

- ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し，格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ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1次冷却材圧力が高圧で，原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし，時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」である。

なお，本評価事故シーケンスにおいては，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及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって，本評価事故シーケンスは「7.2.1.2 格納容器過温破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達
- ・1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における1次側，2次側の熱伝達
- ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・蒸気発生器における2次側水位変化，ドライアウト
- ・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原子炉容器内FCI
- ・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FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP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であり、原子炉系及び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の挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより1次冷却材圧力等の過渡応答を求める。

(添付資料7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、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、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の有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2.1表に示す。

(添付資料7.2.1.2.1)

### a. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) リロケーション

炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

#### (b) 原子炉容器破損

最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(添付資料7.2.2.5)

### (3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。

#### a. 事象進展

「7.2.1.2.2(3) a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生の約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。

(添付資料7.2.1.1.13)

なお、加圧器安全弁が動作している事象発生の約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると

同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.2.2, 7.2.1.2.3, 7.2.1.2.4)

#### b. 評価項目等

1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約8.0時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa[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]以下に低減されている。

なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

(添付資料7.2.2.1)

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の

設定」に示す(4)の評価項目について、1次冷却材圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の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し、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」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の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及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心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熔融炉心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熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については、格納容器スプレーが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、ま

た、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」にて評価項目を満足することを確認している。

#### 7.2.2.3 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及び操作時間余裕を評価するものとする。

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」では、設計基準事故対処設備によるECCS等の安全機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉容器が破損する前に加圧器逃がし弁により1次冷却系強制減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、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の開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、加圧器逃がし弁による圧力変化、蓄圧タンクによる圧力変化、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝熱及び原子炉容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、加圧器逃がし弁質量流量、蓄圧注入の圧力損失、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム－水反応速度、燃料ペレットが崩壊する時間及び温

度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

#### (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

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，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしてい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操作に与える影響は小さい。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから，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、原子炉容器破損を起点に操作開始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。

炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器内FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－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。

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、原子炉容器破損を起点に操作開始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。

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、原子炉容器破損を起点に操作開始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。

## b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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14分程度早まるが，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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。

加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは，TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており，1次冷却材圧力に対する感度が小さく，また，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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，下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから，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原子炉容器内FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力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。

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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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。

感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結

果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。

また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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7.2.2.1表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件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，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があることから，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，蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，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，炉心損傷開始が遅くなり，炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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操作の開始が遅くなるが，操作手順（炉心損傷の判断後，準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

また，炉心崩壊熱を最確条件とした場合，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，原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり，原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって，原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが，操作手順（原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開）に変わりはないことから，運転員等操作時

間に与える影響はない。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始とする運転員等操作はなく、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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析

条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、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7.2.2.2)

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因

が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(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の運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であ



り，2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合，基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され，それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし，この場合でも，基本ケースと同様，加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため，1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は，冠水炉心の崩壊熱を，水の蒸発潜熱で除した値に近似でき，この時，冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば，蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し，水位が下がれば，蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し，蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって，10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても，1次冷却系減圧挙動は，基本ケースと同等と考えられる。一方，10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い，基本ケースと比較して，炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり，1次冷却材圧力挙動に影響を与えると考えられる。しかしながら，1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い，蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され，その結果，原子炉容器破損が遅れることにより，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから，加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため，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7.2.1.2.6, 7.2.2.3)

### (3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の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確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。

### (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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.2.2.4)

## 7.2.2.4 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

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」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。

7.2.2.5 結論

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」では、運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し，溶融炉心，水蒸気及び水素が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては，加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備している。

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」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能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，運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧，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及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷

却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の上昇抑制及び除熱が可能である。

その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、並びに水素の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については「7.2.1.2 格納容器過温破損」、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」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、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について確認した結果、運転員等操作時間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小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、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及び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等の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ることが確認で

き，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」  
に対して有効である。

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナ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シビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、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)	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	評価結果を厳しくするよう、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)	$306.6 + 2.2^\circ\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、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。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
初期条件		

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目		条件設定の考え方	
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能が喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
RCP シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 1.5m <sup>3</sup> /h (6.6gpm) (1 台当たり) 相当となる口径 約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1 台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 3.6MW～約 6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

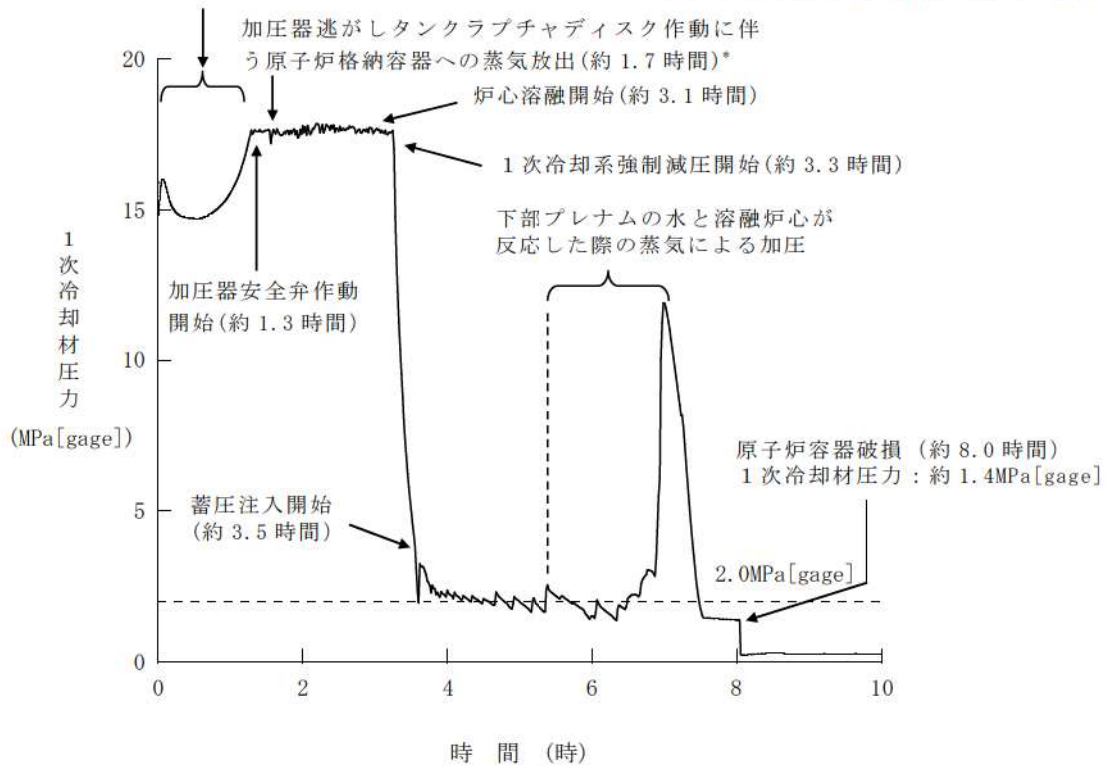


第 7.2.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4 / 4)

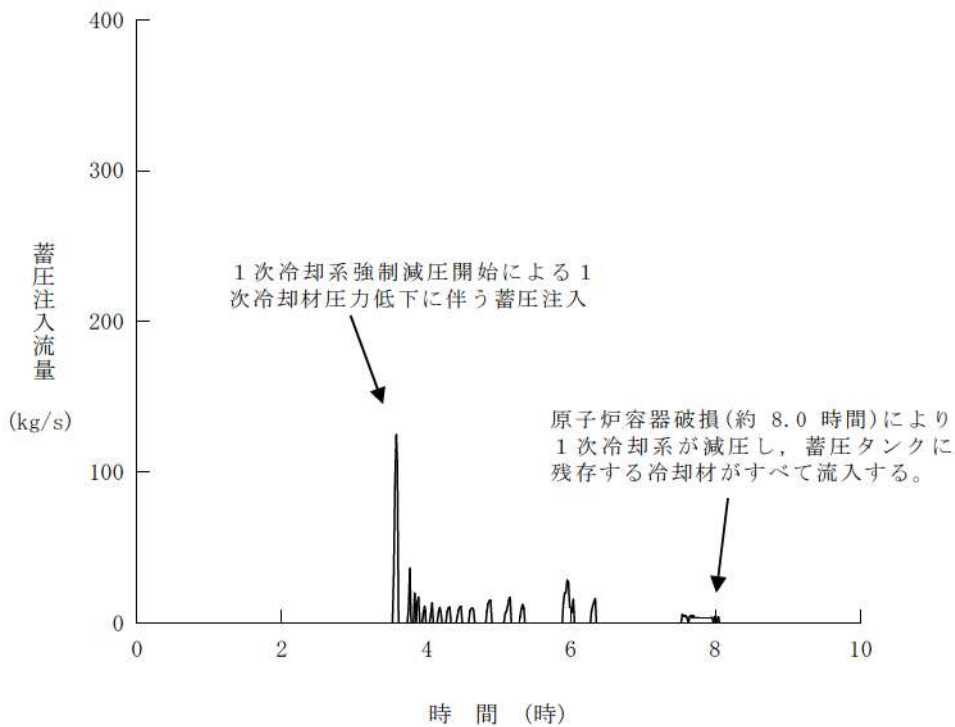
項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の 10 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。	
	代替格納容器 スプレイポン プによる代替 格納容器スプ レイの運転条 件	開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
		一旦 停止	格納容器再循環サンプ水位 80% 到達 (原子炉格納容器保有水量 2,270m <sup>3</sup> 相当) +	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力未満 原子炉格納容器最高使用圧力到達 の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	停止	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。	
	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	事象発生の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	

崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。

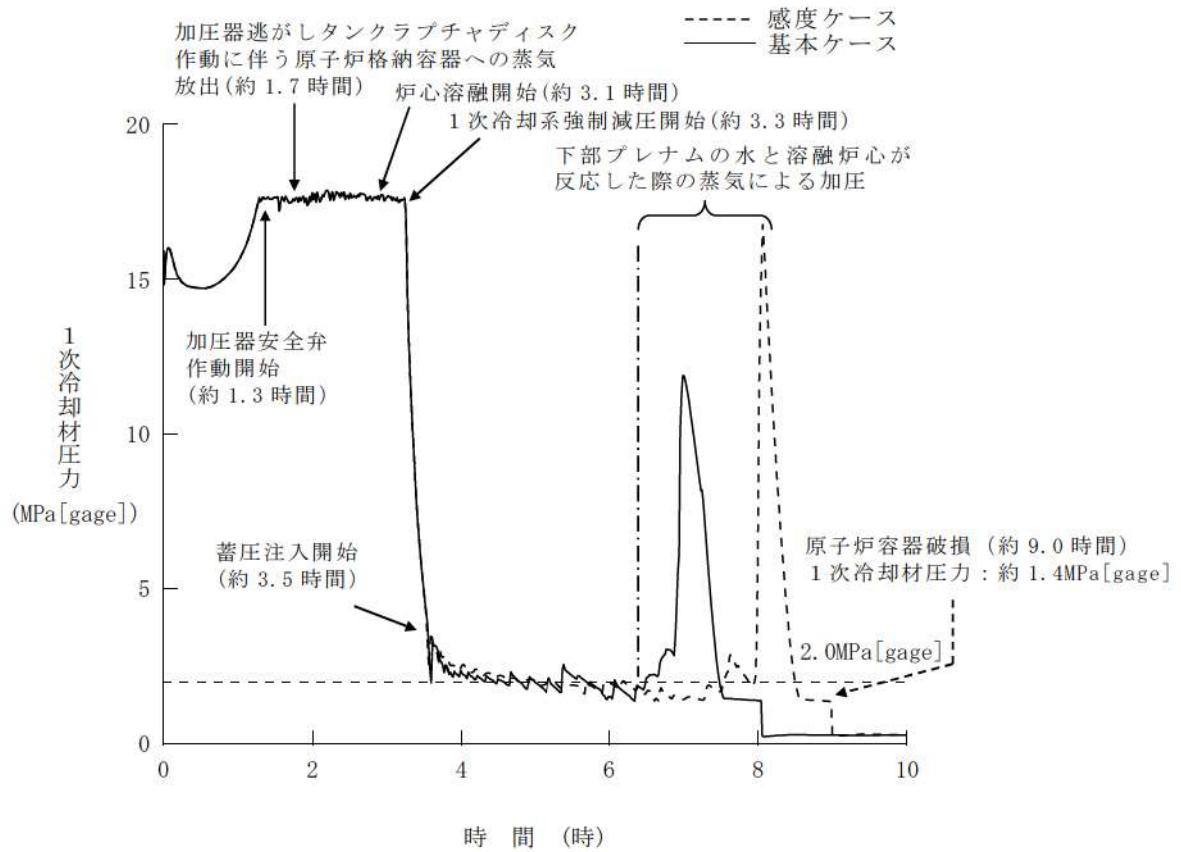
\*：加圧器逃がしタンク（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



第 7.2.2.1 図 1 次冷却材圧力の推移

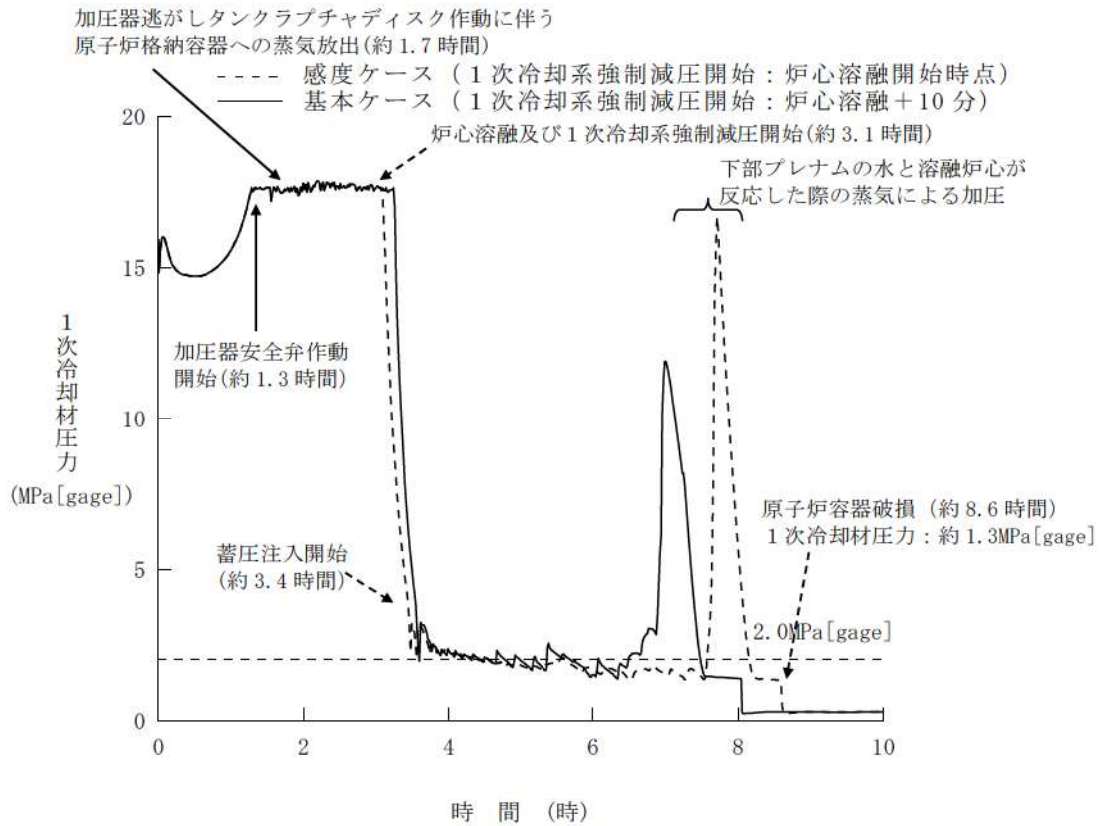


第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



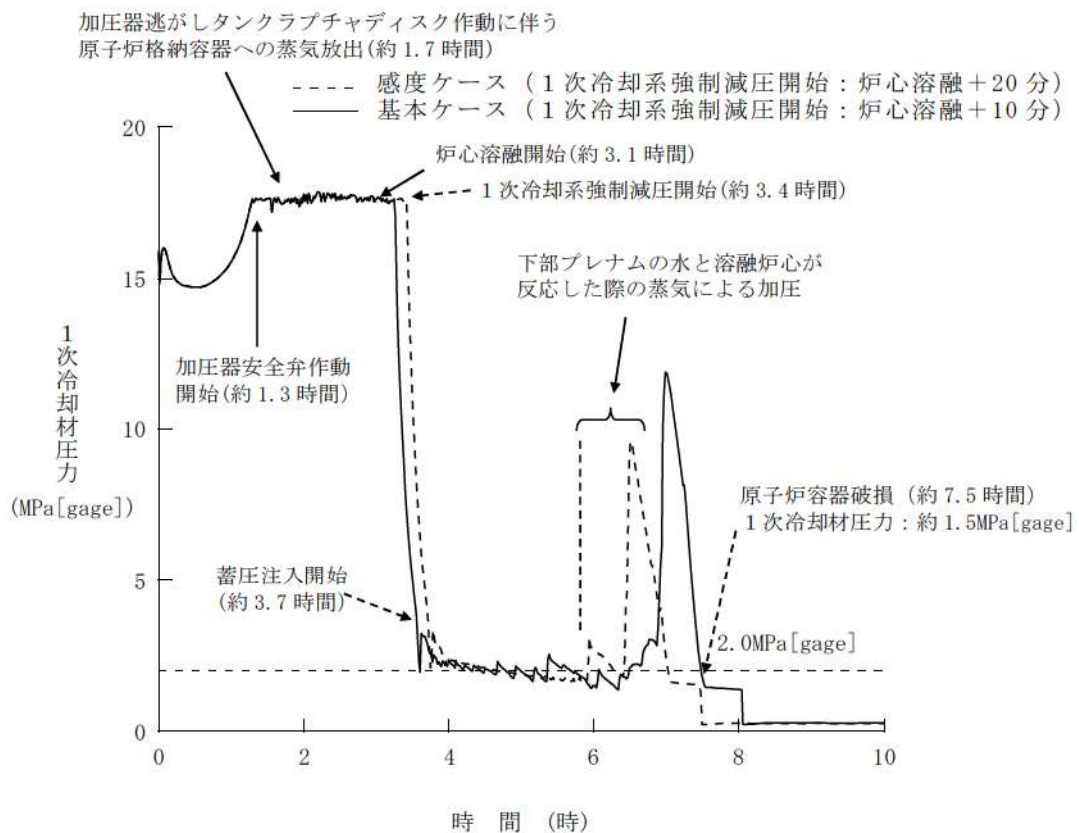
第 7.2.2.3 図 1 次冷却材圧力の推移

(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)



第 7.2.2.4 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



第 7.2.2.5 図 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

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

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」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シナリオである「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に対して有効性評価を実施している。

同シナリオの以下の解析結果等から、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は発生することがない。

- ・炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa[gage]以下に低く抑えられる
- ・加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る
- ・加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる

さらに、1次冷却系強制減圧には成功して、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で推移し、溶融炉心が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や原子炉容器等の支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。

- ・溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、原子炉容器等の支持構造物等の重要機器は存在しない。
- ・溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から原子炉格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に到達することはない。
- ・以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画の壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に原子炉下部キャビティ区画の壁面が侵食することはないと、原子炉容器等の支持構造物等に影響を与えないと考えられる。

- 格納容器過温破損シーケンスでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約 4.4 時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。
- 本シーケンスでは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスすることで、1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]近傍で停滞するが、2.0MPa[gage]を大きく上回ることはない。

以上

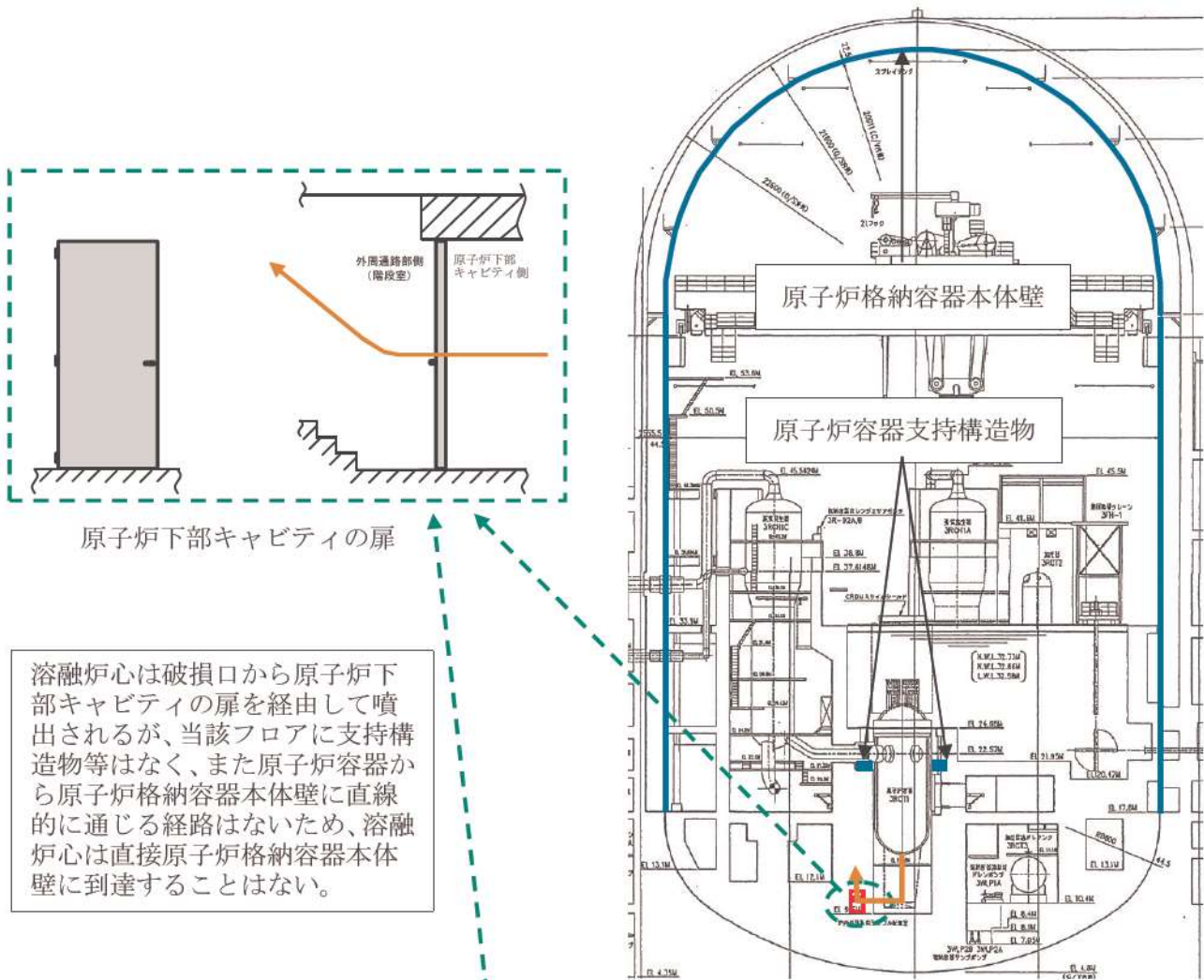
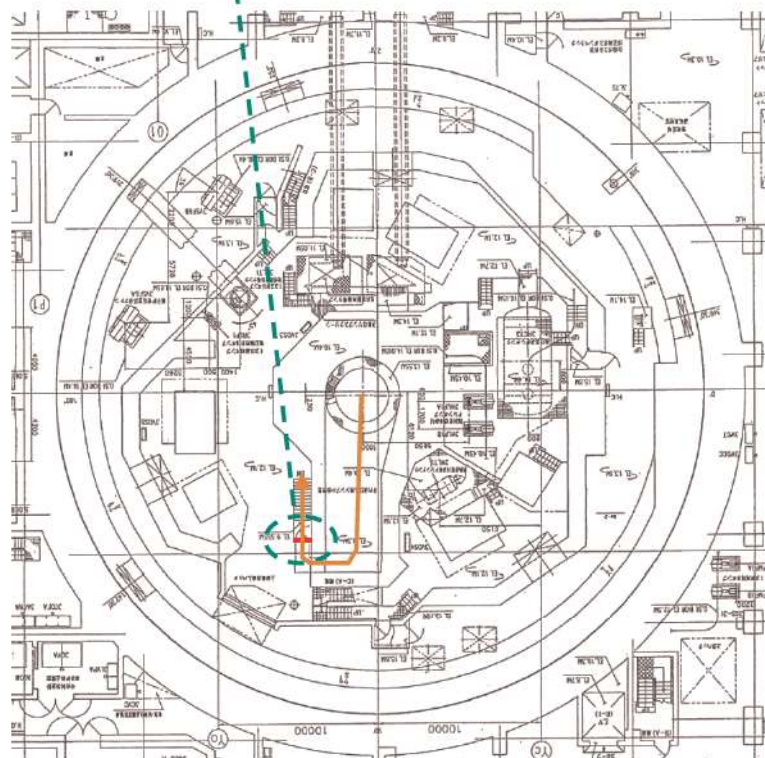


図1 原子炉格納容器内断面図

溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティの扉を経由して噴出されるが、当該フロアに支持構造物等はなく、また原子炉容器から原子炉格納容器本体壁に直線的に通じる経路はないため、溶融炉心は直接原子炉格納容器本体壁に到達することはない。



溶融炉心の噴出経路：  
→

図2 原子炉格納容器内平面図

蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について

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」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として 4.04MPa[gage]を設定している。

これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である 4.4MPa[gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングがわずかに早くなるため、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下となる。

表 1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件

項目	基本ケース	感度ケース
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	4.4MPa[gage] (通常運転時の設定圧力)

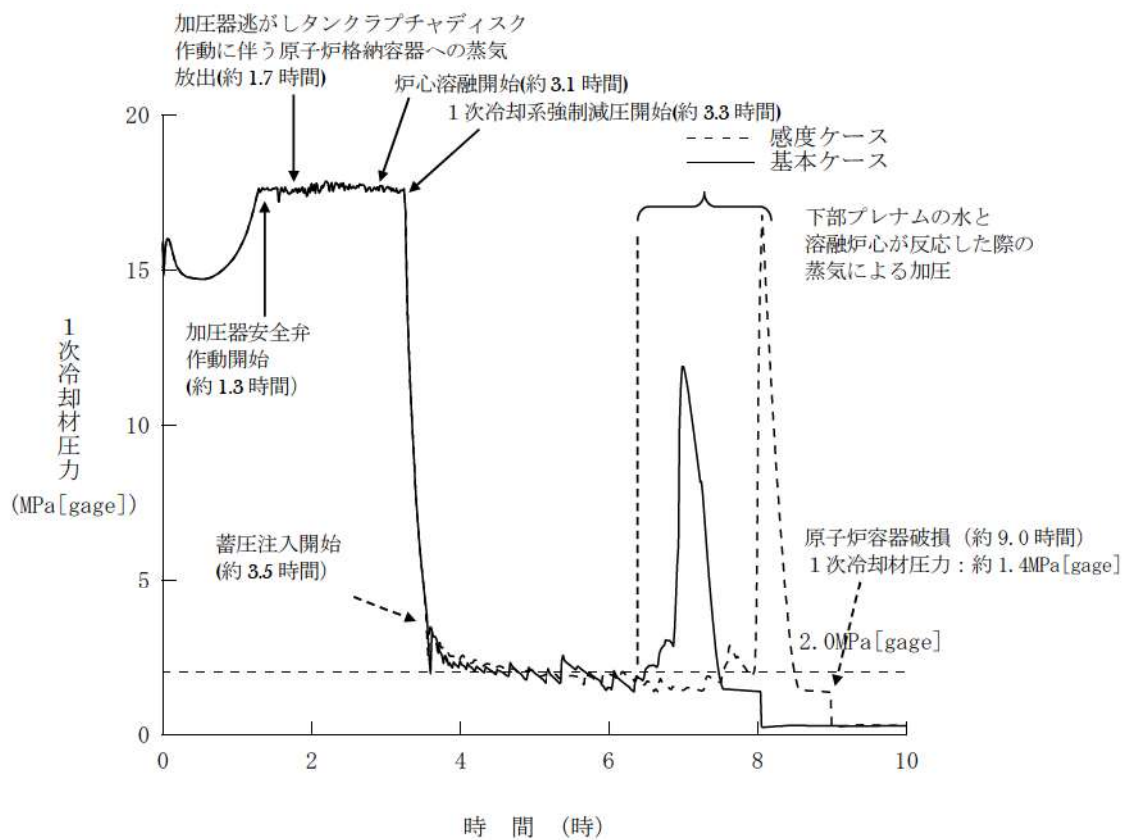


図 1 1次冷却材圧力の推移  
(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)



## 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

1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、図 1 に示す通り、1 次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦 2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と 1 次冷却材圧力が均衡した後は、1 次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1 次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図 2 に示す。

つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1 次冷却材圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下のようなになる。

加圧器逃がし弁の臨界流量  $W_{PORV}$  は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{ig}}$$

ただし、

$W_{PORV}$  : 加圧器逃がし弁の臨界流量

$Q_{decay}(L_{ctrl})$  : 冠水炉心の崩壊熱

$L_{ctrl}$  : 冠水炉心の崩壊熱が  $W_{PORV}$  相当になる炉心水位

$h_{ig}$  : 水の蒸発潜熱

この時、炉心水位  $L$  と  $L_{ctrl}$  との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注  $W_{ACUM}$  が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。

if  $L > L_{ctrl}$  蒸発量が  $W_{PORV}$  より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止

if  $L < L_{ctrl}$  蒸発量が  $W_{PORV}$  より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動

その結果、 $L \approx L_{ctrl}$  また、 $W_{PORV} \approx W_{ACUM}$  となり、1 次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。

以上

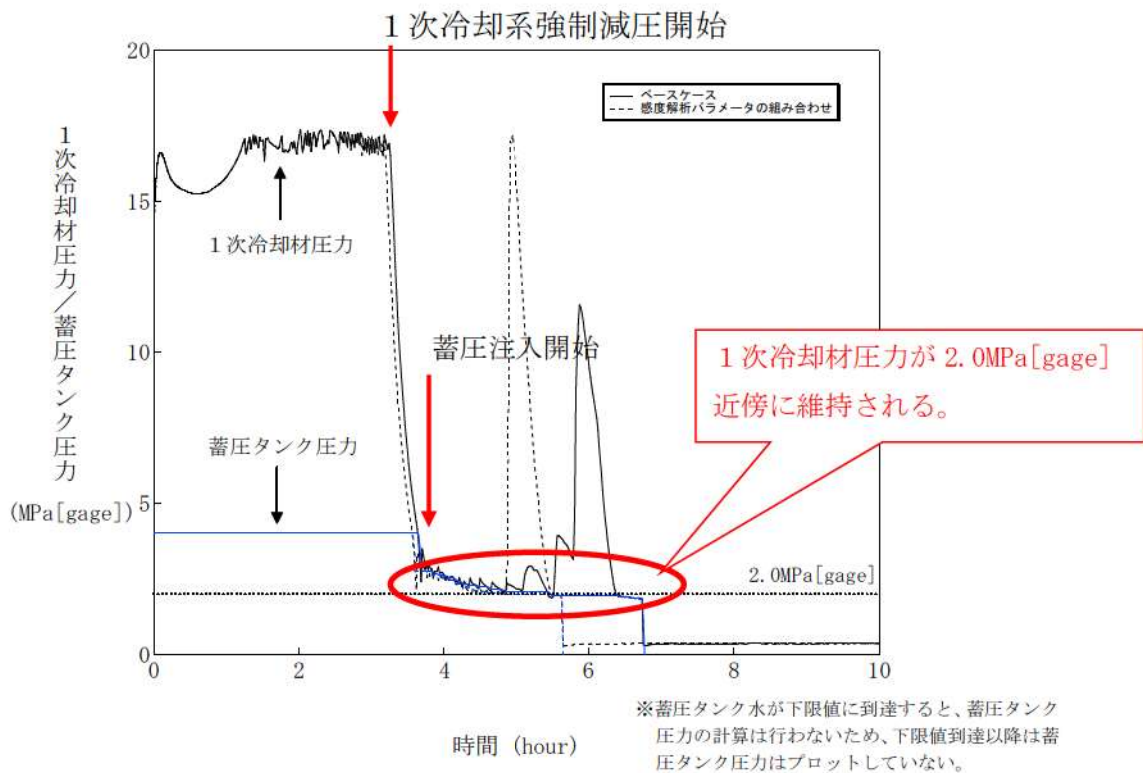


図1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動

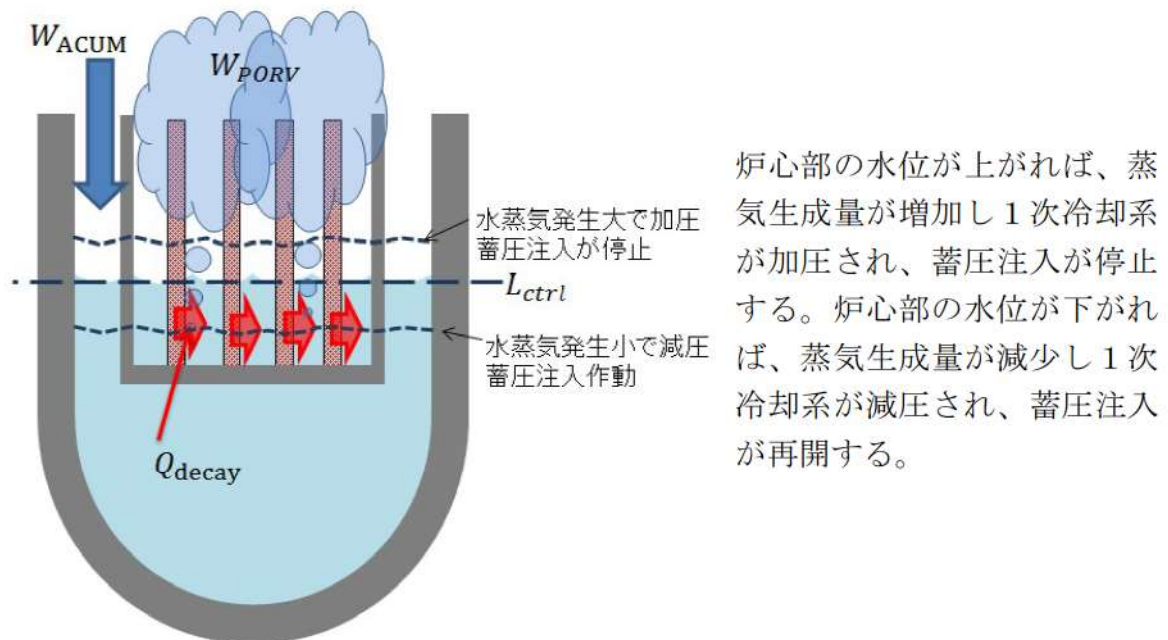


図2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム

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  
(高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水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。

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)

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。	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。	
	燃料棒内温度変化					
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○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。 ○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、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・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 ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時間は約14分早まる	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、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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、下部ブレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、下部ブレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといった挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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。	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価対象に対しては、影響は小さい。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部ブレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。		
気液分離(炉心水位)・対向流						

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)

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
1次冷却系	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル)	—	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、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。	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	入力値に含まれる	解析条件を最悪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。	解析条件を最悪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。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、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小さい。	加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI 事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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。
	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、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。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、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。
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、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。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2 実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価しており、2次冷却系からの液相放出はないことから、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。
	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価。		

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と与える影響 (3/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
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))	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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 26 分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	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、原子炉容器破損を起点に操作開始とする運転員等操作時間には影響はない。	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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器内 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 (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラスと破損口径)」、[Rioux-Spaalding のエントレインメント係数] 及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても 1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。</li> <li>TMI 事故解析における下部プレナム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。</li> <li>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、原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さいことを確認。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器内 FCI に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力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と与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器内 FCI に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力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と与える影響は小さい。
原子炉容器 (炉心損傷後)	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"> <li>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。</li> </ul>	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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。	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、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
原子炉容器破損、溶融	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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>PHIBIS-PP 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される結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなく考えられる。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器における 1 次系内 PP 挙動に係る 1 次系内 PP 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を確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さくなく考えられる。したがって、運転員等操作時間と与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉容器における 1 次系内 PP 挙動に係る 1 次系内 PP 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を確認されている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割削減させた感度解析ケースでは、原子炉容器上部区画の布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と与える影響はない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動	FP 挙動モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	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 FP 挙動モデルは、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と与える影響はない。	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 FP 挙動モデルは、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と与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (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と与える影響
	解析条件	最確条件				
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MWt) ×1.02	100% (2.652MWt)	評価結果を厳しくするよう、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大きい保守的条件を用いており、炉心損傷時間、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は崩壊熱及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器動作及び代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、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大きい保守的条件を用いており、炉心損傷時間、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は崩壊熱及び炉心保有熱の減少により炉心損傷を起点とする加圧器動作及び代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
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、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は原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、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。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなる方向となり、2.0MPa [gage]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°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、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大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却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は原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、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大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却系初期保有エネルギー) が高くなる。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は低くなる方向となり、2.0MPa [gage]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)	17×17 型燃料集合体を装荷した3ルーブルランク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熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器動作がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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操作の開始が遅くなる。また、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熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、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熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器動作がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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操作の開始が遅くなる。また、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熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。		
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)	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、現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。	解析条件と最確条件が同様であることから、現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。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいと、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいと、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。	設計値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいと、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいと、原子炉格納容器圧力上昇が緩やかされる。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順 (原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スプレイを再開) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	

初期条件

表2 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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生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い。	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い。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。		
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (6.6gpm) (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間を与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率がRCPシール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCPシール部からの漏えい率の差から漏えい量の差も十分小さい。よって、炉心損傷開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータを与える影響はほとんどない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	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い。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		



表 2 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を与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータには与える影響はない。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。	蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa [gage])とした感度解析を実施した結果、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心損傷進展及び原子炉格納容器破損が遅くなる。このため、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]で、2.0MPa [gage]を下回っており、評価項目となるパラメータには与える影響は小さいことを確認した。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	最低の保有水量を設定。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心損傷は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約45時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間には与える影響は小さい。	初期保有水量として最小保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には蓄圧注入量が多くなるが、異なるが、評価項目となるパラメータには与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	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は与える影響はない。	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は与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値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は与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値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は与える影響はない。
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)	2基 1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.55℃、約4.4MW～約7.6MW)	粗フェイリルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フェイリルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作は、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作は、運転員等操作時間には与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性(粗フェイリルタの取り外しを考慮)を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータには与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するが、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉格納容器破損時の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータには与える影響はない。

表 2 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			
機器条件	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ー	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、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ーの効果については期待しない。	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ーの効果を期待しないことで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	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ーの効果を期待しないことで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。	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ーの効果を期待しないことで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	解析条件と最確条件が同様であることから、現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。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。		解析条件と最確条件が同様であることから、現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。

表3 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と与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
加圧器逃がし弁開	解析上の操作開始時間	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作にて10分を想定して設定。	<p>【認知】 中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電流喪失)と判断、及び補助給水系の機能喪失を判断した場合、加圧器逃がし弁開操作の準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 加圧器逃がし弁の開操作は、現場にて加圧器逃がし弁開操作の準備を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて加圧器逃がし弁開操作の準備を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、加圧器逃がし弁開操作の準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、本操作を行う中央制御室の運転員は加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 現場で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備は、中央制御室から機器操作場所まで通常9分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室で実施する加圧器逃がし弁開操作の準備及び開操作は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作有無】 現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備時に、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備及び開操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、加圧器逃がし弁開操作の準備は手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作なため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最悪条件とした場合、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、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[Lgage]であることを確認した。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、炉心崩壊熱が約1%高い状態が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ、1次冷却材圧力が、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[Lgage]を下回るパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6)</p>	<p>加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[Lgage]であり、約2.0MPa[Lgage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6)</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は所要時間は3分。加圧器逃がし弁の開操作は所要時間は5分を想定しているところ、訓練実績は1分。現場で実施する加圧器逃がし弁の開操作準備は30分を想定しているところ、訓練実績は21分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

## 原子炉容器の破損位置について

原子炉容器の破損について、MAAP では、以下の主要な破損モードから判定された破損モードが適用される。

- a) 計装用案内管溶接部の破損
- b) 原子炉容器のクリープ破損

原子炉容器の下部ヘッドは軸方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

有効性評価<sup>※1</sup>においては、炉心下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉容器下部ヘッドの[ ]の温度が最も高くなる。軸方向のノードごとの計装用案内管溶接部破損判定基準に対する割合の推移を図2に、原子炉容器表面温度の推移を図3に示す。図2の溶接部破損判定基準に対する割合は、しきい値[ ]に対する溶接部のひずみ量の割合、または、計装用案内管にかかる圧力荷重と溶接部の最大せん断応力との割合のいずれか大きい方の値を表しているが、図2に示すとおり、原子炉容器下部ヘッドの[ ]に該当する[ ]の溶接部破損判定基準に対する割合が1に達して原子炉容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、[ ]が高温を長時間維持していることが確認された。

- ※1 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて対象としている評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」（「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じ。）



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図1 原子炉容器下部ヘッドのノード分割（概念図）

[ ]：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。

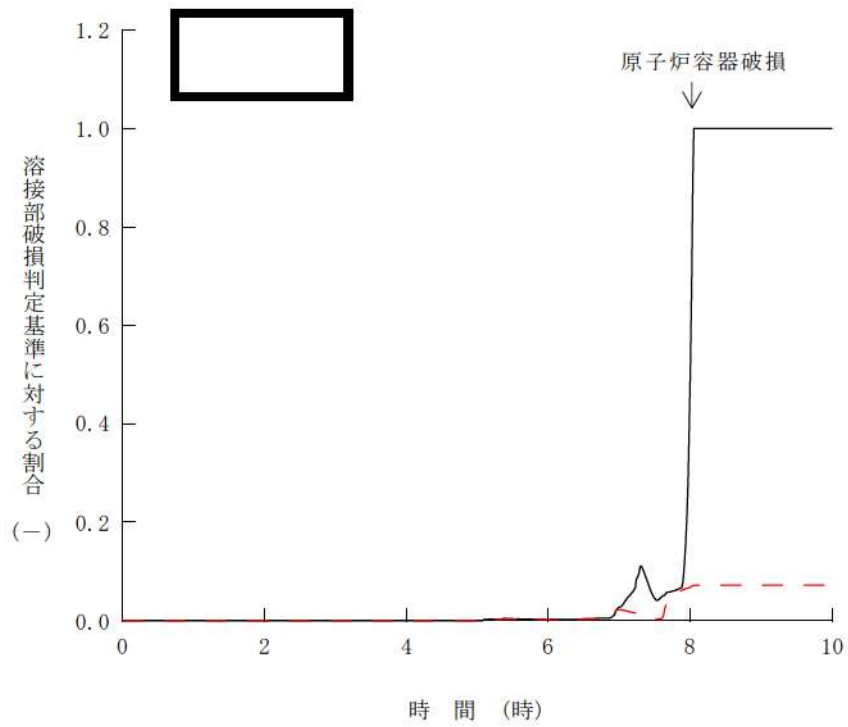


図2 軸方向のノードごとの溶接部破損判定基準に対する割合の推移

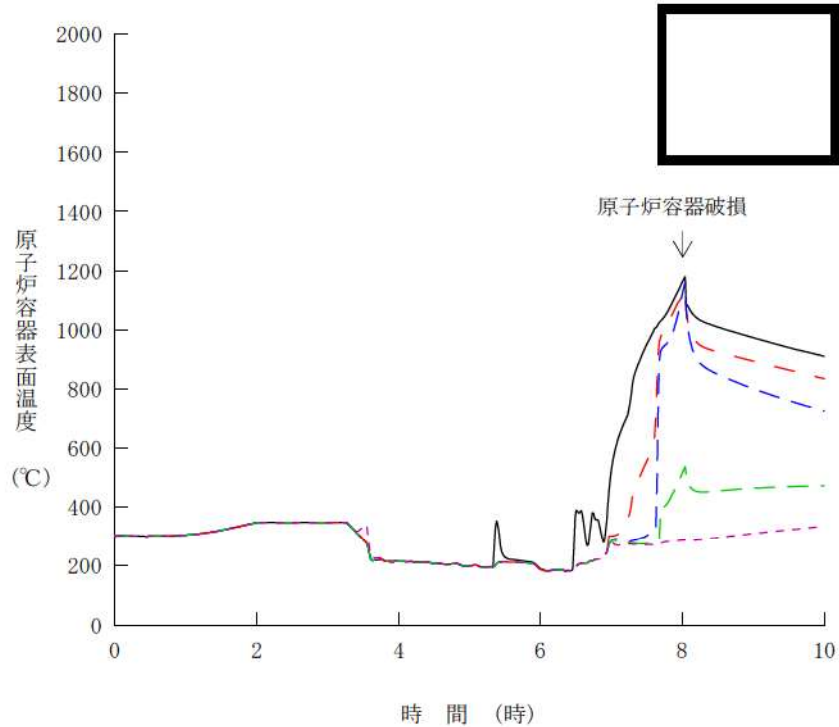


図3 軸方向のノードごとの原子炉容器表面温度の推移

□ : 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。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE723 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

令和5年10月  
北海道電力株式会社

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。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 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
  - 7.2 重大事故
    - 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 目次

- 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

## 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

### 7.2.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，AEW，AEI，SEI，SLW，SLI及びSEW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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに，ECCS注水機能，格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉下部キャビティ水は準静的であり，



外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

(添付資料7.2.3.1, 7.2.3.3)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。

したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、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ため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶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。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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及び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整備する。

また、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り原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、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。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

### 7.2.3.2 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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生の観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格

納容器内の冷却がない「\*\*W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に蓄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
- ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・大破断LOCA時に低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
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に蓄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

- ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環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原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「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再循環機能が喪失する事故」である。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を想定する。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は、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用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FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動
- ・スプレイ冷却
- ・炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP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であり、原子炉系及び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シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、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、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における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、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、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の有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

### a. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径

計装用案内管の径と同等とする。

(b) エントレインメント係数

Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。

(c) 溶融炉心と水の伝熱面積

原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に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ことで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニ

ットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.13)

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、並びに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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目



を満足することを確認している。

### 7.2.3.3 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及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点と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の開始操作及び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に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

#### (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

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，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の30分後に開始するものとしてい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操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析等の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし，原子炉格納容器圧力及び温度を操作開始の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。

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，原子炉容器破損を操作開始の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。

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、原子炉容器破損を操作開始の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。

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、原子炉容器破損を操作開始の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。

炉心損傷後の原子炉容器外FCI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。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

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、その影響はわずかであり、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小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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。

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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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外FCIに係る解析コードの熔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。

#### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### (3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### (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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除

熱を行うことにより、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、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.2.3.2)

#### 7.2.3.4 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

##### (2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

#### 7.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、LOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、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整備している。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の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再循環機能が喪失する事故」に，代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能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，運転員等操作であ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及び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実施することにより，溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により，原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの，原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

また，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力，水素の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，並びに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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」，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について確認した結果、運転員等操作時間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小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、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及び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等の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ることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
(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) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナ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シビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	評価結果を厳しくするよう、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)	$15.41 + 0.21\text{MPa [gage]}$	評価結果を厳しくするよう、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)	$306.6 + 2.2^{\circ}\text{C}$	評価結果を厳しくするよう、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。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (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) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m (29 インチ)）の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に対する仮定	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喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、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開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム－水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始  80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値 115m <sup>3</sup> /h から、ミニフロー流量 35m <sup>3</sup> /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。 炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
事故条件		
重大事故等対策に関連する機器条件		

第7.2.3.1表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主要解析条件  
(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) (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	代替格納容器スプレイポンプ によるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
	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	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、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の効果については期待しない。
	原子炉容器破損時の デブリジェットの 初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおける エントレインメント係数の 最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却 材相互作用の大規模実験のベン チマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。
	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 の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	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 の停止	事象発生後の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	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	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

## 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

1. 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用により発生する事象について

原子炉容器外での溶融燃料－冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の溶融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。

水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP\*<sup>1</sup>を用いた解析では、溶融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）

水蒸気爆発事象については、分散した溶融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）した結果、溶融炉心と冷却材との液－液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液－液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起これ、その過程において溶融炉心が微粒化し、新たな液－液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。

水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。

これは溶融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガ）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）

近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo. 10, 12, 13及び14実験において、外部トリガが

ない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No. 10, 12, 13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガがある条件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガなしとなるNo. 13で約0.4%、外部トリガがある場合でも0.7%未満であり、KROTOS実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。

上述の通り、外部トリガは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうちKROTOS実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約150気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。

外部トリガ以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約30Kとなるが、KROTOS実験で外部トリガがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が80K以上の場合に限られる。また、TROI実験では、外部トリガがない条件は全て冷却水サブクール度が100K以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガがある条件では、TROI No. 35のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。

以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。

### 3. 水蒸気爆発の影響評価について

上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影

響評価を実施した。

具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて熔融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。

以 上

\* 1 MAAPコードにおける熔融炉心と水の相互作用モデル

模擬熔融炉心を水中に落下させた実験結果（粒子径、圧力等）をよく再現するように設定されたモデルで、熔融炉心の分散・粒子化、熔融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。

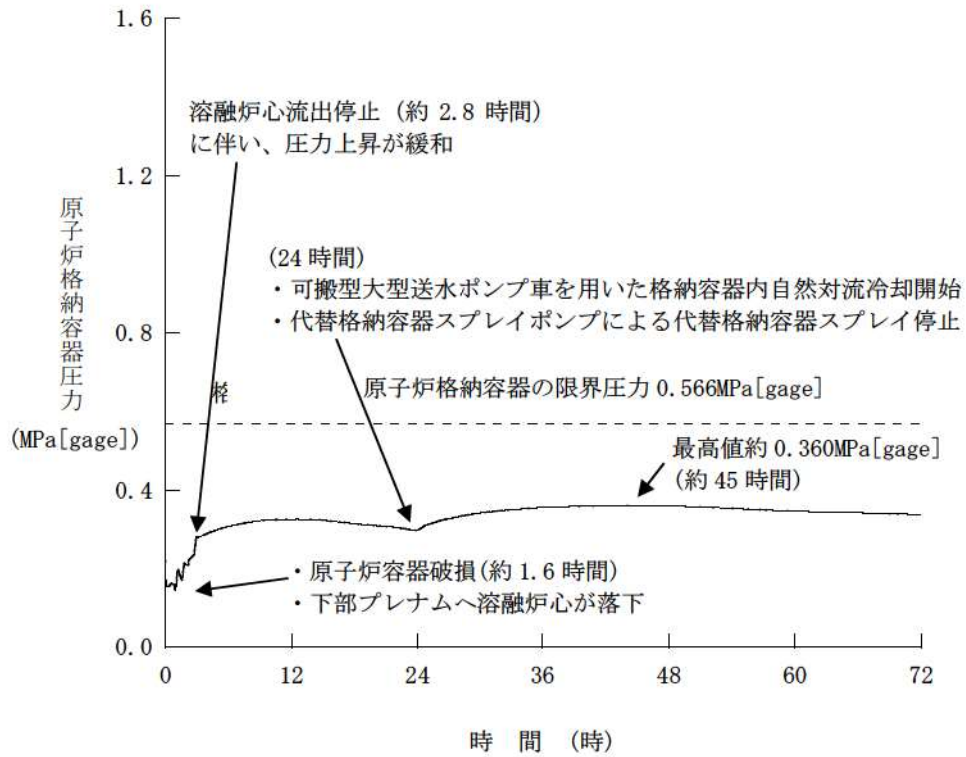


図 1 原子炉格納容器圧力の推移 (～72時間)

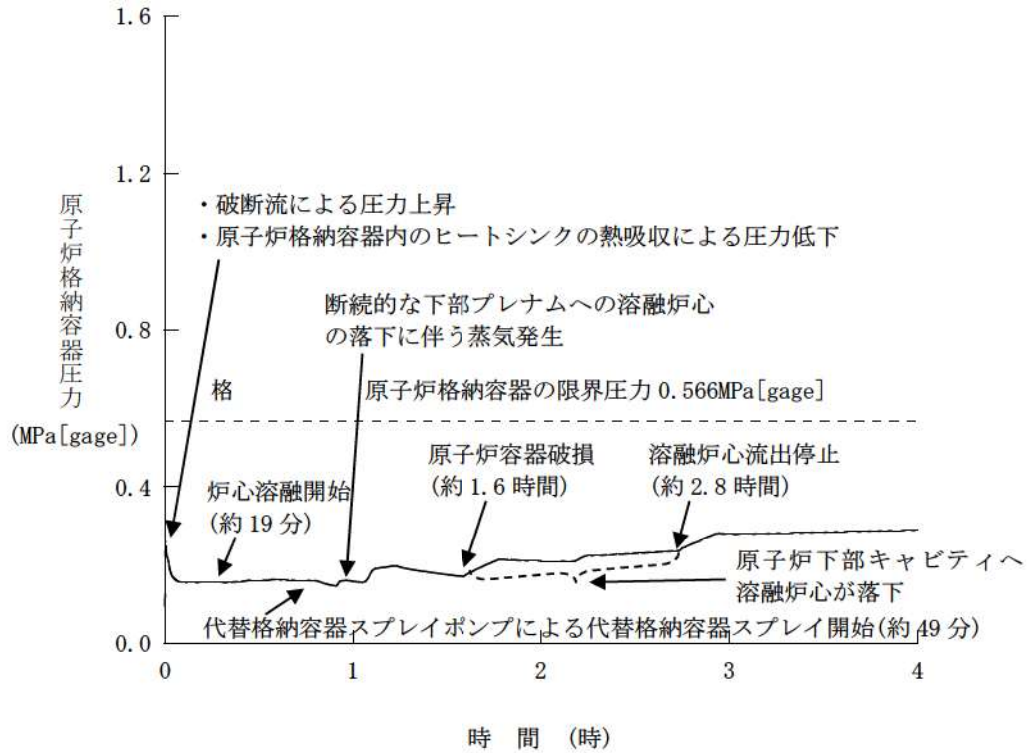


図 2 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)

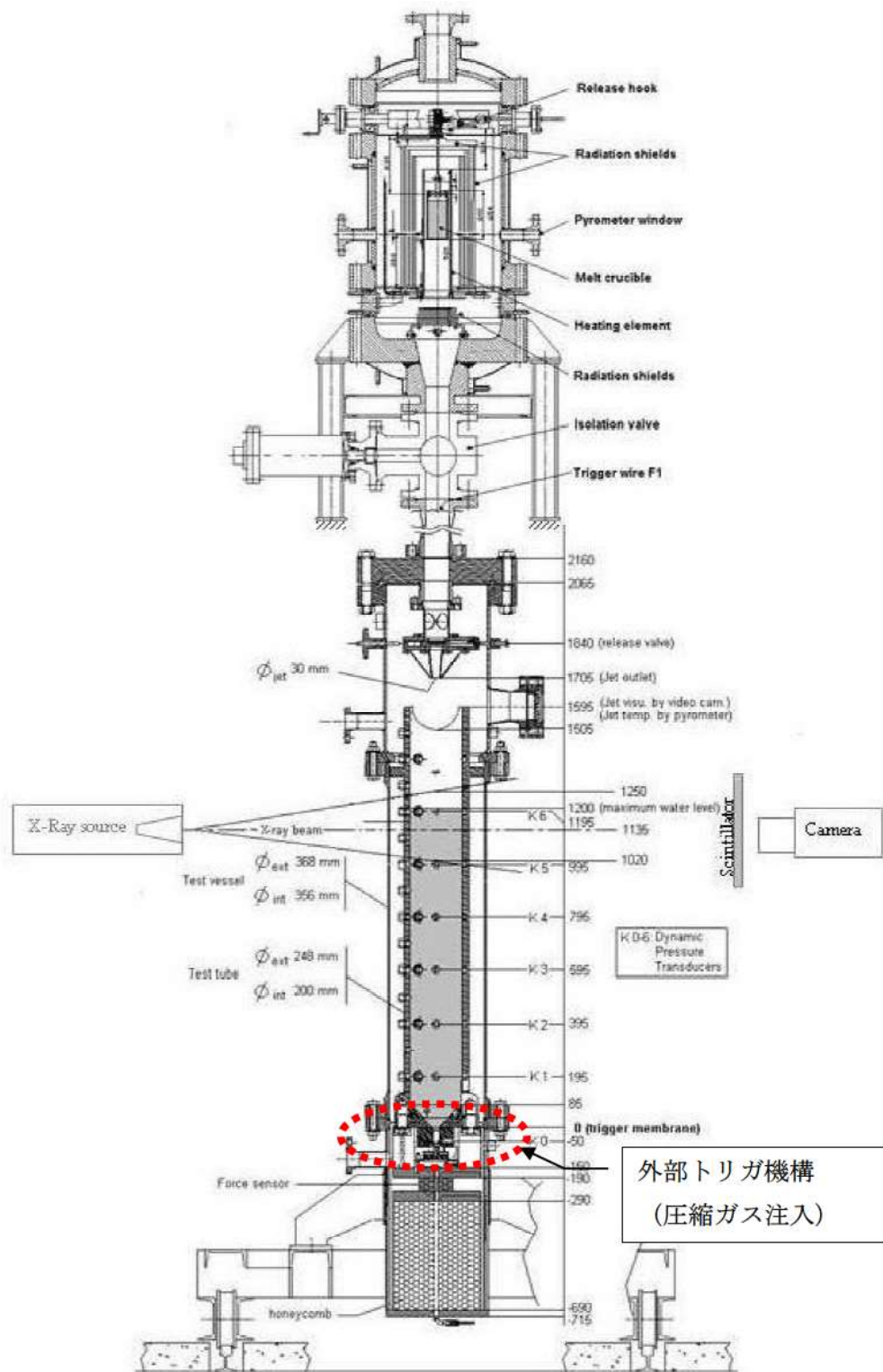


図3 KROTOS実験装置



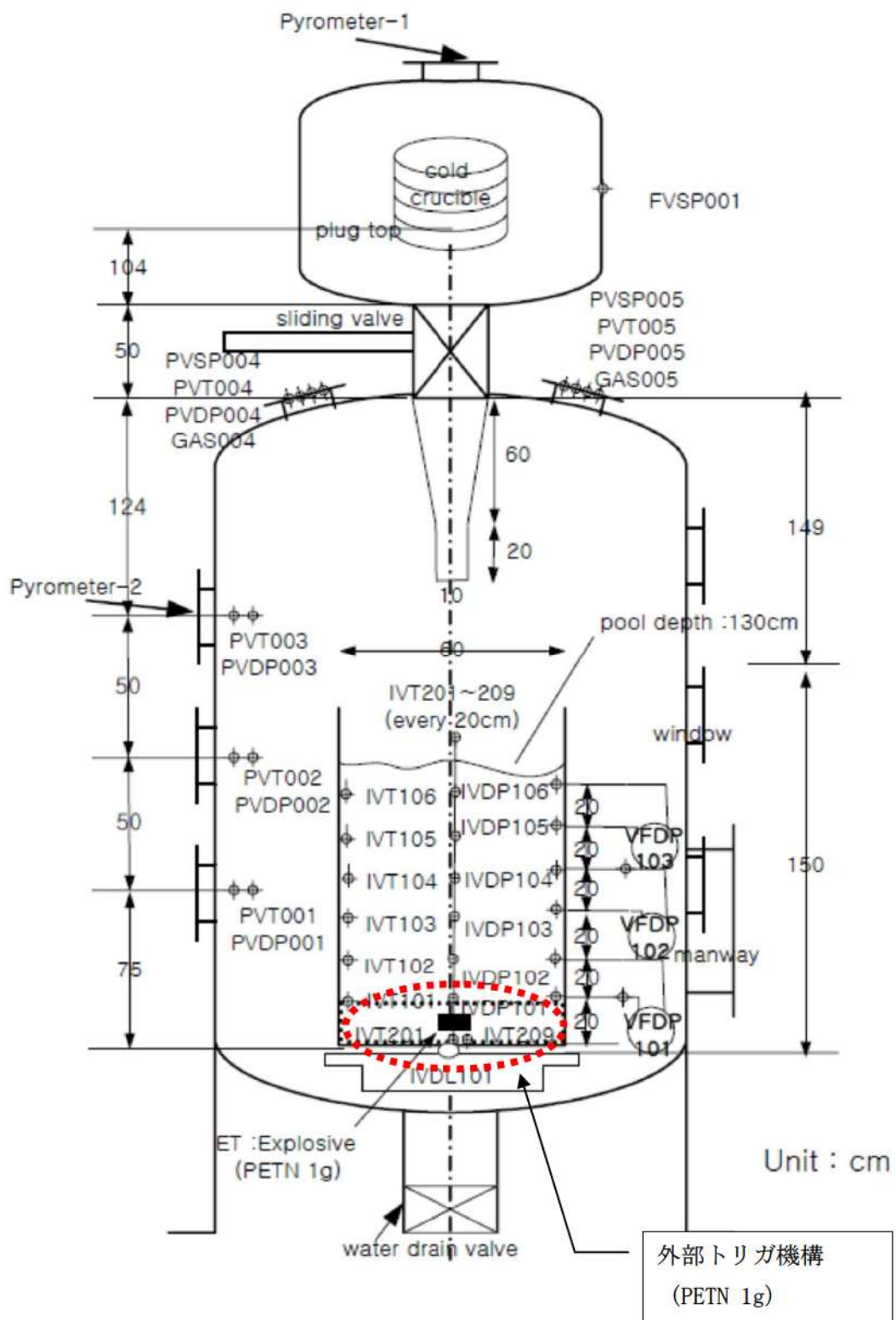


図4 TROI No. 51実験装置

FCIに関する大規模実験結果（実機想定での溶融物を模擬）

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	サブクオリ度 K	外部トリプ の有無	水蒸気爆発 発生の有無	機械的エネルギー への変換効率 (%)
FARO	1	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	151.00	2823	0	2	-	-	-
	4	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	125.00	3123	283	0	-	-	-
	5	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	157.00	3073	233	1	-	-	-
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	176.00	3023	183	0	-	-	-
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	129.00	3023	183	1	-	-	-
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	175.00	3052	212	1	-	-	-
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	39.00	3070	230	97	-	-	-
	11	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	92.00	2990	150	104	-	-	-
	12	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	230	124	-	-	-
KROTOS	1	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3063	223	22	-	-	-
	2	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3025	185	79	○	-	-
	5	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	5.05	3088	248	83	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	5.15	3023	183	82	○	-	0.01
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	2.62	3023	183	102	○	○	0.02
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	2.62	3023	183	123	○	○	0.05
COTELIS	1	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	2	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	3	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	55.40	3050	210	12	-	-	-
	4	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	5	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	6	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	57.10	3050	210	0	-	-	-
	7	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	55.00	3050	210	21	-	-	-
	8	55%UO <sub>2</sub> +5%ZrO <sub>2</sub> +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

実験	実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	アップグレード K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)	参考文献
TROI*	9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	—	—	—	(1)
	10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3800	989	75	—	○	—	(1)
	11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3800	989	77	—	—	—	(1)
	12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3800	989	80	—	○	—	(1)
	13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3500	689	81	—	○	0.4	(1)
	14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	389~1189	88	—	○	—	(1)
	21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.32	3000	167	75	—	—	—	(2)
	22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	2900	67	76	—	—	—	(2)
	23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.385	3600	767	80	—	—	—	(2)
	25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3500	689	86	—	—	—	(2)
	26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	—	—	—	(2)
	34	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	—	○	0.63	(3)
	35	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2990	179	39	—	○	0.21	(3)
	36	70%UO <sub>2</sub> +29%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	—	○	0.5	(3)
	37	80%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	—	○	0.01	(3)
	38	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	—	—	—	(4)
	39	79%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3730	897	88	—	○	—	(4)
	40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	86	—	—	—	(5)
	43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2860	—	77	—	—	—	(6)
	44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2880	—	78	—	○	—	(6)
	46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.734	3590	779	86	—	○	—	(7)
	47	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.736	3030	—	79	—	—	—	(7)
	48	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	13.042	3620	809	38	—	—	—	(7)
	51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3420	—	79	—	○	—	(8)
	52	61%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	—	88	—	○	—	(8)

※ No. 13 及び 14 の溶融物温度は 2600K 及び 3000K との記載もあるが、参考文献(1) 考察より、温度計測の不確かさが大きいことから上記表の数値としている。  
過熱度は、MATPRO より UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=70:30 の場合で 2811K、UO<sub>2</sub>:ZrO<sub>2</sub>=80:20 の場合で 2833K として評価。

- (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> Mixture, Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
- (2) J. H. Kim et al., The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, ICAPP'04, 2004.
- (3) J. H. Kim et al., Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
- (4) J. H. Kim et al., Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility, KNS, 2005.
- (5) V. Tytyekl, Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism, Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.
- (6) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility, KNS, 2006.
- (7) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility, Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
- (8) J. H. Kim et al., Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium, J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

## 【参考】水蒸気爆発の影響評価について

## 1. 水蒸気爆発の影響評価の目的

実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融炉心を起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。

## 2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ

水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、先ず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。

また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。

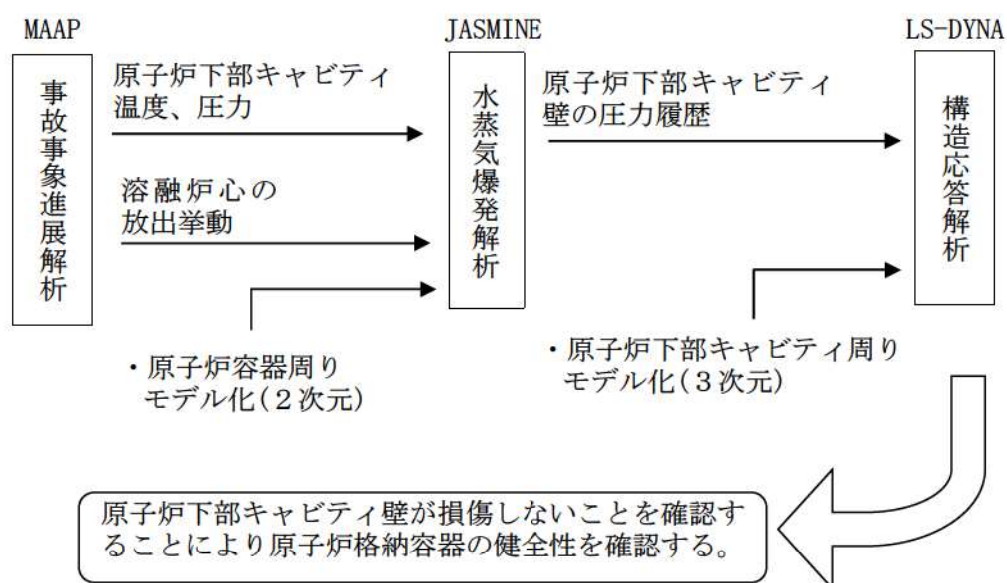


図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ

## 3. 解析条件

## 3. 1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)

水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる

「大 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表 1 に JASMINE 解析の主要解析条件を示す。

JASMINE の解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与する溶融炉心の質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径 38mm に対し [ ] と設定しており、放出面積としては約 [ ] 倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。

JASMINE にて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNA による構造解析の壁面における圧力条件として付与する。

[ ] 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。

表1 主要解析条件

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力	[Redacted]	[Pa]	MAAP 解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度	[Redacted]	[K]	MAAP 解析結果に基づき設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP 解析結果に基づき設定。
6	メルト放出口径		[m]	炉内計装案内管のノズル口径(約0.038m)から設定。
7	プール水深		[m]	MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模 FCI 実験結果 (FARO、COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	熔融炉心ジェットの先端	[-]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	$5 \times 10^5$	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-]	-
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
18	フラグメンテーション時間	0.001	[sec]	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-]	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率 0.3~0.75 でカットオフ	[-]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。
21	トリガ点圧力	$2 \times 10^6$	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定。
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

[Redacted] 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。

### 3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)

水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル\*1 を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図2～3及び表2～3に示す。

また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。

\*1 : Karagozian & Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)

表2 コンクリートの材料特性

項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考
質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—
ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による
引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 $0.38 \times \sqrt{F_c}$

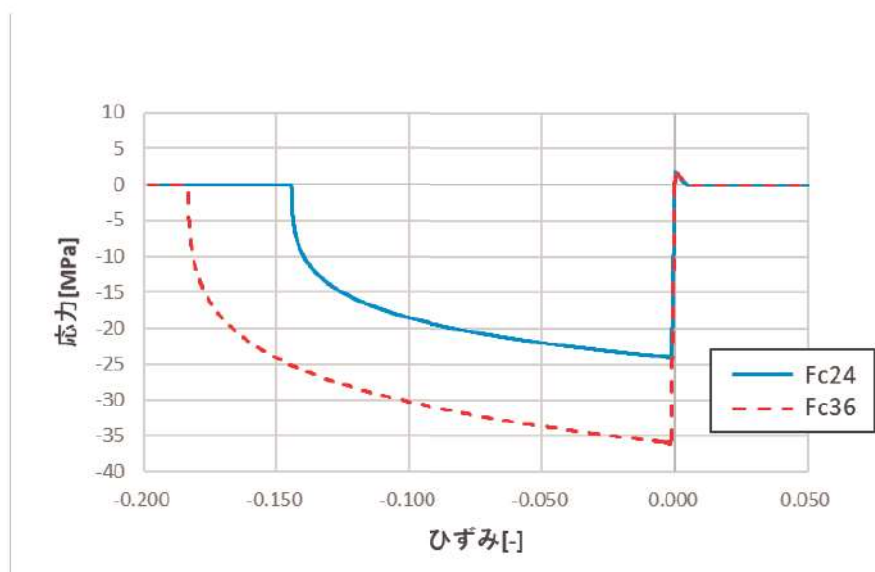


図2 コンクリートの応力ひずみ曲線

表 3 鉄筋の材料特性

項目	単位	SD345	SD390	備考
質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—

\*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン  
(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

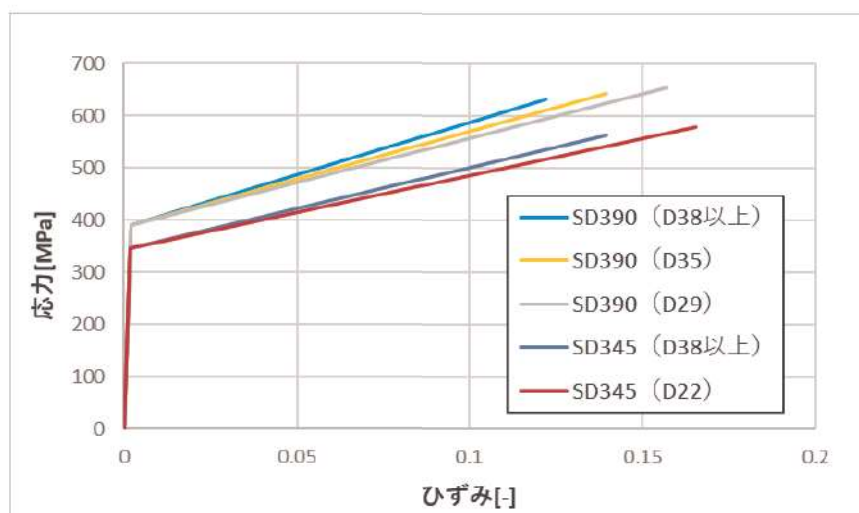


図 3 鉄筋の応力ひずみ曲線



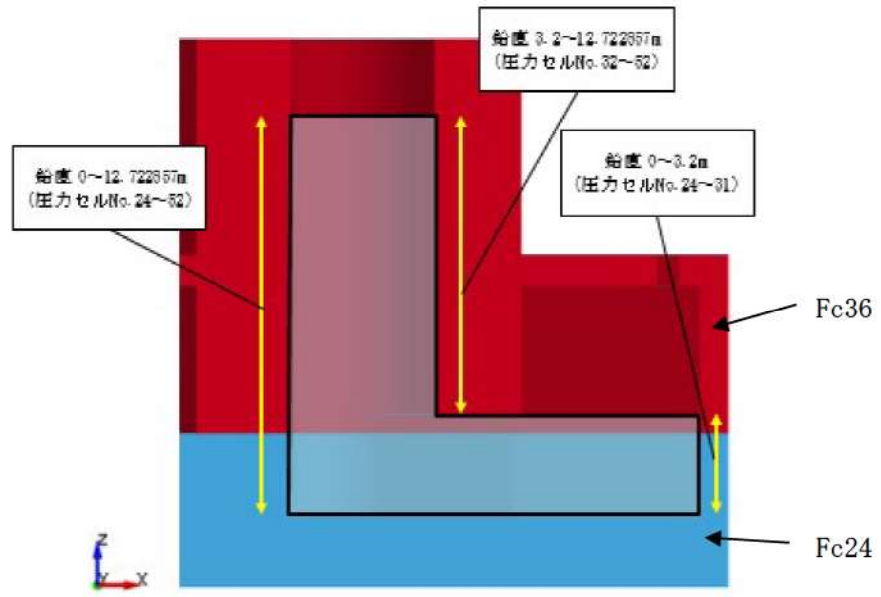


図 4 衝撃圧力の適用範囲

## 4. 評価結果

### 4. 1 JASMINE 解析結果

JASMINE 解析結果を図 5 に示す。図 5 に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、熔融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力も徐々に減衰していく。

また、前述の通り（添付参照）、熔融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は 1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも 0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全熔融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する熔融物の質量に対して、熔融物の注入速度やプール水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。

図 5 に示す JASMINE 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した熔融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。

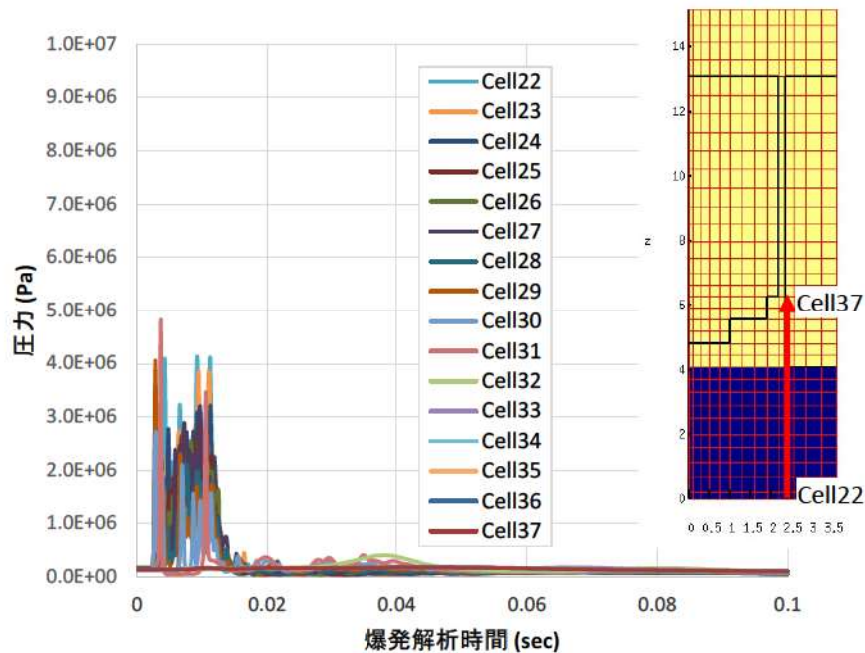


図5 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴

#### 4. 2 LS-DYNA 解析結果

LS-DYNA 解析結果を表4に示す。鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、JSME S NX3-2015\*2 で示される破断ひずみを真値に換算した許容値 11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、NEI07-13\*3 で示される許容ひずみ 0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大 1167 $\mu$ に達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値 1114 $\mu$ を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない(図6参照)。

以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。

\*2 : 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン

(PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)

\*3 : Nuclear Energy Institute (NEI) "Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design" NEI07-13 (Rev. 8P), 2011. 4

表 4 LS-DYNA 解析結果

部位	評価パラメータ	発生値	許容値
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%
	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び 階段室の表層のみ)	1 次遮へい壁全断面で 1114 $\mu$ 以上とならないこと
	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 $\mu$	1 次遮へい壁全断面で 1349 $\mu$ 以上とならないこと

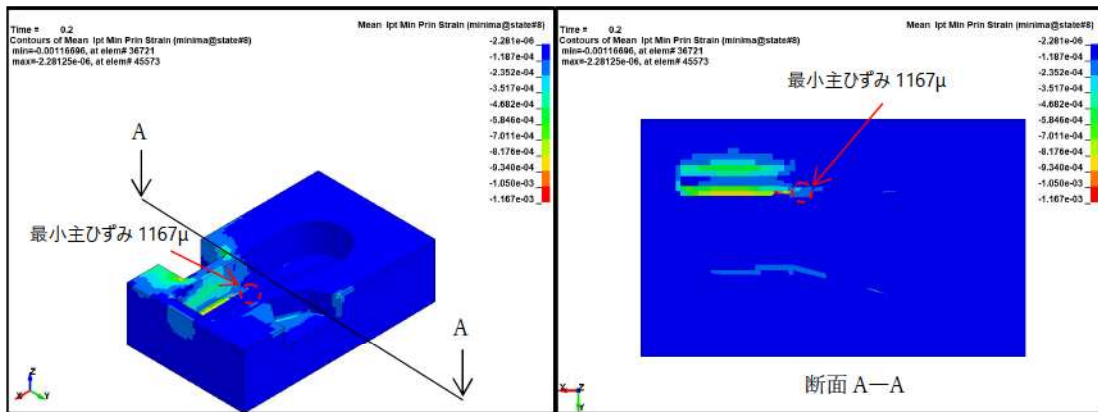


図 6 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所

## JASMINE コード及び LS-DYNA コードの概要

## 1. JASMINE

原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティに滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。

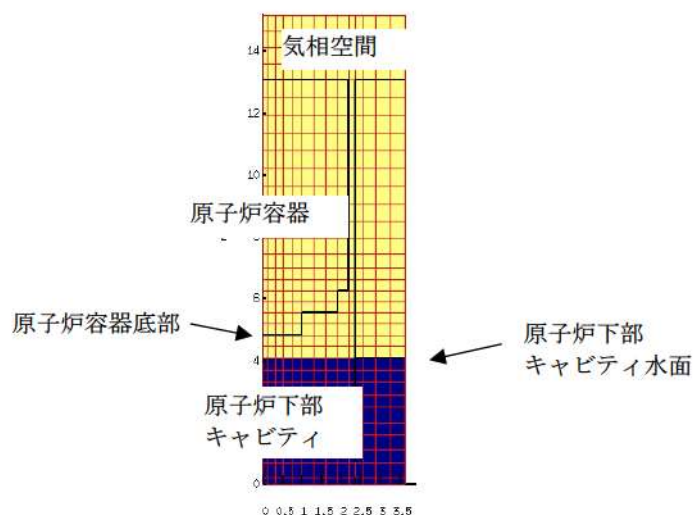


図1 JASMINE 解析モデル

## 2. LS-DYNA

衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMINE 解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。

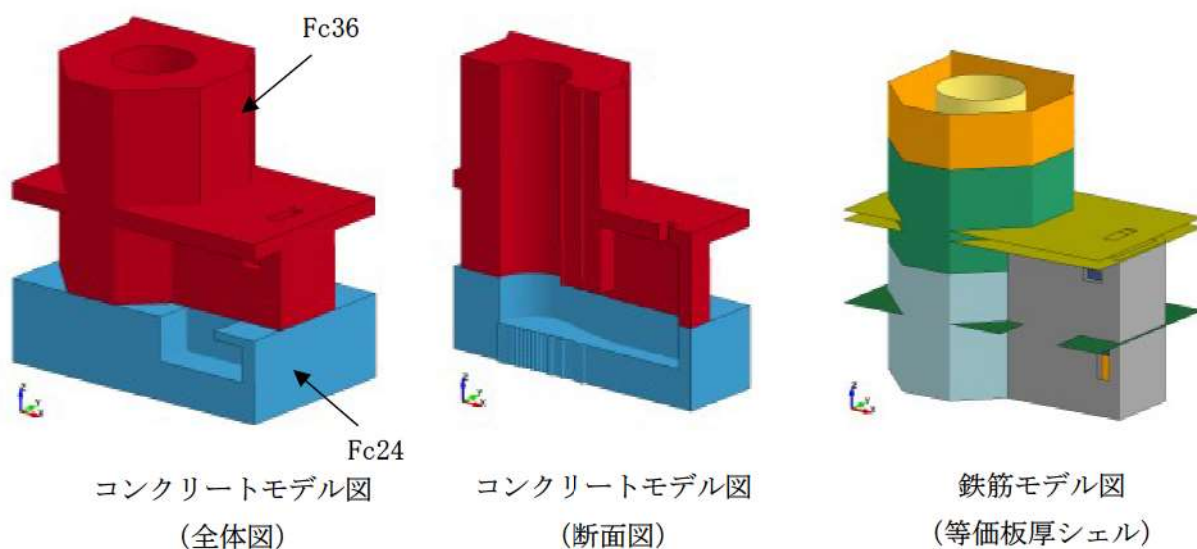


図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）

1. 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)

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」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。

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となるパラメータに与える影響(1/2)

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。	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。	
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○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。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されていること。	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確認されていること。	
	燃料棒被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○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、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されていること。	炉心における燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に確認されていること。	
	燃料被覆管変形	燃料棒被覆管変形	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・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	炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる影響は小さい。	炉心溶融開始の30分後に開始するものとして、代替格納容器スプレイポンプによる影響は小さい。
		沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価対象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、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。
原子炉格納容器	気液分離(炉心水位)・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	○HDR実験解析及びCSSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間とから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
	区画間・区画内の流動(蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状(流路高低差や堰高さ)に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作時間とから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	区画間・区画内の流動(液体)	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。	

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 (2/2)

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"> <li>・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。</li> <li>・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な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> <li>・TMI事故解析における下部プレナム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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<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、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</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、下部プレナムでの溶融炉心へ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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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(小さい値)」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、仮想的な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。</li> </ul>	<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、また、原子炉容器破損時間を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</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、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	1次系内PP挙動	PP挙動モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器破損により、キ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めに評価し、燃料破損後のPP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となると考えられる。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において、燃料破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まること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となると考えられる。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>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係るPP挙動モデルについては、PHIBUS-PP実験解析において燃料破損後のPP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とが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP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>
	原子炉格納容器内PP挙動	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)	<ul style="list-style-type: none"> <li>「Ri cou-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」に関する格納容器破損防止「原子炉圧力容器燃料-冷却材相互作用」の現象をベースとす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。</li> </ul>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外FCI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、原子炉容器外冷却材相互作用に対する運転員等操作時間には影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器内PP挙動に係るPP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と、また、上記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作時間には影響はない。</p>



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及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% (2,652MWt) × 1.02	100% (2,652MWt)	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。炉心熱出力が大きく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、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はななく、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 + 0.2MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	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。	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°C	306.6°C	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分大きい保守的条件を用いることで初期温度 (1次冷却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遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はななく、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ることで初期温度 (1次冷却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	PP: 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ルーブリックを包装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、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熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心冷却開始を起点と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操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、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熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はななく、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熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
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)	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なく、運転員等操作時間に与える影響はない。	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なく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉格納容器自由体積	65,500m³	66,000m³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積より大きいことから、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はななく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きいことから、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。	

初期条件

表2 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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の完全両端破断	-	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	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、炉心損傷開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとされている代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイトの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約 49 分後に代替格納容器スプレイトを開始したとしても、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいこと、運転員等操作時間を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炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・ 1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・ 1 次冷却材低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下端における破損 (開口面積：高温側配管両端破断相当) その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかずであり、評価項目となるパラメータを与える影響は小さいことを確認した。
		安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイトによる代替格納容器スプレイト開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から徹底的に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイト注入機能の喪失を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
外部電源	外部電源なし	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	代替格納容器スプレイト及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却水機能喪失の重量を考慮。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響は小さい。
		外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。		
水素の発生		ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生率の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (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と与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1 次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	1 次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の 70%) (応答時間 1.8 秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるが、その差はわずかで、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉トリップ信号設定値を用いた場合、解析条件で設定している原子炉トリップ時間より早くなるが、その差はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の 60 秒後に 給水開始	事象発生 35 秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定連達成時間に余裕を考慮して設定。	最確条件のタービン動補助給水ポンプの条件を用いた場合、解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、炉心損傷開始及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイト操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、運転員等操作時間) に変化は少ない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値 115m <sup>3</sup> /h から、ミニフロー流量 35m <sup>3</sup> /h を除いた値により設定。	最確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い。運転員等操作時間に与える影響はない。	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い。運転員等操作時間に与える影響はない。
	4. 04MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4. 0MPa [gage] (通常運転時の 設定圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミミングが早くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイト操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、運転員等操作時間) に変化はない。また、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器圧力の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入のタイミミングが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
蓄圧タンク 保有水量	29. 0m <sup>3</sup> (1 基あたり) (最低保有水量)	約 30. 0m <sup>3</sup> (1 基あたり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷時間は遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイト操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、運転員等操作時間) に変化はない。また、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器圧力の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	140t/h	140t/h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。運転員等操作時間に与える影響はない。
代替格納容器スプレイトによるスプレイト レイ流量	2 基	2 基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、事象発生の 24 時間後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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対しては余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
	1 基あたりの 除熱特性 (100°C ~ 約 155°C、 約 3. 6MW ~ 約 6. 5MW)	1 基あたりの 除熱特性 (100°C ~ 約 155°C、 約 4. 4MW ~ 約 7. 6MW)	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、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の効果については期待しない。	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の効果は期待しないこと、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、運転員等操作を開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度解析の結果、事象発生の 24 時間後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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対しては余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析の結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかで、評価項目となるパラメータと与える影響は小さいことを確認した。
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	効果を期待せず	効果を期待する			

表 2 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			
機器条件	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	計装用案内管溶接部破損における破損口径を複数 の破損形態のうち、最も早く判定される設定。	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。	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。
	エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。		
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。		

表 3 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操作時間余裕 (1/3)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件 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 イの開始	炉心溶融開始 の30分後 (事象発生の 49分後)	運転員等操作時間として、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の開始操作に必要となる移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	実際の操作において、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなるため、操作開始が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくならない。なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まることも、他の運転員等の操作時間には影響はない。	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の開始操作は、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることによる放射熱の減少により、炉心損傷格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、代替格納容器スプレイを開始した場合は、事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合は、感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力(0.566MPa [gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。 (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の開始操作は、事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合は、感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力(0.566MPa [gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。 (添付資料7.2.1.1.21)	中央制御室におけるレタにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は5分を想定しているところ、訓練実績は2分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
		<p>【認知】 中央制御室にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼル発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電源喪失)と判断、及び1次冷却材喪失事象が発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下していることを判断した場合、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を開始する手順としている。よって解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行っている期間、他の作業を担当していない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作が無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作時に、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は現場操作盤の操作器および手動ハンドルによる簡易な操作であることから、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p> <p>中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御室の操作器が長くなる可能性は低い。ため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	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の開始操作は、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることによる放射熱の減少により、炉心損傷格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、代替格納容器スプレイを開始した場合は、事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合は、感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力(0.566MPa [gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。 (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の開始操作は、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることによる放射熱の減少により、炉心損傷格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、代替格納容器スプレイを開始した場合は、事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合は、感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力(0.566MPa [gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。 (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の開始操作は、事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合は、感度解析を実施した結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力(0.566MPa [gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。 (添付資料7.2.1.1.21)	中央制御室におけるレタにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、訓練実績は3分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は5分を想定しているところ、訓練実績は2分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。



表 3 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操作時間余裕 (3 / 3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確か		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
アニュラス空気浄化系 (B-エアニューラス空気浄化ファンの起動) の操作条件	解析上の操作開始時間 運転員等操作時間として、60分を想定して設定。	運転員等操作時間として、60分を想定して設定。	操作の不確かさ要因 操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響 全交流動力電源喪失の認知時間、B-エアニューラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのために運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータに与える影響 アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射能量が減少する。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。	操作時間余裕 アニュラス空気浄化系の起動操作は、解析上のCs-137の総放出量が約 $5.1 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射能量は約10%～30%の増加に留まることから、100TBqに対して80分以上の時間余裕がある。	訓練実績等 中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施するB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練現場で実施するB-エアニューラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給は20分を想定しているところ、訓練実績は15分。現場で実施する試験採取室排気系ダンパ閉処置は30分を想定している。訓練実績は23分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	操作の不確かさ要因 操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響 全交流動力電源喪失の認知時間、B-エアニューラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのために運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータに与える影響 アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射能量が減少する。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。	操作時間余裕 アニュラス空気浄化系の起動操作は、解析上のCs-137の総放出量が約 $5.1 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射能量は約10%～30%の増加に留まることから、100TBqに対して80分以上の時間余裕がある。	訓練実績等 中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施するB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練現場で実施するB-エアニューラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給は20分を想定しているところ、訓練実績は15分。現場で実施する試験採取室排気系ダンパ閉処置は30分を想定している。訓練実績は23分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	運転員等操作時間に与える影響	操作の不確かさ要因 操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響 全交流動力電源喪失の認知時間、B-エアニューラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのために運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	評価項目となるパラメータに与える影響 アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射能量が減少する。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。	操作時間余裕 アニュラス空気浄化系の起動操作は、解析上のCs-137の総放出量が約 $5.1 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射能量は約10%～30%の増加に留まることから、100TBqに対して80分以上の時間余裕がある。	訓練実績等 中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施するB-エアニューラス空気浄化ファンの起動操作は所要時間5分を想定しているところ、訓練現場で実施するB-エアニューラス空気浄化系の空気作動弁及びびダンパへの代替空気供給は20分を想定しているところ、訓練実績は15分。現場で実施する試験採取室排気系ダンパ閉処置は30分を想定している。訓練実績は23分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

## JASMINE による格納容器破損確率の評価について

炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEA において、JASMINE<sup>\*1</sup>を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。<sup>i</sup>

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。

これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布<sup>\*2</sup>については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは 200MJ 以上の領域となる。また、JASMINE におけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径<sup>\*3</sup>の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るといった簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWR に対する評価結果として  $6.8 \times 10^{-2}$ （平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格



納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

- ※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード
- ※2 構造物の耐力の確率分布であり，耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。
- ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し，溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径

---

<sup>i</sup> JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」 2007 年 8 月

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE724 r.12.0
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価

7.2.4 水素燃焼

令和5年10月  
北海道電力株式会社

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。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

## 目次

- 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
  - 7.2 重大事故
    - 7.2.4 水素燃焼

### 添付資料 目次

- 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）
- 添付資料7.2.4.16 燃料、電源負荷評価結果について（水素燃焼）

## 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プラント損傷状態は、「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注入機能，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，溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，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，原子炉格納容器内水素処理装置によって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，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ため，代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶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り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の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における評価事故シーケンスにおいて、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10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び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、関係各所に通報連絡

等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。

なお、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、21名で対処可能である。また、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、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、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系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、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処置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

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、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，高圧注入系の動作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，低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し，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。

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は，高圧注入流量等であり，格納容器スプレイの自動作動を確認するため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℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う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ニュ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℃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動作状況の確認

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次冷却系強制減圧

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2.0MPa[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ベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却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次冷却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）による代替炉心注水を行う。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）指示が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り替え、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。

格納容器スプレイ系再循環切替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及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）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系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

プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、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プラント損傷状態は、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。

このプラント損傷状態には、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FP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FCI
- ・ 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FP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であり、原子炉系及び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シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

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、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における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
- ・ スプレー冷却

- ・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、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) 起因事象

起因事象として、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））の完全両端破断が発生するものとする。

(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

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合、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、水素燃焼の観点で事象進展が厳しくなる。このため、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。

(d) 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量

炉心内のジルコニウム－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、ジルコニウム－水反応が顕著となる時点から、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。

(e) 水及びヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合並びに金属腐食による水素発生量

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)

(f) 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) 原子炉トリップ信号

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するものとする。

(b) 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）

(c) 格納容器水素イグナイタ

実機においては格納容器水素イグナイタを12個（予備1個（ドーム部））設置しているが、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。

(d) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台動作し、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図及び第7.2.4.7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7.2.4.8図から第7.2.4.10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7.2.4.11図及び第7.2.4.12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，事象発生の約1.7時間後に原子炉容器破損に至り，約2.9時間後にすべての溶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。ジルコニウム－水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、原子炉容器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。

第7.2.4.11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，事象発生後の25時間後においても低下傾向となる。

また，第7.2.4.12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7.2.4.13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圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は，第7.2.4.14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の最高値は限界温度200℃を超えない。

1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり，原子炉容器破損に至る事象発生後の約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]以下に低減されている。

原子炉格納容器内の水素濃度は、第7.2.4.11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、原子炉格納容器の限界圧力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。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(4)、(6)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の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」にて評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の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」にて評価項目を満足することを確認している。

第7.2.4.13図及び第7.2.4.14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、安定状態が確立する。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及び操作時間余裕を評価するものとする。

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、最確条件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、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があることから，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

初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，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。

機器条件の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。

事故条件の起回事象は，解析条件の不確かさとして，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7.2.4.16図及び第7.2.4.17図に示す。格納容器水素イグナイタの効果は、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、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)

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」, 「要員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

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

操作開始時間の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確認し、その結果を以下に示す。

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操作時間余裕を確認した。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等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。

(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，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

### a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：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、以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、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

本評価事故シーケンスの評価では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による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が

可能である（合計使用量約546.3kL）。

#### c. 電源

本評価事故シーケンスの評価では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による電源供給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。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

（添付資料7.2.4.16）

#### 7.2.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、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って激しい燃焼が生じ、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、熔融炉心・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り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。また、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について確認した結果、運転員等操作時間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小さい。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。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

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ることが確認でき、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」の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	可搬型設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> <li>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, 格納容器スプレッド信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入及び格納容器スプレッドの作動状況を確認する。その後, 低圧注入系及び高圧注入系の動作不能, 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。</li> </ul>	—	—	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"> <li>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「OV」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。</li> </ul>	蓄電池(非常用)*	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>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ッドポンプ, B-充電ポンプ(自己冷却), 加圧器逃がし弁及びエアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給, 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処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> <li>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。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯油槽* 燃料タンク(SA)	可搬型タンクローリー	—

\*: 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(2/5)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エア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。</li> </ul>	—	—	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アモニタ(高レンジ)* 格納容器内高レンジエアモニタ(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	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての補助給水流量指示の合計が80m<sup>3</sup>/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</li> </ul>	【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、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、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。</li> </ul>	—	—	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* B-1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* 格納容器内温度*
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う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。</li> </ul>	格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク(SA)	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 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 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)*

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 【 】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)  
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(3/5)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	
			計装設備	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ニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジェリアモニタ 1×10<sup>5</sup>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ニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度 (広域-高温側) *</li> <li>1次冷却材温度 (広域-低温側) *</li> <li>格納容器内高レンジェリアモニタ (高レンジ) *</li> <li>格納容器内高レンジェリアモニタ (低レンジ) *</li> </ul>
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジェリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度 (広域-高温側) *</li> <li>1次冷却材温度 (広域-低温側) *</li> <li>格納容器内高レンジェリアモニタ (高レンジ) *</li> <li>格納容器内高レンジェリアモニタ (低レンジ) *</li> </ul>
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイター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ー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。</li> </ul>	格納容器水素イグナイター 格納容器水素イグナイター 温度監視装置 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監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>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った次第に、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。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンブ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 可搬型アニュ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 アニュラス水素濃度 (可搬型)

\* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 : 有効性評価上考慮しない操作

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（4/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
		<p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>m. 代替格納容器スプレ</p>	<p>・ 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用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。</p> <p>・ 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。</p> <p>・ 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ベ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ベによる代替格納容器スプレイを開始する。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)指示が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ベの水源地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ベ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。</p> <p>・ 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り替え、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。</p> <p>・ なお、炉心の冷却については、B-充てんポンベ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。</p>	<p>加圧器逃がし弁*</p>
		<p>—</p> <p>代替格納容器スプレイポンベ</p> <p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>燃料タンク(SA)</p>		<p>—</p> <p>燃料取替用水ピット水位*</p> <p>原子炉格納容器圧力*</p> <p>格納容器内温度*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域)*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(狭域)*</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)</p> <p>代替格納容器スプレイポンベ出口積算流量</p> <p>格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p>
		<p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>B-充てんポンベ*</p> <p>燃料タンク(SA)</p>	<p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型大型送水ポンベ車</p>	<p>燃料取替用水ピット水位*</p>

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
：有効性評価上考慮しない操作

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (5/5)

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備
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"> <li>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及びダンプへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化フアンを起動する。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プの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	B-アニュラス空気浄化フアン* B-アニュラス空気浄化フィルタユニット* 中央制御室給気フアン* 中央制御室循環フアン* 中央制御室非常用循環フアン* 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槽* 燃料タンク (SA)	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ 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"> <li>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。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系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。</li> </ul>	C, D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー

\*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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  GOTHIC	本評価事故シナリオ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シビアアクシデント総合解析コード。  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。
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。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。

初期条件

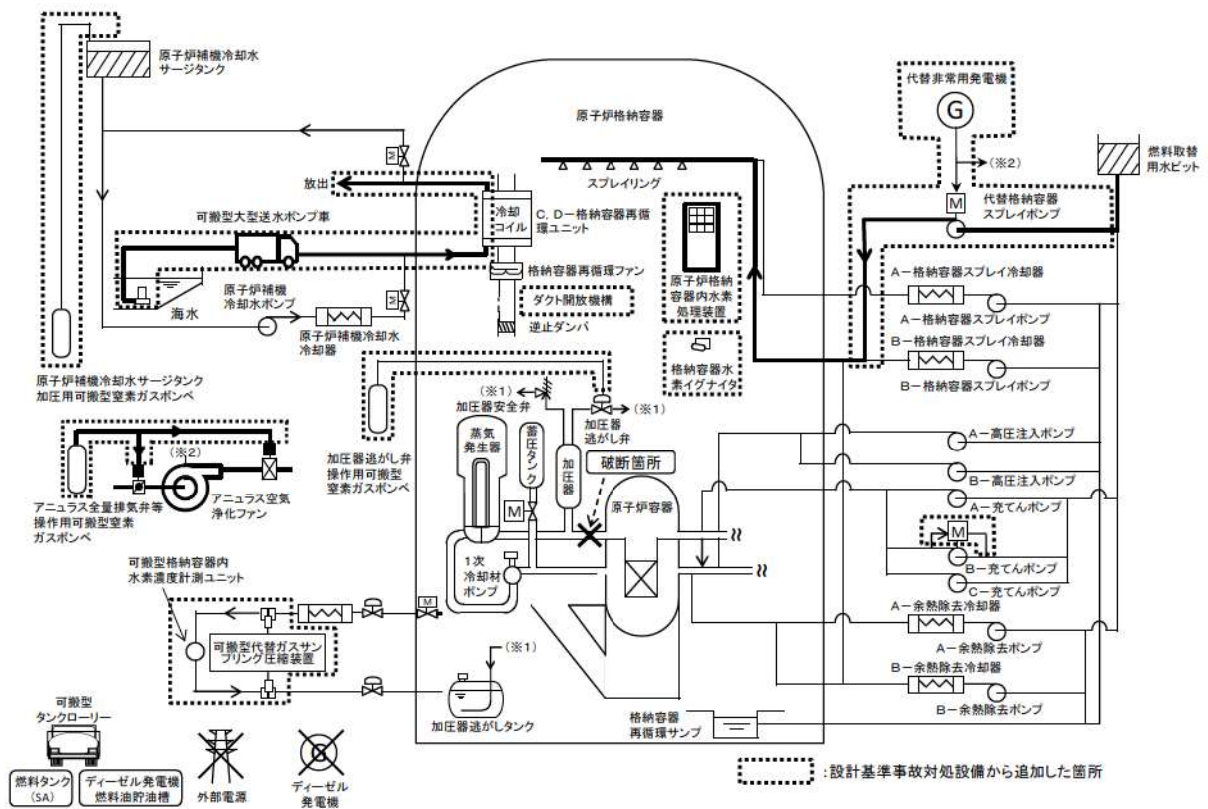
第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件  
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2 / 3)

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 <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を厳しくするよう、設計値より大きい値として設定。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°C	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	大気圧	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。
	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次冷却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り、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。
事故条件	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"> <li>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</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジンの放射線分解による発生量を考慮</li> </ul>	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、ヒドレン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
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	4.0MPa[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 <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	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。
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。
重大事故等対策に関連する機器条件		
その他		

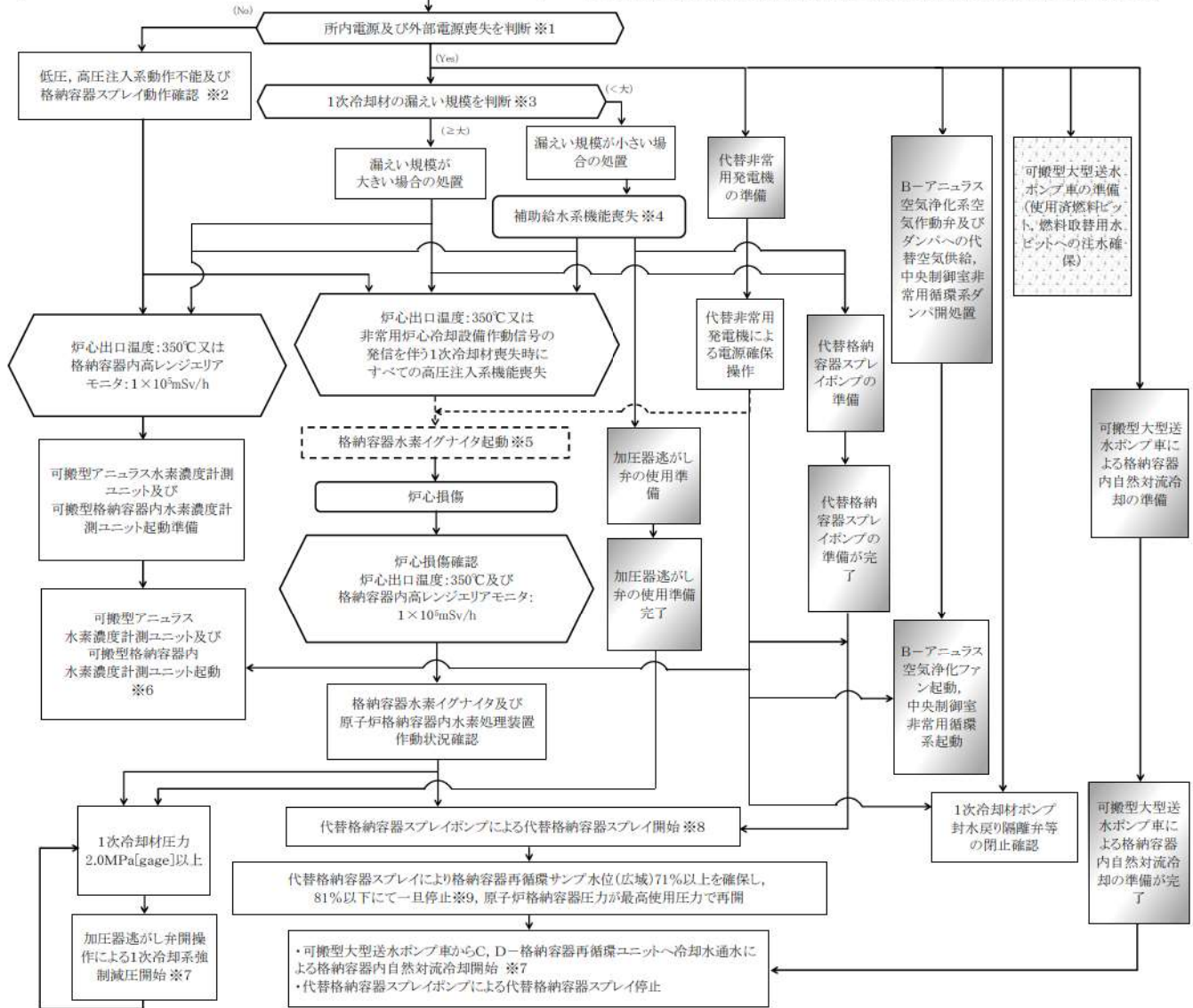
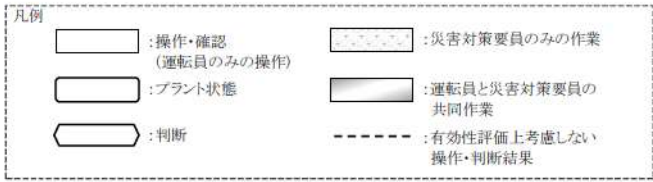




第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図

(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)

【事象の発生】  
 過渡事象, 1次冷却材喪失, 全交流動力電源喪失  
 【動作状況確認】  
 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備動作, 格納容器スプレイ動作  
 【安全機能喪失】  
 ECCS注水/再循環機能喪失, 格納容器スプレイ/再循環機能喪失  
 補助給水系機能喪失等



- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ動作を考慮する。
- ※3 漏えい及び漏えい規模は以下で判断。  
 加圧器圧力及び水位, 原子炉格納容器圧力及び温度, 格納容器サンプ水位, 格納容器再循環サンプ水位, 格納容器内モニタ, 1次冷却材圧力
- ※4 補助給水系機能喪失は以下で確認。  
 ・すべての補助給水流量指示の合計が80m<sup>3</sup>/h未満
- ※5 代替非常用発電機による電源回復後起動する。
- ※6 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し, アンユラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
- ※7 準備が完了すれば, その段階で実施する。
- ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては, 炉心への注水をまず行うこととしているが, 短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。  
 実際の操作では, 準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば, その段階で実施する。  
 また, 代替格納容器スプレイは140m<sup>3</sup>/hを下回らない流量で注水する。  
 なお, 格納容器スプレイが動作している状態において, 燃料取替用水ピット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施し, 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。
- ※9 ただちにポンプを停止するのではなく, 原子炉格納容器圧力の状況を加味し, 決定する。

### 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

作業項目	必要な要員と作業項目			経過時間(分)											備考
	実任者	副長	副班長	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	
作業内容	中央監視	運転操作支援	格納貯蔵室本部連絡	△ 約1分 炉心損傷 △ 約1分 炉心損傷 △ 約34分 燃料取扱用ホット水位再調整の作業水位到達											約1.7時間 原子炉容器破損
	1人	1人	1人												
	1人	1人	1人												
炉心判断	2人 A、B	-	-	作業の内容 △ 10分 △ 5分 △ 5分											格納容器本機、イグナイター温度及び格納貯蔵室内水素処理装置温度の指示の上昇により動作状況の確認を逐次実施する。
	1人 [A]	-	-												
	1人 [A]	-	-												
	1人 [A]	-	-												
可搬型格納貯蔵室内水素濃度計 ユニット起動	1人 [A]	-	-	可搬型格納貯蔵室内水素濃度計ユニット起動準備 1時間10分 5分 5分 5分											可搬型格納貯蔵室内水素濃度計ユニット起動準備、起動
	1人 [B]	-	-												
	1人 [A]	-	-												
高圧、低圧注入系機械回復操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 [A]	-	-	可搬型格納貯蔵室内水素濃度計ユニット起動準備、起動 高圧及び低圧注入系機械回復操作 高圧注入系機械回復操作 低圧注入系機械回復操作 充てんポンプ起動操作 5分 5分 5分 5分											高圧及び低圧注入系機械回復操作、起動
	1人 [A]	-	-												
	1人 [A]	-	-												
	1人 [A]	-	-												
燃料取扱用ホット補給アップ (有効性評価上考慮せず)	1人 [B]	-	-	燃料取扱用ホット補給アップ 燃料取扱用ホット補給操作 25分 10分											燃料取扱用ホット補給アップ、燃料取扱用ホット補給操作
	1人 [A]	-	-												
可搬型アンモニアガス水素濃度計 ユニット起動	1人 [A]	-	-	可搬型アンモニアガス水素濃度計ユニット起動準備、起動 アンモニアガス水素濃度計確認 1時間10分 5分											可搬型アンモニアガス水素濃度計ユニット起動準備、起動
	1人 [A]	-	-												
必要人員数 合計	4人 A～D	-	-												5人 A～D

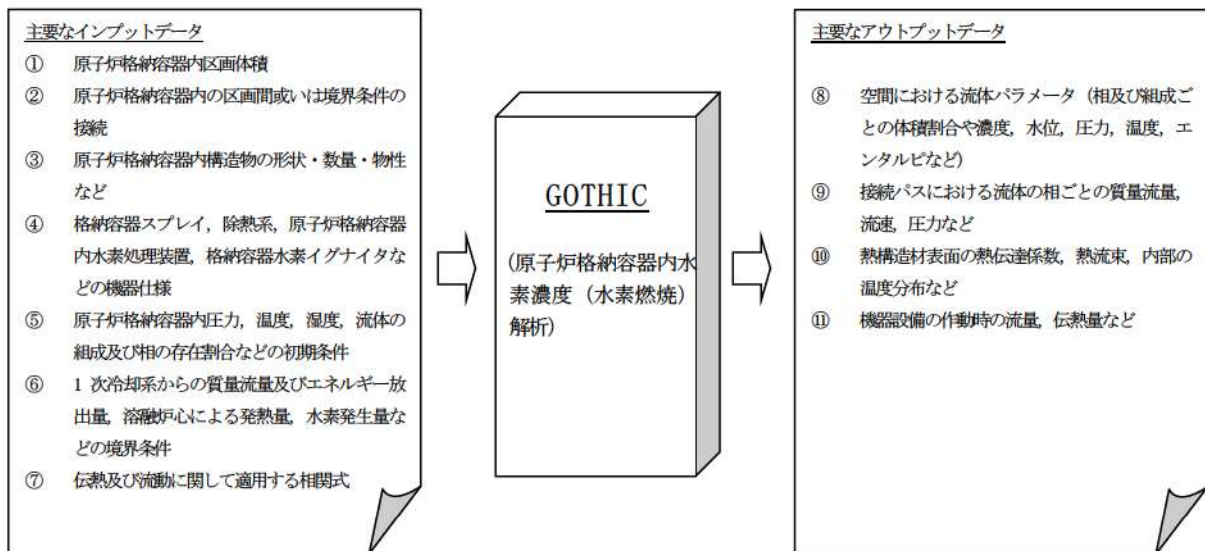
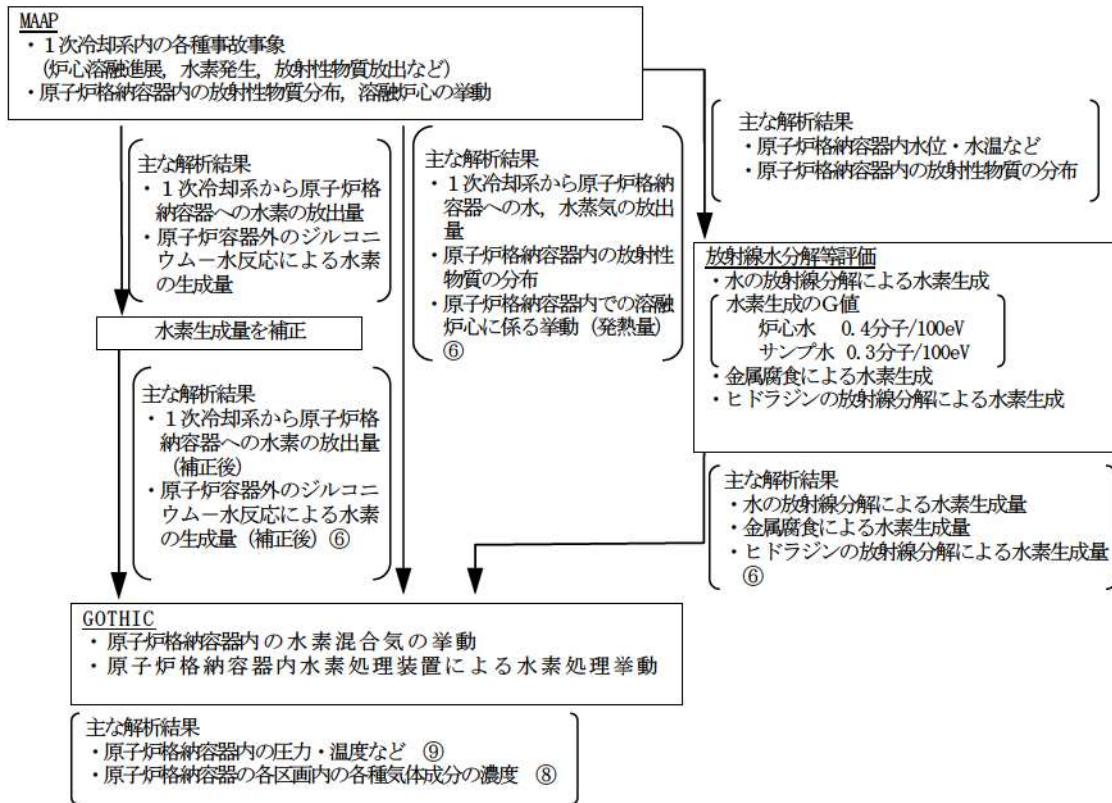
【注】1) 注は作業状況移動してきた要員

2) 燃料取扱用ホット補給アップ、燃料取扱用ホット補給操作は、上記要員に追加し、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。

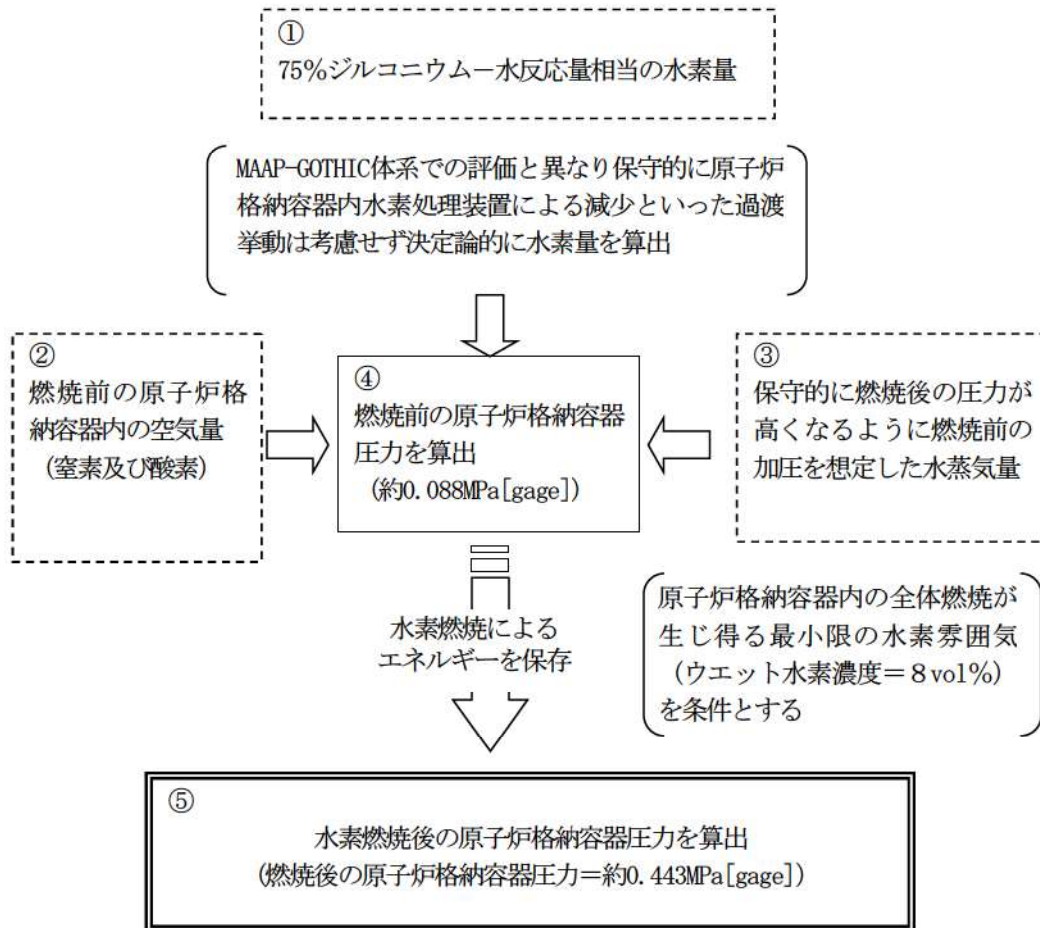
運転員	0
災害対策要員	0
災害対策要員(支援)	0
災害対策本部要員	4
災害対策本部要員	10
合計	14

初期判断の要員数  
運転員6名、災害対策要員10名、災害対策要員(支援)15名、災害対策本部要員4名の合計数)

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

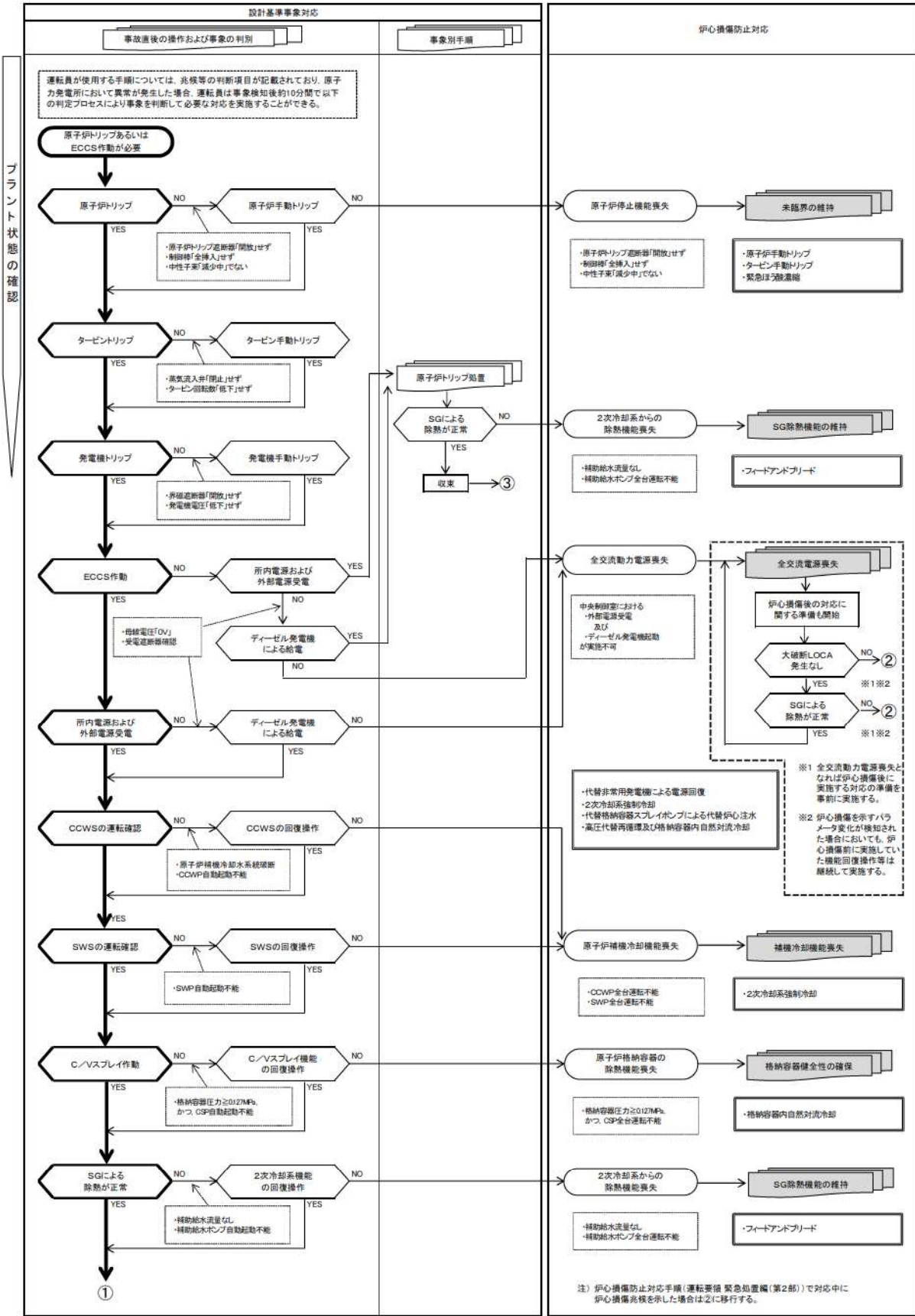


原子炉格納容器圧力

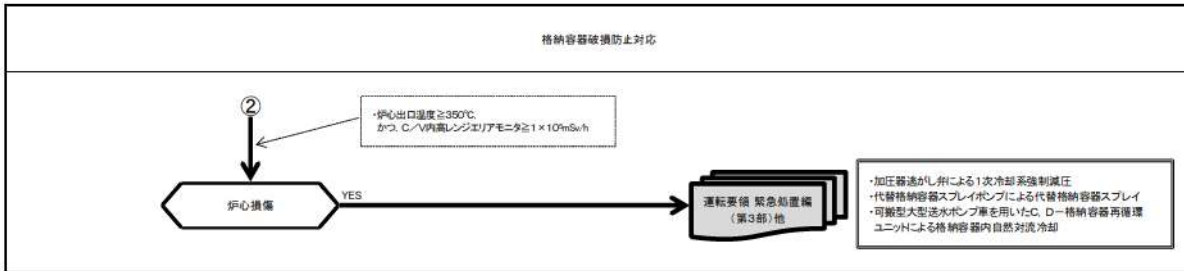
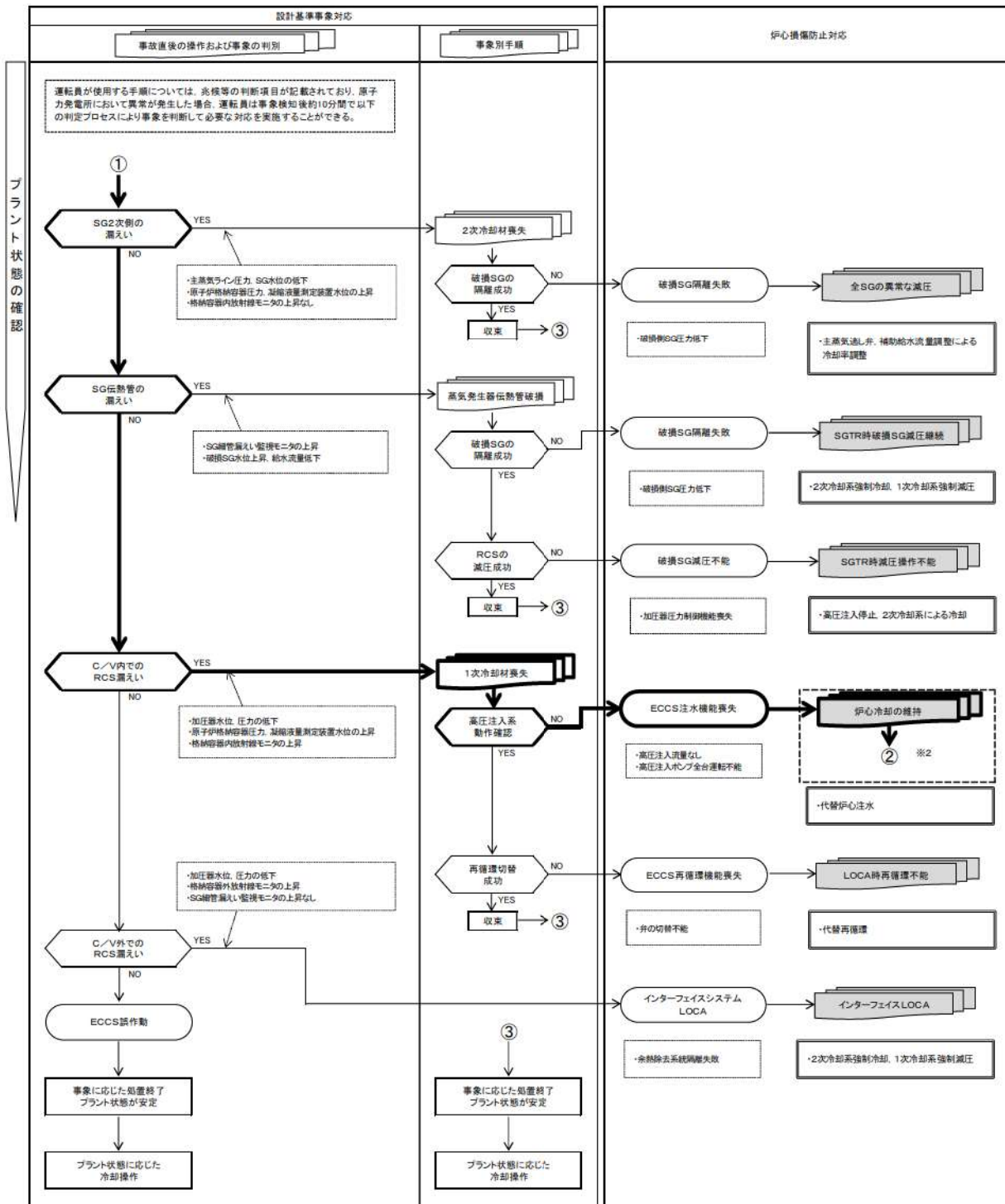
$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

(「'」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圧力評価の流れ

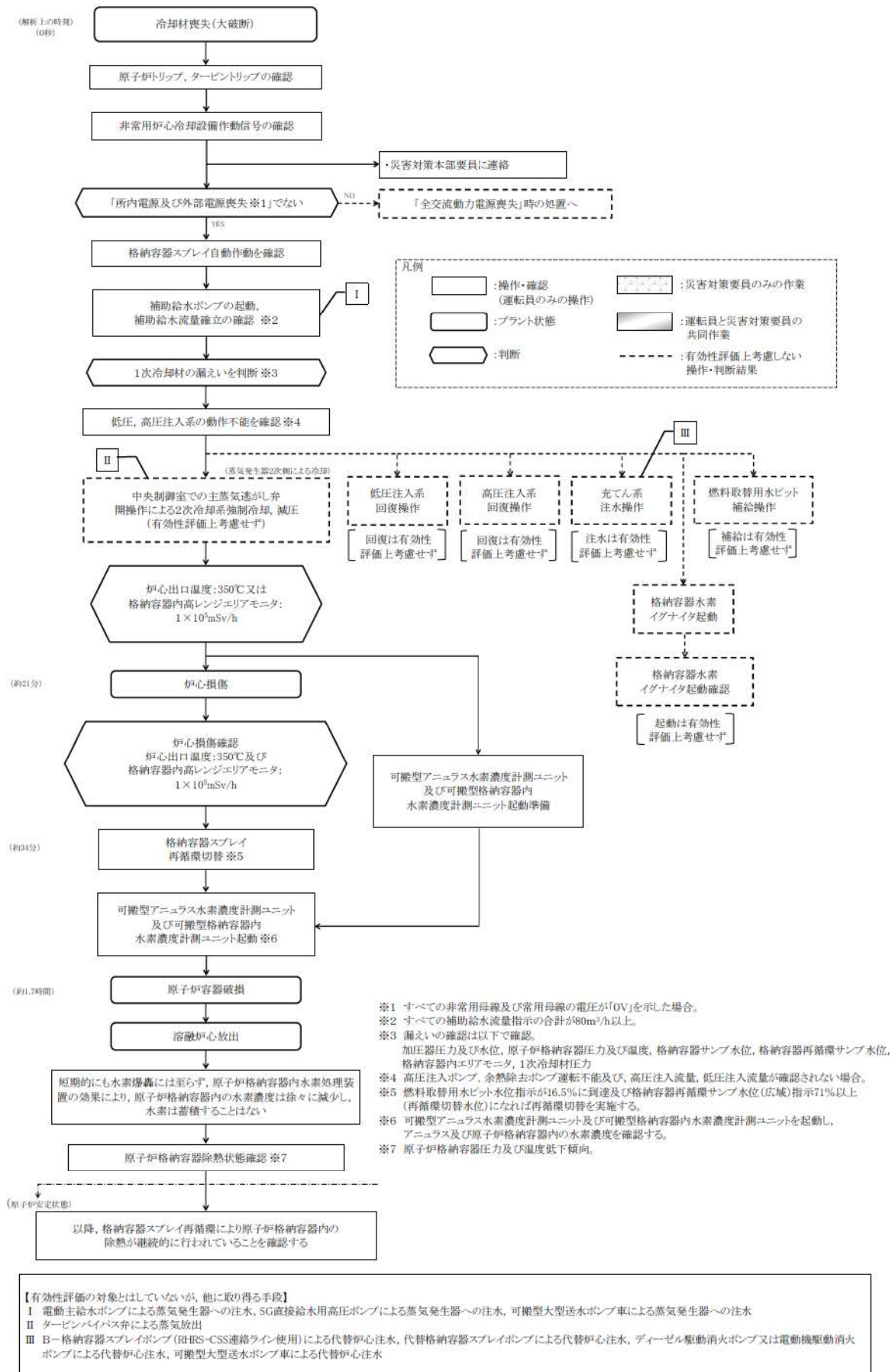


第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス）  
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）（1 / 2）



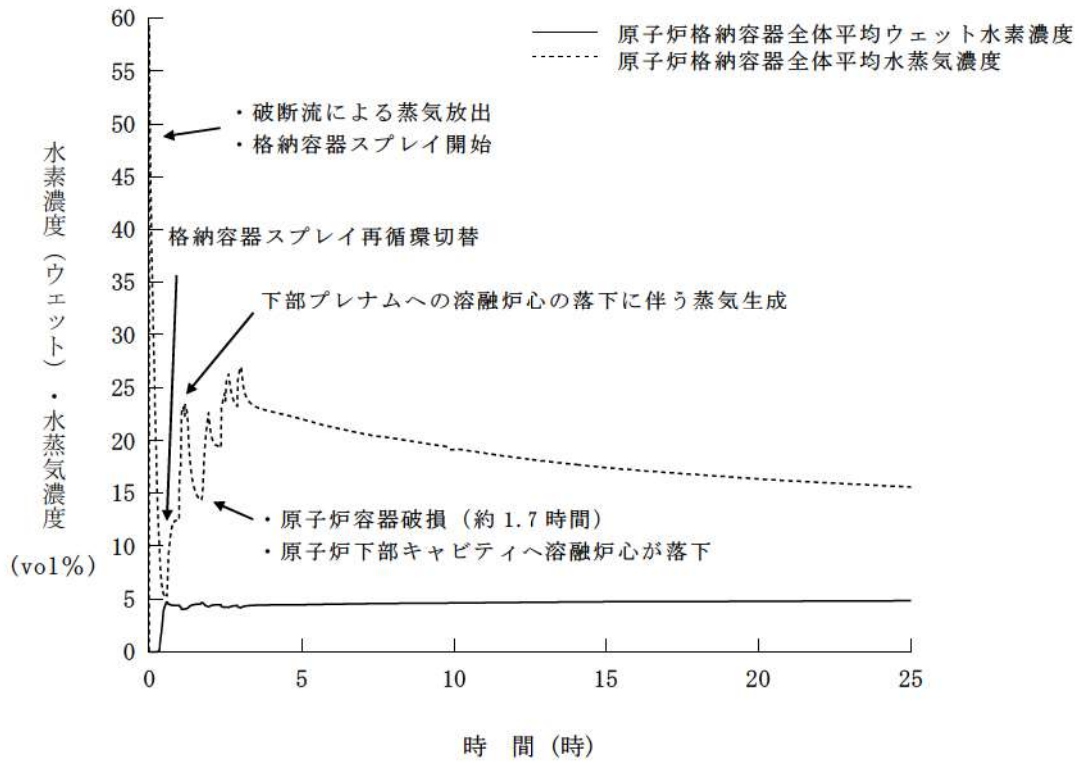
注: 太線はプロセスの流れを示す  
 凡例: [Symbol] 設計基準事象対応手順(運転要領 緊急処置編(第1部)) [Symbol] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順(運転要領 緊急処置編(第2部)及び緊急処置編(第3部))

第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス)  
 (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) (2 / 2)

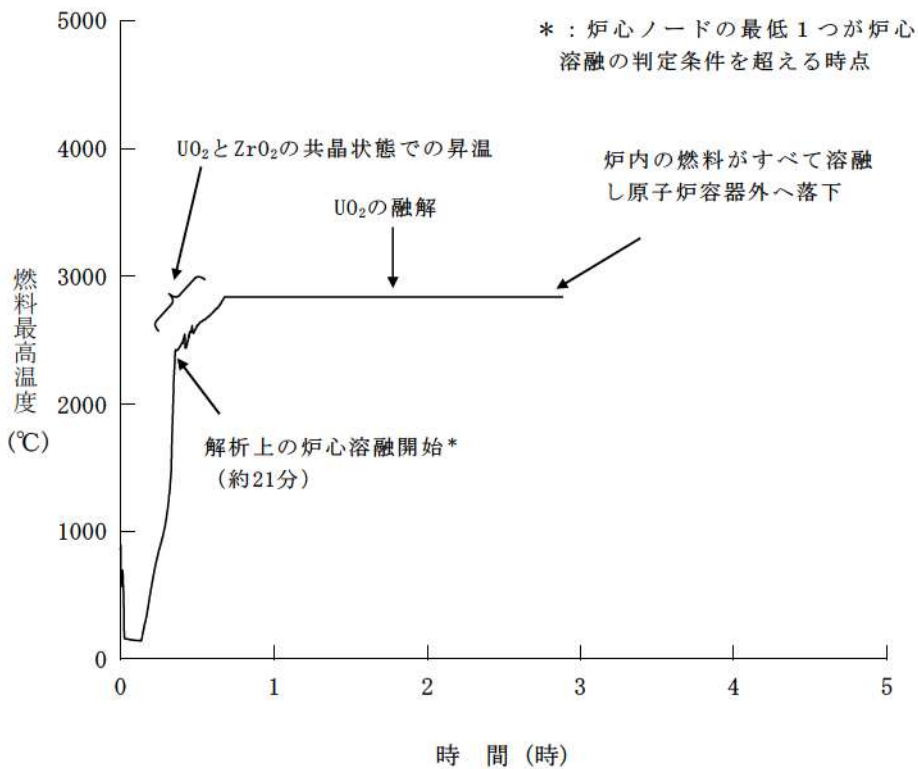


第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展 (対応手順の概要)  
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)

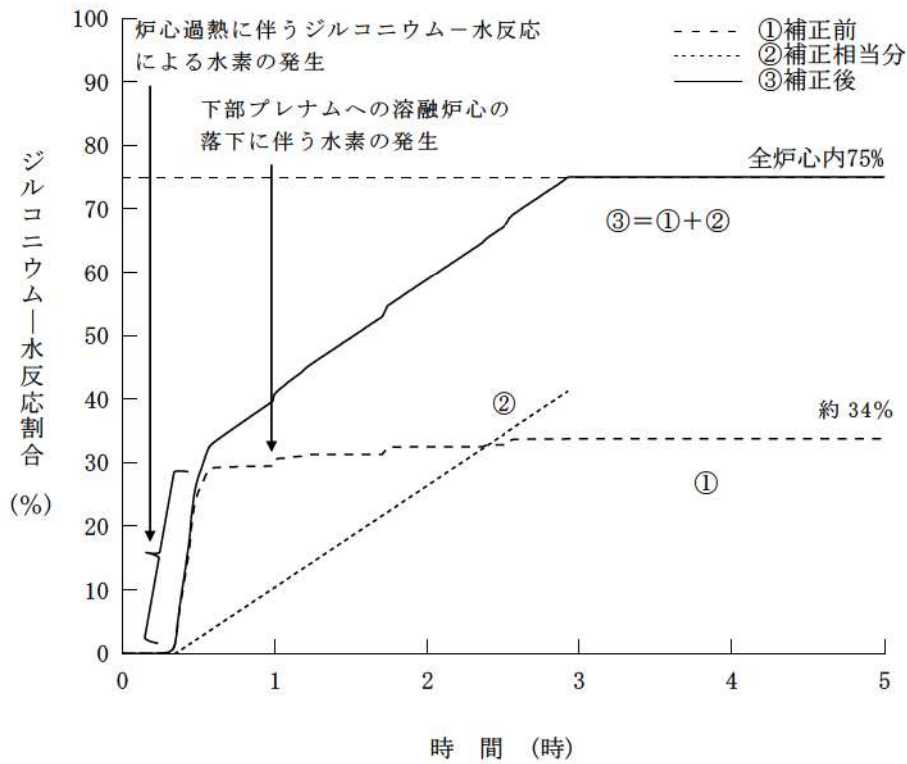




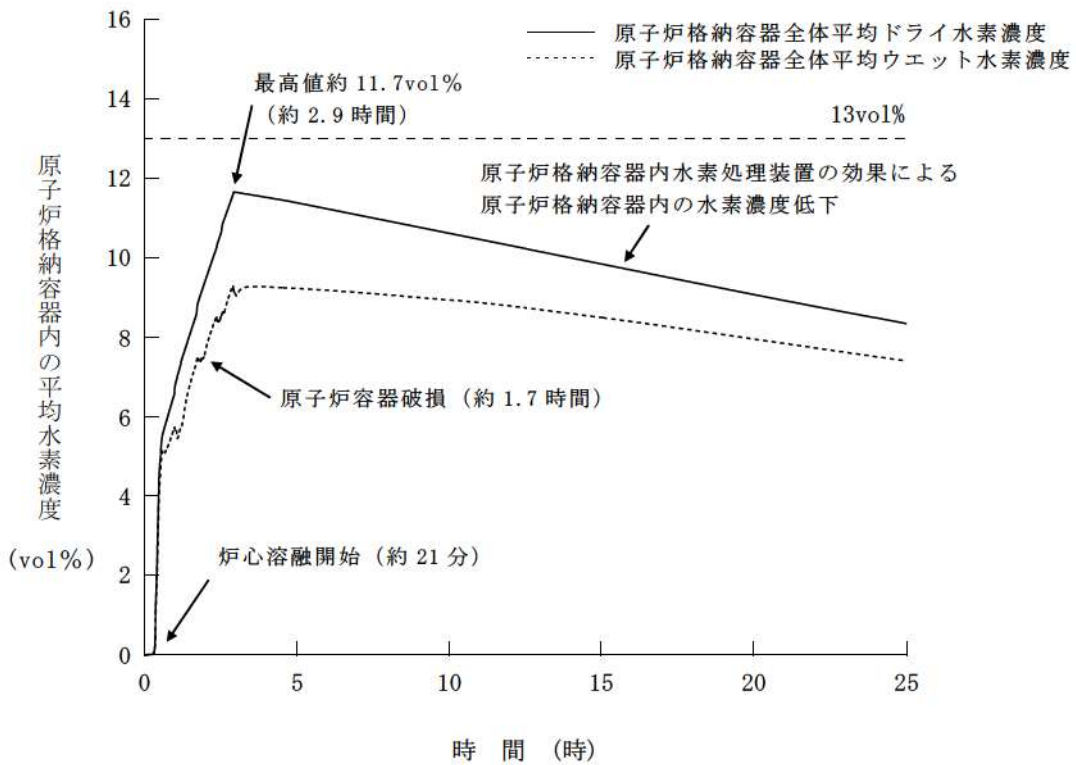
第 7.2.4.8 図 原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット) ・ 水蒸気濃度の推移 (MAAP)



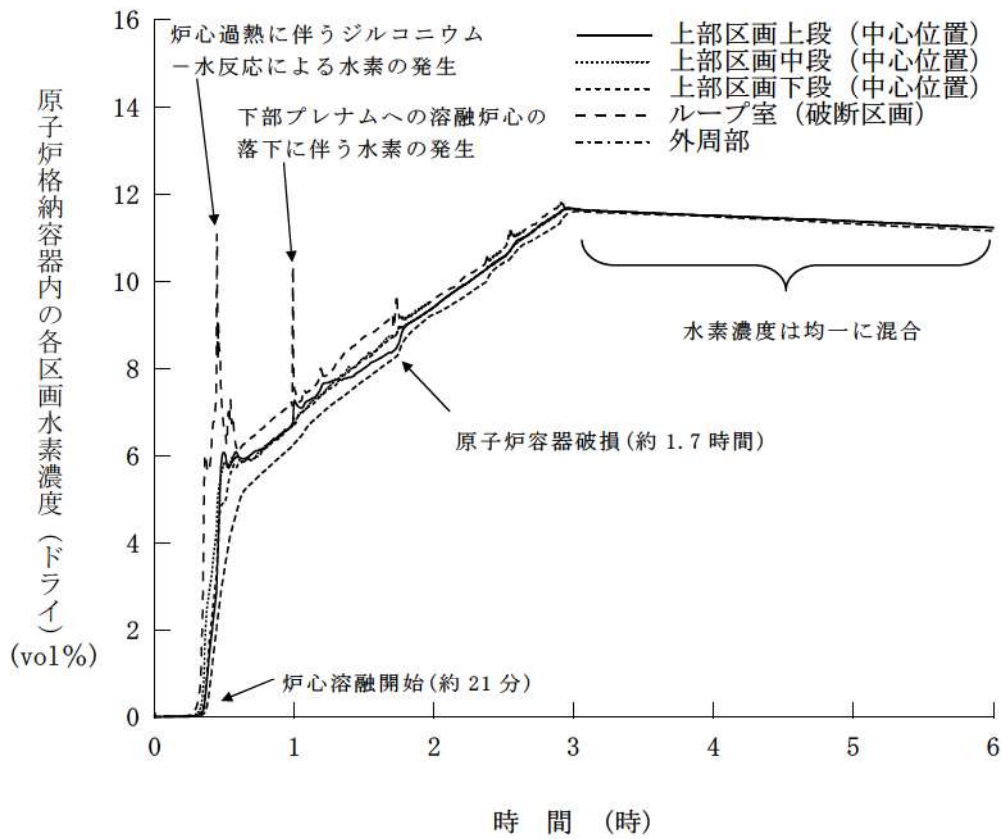
第 7.2.4.9 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)



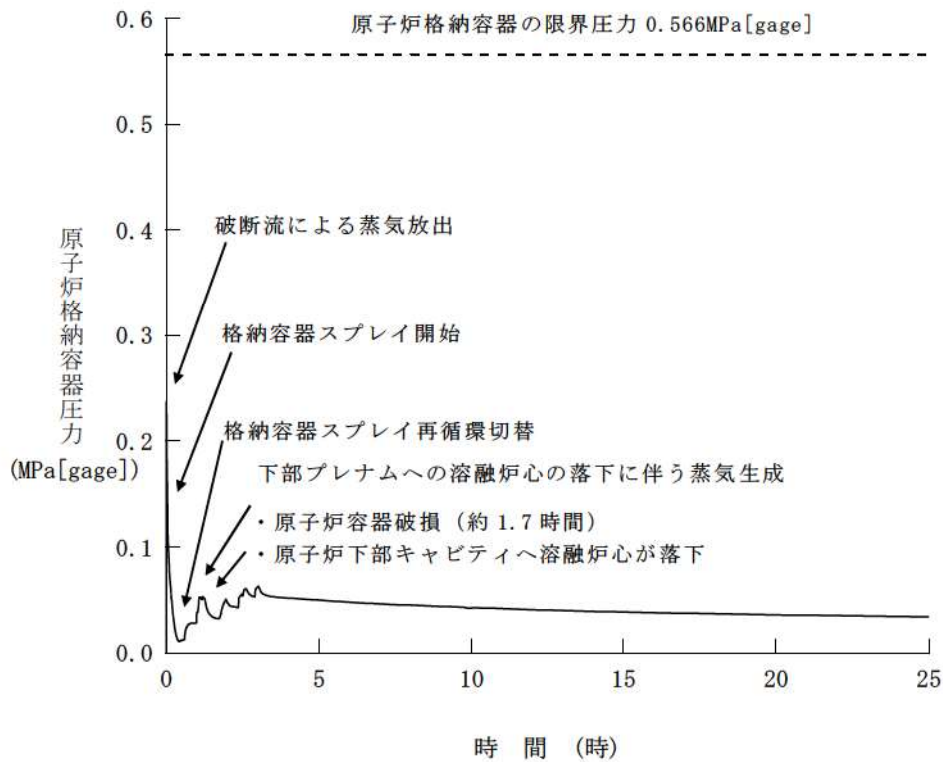
第 7.2.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)



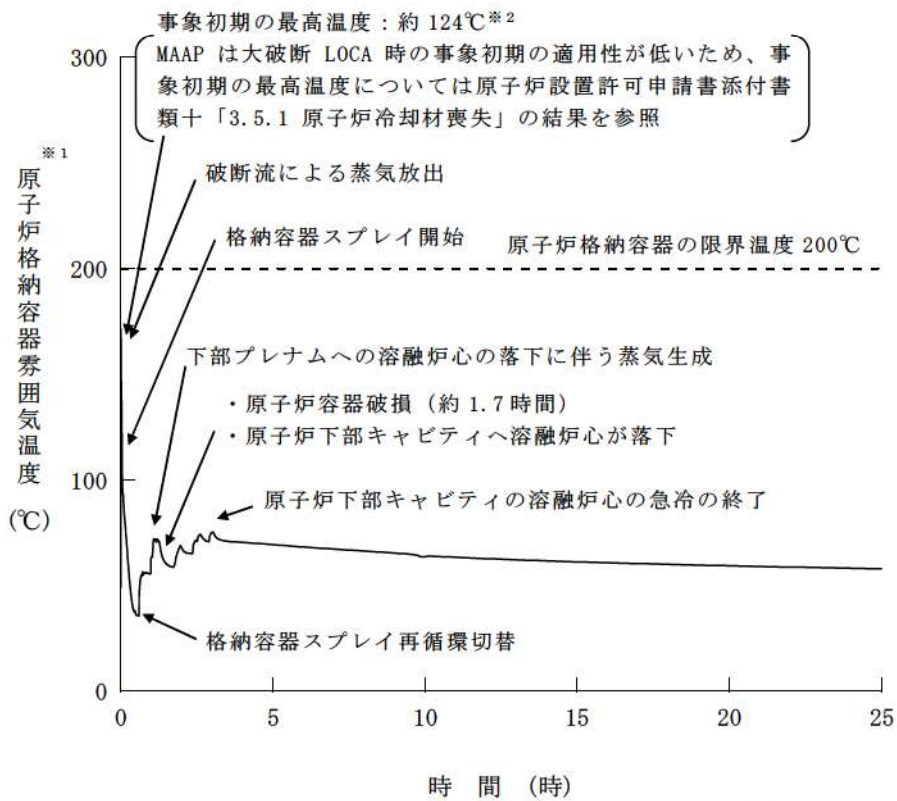
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)



第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)

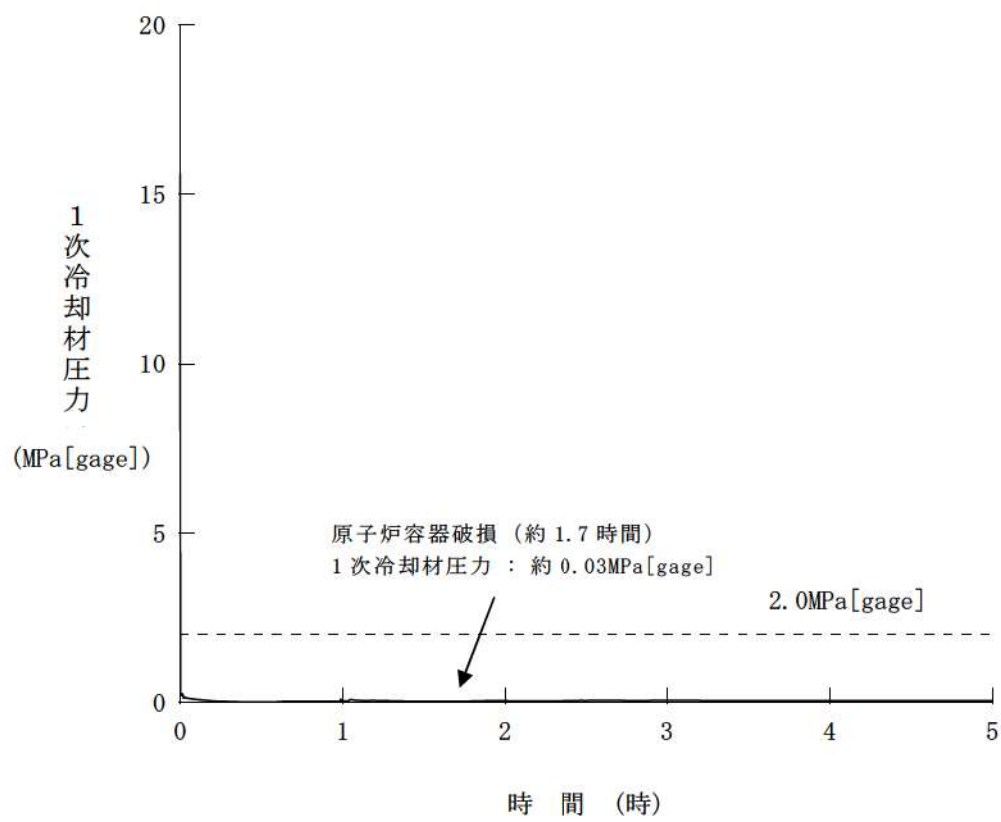


第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)

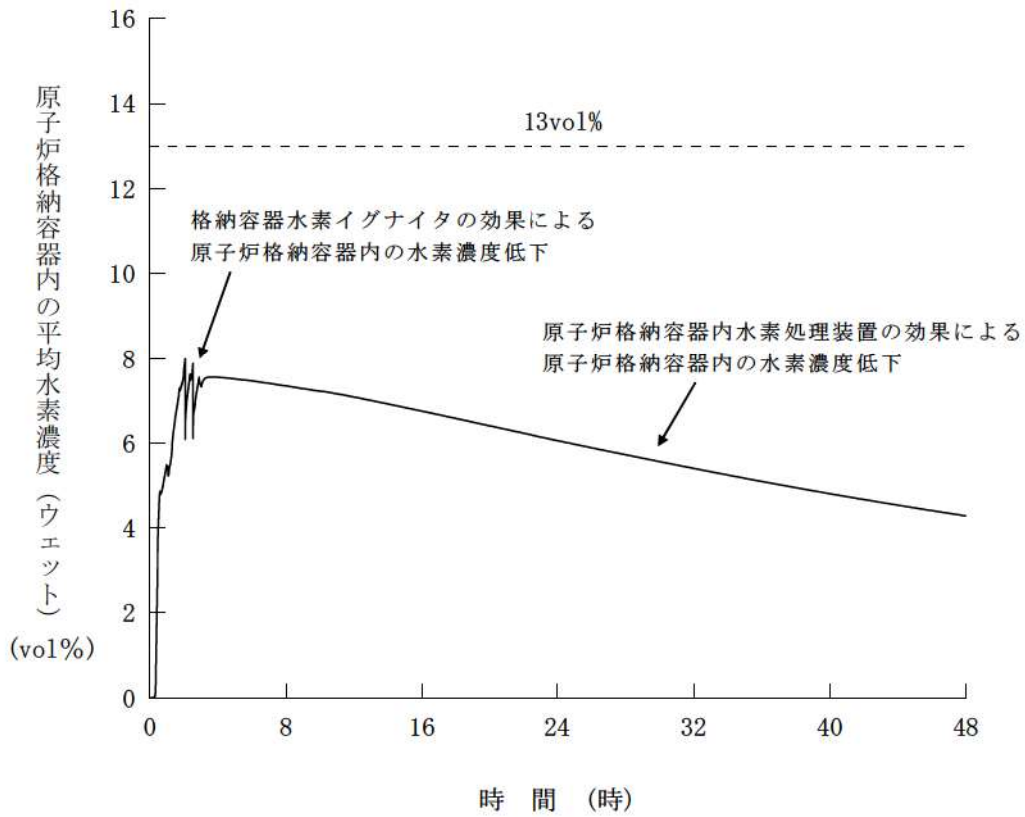


※1：原子炉格納容器雰囲気温度の推移は MAAP による解析結果を示している  
 ※2：原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

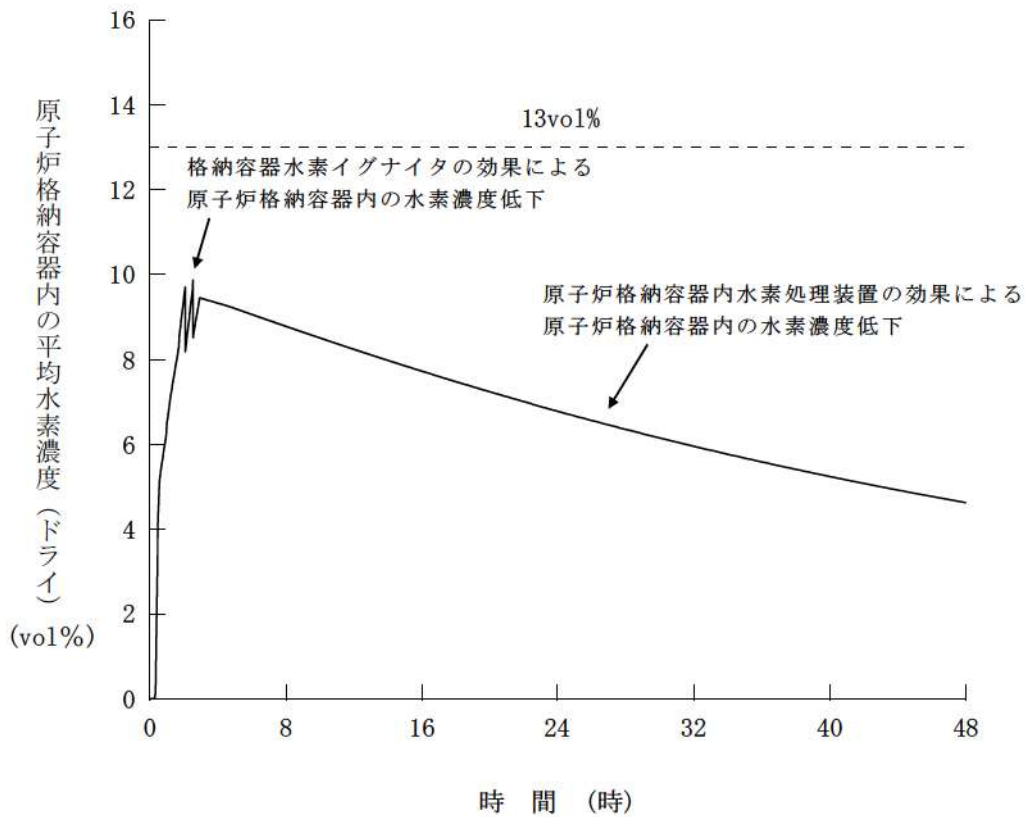
第 7.2.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)



第 7.2.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)



第 7. 2. 4. 16 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. 17 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)

## 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

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、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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、低圧及び高圧注入系の機能回復作業の初期対応を実施する要員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、低圧注入系及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水先を原子炉格納容器側に切り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）の安全機能ベース手順書「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。

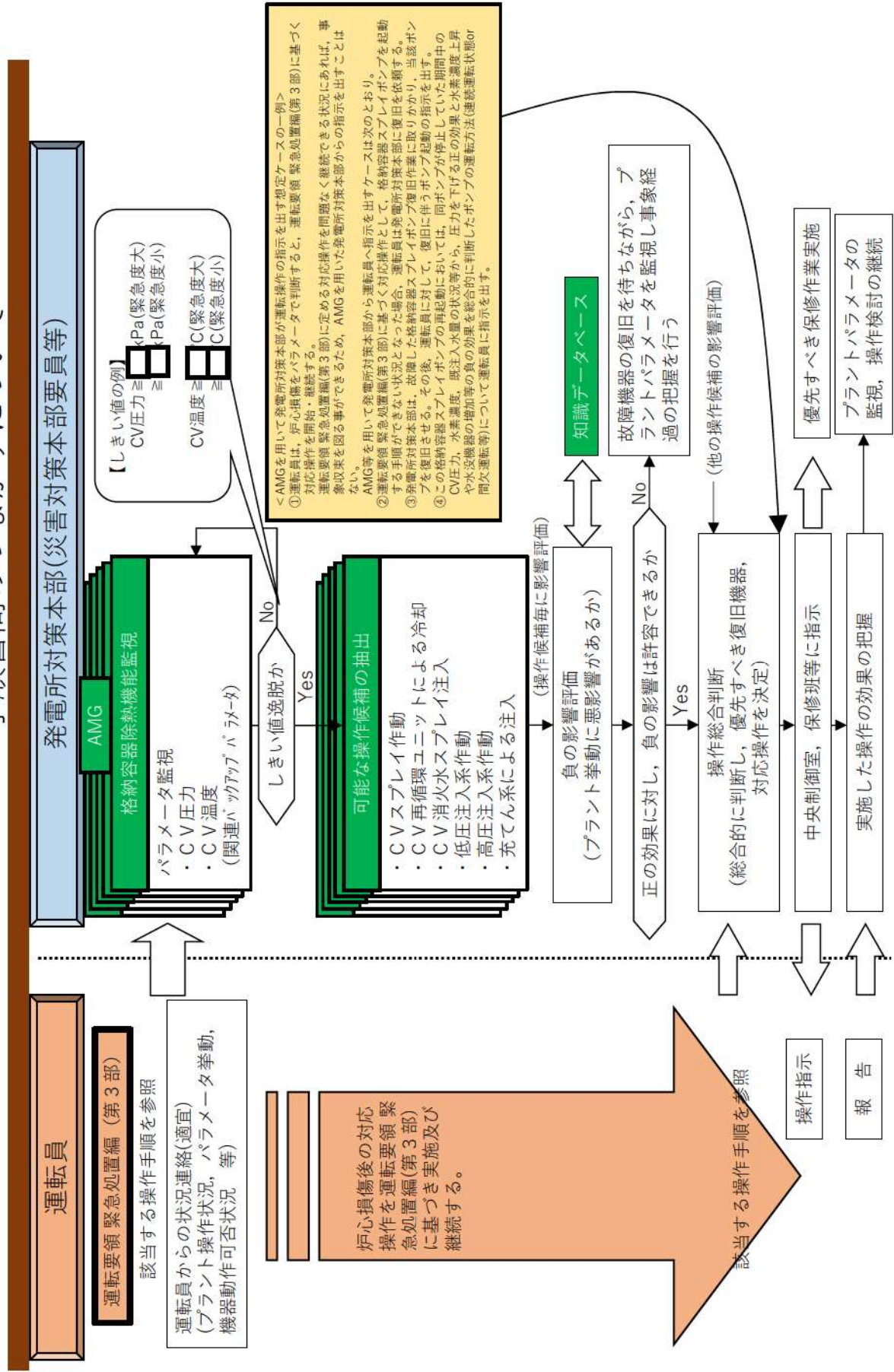
格納容器スプレイポンプの起動不能の場合には、不用意な起動を防止する措置を実施後に現場点検を実施することから、故障原因が判明し修理等による原因除去後に格納容器スプレイポンプを起動する場合においては、中央制御室運転員もしくは発電所対策本部が炉心損傷後に用いる泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則を踏まえた<sup>\*</sup>判断を持って起動することとなる。

※ 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。





# 運転員及び発電所対策本部(災害対策本部要員等)が使用する 手順書間のつながりについて



□：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。

## 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 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 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 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 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泊3号炉の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。

泊3号炉の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。

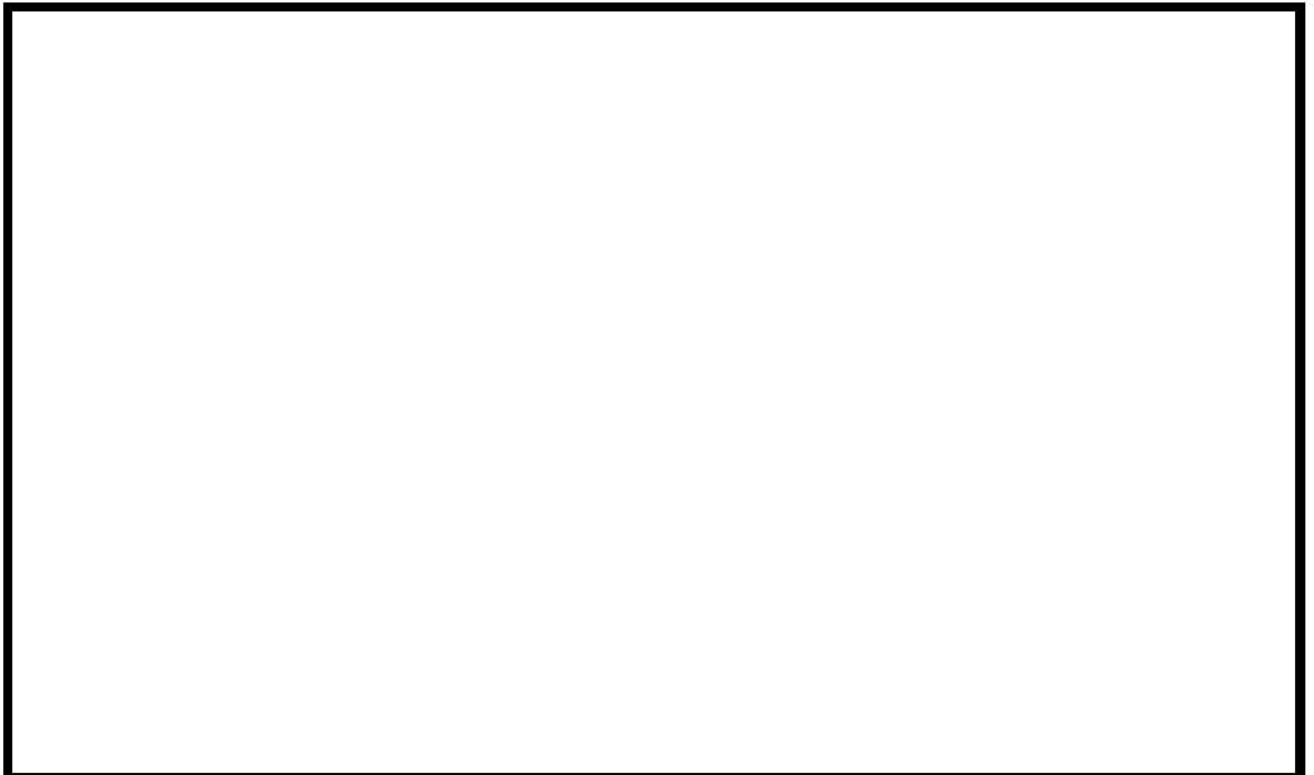


図1 GOTHICによる上部区画の分割図

□: 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。

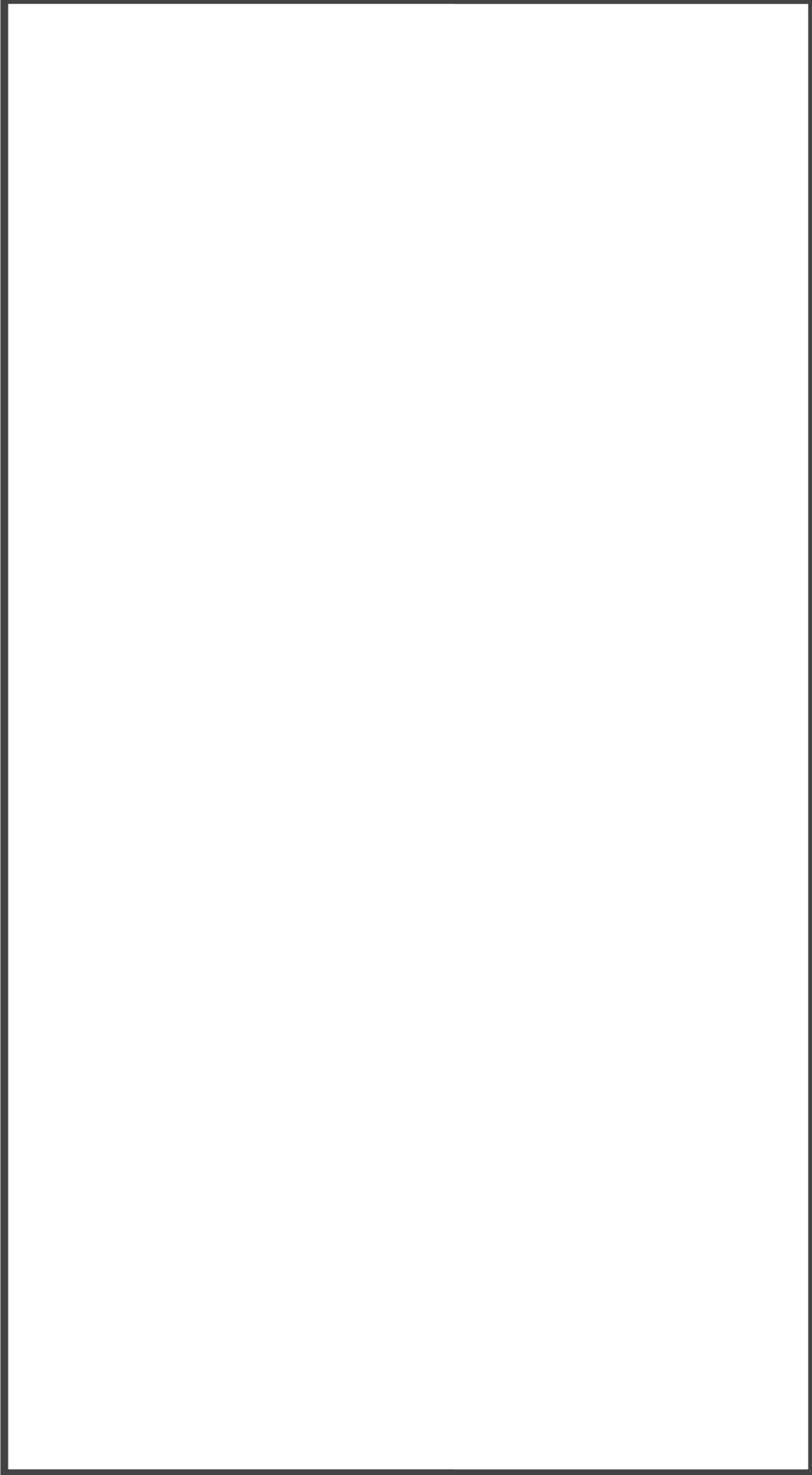


図2 GOTHICコードによる原子炉格納容器のノード分割

: 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における水素濃度及び水蒸気濃度の挙動を図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。したがって、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。

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。したがって、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。

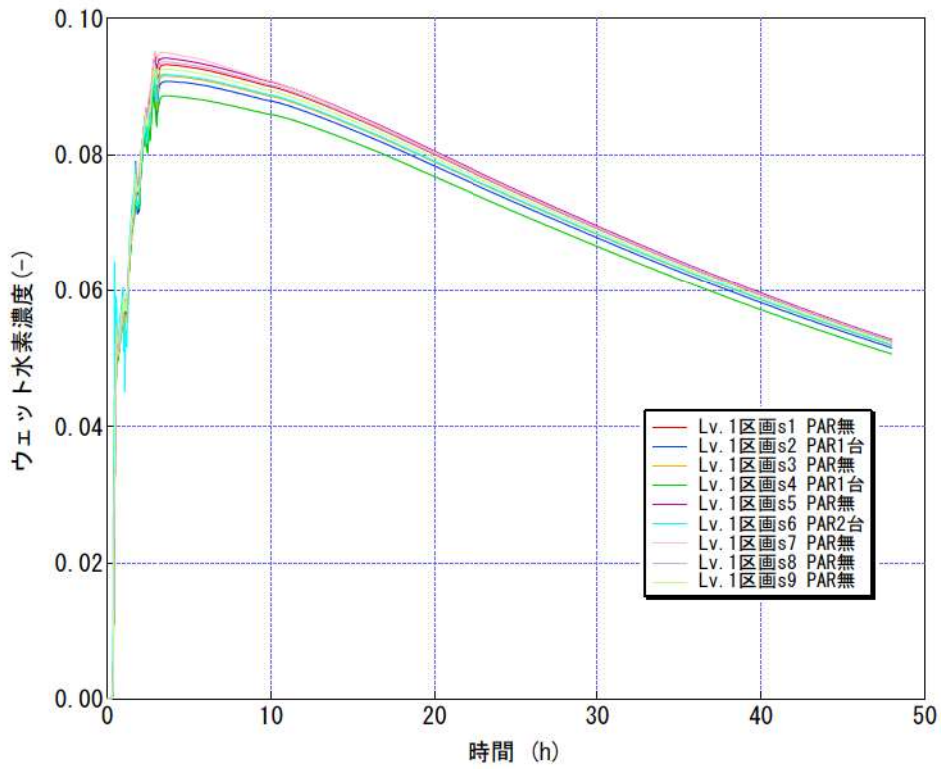


図3 上部区画Lv. 1水素濃度

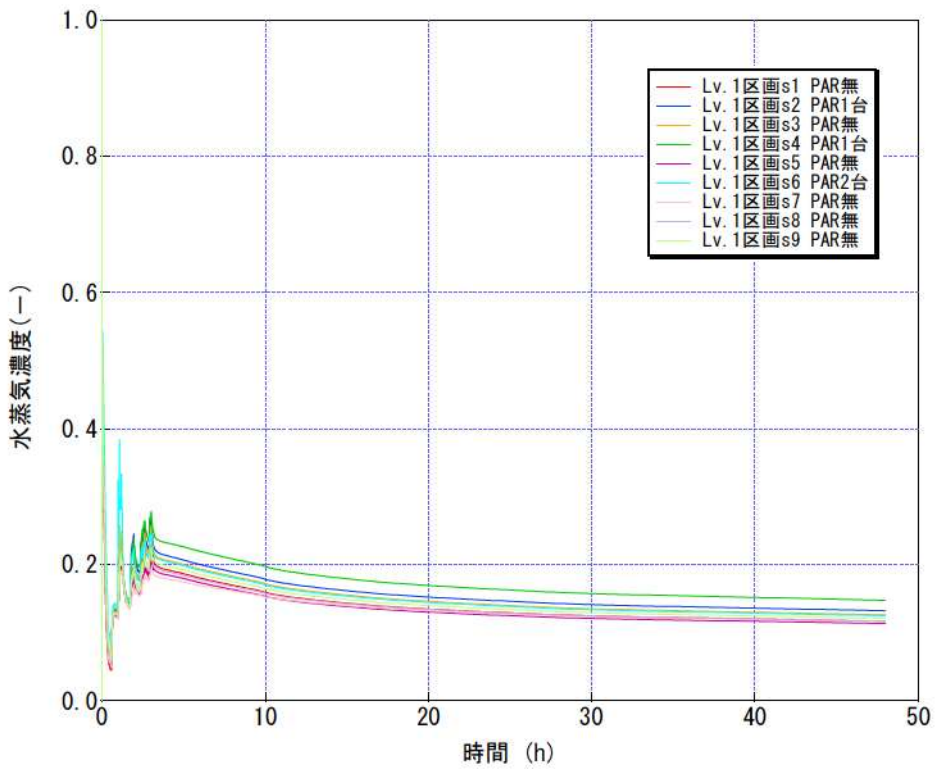


図4 上部区画Lv. 1水蒸気濃度

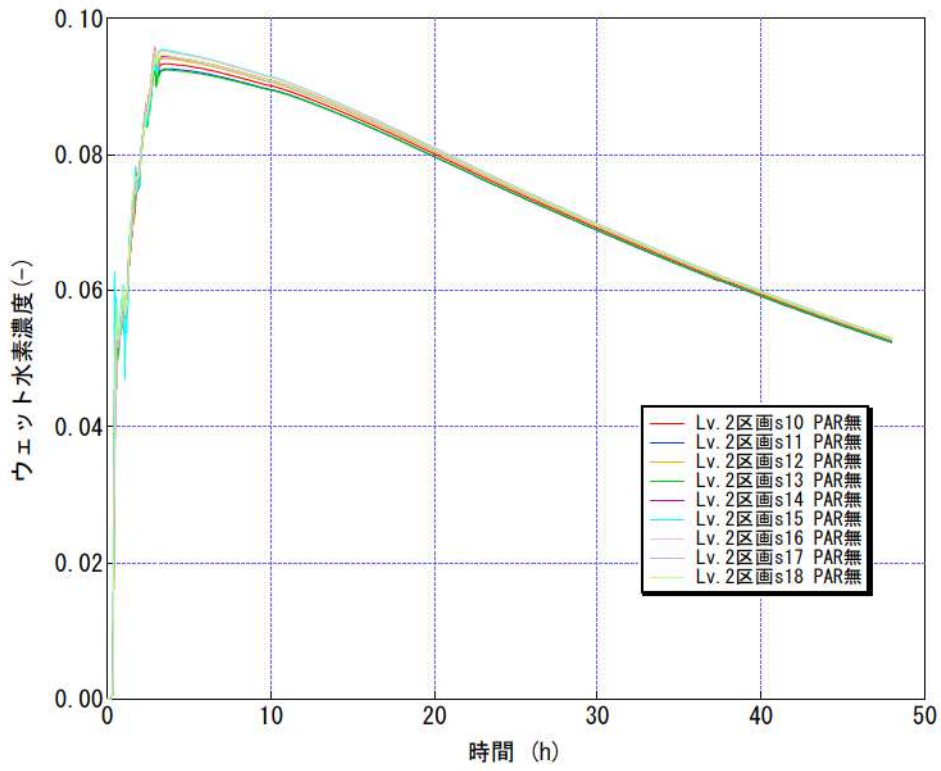


図5 上部区画Lv. 2水素濃度

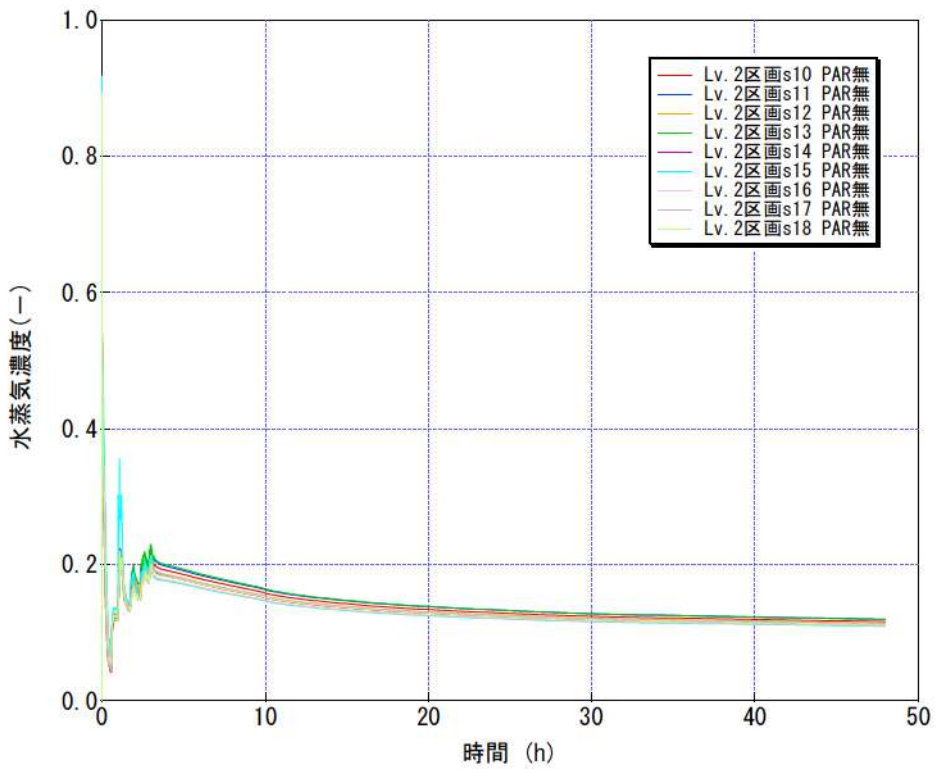


図6 上部区画Lv. 2水蒸気濃度

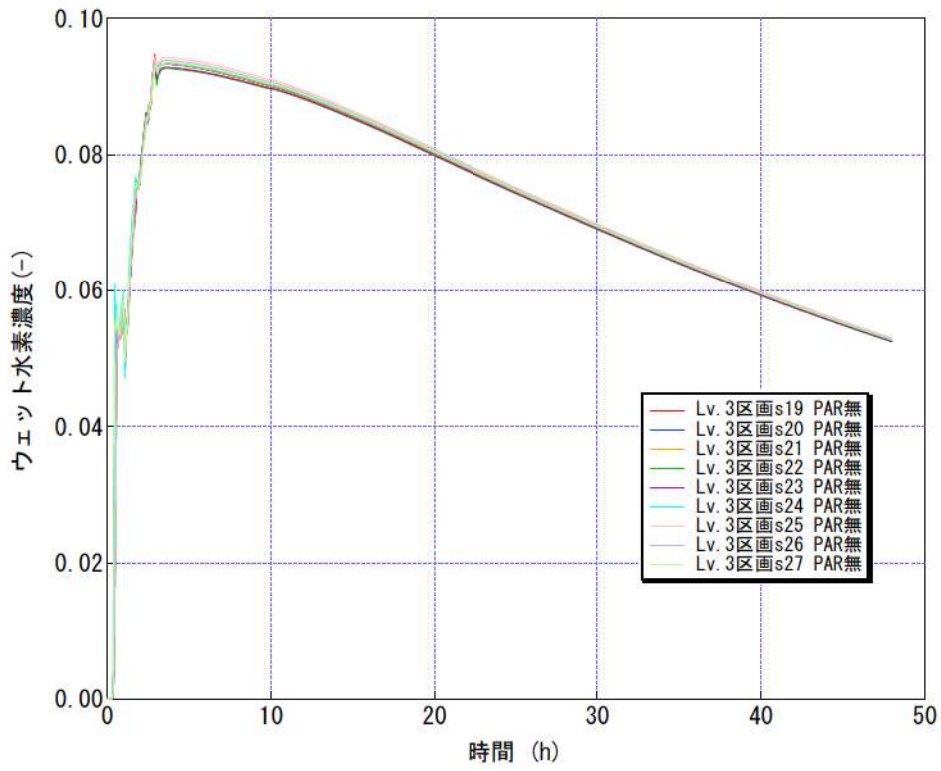


図7 上部区画Lv. 3水素濃度

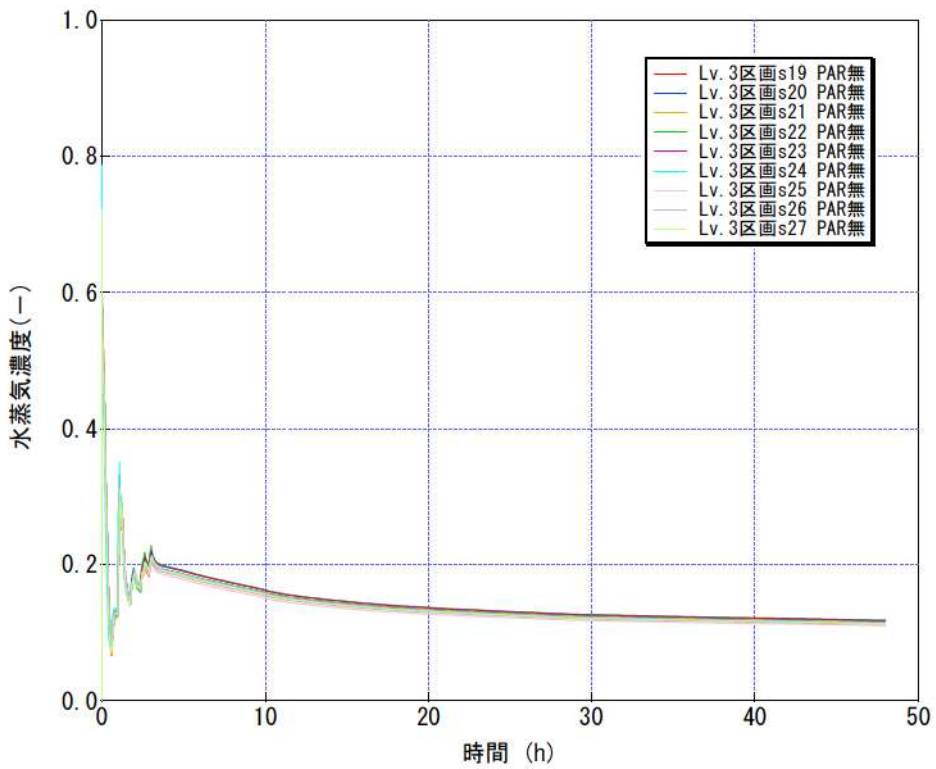


図8 上部区画Lv. 3水蒸気濃度



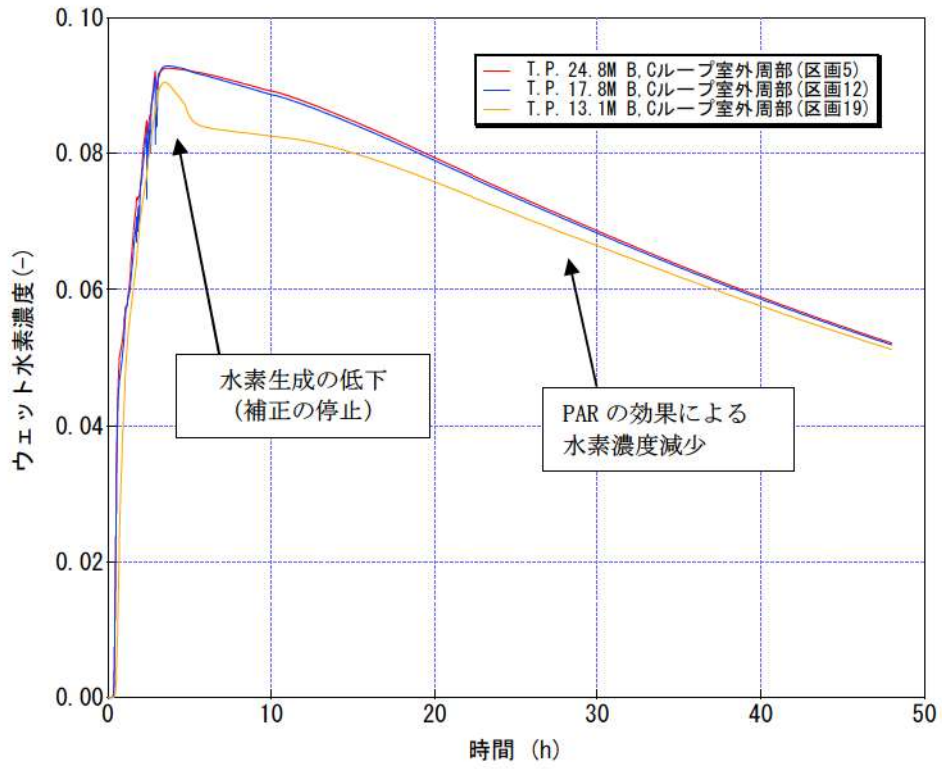


図9 ループ室外周部水素濃度

## 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。

したがって、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。

※ 破断口は水素濃度を高めに評価するためにループ室の中で一番体積の小さいBループ室内を仮定

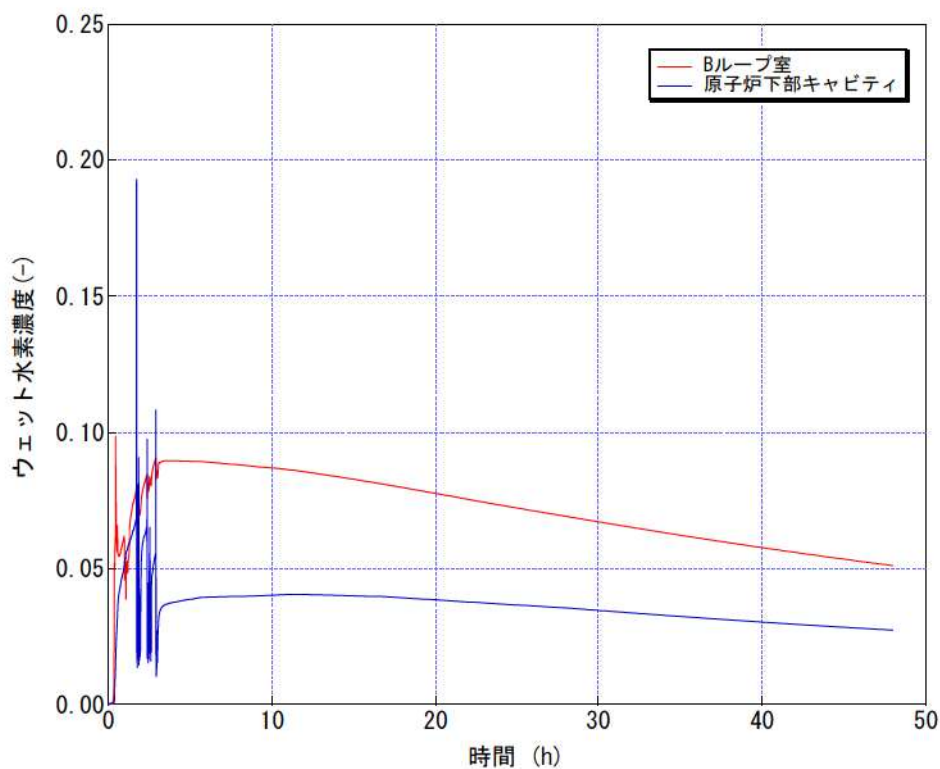


図10 水素濃度の推移

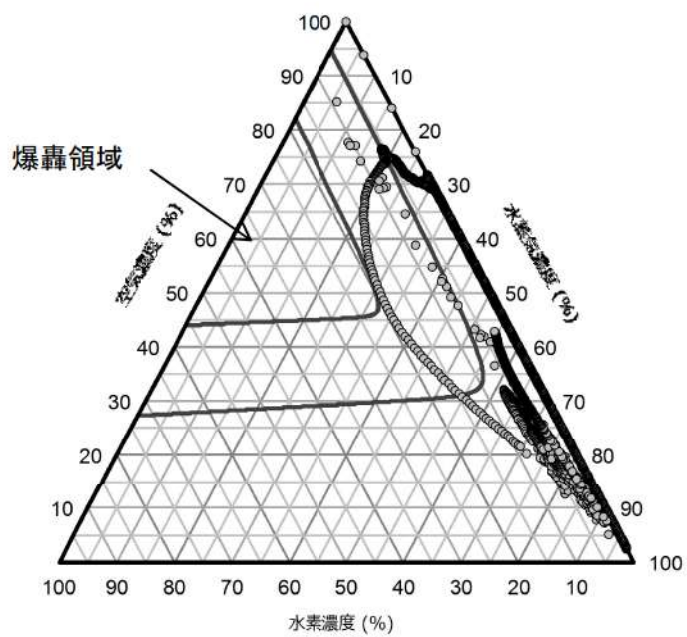
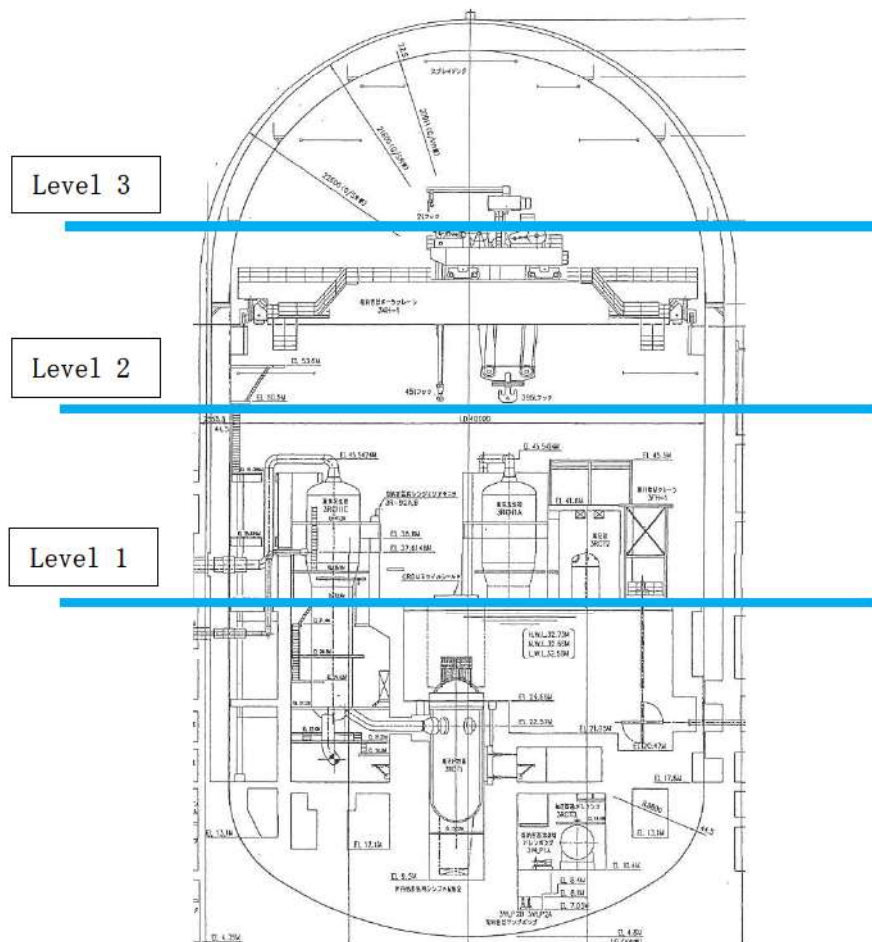


図11 原子炉下部キャビティの3元図



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

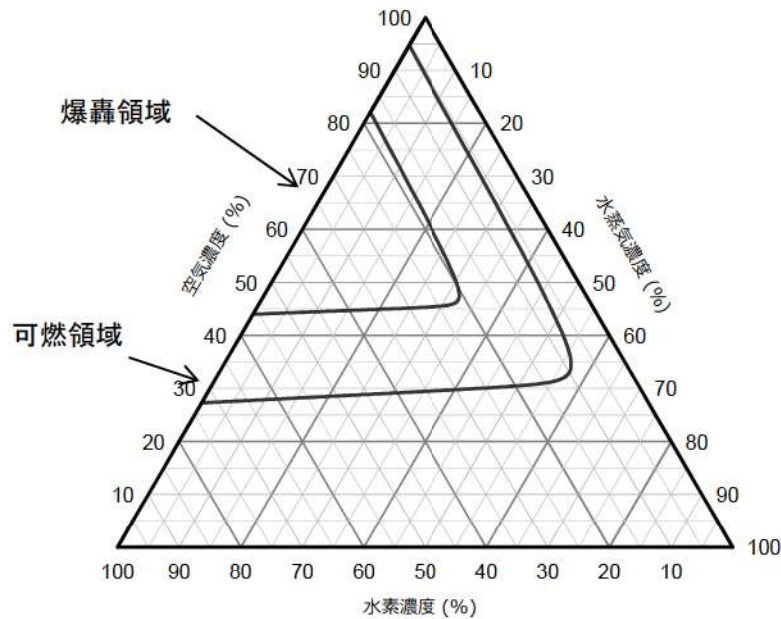
(注) 上部ドーム部内の自由体積は機器の体積を考慮して設定し、垂直方向に3Level、各Levelは9区画に分割している。区画内にあるヒートシンク・熱源は発生位置を考慮して設定している。

(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。<sup>[1]</sup>



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<sup>[2][3]</sup>

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。

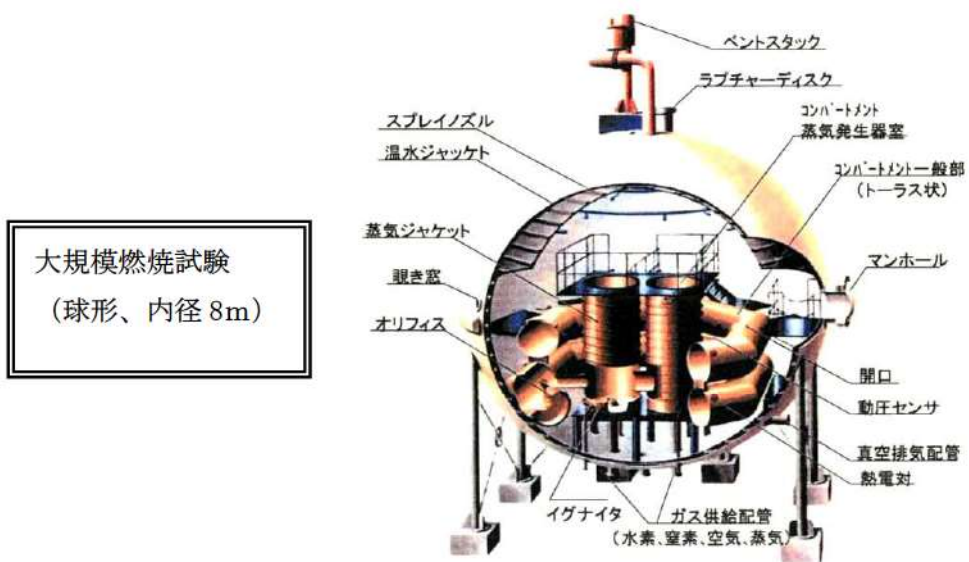
NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。

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<sup>[4]</sup>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	
<b>水素の爆轟限界</b>	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。
<b>水蒸気の影響</b>	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。
<b>圧力の影響</b>	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。
<b>事故シナリオ模擬</b>	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。
<b>着火位置の圧力ピークへの影響</b>	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。
<b>スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼</b>	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。



大規模燃焼試験  
(球形、内径 8m)

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<sup>[2][3][5]</sup>

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<sup>[2]</sup>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	
<b>水素の爆轟限界</b>	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。
<b>水蒸気の影響</b>	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。
<b>ベント効果</b>	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)

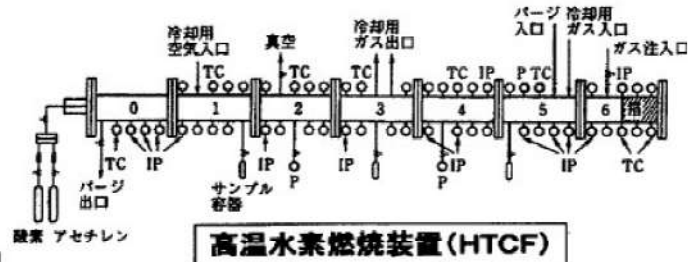


図2 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験 試験容器

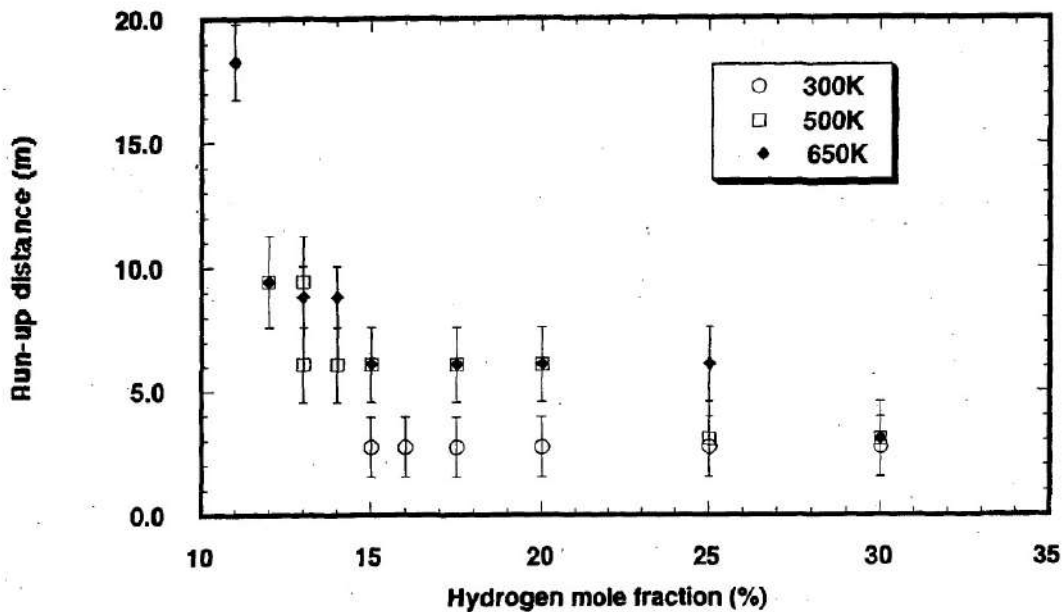


図3 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験で計測された助走距離

### ③ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験<sup>[3][6]</sup>

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 480m<sup>3</sup>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等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 <sub>2</sub> % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D <sub>cj</sub> , m/s	D <sub>exp</sub> , m/s	P <sub>cj</sub> , 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

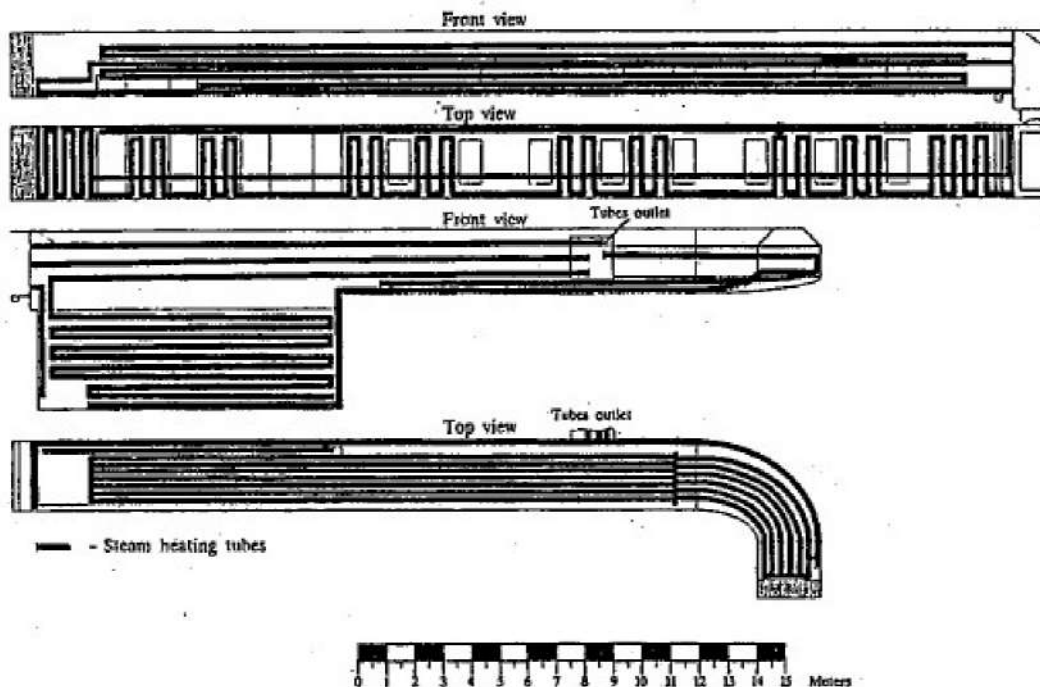


図4 RUT試験装置

### 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 1,300m<sup>3</sup>）、ループ室外周部（約 1,500m<sup>3</sup>）の広い開放空間となっている（図 5）。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。

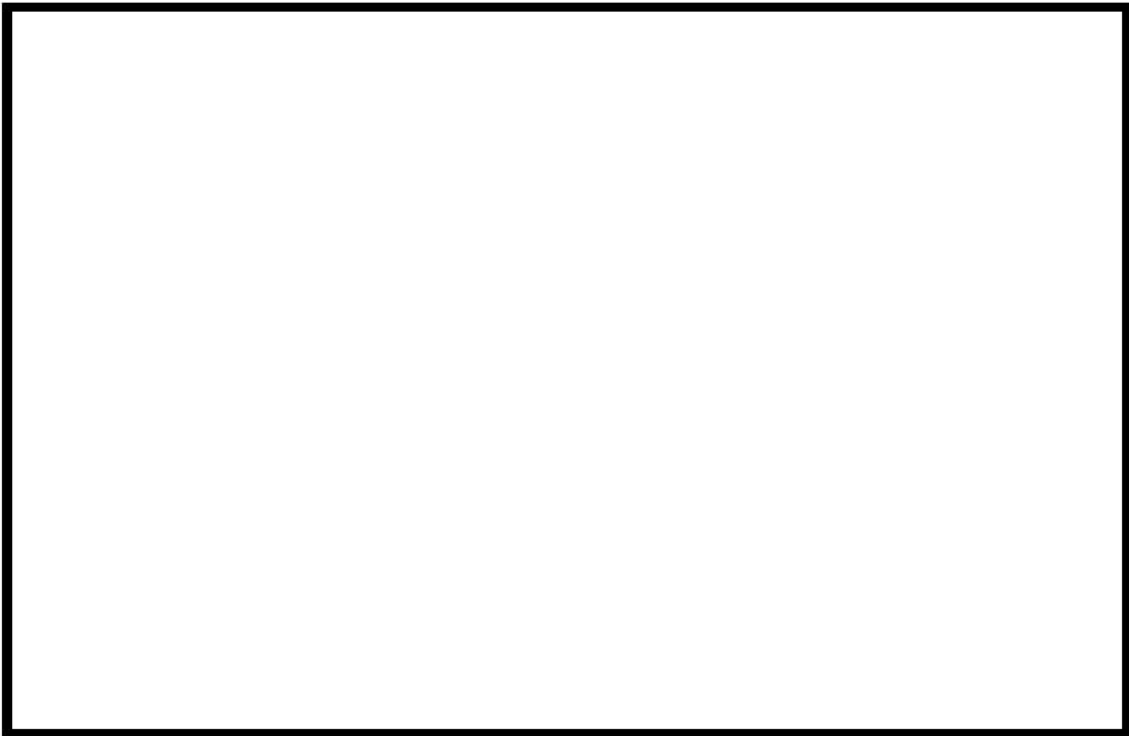


図 5 原子炉下部キャビティ水面からの距離

: 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。

#### 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。

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 <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (1 台当たり) ヒドラジン 5 個 1. 2kg/h (1 個当たり) (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 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 亜鉛 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 亜鉛 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 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。

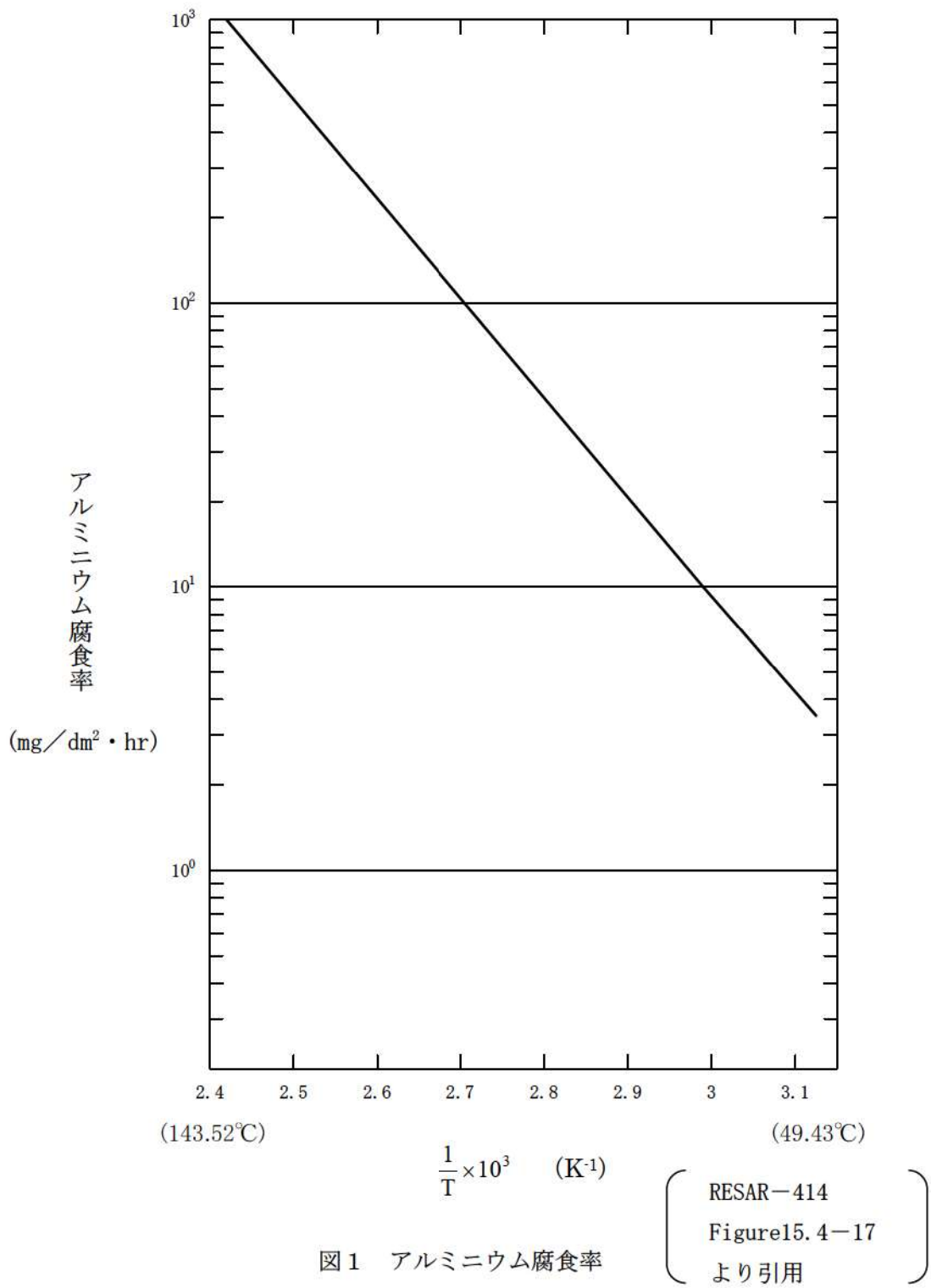


図1 アルミニウム腐食率



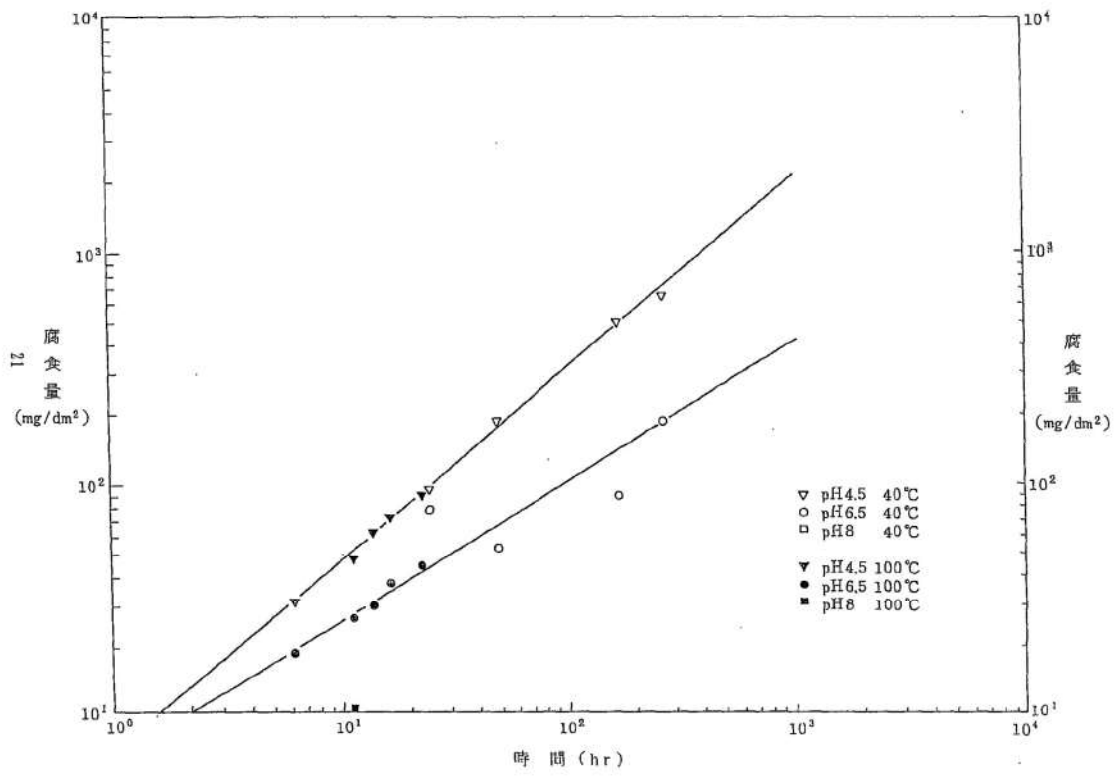


図2 亜鉛腐食率

## 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（SA）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。

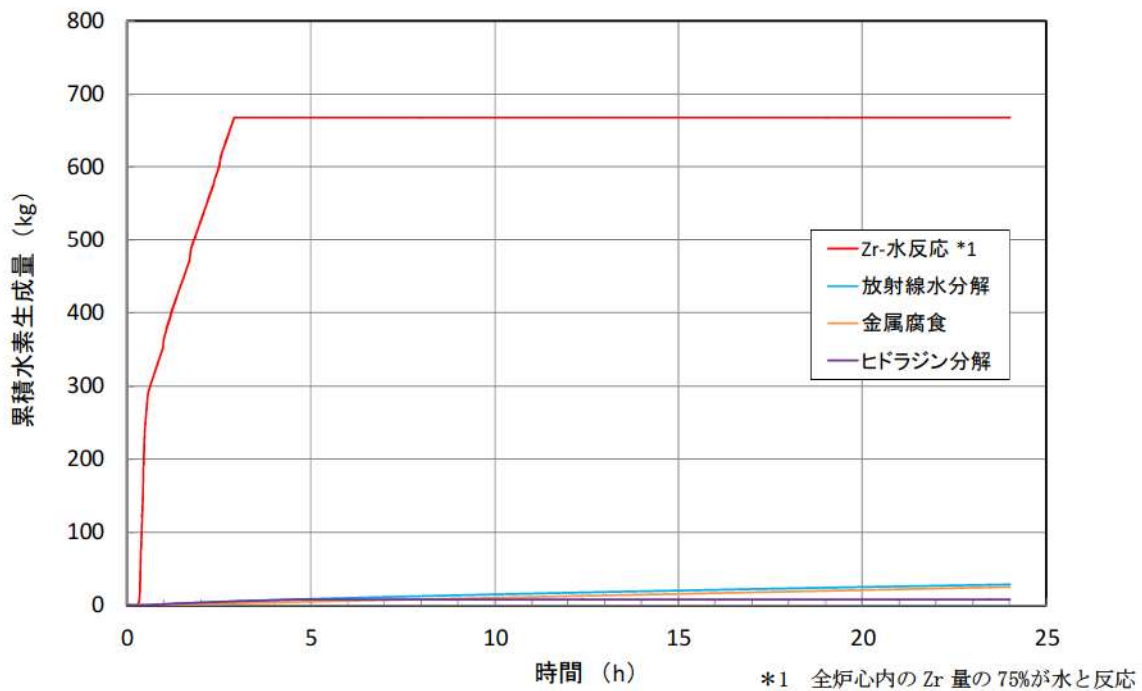


図1 水素生成量の内訳

## 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（ $\gamma$ 線、 $\beta$ 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。）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（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 内に放出されたデブリ中 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。

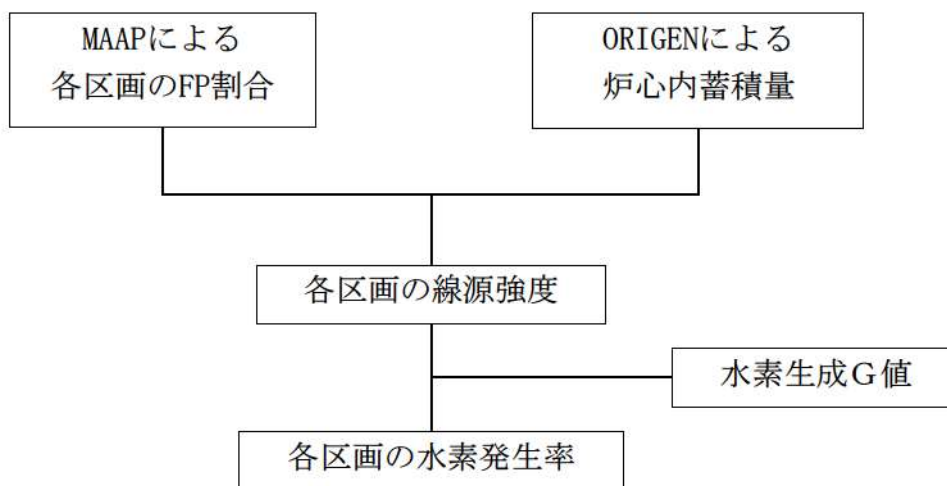


図 2 水の放射線分解による水素発生率評価フロー図

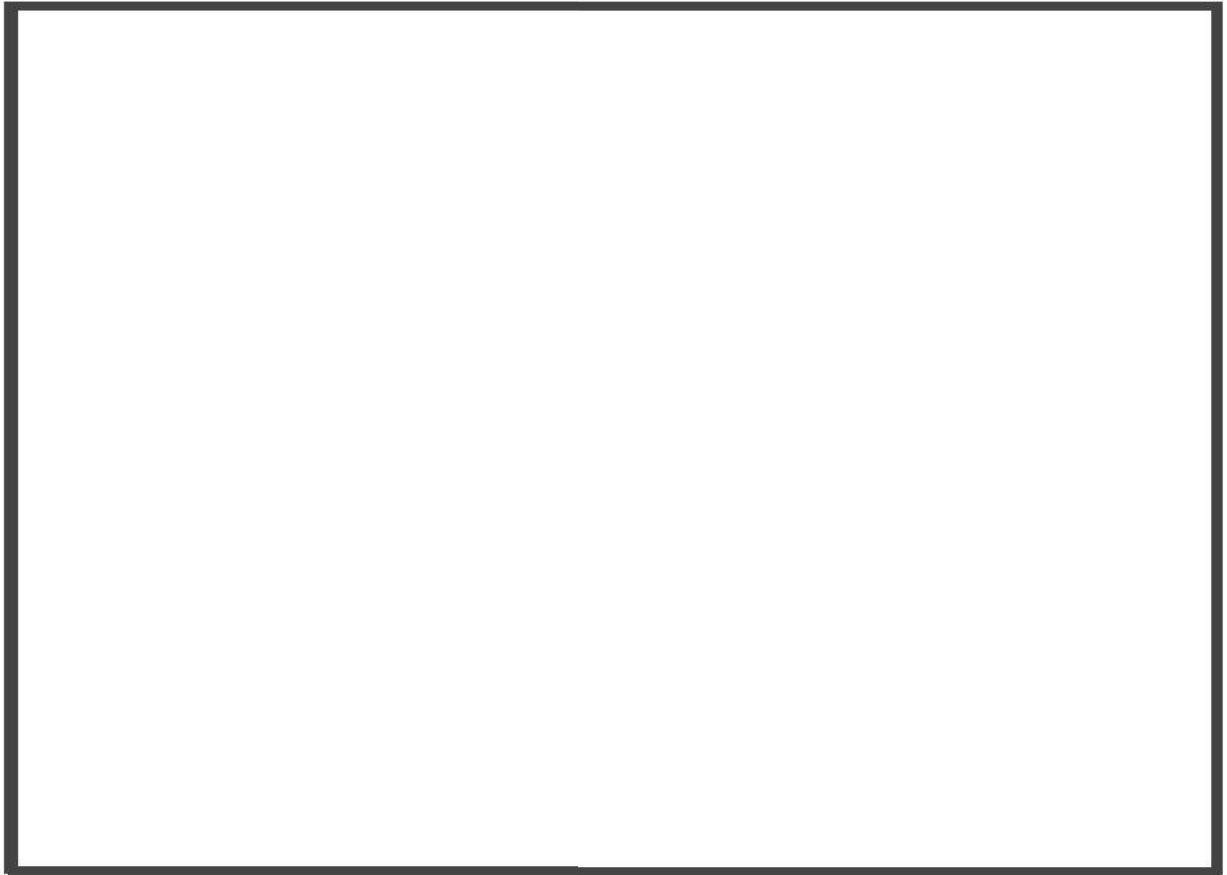


図3 MAAPにおけるノード分割図

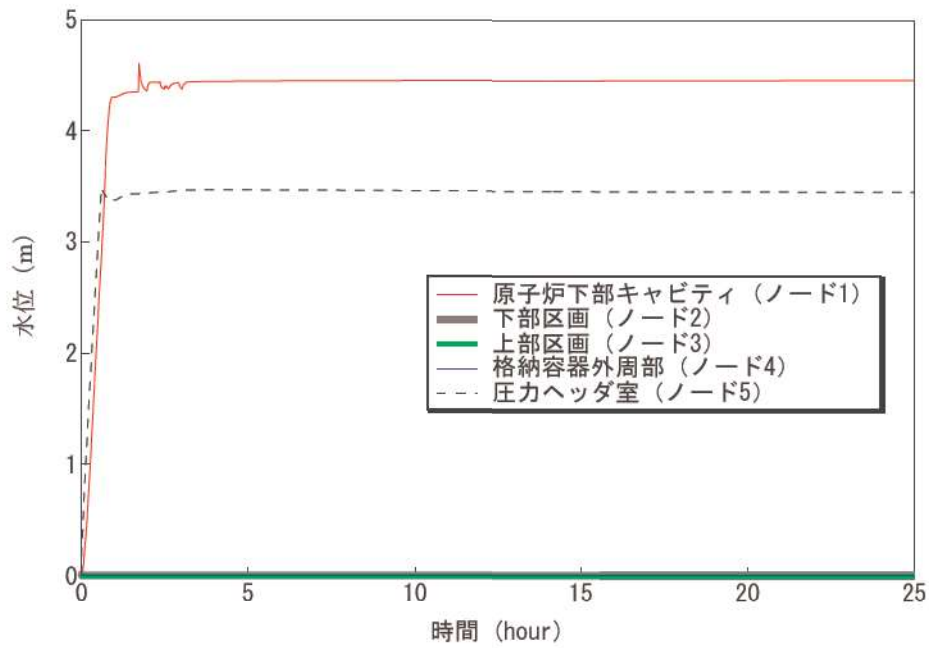


図4 各ノードにおける水位

□: 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。

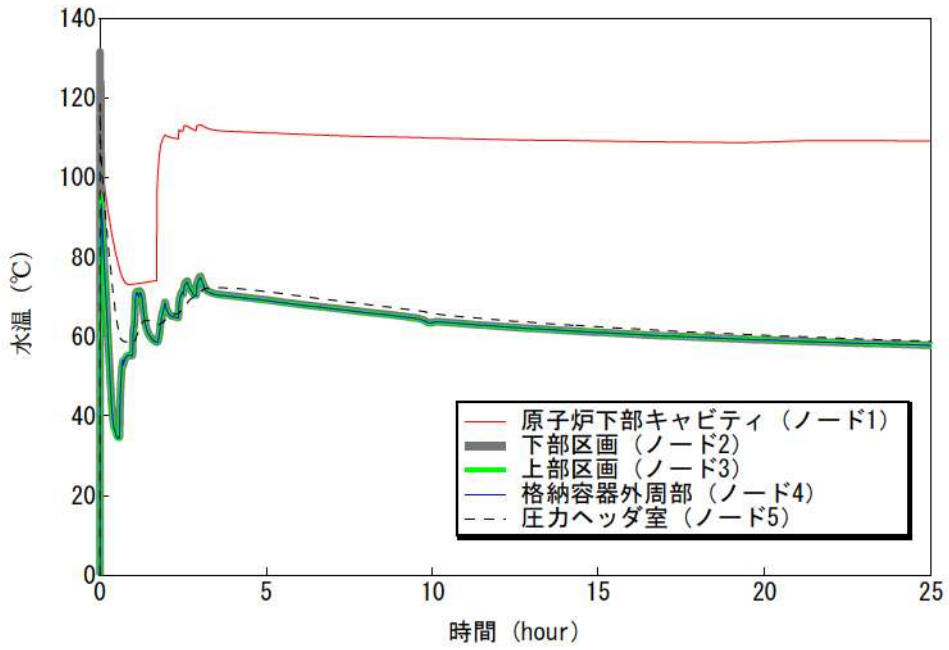


図5 各ノードにおける水温

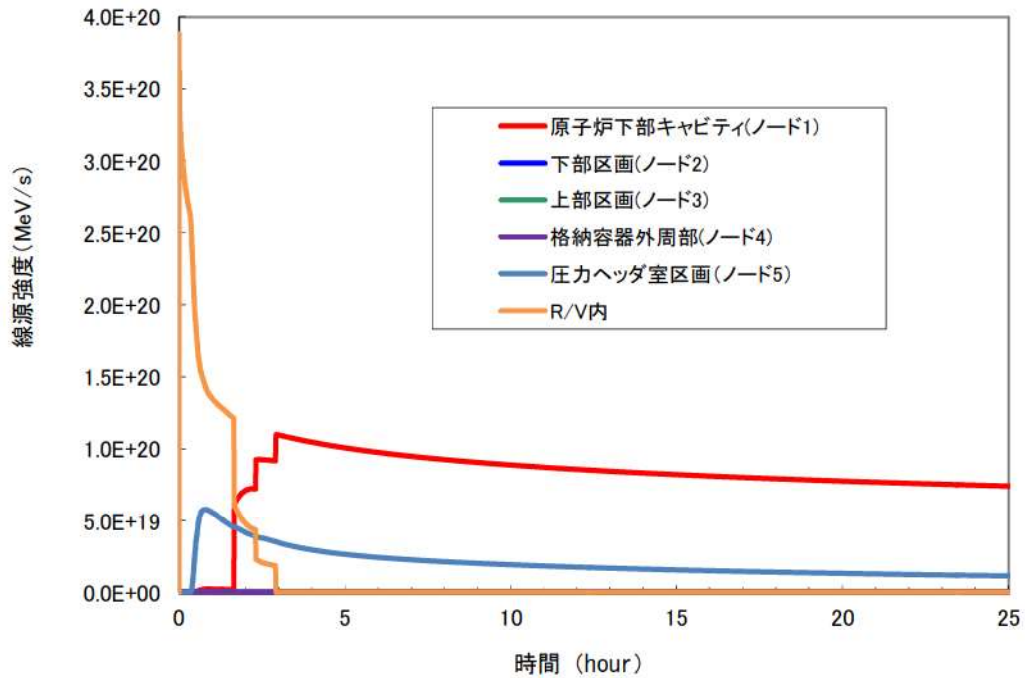


図6 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する線源強度

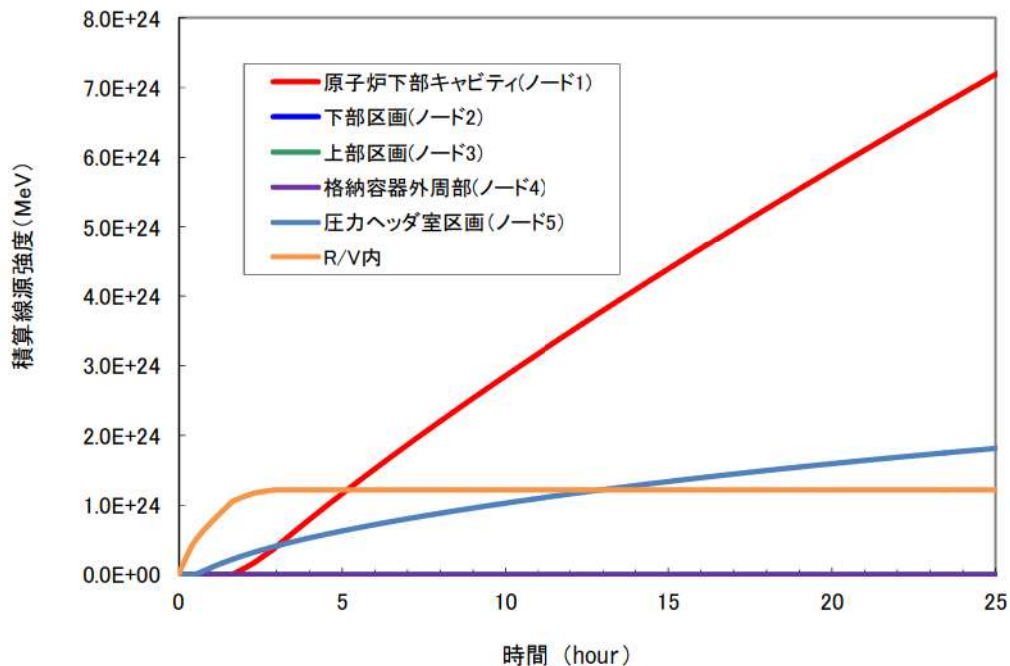


図7 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する積算線源強度

### (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のがわかっており、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 値を上回ることに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 値を上回ることに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 値を上回ることに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>

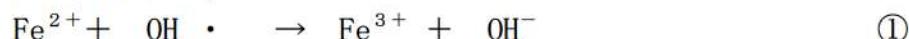
以上のとおり、評価に使用した G 値は、重大事故時の水の放射線分解による水素生成にも適用可能と判断している。

## 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\*1 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  $\text{Fe}^{2+}$  と  $\text{Fe}^{3+}$  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、 $\text{H}_2$  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\*1 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 ( $\text{I}^-$ ) の下記反応と競合する。



$\text{I}^-$  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\*1 では結論付けている。

一方、よう素以外の不純物で  $\text{H}_2$  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\*1 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。

\*1 「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)



- \*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1400m<sup>3</sup>(ここでは、簡易的に1m<sup>3</sup>=1t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°C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。

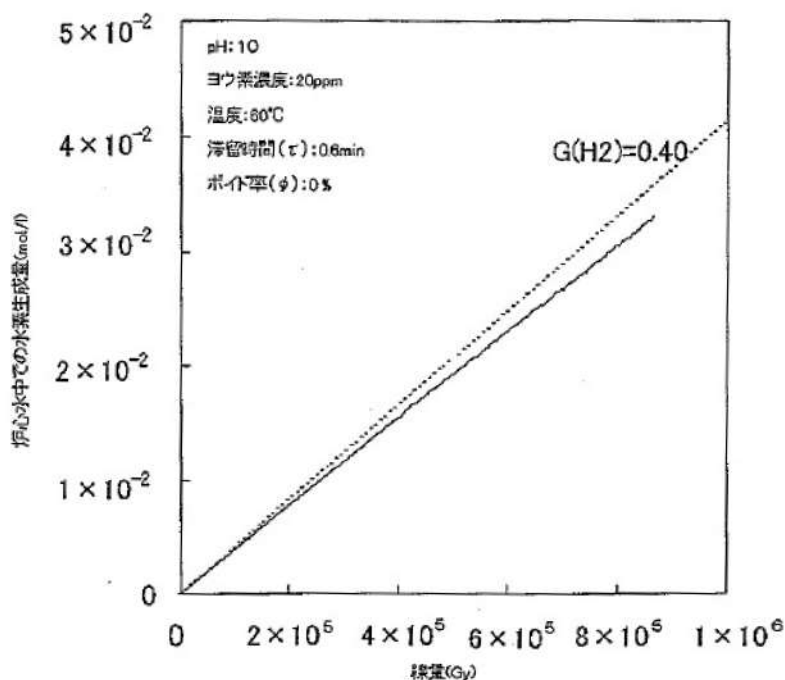


図3.2-9 実効G値への吸収線量の影響(非沸騰)

図8 公開文献<sup>\*1</sup>にて水素生成量と吸収線量の関係を示した図(炉心水)

\*1 「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)

### b. サンプ水の実効G値

公開文献\*1 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。

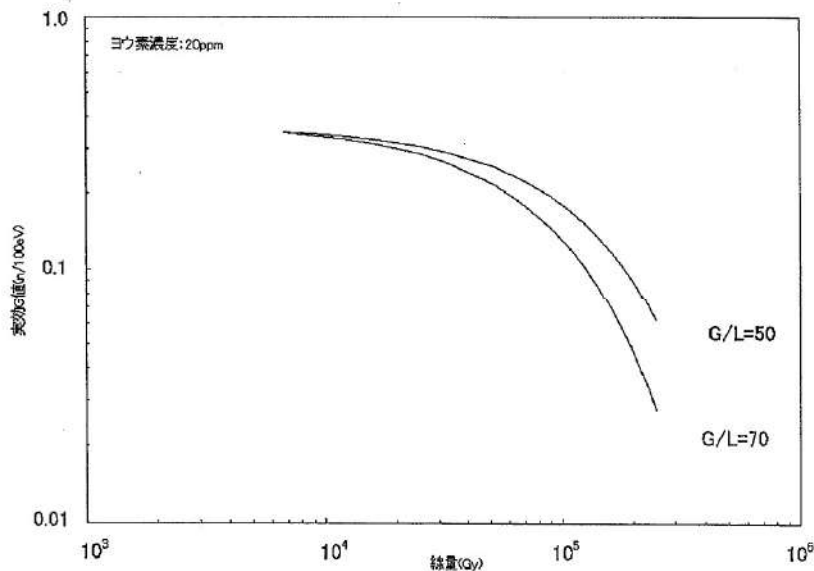


図3.2-4 実効G値と吸収線量との関係

注) 図中のG/Lは気液体積比を表す

図9 公開文献\*1にて実効G値と吸収線量との関係を示した図（サンプ水）

\*1 「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)

### 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℃で最大となっており、60℃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。

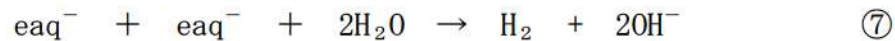
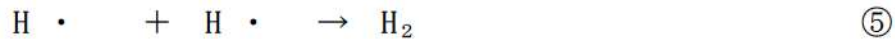
一方、サンプ水については、公開文献にて「実効G値は温度が高くなるほ

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<sup>-</sup>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ル水においても適用は可能であると考えられる。

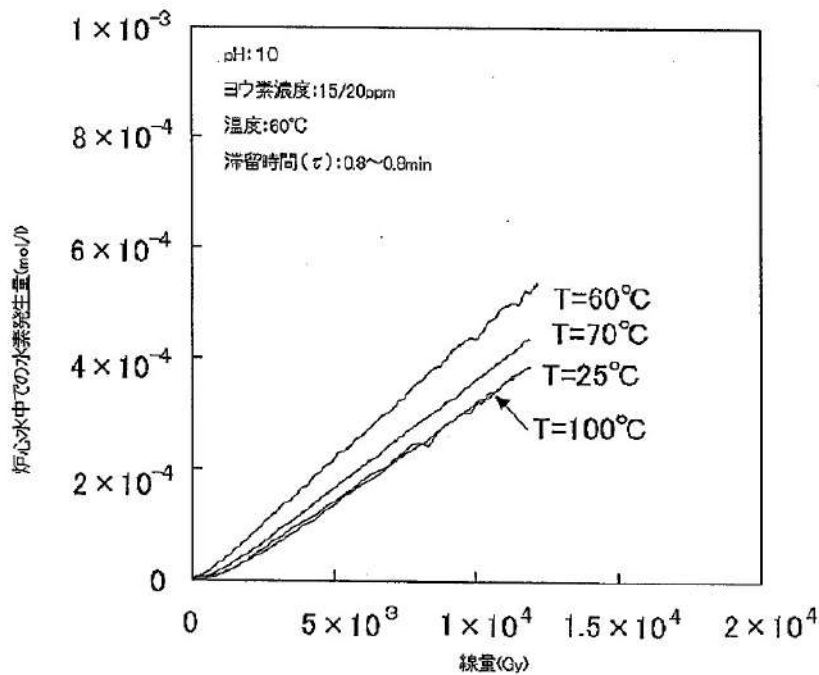


図3.2-6 実効G値への温度の影響

注) 滞留時間 (τ) は、0.6~0.8minである。

図10 公開文献\*1にて実効G値と温度との関係を示した図

\*1 「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)

#### 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<sup>\*3</sup> (炉心部) と非照射領域<sup>\*4</sup> (炉心部以外) を循環する流動<sup>\*5</sup> があり、サンプル水においては対流<sup>\*6</sup> 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、炉心水及びサンプル水の実効G値を設定している。図 11 に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ル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値をサンプル水と同様 (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溶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溶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。

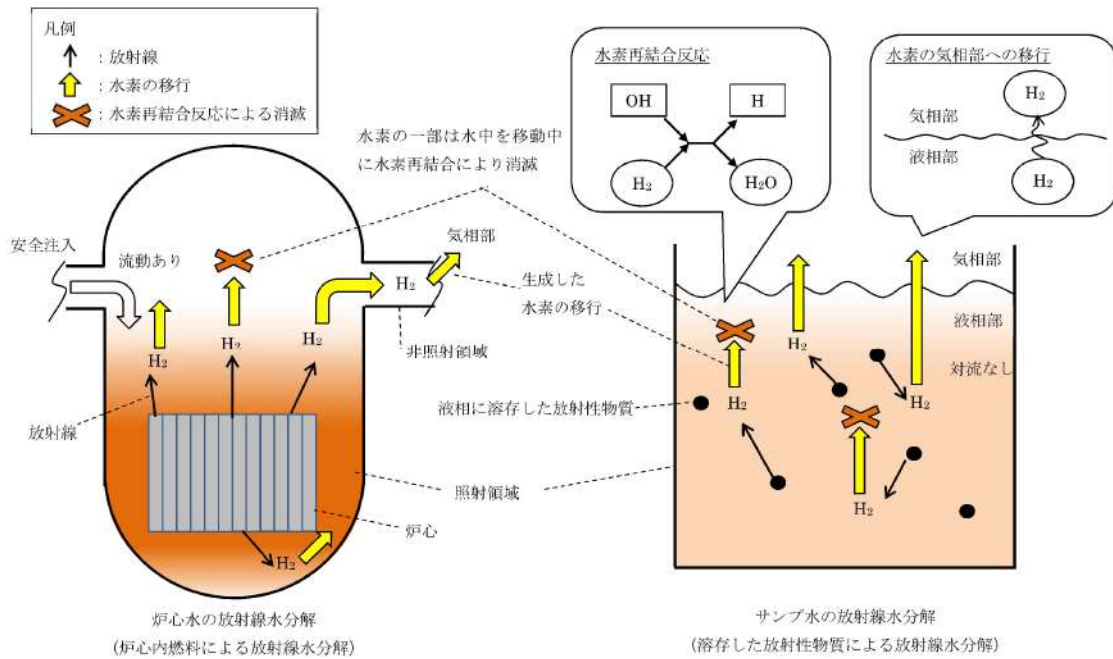


図 11 炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)

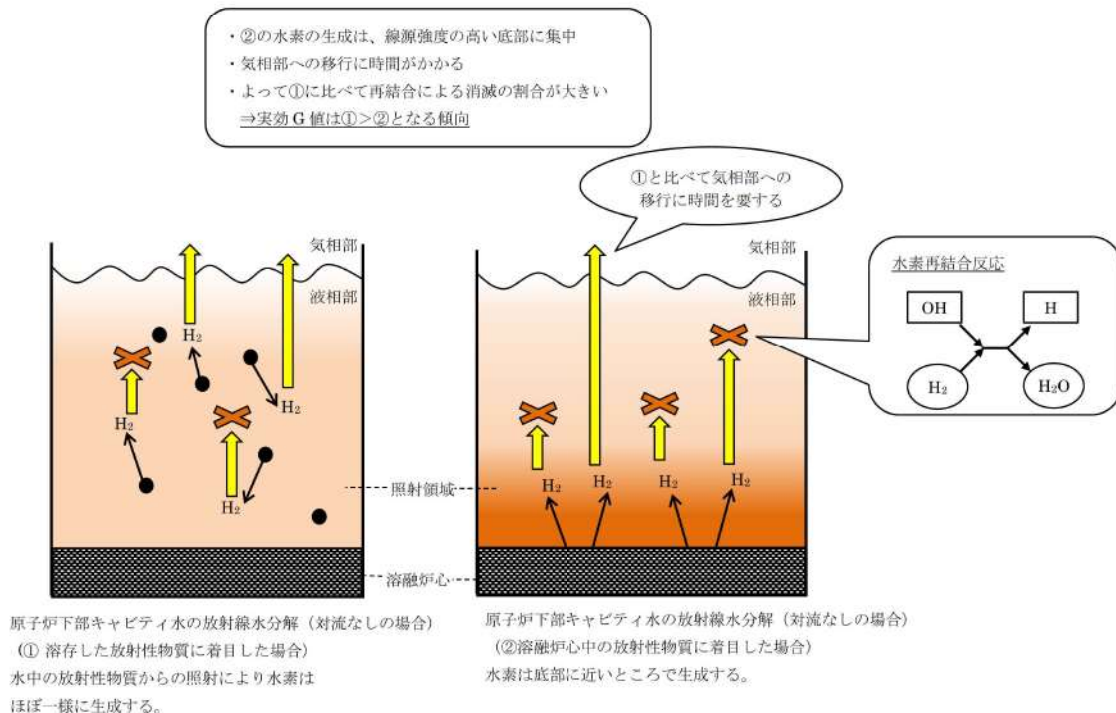


図 12 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)  
(照射の不均一さによるG値に及ぼす影響)

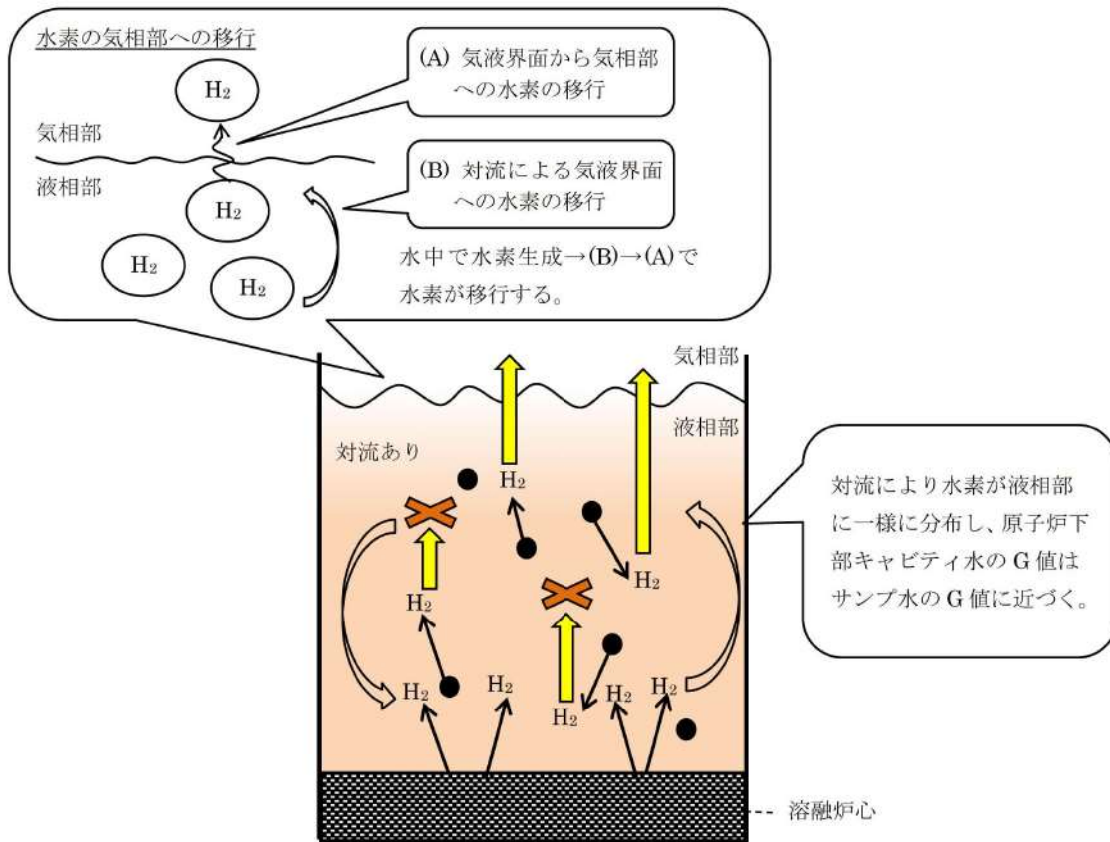


図 13 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)  
(対流によるG値に及ぼす影響)



(参 考) その他の文献における実効G値

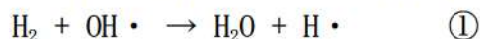
勝村による報告<sup>(1)</sup>では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。

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。

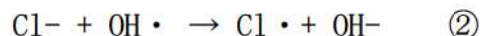
一方、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45<sup>(2)</sup>)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。

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<sup>-</sup>イオンが存在し、Cl<sup>-</sup>イオンはOH<sup>·</sup>と反応する。



②の反応は、①の反応と競合するため、Cl<sup>-</sup>濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH<sub>2</sub>が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Cl<sup>-</sup>が存在しない場合に比べてH<sub>2</sub>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<sup>\*7</sup>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 <sup>(2)</sup>
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 <sup>*8</sup>	684.1kg	686.5 kg
ドライ水素濃度	11.65vol% <sup>*9</sup>	11.69vol% <sup>*10</sup>

\*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、SA 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  $\text{H}_2$  以外に  $\text{H}_2\text{O}_2$  が生成する。これは、下記の反応によって  $\text{H}\cdot$  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、SA 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 SA 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 $1.2 \times 10^{24}$ MeV 原子炉下部キャビティ(ノード1) : 約 $6.9 \times 10^{24}$ MeV 下部区画(ノード2) : 約 $1.4 \times 10^{18}$ MeV 上部区画(ノード3) : 約 $1.8 \times 10^{20}$ MeV 格納容器外周部(ノード4) : 約 $2.6 \times 10^{20}$ MeV 圧力ヘッド室区画(ノード5) : 約 $1.8 \times 10^{24}$ MeV	
金属腐食	金属量及び表面積	アルミニウム 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m <sup>2</sup>  亜鉛 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	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。

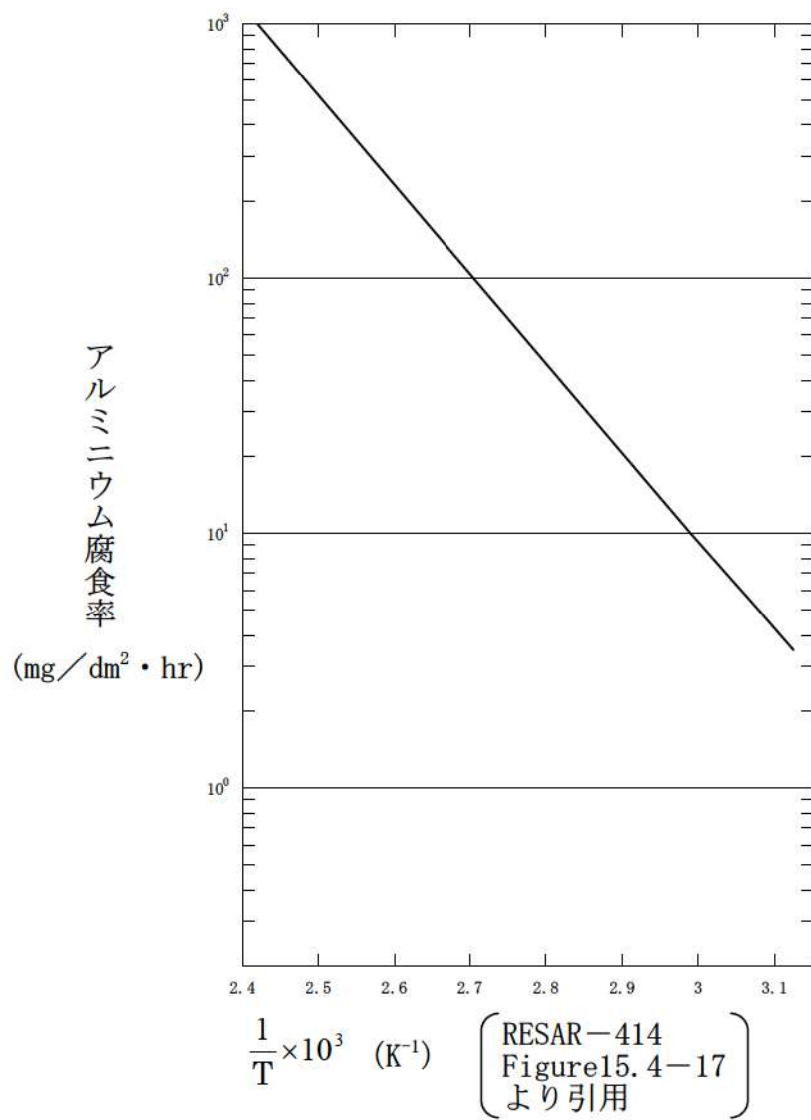


図 14 アルミニウム腐食率

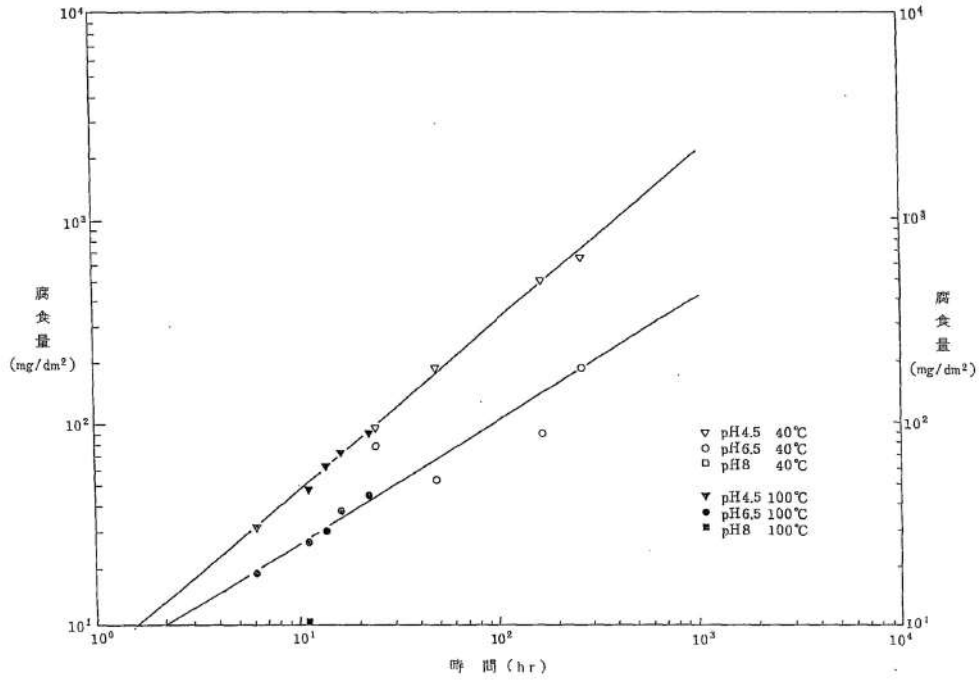


図 15 亜鉛腐食量

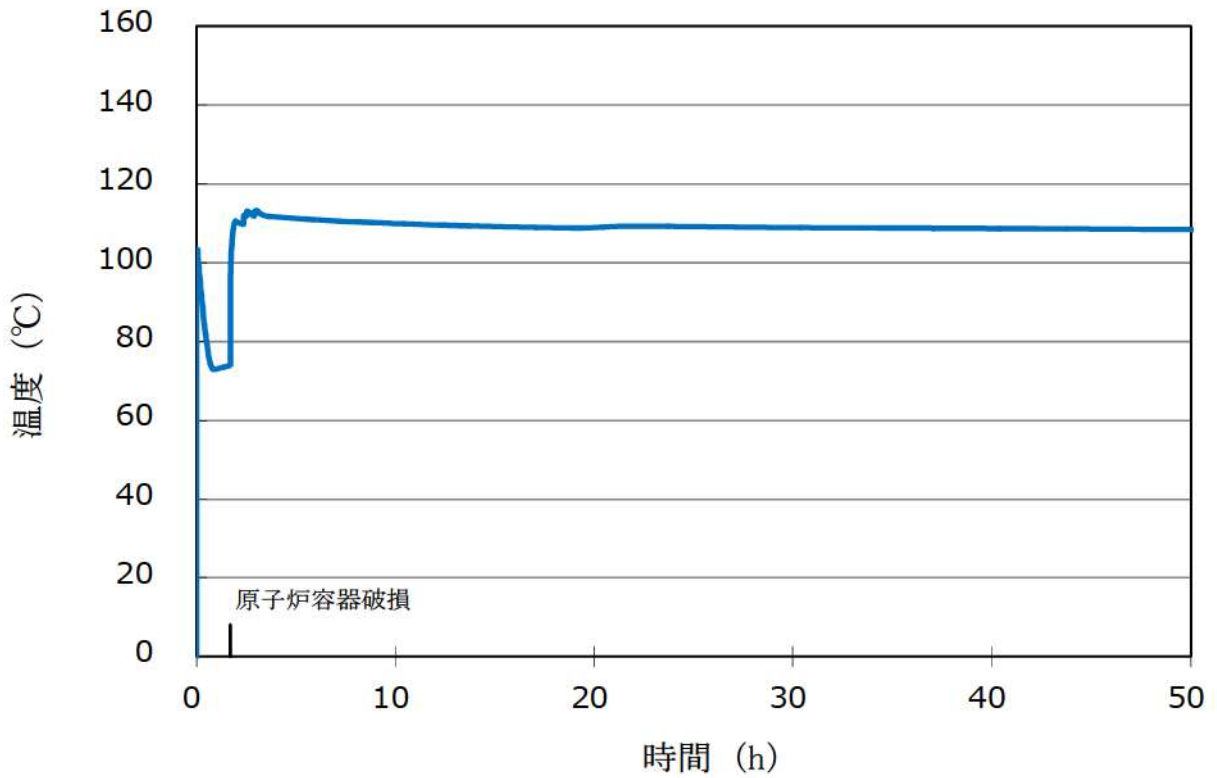


図 16 原子炉下部キャビティ水温の時間変化 (大 LOCA+ECCS 注入失敗)

## 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水の放射線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 で解析した結果について(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 の M-7-1 試験を用いて検証されている。同試験では、重大事故等シーケンスとして選択される LOCA 時の ECCS 注入失敗／格納容器スプレイ成功に相当する模擬をしており、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、スクレーピ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。下表のとおり原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内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 <sup>3</sup> （試験容器）	65,500m <sup>3</sup> （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	
水蒸気体積比	□ %	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 <sup>3</sup> /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間の上昇・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高々  $\square \text{ m/s}$  程度 (試験実測値) 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  $\text{m/s}$  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)。

$\square$  : 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。

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。

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 1 区画の集中定数系ノードにより模擬する 1 区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。図 4 に多区画評価の解析ノード図、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。

なお、追加の検証等を実施することにより、知見の拡充及び評価手法の精度向上に継続して取り組んでいく。

<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<sup>[1]</sup>



図2 PARの温度上昇<sup>[1]</sup>

: 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。

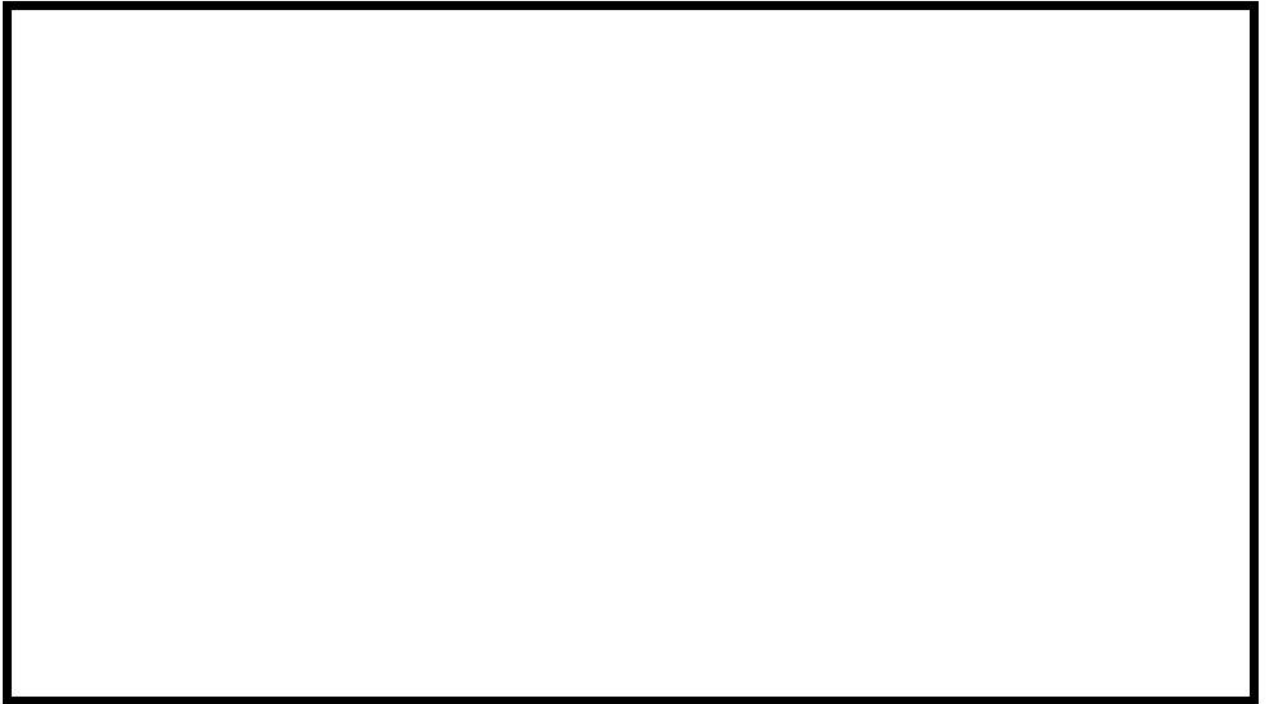


図3 水素除去率の評価式と試験の比較<sup>[1]</sup>

: 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。

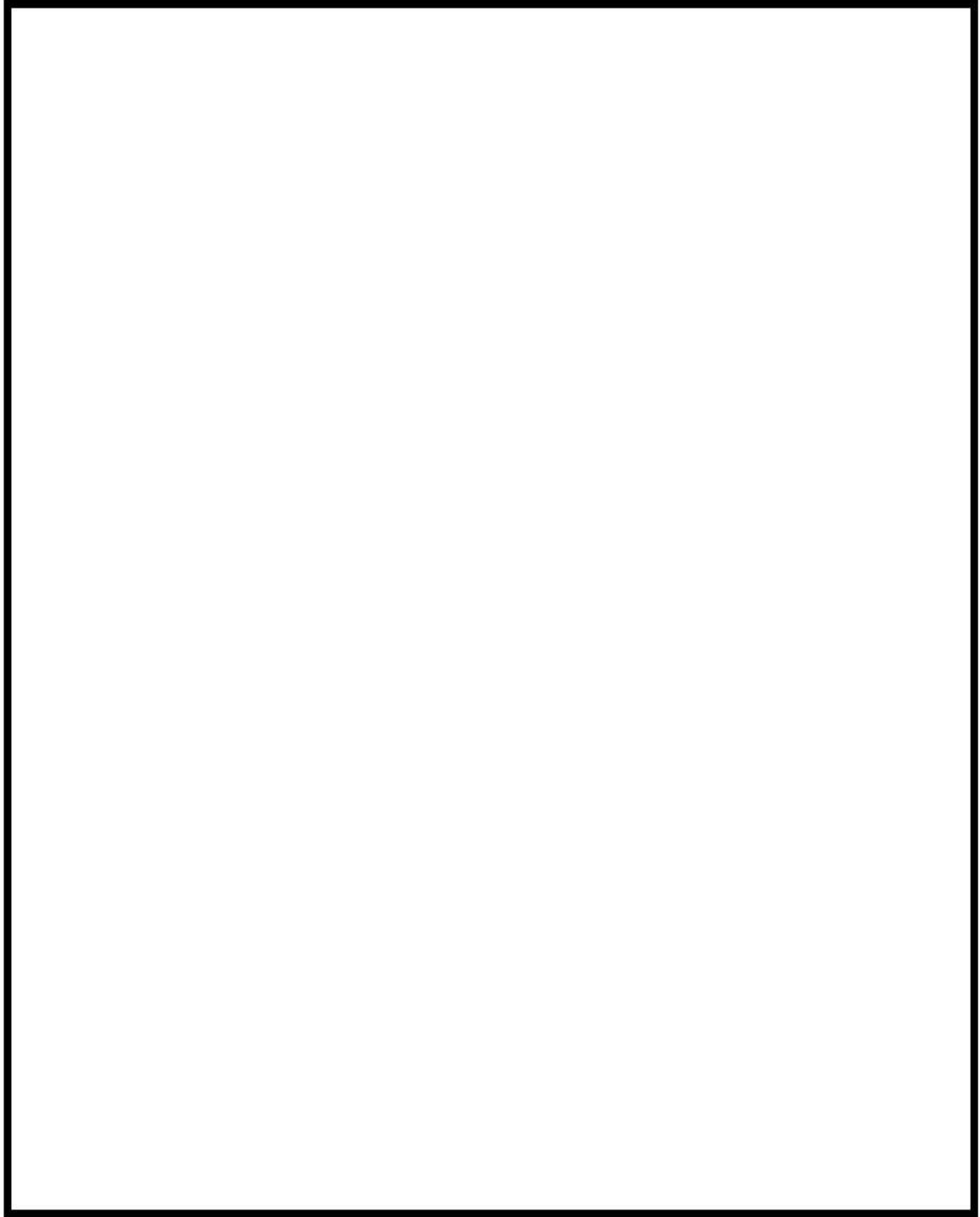


図4 THAI 試験 (HR-3) のGOTHICによるノーディング

: 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。



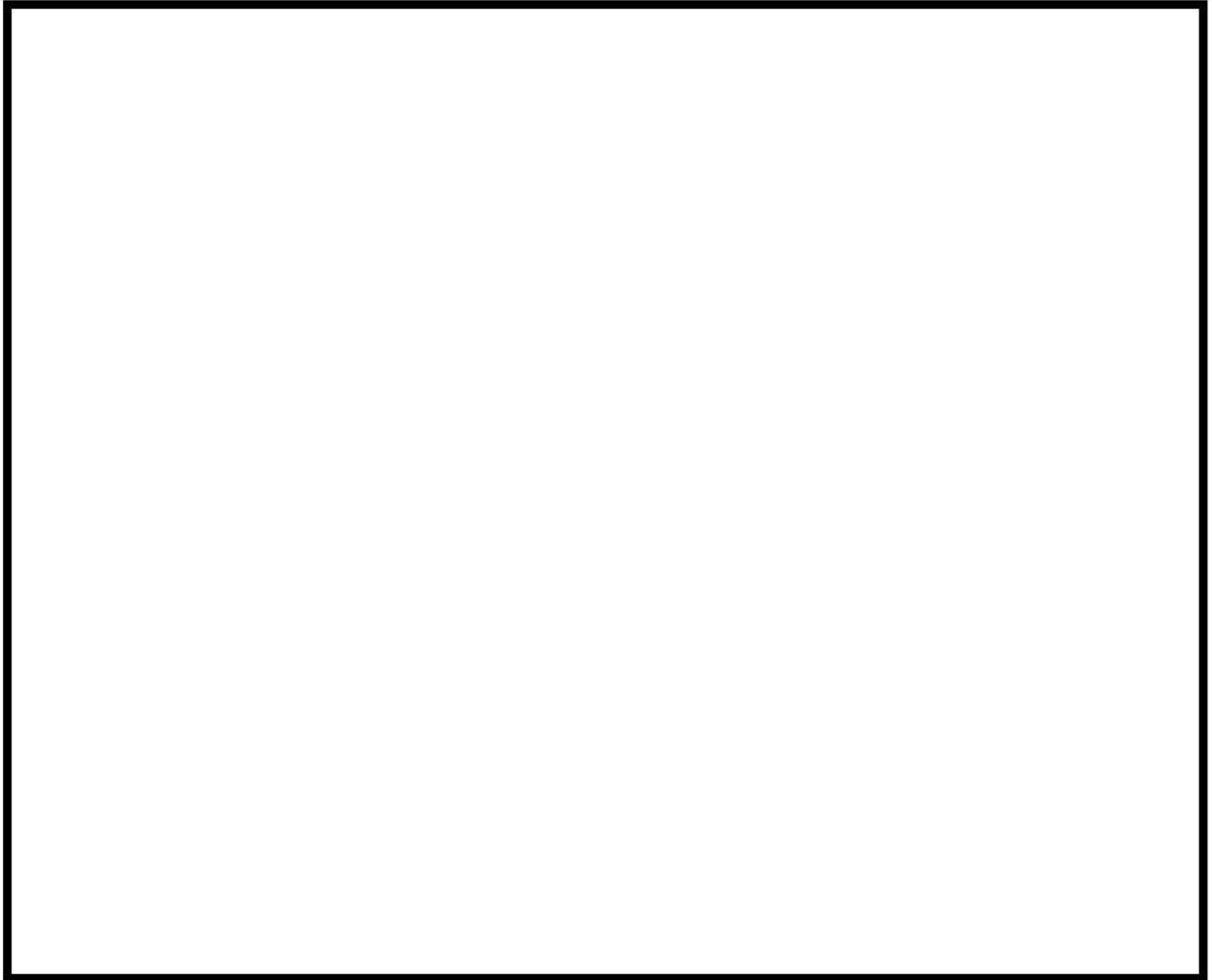


図5 容器内水素濃度分布の比較

: 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。

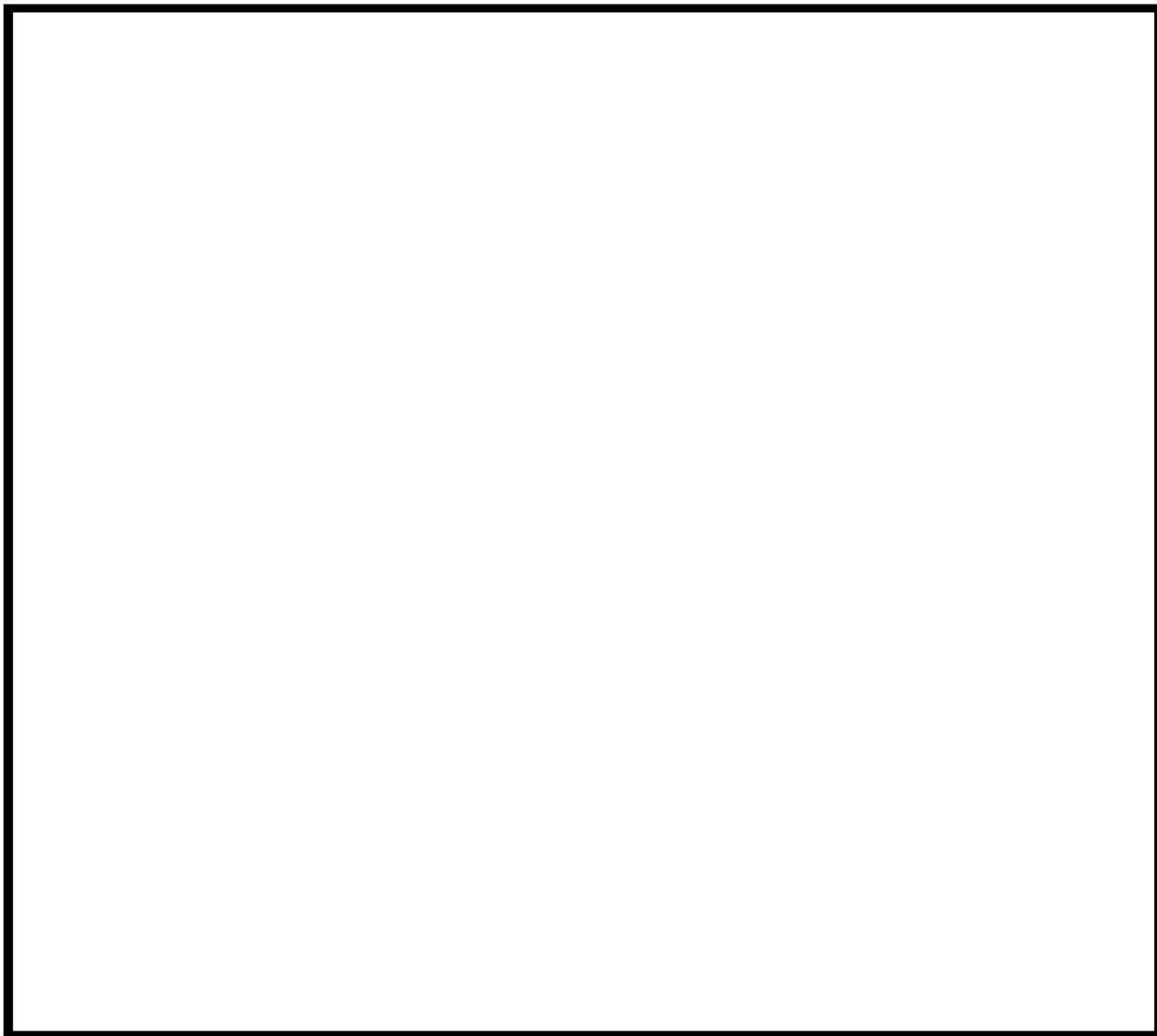


図6 水素処理量の比較

: 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。

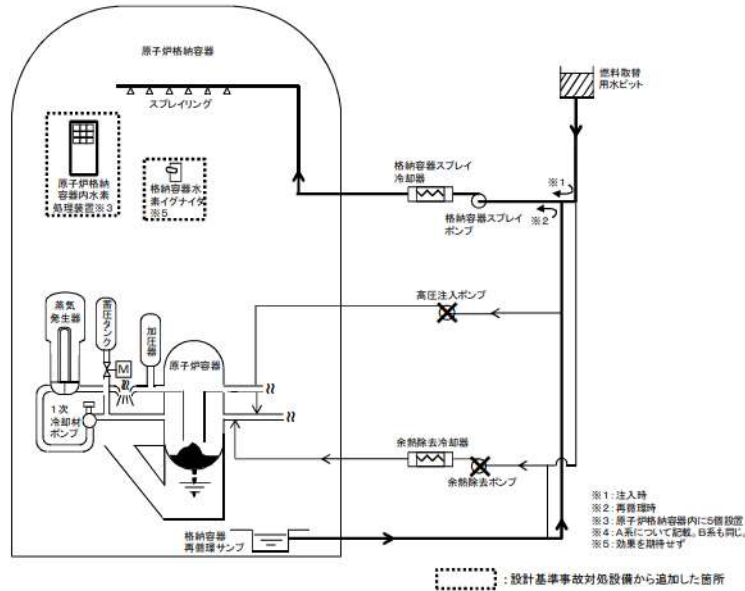


図1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉格納容器水素処理装置、格納容器スプレー及び格納容器スプレー再循環運転)

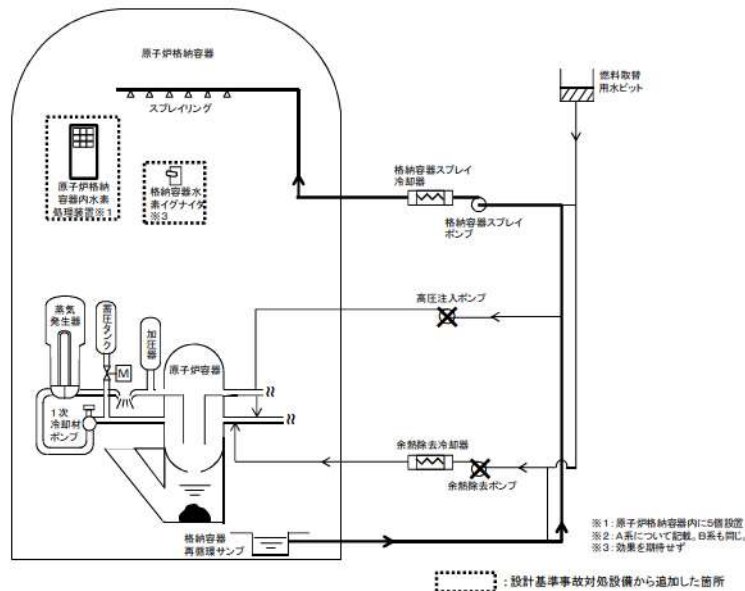


図2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉格納容器水素処理装置及び格納容器スプレー再循環運転)

## 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う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格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書<sup>\*1</sup>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溶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考えられる。

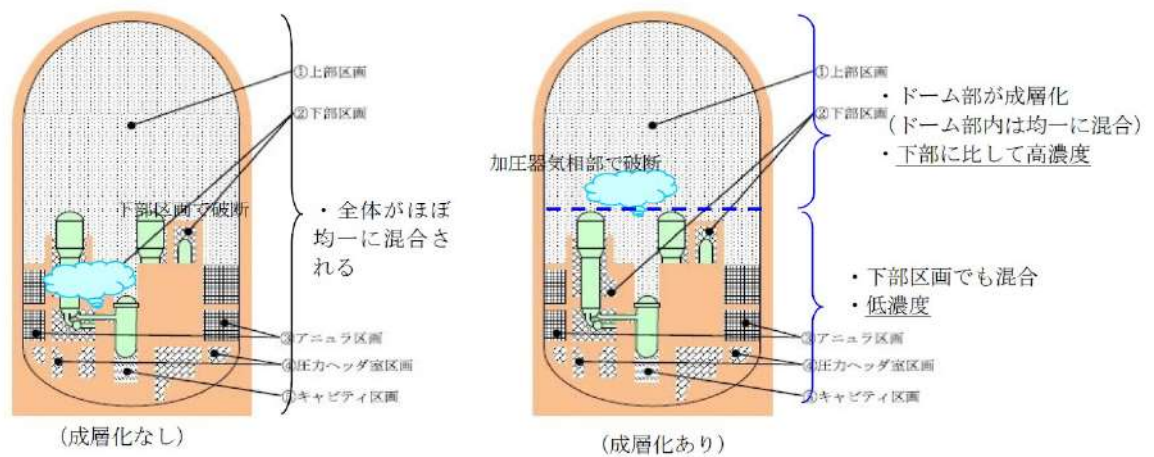
次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。

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) <sup>*1</sup> 、有効性評価
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析(H18) <sup>*2</sup>
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) <sup>*1</sup>
⑤蒸気発生器からの放熱等	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）



## 1. 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。

## 2. 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ったと考察している。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\*<sup>2</sup>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。

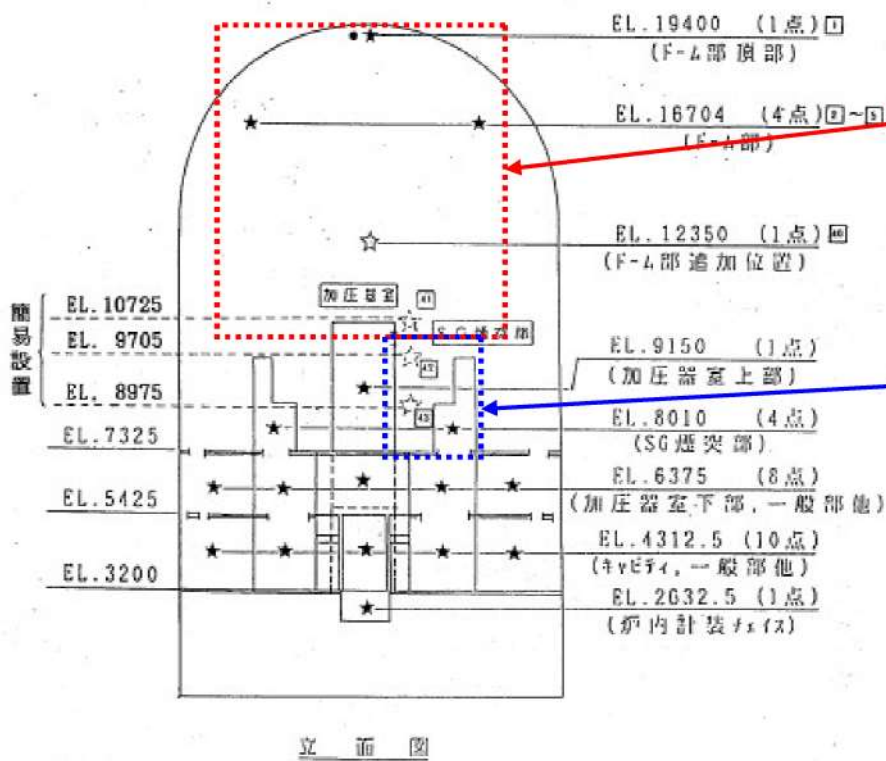
表2 NUPEC試験体系と実機体系の比較

	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 <sup>3</sup>	約 65,500m <sup>3</sup>	
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 1×10 <sup>5</sup> ~1.3×10 <sup>6</sup> m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h(M-2-2,M-2-3, M-4-1,M-4-3,M-8-1) 18m <sup>3</sup> /h(M-5-1) 70m <sup>3</sup> /h(M-7-1,M-8-2)	約 940m <sup>3</sup> /h (2台) (NUPEC 試験体系の大きさでは約 60m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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	<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 100px; height: 15px;"></span>	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。

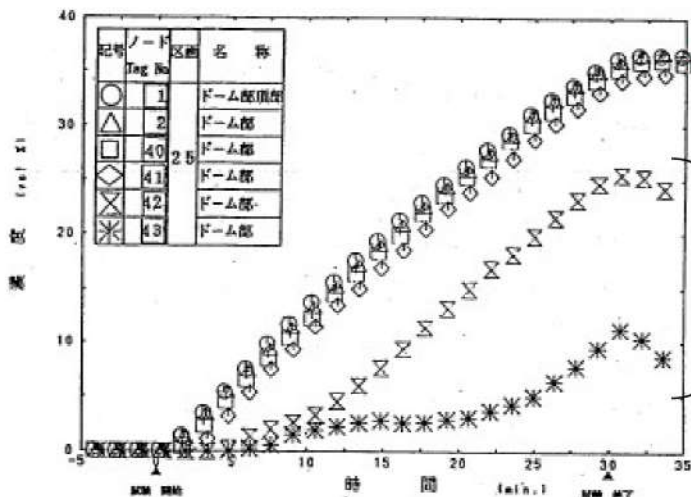


- ★ H.濃度計測点 (現状)
- ☆ H.濃度計測点 (追加)
- 圧力計測点

放出箇所より上部では、均一に混合している。

放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。

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



放出箇所より上部では、均一に混合している。

放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。

試験 M-8-1 においても放出箇所上部のドーム部では均一な混合を確認 (図 1(b))

図 1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1



### 3. 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、以下のとおり、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。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。

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。

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、浮力により上昇する過程で一般部(ループ室等)を通過するので、その後は NUPEC 試験で示された結果と同等の混合挙動となり、水素の混合は長期的にも継続される。

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。

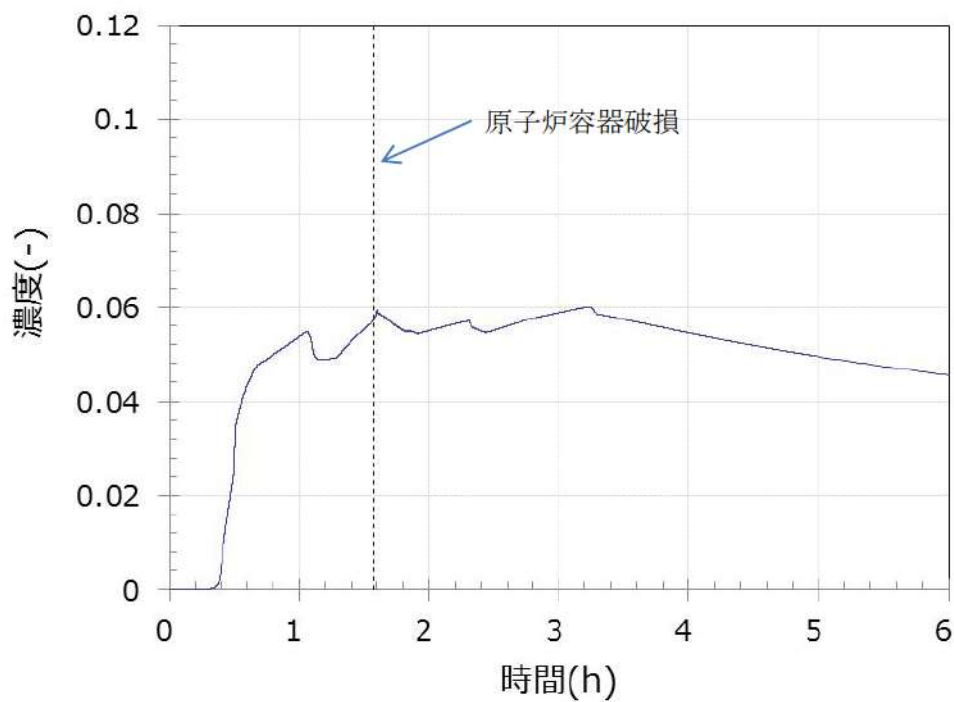
また、感度解析結果において原子炉下部キャビティ区画の水素濃度がその他の区画と比較して高くなっているが、爆轟の可能性が低いことを別紙 2 に

示す。

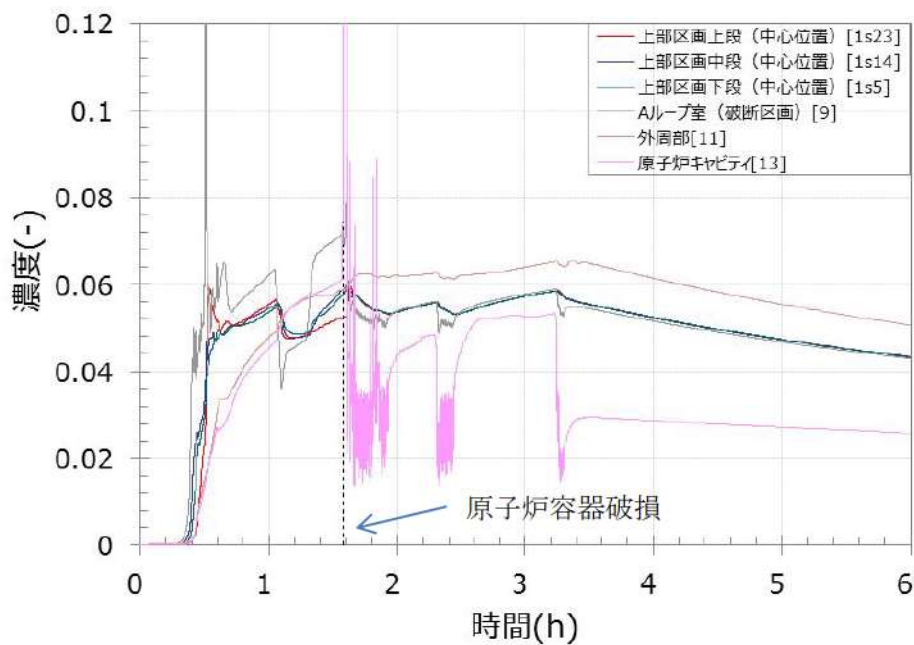
表3 申請書解析と感度解析の事象シナリオ比較

項目	3ルーブプラント		泊3号炉	考察
	申請ケース (AEI)	感度ケース (AEW)		
事故シナリオ	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ナリオは同様。	3ルーブプラントと同様のシナリオを選定
解析条件	格納容器スプレイ	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (最大流量)	<input type="text"/> m <sup>3</sup> /h (最大流量)	3ルーブ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	3ルーブプラントと同様の破断位置
	格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	67,400m <sup>3</sup>	3ルーブプラントと同等の格納容器自由体積
	PAR	有 (5台)	有 (5台)	3ルーブ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4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。

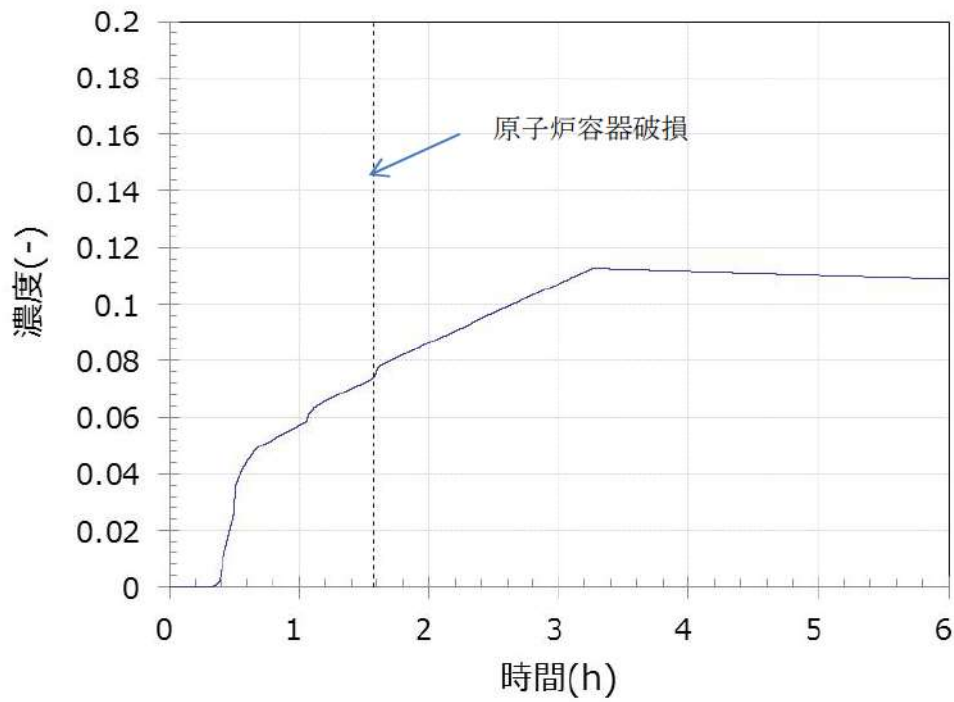


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

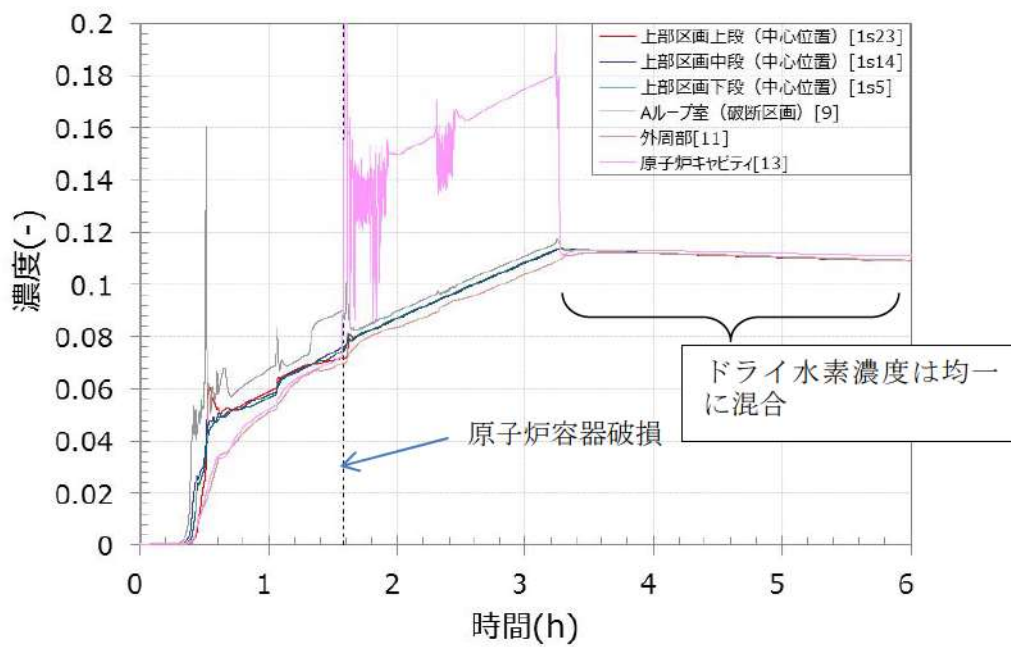


(b) 局所における水素濃度

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

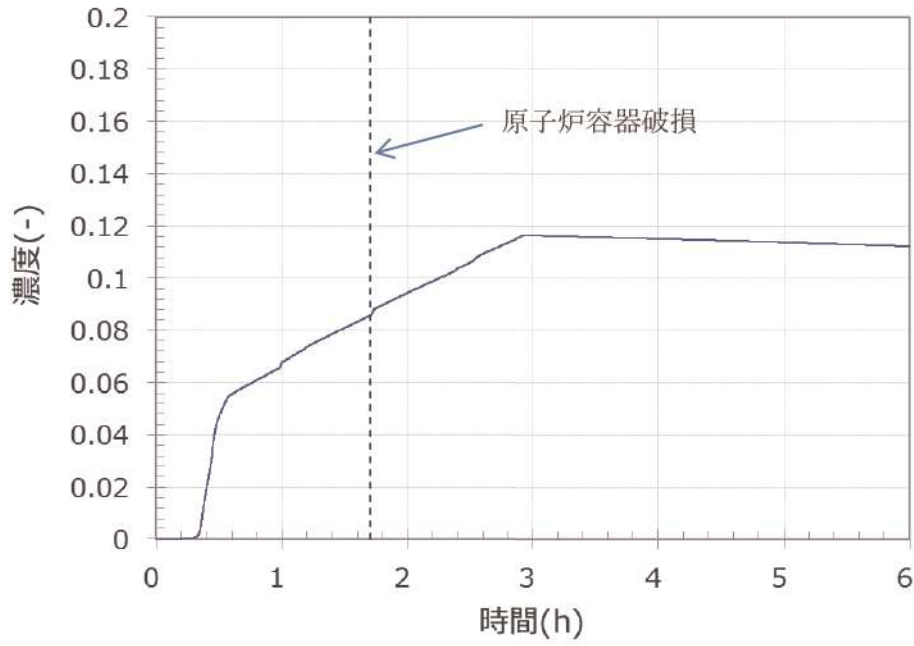


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

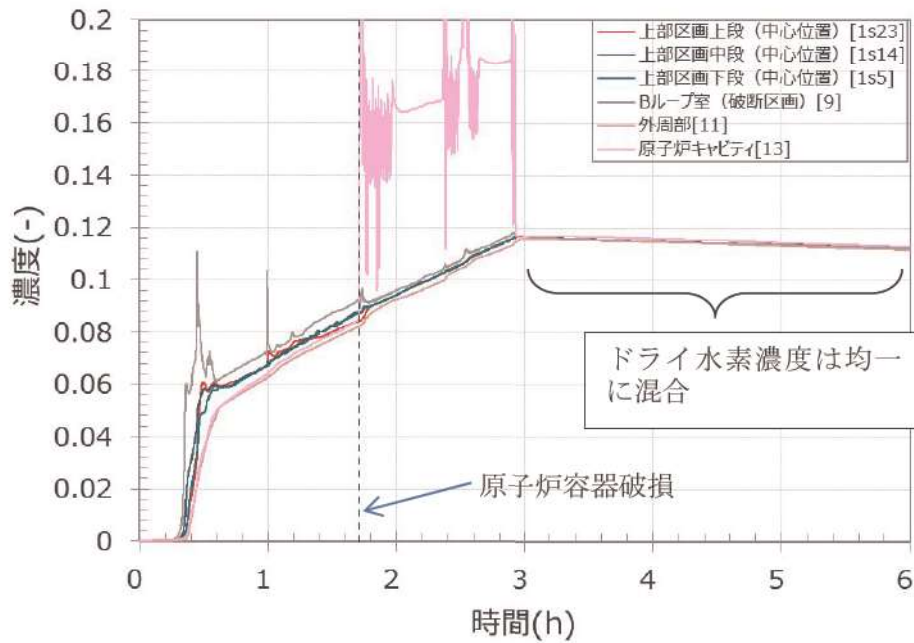


(b) 局所における水素濃度

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

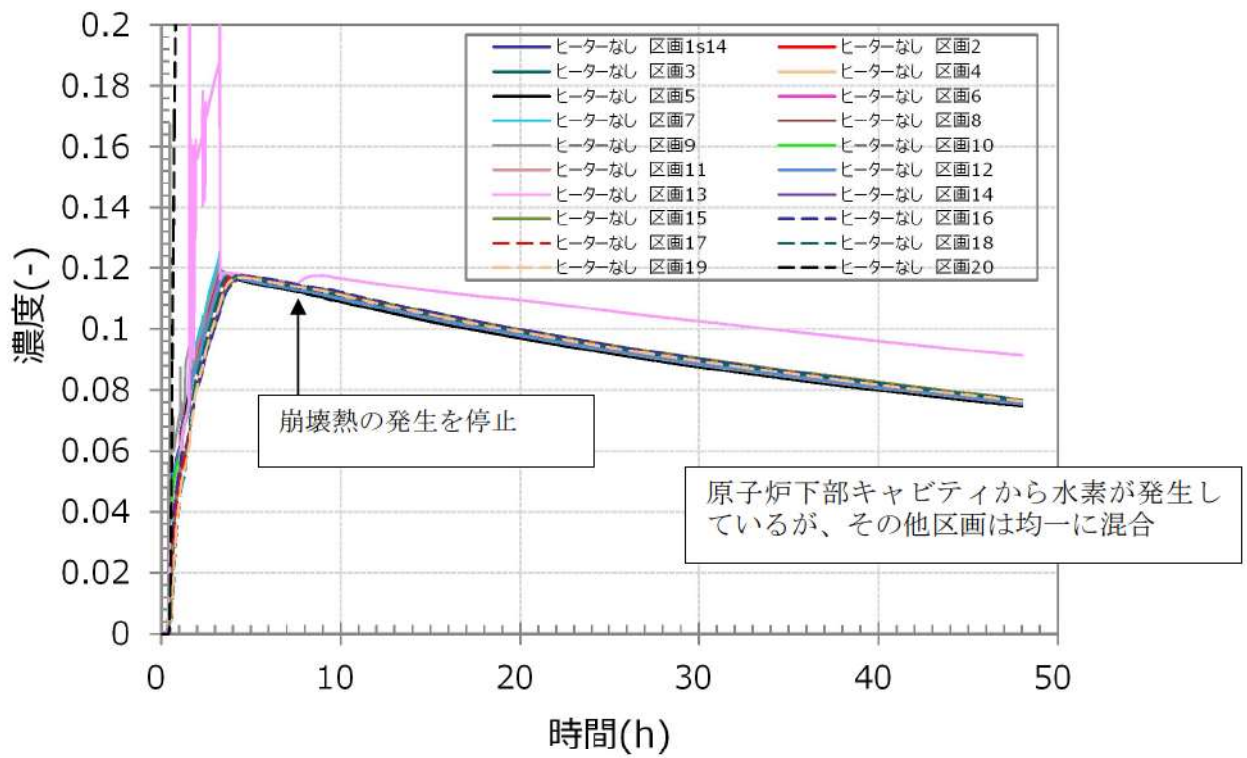


図5 3ループプラントの感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度

※ 1Pd 到達時に崩壊熱をなくした条件

#### 4. まとめ

NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所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

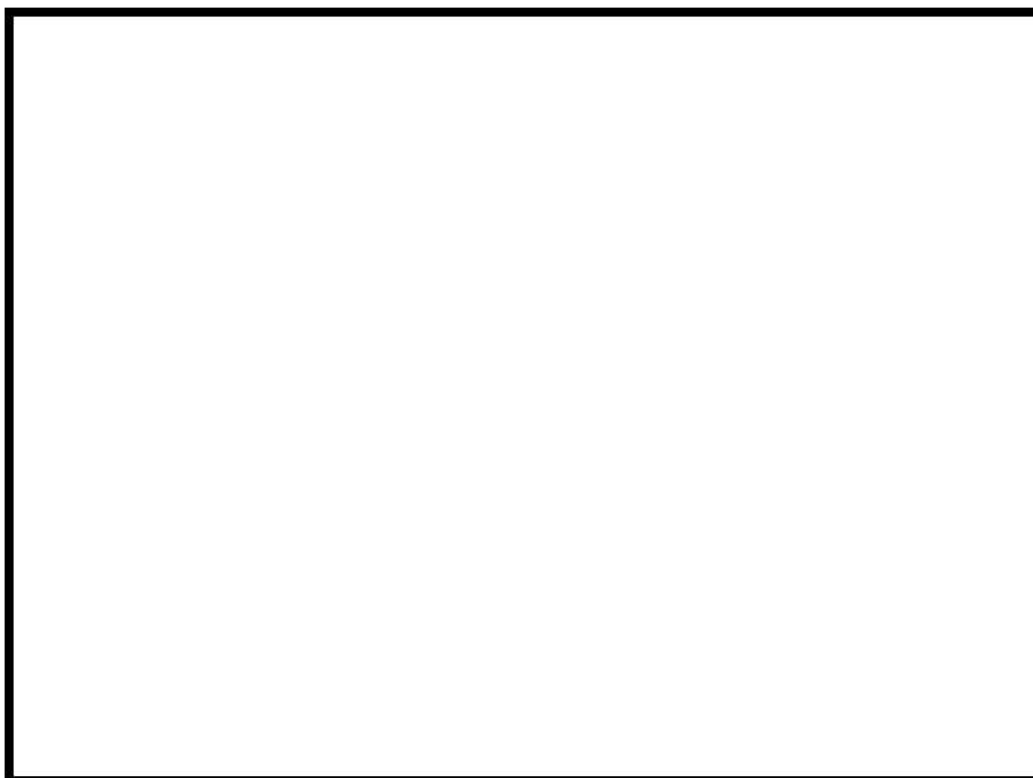
NUPEC試験のうち濃度成層化の生じたM-8-1試験に対して、GOTHICを用いた再現解析を実施した。

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。

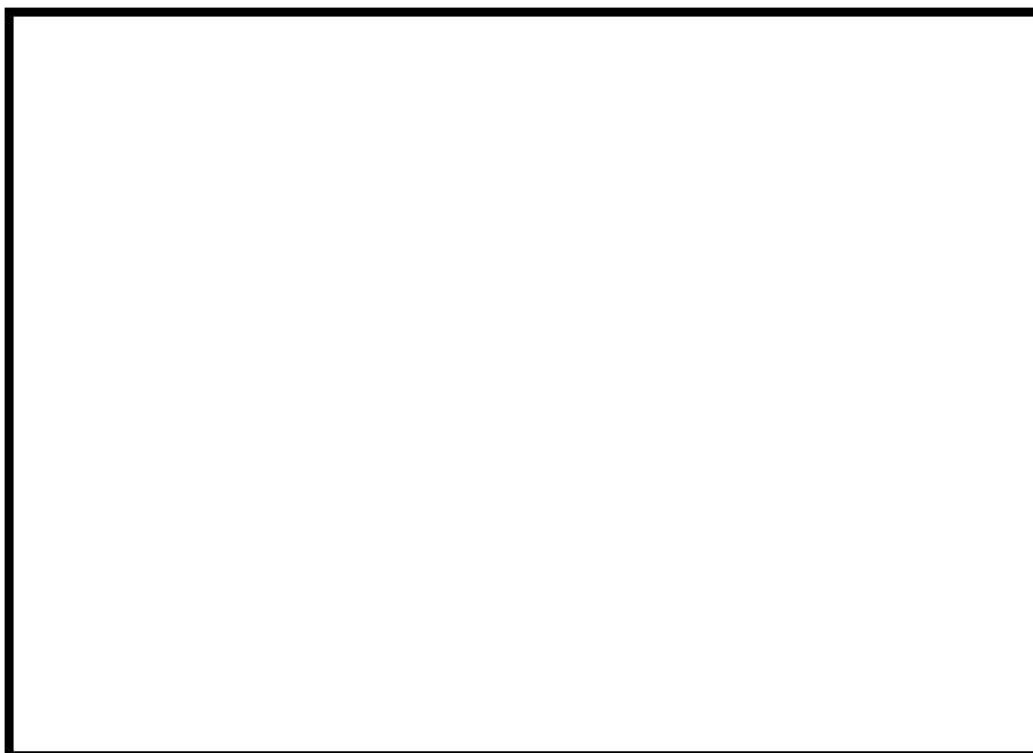
この挙動をGOTHICで模擬するためには、加圧器室開口部からドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、で分割して検証解析を行った。

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。



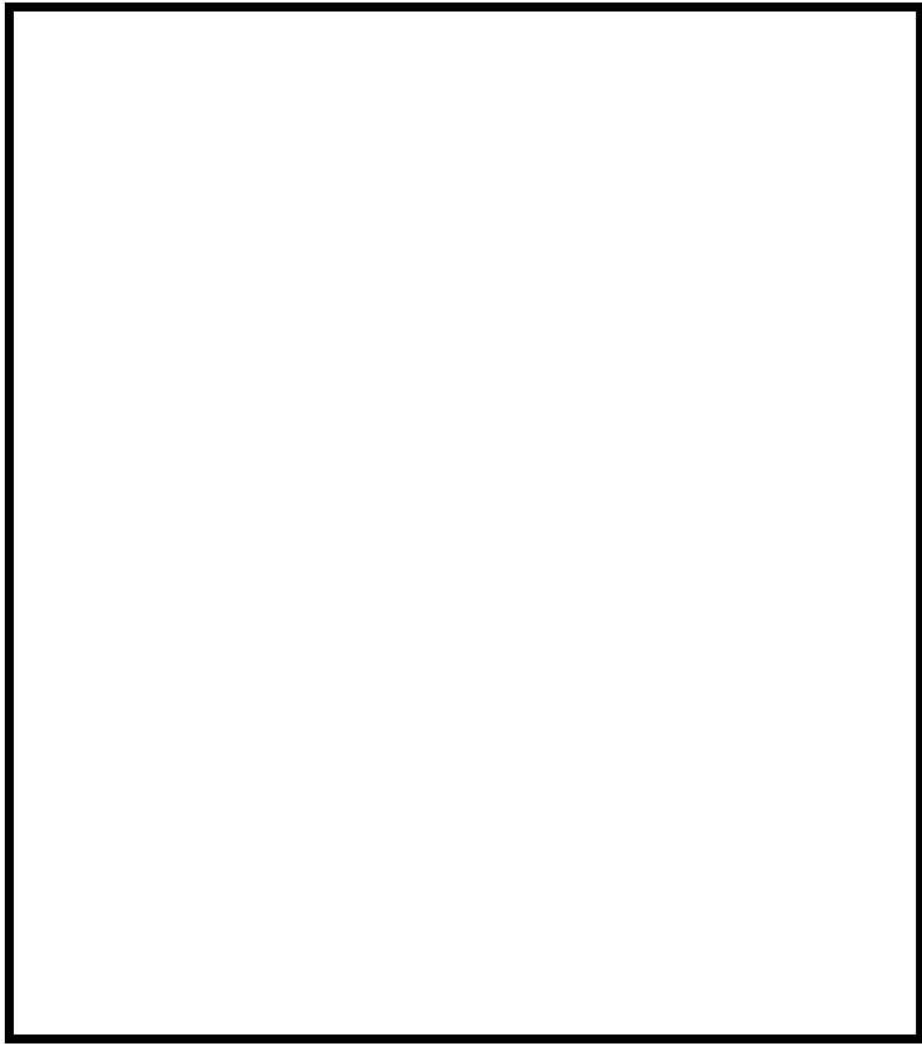
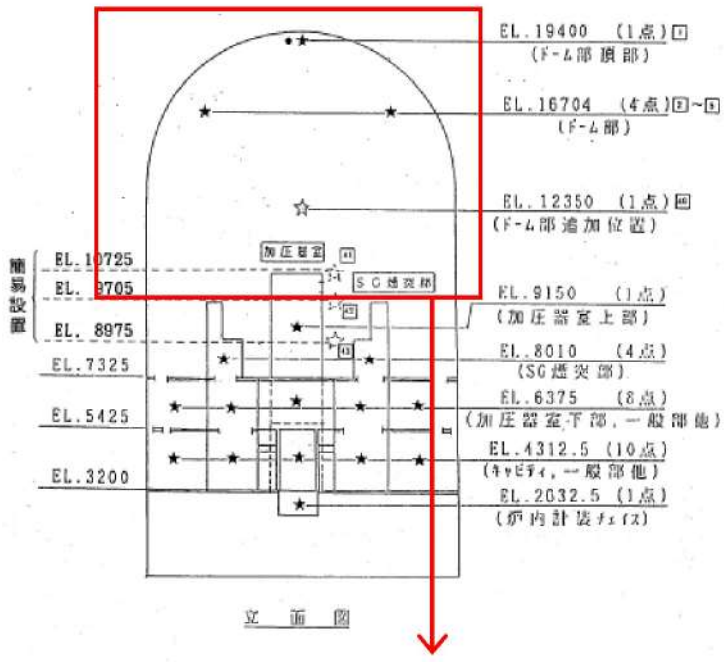
(a) NUPEC 試験結果 (M-8-1 試験)



(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。

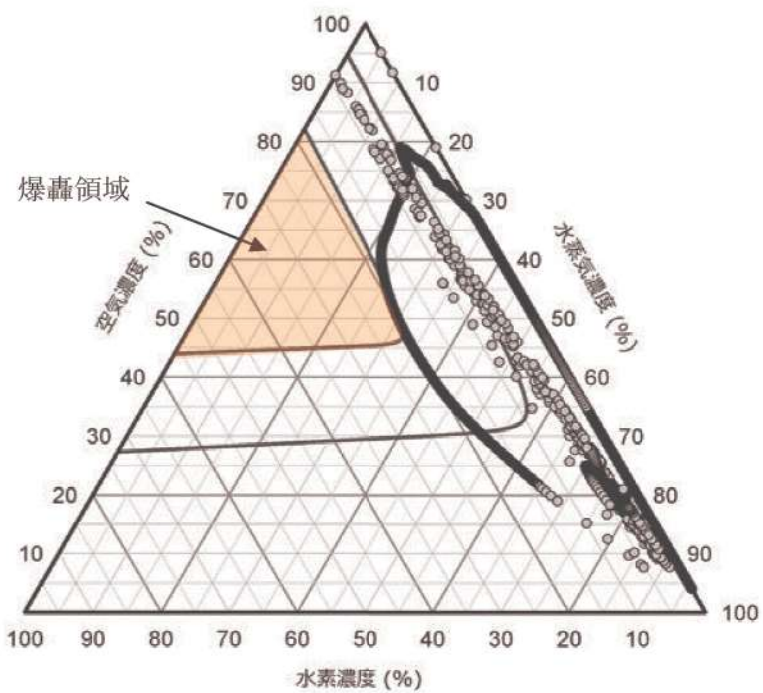
## 感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画における爆轟の可能性について

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。

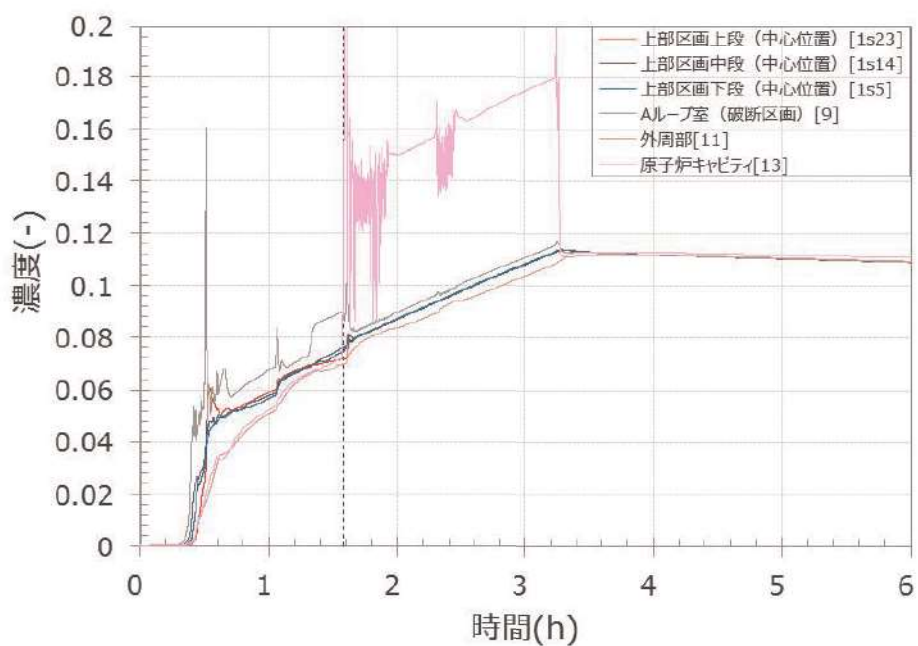
原子炉下部キャビティ区画の気相部の挙動としては、原子炉容器破損直後に原子炉容器から水素と水蒸気が発生し、その後は、溶融デブリの落下に伴う蒸気発生により長期にわたり水蒸気雰囲気となる。

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。

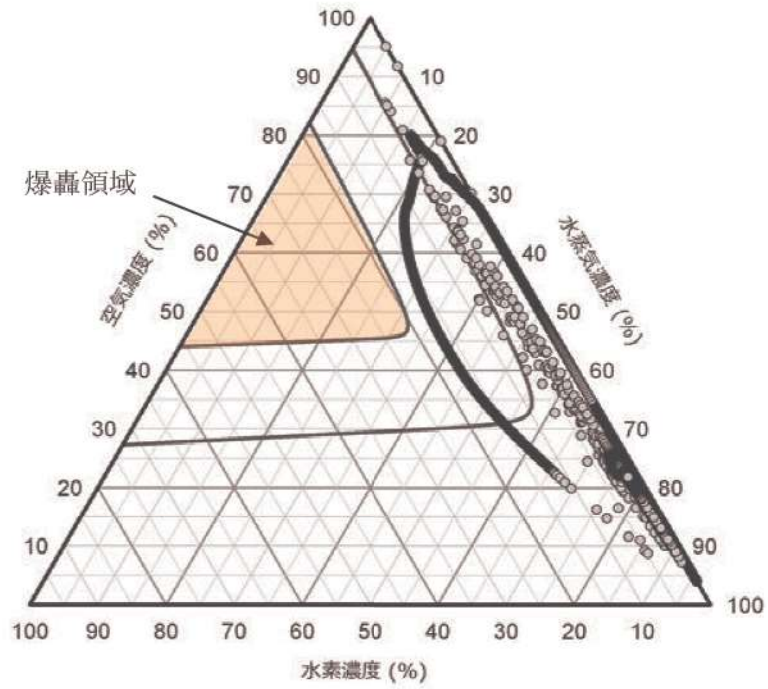


(a)原子炉下部キャビティ三元図

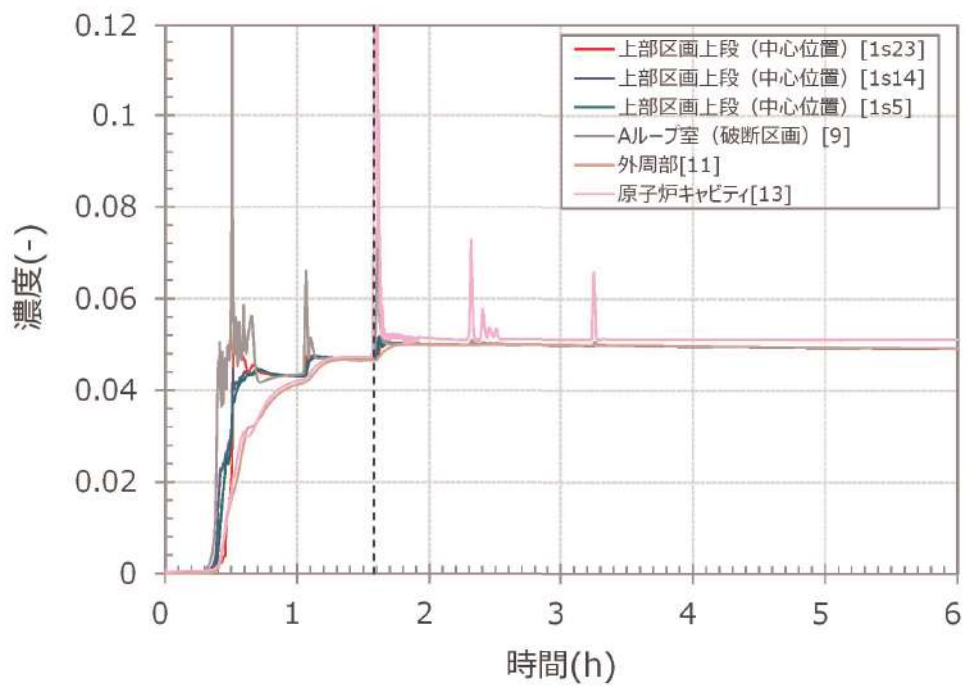


(b) ドライ水素濃度

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		He 放出		水蒸気放出			スプレイ水			He,水蒸気放出位置		
		温度 °C	流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	He,水蒸気 温度(°C)	温度 °C	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
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	68	—	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク
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	30	—	—	—	SG 基礎部 D
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	~110	(初期)	19.4	0	0	—	—	—	SG 基礎部 D
8. 上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	115	—	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
	M-8-2	(初期) ~70	0	0	0	90	(初期)	19.4	0.08	0	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
			0.033	15	0.03	30	40	—	—	—	—	—	—	
			0	30	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

【 : 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下で成層化を確認(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

全炉心内のジルコニウム量の 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

全炉心内のジルコニウム量の 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ジルコニウム質量
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保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値
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保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	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として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値 (最小自由体積)
燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火炎の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度