次冷却材圧力は第7.2.4.14図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.7時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減される。

原子炉格納容器内の水素濃度は第7.2.4.10図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.7vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.443MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。

(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少

なく、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。

第7.2.4.12図及び第7.2.4.13図に示すとおり、事象発生の約3時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料7.2.4.3, 7.2.4.9, 7.2.4.10)

7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作は介さない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%

が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに

与える影響は小さい。なお、追加発生となる水素については、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより処理が可能である。

(添付資料7.2.4.11)

c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレー冷却に係る解析モデルは、NUPEC検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.4.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器

内水素処理装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水

素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.4.12)

また、原子炉格納容器内水素処理装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約11.8vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.1.19)

なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として格納容器水素イグナイタを設置している。格納容器水素イグナイタの効果を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推移を第7.2.4.15図及び第7.2.4.16図に示す。格納容器水素イグナイタの効果は、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発

生の不確かさを考慮しても、原子炉格納容器内水素処理装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。

(添付資料7.2.4.13, 7.2.4.14)

水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量、水温等の影響を踏まえて設定している。水素の生成割合を最確値とした場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さくなるため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

金属腐食量を最確値とした場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さくなるため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

ヒドラジンの放射線分解は、最確条件のヒドラジン重量を用いた場合、解析条件で設定しているヒドラジン重量より小さいため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が

確認できる範囲内において、運転員等操作を介することはないことから、操作時間の影響はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.2.4.15)

7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり14名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。

なお、全交流動力電源喪失時には「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価事故シーケンスと同じ要員が必要となる。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700^m³：有効水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプルを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約534.5kLとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能である。

(添付資料7.1.1.12)

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.2.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。

格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器内水素処理装置を設置している。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置している。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故」に高圧注入機能の喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム－水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することが可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破

損」，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において，それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさ，並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間に対する影響はないことを確認した。

発電所災害対策要員は，本格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから，原子炉格納容器内水素処理装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であり，格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動信号, 格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後, 低圧注入系・高圧注入系の作動不能, 補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば, 事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し, 全交流動力電源喪失の判断を行う。また, 蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。 	—	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレイポンプ, B-充電ポンプ（自己冷却）, 加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給, 可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却, 中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。 ・ 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】 	<ul style="list-style-type: none"> 【可搬型タンクローリー】 	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等対策について (2 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	・加圧器水位・圧力の低下, 原子炉格納容器圧力・温度の上昇, 格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇, 格納容器内エリアモニタの上昇等により, 1次冷却材漏えいの判断を行う。	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力 (広域) 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
e. 補助給水系の機能喪失の判断	・すべての補助給水流量指示の合計が 80m ³ /h 未満であれば, 補助給水系の機能喪失の判断を行う。	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット	—	補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位
f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	・1次冷却材漏えい時において, 非常用炉心冷却設備作動信号の発信, 低圧注入流量, 高圧注入流量等の指示により, 低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し, 格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット	—	高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度
g. 格納容器水素イグナイタの起動	・炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば, 格納容器水素イグナイタを起動する。また, 全交流動力電源喪失時においては, 代替非常用発電機より受電すれば, 速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。	【格納容器水素イグナイタ】 【格納容器水素イグナイタ温度】 【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】	【可搬型タンクローリー】	1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等対策について (3 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備	・炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10 ⁵ mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。	—	—	1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
i. 炉心損傷の判断	・炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10 ⁵ mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認	・格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の上昇により確認する。	【格納容器水素イグナイタ】 【格納容器水素イグナイタ温度】 原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度 【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】	【可搬型タンクローリー】	—
k. 水素濃度監視	・炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアナユラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアナユラス内水素濃度の測定を開始する。	【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】	【可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット】 【可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【可搬型大型送水ポンプ車】 【可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット】 【可搬型タンクローリー】	【格納容器内水素濃度】 【アナユラス水素濃度 (可搬型)】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（4／5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1. 1次系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンプによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。 	【加圧器逃がし弁】	<ul style="list-style-type: none"> 【加圧器逃がし弁操作用バッテリー】 【加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンプ】 	1次冷却材圧力（広域）
m. 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。 格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【代替格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水ピット】 【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】 【B-充てんポンプ（自己冷却）】 	<ul style="list-style-type: none"> 【可搬型タンクローリー】 【可搬型大型送水ポンプ車】 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等対策について (5 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ポンベ接続）及びダンパの手動開操作を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【B-アニュラス空気浄化ファン】 【B-アニュラス空気浄化フィルタユニット】 【中央制御室給気ファン】 【中央制御室循環ファン】 【中央制御室非常用循環ファン】 【中央制御室給気ユニット】 【中央制御室非常用循環フィルタユニット】 【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】 	<ul style="list-style-type: none"> 【アニュラス全量排気弁操作可搬型窒素ガスポンベ】 【可搬型タンクローリー】 	—
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水システムが使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】 	<ul style="list-style-type: none"> 【可搬型大型送水ポンプ車】 【可搬型タンクローリー】 可搬型温度計測装置 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM 用) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

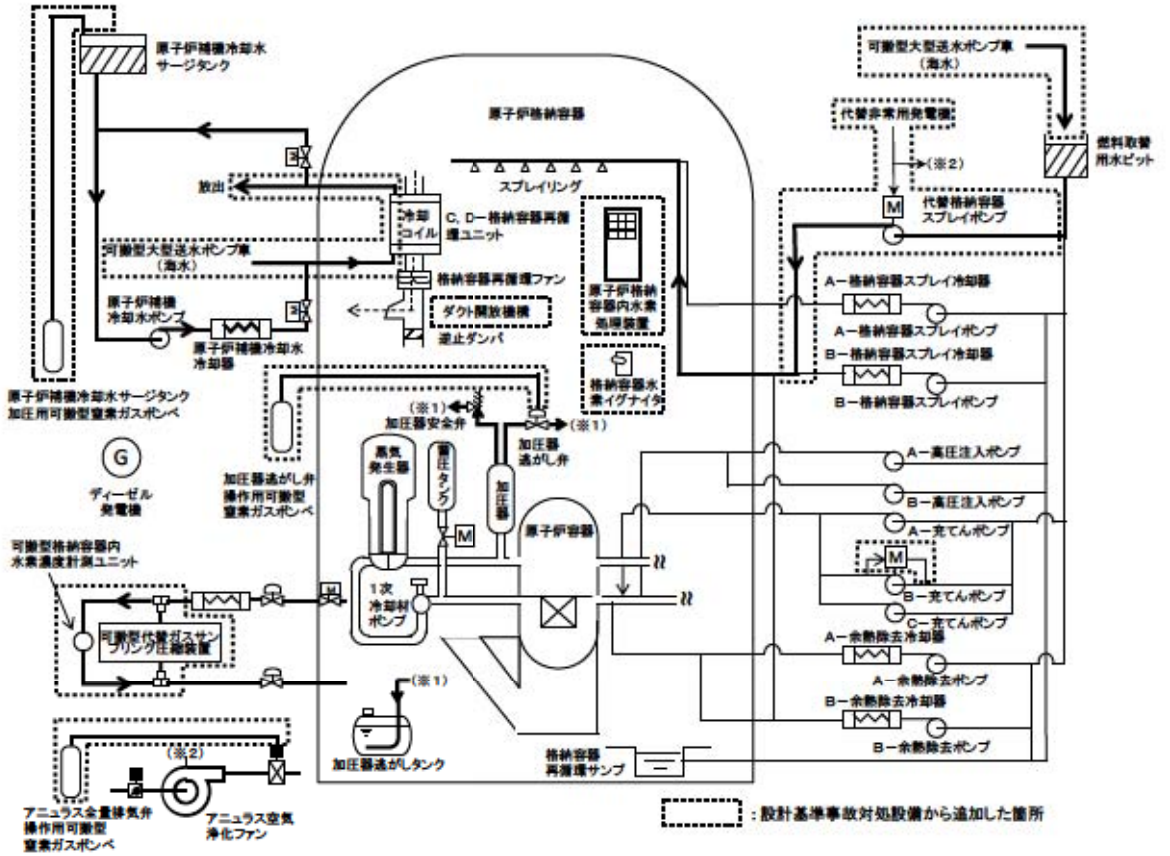
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。	
	GOTHIC	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17 型燃料集合体を装荷した 3 ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2 / 3)

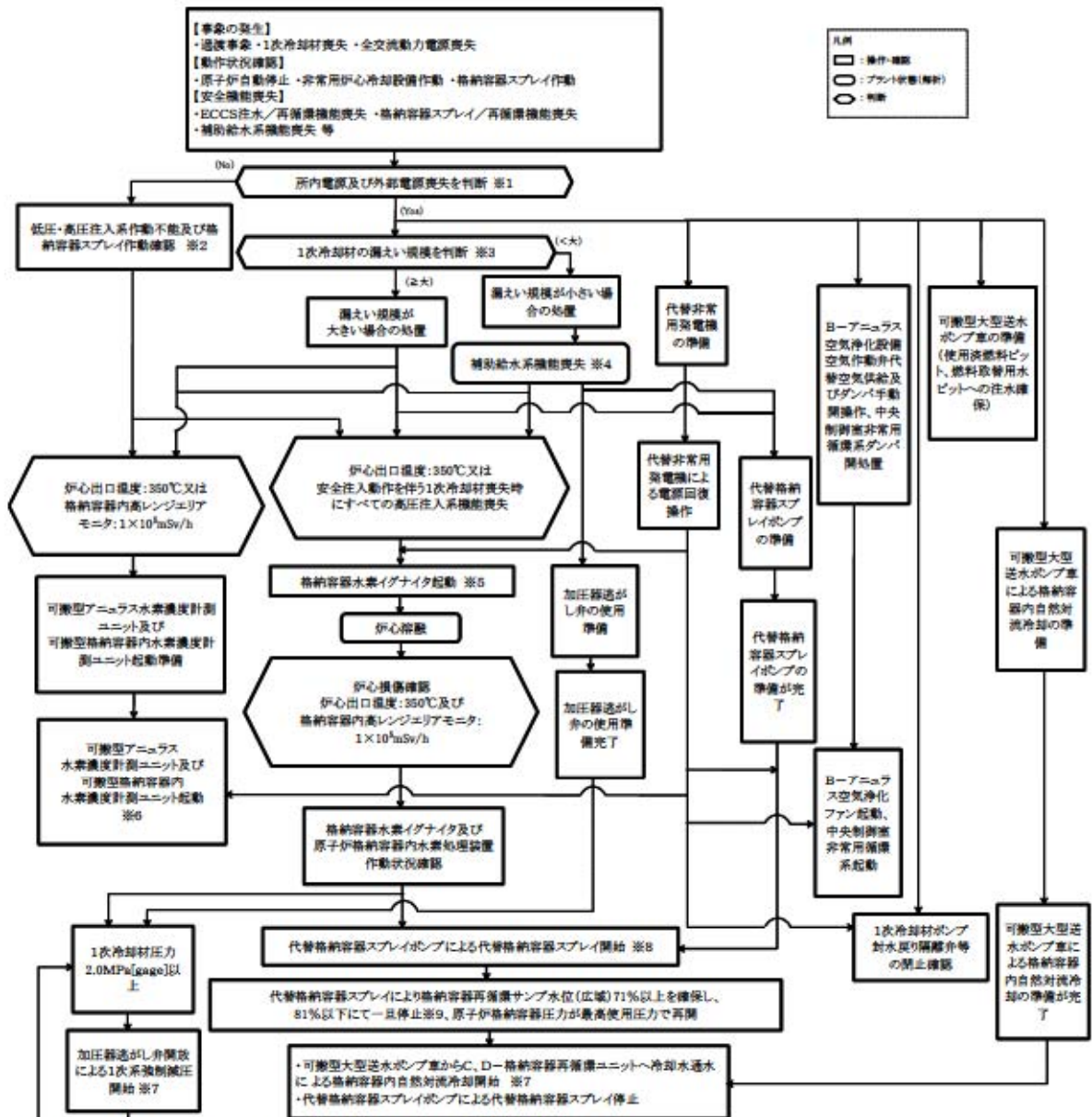
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きめの値	設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。 初期温度が高いと空気量は少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	0 kPa [gage]	設計値に基づき設定。 初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	1 次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。 水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> ・全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することによる発生量を考慮 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による発生量を考慮 	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。 また、ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (3 / 3)

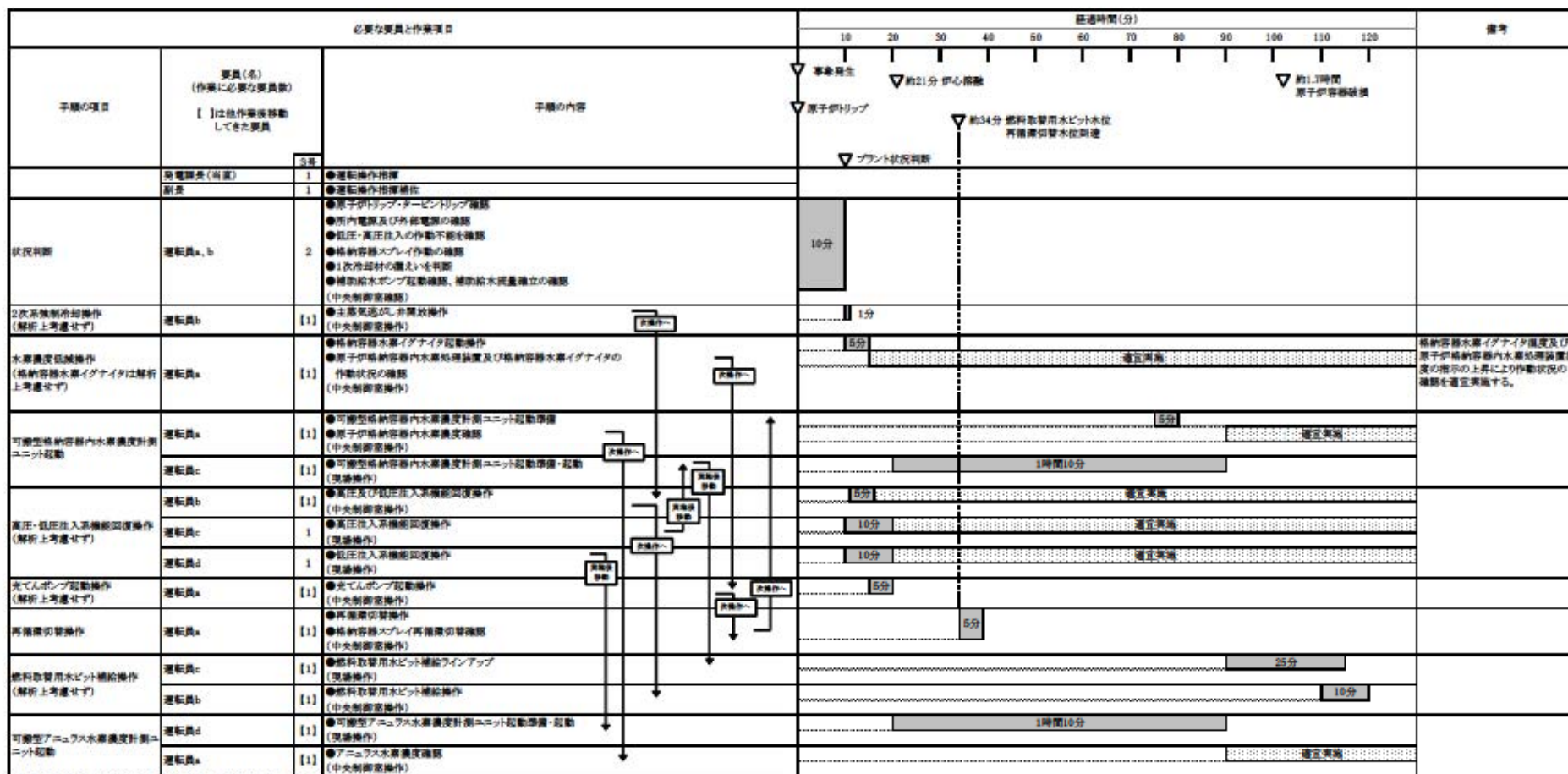
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs]時)	設計値に基づき設定。
	原子炉格納容器内水素処理装置個数	5 個	配備個数を設定。
	格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値として設定。
その他	格納容器スプレイ	事象発生 109 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
		最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。



第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図

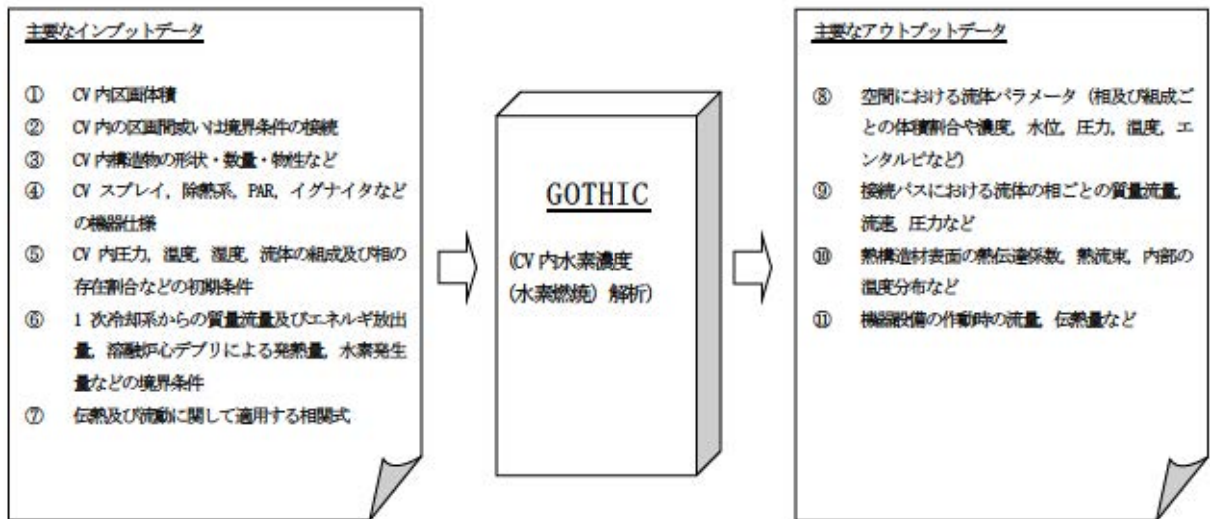
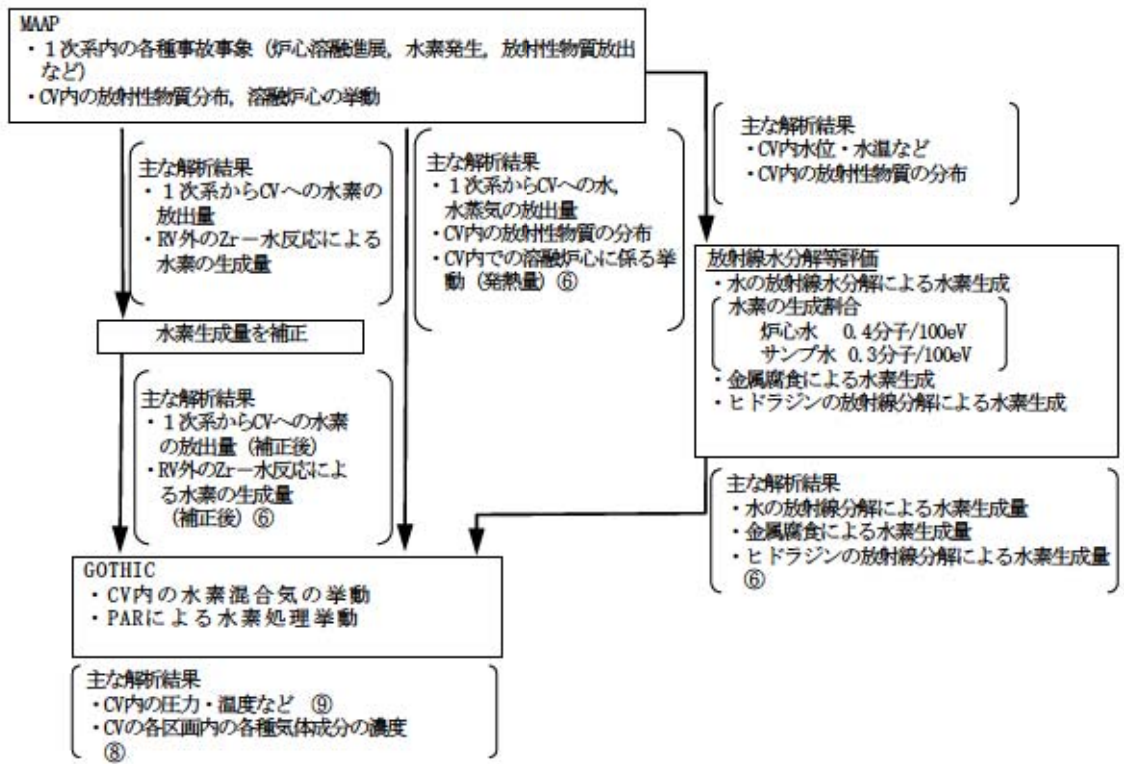


第 7. 2. 4. 2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要

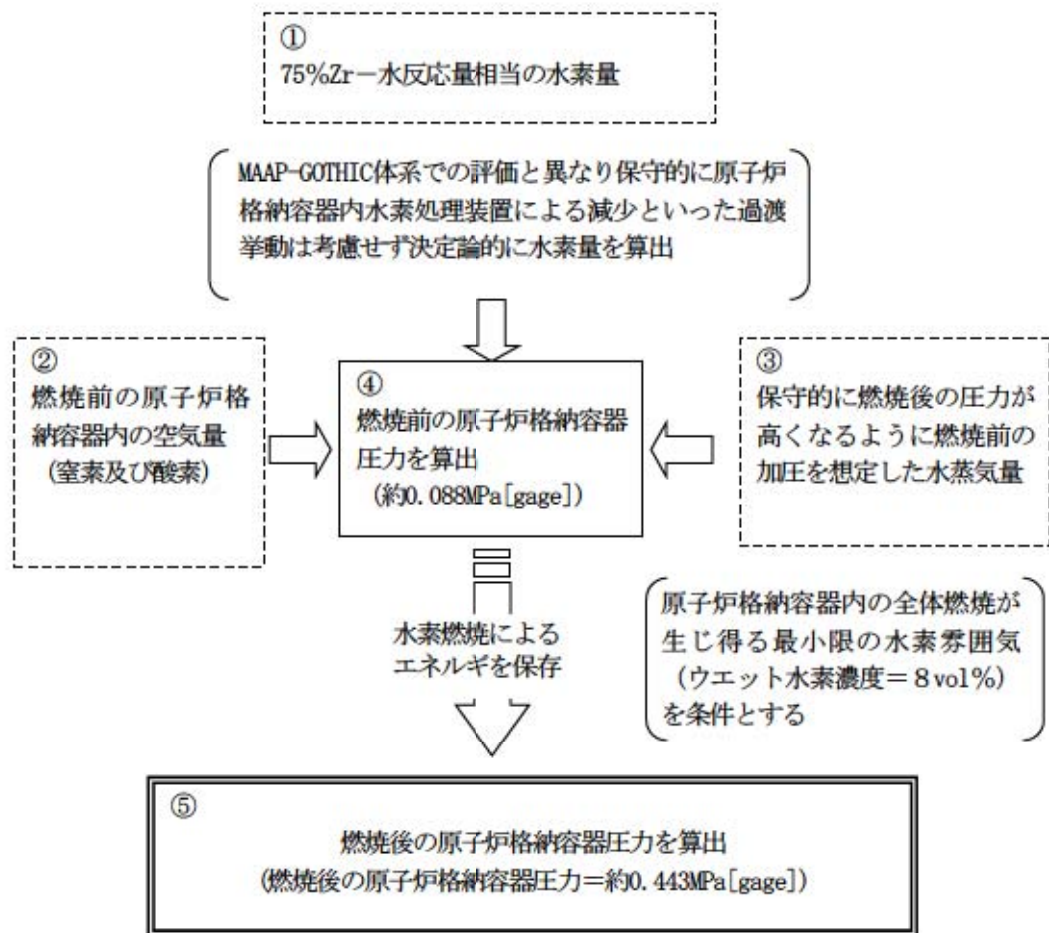


・上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係者別に通報連絡を行う。
 ・機内連絡装置による通信連絡手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは前提等に基づき確認している。(一部の機能については想定時間により算出)

第7.2.4.3図 「水素燃焼」の作業と所要時間
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要

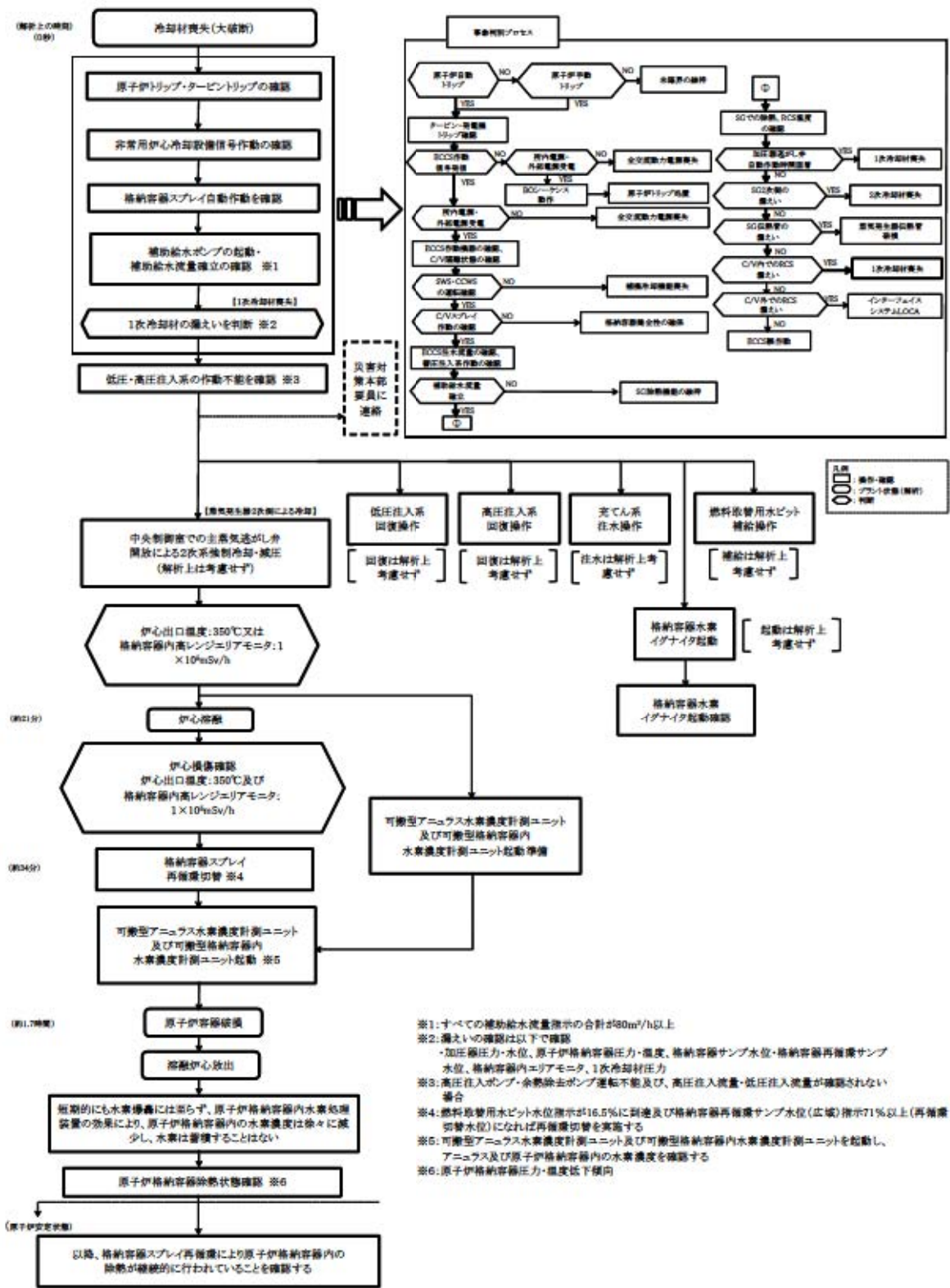


原子炉格納容器圧力

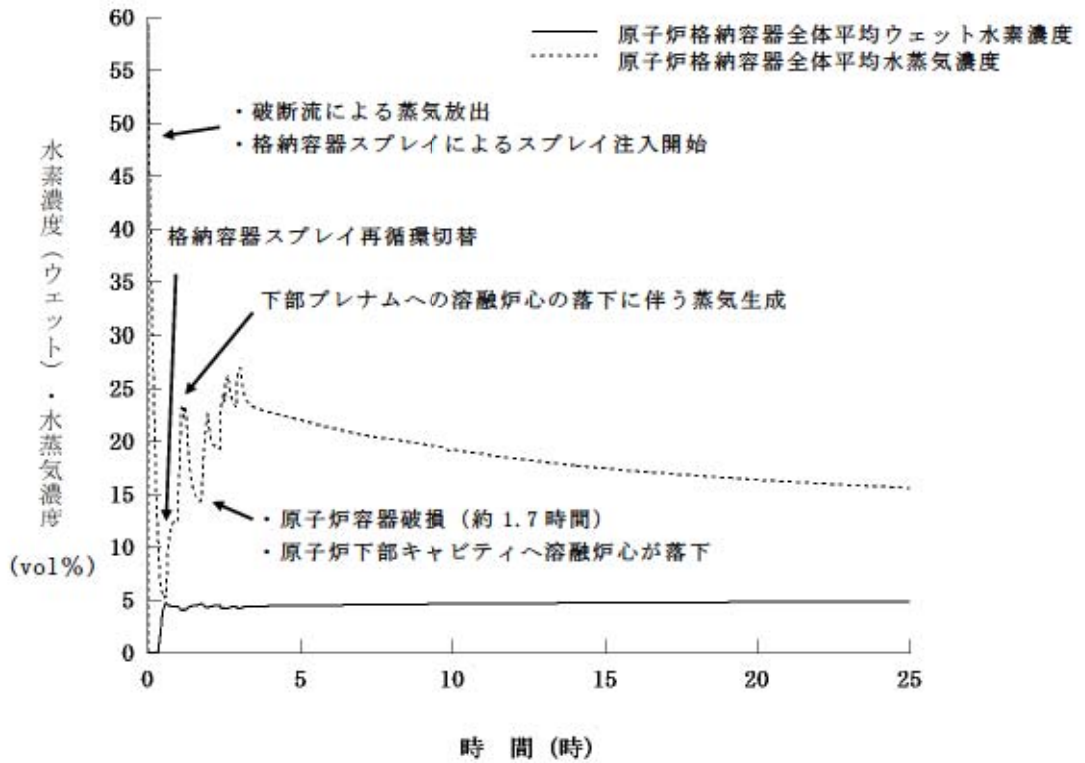
$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

(「'」は燃焼後の状態を表す。)

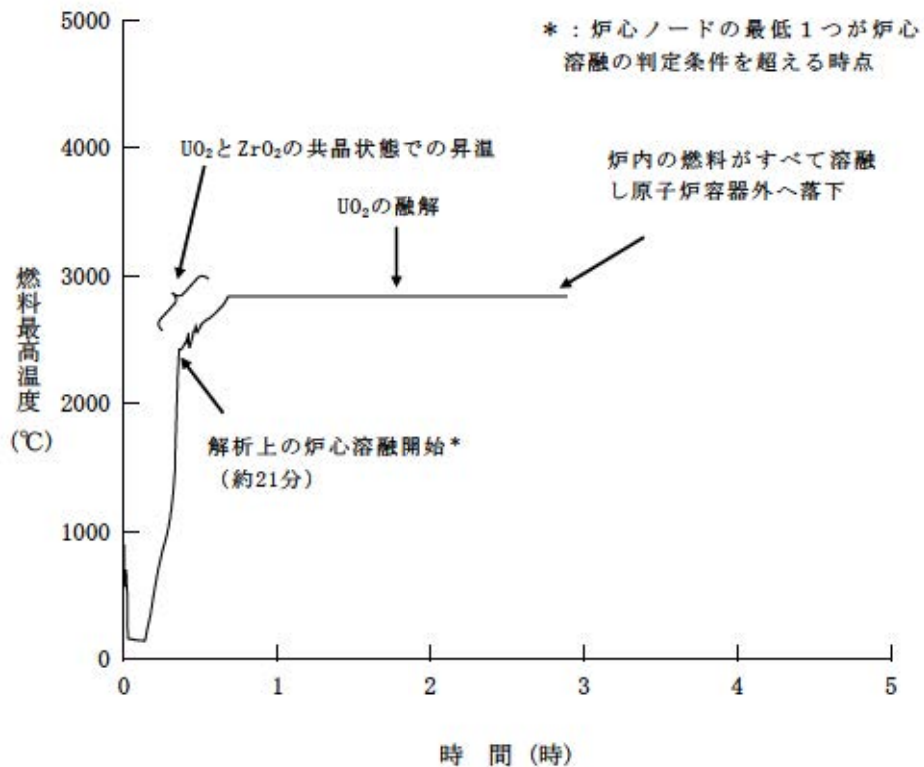
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器内圧力評価の流れ



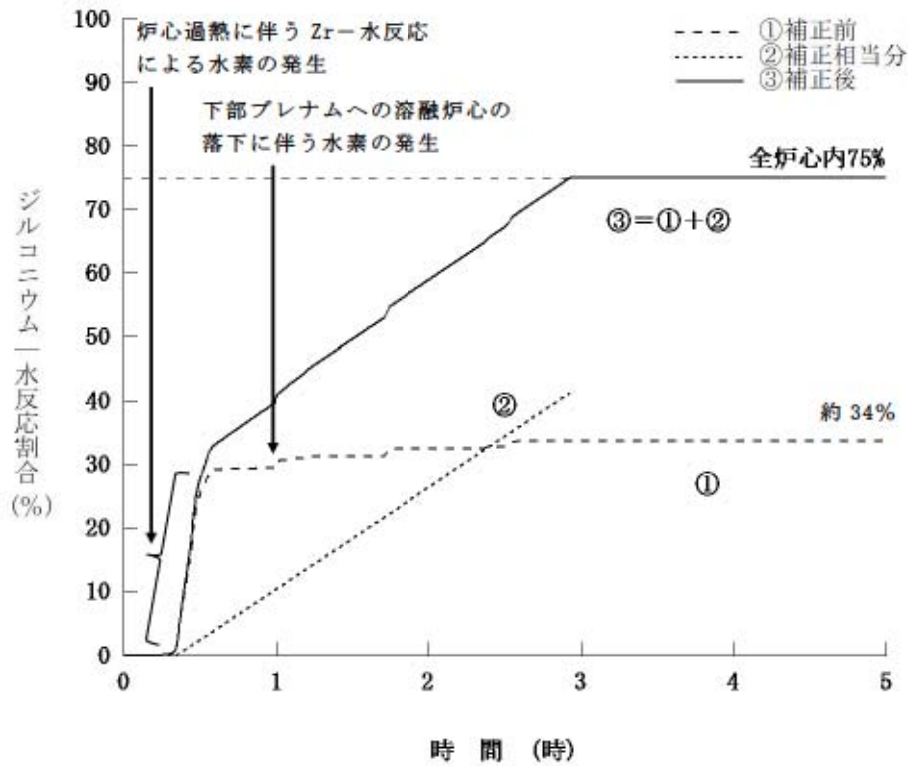
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展 (対応手順の概要)
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



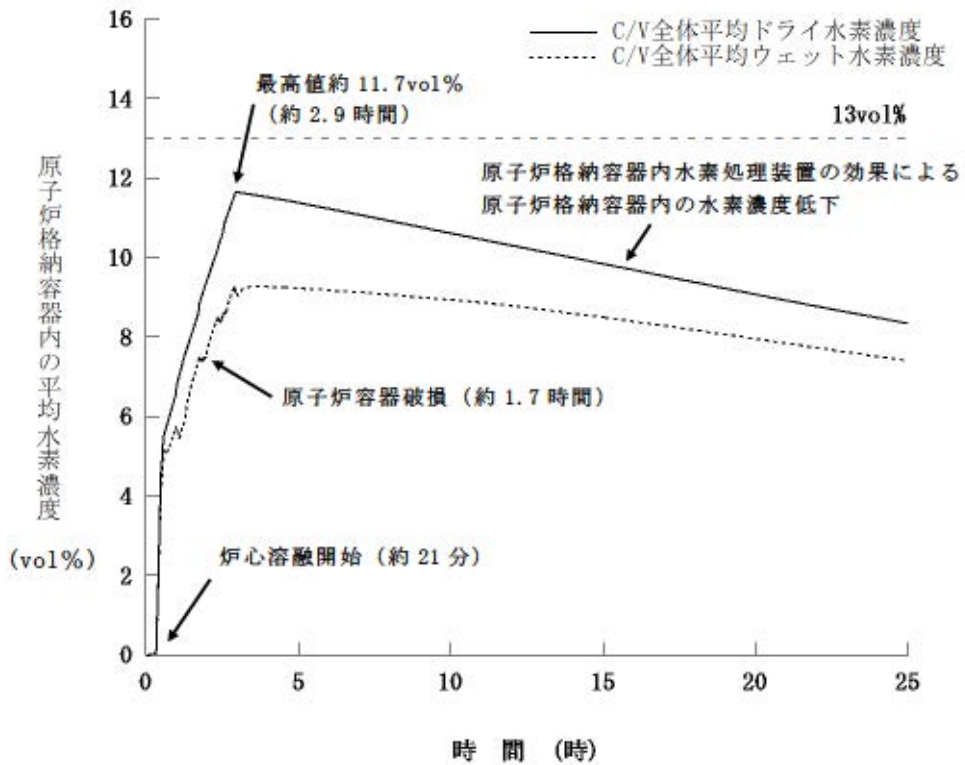
第 7.2.4.7 図 原子炉格納容器内の水素濃度（ウェット）・水蒸気濃度の推移
(MAAP)



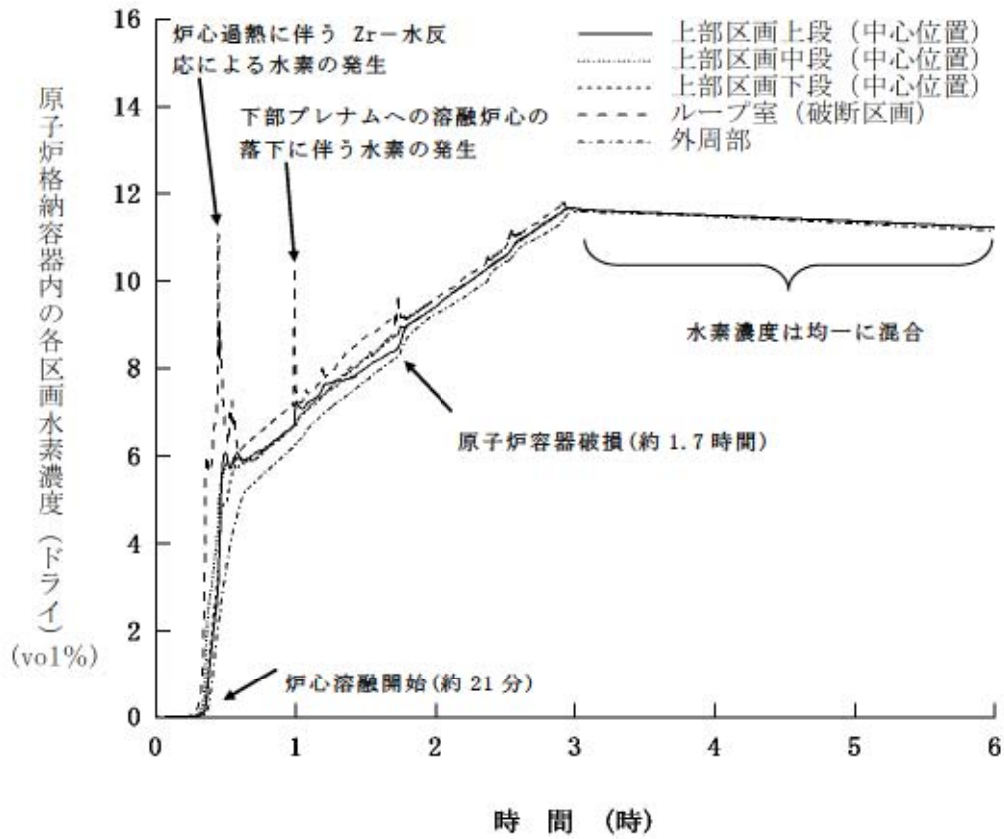
第 7.2.4.8 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)



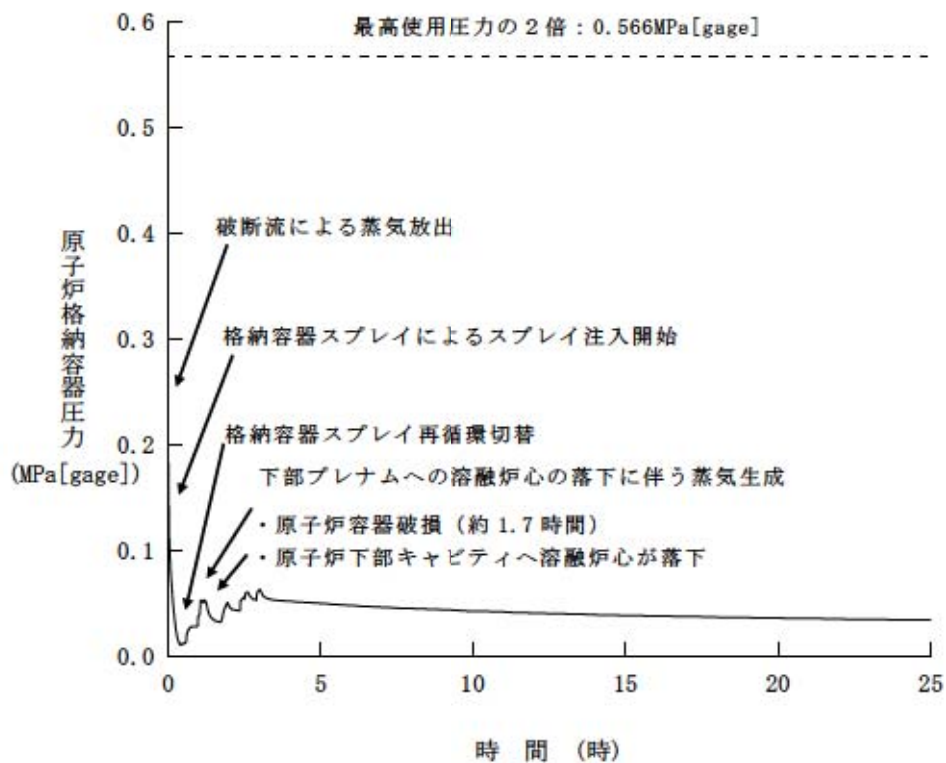
第 7.2.4.9 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)



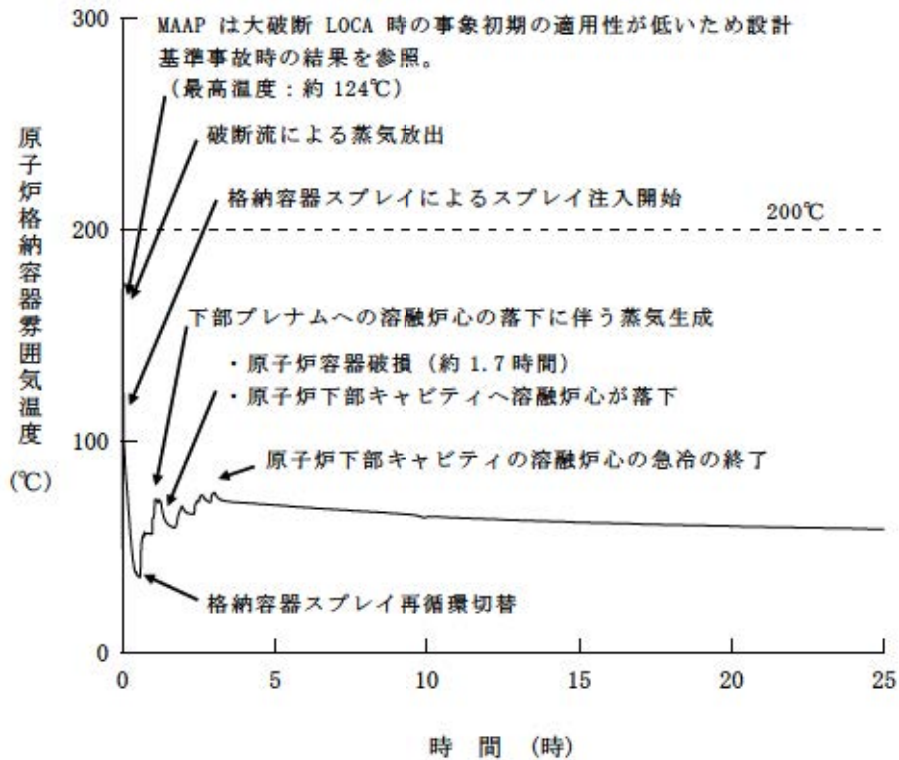
第 7.2.4.10 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)



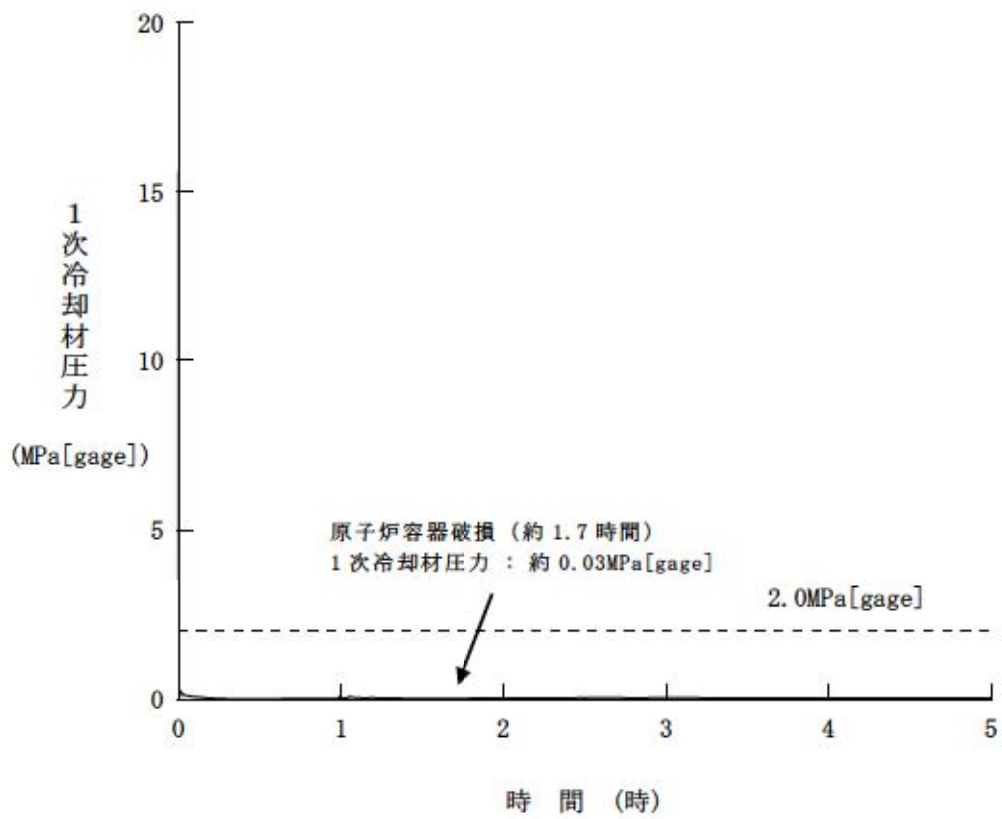
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)



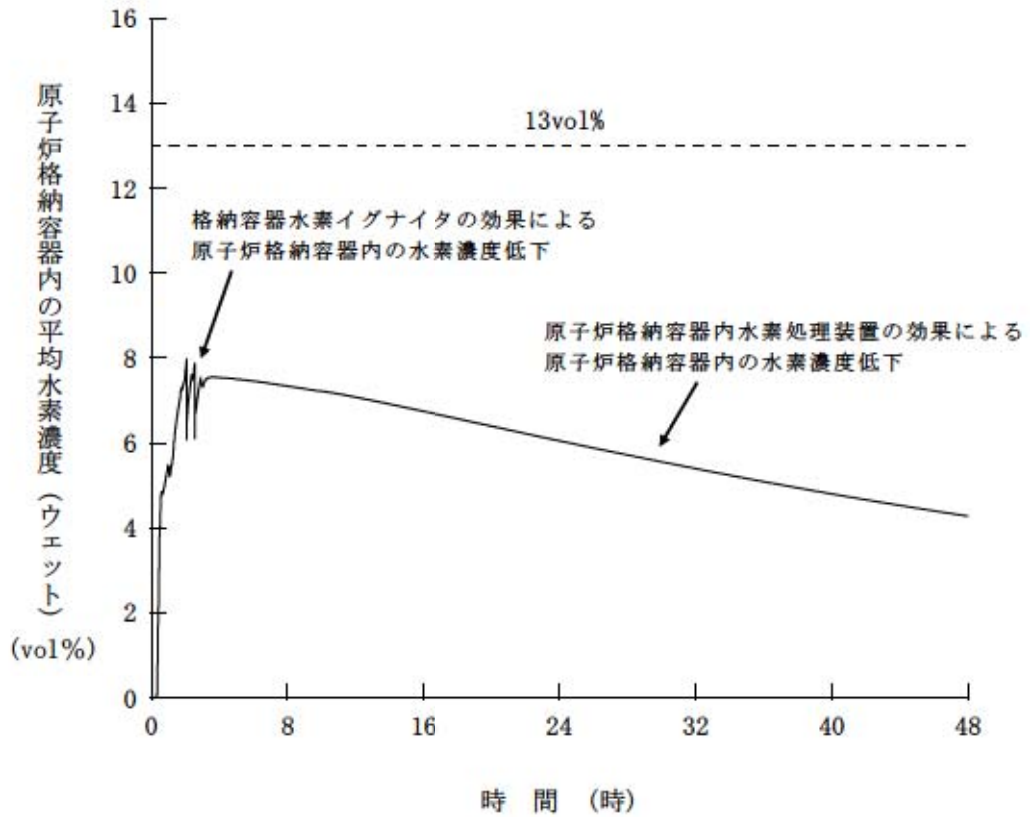
第 7. 2. 4. 12 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)



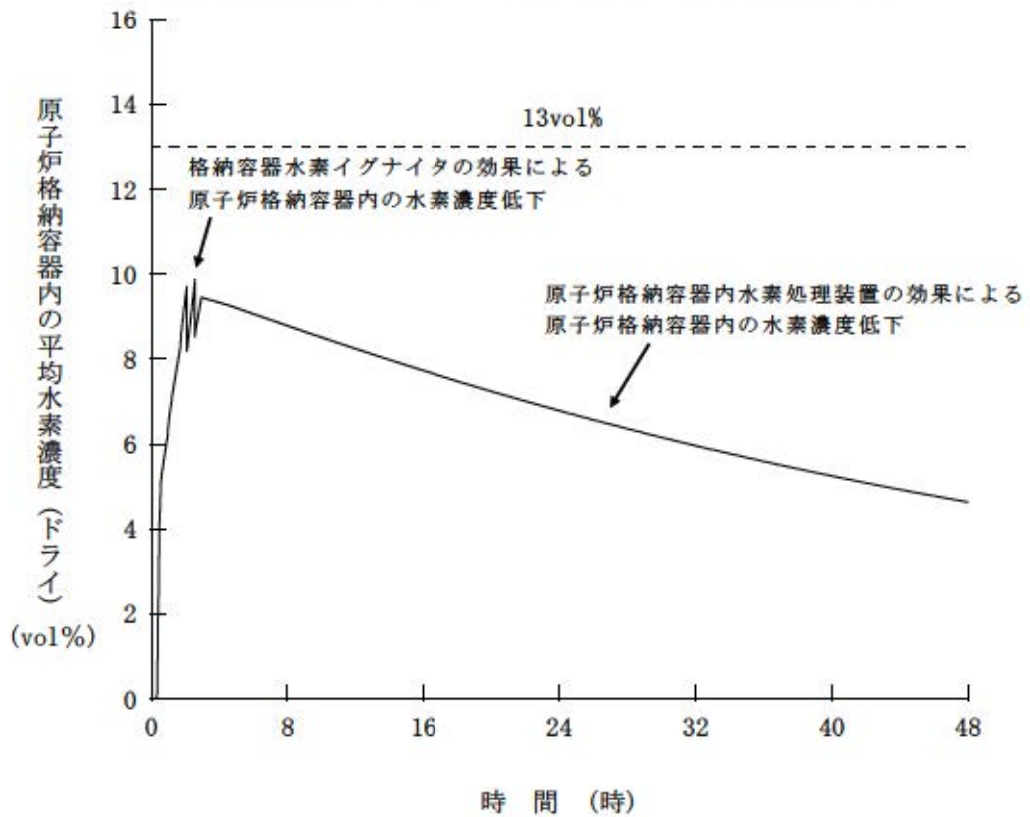
第 7. 2. 4. 13 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)



第 7.2.4.14 図 1 次冷却材圧力の推移 (MAAP)



第 7.2.4.15 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ウェット) の推移 (格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合)



第 7.2.4.16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移 (格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合)

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE724H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和3年10月
北海道電力株式会社

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて
- 添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
 - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
 - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
 - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
 - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
 - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
 - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
 - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
 - 添付資料 7.1.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
 - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
 - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 7.2.3.3 JASMINEによる格納容器破損確率の評価について

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考

		慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について
添付資料	7.2.4.12	事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
添付資料	7.2.4.13	格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
添付資料	7.2.4.14	格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
添付資料	7.2.4.15	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(水素燃焼)

(7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)

添付資料	7.2.5.1	格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
添付資料	7.2.5.2	解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(溶融炉心・コンクリート相互作用)
添付資料	7.2.5.3	コンクリート侵食の侵食異方性について

(7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(7.3.1 想定事故1)

添付資料	7.3.1.1	重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
添付資料	7.3.1.2	使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
添付資料	7.3.1.3	安定状態について
添付資料	7.3.1.4	評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)
添付資料	7.3.1.5	燃料評価結果について

(7.3.2 想定事故2)

添付資料	7.3.2.1	使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
添付資料	7.3.2.2	重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
添付資料	7.3.2.3	安定状態について
添付資料	7.3.2.4	評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

- (7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C Sへの燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)

(7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (反応度の誤投入)
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について (反応度の誤投入)

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故 (評価事故) シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

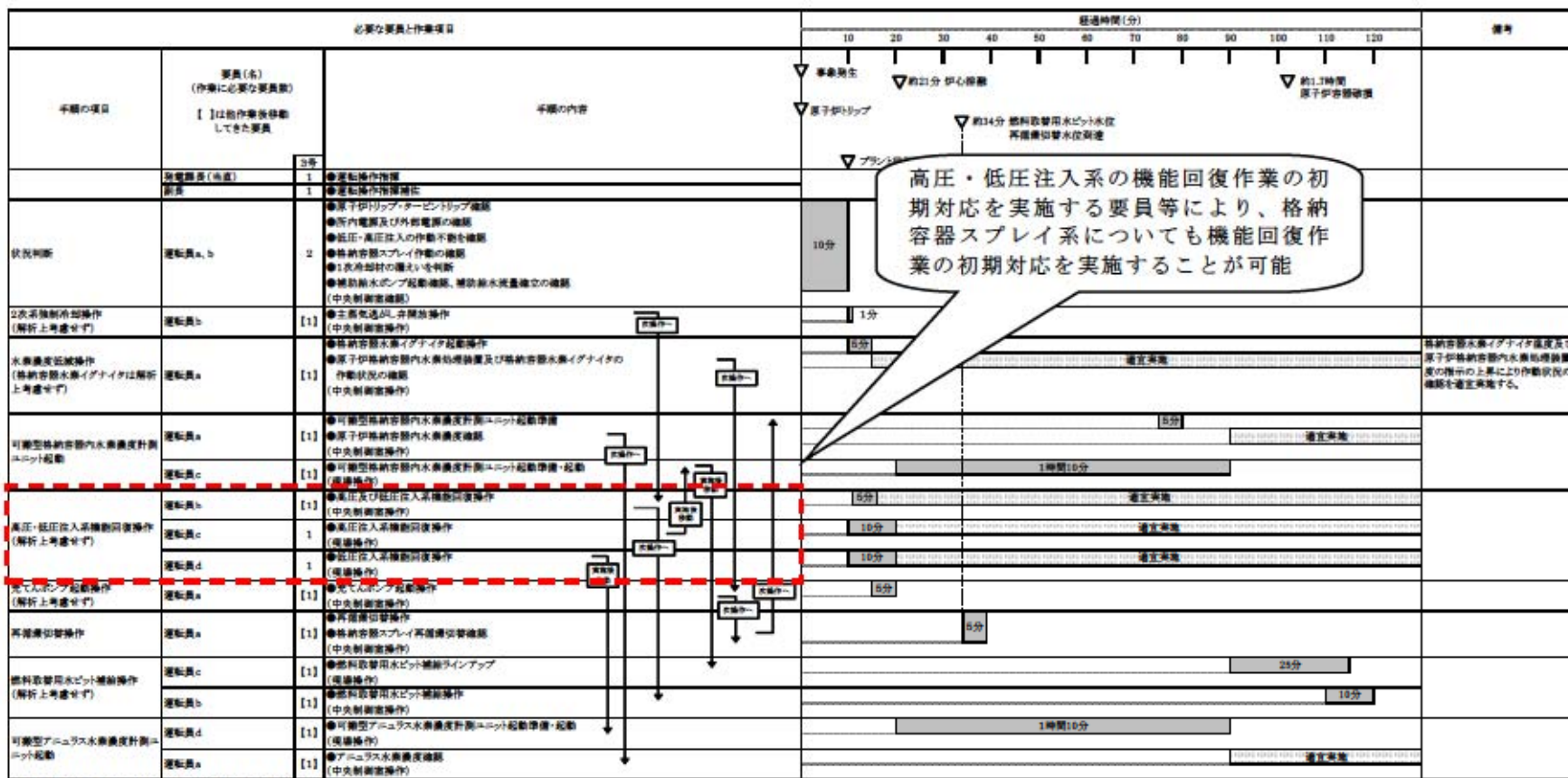
格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について

「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗」の対応中に事象当初から格納容器スプレイポンプが起動しない場合には、「格納容器過圧破損及び熔融炉心・コンクリート相互作用」に包絡される対応となり、現行の体制により対処可能である。また、起動していた格納容器スプレイが停止した場合は、高圧・低圧注入系の機能回復作業の初期対応を実施する要員等により格納容器スプレイ系についても機能回復作業の初期対応を実施することが可能である。なお、高圧・低圧注入系および格納容器スプレイ系の機能回復作業と並行して代替格納容器スプレイポンプの起動準備を進めるが、代替格納容器スプレイポンプの出入口配管恒設化に伴い、代替格納容器スプレイポンプの起動準備が簡略化されたことから早期の炉心への注水を実施することが可能である。また、炉心損傷と判断した場合には、代替格納容器スプレイポンプの注入先を原子炉格納容器側に切替えるとともに格納容器スプレイ系の機能回復、格納容器内自然対流冷却操作を優先することになる。

対応する手順については、炉心損傷までの対応を運転要領緊急処置編（第 2 部）の安全機能ベース「炉心冷却の維持」にて実施し、炉心損傷後の対応を運転要領緊急処置編（第 3 部）にて対応することが可能であり、期待する機器が動作しないケースでも対応が可能な手順書構成となっている。

格納容器スプレイポンプの起動不能の場合には、不用意な起動を防止する措置を実施後に現場点検を実施することから、故障原因が判明し修理等による原因除去後に格納容器スプレイポンプを起動する場合においては、中央制御室運転員もしくは対策本部が炉心損傷後に用いる泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則を踏まえた*判断を持って起動することとなる。

※：格納容器スプレイを再起動する際の負の影響評価として、水素濃度に関する影響評価を行う。



*上記要員に加え、災害対策本部要員3名にて関係各所に通報連絡を行う。
 ・移行型過熱装置による過渡運転手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。
 ・各設定時間は操作場所、操作条件及びに実際の現場稼働を含む作業時間を考慮した上で解析上の設定したものであり、運転員は手帳等に従って各操作条件を満たせば順次作業を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している。(一部の機能については想定時間より長出)

図 「水素燃焼」の作業と所要時間
 (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)

水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について

格納容器破損モードのうち水素燃焼の観点で最も厳しい事象として「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。以下に選定の考え方を示す。

1. 原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、事故直後の短期間に水素が発生する「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定した。
2. 原子炉格納容器内除熱に成功している事象では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
3. 「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において熔融炉心・コンクリート相互作用防止の観点から、格納容器スプレイに失敗しても、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイに成功する事象の方が、水素燃焼の観点ではより厳しい。
4. 水の放射線分解による水素発生量の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量は多く、さらに、スプレイによる注水があった場合には金属腐食及びヒドラジンの放射線分解により水素が発生する。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素発生量の観点からも厳しい「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。

GOTHICにおける水素濃度分布の評価について

GOTHICでは、原子炉格納容器内部を内部構造に合わせて多数の区画に分割し、質量・運動量・エネルギーの3保存則及び各種構成式等により、区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。

水素濃度分布評価においては、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画を図1に示すようにノード分割して、原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）設置位置に相当する区画にPARの水素除去性能の評価式を適用し、その区画の水素濃度に応じた水素除去量を求め、区画ごとの水素濃度を評価している。GOTHICにおける原子炉格納容器内のノード分割図を図2に示す。

また、スプレイヘッドの高さに相当するレベル（Lv.2）の9個のノードにおいては、ヘッド位置相当の高さから、体積比で分配した流量のスプレイが降るようにモデル化している。

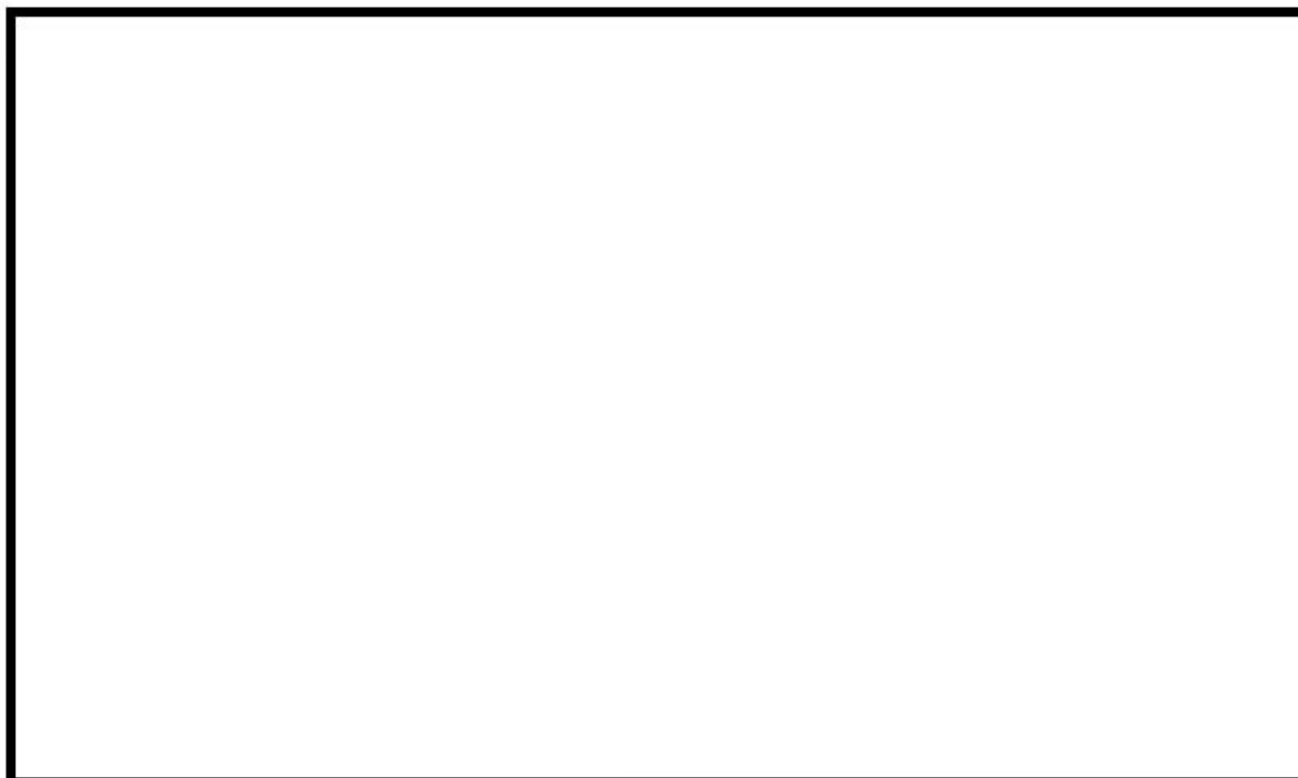



図1 GOTHICによる上部区画の分割図

□: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図 2 GOthicコードによる原子炉格納容器のノード分割

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器内の水素濃度挙動について

上部区画Lv. 1における水素濃度の挙動を図3及び図4に示す。図3より、上部区画のPARが設置されている区画と設置されていない区画の水素濃度は、全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。

また、上部区画の垂直方向Lv. 2及びLv. 3に位置する区画における水素濃度及び水蒸気濃度を図5～図8に示す。図5及び図7を図3と比較すると、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。従って、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。また、上部区画は原子炉格納容器内の大部分を占めるため、原子炉格納容器内全体の水素挙動についても同様に気体の混合が十分に進んでいると判断できる。

なお、下部区画における水素濃度の挙動を図9に示すが、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示しているため、原子炉格納容器内の水素濃度は全体平均水素濃度として評価した。

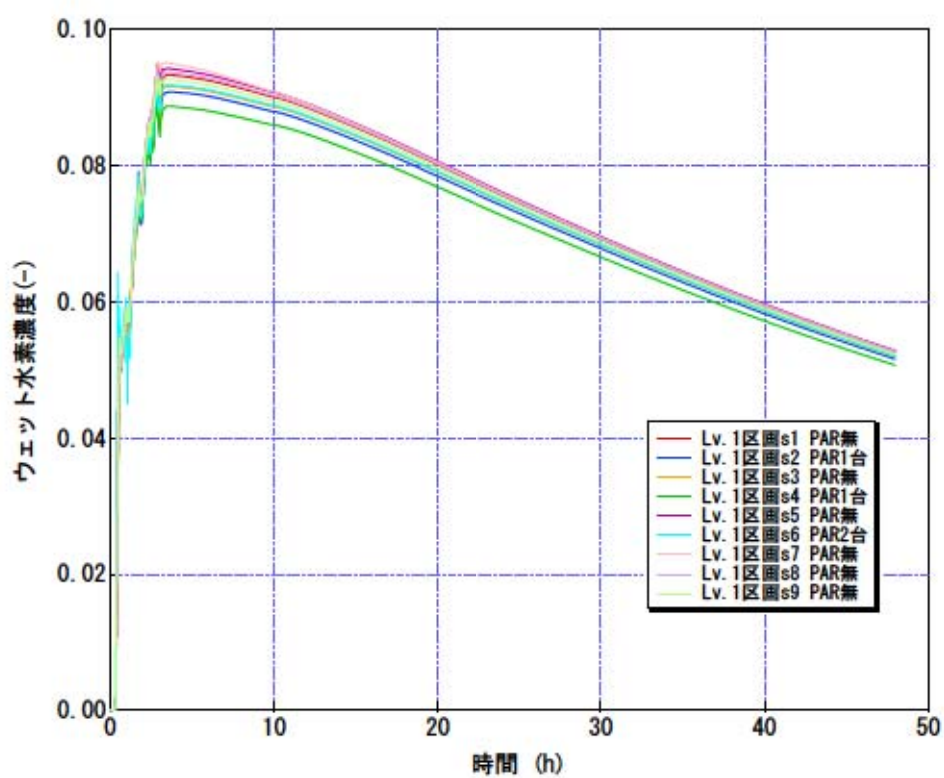


図3 上部区画Lv. 1水素濃度

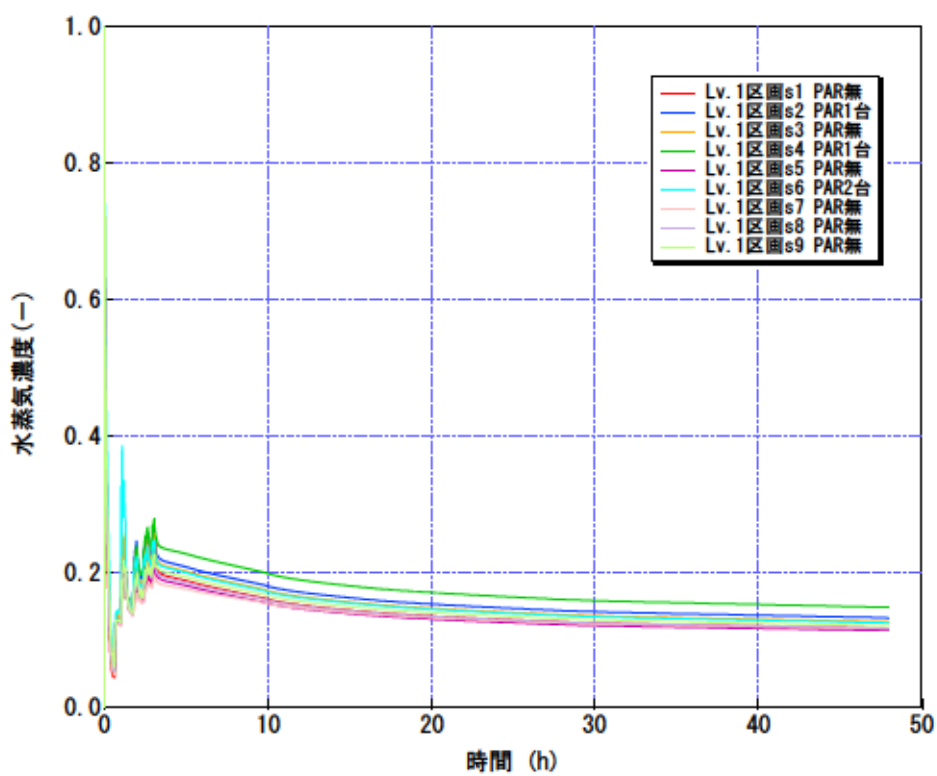


図4 上部区画Lv. 1水蒸気濃度

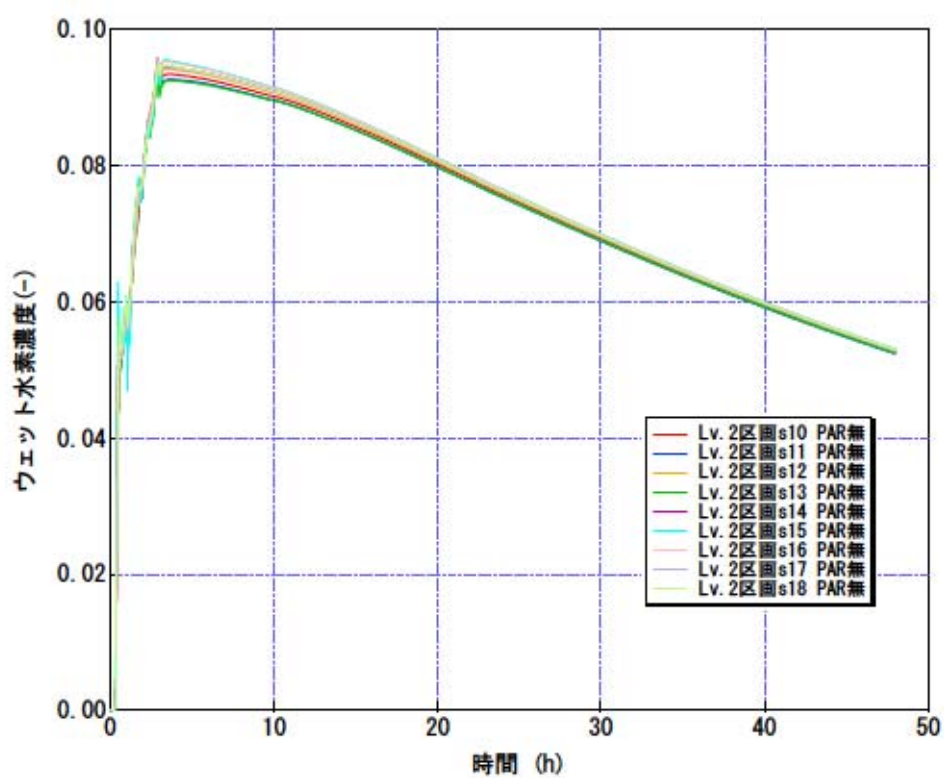


図5 上部区画Lv. 2水素濃度

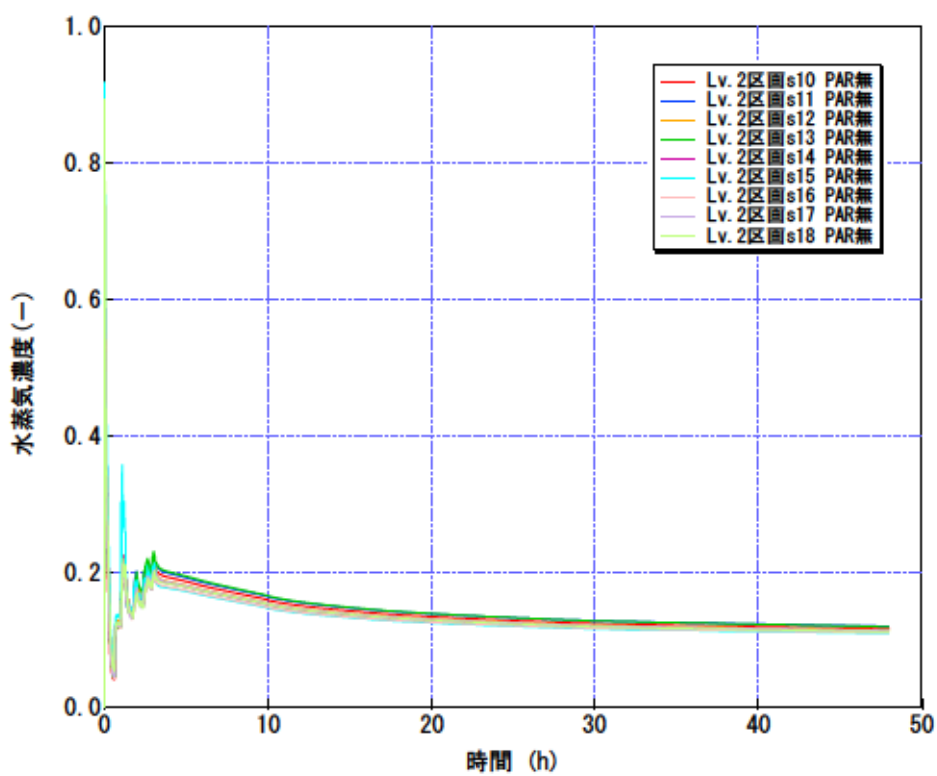


図6 上部区画Lv. 2水蒸気濃度

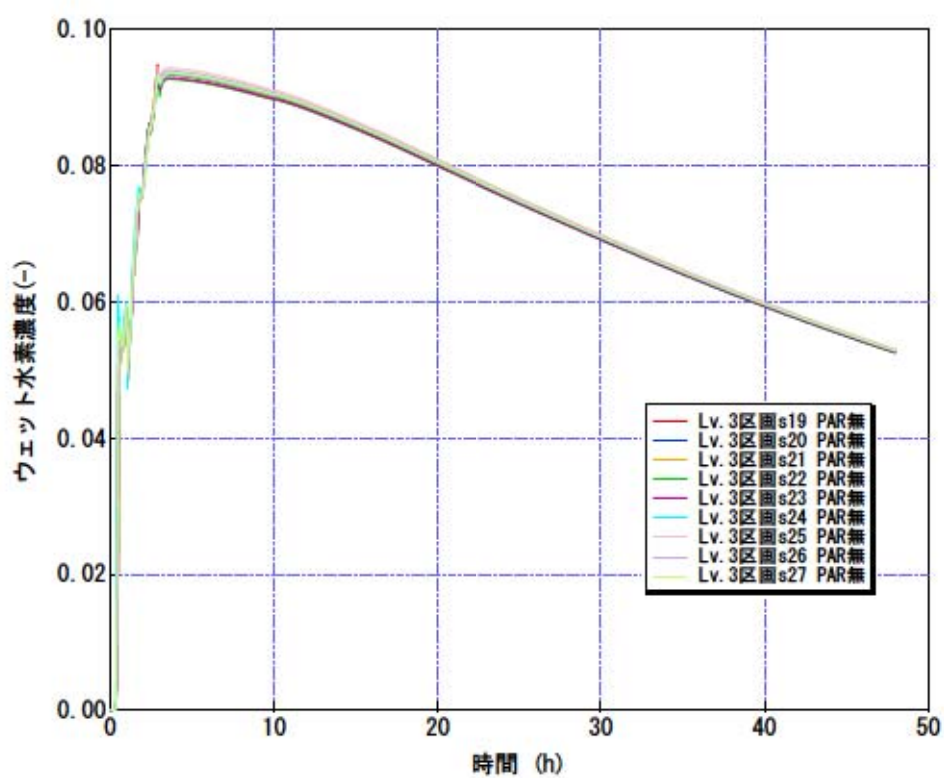


図7 上部区画Lv. 3水素濃度

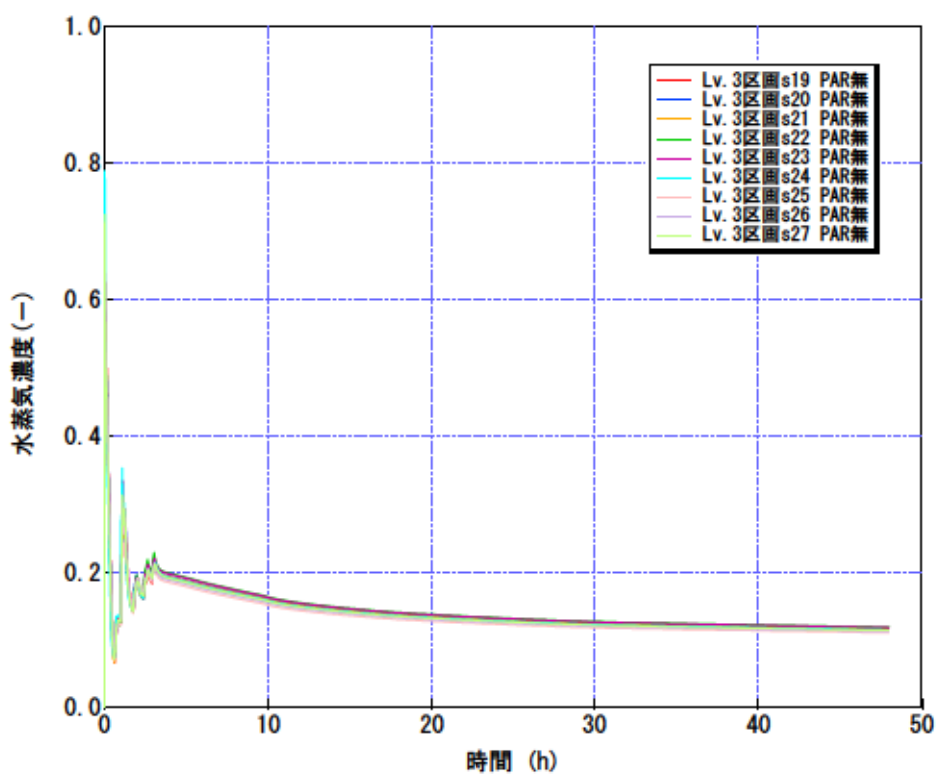


図8 上部区画Lv. 3水蒸気濃度

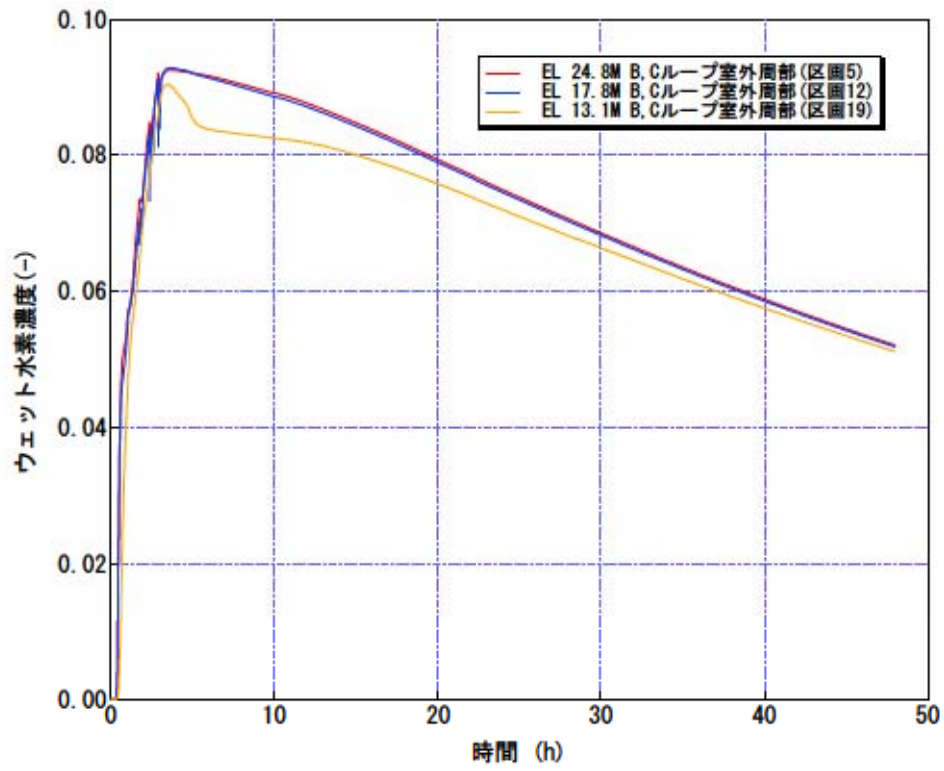


図9 ループ室外周部水素濃度

原子炉格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について

破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図11のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

従って、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

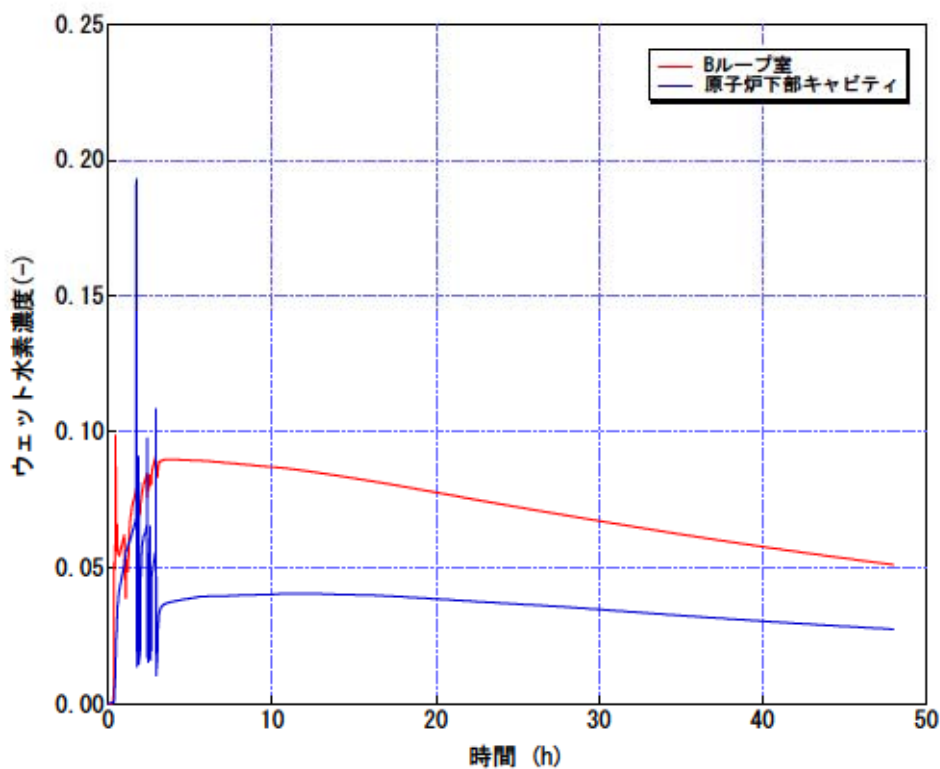


図10 水素濃度の推移

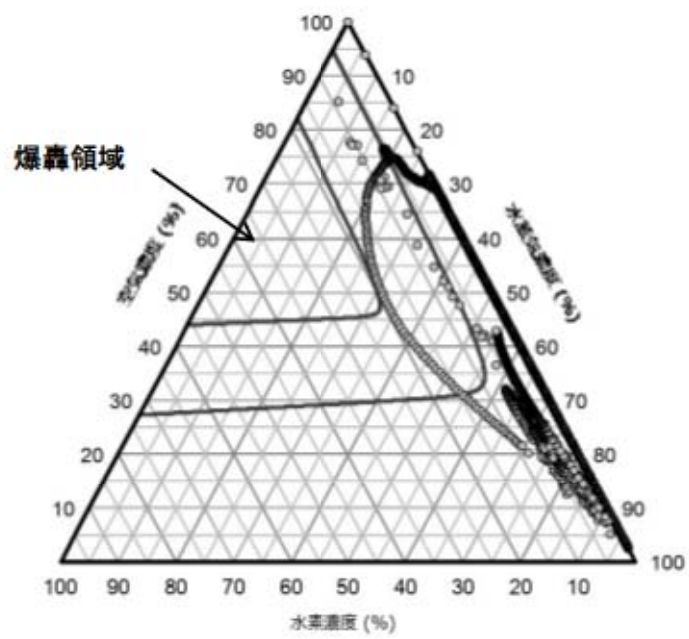
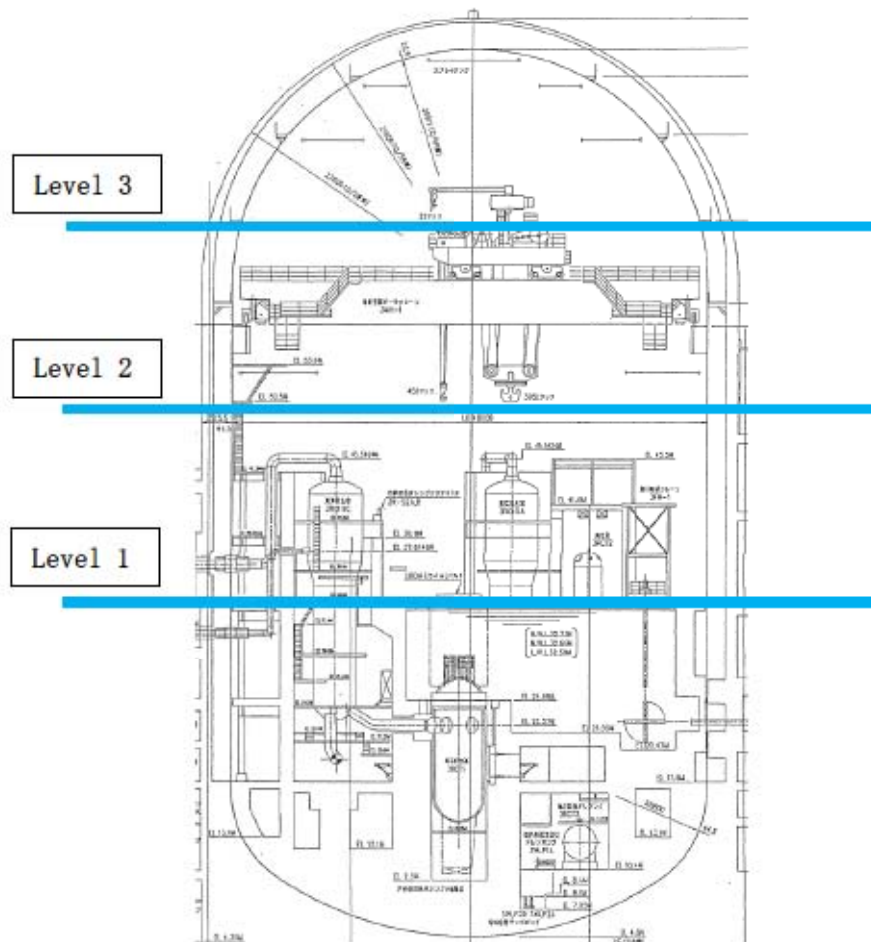


図11 原子炉下部キャビティの3元図



参考図 GOTHICモデルの高さ方向の分割線と原子炉格納容器断面図

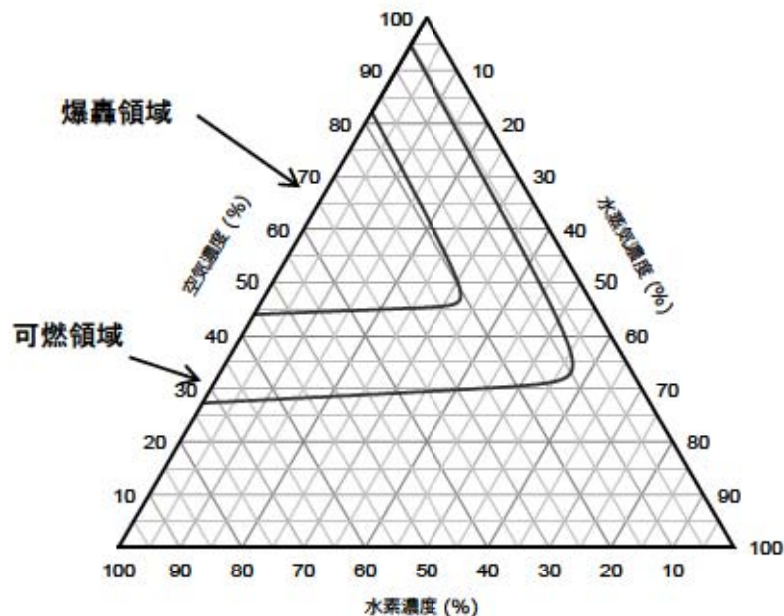
(注) 上部ドーム部内の自由体積は機器の体積を考慮して設定し、垂直方向に3Level、各Levelは9区画に分割している。区画内にあるヒートシンク・熱源は発生位置を考慮して設定している。

(参考) 水素爆轟に関する国内外の知見について

1. はじめに

本資料は水素爆轟に関する国内外の知見についてまとめたものである。水素が爆轟に至ることがないとする目安としては、以下の知見がある。

- ・ 空気、水素、水蒸気の3元図における爆轟領域に入っていないこと。^[1]



空気、水素、水蒸気の3元図

水素燃焼に関しては種々の検討がなされているが、シビアアクシデント時の水素挙動について体系的に検討された NUPEC による実験・解析についての総括報告書を中心に、爆轟遷移挙動を対象とした大規模実験の情報も対象としている。具体的には以下の3件である。

- ① (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) の大規模燃焼試験
- ② NUPEC/米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) /ブルックヘブン国立研究所 (BNL) の高温燃焼試験
- ③ ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験

2. 試験の内容

①NUPECの大規模燃焼試験^{[2][3]}

NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。

「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント（SA）時の大量生成水素が原子炉格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく原子炉格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント（AM）を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。

- ・ 格納容器内水素混合挙動
- ・ SA時の水素ガスの燃焼挙動
- ・ 水素燃焼時の圧力／温度挙動
- ・ 爆轟への遷移の条件の明確化
- ・ 高温／水蒸気条件下における燃焼挙動

NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの原子炉格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、原子炉格納容器の健全性やアクシデントマネジメント（AM）の効果をj確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。

NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。

NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。

また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[3]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。

- ・ PWR（運転時空気雰囲気）において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13vol%未満（ドライ換算）にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果（爆轟限界水素濃度15vol%）から妥当と評価。

表1 NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要

NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項	
水素の爆轟限界	多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度 15vol%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。
水蒸気の影響	水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度 55vol%以上では火炎伝播せず。
圧力の影響	燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。
事故シナリオ模擬	燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイターや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。
着火位置の圧力ピークへの影響	高水素濃度状態 (> 8 vol%) では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。
スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼	圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。

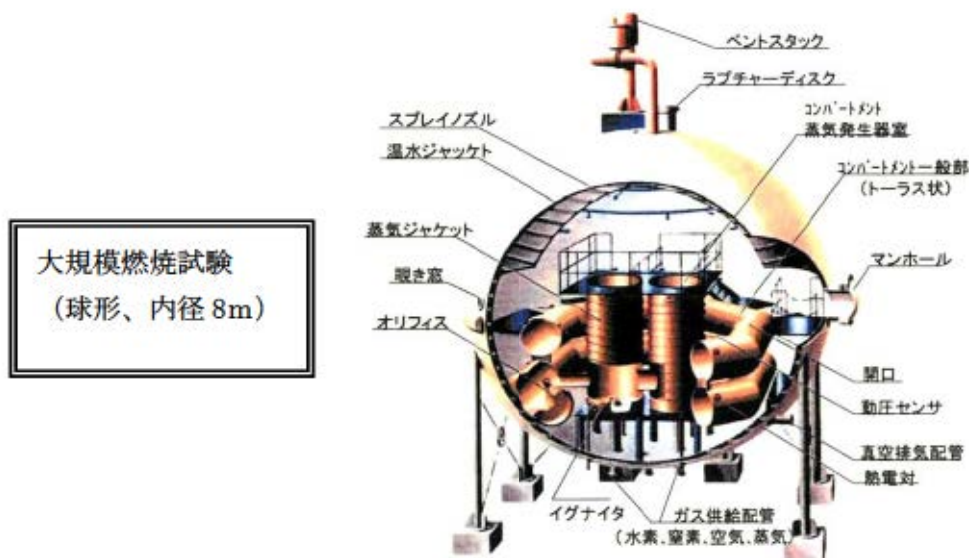


図1 NUPEC 大規模燃焼試験 試験容器

②NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験^{[2][3][5]}

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は過去に NUPEC において実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、SA 時の高温状態を考慮した水素燃焼挙動として高温下における爆轟発生条件を把握する目的で平成3年から平成8年に渡って実施された。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器を図2に示す。NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器は長さ 21.3m の爆轟管で構成されている。また、この試験容器を用いて、実炉の原子炉格納容器形状では、ベント（連絡通路等の開口部）が無いような通路はほとんど存在しないことからベントの影響を調べるために、NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器（爆轟管）にベント（開口部）がある場合の爆燃爆轟遷移試験（ベントあり）を行っている。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要を表2に示す。

また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[2]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。

- ・PWR（運転時空気雰囲気）において、評価条件として「格納容器内局所水素濃度が 13vol%以下、もしくは水蒸気濃度が 55vol%以上」との要件があることについて、NUPEC の試験結果（可燃限界約 55vol%、また水蒸気 25vol%以上の添加で爆轟には至らない）から、十分な余裕があり妥当と評価。

なお、爆燃から爆轟への遷移（DDT）が生じるためには一定の助走距離が必要であり、NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果で測定された助走距離（run-up distance）を図3に示す。図3より、助走距離には水素濃度及び温度に依存性があり、水素濃度を低下させる又は初期温度を増加させると助走距離が長くなることが示されている。

表2 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要

NUPEC の大規模燃焼試験より明確化された事項	
水素の爆轟限界	爆轟管の形状では、水素濃度 10vol%でも爆轟に至る可能性あり。
水蒸気の影響	実炉で想定される水素濃度 15vol%以下の領域では水蒸気濃度 25vol%以上では 650K (約 377℃) の高温でも爆轟には至らず。
ベント効果	爆轟管の側方に設置された開口部 (4 か所) で火炎は減速 開口部の存在により爆燃爆轟遷移 (DDT) 水素濃度限界は 2~4vol% 上昇

高温水素燃焼試験装置 (HTCF)
(爆轟管による試験) (内径
0.27m、長さ 21.3m、耐圧
10.1MPa)

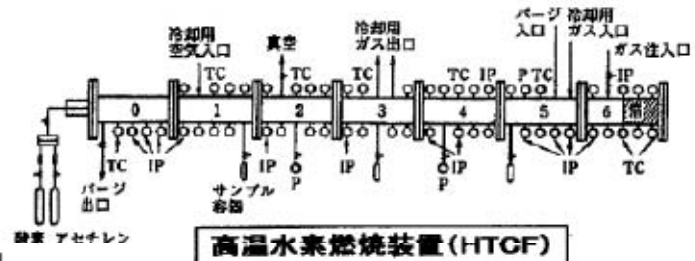


図2 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験 試験容器

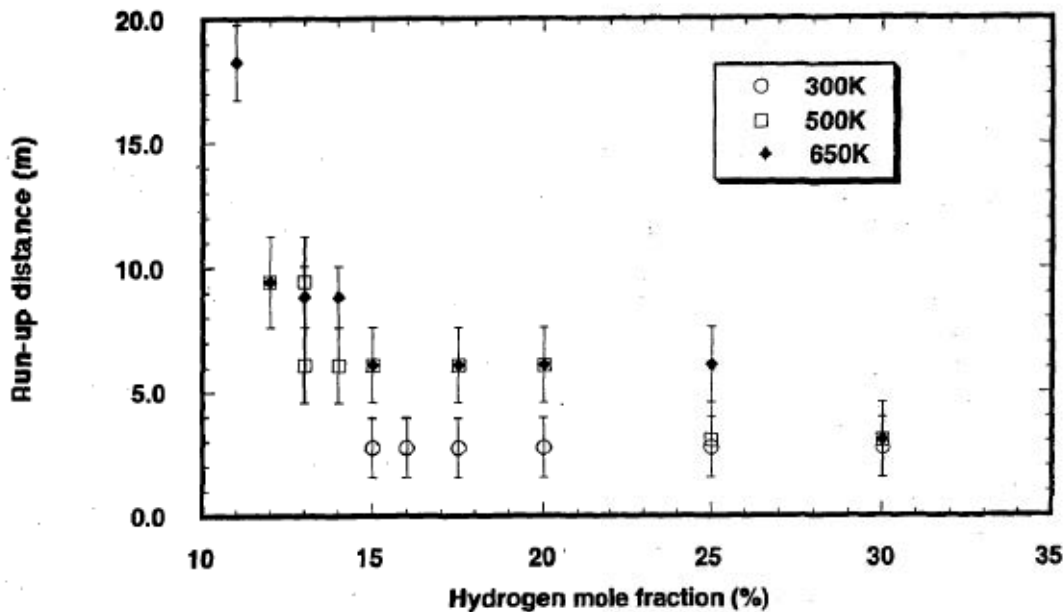


図3 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験で計測された助走距離

③ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験^{[3][6]}

RUT 試験の試験装置は、ロシアのクルチャトフ研究所の幅 2.3m（一部 6.3m）、高さ 2.5m、長さ約 70m、体積約 480m³の回廊状の燃焼装置で、OECD/EU の委託により爆轟試験が実施されている。RUT 試験装置を図 4 に示す。また、表 3 に RUT 試験の試験条件と結果の概要を示す。

試験条件として、初期大気圧近傍、水素濃度最大 60vol%、水蒸気濃度 0～30vol%、閉塞率 30%～60%の障害物を 12 個配置した予混合状態での爆轟試験が実施された。水蒸気を含まない（ドライ条件）シリーズの試験及び水蒸気混合を含むシリーズの試験が実施され、これらの結果より、回廊状の細長い閉塞空間（約 70m）に閉塞率の大きい障害物が多数存在する場合には、障害物により生じる乱流の影響により常温でも水素濃度 12.5vol%（ドライ）の比較的低い水素濃度で爆轟に至ることが明らかにされている。また、水蒸気濃度が 15vol%存在すると爆轟には至らないことも明らかにされている。

表3 RUT試験の試験条件と結果（水蒸気無し）

Test #	H ₂ % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar
11	12.5	30	DDT	1405		9.1
12	11	30	Deflagration	1334	-	
13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25
14	12.5	30	DDT	1405		
15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1
16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1
17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25
18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53
19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1
20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9
21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1
22	14	60	DDT	1472	1480	9.9
23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37

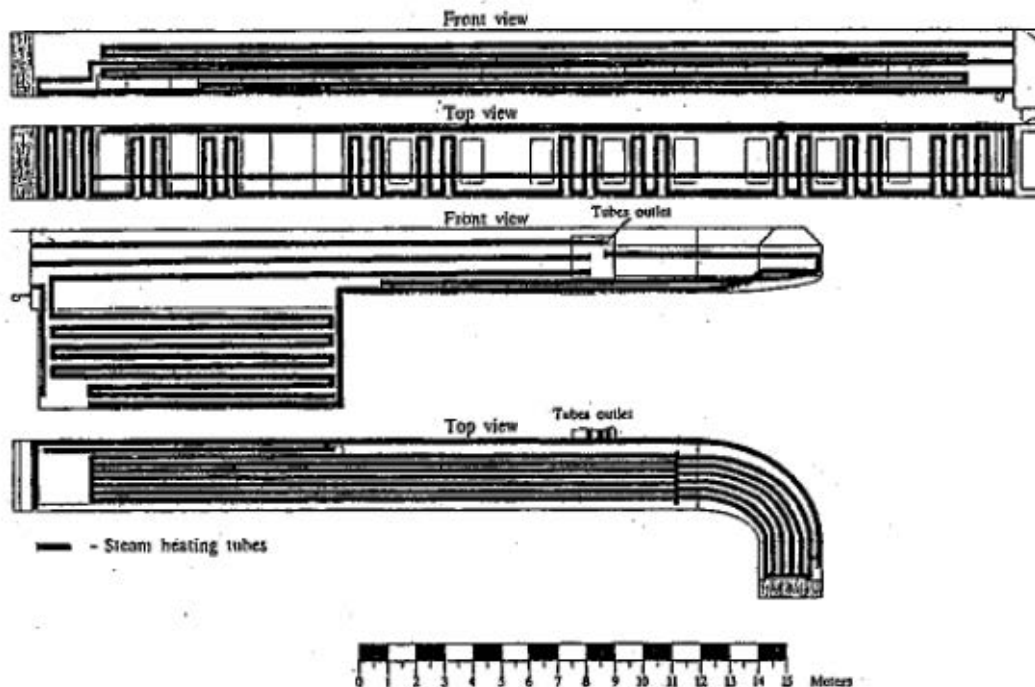


図4 RUT試験装置

3. まとめ

解析結果において、原子炉下部キャビティにて比較的高い水素濃度（約 19vol%）となっているが、3元図では爆轟領域に入らないことを確認している。なお、RWSP 全量注水時の原子炉下部キャビティの水面から原子炉容器フランジ部までは約 10m、ICIS の貫通部入口までは約 3m しかなく、そこから先はそれぞれ燃料取替キャビティ（約 1,300m³）、ループ室外周部（約 1,500m³）の広い開放空間となっている。また、多区画形状の効果や途中の開口部の効果により火炎加速が抑制されること、水蒸気による燃焼抑制効果も確認されており、実際のプラントにおいては通路部に必ず側方開口部があるため、この区画で火炎の加速により爆轟に至る可能性は低いと考えられる。

4. 参考文献

- [1]Z.M. Shapiro, T.R. Moffette, "HYDROGEN FLAMMABILITY DATA AND APPLICATION TO PWR LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT", WAPD-SC-545, U. S. Atomic Energy Commission, Pittsburgh, PA, 1957, 13 pp.
- [2]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）
- [3]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書
- [4]財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月 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
- [5]NUREG/CR-6509, The Effect of Initial Temperature on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition Phenomenon, May 1998
- [6]S. Dorofeev, V. Sidorov, Large-scale Experiment and Scaling of DDT conditions in Hydrogen-Air-Steam Mixtures - An Overview, SARJ Workshop, Yokohama, Japan, October 6-8, 1997. JAERI-Conf 98-009

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について
(水素燃焼)

評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表1に示す。

なお、本資料中の□の中の値は、機密情報に相当致しますので、公開できません。

表1 システム熱水力解析用データ
(水素燃焼)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	20, 200kg	燃焼集合体のみの最大全炉心内の Zr 質量
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 格納容器スプレイポンプ i スプレイ台数 ii 容量 iii 薬品形式 2) 原子炉格納容器内水素処理装置 i 台数 ii 性能	注入時 : 2台 再循環時: 2台 [] m ³ /h/台 ヒドラジン 5個 1.2kg/h/基 (水素濃度 4 vol%、圧力 0.15MPa[abs] 時)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 設計値 配備台数 設計値
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断	
(4) 水の放射線分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i 実効 G 値 2) 金属腐食 i 金属量及び表面積 ii 腐食率 3) 放射線によるヒドラジンの分解 i 実効 G 値 ii ヒドラジン重量	炉心水 : 0.4 分子/100eV サンプル水 : 0.3 分子/100eV アルミニウム 重量 [] 表面積 [] 亜鉛 重量 [] 表面積 [] 図 1 及び図 2 参照 0.4 分子/100eV 700kg	設計値に余裕を考慮した値 設計値に余裕を考慮した値 亜鉛の腐食量については、pH4.5 の腐食量を使用 設計値に余裕を考慮した値

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

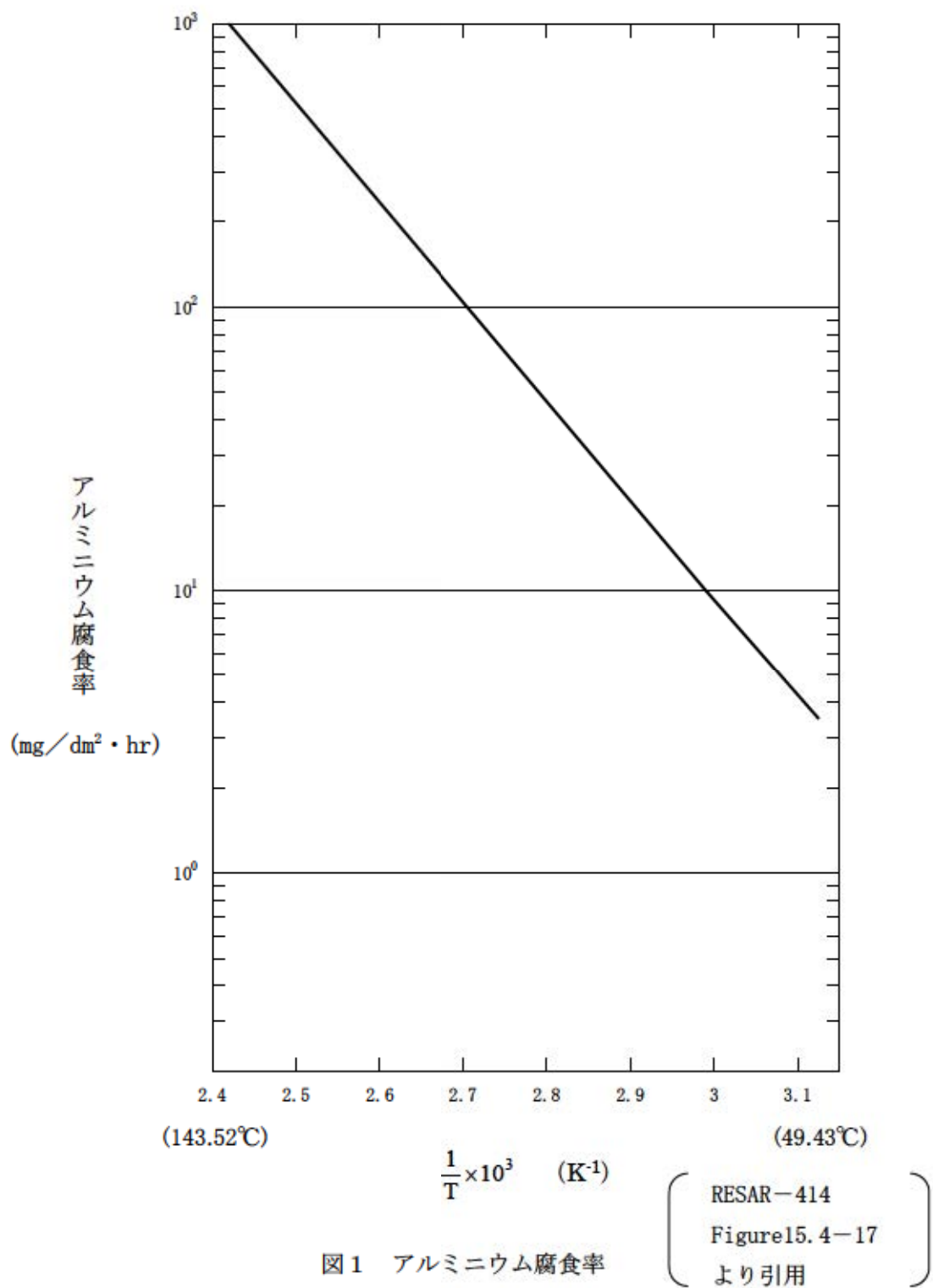


図1 アルミニウム腐食率

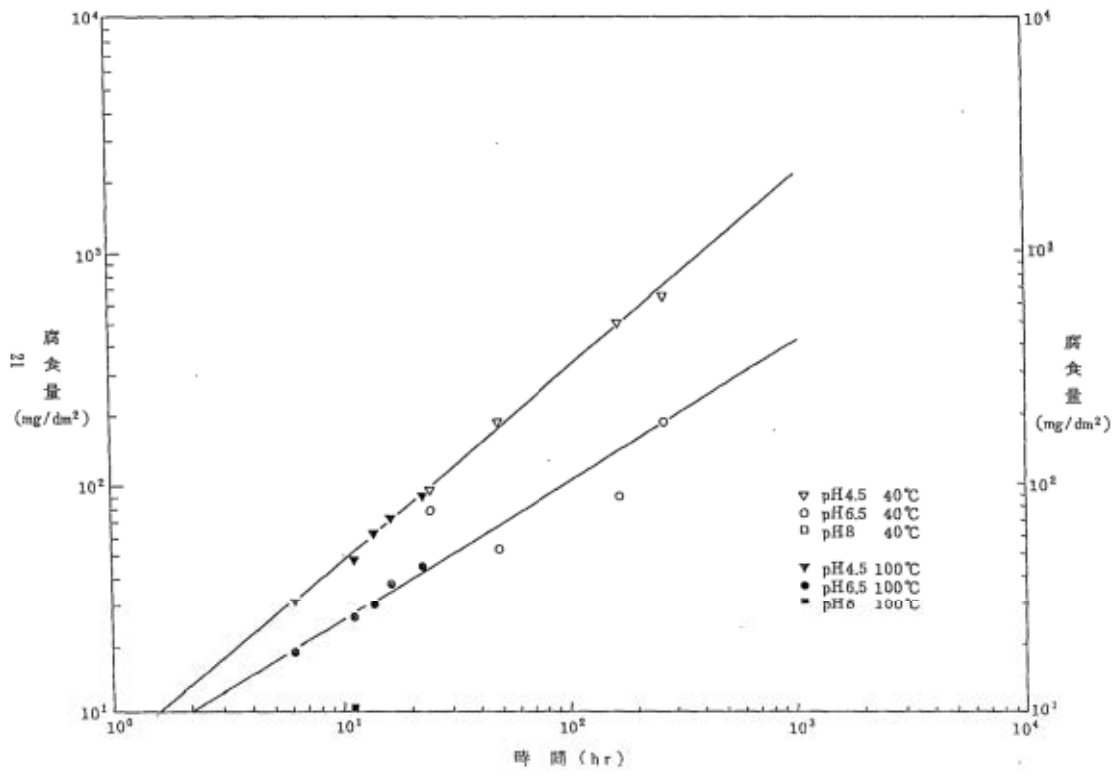


図2 亜鉛腐食率

水の放射線分解等による水素生成について

1. 有効性評価において考慮する水素発生要因について

「水素燃焼」に関する有効性評価では、炉心損傷を伴う重大事故発生時における格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、Zr-水反応による水素生成以外にも、以下の水素発生要因を考慮している。

- (1) 炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解
- (2) 金属腐食反応
- (3) 放射線によるヒドラジン分解（格納容器スプレイに添加される薬品）

水素発生量の内訳を図1に示す。

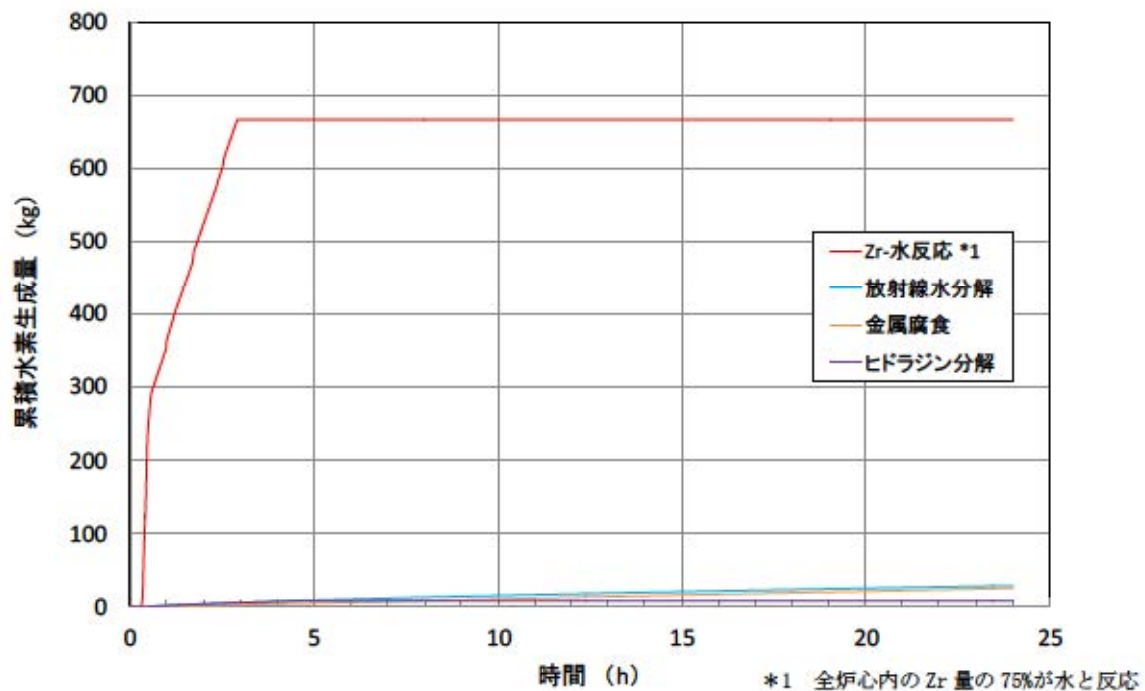


図1 水素生成量の内訳

2. 水の放射線分解による水素生成について

水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。

本評価では、この水素生成割合を、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とし、重大事故時における水の放射線分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。

(1) 水素発生過程

放射線（ γ 線、 β 線）による水の分解については以下を考慮している。

- ①原子炉容器（以下、「RV」という。）内の燃料及び溶融炉心中の放射性物質（以下、「FP」という。）による炉心内冷却水の分解
- ②原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内液相部の FP によるサンプル水の分解
- ③CV 内に放出された溶融炉心中 FP によるサンプル水の分解

(2) 水素発生率評価の概要

事故時に炉心から放出され、RV 内、及び CV 内に移行する FP 量は、事象進展によって変化する。また、FP 自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、水の放射線分解による水素発生率も時間によって変化する。水の放射線分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。

図 2 に評価のフローを示す。まず、MAAP によって RV 内及び CV 内の各区画の FP 割合が得られ、ORIGEN を用いて炉心内蓄積 FP 量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP 結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度と G 値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。

MAAP におけるノード分割図を図 3 に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図 4～図 7 に示す。

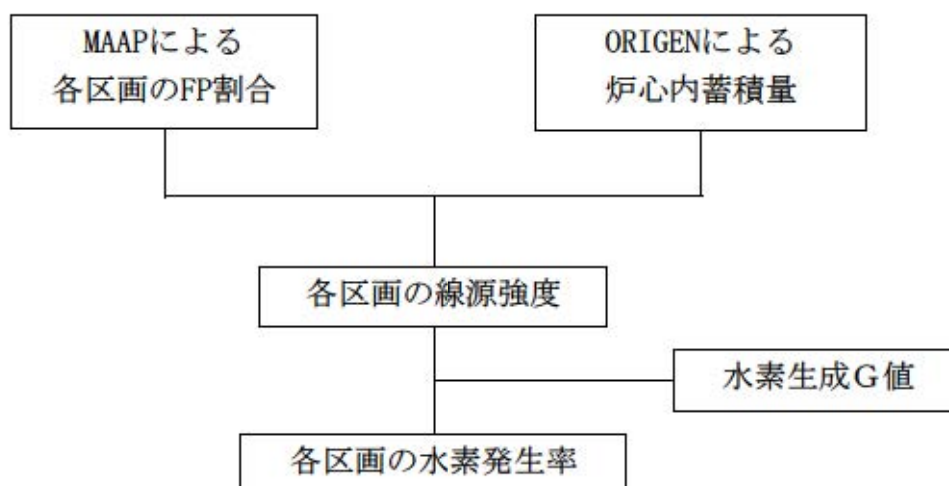


図 2 水の放射線分解による水素発生率評価フロー図

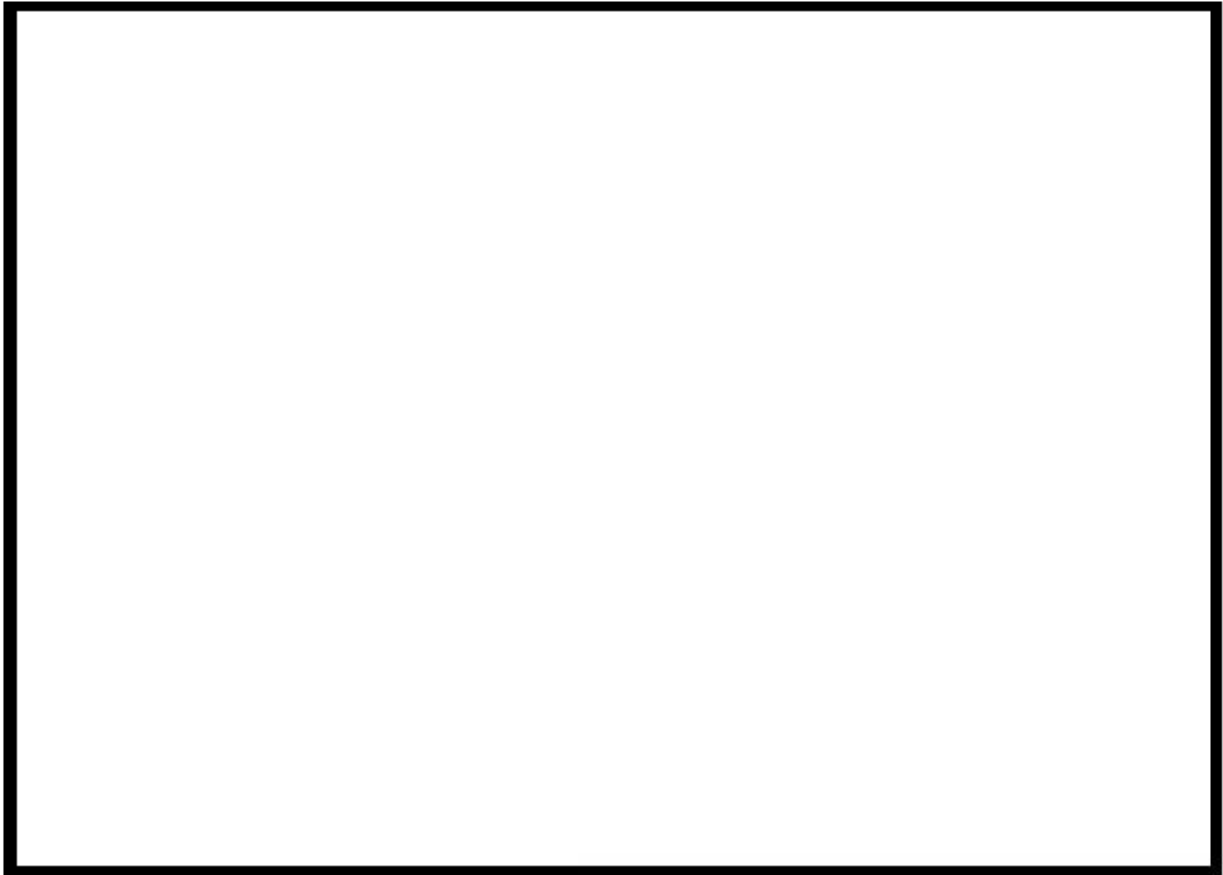


図3 MAAPにおけるノード分割図

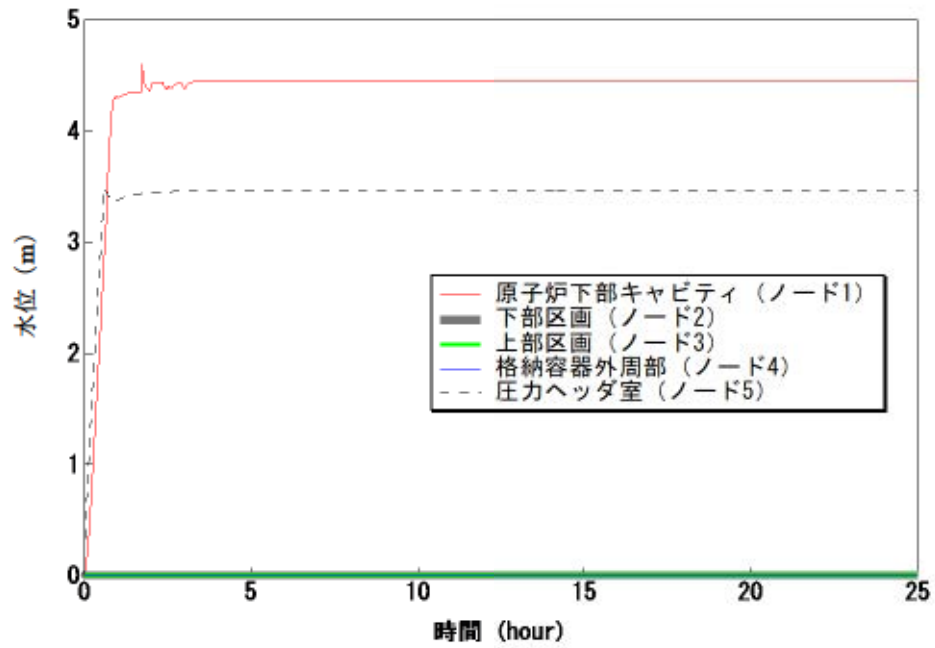


図4 各ノードにおける水位

□: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

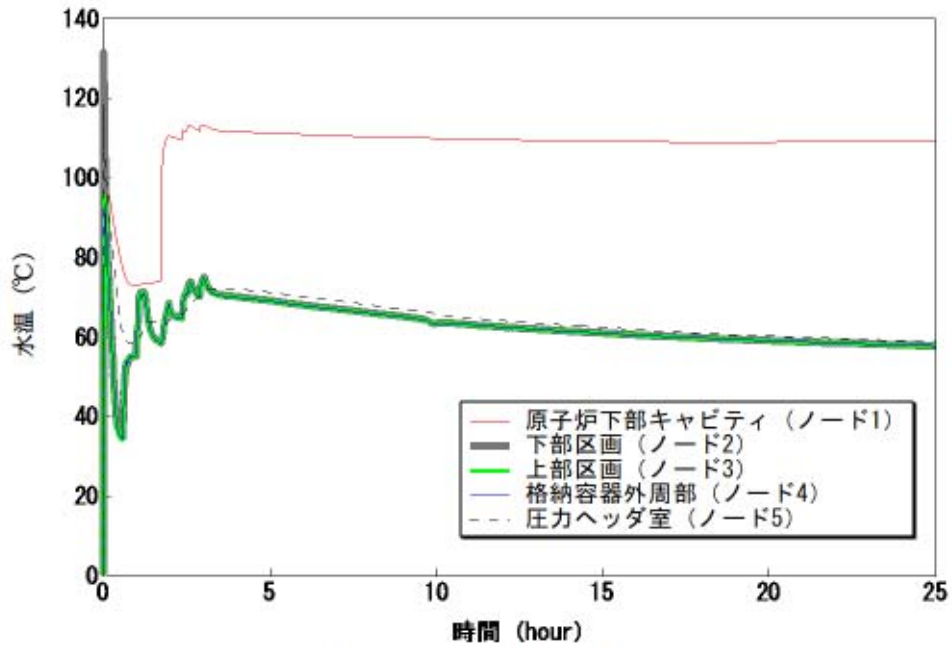


図5 各ノードにおける水温

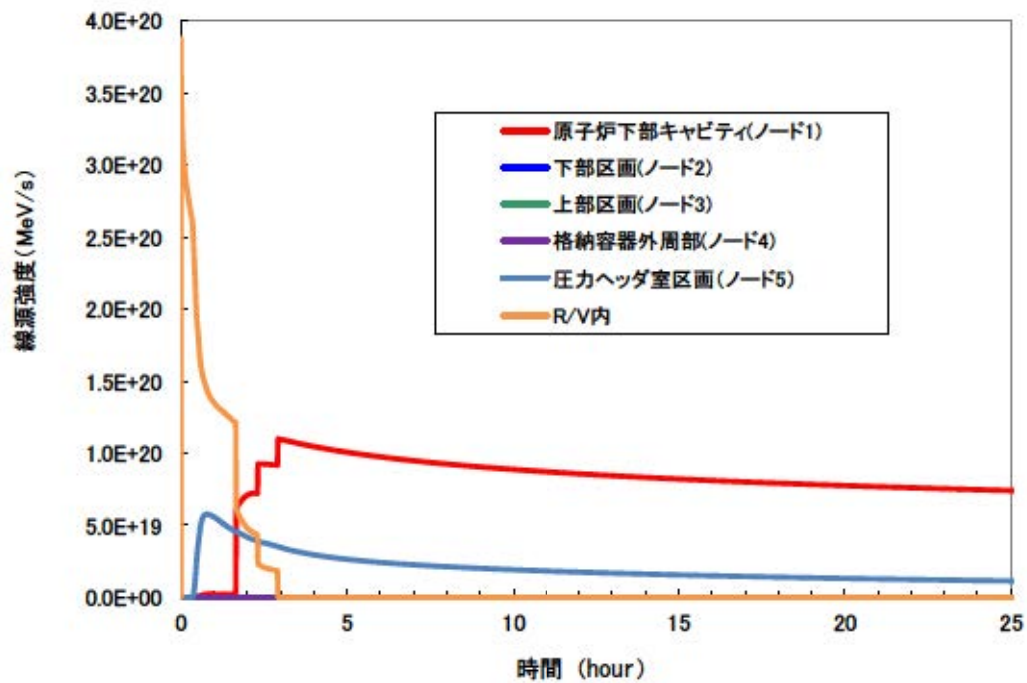


図6 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する線源強度

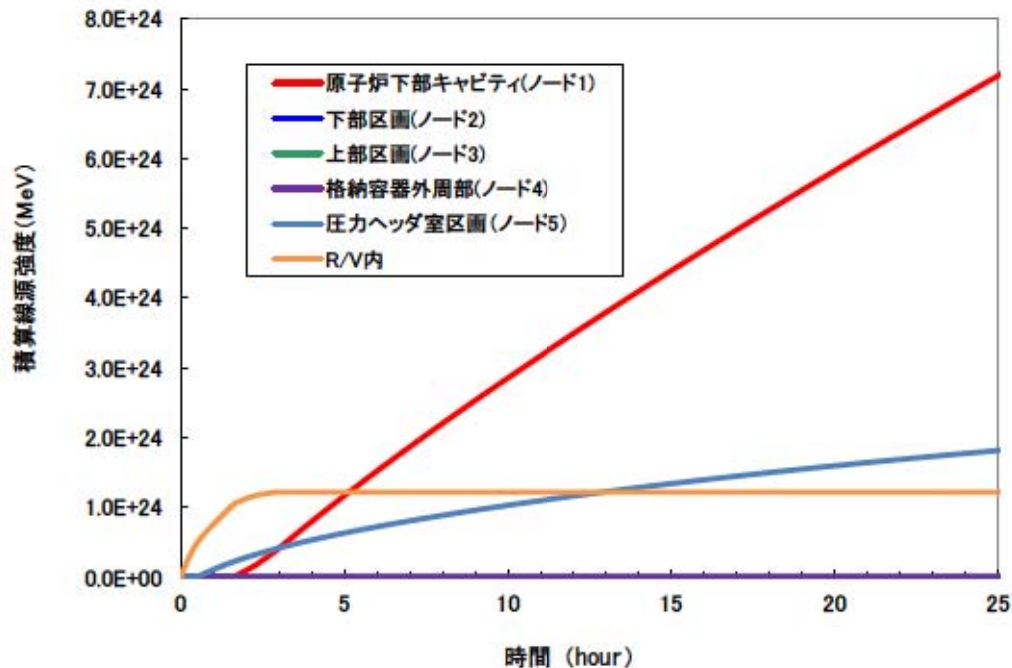


図7 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する積算線源強度

(3) 水の放射線分解による水素生成に使用するG値について

CVの破損防止のうち、水素燃焼に係る解析で考慮している水の放射線分解による水素生成では、以下のG値を使用している。なお、水の放射線分解による水素生成割合は、初期の水素生成割合（初期G値）に比べて、水素の再結合反応により小さくなることがわかっており、正味の水素生成割合としての実効G値を使用する。

炉心水 0.4 分子/100eV

サンプル水 0.3 分子/100eV

これは、「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）（以下、「公開文献」という。）において、PWRプラントの設計基準事故状態を想定した試験等に基づき設定したものである。

炉心水とサンプル水の実効G値の違いは、主に水の流動状況及び着目する体系における放射線照射領域の違いにより、生成した水素の再結合の状況が異なることに起因する。炉心水の場合、水の流動があり、照射領域が炉心部のみであることから、照射領域から水が流れ出ると、後述②の式で示す放射線照射で生成された水素とOHラジカルの再結合反応について、OHラジカルの寿命が非常に短いため、その反応が少なくなる効果をもたらす。サンプル水の場合、水の流動が無く、水中に溶け込んだ放射性物質により、全体が照射さ

れるため、水素と OH ラジカルの再結合の効果により、炉心水に比べて実効 G 値は小さくなる傾向となる。

G 値に影響を及ぼすと考えられるパラメータのうち、重大事故時と設計基準事故時で異なると考えられるパラメータ、その G 値への影響及び評価に使用した G 値の重大事故時への適用性について、本文献をもとに以下のとおり整理した。(詳細は次頁以降参照)

表 1 重大事故時の実効 G 値への影響

パラメータ	重大事故時における G 値への影響及び適用性
FP 等の不純物	<p><u>FP 等の不純物が増加すると G 値は増加するが、その影響はよう素が支配的。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献の G 値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献の G 値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>
吸収線量	<p><u>吸収線量が増加すると G 値は低下する。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献の G 値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用した G 値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>
温度	<p><u>G 値は、炉心水については 60℃ 付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度 (49℃) 程度～約 120℃ 程度になると考えられる。評価に使用した文献の G 値は、炉心水については 60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献の G 値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>

以上のとおり、評価に使用した G 値は、重大事故時の水の放射線分解による水素生成にも適用可能と判断している。

1) FP 等の不純物の影響

重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量の Cs 等の放出があることから、FP 核種等の不純物に対する G 値へ影響について示す。

公開文献内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれる Fe、Ni を代表として用いている。

ここで、Fe には Fe^{2+} と Fe^{3+} が存在し、下記の反応によって OH ラジカル ($\text{OH}\cdot$) と反応する。



この反応によって OH ラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。



この結果、 H_2 濃度が高くなる傾向となることから、Fe の量が増加すると実効 G 値は増加する。そのため、公開文献内では不純物の影響として確認の試験を実施している。

ただし、①の反応は、よう素イオン (I^-) の下記反応と競合する。



I^- 濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献では結論付けている。

一方、よう素以外の不純物で H_2 濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述した Fe や I の様に

- (a) 水中への溶解度が高い
- (b) 異なる価数をもったイオンが存在する

ものが挙げられる。

NUREG-1465 に示されている元素グループのうち上記 (a) と (b) をともに満たす元素としては、よう素 (I)、臭素 (Br) 以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ*2 としても、公開文献で実施されているよう素濃度 (20ppm) を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して 1 桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。

以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。

*2 泊 3 号炉の全よう素量は約 20kg であり、スプレイ水の水量は約 1400m³ (ここでは、簡易的に 1m³=1ton とする) である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込

んだとしても約 15ppm であり 20ppm を超えることはない

2) 吸収線量の影響

a. 炉心水の実効G値

炉心水の水素生成量に対する吸収線量の影響を図 8 に示す。先に述べた水の流動等の影響により、水素再結合の効果が小さく、吸収線量の増加に伴う実効G値の低下は小さい（実効G値はほぼ一定）。

後述する温度の影響で示すように図 8 の試験条件は、実効G値が最大となる水温 60℃のものであり、これに基づき 0.4 分子/100eV の設定としている。したがって、吸収線量の増加とともに水素生成量は増加するものの、SA 環境下の評価で、この実効G値を適用することは可能であると考えられる。

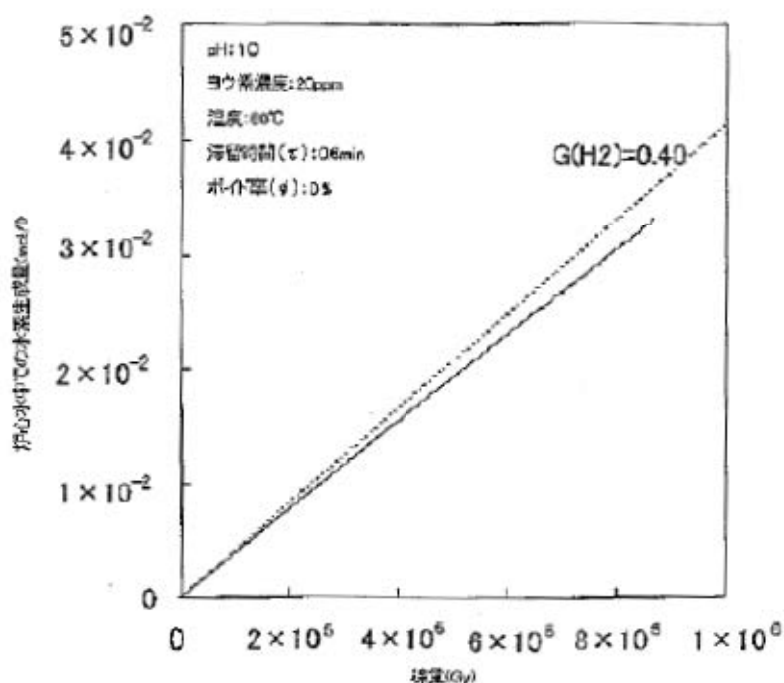


図3.2-9 実効G値への吸収線量の影響(非沸騰)

図 8 公開文献にて水素生成量と吸収線量の関係を示した図 (炉心水)

b. サンプ水の実効G値

公開文献においては図 9 に示すとおり吸収線量が増加するほどG値が低下することが確認できる。これは、水素濃度が高くなるにつれて、②で示した水素再結合反応の寄与が大きくなることで水素の生成が抑えられ、吸

収エネルギー当たりの水素発生量が小さくなるためである。

公開文献では、この試験結果に基づき 0.3 分子/100eV と設定しているが、SA 環境下でさらに吸収線量が増加したとしても、実効G値は低下することから、この値を適用することは可能であると考えられる。したがって、重大事故時に吸収線量が増加したとしても適用可能であると考えられる。

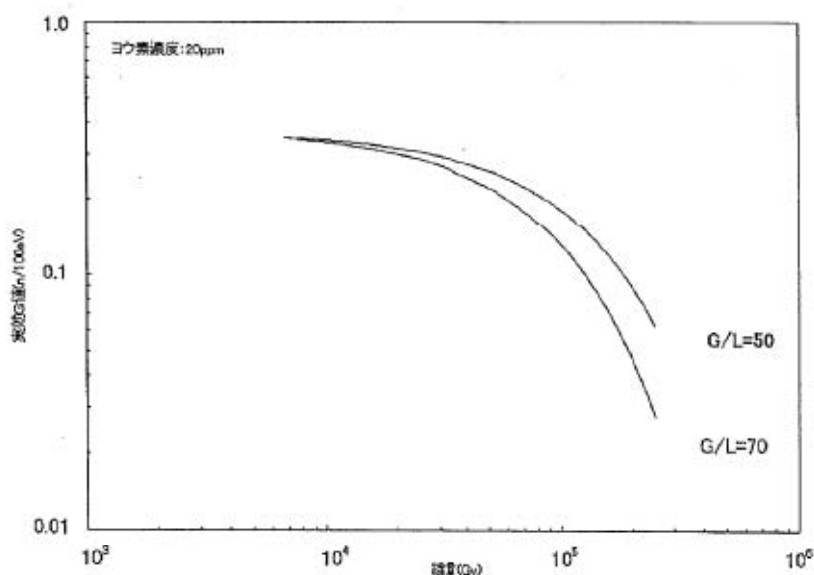


図3.2-4 実効G値と吸収線量との関係

注) 図中の G/L は気液体積比を表す

図9 公開文献にて実効G値と吸収線量との関係を示した図 (サンプル水)

3) 温度の影響

吸収線量同様に温度については、図 10 に示すとおり、炉心水では 60°C で最大となっており、60°CにおけるG値を包含するようなG値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。

一方、サンプル水については、公開文献にて「実効G値は温度が高くなるほど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。

水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。



④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。





注) eaq⁻は水和電子を表す。

このため、高温になるほど⑤～⑦に比べて、④の反応が起きやすくなる。この結果、高温で水素生成のG値が低くなる。

以上のことから、重大事故時のサンプ水においても適用は可能であると考えられる。

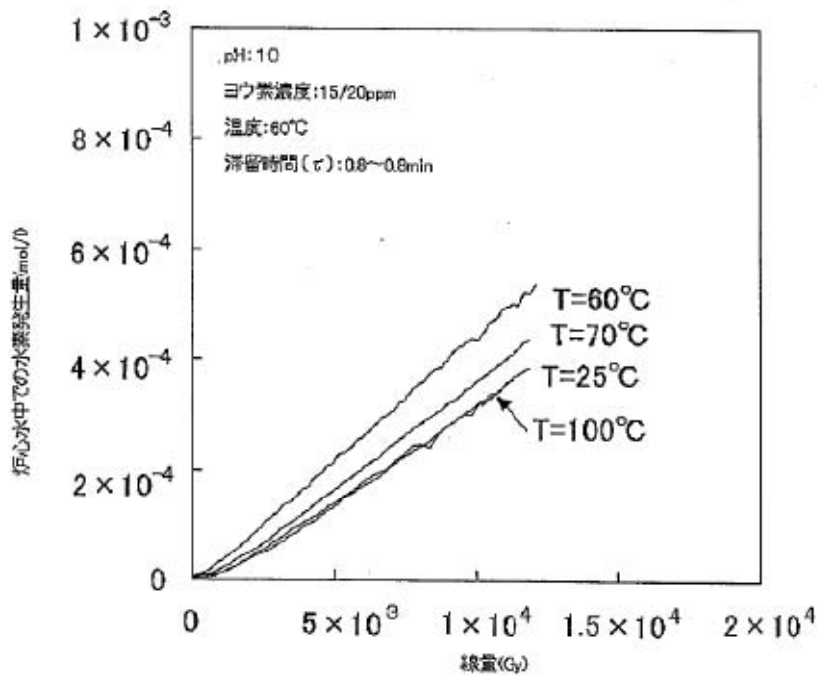


図3.2-6 実効G値への温度の影響

注) 滞留時間 (τ) は、0.6～0.8min である。

図 10 公開文献にて実効G値と温度との関係を示した図

4) 原子炉下部キャビティ水の放射線分解に対する考察

炉心水においては照射領域^{*3} (炉心部) と非照射領域^{*4} (炉心部以外) を循環する流動^{*5} があり、サンプ水においては対流^{*6} がなく液相全体で一様に水が照射されている。これらの状況を踏まえ、炉心水及びサンプ水の実効G値を設定している。図 11 に炉心水及びサンプ水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す。一方、熔融炉心が存在する原子炉下部キャビティ水では、照射の不均一さ及び対流の有無等により炉心水及びサンプ水とも異なる状況下にある。

本評価においては、原子炉下部キャビティ水の実効G値をサンプ水と同様 (0.3 分子/100eV) としているが、液相で生成した水素が気相へ移行する過

程（水素生成→再結合による一部消滅→気液界面から気相部への移行）を踏まえ、以下にその妥当性を示す。図 12 及び図 13 に原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す

a. 照射の不均一さによる影響

原子炉下部キャビティ水では、「①水中に溶存した放射性物質から放出される放射線」と「②水中に溶存しない熔融炉心から放出される放射線」により、水素が生成される。

①による水素生成では、液相全体で水が照射されていることから一様に水素が生成する。これは、サンプル水と同様である。

一方、②による水素生成は、熔融炉心が落下して放射線強度の高い底部に集中する。この場合、底部で生成した水素は気相部に移行するまでに比較的時間を要するため、液相中で再結合により消滅する時間が①よりも長くなる。

したがって、②による水素生成は、①のように水素が一様に生成した場合に比べると、再結合により消滅する割合が増加し、サンプル水の実効G値以下となる。

b. 対流による影響

原子炉下部キャビティ水では、熔融炉心の発熱により対流が生じていると考えられる。

水素生成の実効G値に対して対流の影響は、水素が生成される状況により影響が異なる。対流により、下部で生成された水素は気相部へ移行しやすくなるものの、上部で生成された水素は逆に気液界面から遠ざかる。したがって、サンプル水のように、水素が液相全体で生成されるような状態では、水素は元々液相部に一様に存在するため、対流による影響は小さい。一方、水素が液相下部で生成するような状態では、対流により水素が液相部に一様に分布し、気液界面まで移動する時間が短くなるため、再結合の割合は小さくなり、G値はサンプル水に近づくと考えられる。

以上より、原子炉下部キャビティ水においても、液相全体で水が照射されて一様に水素が生成し、液相全体が均一な状態であるサンプル水の実効G値を適用できると考える。

*3：「照射領域」とは、放射線の照射により水の放射線分解が発生する領域を表し、炉心水及び原子炉下部キャビティ水が照射領域に該当する。

*4：「非照射領域」とは、放射線の照射がなく、水の放射線分解が発生しない領域を表す。

- *5：「流動」とは、照射領域と非照射領域の水の移動を表し、照射領域で生成した水素は水と共に非照射領域に移動することで、水の放射線分解は起きなくなる。
- *6：「対流」とは、照射領域内での水の移動を表し、水が移動しても照射領域内での水の放射線分解は持続する。

・定量的な影響検討

上記の検討結果に加えて、原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合の影響を定量的に確認した結果を以下に示す。

原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合、水の放射線分解による水素発生量はドライ水素濃度が最大となる事象発生後約2.9時間で約0.1kg増となる。これは、事故発生後約2.9時間の水素生成量（約684kg）の0.02%程度であり、水素濃度（ドライ約11.7vol%）としては0.002%以下の増加であり、影響は微小である。また、事象発生後24時間時点では、水の放射線分解による水素発生量は約2.2kg増となり、これは、事故発生後24時間の水素生成量（約732kg）の0.3%程度であり、水素濃度（ドライ約8.5vol%）としては0.04%以下の増加であり、事故発生後初期と同様に影響は微小である。

表2 実効G値変更に伴う影響

経過時間	水素生成量	水素濃度
2.9時間	0.02%程度増加	0.002%以下増加
24時間	0.3%程度増加	0.04%以下増加

以上のとおり、各条件にて保守性が考慮されていること及び実効G値は吸収線量が増加するに従い低下していくことを考慮すれば、実効G値が大きくなる条件である低吸収線量での実効G値を事故期間にわたって使用することは、保守的である。

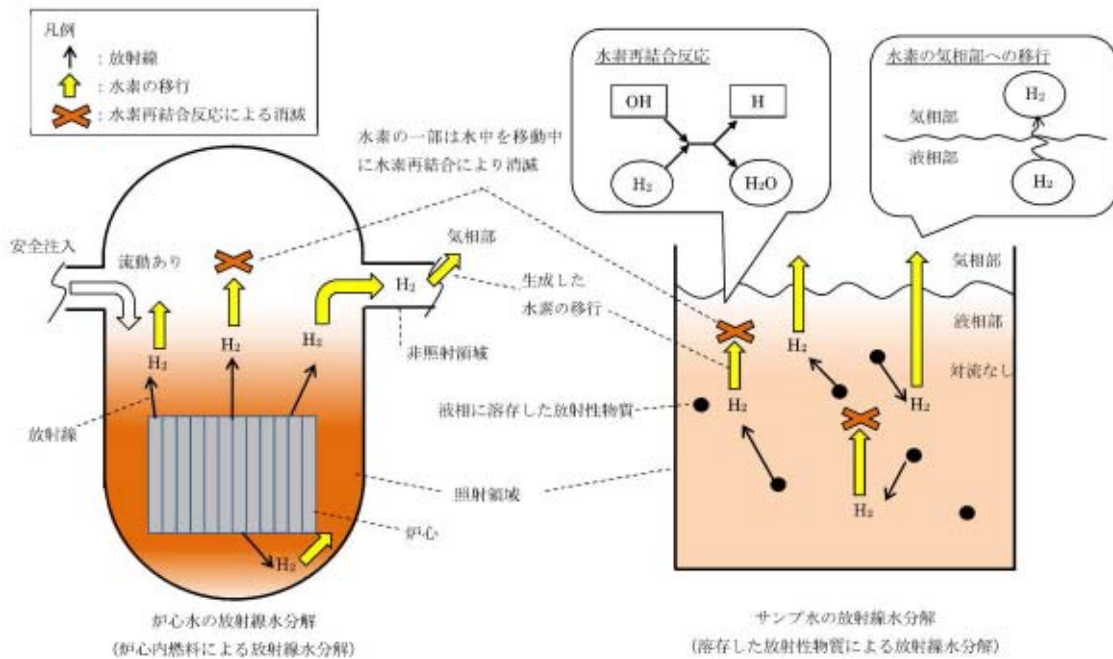


図 11 炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)

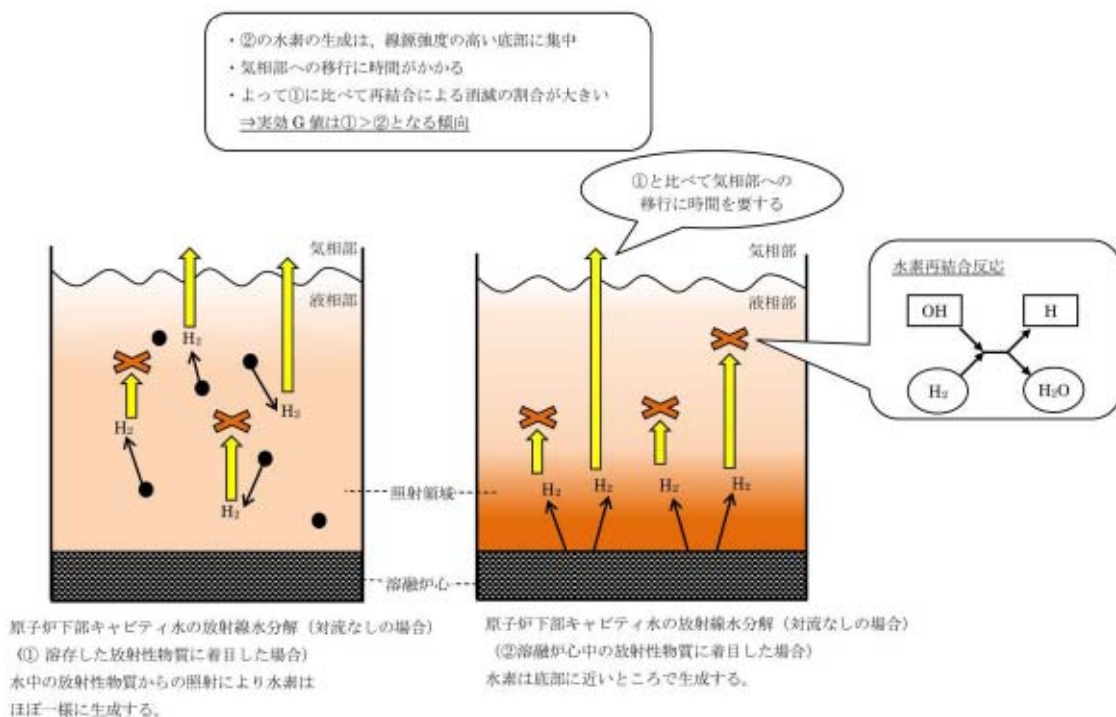


図 12 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)
 (照射の不均一さによるG値に及ぼす影響)

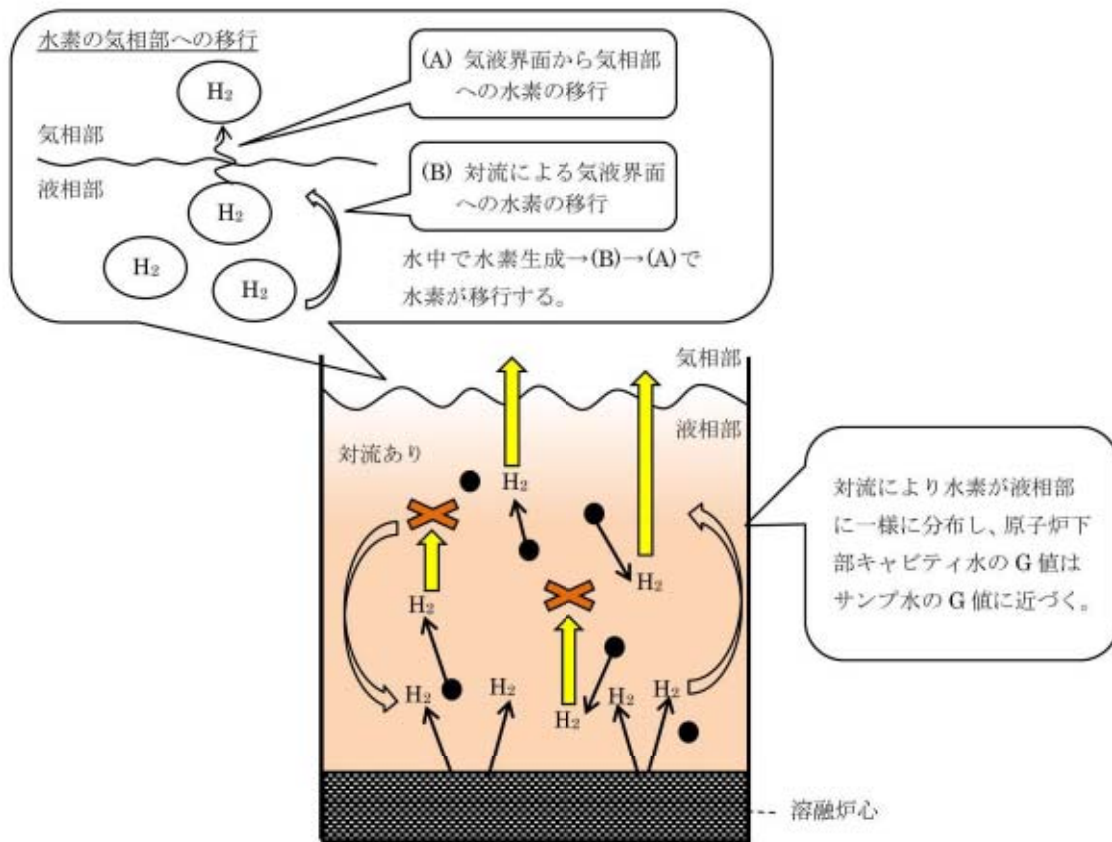


図 13 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)
(対流によるG値に及ぼす影響)

(参 考) その他の文献における実効G値

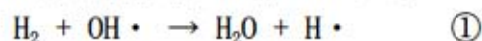
勝村による報告⁽¹⁾では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。

この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。

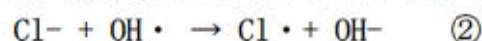
一方、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45⁽²⁾)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。

なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。

水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。



一方、食塩水中にはCl⁻イオンが存在し、Cl⁻イオンはOH[·]と反応する。



②の反応は、①の反応と競合するため、Cl⁻濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH₂が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Cl⁻が存在しない場合に比べてH₂濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。

有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入による G 値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水による G 値上昇を包含する影響検討として、水素と OH ラジカルの再結合を無視した初期 G 値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期 G 値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の 13vol% を超えない。

表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約 2.9hr^{*7}時点）

	有効性評価	影響検討ケース
G 値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て 0.45 ⁽²⁾
Zr-水反応	670.7kg	同左
水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg
炉心水	0.9kg	1.0kg
サンプル水のうち液相 FP	4.2kg	6.3kg
サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg
その他（金属腐食等）	8.0kg	同左
合計 ^{*8}	684.1kg	686.5 kg
ドライ水素濃度	11.65vol% ^{*9}	11.69vol% ^{*10}

*7：ドライ水素濃度のピーク時間

*8：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理量を考慮していない値

*9：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮した値

*10：G 値変更による増加分についてのみ保守的に原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮しない値

(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学第 92 号(2011)

(2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data
1988, 17, 513

3. 金属腐食及びヒドラジン分解による水素生成について

(1) 金属腐食反応

金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮しており、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応による水素生成としている。以下に反応式を示す。



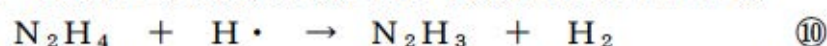
上記の水素生成については、温度による影響が支配的と考えられる。アルミニウム及び亜鉛の腐食率（量）の温度依存性を図 14 及び図 15 に示す。本評価における温度については、図 16 に示す今回の水素燃焼シナリオでの MAAP 解析で得られたものを使用しており、最高温度は約 113℃である。これは、図 14 のアルミニウム腐食率に示される範囲である。また、図 15 に示すとおり、亜鉛の腐食量は温度が高くなっても大きくなることはない。

以上より、重大事故環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。

(2) 放射線によるヒドラジンの分解

泊 3 号炉では、格納容器スプレイ時による素除去薬品として添加されるヒドラジンの放射線分解による水素発生を考慮しており、文献*に記載されている 0.4 分子/100eV を使用している。

ヒドラジンの分解による水素生成に係わる反応式を以下に示す。



また、ヒドラジンを含む水においては、上記の反応の他、水の放射線分解により H₂ 以外に H₂O₂ が生成する。これは、下記の反応によって H₂O₂ を消費する。



⑪の反応は、⑩と競合するため、水の放射線分解が進むことで相対的に⑩の反応割合は小さくなる。したがって、ヒドラジンの分解による水素生成の実効 G 値は、水の実効 G 値に近づくと考えられ、実際に引用した文献でも、0.4 分子/100eV が得られている。




ヒドラジンの分解については、設計基準事故と同様、添加されたヒドラジンが全量分解するとしており、設計基準事故の想定と相違はないことから、重大事故環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。

※「DECOMPOSITION RADIOCHIMIQUE DE L' HYDRAZINE EN SOLUTION AQUEUSE」, Lefort,
M. and Haissinsky, M., J. Chimie Physique, Vol.53, 1956

4. まとめ


有効性評価における水の放射線分解等による水素生成の条件（表3参照）について、重大事故環境下での適用性を考察した。主要な影響因子を考慮しても、設計基準事故と同様の取り扱いが可能であると考えられる。

表3 主要評価条件

項		目	備考
対象シーケンス		大 LOCA+ECCS 注入失敗	
放射線による水の分解	実効G値	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3	
	線源強度	MAAP 解析によって得られた放射性物質質量から算定 (図 6, 7 参照) 24 時間時点での積算線源強度 RV 内 : 約 1.2×10^{24} MeV 原子炉下部キャビティ(ノード 1) : 約 6.9×10^{24} MeV 下部区画(ノード 2) : 約 1.4×10^{18} MeV 上部区画(ノード 3) : 約 1.8×10^{20} MeV 格納容器外周部(ノード 4) : 約 2.6×10^{20} MeV 圧力ヘッド室区画(ノード 5) : 約 1.8×10^{24} MeV	
金属腐食	金属量及び表面積	アルミニウム 重量  kg 表面積  m ² 亜鉛 重量  kg 表面積  m ²	設計値に余裕を考慮した値
	腐食率	図 14 及び図 15 参照	(注 1)
	温度	図 16 参照	(注 2)
放射線によるヒドラジン分解	実効G値	0.4	
	ヒドラジン重量	700kg	設計値に余裕を考慮した値

(注 1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5 の腐食量を使用。

(注 2) 原子炉格納容器内のうち、最も高温となり金属腐食による水素生成評価が厳しくなる原子炉下部キャビティ液相部における温度を使用。

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

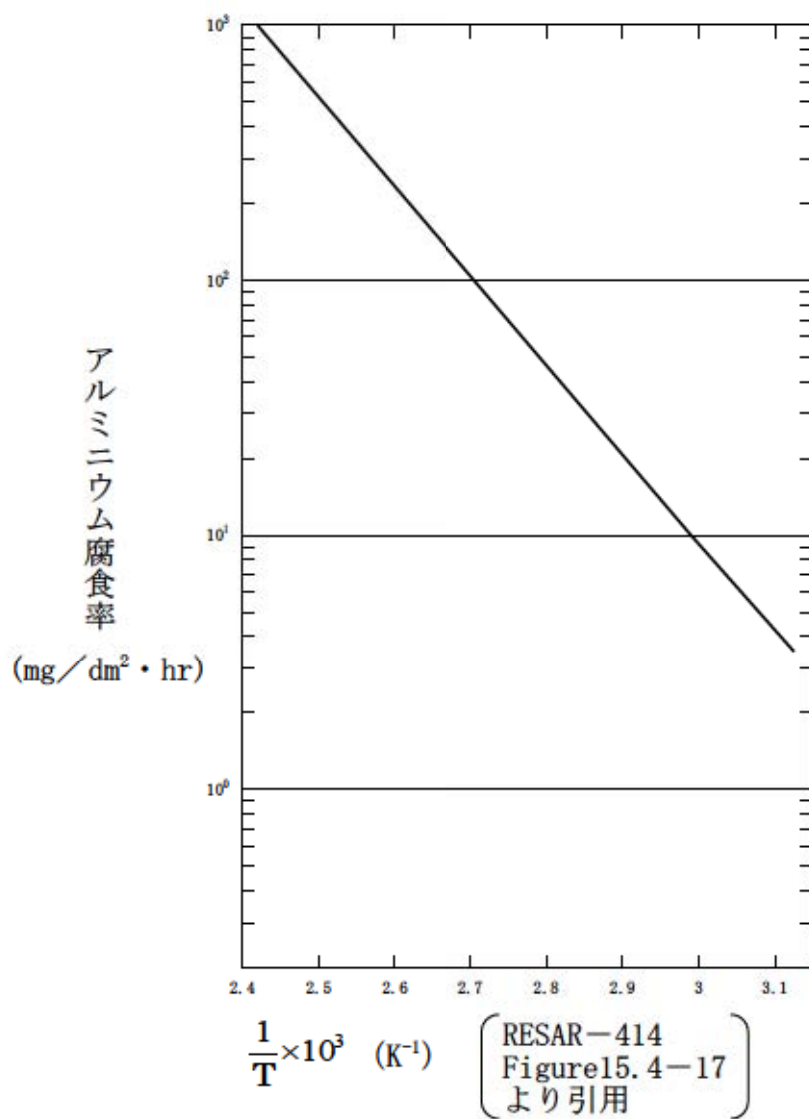


図 14 アルミニウム腐食率

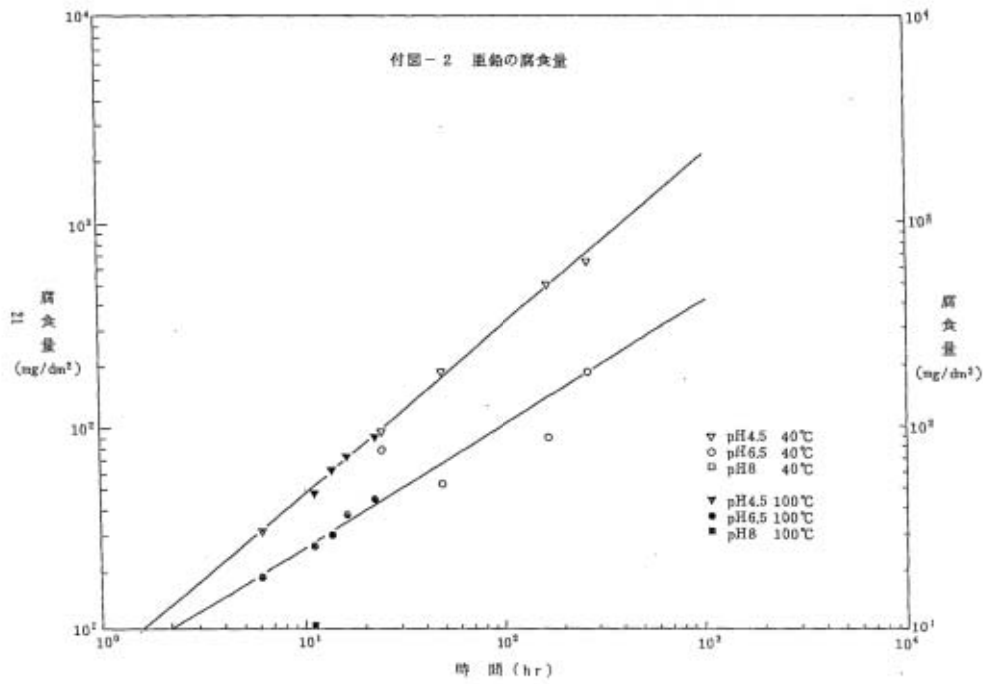


図 15 亜鉛腐食量

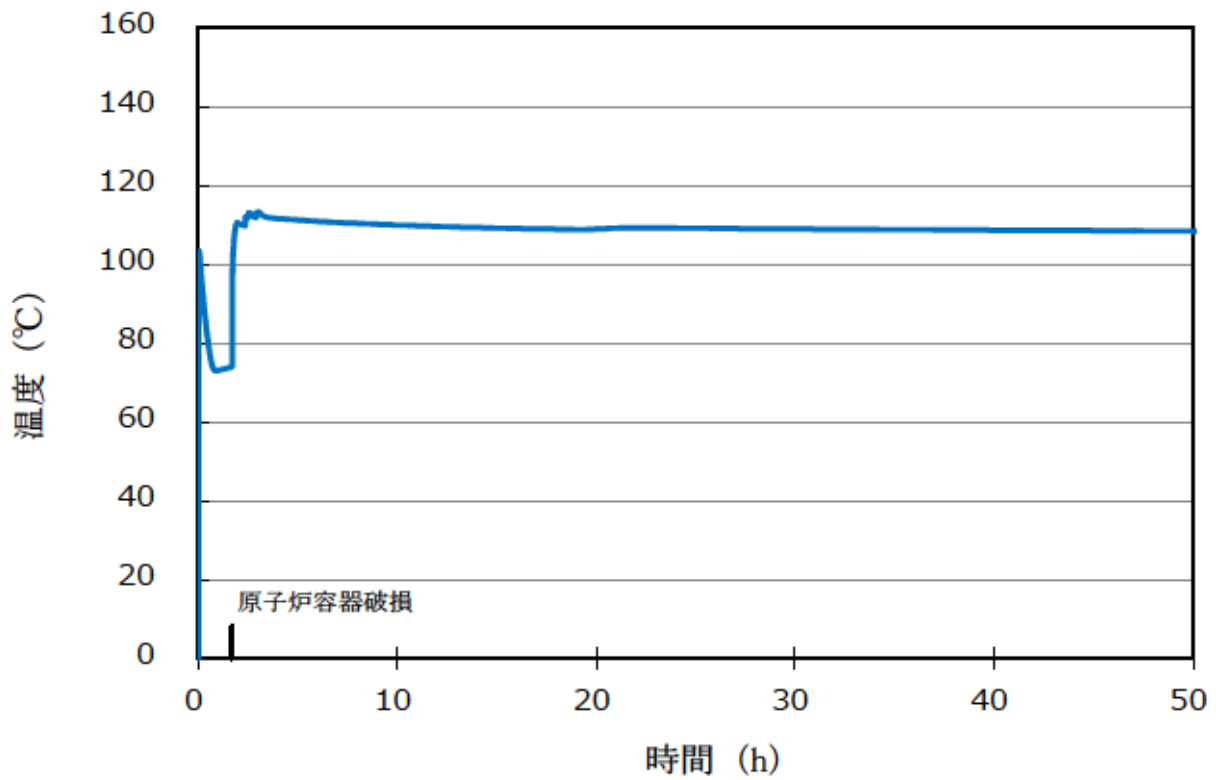


図 16 原子炉下部キャビティ水温の時間変化 (大 LOCA+ECCS 注入失敗)

原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式の GOTHIC への適用について

(1) はじめに

今回設置した原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）の有効性を確認するため、GOTHIC を用いて、炉心損傷直後に発生する水素及び放射線水分解等によって長期にわたって発生する水素を考慮し、原子炉格納容器全体及び原子炉格納容器内の水素濃度評価を行っている。

GOTHIC については、(2) のとおり原子炉格納容器内の混合挙動解析によって検証されており、PAR による区画内の水素の処理についても適切にモデル化することで、水素再結合時の発熱による影響も含めて、GOTHIC で扱うことができる。

また、PAR を設置した THAI 試験体系を GOTHIC で解析する場合における方法と得られる結果について (5) のとおり考察した。

(2) GOTHIC の概要

GOTHIC は、事故時の原子炉格納容器内における熱流動、物質輸送、熱伝達その他、各種の物理現象及び機器の作動の模擬が可能な数値計算コードである。

GOTHIC では、原子炉格納容器内の破断区画に放出される 1 次冷却材及び水素の流動と、各区画間及びドーム部内での水素の拡散及び混合挙動は、流体挙動を模擬するための質量、エネルギー及び運動量の保存式に加え、各種の構成式・相関式、非凝縮性ガスの輸送モデルが支配要素となる。これら関連するモデルの総合的な実機プラント解析への適用性について、NUPEC 試験 Test M-7-1 データを用いて検証されている。同試験では、重大事故等シナリオとして選択される LOCA 時の ECCS 注入失敗／格納容器スプレイ成功を模擬しており、GOTHIC は原子炉格納容器圧力の時間変化、雰囲気温度及びヘリウム（実験では水素を模擬するためにヘリウムを使用）濃度の時間・空間変化を良好に再現している。これにより、GOTHIC は水素を含む流体の原子炉格納容器内の混合挙動を適切に模擬できるものと判断できる。

(3) PAR の GOTHIC 上の扱いについて

上記のとおり原子炉格納容器内の混合挙動については、GOTHIC では既に検証されていることから、PAR を GOTHIC で模擬するためには、PAR を設置している区画における化学反応（水素再結合）に伴う気体組成及び質量・エネルギーの変化を適切に模擬する必要がある。

GOTHIC には、水素再結合モデルが組み込まれており、PAR の性能評価式をこの水素再結合モデルに外部関数として与えて解析を行うことができる。

PAR の入口・出口は GOTHIC 内の 1 つの区画内に設定されており、PAR を配

置している区画の水素体積比及び圧力を用いて、性能評価式から水素処理量を求め、PAR による水素処理の結果として、当該区画には水素、酸素、水（水蒸気）の質量の変化が与えられる。また、水素処理速度（kg/h）に対応した発熱量を当該区画の気相のエネルギーに加算することで、気相の密度差に応じた流動が生じ、原子炉格納容器内に混合挙動をもたらしている。

(4) GOthic における PAR 性能評価式の適用性

PAR の性能確認を行った試験条件は、以下のとおり実機での PAR の境界条件を包絡しており、また、スクーリング効果についても以下のとおり影響がないことから、実機の PAR 解析を実施する際には、GOthic にこの性能評価式を組み込むことで PAR による水素処理の性能を模擬することができる。

a. 実機条件と試験条件

実機条件と試験条件を下表のとおり比較した。下表の結果、原子炉格納容器圧力及び温度等の条件については実機条件と試験条件は同等である。

	試験条件	実機条件	備考
容器体積	□ m ³ (試験容器)	65,500m ³ (原子炉格納容器体積)	実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。
PAR 設置位置	内側シリンダ側部 (外側シリンダとの間隔は約 □ mm)	原子炉格納容器内の PAR の吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機において PAR の吸気と排気は阻害されない設置位置。
原子炉格納容器圧力	□ MPa	約 0.10~0.34MPa	実機の条件は、概ね PAR 性能式の検証範囲内
原子炉格納容器内温度	□ °C	約 36~171°C	
水蒸气体積比	□ %	0.0~86.1vol%	
水素濃度	□ vol%	原子炉格納容器全体として平均 13vol%未満	
原子炉格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向
PAR 出口近傍の流量	約 □ m/s (測定値)	蒸気流を含めて左記と同等の流量 (ノード間流量から推定)	ほぼ同等

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. PAR 単体によるスケーリング効果

PAR は同一規格の触媒プレート（幅 290mm、高さ 140mm の両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI 試験の PAR も泊 3 号炉に設置した PAR も同じ規格の触媒プレートであり、設置する触媒プレート間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の速度も同じとなるため、PAR の触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれの PAR も触媒との相互作用は同じとなる。

c. THAI 試験体系と実機体系の違いによる影響

(a) THAI 試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性

図 1 に THAI 試験 HR-3 における容器内各所の水素濃度分布変化を示す。水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及び PAR による上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI 試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されていると推測される。

しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、SG 区画とドーム部、外周部とドーム部の上昇・下降流により格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWR の原子炉格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特にドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントは THAI 試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。

(b) PAR 排気による PAR 入口における水素濃度への影響

濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合は PAR 出口からの排気が PAR 入口近傍における局所的な濃度分布をもたらす、PAR 入口における水素濃度の測定値と、実際に PAR に流入する水素濃度との間に差異が生じる

ことが考えられる。しかしながら、THAI 試験は $\square \text{ m}^3$ の試験容器を用いており、試験に用いた PAR の発熱によるガス流量は約 $\square \text{ m}^3/\text{s}$ (試験における実測値と設備形状に基づく) であり、1 秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約 1/1000 (体積比) であるため、PAR 出口からの排気が PAR 入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。

また、実機の原子炉格納容器においては、THAI 試験より大きい体系であり、PAR 出口からの排気の影響がより小さいと考えられるため、PAR 入口近傍における局所的な濃度分布が生じる可能性は更に小さい。

以上より、THAI 試験体系においても実機体系においても、容器全体において濃度成層化は生じず、格納容器全体として混合しており、また、PAR 入口近傍における局所においても濃度分布は生じていない。

d. PAR 内を上昇する流量の影響

PAR 内を上昇する流量が大きい方が PAR 内部の水素濃度が高く、処理速度が高いことになる。一方、PAR 内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。図 2 に示すとおり、PAR 触媒表面温度は、水素濃度 $\square \text{ vol}\%$ 時において約 $\square \text{ }^\circ\text{C}$ まで上昇しているが、この場合に PAR 出口で生じる上昇流は $\square \text{ m/s}$ 程度である。一方、触媒温度を有意に低下させるような PAR 内を通過する強制対流は单相を仮定すると計算上では数十 m/s 程度である。泊 3 号炉に設置する PAR は、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、原子炉格納容器内の対流により PAR 内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。

また、水素燃焼により PAR 及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可逆的な変化が生じていることは図 3 からは特段認められない。

e. 水素濃度分布による GOTHIC による評価への影響

GOTHIC で用いられている PAR の性能評価式は PAR 入口における水素体積比ではなく、PAR を配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR 入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる (PAR 排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される)。

しかしながら、c. で示したとおり、実機においても THAI 試験体系においても PAR 入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、GOTHIC において区画における水素体積比を入力として用いても、影響は軽微であると考えられる。

\square : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

また、d.において示したように、原子炉格納容器内部の対流が PAR の水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、GOTHIC により PAR の作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。

なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PAR において燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。

(5) GOTHIC による THAI 試験体系の模擬について

GOTHIC で用いられている PAR 性能評価式については、THAI 試験等により、その妥当性が確認されている。

また、PAR が設置されていない体系における水素拡散・混合挙動評価については NUPEC 試験結果を用いた検証により、妥当性が確認されている。

GOTHIC による PAR 設置評価の検証のため、THAI 試験の HR-3 を対象に実験解析を実施した。HR-3 は水素放出時及び停止時における PAR による水素処理能力を確認する試験である。

解析は THAI 試験の試験容器を多区画分割による多区画評価を実施した。図 4 に解析ノード図、図 5 に水素濃度、図 6 に水素処理量を示す。解析においては水素の燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。

(6) まとめ

以上のとおり、PAR の性能評価式は、THAI 試験等によって妥当性を確認されており、そのパラメータの範囲から、実機条件での適用も可能であることが確認できた。また、THAI 試験解析の結果から PAR による水素処理量の評価に GOTHIC を適用することの妥当性を確認できた。

したがって、実機の原子炉格納容器内流動の検証及び妥当性を確認した GOTHIC に、この性能評価式を適用し、水素対策の有効性を評価することができる。

<参考文献>

- [1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

以上

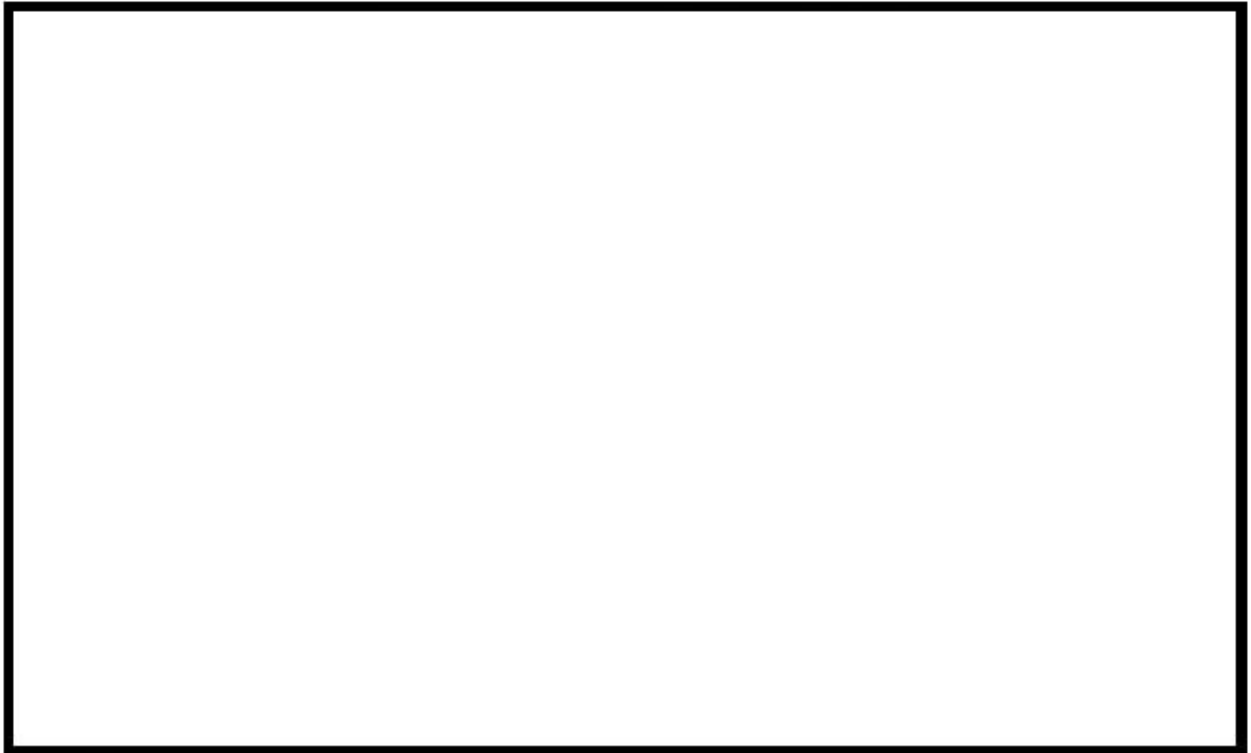


図1 試験容器内の各部水素体積比^[1]



図2 PARの温度上昇^[1]

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図3 水素除去率の評価式と試験の比較^[1]

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

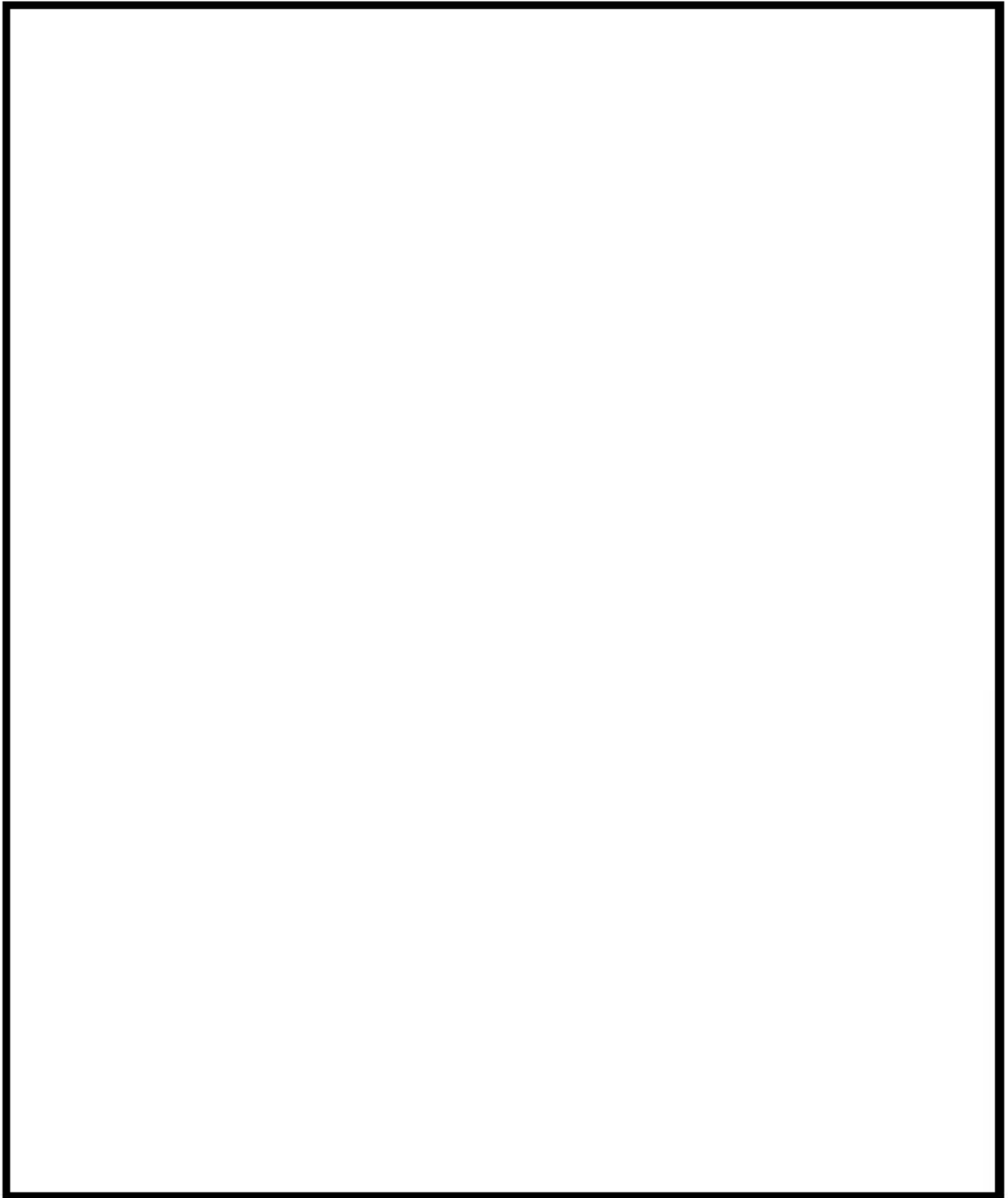


図4 THAI 試験 (HR-3) のGOTHICによるノーディング

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

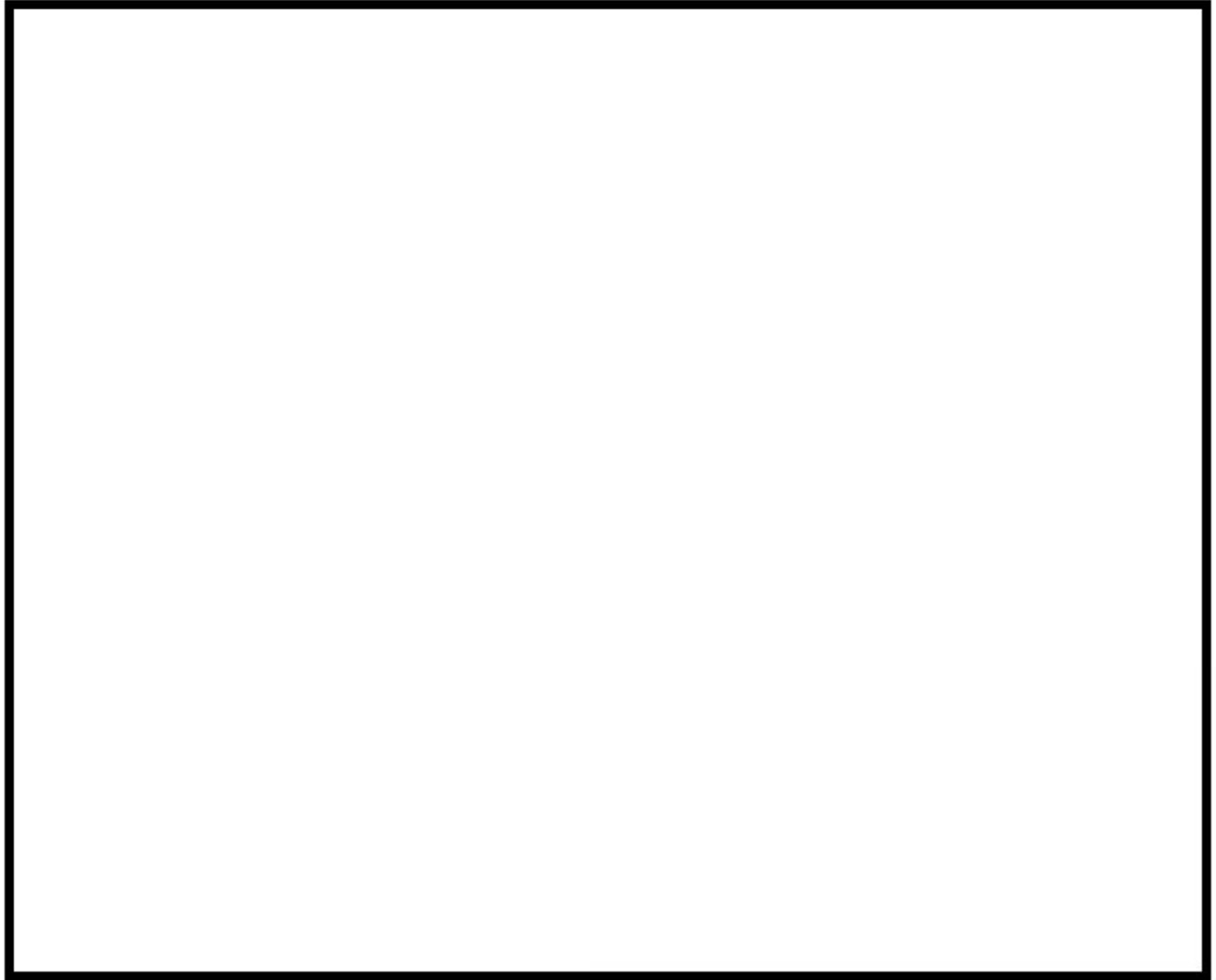


図 5 容器内水素濃度分布の比較

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



図6 水素処理量の比較

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

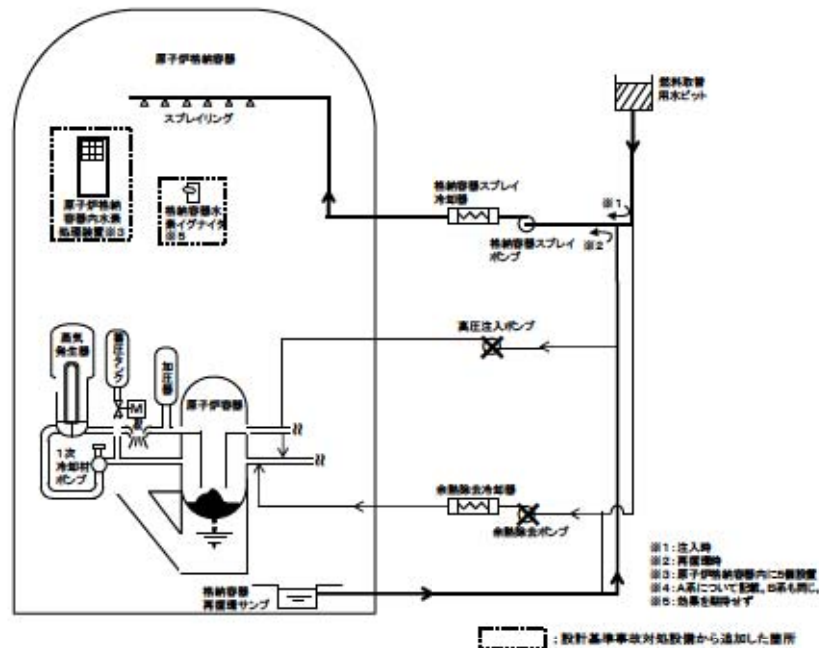


図 1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

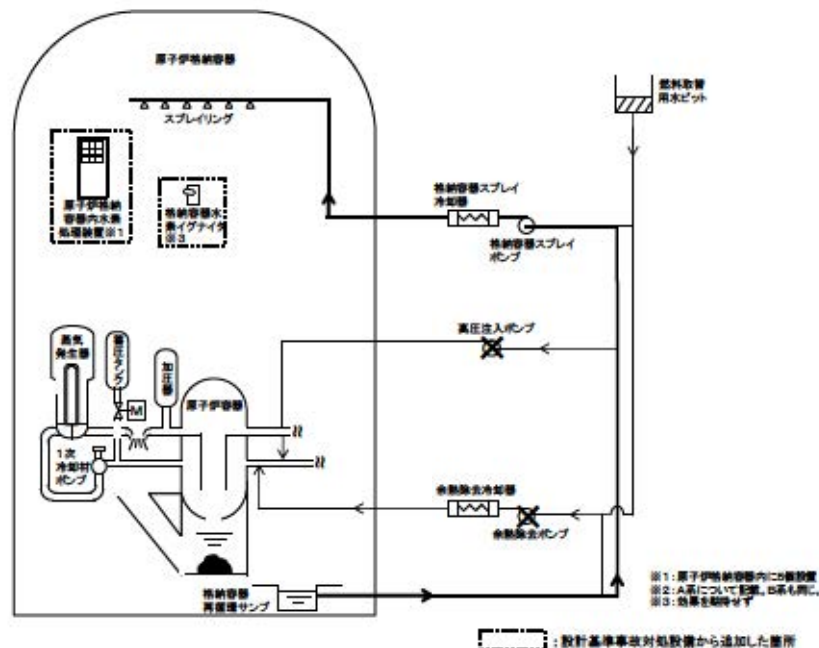


図 2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）

原子炉格納容器内の水素混合について

1. はじめに

重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。

財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるといった濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。

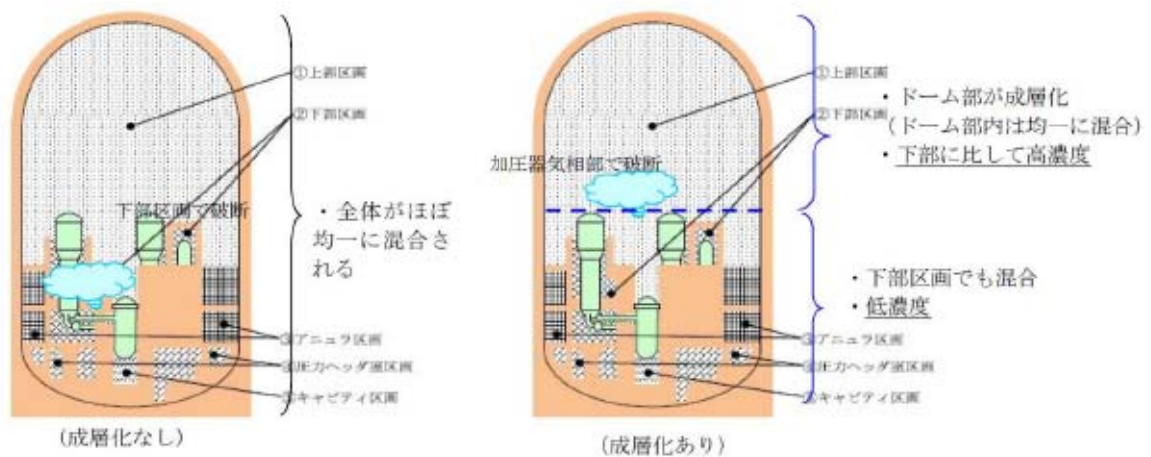
そこで、泊3号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*¹でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤SG からの放熱等による上昇流により格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないとする。

次頁以降において NUPEC 試験の概要、実機における考察、感度解析結果、まとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。

表1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)* ¹ 、有効性評価
②自然対流冷却		JNES 解析(H18)* ²
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)* ¹
⑤SG からの放熱等	混合に寄与	

*¹ 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）*² アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）



2. NUPEC 試験で得られた知見の概要

NUPEC において可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験が行われ、原子炉格納容器内での混合挙動に関する試験結果が報告されている。

M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定し、ヘリウム（水素の代替として使用）ガス・水蒸気の放出を模擬、格納容器スプレイ不作動の試験であり、原子炉格納容器内壁が過熱され、ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差により対流が生じず、ドーム部で熱成層が生じた結果、ドーム部の濃度が高くなったとされている。また、ドーム部内では高さ方向で均一に混合し、その他の区画はドーム部より低濃度を維持している。

一方、M-8-1 試験と同様の試験条件においてスプレイを作動させた場合（M-8-2 試験）又はスプレイ不作動の場合でも破断箇所としてループ室や一般部下部（加圧器逃がしタンク）を想定した試験では、原子炉格納容器全体として良好な対流が発生し、成層化は認められていない。

3. 実機での成層化に係る考察

NUPEC 試験体系と実機の比較を表 2 に示す。NUPEC 試験のうち M-8-1 試験では濃度成層化が生じたが、NUPEC 報告書では、蒸気によりドームの上部壁が過熱され下部との温度差が発生し、対流効果が期待出来なくなつたと考察している。すなわち、M-8-1 試験で温度差が生じた原因は、当該試験装置では実機において混合にも寄与する主要なヒートシンクを模擬しておらず、また、外気の影響を受けない断熱された熱成層が生じやすい体系であったことが考えられる。一方、実機の原子炉格納容器の構造としては熱容量が大きく、さらに外気への放熱に期待できることからドーム部のみ温度上昇することはないと考えられる。

このため、実機の原子炉格納容器のドーム部で成層化が生じる可能性は低い。これは、平成 18 年に JNES で実施された実機体系で加圧器気相部破断・スプレー不作動を想定した解析*²によっても確認されている（ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差は、NUPEC 試験同ケースで約 65℃に対して、解析の結果は 10℃以下）。


なお、実機においては、格納容器スプレーが不作動の場合においても、代替格納容器スプレーポンプによる代替格納容器スプレー又は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による循環流によって原子炉格納容器全体での混合に寄与することとなる。

また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。

- ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、原子炉格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。
- ・格納容器スプレーや再循環ファン投入により混合を促進。
- ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気の存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。
- ・水素放出後の長期的な安全確保のため、格納容器スプレー、再循環ファンによる混合、間欠スプレー等が有効。


さらに、実機の原子炉格納容器内には PAR を設置している。PAR は、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR 自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。

表2 NUPEC試験体系と実機体系の比較

	NUPEC 試験	泊3号炉	備考
使用ガス	ヘリウム	水素	
原子炉格納容器 体積	約 1,600m ³	約 65,500m ³	
内径	約 10m	約 40m	
ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	原子炉格納容器の熱容量は、実機の方が試験よりも大きく、原子炉格納容器内の温度差に伴う成層化の形成は緩和される。
原子炉格納容器 の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	実機では試験に対して外気への放熱があるため、原子炉格納容器内の温度差は付き難く、原子炉格納容器内の温度差に伴う成層化の形成は緩和される。
水蒸気	0kg/s(M-2-2,M-2-3,M-5-1) 0.03kg/s(M-7-1,M-8-2) 0.04kg/s(M-4-1) 0.33kg/s(M-4-3,M-8-1)	ドーム部の水蒸気量： 約 30~400kg/s (NUPEC 試験体系の大きさでは約 0.7~9.8kg/s に相当*) 破断箇所の水蒸気量： 約 $1 \times 10^5 \sim 1.3 \times 10^6 \text{m}^3/\text{h}$ (120℃)	体系に対して実機での蒸気流量は大きく、対流効果による混合が促進される。
スプレイ	0 m ³ /h(M-2-2,M-2-3, M-4-1,M-4-3,M-8-1) 18m ³ /h(M-5-1) 70m ³ /h(M-7-1,M-8-2)	約 940m ³ /h (2台) (NUPEC 試験体系の大きさでは約 60m ³ /h に相当**) (代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの場合 140 m ³ /h)	実機でのスプレイによる効果は試験に比して大きく、混合促進効果が大きいため、温度差が解消されることから成層化の形成は緩和される。
PAR	なし	約 300m ³ /h/台	再結合による発熱により対流が発生し、混合により成層化の形成は緩和される。
自然対流冷却	なし		自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。

* : $30 \times 1,600/65,500=0.7 \sim 400 \times 1,600/65,500=9.8$

** : $(10/40)^2 \times 940=60$ (10m/40mは試験装置/原子炉格納容器の内径)

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

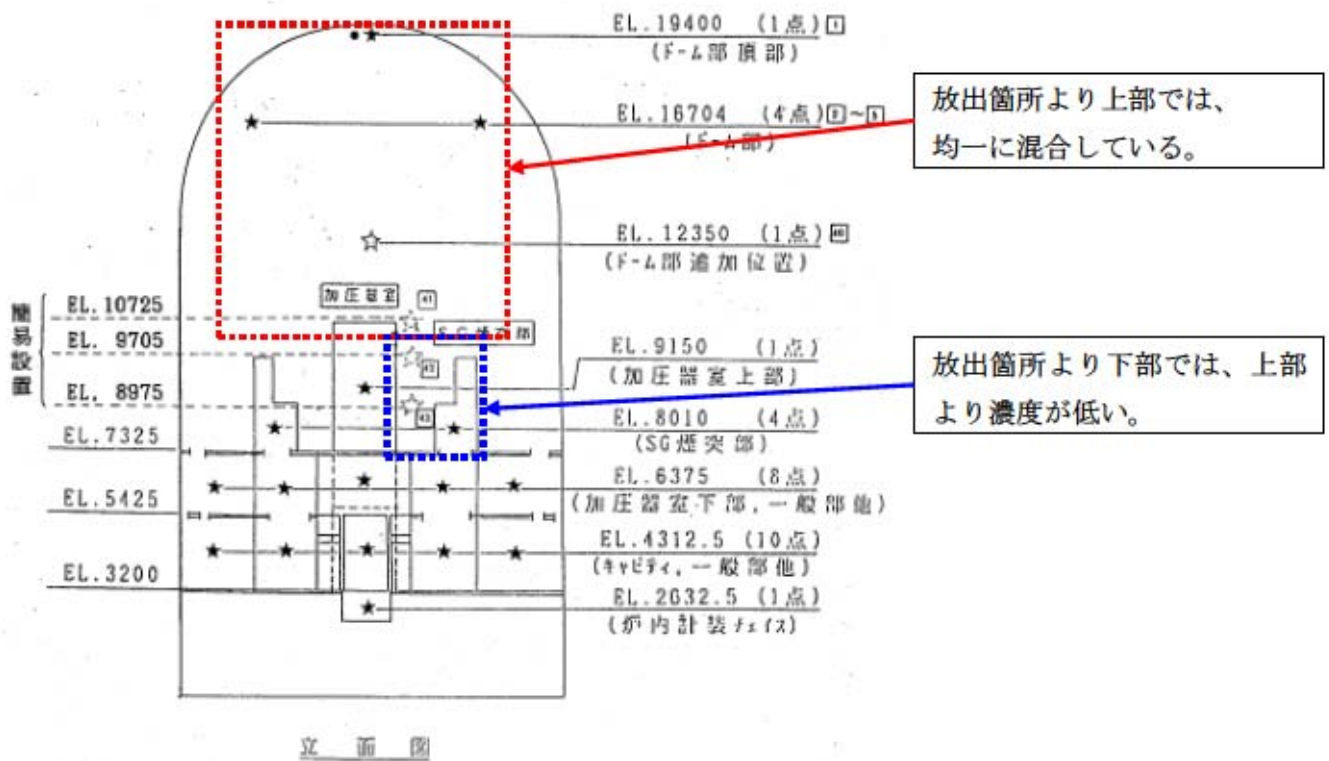


図 1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1

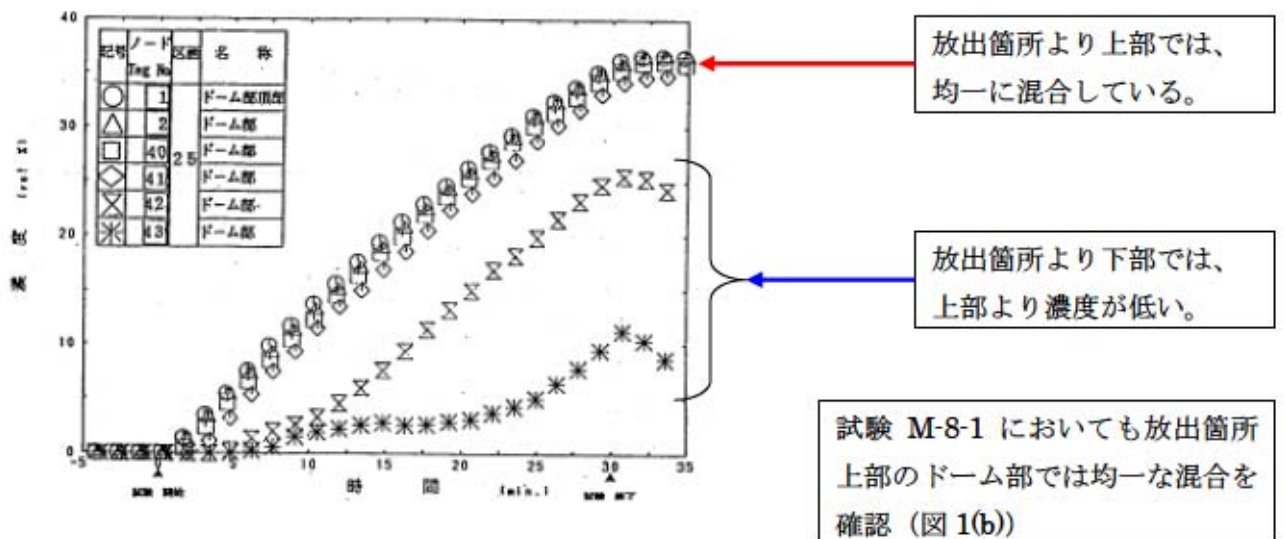


図 1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1

4. 実機における感度解析

前述のとおり、格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の効果によって原子炉格納容器全体の混合が行われるものと考えられるが、より厳しい条件を想定したケース「大 LOCA+ECCS 注入失敗」時に格納容器スプレイ再循環に失敗するシーケンスで原子炉格納容器内の水素混合挙動の解析を実施した。

図 2 及び図 3（3 ループプラント）に示すとおり、3 ループプラントにおける解析の結果、格納容器スプレイ停止後においても原子炉格納容器内には循環流が形成されており、格納容器再循環ユニットの起動以前において既にドライ水素濃度は均一化されている結果となった。また、表 3 に示すとおり、3 ループプラントと泊 3 号炉における申請ケースの解析条件等から、泊 3 号炉において格納容器スプレイが停止する条件とした場合においても、同様にドライ水素濃度が均一化されることが考えられる。

図 5 に示す長期間の解析結果から、長期的にも成層化が生じないことが確認される。これは、水素の分子速度は約 2,000m/s（室温）と非常に大きく一旦拡散して空気・水蒸気と混合した水素分子が原子炉格納容器内で再び偏在するような現象が起こらないことを示している。

なお、上部区画と下部区画のウェット水素濃度に差が確認されるが、こちらは水蒸気濃度の違いが起因しているものであり、ドライ水素濃度については有意な差異はないことがわかる。参考として格納容器スプレイ再循環に成功する申請書ケース（AEI）におけるドライ水素濃度を図 4（泊 3 号炉）に示す。

原子炉容器破損後、主に原子炉下部キャビティにおいて水の放射線分解等で発生する微量な水素は、隣接する区画に拡散するとともに、ドライ水素濃度については有意な差異はないことがわかる。

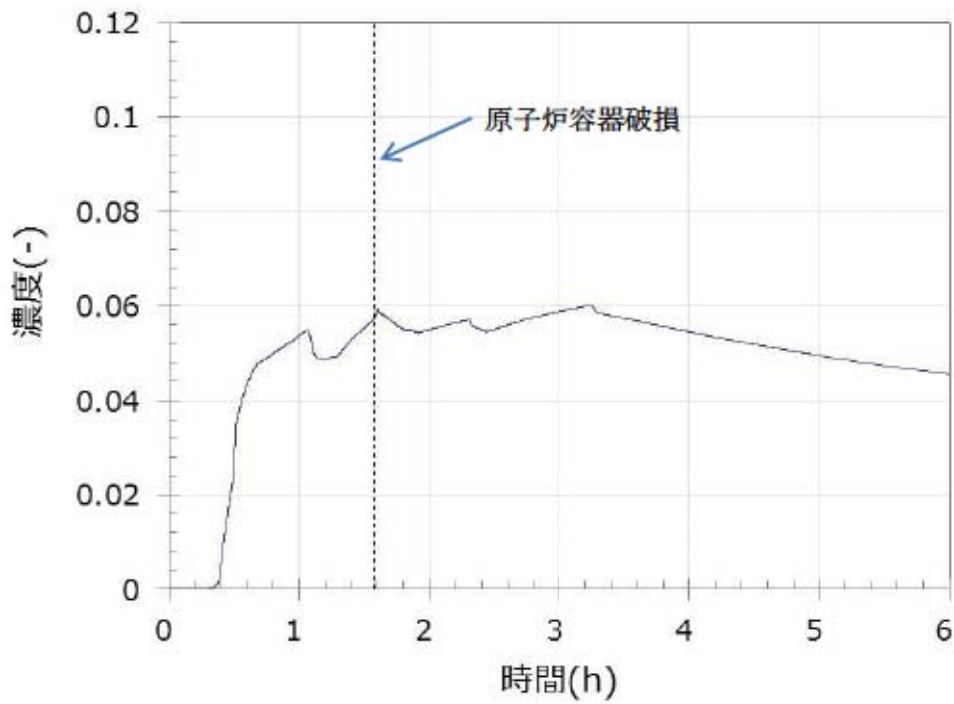
なお、GOTHIC は、NUPEC 報告書において成層化の生じなかった M-7-1、M-4-3 及び成層化の生じた M-8-1 に対して検証解析を行っている。M-8-1 に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。

また、感度解析結果において原子炉下部キャビティ区画の水素濃度がその他の区画と比較して高くなっているが、爆轟の可能性が低いことを別紙 2 に示す。

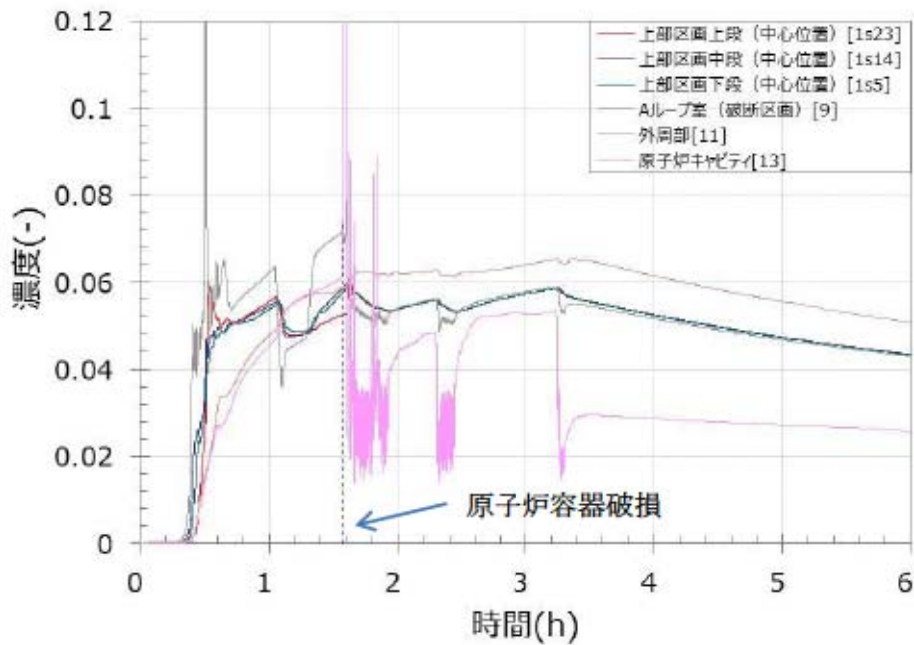
表3 申請書解析と感度解析の事象シーケンス比較

項目	3ループプラント		泊3号炉	考察	
	申請ケース (AEI)	感度ケース (AEW)			
事故シーケンス	大LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環成功 (水蒸気の凝縮により水素濃度が相対的に高くなる事象を想定)	大LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 (スプレイによる混合効果を排除するため)	申請書ケースの事故シーケンスは同様。	3ループプラントと同様のシーケンスを選定	
解析条件	格納容器スプレイ	□ m ³ /h (最大流量)	□ m ³ /h (最大流量)	□ m ³ /h (最大流量)	3ループプラントと同様の格納容器スプレイ流量
	破断位置	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	3ループプラントと同様の破断位置
	格納容器自由体積	67,400m ³	67,400m ³	65,500m ³	3ループプラントと同等の格納容器自由体積
	PAR	有 (5台)	有 (5台)	有 (5台)	3ループプラントと同様の性能のPARを同様の台数配置
解析結果	格納容器内スプレイは再循環運転成功により継続	格納容器内スプレイは約40分で再循環運転に失敗することにより停止	申請書ケースに対して、格納容器スプレイ再循環運転及び再循環失敗を考慮した場合、同様の挙動になると考えられる。		
	ジルコニウム-水反応による水素放出終了時点でスプレイは継続しており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	ジルコニウム-水反応による水素放出終了時点でスプレイは停止しているが、格納容器内には循環流が形成されており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	申請書ケースとして、格納容器スプレイ再循環運転を考慮した場合、図3に示すとおり、炉心溶融開始に伴い破断区画の水素濃度が上昇し、その後原子炉容器破損に伴い原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が上昇する。その後、水素生成が低下することで各区画が均一化されるという一連の挙動は同様であり、再循環失敗を考慮した場合においても、同様の混合挙動になると考えられる。		

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

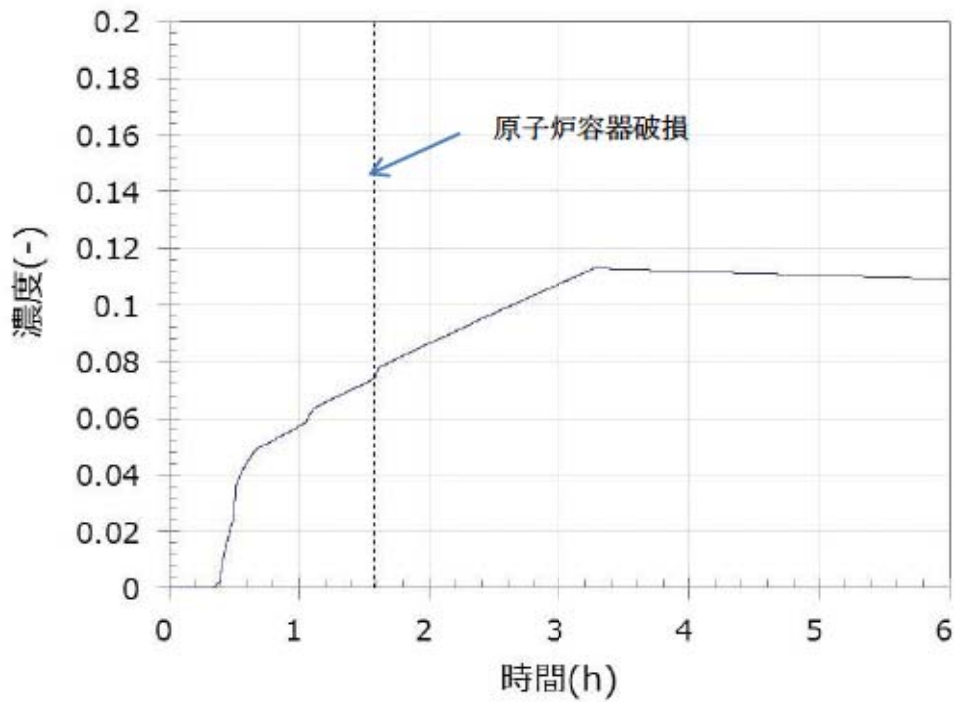


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

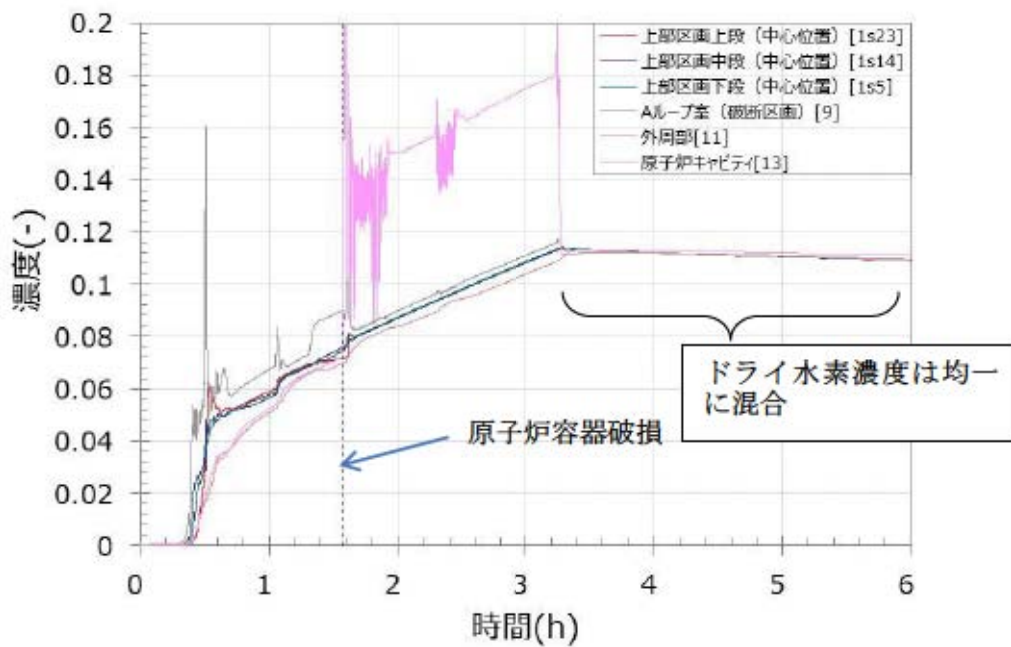


(b) 局所における水素濃度

図2 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるウェット水素濃度

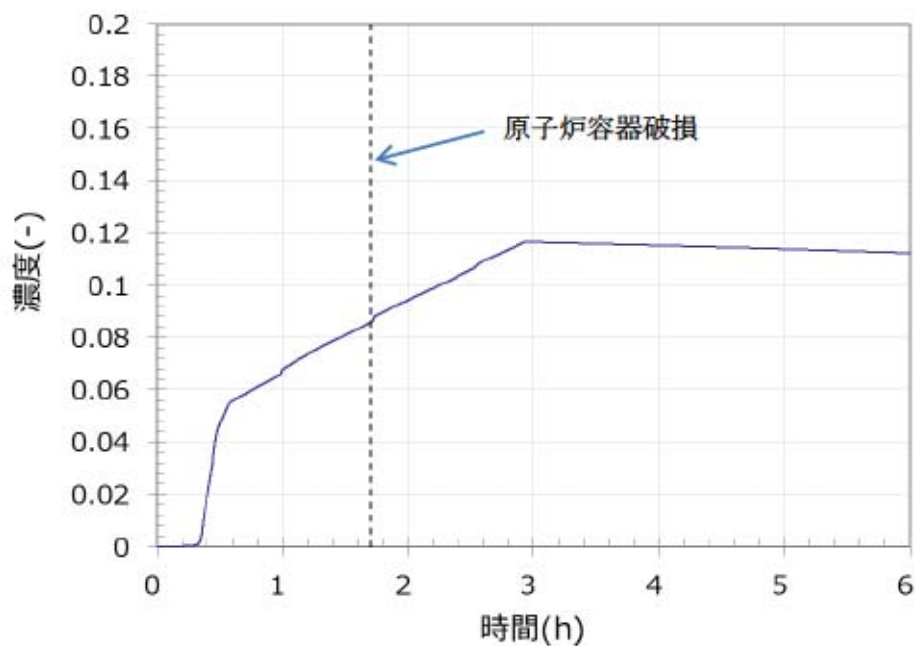


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

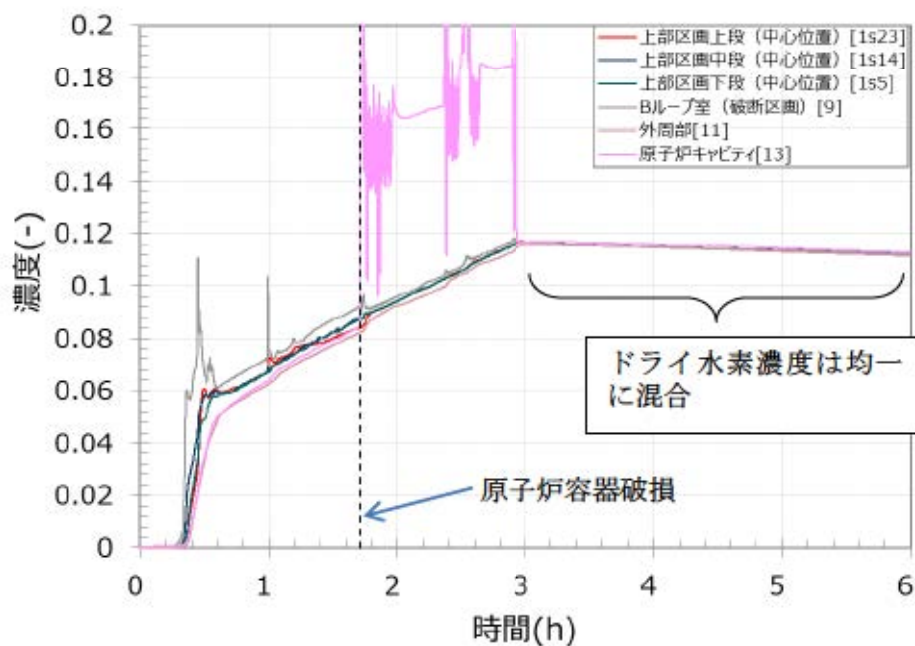


(b) 局所における水素濃度

図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるドライ水素濃度



(a) 原子炉格納容器内平均濃度



(b) 局所における水素濃度

図4 泊3号炉の申請書ケース(AED)におけるドライ水素濃度

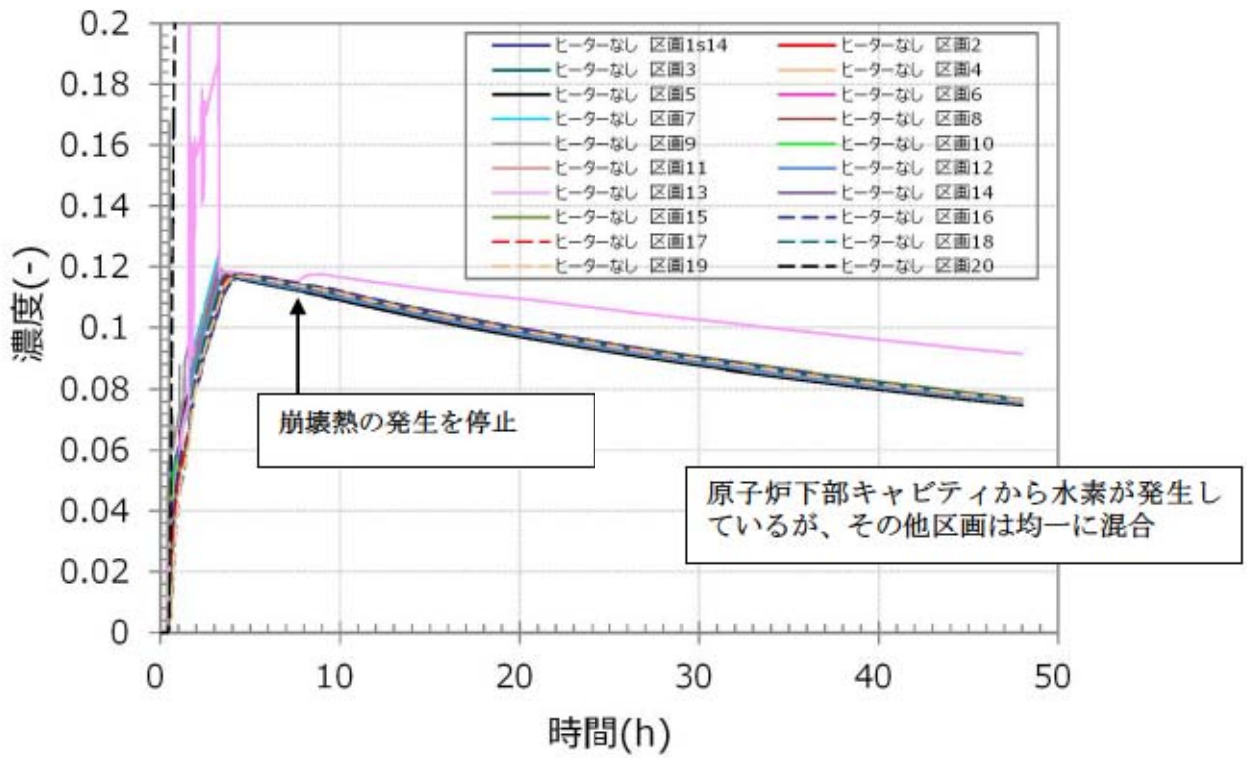


図5 3ループプラントの感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度
 ※ 1Pd 到達時に崩壊熱をなくした条件

5. まとめ

NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所に想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。

実機においては原子炉格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、格納容器内自然対流冷却や代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものとする。

以上

GOTHICによるNUPEC試験(M-8-1)の検証結果について

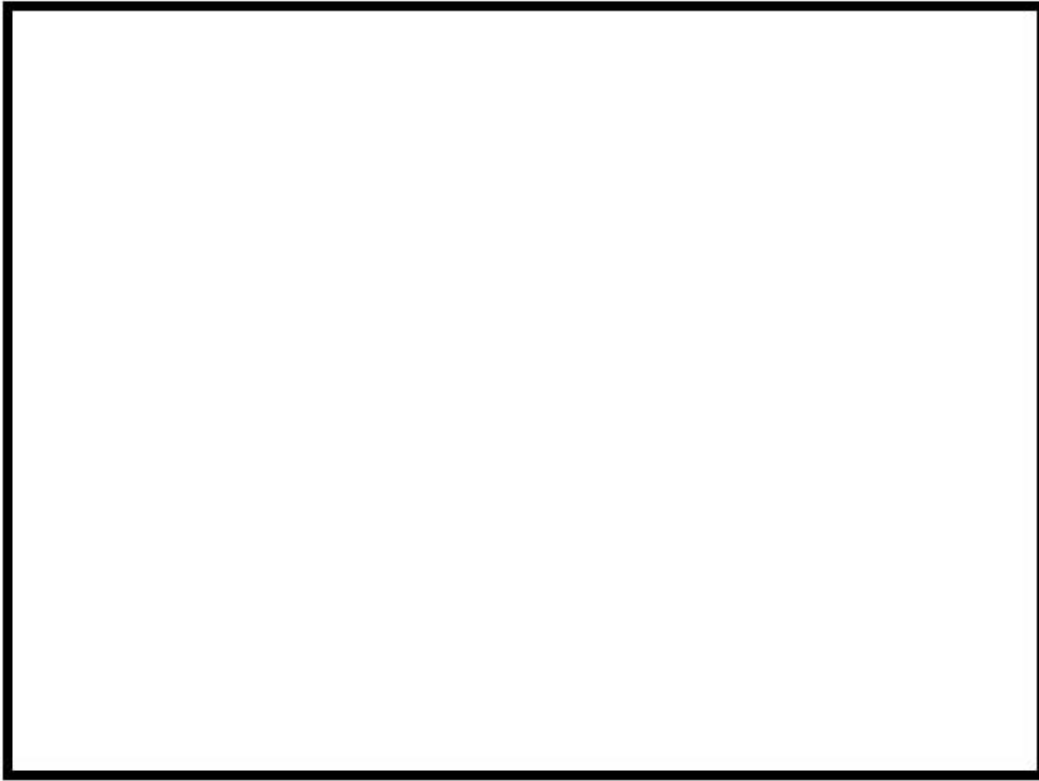
NUPEC試験のうち濃度成層化の生じたM-8-1試験に対して、GOTHICを用いた再現解析を実施した。

M-8-1試験は、加圧器気相部破断を想定したものであり、加圧器室内で発生したヘリウム（水素模擬）及び水蒸気は、加圧器室上端の開口部を經由して原子炉格納容器上部ドーム部へ直接放出されることから、ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴となる。

この挙動をGOTHICで模擬するためには、加圧器室開口部からドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、で分割して検証解析を行った。

別図 1 に GOTHIC による検証結果を示す。原子炉格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないが、下部区画と比較してドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現されている。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



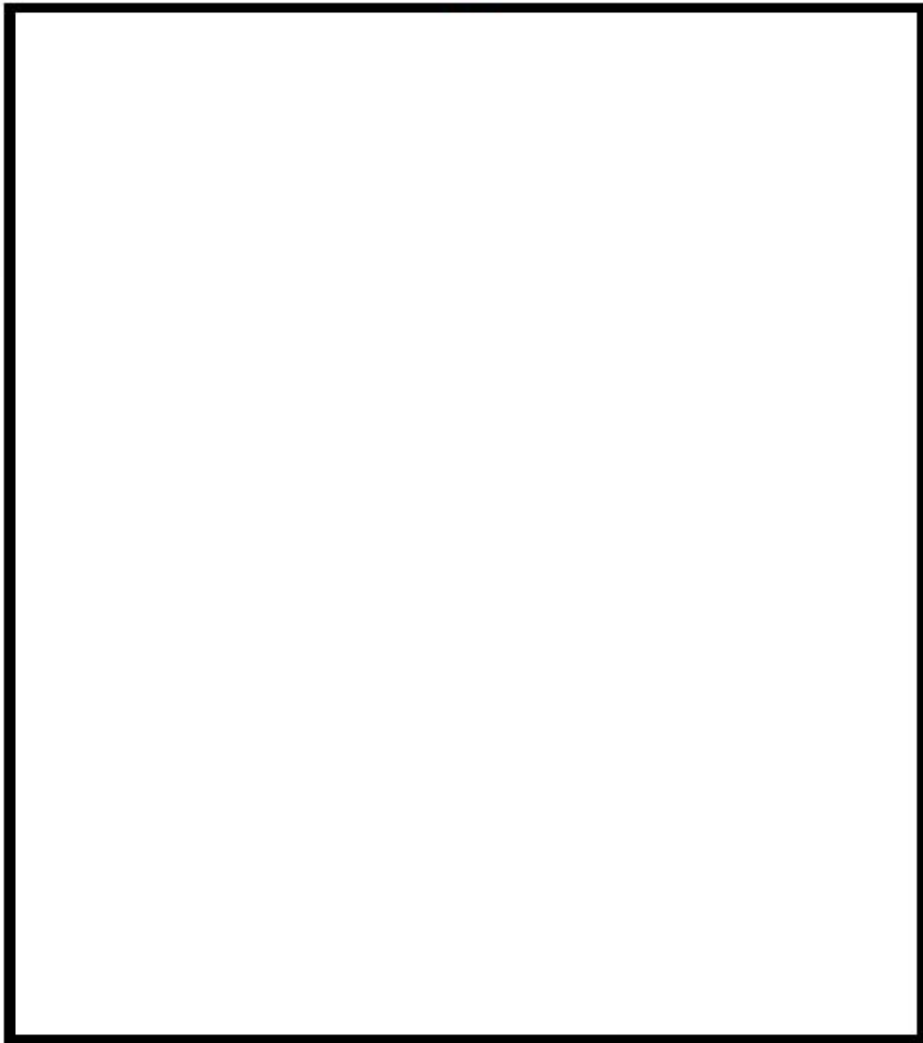
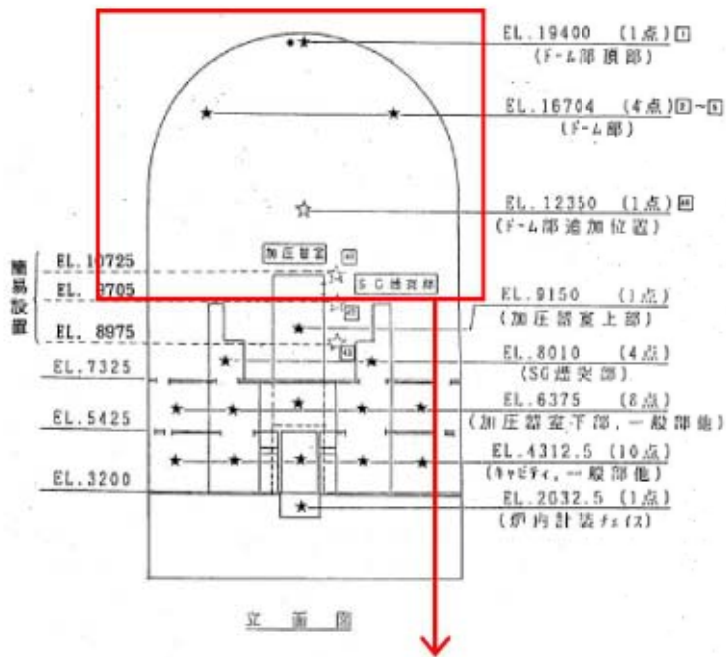
(a) NUPEC 試験結果 (M-8-1 試験)



(b) GOTHIC による検証結果 (M-8-1 試験)

別図 1 GOTHIC による M-8-1 の解析結果

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



別図2 解析モデルイメージ図

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

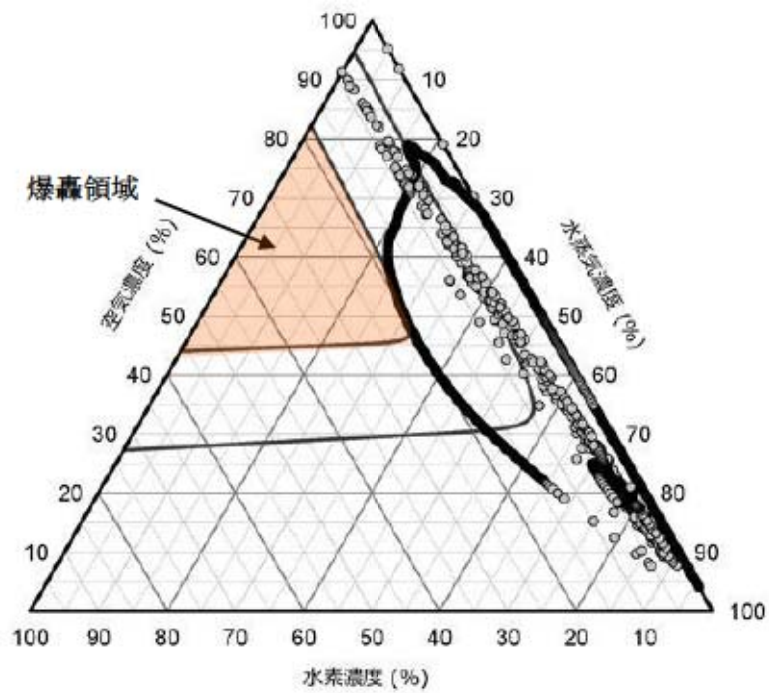
感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画における爆轟の可能性について

原子炉容器破損後は、原子炉下部キャビティ区画が主な水素発生源となり、その他の区画と比較して水素が高濃度で推移するため、爆轟の影響について検討した。

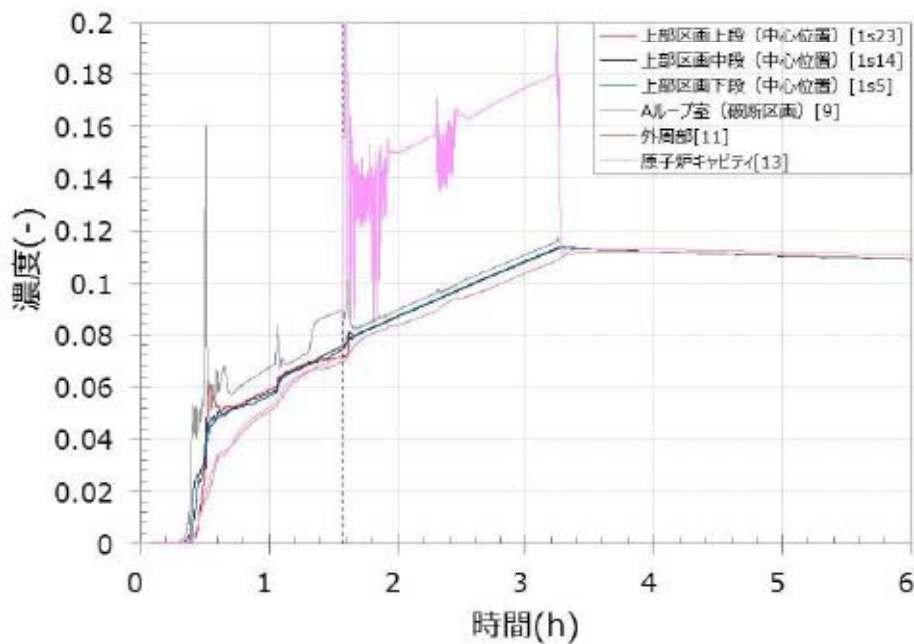
原子炉下部キャビティ区画の気相部の挙動としては、原子炉容器破損直後に原子炉容器から水素と水蒸気が発生し、その後は、熔融炉心の落下に伴う蒸気発生により長期にわたり水蒸気雰囲気となる。

別図3に感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画の三元図及びドライ水素濃度を示す。別図3(a)のとおり、原子炉容器破損直後に約15秒間爆轟領域に入るものの、その後は速やかに水蒸気雰囲気となる。

なお、本評価は、ジルコニウム-水反応による水素発生量を75%に補正しているため、水素発生源である原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が相対的に高くなっている。別図4に75%補正をしない場合の三元図及びドライ水素濃度を示す。この結果、爆轟領域に至っていないことがわかる。

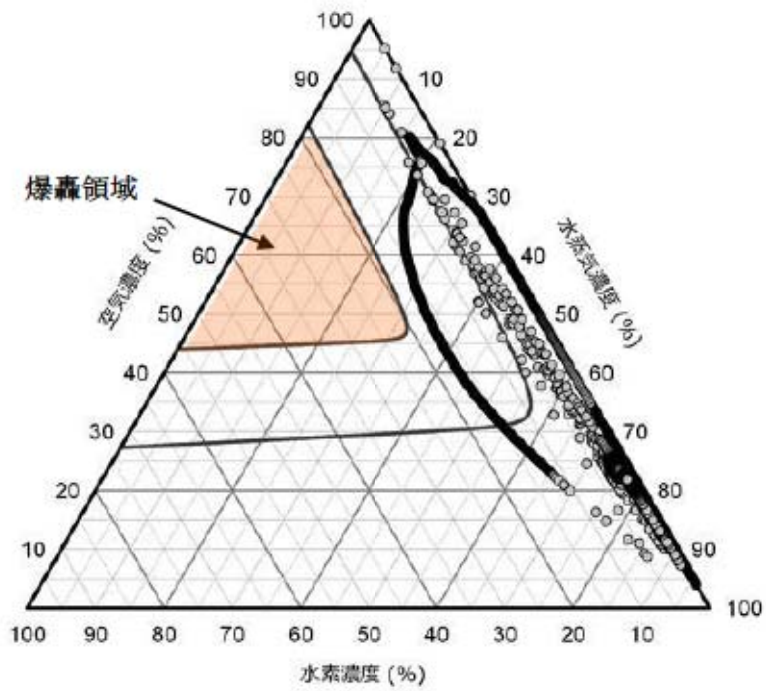


(a) 原子炉下部キャビティ三元図

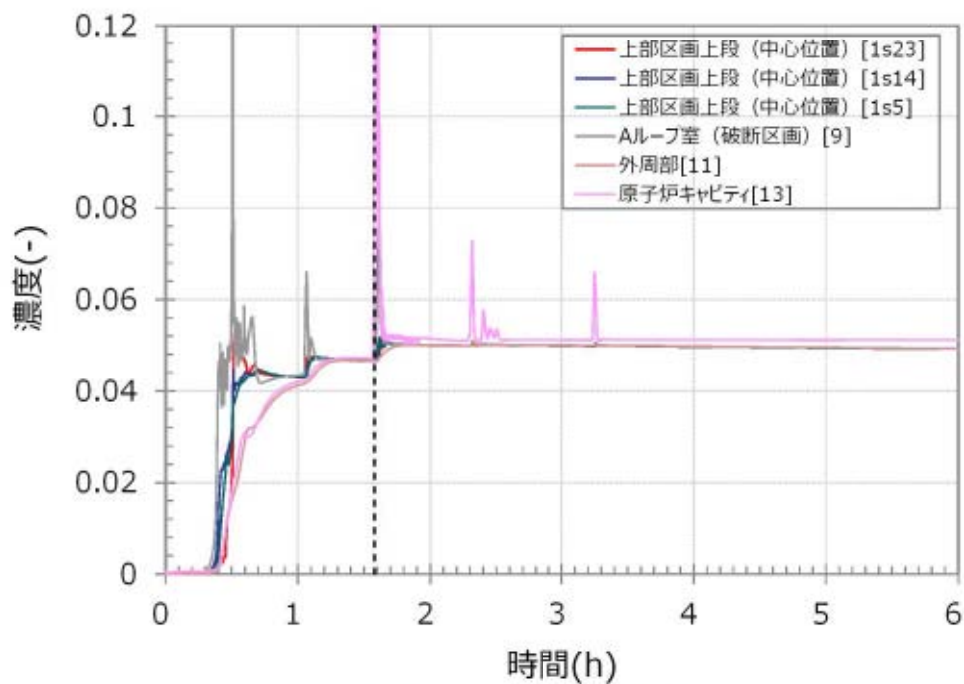


(b) ドライ水素濃度

別図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度(75%補正有)



(a) 原子炉下部キャビティ三元図



(b) ドライ水素濃度

別図4 3ループプラント感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度 (75%補正無し)

(参考) NUPEC 試験条件

試験条件	NO	試験条件									
		CV初期温度 ℃	He 放出		水蒸気放出			スプレイ水			He,水蒸気放出位置
			流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	He,水蒸気 温度(℃)	温度 ℃	流量 kg/s	時間 min	
2. CV 内 He 濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	SG 基礎部 D
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク
4. 放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	68	—	—	—	SG 基礎部 D
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	SG 基礎部 D
5. スプレイによる He 濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	RT	5 (18m ³ /h)	30	加圧器逃がしタンク
7. スプレイによる He 濃度分布・混合試験	M-7-1	(初期) ~70	0.0	0	0.08	0	~110	(初期) 40	19.4	0	SG 基礎部 D
			↓	↓	↓	↓			↓	↓	
			0.03	15	0.03	30			19.4	30	
			↓	↓	↓	↓			↓	↓	
			0.0	30				(70m ³ /h)			
8. 上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
	M-8-2	(初期) ~70	0	0	0	0.08	90	(初期) 40	19.4	0	加圧器逃がし弁(加圧器室)
			↓	↓	↓	↓			↓	↓	
			0.033	15	0.03	30			19.4	30	
			↓	↓	↓	↓			↓	↓	
			0	30				(70m ³ /h)			

梁

┌───┐ : 成層化現象は確認されていない

┌───┐ : ドーム部内放出箇所の上で成層化を確認(上部では均一に混合)

AICC 評価について

1. はじめに

本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼 (AICC: adiabatic isochoric complete combustion) を想定した評価を実施した。

2. 評価の想定

全炉心内の Zr 量の 75% が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力を評価した。

3. 評価方法

(1) 評価条件

全炉心内の Zr 量の 75% が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器 (以下、「CV」という。) 内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表 1 に示す。

AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、CV 全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度 (ウェット水素濃度 8 vol%) となる水蒸気濃度とする。

表 1 評価条件

項目	値	備考
全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内 Zr 質量
初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる通常運転時の原子炉格納容器内温度の最大値
初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる低めの値
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値 (最小自由体積)
燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	CV の圧力上昇が高くなるように CV 全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度

(2) 評価モデル

(a) 計算条件及び記号

- CV内が飽和状態であると想定した上で燃焼前ウェット水素濃度 8 vol% になる水蒸気濃度
- 通常運転時の初期圧力 $P_0 = 101,325$ (Pa)
- 通常運転時の初期温度 $T_0 = 49$ (°C)
- 全炉心内 Zr 質量 $m_{Zr} = 20,200$ (kg)
- 断熱等積完全燃焼 (AICC: adiabatic isochoric complete combustion)
- 燃焼前の化学種は水素、酸素、窒素、水蒸気分子、燃焼後の化学種は酸素、窒素、水蒸気分子のみを仮定し、化学平衡計算は実施しない
- 化学種の定容比熱は定数とする^[1]
- AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用

(記号)

V_{cv}	: 原子炉格納容器自由体積 (m ³)
P_{cv}	: 圧力 (Pa)
T_{cv}	: 温度 (K)
n	: ガス分子数 (-)
m	: ガス質量 (kg)
M	: 分子量 (kg/kmol)
Q_H	: 水素の低発熱量 (1.209×10^8 J/kg) ^[2]
C_v	: 定容比熱 (J/kgK)
ρ_0	: 理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)
R_0	: 一般ガス定数 (8,314 J/kmol · K)
$P_{sat}(T)$: 温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa) ^[3]
$()_0$: 運転時の状態
$()_i$: i 化学種の値 i=0(酸素)、i=N(窒素)、i=H(水素)、i=S(水蒸気)、 i=air(空気)、i=Zr(ジルコニウム)
$()'$: 燃焼後の値

(b) CV内の酸素、窒素および水素質量

水素燃焼前の酸素、窒素および水素質量を算出する。これらは解析条件及び気体の状態方程式から以下のように算出できる。

$$\rho_0 = \frac{P_0}{R_0 T_0}$$

$$m_N = 0.78 V_{cv} \rho_0 M_{N_2}$$

$$m_O = 0.22 V_{cv} \rho_0 M_{O_2}$$

$$m_H = 2 \frac{m_{Zr}}{M_{Zr}} M_H$$

(c) 水素燃焼前の状態計算

水素燃焼前の水蒸気質量は、CV内が飽和状態であると想定した上でウェット水素濃度が8 vol%であることを条件に、状態方程式から求める。

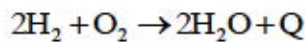
$$\frac{\frac{m_H}{M_H}}{\frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} + \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}} = 0.08$$

$$m_s = \frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} M_s$$

$$P_{cv} = P_{sat}(T_{cv}) + \frac{R_0 T_{cv}}{V_{cv}} \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}$$

(d) 水素燃焼後の状態計算

水素燃焼後の状態を計算する。酸水素反応の化学量論的關係は次式で与えられる。



$$2 \frac{m_H}{M_H} + \frac{m_O}{M_O} \rightarrow 2 \frac{m_s}{M_s} + 2m_H Q_H$$

上記の關係から、酸素に対して水素が不足している状態における化学種の質量は次式で与えられる。ただし、燃焼後の反応に関係しない窒素を除く。

$$m'_H = 0$$

$$m'_s = m_s + m_H \frac{M_s}{M_H}$$

$$m'_O = m_O - 0.5m_H \frac{M_O}{M_H}$$

燃焼前後のエネルギー保存は次式で与えられる。

$$T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i} = T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H$$

※本式右辺の燃焼の定容比熱については、燃焼後の比熱を使用する方が保守的な評価となるため以降の評価では燃焼後の定容比熱を使用することとする。

上式から燃焼後の断熱温度が次式により求められる。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i}}$$

また、この時の圧力は次式より求められる。

$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i'}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

4. 検討結果

検討手順に基づいて、全炉心内の Zr 量の 75% が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による CV 内の圧力上昇の算出結果を以下に示す。(ケース 1)

燃焼前の CV 内ウェット水素濃度：8 vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.82 vol%)

燃焼前の圧力：0.088 MPa [gage]

燃焼後の圧力：0.443 MPa [gage] < 最高使用圧力の 2 倍：0.566 MPa [gage]

以上から、全炉心内の Zr 量の 75% が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による CV 内の圧力上昇を算出した結果、最高使用圧力の 2 倍以下となることを確認した。したがって、本事象についての判断基準を満たすことを確認した。

5. 感度解析

GOTHIC による解析で、全炉心内の Zr 量の 75%が水と反応する時点での、ウェット水素濃度約 9.2vol%における評価結果は以下の通りである。(ケース 2)

燃焼前の CV 内ウェット水素濃度：約 9.2vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.65vol%)

燃焼前の圧力：0.057MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.421MPa[gage] < 最高使用圧力の 2 倍：0.566MPa[gage]

なお、全炉心内の Zr 量の 75%が水と反応した際に、水蒸気が無い、ドライ状態での評価結果は以下のとおりであり、燃焼前の原子炉格納容器内をウェット水素濃度 8vol%相当まで水蒸気で加圧した条件が厳しくなることがわかる。(ケース 3)

燃焼前の水蒸気濃度：0vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.82vol%)

燃焼前の圧力：0.014MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.376MPa[gage] < 最高使用圧力の 2 倍：0.566MPa[gage]

各ケースの評価結果を表 2 にまとめる。

表 2 各ケースの評価結果

ケース	想定 Zr- 水反応 割合	初期水素濃度	燃焼前圧力 MPa[gage]	燃焼後圧力 MPa[gage]	圧力上昇幅 MPa
1	75%	ウェット 8 vol% (水素：332.1[kmol]) (空気：2477.9[kmol]) (水蒸気：1341.6[kmol])	0.088	0.443	0.355
2	75%	ウェット約 9.2vol% (水素：326.8[kmol])※ (空気：2477.8[kmol]) (水蒸気：764.9[kmol])	0.057	0.421	0.364
3	75%	ドライ約 11.8vol% (水素：332.1 [kmol]) (空気：2477.9 [kmol]) (水蒸気：-)	0.014	0.376	0.362

※：GOTHIC 評価結果から引用しており、約 2.9 時間時点までの原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) による水素の処理を考慮

6. 参考文献

- [1] 伝熱工学資料, 日本機械学会
- [2] 燃焼工学ハンドブック, 日本機械学会
- [3] 日本機械学会蒸気表, 日本機械学会

表3 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)

パラメータ		ケース1	ケース3
P_0	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325	←
R_0	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314	←
T_0	初期 CV 内温度 (K)	322.15	←
ρ_0	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831	←
V_{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500	←
M_N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134	←
m_N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144	←
M_O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988	←
m_O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444	←
m_{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150	←
M_{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224	←
M_H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588	←
m_H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6	←
T_{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63	—
$P_{sat}(T_{cv})$	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241	—
m_s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169	0
P_{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.088	0.014
m'_s	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153	5,984
m'_o	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130	←
$C_{v,N}$	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204	932.4449
$C_{v,O}$	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.2130	872.1521
$C_{v,S}$	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723	2,080.520
$C_{v,H}$	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95	11,614.74
Q_H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10^8	←
T_{cv}'	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,077	1,423
P_{cv}'	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])	0.443	0.376
$P_{cv}' - P_{cv}$	圧縮上昇幅(MPa[gage])	0.355	0.362

*1 燃焼後の定容比熱を使用。

*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。

本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。

(参考2)

燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について

燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i C_{v,i}}$$

今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えことで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表4及び表5に示すとおり燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した原子炉格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表6及び表7に示すとおりである。

また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表8に計算結果を示す。

$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。

表4 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1 (ウェット)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1012	0.411	

表5 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3 (ドライ)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1358	0.354	

表6 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1 (ウェット)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量 (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	9.64E+04
	比熱 (J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	9.71E+02
	熱容量 (J/K)	4.04E+07	1.18E+07	6.91E+06	3.45E+07	9.36E+07
中間	質量 (kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.72E+04	9.64E+04
	比熱 (J/kgK)	8.06E+02	7.77E+02	1.05E+04	1.64E+03	1.07E+03
	熱容量 (J/K)	4.37E+07	1.15E+07	3.51E+06	4.45E+07	1.03E+08
燃焼後	質量 (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	3.02E+04	9.64E+04
	比熱 (J/kgK)	8.76E+02	8.33E+02	1.09E+04	1.85E+03	1.17E+03
	熱容量 (J/K)	4.74E+07	1.01E+07	0.00E+00	5.57E+07	1.13E+08

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表7 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース3 (ドライ)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量 (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0.00E+00	7.23E+04
	比熱 (J/kgK)	7.43E+02	6.62E+02	1.02E+04	1.41E+03	8.11E+02
	熱容量 (J/K)	4.02E+07	1.15E+07	6.85E+06	0.00E+00	5.86E+07
中間	質量 (kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.99E+03	7.23E+04
	比熱 (J/kgK)	8.55E+02	8.18E+02	1.07E+04	1.78E+03	9.31E+02
	熱容量 (J/K)	4.63E+07	1.21E+07	3.59E+06	5.32E+06	6.73E+07
燃焼後	質量 (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	5.98E+03	7.23E+04
	比熱 (J/kgK)	9.32E+02	8.72E+02	1.16E+04	2.08E+03	1.02E+03
	熱容量 (J/K)	5.05E+07	1.06E+07	0.00E+00	1.24E+07	7.35E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表8 AICC 評価の計算結果

	燃焼	気体	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	温度(K)
		M	28.0134	31.9988	2.01588	18.01528		
ケース1 (ウエット)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	—	359.63
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	1.34E+03	4.15E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	3.02E+04	—	1077
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	1.67E+03	3.99E+03	
ケース3 (ドライ)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0	—	322.15
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	0	2.81E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	5.98E+03	—	1423
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	3.32E+02	2.64E+03	
気体	n' / n	T_{cv}' / T_{cv}	$(n' / n) \times (T_{cv}' / T_{cv})$	P_{cv} (MPa[abs])	P_{cv}' (MPa[abs])	P_{cv} (MPa[gage])	P_{cv}' (MPa[gage])	圧力上昇幅 (MPa)
ケース1 (ウエット)	0.96	2.99	2.87	0.190	0.545	0.088	0.443	0.355
ケース3 (ドライ)	0.94	4.42	4.16	0.115	0.478	0.014	0.376	0.362

注：M(分子量)、m(質量 kg)、m/M(モル数)

安定状態について

水素燃焼（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度が安定または低下傾向

原子炉格納容器安定状態の確立について**【格納容器スプレイ再循環運転が可能な場合】**

第 7.2.4.12 図及び第 7.2.4.13 図の解析結果より、格納容器スプレイ再循環運転を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度が低下に転じる、事象発生の約 3 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

【格納容器スプレイ再循環運転が不可能な場合】

事象発生から格納容器内自然対流冷却を開始するまでの時間（約 2 時間）に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始後、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じるまでの時間（約 25 時間*）を足した事象発生の約 27 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

※評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を参考として、第 7.2.1.1.8 図及び第 7.2.1.1.9 図の原子炉格納容器圧力及び温度の解析結果より、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始から原子炉格納容器圧力及び温度が安定し、低下に転じる時間。

格納容器スプレイ再循環又は格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について

格納容器スプレイ再循環運転または格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の冷却又は除熱を継続して行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。

溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の 原子炉格納容器内水素濃度について

1. はじめに

溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるコンクリート侵食及びそれに伴う水素の追加発生を考慮した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、有効性評価で示す評価結果を上回る可能性があると考えられる。

したがって、以下のとおり MCCI の現象の不確かさを考察したうえで、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり面積を小さく設定した極端な解析条件における感度解析を実施し、有効性評価結果への影響を確認した。

その結果、ドライ条件に換算した水素濃度は、有効性評価において約 11.7vol% 以下であるのに対して、MCCI による追加水素を考慮した場合においても約 12.5vol% 以下となり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

2. MCCI の現象の不確かさについて

コンクリート侵食に至る過程は、

- ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 溶融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

のように段階的に進展する。それぞれの現象の不確かさによる影響と、解析上の取り扱いは、以下のとおりである。

① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

溶融炉心の拡がり面積により、水・コンクリートへの伝熱面積に影響が生じる。

解析上の溶融炉心の拡がり面積は、PULiMS 実験により得られた知見に基づいて設定している。

実機条件においては、溶融炉心の落下過程において細粒化する溶融炉心の量はわずかであるため、相当量の溶融炉心が固化されないまま原子炉下部キャビティ床に堆積する。このため、PULiMS 実験による知見から、実機条件においては溶融炉心の拡がり面積は大きくなると考えられるが、MCCI の観点で厳しくなるように拡がり面積を極端に小さく設定した場合の感度解析を 3 項において実施する。

② 熔融炉心の冷却過程

水-熔融炉心間の冷却により、コンクリートへの伝熱量に影響が生じる。

実現象としては、クラスト表面に亀裂が生じることによるクラストへの浸水及びクラストの表面形状の凹凸による伝熱面積の増加により、熔融炉心の冷却は促進されるが、解析上は、これらの現象を取り扱っていない保守的なモデルとなっており、発熱体を平板状と模擬し、Kutateladze の相関式によって伝熱量を評価したモデルとなっている。

3項において、水-熔融炉心間の熱流速の影響を考慮した条件も組み合わせて感度解析を実施する。

③ コンクリートの侵食過程

コンクリートの侵食により、追加水素の発生量に影響が生じる。

熔融炉心とコンクリートの伝熱については、実現象としては、熔融炉心の表面形状により発熱体とコンクリートの接触面積の不確かさが存在するが、解析上は、平板状の発熱体がコンクリートと密着した保守的なモデルになっている。

また、熔融炉心からの伝熱によるコンクリート侵食量については、コンクリートの組成、融点等の物性値が把握されていることから、評価上の不確かさは存在しない。さらに、コンクリート溶解により発生する水蒸気等のガスの全量が、熔融炉心に侵入するように保守的なモデルとなっており、熔融炉心内におけるガスと金属との化学反応による水素発生量を化学平衡計算により評価している。

3. 追加水素発生による影響評価

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 (AEI)」は、原子炉下部キャビティ水位が高く、かつ、水温が低くキャビティ水の密度が大きいことから、熔融炉心の冷却が促進され、MCCI の観点では厳しくならない。

一方、MCCI の観点で厳しい評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 (AED)」である。

このため、水素濃度をより厳しい条件で評価する観点から、表 1 のとおり、AED において原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような極端な条件で感度解析を実施し、そこで得られた水素発生量を AEI による水素濃度評価に足し合わせることで原子炉格納容器内水素濃度評価を実施した。

感度解析の結果を図1及び図2に示す。約18cmのコンクリート侵食が生じ、水素が生成されるが、コンクリート侵食の停止に伴い水素の発生が停止している。水素発生量は表2のとおり、ジルコニウムに起因するものであり、全炉心内のジルコニウム量の約6%が反応している。

このMCCIによる追加水素発生量を加えた場合においても、図3に示すとおり、ドライ条件に換算した水素濃度は約12.5vol%以下となり、13vol%を下回ることを確認した。

以上

表1 感度ケースの解析条件

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
基本 ケース	代替格納容器 スプレー作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度 ケース	代替格納容器 スプレー作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 (注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 (注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

(注) 大気圧条件

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表2 MCCI による水素発生量の推移

時刻		RV 破損前	RV 破損後 30 分	RV 破損後後期
		1.6 時間	2.1 時間	10 時間
MCCI	Zr	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小 計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)

※ () 内は全炉心 Zr 量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合

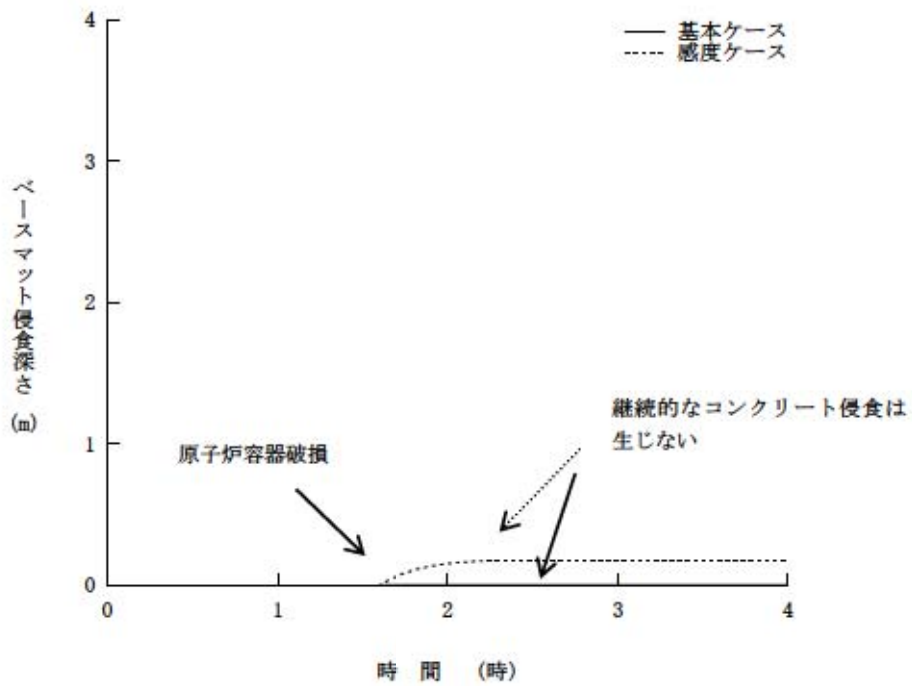


図1 ベースマット侵食深さの推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

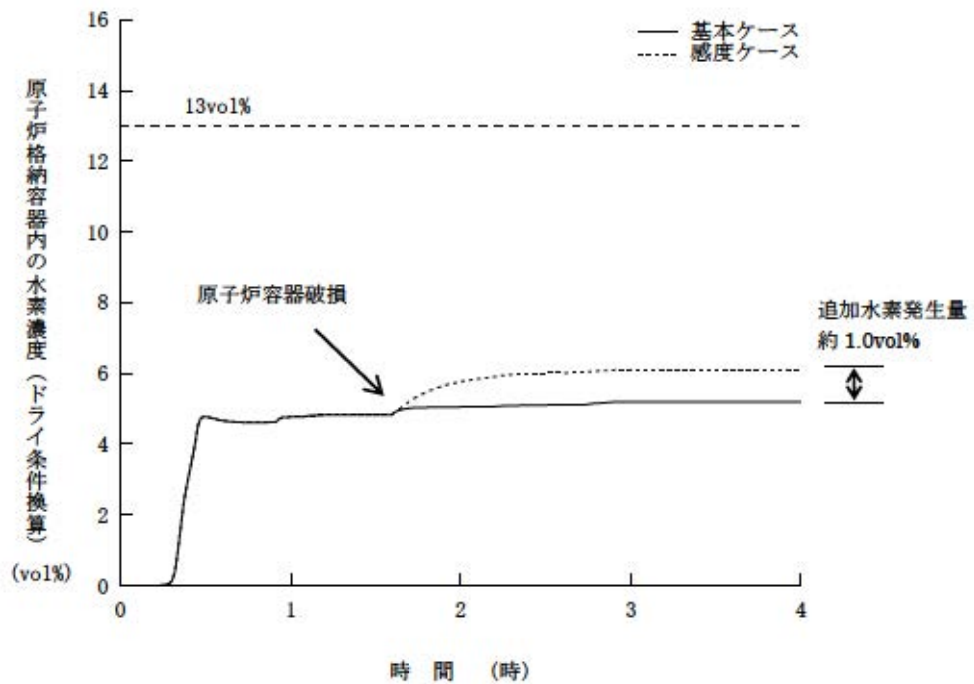


図2 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

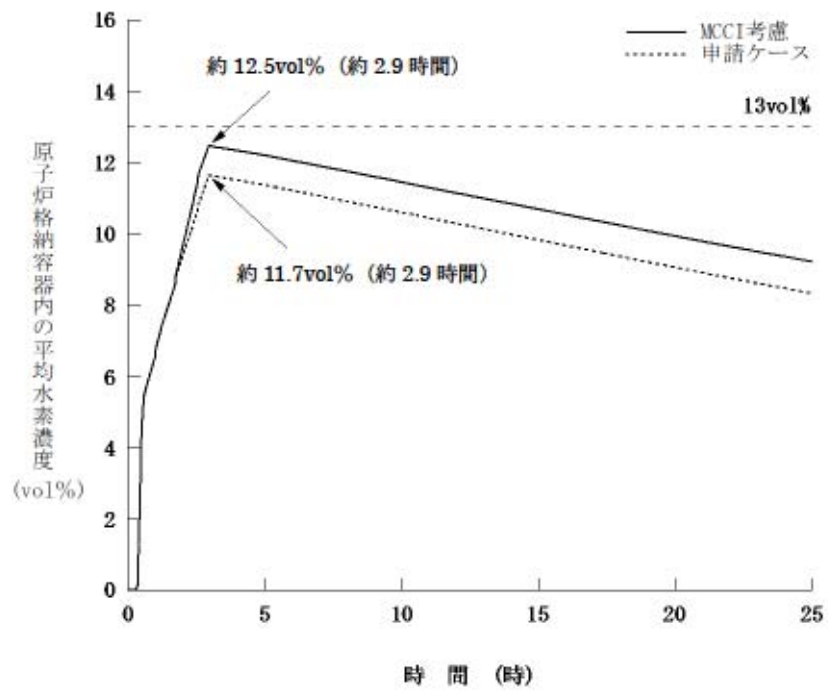


図3 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移

※保守的に、MCCIによる追加発生分に対する水素処理は考慮していない。

事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合の
ドライ水素濃度について

水素燃焼に係る有効性評価においては、審査ガイドにおいて「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする」とされている。このため、MAAPの評価結果のジルコニウム-水反応による水素生成期間において、一定速度でジルコニウム-水反応量が増加すると仮定して全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正し、GOTHICにて原子炉格納容器内の水素混合気の挙動を計算している。

ここでは、気体の状態方程式を用い、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の原子炉格納容器内のドライ換算水素濃度を以下のとおり計算した。

ジルコニウムの水による酸化反応は次の式で表される。



従って、ジルコニウム-水反応により生成される水素のモル数は次の式のとおりである。

$$n_{\text{H}_2} = 2m_{\text{Zr}} / M_{\text{Zr}} \quad (W_{\text{H}_2} = 2 n_{\text{H}_2}) \quad (2)$$

ここで、

- m_{Zr} : Zr質量 約15.15 t (全炉心ジルコニウム量の75%)
- M_{Zr} : Zr原子量 91.224 g/mol
- n_{H_2} : 生成される水素のモル数
- W_{H_2} : 生成される水素の重量

また、原子炉格納容器内の空気モル数は空気を理想気体として扱くと次の式で表される。

$$n_{\text{Air}} = P_{\text{cv}}V_{\text{cv}} / RT_{\text{cv}} \quad (3)$$

ここで、

- R : 気体定数 8.314 J/(K・mol)
- T_{cv} : 原子炉格納容器内温度 49°C
(通常運転時の原子炉格納容器内温度の最大値を使用)
- P_{cv} : 原子炉格納容器内圧力 約 1.01×10^5 Pa (大気圧: 1atm)
- V_{cv} : 原子炉格納容器自由体積 65,500m³
- n_{Air} : 原子炉格納容器内の空気モル数

従って、保守的に水蒸気を考慮しない原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は(2)、(3)式の空気及び水素のモル数から次の式で表される。

$$C_{\text{H}_2, \text{dry}} = (n_{\text{H}_2} / (n_{\text{Air}} + n_{\text{H}_2})) \times 100 = \text{約}11.82\text{vol}\%$$

ここで、

$C_{\text{H}_2, \text{dry}}$: 原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度

以上のおり、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場
合においても、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度
が13vol%に到達することはない。なお、水の放射線分解等によって長期的に
発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) の効果により
減少する。

以 上

格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について

炉心損傷時に熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮し全炉心ジルコニウムの 81%が水と反応とした場合の原子炉格納容器内の水素発生挙動解析 (MAAP/GOTHIC 解析) より、原子炉格納容器内の水素濃度を 8 vol% (ウェット) 程度に抑えることができることを確認している。

図 1 に格納容器水素イグナイタ (以下、「イグナイタ」という。) を設置した場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、図 2 にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のドライ換算した水素濃度の推移を示す。同図より、イグナイタにより初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果があることが確認できる。

【評価条件】

- ・全炉心 81%ジルコニウム-水反応 (熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮) を仮定、水の放射線分解、金属腐食、ヒドラジンの放射線分解を考慮
- ・大 LOCA+ECCS 注入失敗のケース
- ・原子炉格納容器内水素処理装置 5 個、イグナイタ 12 個設置
- ・水素濃度 8 vol% (ウェット) で着火するとした。

水素濃度が 8 vol% に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。

長期的に原子炉格納容器内水素処理装置での再結合により水素濃度が低下している。

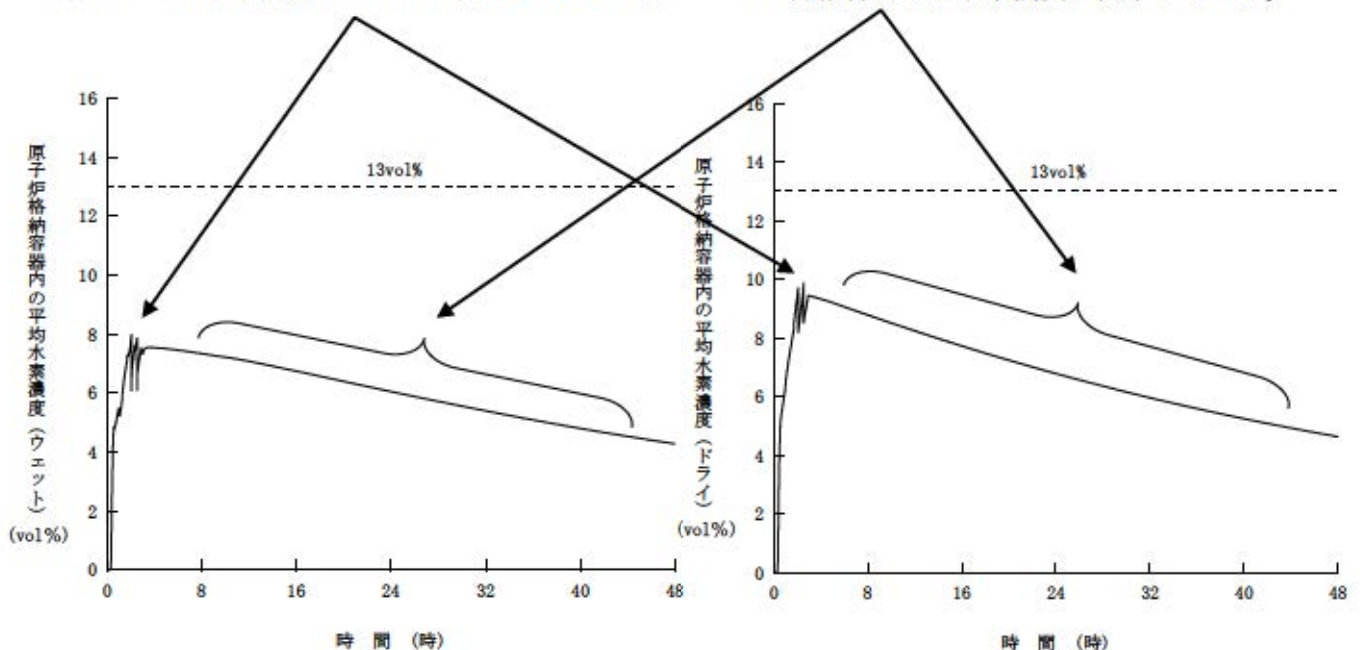


図 1 原子炉格納容器平均ウェット水素濃度

図 2 原子炉格納容器平均ドライ水素濃度

格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置

1. 原子炉格納容器内の水素混合について

重大事故時に発生する原子炉格納容器内の水素の混合挙動については、格納容器スプレイ等により原子炉格納容器全体で大きな循環流が形成され、濃度は均一化すると考えられている。

また、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として、①代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*¹でも提言）しており、上下区画に濃度差が生じるという濃度成層化が起こる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないとする（表1）。

表1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) * ¹ 、有効性評価
②自然対流冷却		JNES 解析 (H18) * ²
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) * ¹
⑤SG からの放熱等	混合に寄与	

* 1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）

* 2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）

2. 炉心損傷時に発生する水素への対応

炉心の著しい損傷時の原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るために、水素濃度制御装置として PAR 及び格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）の両者を原子炉格納容器内に設置している。

PAR 及びイグナイタについては、炉心損傷時に発生する水素は原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果等も踏まえて、

水素が放出される位置とその後の通過経路を推定して設置し、発生した水素を確実に処理することとしている。

しかしながら、仮にこれらイグナイタによっても処理できず、原子炉格納容器ドーム部に流入し頂部付近に滞留もしくは成層化した水素に対しても早期段階から確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち1個予備）を追加設置する。（図1）

3. イグナイタの追加設置による効果について

原子炉格納容器内の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち1個予備）のイグナイタを追加設置する。

具体的な設置位置は、最上部の格納容器スプレイング上部である（図1）。

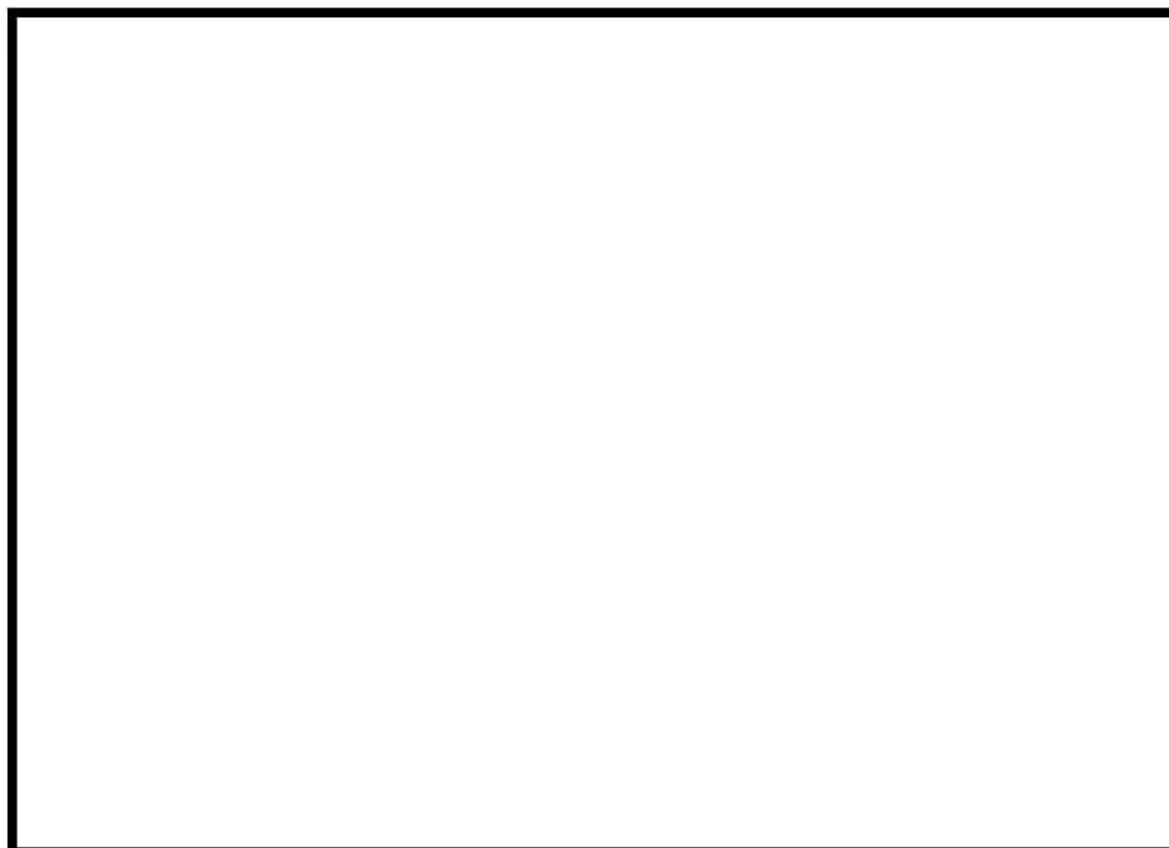
イグナイタはウェット水素濃度8 vol%以下で水素を着火させる性能を有しており、一般的に水素の火炎伝播は、水素濃度が約4 vol%から可燃領域に入り、約4 vol%から6 vol%では火炎は上方伝播のみ、約6 vol%から8 vol%では上方と水平方向に伝播、約8 vol%以上で下方伝播が起きる。

水素の成層化が生じる状況において水素成層の位置及び厚さには不確かさがあると考えるが、原子炉格納容器上部ドーム部に水素成層化が生じたとしても、イグナイタを最頂部から少し低い位置に設置することで、ウェット水素濃度8 vol%以下の低い水素濃度での着火による火炎の上方伝播により成層化した水素を処理できるものと考えられる。

なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発の防止に対しては、今後も解析方法の不確かさや海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。

イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置 個数
	放出	隣接部又は 通過経路	想定事項	
加圧器逃がしタンク 近傍	○		加圧器逃がしタンクラブチャーディ スクからの水素放出	1個
ループ基礎室及びル ープ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素 の流入	3個
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1個
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1個
各ループ室	○		RCS 配管の破断口からの水素放出	3個
ICIS シンプル配管室 入口扉近傍	○	○	ICIS シンプル配管室入口扉からの水 素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素 の流入	1個
ICIS シンプル配管の CV 一般部から ICIS シ ンプル配管室への床 貫通近傍	○		ICIS コンジット床面貫通部からの水 素放出	1個
原子炉格納容器ド ーム部の頂部付近	仮にこれらイグナイタにより処理できず、原子炉格納容器 ドーム部に流入し頂部に滞留もしくは成層化した水素			2個※

※：1個予備



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(水素燃焼)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

なお、枠囲みの範囲は機密情報に係る事項のため、公開することはできません。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/3）(MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員操作を介すことなく格納容器内の水素濃度制御を行う。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	<p>○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</p> <p>○炉心ヒートアップ速度（被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、被覆管表面積を2倍とした感度解析により影響確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約30秒早まる 	<p>解析コードにおける炉心ヒートアップに関する基本的なモデルについては、TMI事故の再現性が確認されており、一定の妥当性がある。また、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融の時間に対する感度は小さく、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度が350℃を超過しており、炉心損傷を起点とする運転員操作への影響は小さい。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介すことなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約30秒早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	燃料棒表面熱伝達				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化				
	気液分離・対向流				
原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	<p>原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介すことなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/3)(MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的に厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷前に発生する水素量はわずかであり、かつ、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における下部ヘッドの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的に厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に影響する解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件を用いた感度解析により原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	1次系内FP挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	<p>PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHEBUS-FP実験解析において、燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることが確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。したがって、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHEBUS-FP実験解析において燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なFP放出割合は同程度となっている。また、FP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3) (MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>・MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分が全て原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積として原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmであった。さらに、これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食が生じないことを確認した。MCCIによって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は13%を下回り、水素処理装置(PAR及びイグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認した。</p> <p>・ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。</p>	<p>感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことが確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に影響する解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、全てジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、追加発生となる水素については、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより処理が可能である。</p>
	炉心デブリと原子炉下部キャビティ水の伝熱				
	炉心デブリとコンクリートの伝熱				
	原子炉格納容器内FP挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	<p>ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

表2 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員操作及び評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響		
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構造式及び相関式	NUPEC試験 TestM-7-1 の試験解析により、水素濃度に与える影響を推定したところ各区画の水素濃度予測に与える影響はピーク値に対し約 2.4%と推定	爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレー冷却に影響する解析モデルは、NUPEC検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「3.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
		非凝縮性ガスの輸送モデル					
		ノーディングスキーム					
	スプレー冷却	多相流モデル	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。				
		界面積モデル					
		界面伝達モデル					
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。			有効性評価に用いた構造材凝縮熱伝達モデルを用いると凝縮熱伝達係数については±40%程度の不確かさがある。しかし、最適評価性の高い構造材凝縮熱伝達モデル (DLM-FM) を用いて実機プラント解析を実施した場合と比較しても、水素濃度への影響は無視できる程度に小さいことを確認しているため、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	有効性評価に用いた構造材凝縮熱伝達モデルを用いると凝縮熱伝達係数については±40%程度の不確かさがある。しかし、最適評価性の高い構造材凝縮熱伝達モデル (DLM-FM) を用いて実機プラント解析実施した場合と比較しても、水素濃度への影響は無視できる程度小さいことを確認しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40%程度				
		熱伝導モデル	解析解と一致				
	水素処理	PAR特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用 (組込誤差約 0.3%)			原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。

表3 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/4）

項目	解析条件（初期条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 （初期）	100% (2,652 MWt) ×1.02	100% (2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、熔融炉心の持つエネルギーが大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉容器破損時間が遅くなることで、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力 （初期）	15.41±0.21MPa [gage]	15.41MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きく、1次冷却材圧力の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材 平均温度 （初期）	306.6±2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きく、1次冷却材温度の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度（1次系初期保有エネルギー）が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊より小さいため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊より小さいため、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	50t （1基当たり）	50t （1基当たり）	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/4）

項目	解析条件（事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の完全両端破断	—	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が遅くなることから、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の 75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 11.8vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。
	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源はあるものとする。 水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。	
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することによる発生量を考慮 水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による発生量を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応することによる発生量を考慮 水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による発生量を考慮 	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。 ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。	

表3 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保持圧力を用いた場合、解析で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミングが早くなり、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の保持圧力を用いた場合、解析で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミングが早くなり、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保有水量を用いた場合、解析で設定している保有水量より多くなるため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の保有水量を用いた場合、解析で設定している保有水量より多くなるため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器 内水素処理装置 性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol%、 圧力0.15MPa)	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol%、 圧力0.15MPa)	設計値に基づき設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 また、原子炉格納容器内水素処理装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器 内水素処理装置 個数	5個	5個	配備個数を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器水素イ グナイト	効果を期待せず	効果を期待する	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイトの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。	格納容器水素イグナイトの効果を期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	格納容器水素イグナイトの効果を期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。

表3 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（4/4）

項目	解析条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
その他	格納容器 スプレイ容量	<input type="text"/> m ³ /h/台	<input type="text"/> m ³ /h/台	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。	最確条件の容量を用いた場合、解析条件で使用している容量より小さいため、水蒸気の凝縮に伴う水素濃度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
	水の 放射線分解	水素生成割合 ・炉心水 0.4 分子/100eV ・サンプル水 0.3 分子/100eV	—	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。最確条件の水素の生成割合を用いた場合、解析条件で使用している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
	金属腐食	アルミニウム 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m ² 亜鉛 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m ²	アルミニウム 重量 <input type="text"/> kg 以下 表面積 <input type="text"/> m ² 以下 亜鉛 重量 <input type="text"/> kg 以下 表面積 <input type="text"/> m ² 以下	金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	金属腐食量は、最確条件の金属腐食量を用いた場合、解析条件で使用している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
	ヒドラジンの放射線分解	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 700kg	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 <input type="text"/> kg	ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は標準値として設定。ヒドラジン重量は設備設計値を基に設定。		最確条件のヒドラジン重量を用いた場合、解析条件で設定しているヒドラジン重量より小さいため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。