

### 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

#### 3.3.1 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、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，LOCA，長期TB，TBU，TBP及びTBDである。

##### (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，非常用炉心冷却系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，溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な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。ペDESTAL（ドライウェル部）に張られた水は準静的であり，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 3.3.1, 3.3.2, 3.3.3, 3.3.4, 3.3.5)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉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、本格納容器破損モードでは、格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させる。

さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価す

ることとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。

### (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」で想定される事故シーケンスでは、ペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心落下を想定する。この状況では、ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時から約1mの水位が形成されており、ペDESTAL（ドライウエル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を行うことから、溶融炉心落下時にはペDESTAL（ドライウエル部）に水が張られた状態を想定する。なお、この水位は、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧カスパイク等の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して1mとしている。

また、その後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対

応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)の a. から p. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示す i. 及び k. である。なお、i. の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保は、ペDESTAL（ドライウエル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮してペDESTAL（ドライウエル部）の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2-1図（2／5）及び第3.2-1図（3／5）である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

### 3.3.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳

しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし

安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉压力容器破損、格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の格納容器における原子炉压力容器外 F C I（溶融炉心細粒化）並びに原子炉压力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び格納容器内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 M A A P により格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

## (3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

圧カスパイク（約1分間の溶融炉心落下）によって格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.22MPa [gage] に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。

圧カスパイクによって格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約118℃に抑えられる。格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持される。

本評価では、「1.2.2.2 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、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。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 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。また、原子炉圧力容器が破損する場合における「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)、(6)、(7)の評価項目の評価結果並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。

### 3.3.3 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熔融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。

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、熔融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。

本評価事故シーケンスの評価では、熔融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径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。

エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。

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熔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格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－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、「1.7 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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としてい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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、

その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、B W R の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としてい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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としてい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圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としてい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。

炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさ

として、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした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。

(添付資料3.3.6)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評

価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR5、Mark-I改良型格納容器プラントにおいて、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。BWR5、Mark-II型格納容器プラントである東海第二発電所においても原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える

影響を確認するため、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 3.3-3 図及び第 3.3-4 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.3.6, 3.3.7)

## (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 3.2-2 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項目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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 $33\text{GWd/t}$ に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 $31\text{GWd/t}$ であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、原子炉压力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としてい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。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の $35^{\circ}\text{C}$ に対して最確条件は

35℃以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としてい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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としてい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。

（添付資料3.3.6, 3.3.8）

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の35℃に対して最確条件は35℃以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、

ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度が低くなるが、ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時から約1mの水位が形成されていることから外部水源の温度がペデスタル（ドライウェル部）のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに対する影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを評価するに当たり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA＋注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3-5図に示すとおり、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約0.20MPa [gage] となったが、圧カスパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] 以下であることから、評価項目を満足する。

(添付資料 3.3.6, 3.3.8)

## 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

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生90分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。

(添付資料3.3.6)

### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作は、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

(添付資料3.3.6)



### (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。

操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の時間余裕がある。

(添付資料3.3.6)

### (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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、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。

なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。

(添付資料3.2.10)

#### 3.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

#### 3.3.5 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、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、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な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「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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水により原子炉圧力容器破損前にペDESTAL（ドライウェル部）の水位 1m を確保する手段を整備している。

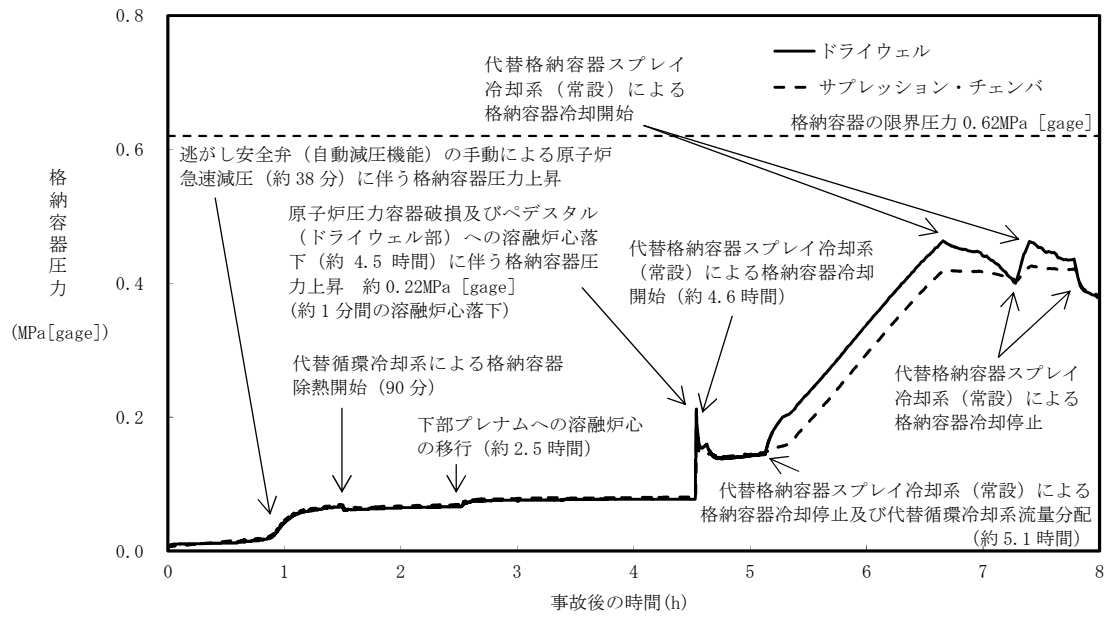
格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL）」について、有効性評価を行った。

上記の場合には、水蒸気発生によって圧カスパイクが発生するが、格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

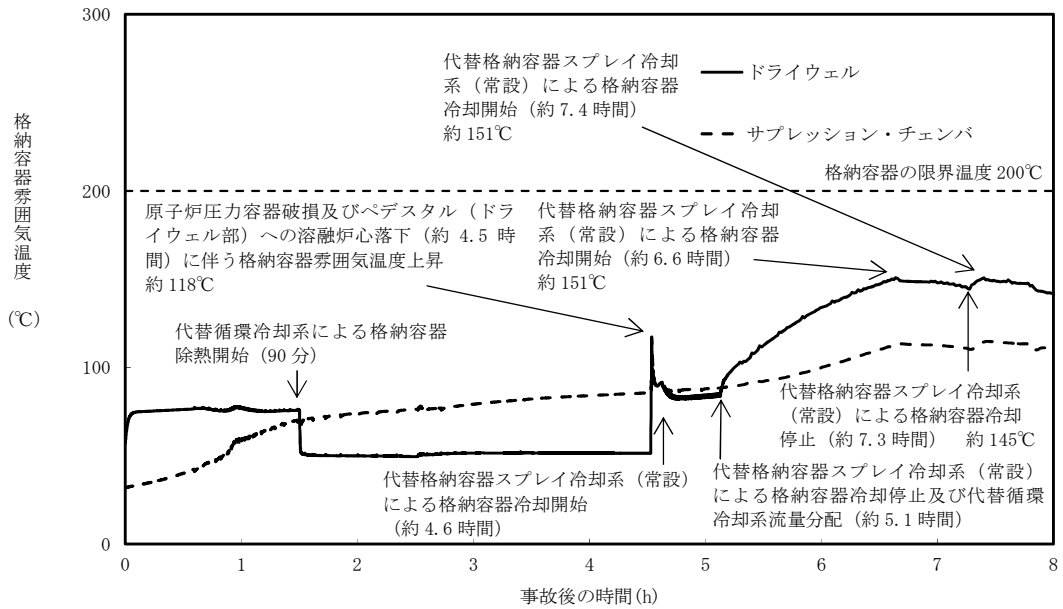
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員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。

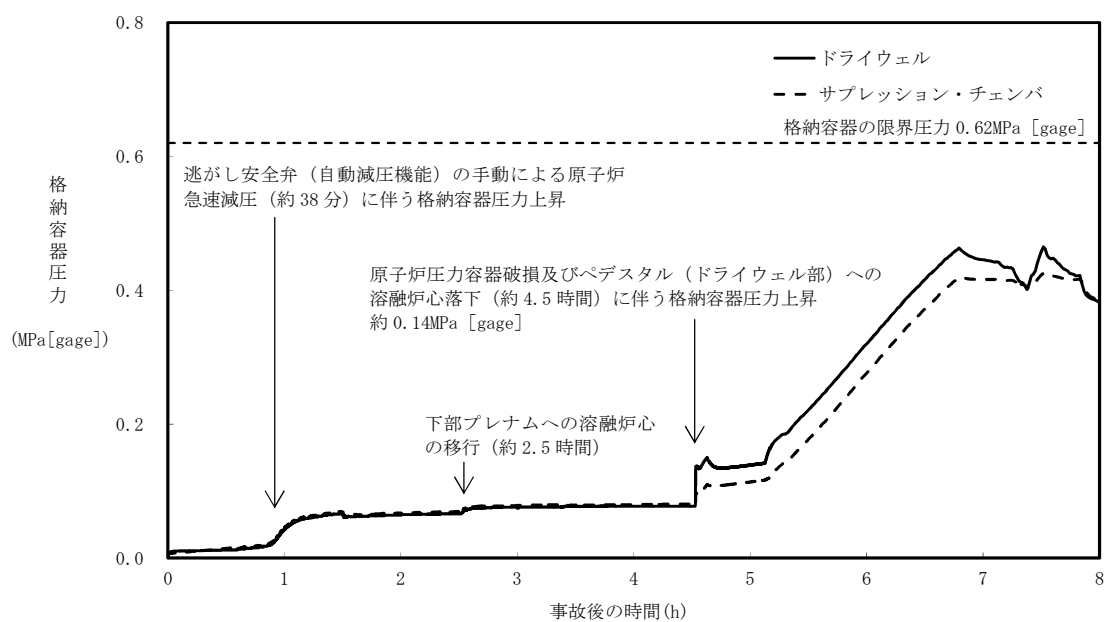
以上のことから、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シナリオに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



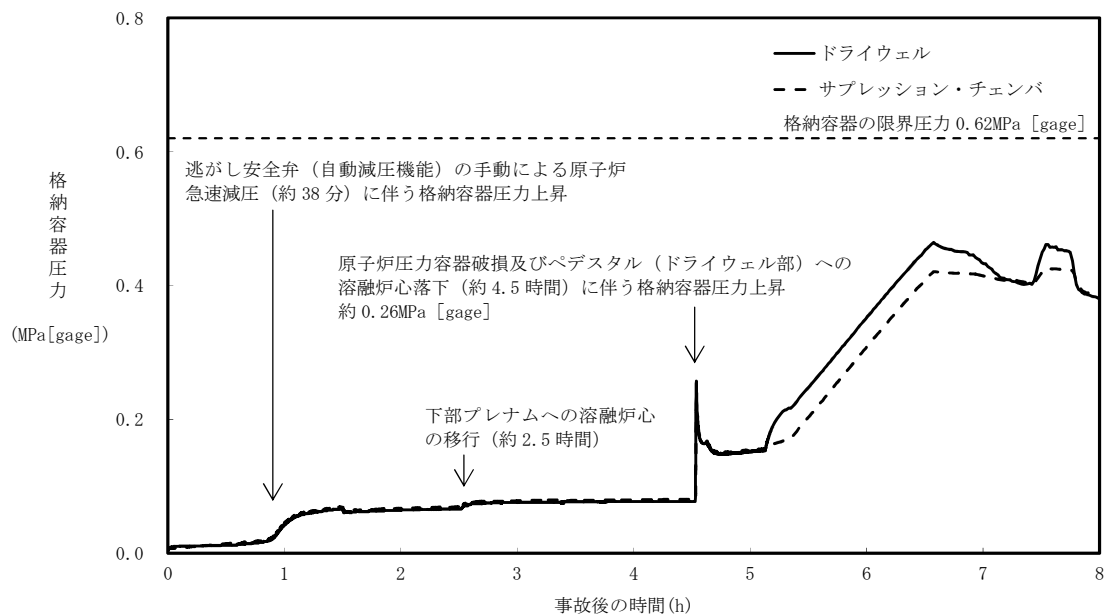
第 3.3-1 図 格納容器圧力の推移



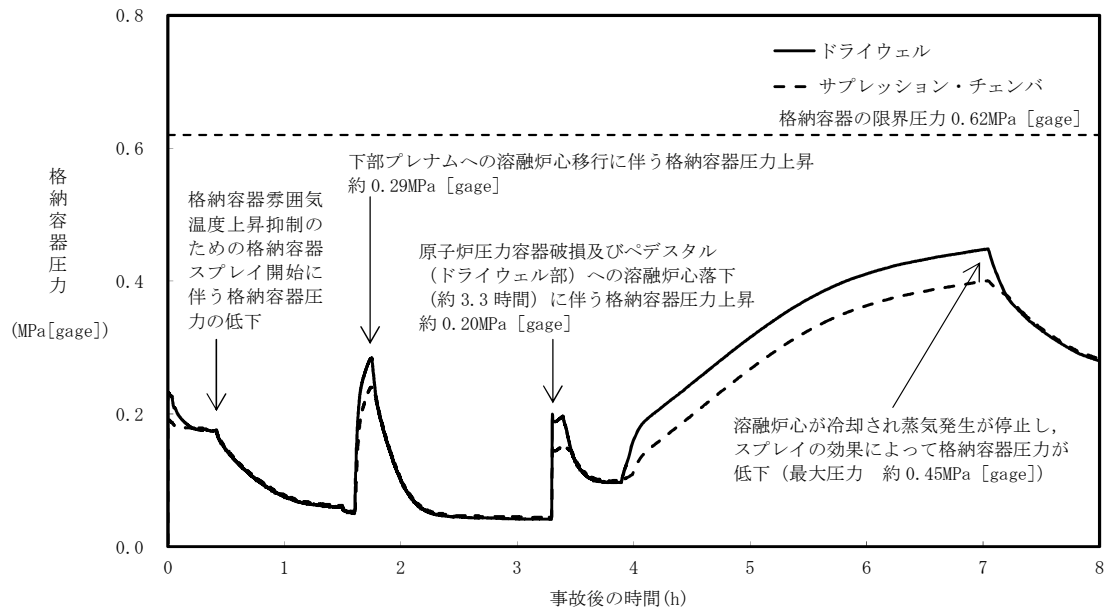
第 3.3-2 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3.3-3 図 エントレインメント係数を最小値とした場合の格納容器圧力の推移



第3.3-4図 エントレインメント係数を最大値とした場合の格納容器圧力の推移



第3.3-5図 起因事象をLOCAとした場合の格納容器圧力の推移

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 F C I）  
に関する知見の整理について

1. 炉外 F C I の概要

炉外 F C I は、溶融炉心が原子炉压力容器の破損口から放出された際に、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる事象である。このときに発生するエネルギーが大きいと原子炉支持構造材が破損され、格納容器が破損する可能性がある。この圧力上昇については激しい水蒸気発生による場合（圧カスパイク）に加え、水蒸気爆発によって衝撃波が生じる場合が考えられるが、これまでの知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられている。F C I に関するこれまでの知見の概要を次に整理する。

2. 過去の知見の整理

過去に実施された代表的な F C I の実験研究として、(旧)日本原子力研究所で実施された A L P H A 試験、J R C イスプラ研究所で実施された K R O T O S 試験、F A R O 試験、(旧)原子力発電技術機構で実施された C O T E L S 試験、韓国原子力研究所 (K A E R I) で実施された T R O I 試験及び S E R E N A 試験がある。これらの試験では模擬溶融物として  $UO_2$  混合物を用いた試験とアルミナ等を用いた試験がある。各試験の試験条件及び試験結果については、以下に示すとおりである。

2.1 A L P H A 試験

A L P H A 試験<sup>[1]</sup>では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。A L P H A 試験装置の概要

を第 1 図に示す。試験容器は、内径 3.9m、高さ 5.7m、容積 50m<sup>3</sup>である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する試験装置である。ALPHA 試験結果のまとめを第 1 表に示す。高雰囲気圧力 (STX008, STX012, STX015)、サブクール度が小さい場合 (STX014) は、水蒸気爆発の発生が抑制される試験結果が知見として得られている。溶融物を半減させた 3 ケース (STX001, STX010, STX013) のうち、2 ケース (STX001, STX013) では、水蒸気爆発が発生していない。また、水蒸気爆発のエネルギー変換効率は、1~6%程度となっている。ALPHA 試験の代表的試験 (STX016) の圧力変化の例を第 2 図に示す。

## 2.2 KROTOS 試験

KROTOS 試験<sup>[2][3][4]</sup>では、FARO 試験が大型試験装置であるのに対して小型の試験装置であるが、主に低圧・サブクール水を条件として試験を実施している。KROTOS 試験装置の概要を第 3 図に示す。KROTOS 試験の代表的試験 (K37, K42) の圧力変化の例を第 4 図に示す。KROTOS 試験では模擬コリウムとして UO<sub>2</sub> 混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を実施している。KROTOS 試験結果のまとめを第 2 表に示す。アルミナ試験では、サブクール度が大きい試験ケース (K38, K40, K42, K43, K49) では、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生しているが、サブクール度が小さい試験ケース (K41, K44, K50, K51) では、外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方、UO<sub>2</sub> 混合物試験では、サブクール度に依らず外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。また、UO<sub>2</sub> 混合物試験でも外部トリガありでは水蒸気爆発が発生している (K46, K52, K53) が、これらのケースはサブクール度が大きい試験ケースである。また、UO<sub>2</sub> 混合物試験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率は、アルミナ試験の水蒸気爆発に



比較して低い結果となっている。アルミナ試験と $UO_2$ 混合物の相違については、以下のように考察されている。

- ・アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし、粗混合時に粒子が半径方向に拡がり、水蒸気爆発の伝播がしやすくなった可能性がある。
- ・ $UO_2$ 混合物試験では、外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。 $UO_2$ 混合物の方が一般的に過熱度は小さく、 $UO_2$ 混合物の粒子表面が水と接触した直後に表面が固化しやすく、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。 $UO_2$ 混合物試験では水素が発生し、これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

### 2.3 F A R O 試験

F A R O 試験<sup>[3][5]</sup>では、酸化物コリウム及び金属Z r を含むコリウムが用いられ、多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが、低圧・サブクール水条件の試験も実施されている。F A R O 試験装置の概要を第5図に示す。F A R O 試験結果のまとめを表3に示す。また、圧力変化の例としてL-14とL-19の圧力挙動を第6図に示す。F A R O 試験のいずれの試験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。F A R O 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・高圧・飽和水試験、低圧・サブクール試験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していない。
- ・高圧・飽和水の酸化物コリウム試験の場合は一部が粒子化し、一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属Z r 成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。
- ・粒子の質量中央径は比較的大きかったが、試験条件（初期圧力、水深、

コリウム落下速度，サブクール度）に依存していない。

- ・金属Zrを含めた試験ケース（L-11）では，金属Zrの酸化により，金属Zrを含めない試験ケース（L-14）よりも圧力上昇が大きくなる。

## 2.4 COTEL S試験

COTEL S<sup>[6]</sup>試験では，模擬溶融物として $UO_2-Zr-ZrO_2-SS$ 混合物を用いており，コリウムに金属成分が含まれている。COTEL S試験装置の概要を第7図に示す。COTEL S試験結果のまとめを第4表に示す。COTEL S試験の代表的な試験ケース（A1）の圧力挙動を第8図，各試験ケースの圧力変化を第9図に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後（Region 1）は急激な圧力上昇となる。その後，サブクール水では蒸気凝縮が発生し，一時的に圧力が減少する（Region 2）が，溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により，準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する（Region 3）。COTEL S試験で得られた主な知見は，以下のとおりである。

- ・サブクール度が大きいケースも含めて，全ての試験での水蒸気爆発は発生していない。
- ・プールに落下した溶融コリウムは，ほとんどがプール水中で粒子化した。
- ・粒子径は，コリウム落下速度の大きいケースを除いて，質量中央径で6mm程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。
- ・コリウム落下速度の大きいケースで，粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また，準定常的な状態での圧力は，溶融物量が多く，サブクール度が小さく，プール水量が少ない程高くなる傾向である。

## 2.5 T R O I 試験

T R O I 試験<sup>[7]</sup>は、韓国原子力研究所（K A E R I）で実施されている試験であり、2007年から2012年までは、K R O T O S 試験とともにO E C D / N E A の S E R E N A プロジェクトとして実施された試験である。T R O I 試験装置の概要を第10図に示す。T R O I 試験条件と試験結果のまとめを第5表に示す。

Z r O<sub>2</sub>を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方、U O<sub>2</sub> - Z r O<sub>2</sub>の混合物を用いた試験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深及び混合物量等の様々な条件による試験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。T R O I 試験で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・自発的な水蒸気爆発が生じた試験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。
- ・水深が深い場合（130cm）では、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある<sup>[8]</sup>。

## 2.6 S E R E N A 試験

S E R E N A 試験は、O E C D / N E A 主導のもと実施されている試験であり、2001年から2006年にかけて実施されたフェーズ1と、2007年から2012

年にかけて実施されたフェーズ2に分かれている。フェーズ1では既存の試験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2ではKROTOS及びTRO I装置を使用した試験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行われた試験の試験条件及び試験結果を表6に示す。SERENA試験で得られた知見は以下のとおりである。

(1) フェーズ1

- ・(解析) 解析コードはアルミナを用いた試験によって調整されており、 $UO_2-ZrO_2$  コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。
- ・(解析) 予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。
- ・(解析) 予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。

(2) フェーズ2

- ・(実験)  $80\%UO_2-20\%ZrO_2$  コリウムは、 $70\%UO_2-30\%ZrO_2$  コリウムに比べてやや爆発のエネルギーが大きい。これは、フェーズ1の結果と逆の傾向であり、更に考察が必要。
- ・(実験)  $UO_2-ZrO_2$  のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。
- ・(実験) コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について、酸化と水素生成による影響は定量化できなかった。
- ・(実験) 全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、 $UO_2$  の

密度が高いために溶融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。

### 3. F C I 実験の知見の整理

前項で示した F C I 実験の知見を整理し、原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性について考察する。

酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた ALPHA 試験及びアルミナを用いた KROTOS 試験では、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生しているが、 $UO_2$ を用いた KROTOS, FARO, COTELS 試験では外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。 $UO_2$ 混合物では一般的に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。

TROI 試験では $UO_2$ 混合物を用いた場合でもトリガ無しで水蒸気爆発が発生している例 (TROI-10, 12, 13, 14) が報告されている。TROI-10, 12 は、溶融物温度が 3,800K 程度の高い温度での試験条件である。また、TROI-13, 14 の溶融物温度は、それぞれ 2,600K, 3,000K であるが、TROI-13 では、温度計測に問題があり実際には 3,500K 以上と推測されている。また、TROI-14 では、二つの温度計が異なる最高温度 (4,000K, 3,200K) を示しており、温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると、TROI 試験の溶融物温度はかなり高い試験条件と考えられ、他の試験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。

TROI 試験と実機条件の比較を検討するために、模擬溶融物にコリウム

( $UO_2-ZrO_2$ ) を用いた TROI-10, 12, 23, 25 と実機条件の比較を第 7 表に示す。この表では、第 11 図に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合<sup>[9]</sup>の概算値を示している。熔融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10, 12 では、自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、熔融物温度が高く過熱度が大きい水深が 1.3m と深い TROI-23 では、水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、熔融物粒子が底部に到着するまでの沈降時間が長くなり、熔融物粒子が固化しやすいため、熔融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる<sup>[8]</sup>。

水蒸気爆発が発生した TROI-10, 12 の粒子化割合は約 60% であるが、水深がより深い TROI-23 では、粒子化割合が約 80% と比較的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する熔融物粒子が比較的多いと考えられる。一方、水深及び粒子化割合は TROI-10, 12 と同程度であるが、熔融物温度がやや低い TROI-25 では、蒸気発生による圧力上昇 (Steam Spike) は生じているが、水蒸気爆発は発生していない。熔融物温度が低い場合、過熱度が小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。

実機条件では、熔融ジェットの初期直径は計装配管口径 (約 4cm) ~ 制御棒駆動機構ハウジングの直径 (約 15cm) 程度と想定されるが、ペDESTAL (ドライウェル部) 注水対策により水深は 1m となる。これより、粒子化割合は約 35% ~ 90% となるが、熔融物温度が約 2,650K 以下と水蒸気爆発が発生した TROI 試験よりも十分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。

また、いくつかの TROI 試験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギー変換効率が報告されている (第 5 表)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エネルギー変換効率は 0.4% である。

これは、ALPHA試験（第1表）やKROTOS試験（第2表）で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物試験の値に対して比較的小さい値となっている。

また、KROTOS試験（K46, K52, K53）では、 $UO_2$ 混合物を用いた試験でも外部トリガを与えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケースである（K46のサブクール度：83K, K52のサブクール度：102K, K53のサブクール度：122K）。したがって、サブクール度が大きい場合には、 $UO_2$ 混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。

しかし、KROTOS試験のK52, K53と同程度の高サブクール度の条件であるFARO試験のL-31（サブクール度：104K）, L-33（サブクール度：124K）では、水蒸気爆発が発生していない。これらの試験の $UO_2$ 混合物量は、KROTOS試験が数kgであるのに対して100kg程度であり、より実機条件に近い。

また、COTELS試験の高サブクール試験（A11）でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS試験は、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬した試験であり、溶融物に圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、溶融物量も50kg程度であり、KROTOS試験よりも実機条件に近い。

以上より、 $UO_2$ 混合物の溶融物量が少ないKROTOS試験では、水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系に近い大規模試験であるFARO試験、COTELS試験では、水蒸気爆発は発生していない。

FCI試験では、水蒸気爆発のトリガを発生させるために、高圧ガスを封

入した装置（K R O T O S 試験では最高 20MPa のガスを封入可能な装置）を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており，トリガ装置により圧力パルスが発生させ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では，このようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また，溶融物がプール底部に接触することでトリガ要因となることが考えられるが，BWRの原子炉压力容器外 F C I を模擬した C O T E L S 試験の試験装置では，BWRのペDESTAL底部と同様に平板コンクリートを模擬した試験装置としており，実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。

また，実機条件では，水深が試験条件よりも深くなる可能性があるが，水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため，溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。

以上より，BWRの実機条件において水蒸気爆発のトリガとなる特段の要因は考えられないため，実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。

上記の試験条件と実機条件の検討より，実機においては，格納容器の損傷に至る大規模な原子炉压力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。



#### 4. 参考文献

- [1]N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995
- [2]I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests : alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999
- [3]D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006
- [4]H. S. Park , R. Chapman , M. L. Corradini , Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999
- [5]D. Magallon, et al, Lessons learn from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999
- [6]M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7]V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012
- [8]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, Proceedings of ICAPP' 04
- [9] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成 13 年 7 月
- [10]M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO<sub>2</sub> Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.

- [11]J. H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub> mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003
- [12]J. H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosion from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [13]NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015
- [14]NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01

第 1 表 ALPHA 試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[1]</sup>

試験名	試験ケース	熔融物組成	熔融物質量(kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深(m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー 変換効率(%)
ALPHA	STX002	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes	—
	STX003	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	292	1.0	No	Yes	—
	STX005	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	300	1.0	No	Yes	—
	STX009	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	289	1.0	No	Yes	—
	STX016	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	293	1.0	No	No	—
	STX010	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	297	1.0	No	Yes	—
	STX013	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	10	0.10	284	1.0	No	No	—
	STX014	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	372	1.0	No	No	—
	STX008	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	288	1.0	No	No	—
	STX012	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.60	290	1.0	No	No	—
	STX015	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	1.00	282	1.0	No	No	—
	STX006	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	298	1.0	No	No	—
	STX011	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	290	1.0	No	Yes	—
	STX019	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	1.0	No	No	—
	STX021	Fe-Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05

第 2 表 K R O T O S 試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[2][3][4]</sup>

試験名	試験 ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部 トリガ	水蒸気爆発 発生	機械的エネルギー 変換効率 (%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2,665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3,073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3,073	0.1	5	1.11	No	No	—
	K42	Alumina	1.5	2,465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2,625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2,673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2,688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2,473	0.1	13	1.11	No	No	—
	K51	Alumina	1.7	2,748	0.1	5	1.11	No	No	—
	K32	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3,063	0.1	22	1.08	No	No	—
	K33	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3,063	0.1	75	1.08	No	No	—
	K35	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3,023	0.1	10	1.08	Yes	No	—
	K36	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.0	3,025	0.1	79	1.08	Yes	No	—
	K37	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.2	3,018	0.1	77	1.11	Yes	No	—
	K45	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.1	3,106	0.1	4	1.14	Yes	No	—
	K46	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3,086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	—
	K47	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	5.4	3,023	0.1	82	1.11	Yes	No	—
	K52	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	2.6	3,133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	3.6	3,129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

第 3 表 F A R O 試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[3]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
FARO	L-06	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	18	2,923	5	0	0.87	No	No	—
	L-08	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	44	3,023	5.8	12	1.00	No	No	—
	L-11	77wt%UO <sub>2</sub> -19wt%ZrO <sub>2</sub> -4wt%Zr	151	2,823	5	2	2.00	No	No	—
	L-14	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	125	3,123	5	0	2.05	No	No	—
	L-19	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	157	3,073	5	1	1.10	No	No	—
	L-20	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	96	3,173	2	0	1.97	No	No	—
	L-24	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	177	3,023	0.5	0	2.02	No	No	—
	L-27	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	117	3,023	0.5	1	1.47	No	No	—
	L-28	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	175	3,052	0.5	1	1.44	No	No	—
	L-29	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	39	3,070	0.2	97	1.48	No	No	—
	L-31	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	92	2,990	0.2	104	1.45	No	No	—
L-33	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	100	3,070	0.4	124	1.60	Yes	No	—	

第 4 表 C O T E L S 試験の主要な試験条件及び試験結果<sup>[6]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
COTELS	A1	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	—
	A4	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	—
	A5	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	—
	A6	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	—
	A8	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	—
	A9	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	—
	A10	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	—
	A11	55wt%UO <sub>2</sub> -25wt%Zr-5wt%ZrO <sub>2</sub> -15wt%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	—

(注)溶融物温度は 3000~3100K と見積もられている<sup>[9][10]</sup>

第5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果 (1/2) [7][8][11][12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	1	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	5	>3,373	0.1	365	0.67	—	Steam Spike	—
	2	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	5.5	>3,373	0.1	365	0.67	—	No	—
	3	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	4.88	>3,373	0.1	323	0.67	—	No	—
	4	99wt%ZrO <sub>2</sub> -1wt%Zr	4.2	>3,373	0.1	292	0.67	—	Yes	—
	5	98.5wt%ZrO <sub>2</sub> -1.5wt%Zr	2.9	3,373	0.1	337	0.67	—	Yes	—
	9	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	4.3	3,200	0.1	296	0.90	—	No	—
	10	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8.7	3,800	0.117	298	0.67	—	Yes	—
	11	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	9.2	>3,800	0.111	296	0.67	—	No	—
	12	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8.4	3,800	0.11	293	0.67	—	Yes	—
	13	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	7.7	2,600 <sup>(注1)</sup>	0.108	292	0.67	—	Yes	0.40
	14	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	6.5	3,000 <sup>(注2)</sup>	0.105	285	0.67	—	Yes	—
	17	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>						—	No	—
	18	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	9.1					—	—	—
	21	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,000	0.110	298	1.30	No	No	—
	22	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	2,900	0.110	297	1.30	No	No	—
	23	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,600	0.110	293	1.30	No	No	—
	24	ZrO <sub>2</sub>	9.5	3,600	0.110	288	0.67	No	Yes	—
25	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	15.0	3,500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	—	
26	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	17.0	3,300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	—	

(注1) 参考文献[11]によれば温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2) 参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4,000K, 3,200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

第5表 TROI試験の主要な試験条件及び試験結果 (2/2) [7][8][11][12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	29	50wt%UO <sub>2</sub> -50wt%ZrO <sub>2</sub>	11.5					—	No	—
	32	87wt%UO <sub>2</sub> -13wt%ZrO <sub>2</sub>						—	No	—
	34	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	10.5	~3,000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	8	~3,000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	5.3	~3,000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	8.1	~3,000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	5.3	~3,000	0.105	288	1.30	—	No	—
	39	78wt%UO <sub>2</sub> -22wt%ZrO <sub>2</sub>	3.4	~3,000	0.106	285	1.30	—	No	—
	40	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	11.1	~3,000	0.312	287	1.30	—	No	—
	49	62.3wt%UO <sub>2</sub> -15wt%ZrO <sub>2</sub> -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730 (3,360)				—	—	—
	50	59.5wt%UO <sub>2</sub> -18wt%ZrO <sub>2</sub> -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46					—	—	—
	51	60.5wt%UO <sub>2</sub> -16.7wt%ZrO <sub>2</sub> -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3 (14.2 load)	2,695 (3,420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	—
	52	61wt%UO <sub>2</sub> -16wt%ZrO <sub>2</sub> -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6 (14.1 load)	2,650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	—

(注1) 参考文献[11]によれば温度計測に問題があり、実際には3,500K以上と推測されている。

(注2) 参考文献[11]によれば二つの温度計が異なる最高温度 (4,000K, 3,200K) を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

第 6 表 SERENA 試験（フェーズ 2）の主要な試験条件及び試験結果<sup>[13]</sup>

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO <sub>2</sub> -26.6wt%ZrO <sub>2</sub>	15.4	~3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO <sub>2</sub> -32wt%ZrO <sub>2</sub>	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO <sub>2</sub> -29wt%ZrO <sub>2</sub>	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO <sub>2</sub> -19wt%ZrO <sub>2</sub>	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO <sub>2</sub> -18.3wt%ZrO <sub>2</sub> -5wt%Zr-0.7wt%U	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO <sub>2</sub> -18.5wt%ZrO <sub>2</sub> -4.9wt%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO <sub>2</sub> -30wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2,850	—	332	1.1	Yes	— (注 1)	— (注 1)
	KS-4	80wt%UO <sub>2</sub> -20wt%ZrO <sub>2</sub>	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	80.1wt%UO <sub>2</sub> -11.4wt%ZrO <sub>2</sub> -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event <sup>(注 2)</sup>	— (注 2)
	KS-6	73wt%UO <sub>2</sub> -20.4wt%ZrO <sub>2</sub> -4.1wt%Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注 1) 実験失敗

(注 2) 計測失敗

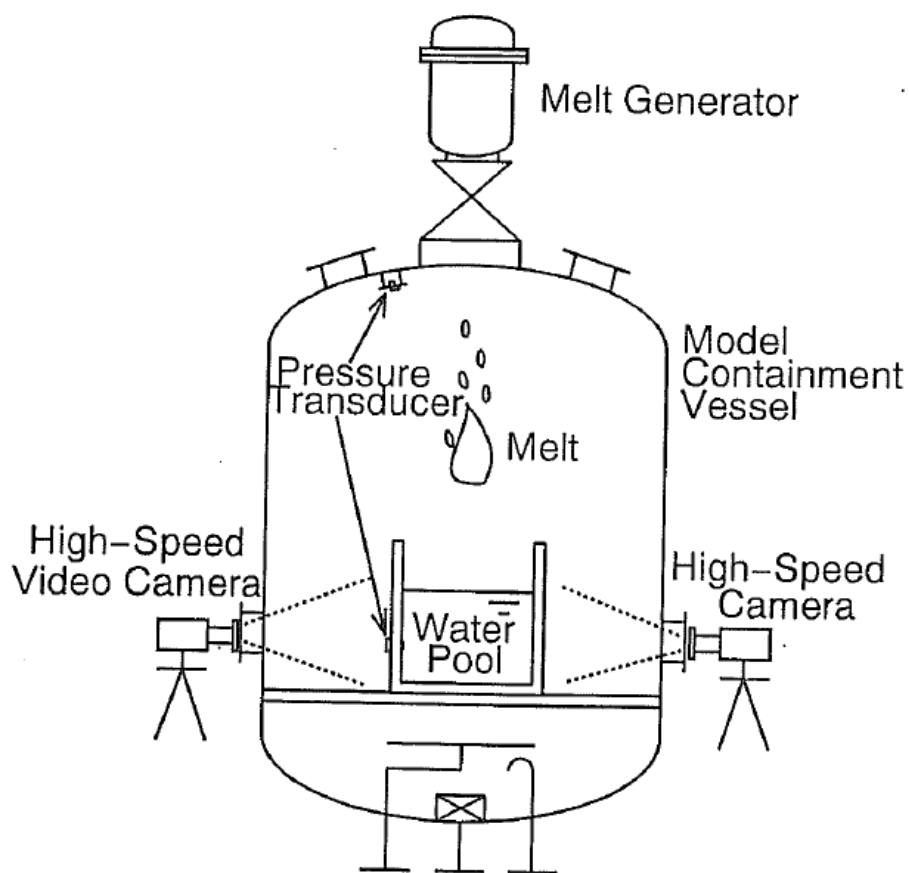


第 7 表 T R O I 試験と実機条件の比較

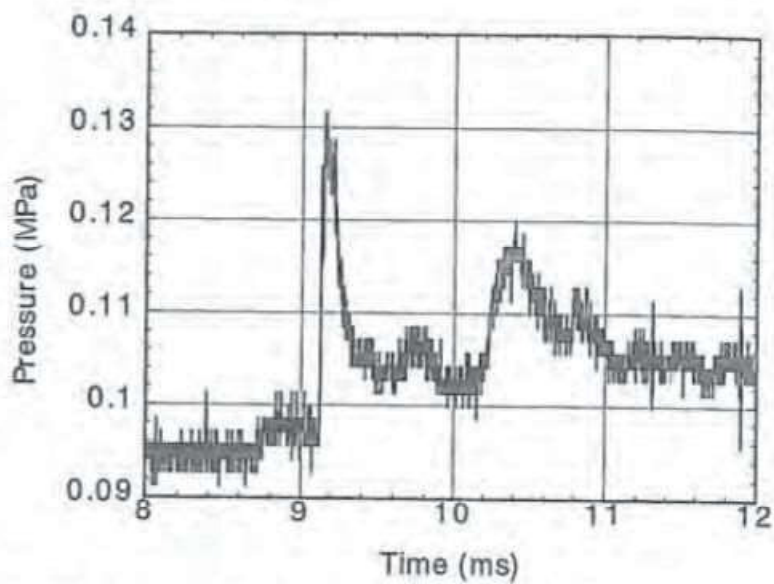
試験ケース	溶融物温度 (過熱度) (注 1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合 (注 2)	水蒸気爆発
TR0I-10	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TR0I-12	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TR0I-23	3,600K (700K)	7.4cm	1.30m	約 80%	No
TR0I-25	3,500K (600K)	8.0cm	0.67m	約 50%	Steam Spike
実機条件	約 2,650K (約 140K)	約 4~15cm	1m	約 35~90%	—

(注 1) 試験条件の過熱度は  $UO_2 / ZrO_2$  の相図<sup>[14]</sup>より固相線温度を約 2,900K とした場合の概算値  
 実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物（酸化物層）の過熱度の概算値

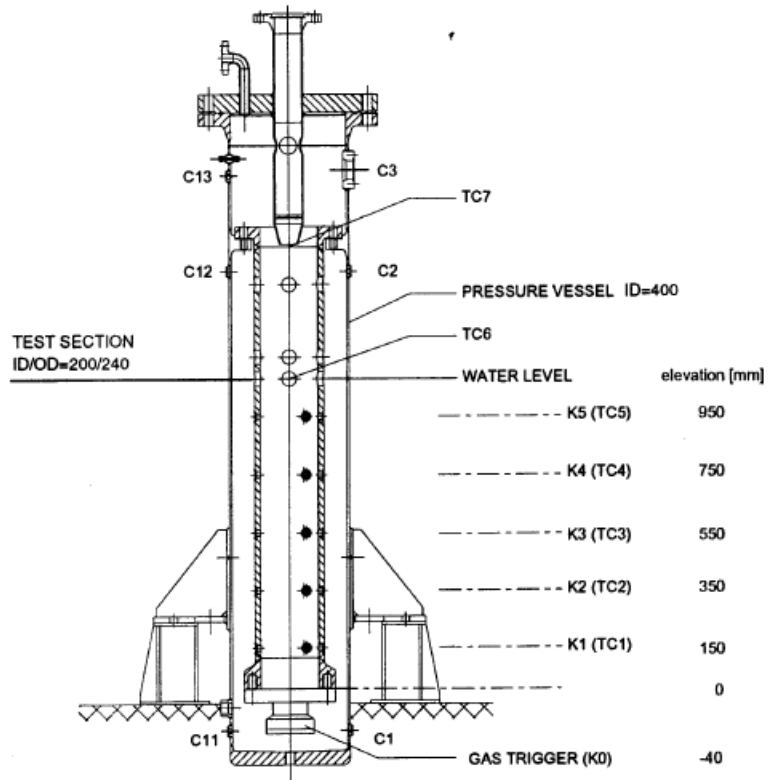
(注 2) R i c o u - S p a l d i n g 相関式（第 11 図）による概算評価値



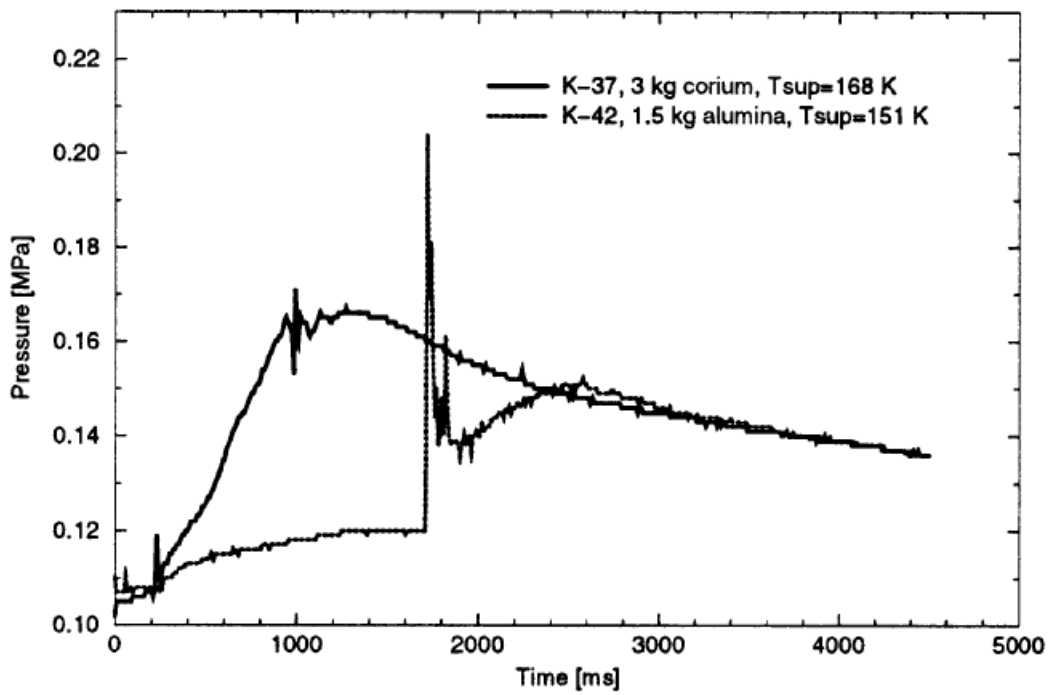
第 1 図 ALPHA 試験装置の概要



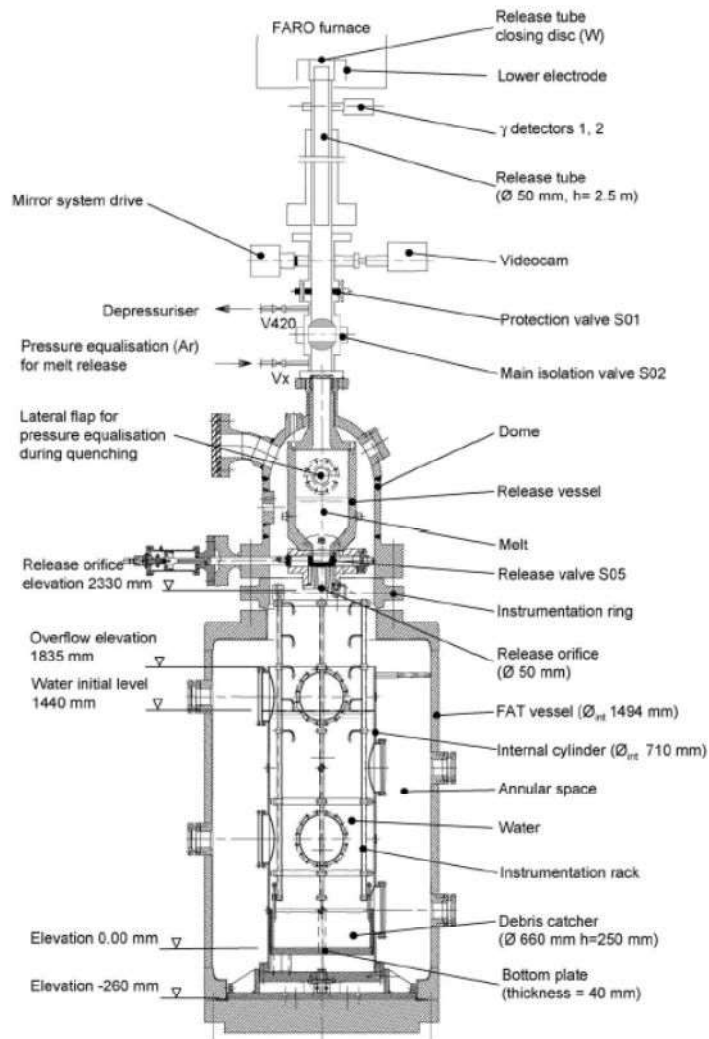
第 2 図 ALPHA 試験の圧力変化の例 (STX016)



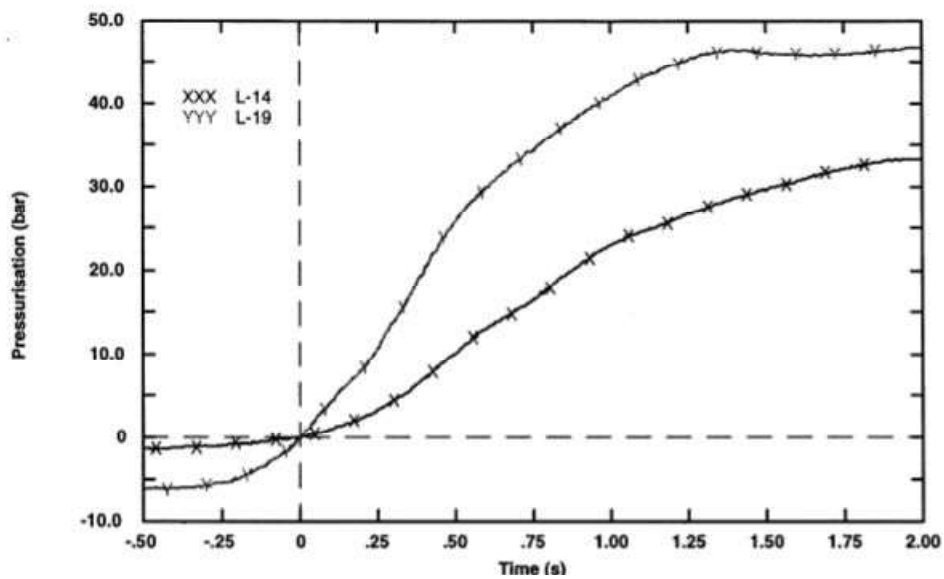
第 3 図 K R O T O S 試験装置の概要



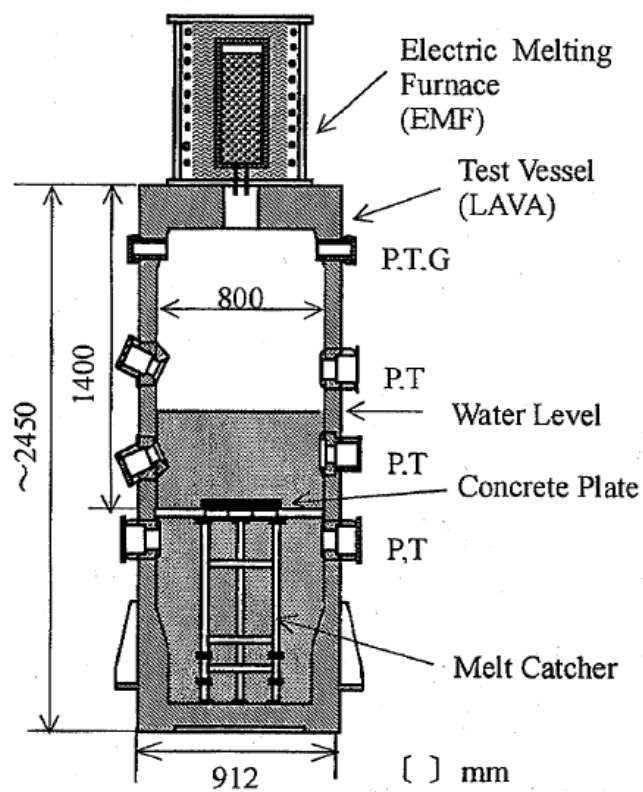
第 4 図 K R O T O S 試験の代表的圧力変化の例 (K37, K42)



第 5 図 F A R O 試験装置の概要

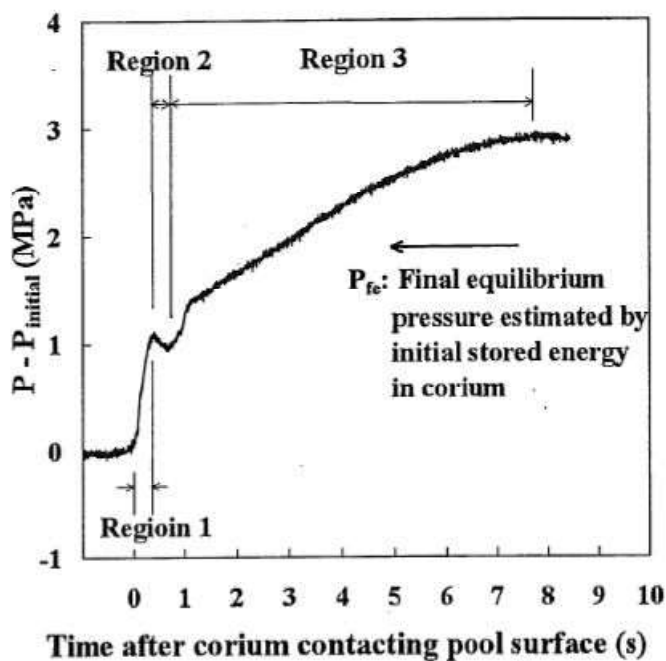


第 6 図 F A R O 試験の圧力変化の例 (L-14, L-19)

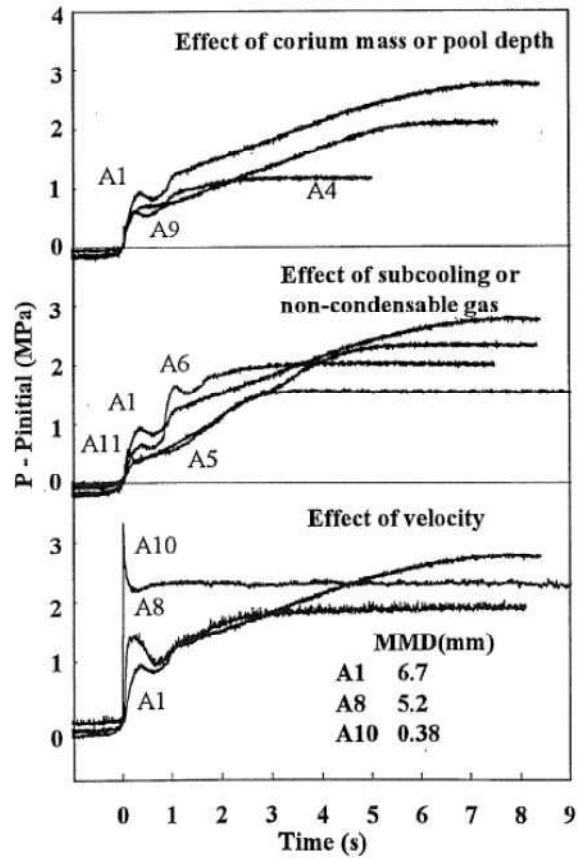


P: Pressure, T: Temperature,  
G: Gas sampling line

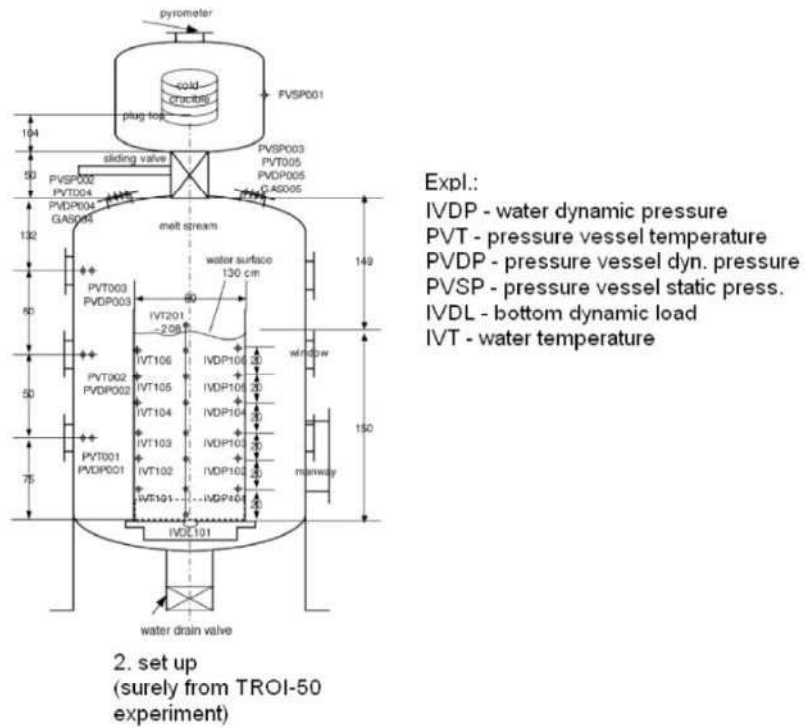
第 7 図 C O T E L S 試験装置の概要



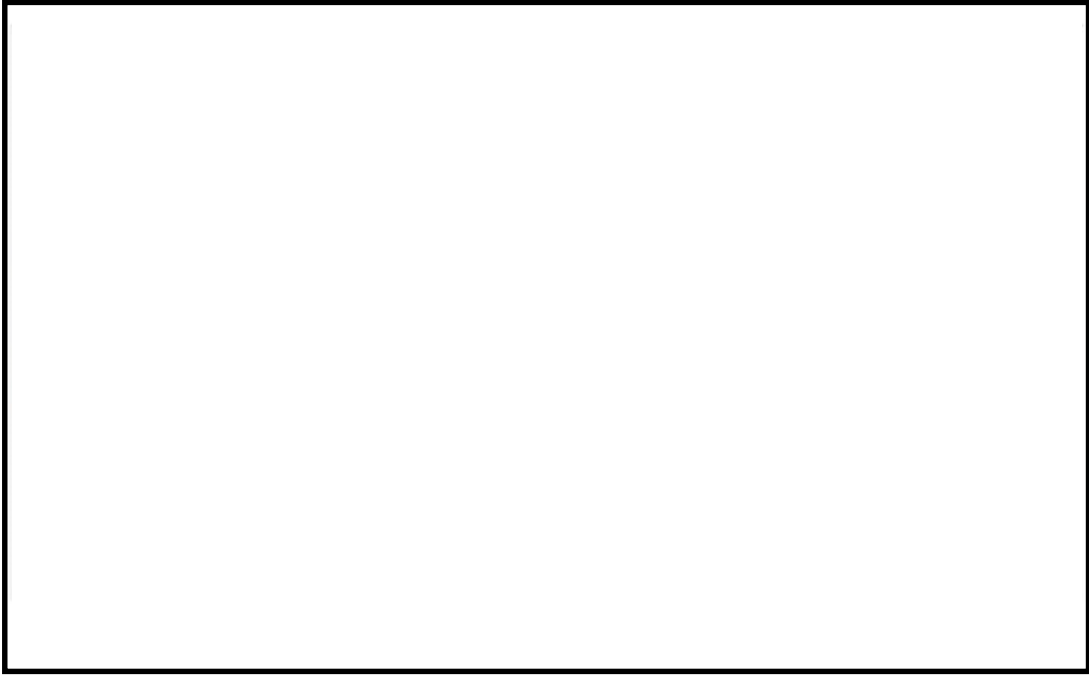
第 8 図 C O T E L S 試験の圧力変化の例 (A1)



第 9 図 C O T E L S 試験の各試験ケースの圧力変化



第 10 図 T R O I 試験装置の概要



第 11 図 Ricou-Spalding 相関式による  
粒子化割合のマップ

## 水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影響評価

## 1. 評価目的

溶融炉心（以下「デブリ」という。）が原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の破損口から落下した際に水蒸気爆発（以下「SE」という。）が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、SEが発生した場合を考慮し、格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここではデブリ落下時のSE発生を想定し、その際の格納容器の健全性を評価する。

## 2. 評価方針

東海第二発電所のペDESTALは鉄筋コンクリート造の上下層円筒部の中間に床スラブを有する構造であり、デブリ落下時にSEが発生した場合、ペDESTALの側壁（上下層円筒部）及び床スラブに過大な圧力が作用する。

ペDESTALの側壁はRPV支持機能を分担している。SE発生の影響により、ペDESTALの側壁が損傷し、RPV支持機能が喪失した場合には、RPVが転倒し格納容器本体へ接触する等により、格納容器の健全性が損なわれるおそれがある。

また、ペDESTALの床スラブは、RPV破損時に落下するデブリをペDESTAL（ドライウェル部）で保持する機能を分担している。SE発生の影響により、ペDESTALの床スラブが損傷し、デブリ保持機能が喪失した場合には、サブプレッション・チェンバへデブリが落下し、サブプレッション・チェンバを水源とする系統（残留熱除去系、代替循環冷却系）に影響を及ぼし、格納容器の冷却ができなくなることで格納容器の健全性が損なわれるおそれがある。



以上を踏まえ、S E発生時の格納容器の健全性を評価するため、S Eが発生した場合のペDESTALの構造健全性を評価し、ペDESTALのR P V支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する。

### 3. 評価方法

#### (1) 評価条件

S Eの影響を評価するにあたっては、S Eによって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるS E解析コードJ A S M I N E及び汎用有限要素解析コードL S - D Y N Aを用いてペDESTALの構造健全性を評価する。

本評価に適用するJ A S M I N Eコードの解析条件及び解析結果の詳細を添付資料 3.3.3 に示す。また、L S - D Y N Aコードの評価モデル及び入力の詳細を添付資料 3.3.4 に示す。なお、これらの解析コードにおいて、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位は1mとし、コリウムシールドは模擬しない条件とする。

#### (2) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し、重大事故時を想定する防護レベルにおいて、格納容器の健全性維持に必要な安全機能であるR P V支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する観点から、本評価では構造物が終局限界状態に至らないことを確認するための判断基準を設定する。

第1表にペDESTAL構造健全性評価の判断基準を示す。

a. 側壁（R P V支持機能）

ペDESTルの側壁は上下層円筒構造であることから、同様な円筒形状の構築物の設計規格が示されている、発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「C C V規格」という。）を準用して判断基準を設定する。

コンクリートの圧縮ひずみについては，C C V規格 CVE-3511.2 荷重状態Ⅳのシェル部コンクリートの許容ひずみである  $3,000 \mu$  を基準として，R P V支持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋の引張ひずみについては，C C V規格 CVE-3511.2 荷重状態Ⅳの鉄筋の許容ひずみである  $5,000 \mu$  を超えないこととする。S E時に発生する面外方向のせん断については，C C V規格 CVE-3514.2 荷重状態Ⅳにおける終局面外せん断応力度を設定し，上部側壁で  $3.09\text{N/mm}^2$ ，下部側壁で  $2.65\text{N/mm}^2$  を超えないこととする。別添 1 に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。

また，S Eは爆発事象であり衝撃荷重が問題となることから，建築物の耐衝撃設計の考え方（（社）日本建築学会，2015）（以下「A I J耐衝撃設計の考え方」という。）において進行性崩壊回避の考え方が示されていることを参考に，構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より，S Eによる側壁の変位が増大しないことを確認することとする。

b. 床スラブ（デブリ保持機能）

コンクリートの圧縮ひずみについては，側壁と同様にC C V規格を準用することとし，荷重状態Ⅳのコンクリートの許容ひずみである  $3,000 \mu$  を基準として，デブリ保持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋についても側壁と同様に荷重状態Ⅳの鉄筋の許容ひずみである  $5,000 \mu$  を超えないこととする。

ペデスタルは上下層円筒部の中間に円盤形の床スラブを有する構造であるが、この構造に対する面外せん断の判断基準設定に当たり、CCV規格には適した規定がないことから、コンクリート標準示方書〔構造性能照査編〕（（社）土木学会，2002））（以下「コンクリート示方書」という。）に基づく終局面外せん断応力度を設定し、 $4.33\text{N}/\text{mm}^2$ を超えないこととした。別添2に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。

また、側壁と同様に、AIJ耐衝撃設計の考え方を参考に、構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より、SEによる床スラブの変位（たわみ量）が増大しないことを確認することとする。

#### 4. 評価結果

##### (1) 側壁（RPV支持機能）

###### a. 側壁の変位

第1図に側壁の半径方向変位時刻歴を示す。最大変位はX方向で約0.16mmにとどまり、変位は増大していないことから、SE後の構造物の進行性の崩壊はない。

###### b. コンクリートの圧縮ひずみ

第3図に最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布を示す。側壁にはCCV規格に基づく許容ひずみ  $3,000\mu$  を超える部位は生じないことから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。

###### c. 鉄筋の引張ひずみ

第4図に鉄筋の軸ひずみ（引張ひずみ）分布を示す。側壁の鉄筋に発生する軸ひずみは約  $184\mu$  であり、CCV規格に基づく許容ひずみ  $5,000\mu$  を超えない。

d. 側壁の面外せん断

第2表に側壁の面外せん断評価結果を示す。発生するせん断応力度は上部約  $0.93\text{N}/\text{mm}^2$  及び下部約  $0.77\text{N}/\text{mm}^2$  であり、それぞれのCCV規格に基づく終局面外せん断応力度である、 $3.09\text{N}/\text{mm}^2$  及び  $2.65\text{N}/\text{mm}^2$  を超えない。

(2) 床スラブ（デブリ保持機能）

a. 床スラブの変位（たわみ量）

第2図にペDESTAL側壁の鉛直方向変位の時刻歴を示す。最大変位は約  $2.0\text{mm}$  とどまり、変位は増大していないことから、SE後の構造物の進行性の崩壊はない。

b. コンクリートの圧縮ひずみ

第3図に示したとおり、CCV規格に基づく許容ひずみ  $3,000\mu$  を超える部位は、床スラブ上面の僅かな範囲にとどまることから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。

c. 鉄筋の引張ひずみ

第4図に示したとおり、床スラブの鉄筋に発生する軸ひずみは約  $364\mu$  であり、CCV規格に基づく許容ひずみ  $5,000\mu$  を超えない。

d. 床スラブの面外せん断

第3表に床スラブの面外せん断に対する評価結果を示す。発生するせん断応力度は約  $3.70\text{N}/\text{mm}^2$  であり、終局面外せん断応力度  $4.33\text{N}/\text{mm}^2$  を超えない。

第4表にペDESTAL構造健全性評価の評価結果のまとめを示す。

## 5. まとめ

SE解析コードJASMIN E, 汎用有限要素解析コードLS-DYNAにより, SEの発生を想定した場合の格納容器健全性への影響を評価した。その結果, SE時のペDESTAL (ドライウエル部) 床面及び壁面に発生する応力やひずみは判断基準を満足し, SE後においても変位の増大はないことから, ペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。したがって, SEの発生を想定した場合であっても, 格納容器の健全性は維持される。

第1表 ペデスタル構造健全性評価の判断基準

機能	評価部位		項目	判断基準	準用規格等
R P V 支持機能	側壁	コンクリート	変位	変位が増大せず，S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	A I J 耐衝撃設計の考え方
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	C C V 規格 CVE-3511.2
			面外せん断	終局面外せん断応力度（上部側壁：3.09 N/mm <sup>2</sup> ，下部側壁 2.65N/mm <sup>2</sup> ）を超えない	C C V 規格 CVE-3514.2
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	C C V 規格 CVE-3511.2
デブリ保持機能	床スラブ	コンクリート	変位	変位が増大せず，S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	A I J 耐衝撃設計の考え方
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	C C V 規格 CVE-3511.2
			面外せん断	終局面外せん断応力度（4.33N/mm <sup>2</sup> ）を超えない	コンクリート示方書
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	C C V 規格 CVE-3511.2

第2表 側壁の面外せん断に対する評価結果

評価部位	発生応力度	判断基準	評価※
側壁上部	約 0.93 N/mm <sup>2</sup>	3.09 N/mm <sup>2</sup>	○
側壁下部	約 0.77 N/mm <sup>2</sup>	2.65 N/mm <sup>2</sup>	○

※ 「○」 解析結果の発生応力度が判断基準を満足する

第3表 床スラブの面外せん断に対する評価結果

評価部位	発生応力度	判断基準	評価※
床スラブ	約 3.70 N/mm <sup>2</sup>	4.33 N/mm <sup>2</sup>	○

※ 「○」 解析結果の発生応力度が判断基準を満足する

第4表 ペDESTAL構造健全性評価の評価結果のまとめ

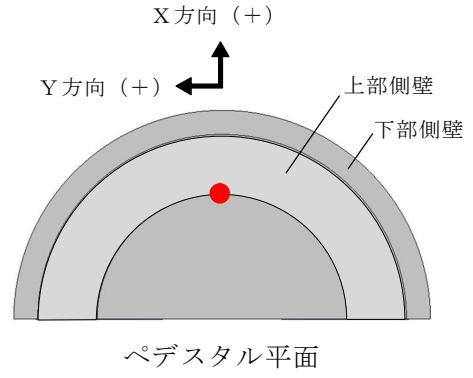
機能	評価部位	項目	判断基準	解析結果	評価※	
R P V 支持機能	側壁	コンクリート	変位	変位が増大せず， S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		コンクリート	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
		コンクリート	面外せん断	終局面外せん断応力度（上部側壁：3.09N/mm <sup>2</sup> ，下部側壁2.65N/mm <sup>2</sup> ）を超えない	上部側壁：約0.93N/mm <sup>2</sup> 下部側壁：約0.77N/mm <sup>2</sup>	○
	鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	約184 $\mu$	○	
デブリ保持機能	床スラブ	コンクリート	変位	変位が増大せず， S E 後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
		コンクリート	圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000 $\mu$ ）が生じない	圧壊は床スラブ上面の僅かな範囲にとどまる	○
		コンクリート	面外せん断	終局面外せん断応力度（4.33N/mm <sup>2</sup> ）を超えない	約3.70N/mm <sup>2</sup>	○
	鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000 $\mu$ ）を超えない	約364 $\mu$	○	

※ 「○」 解析結果が判断基準を満足する

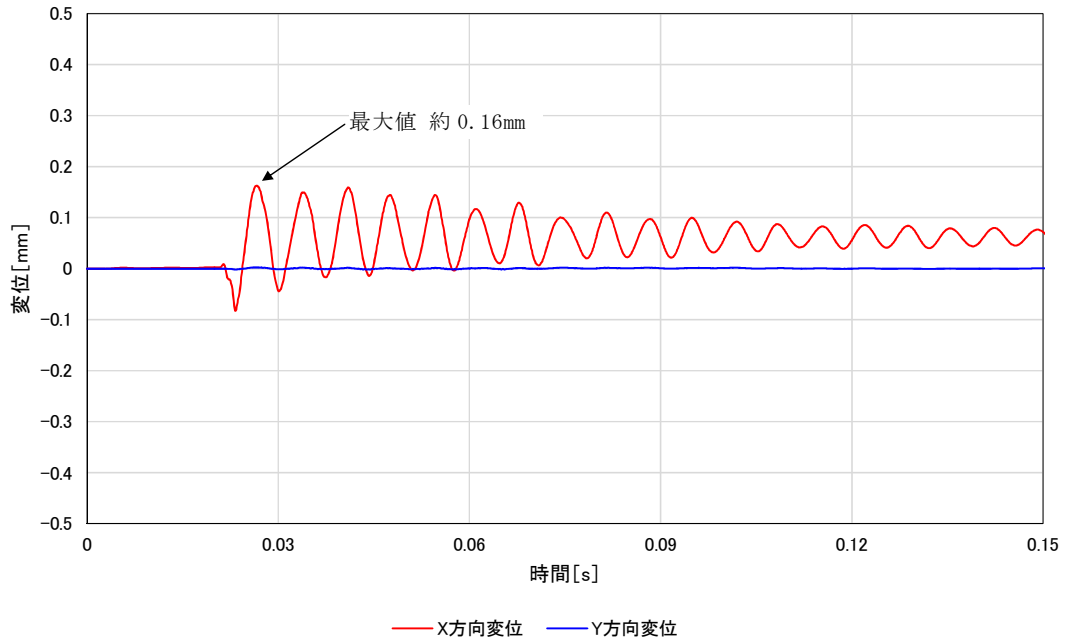




ペDESTAL断面



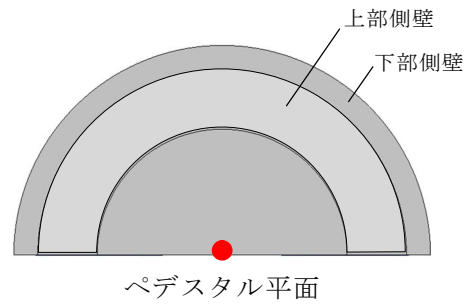
● 対象部位



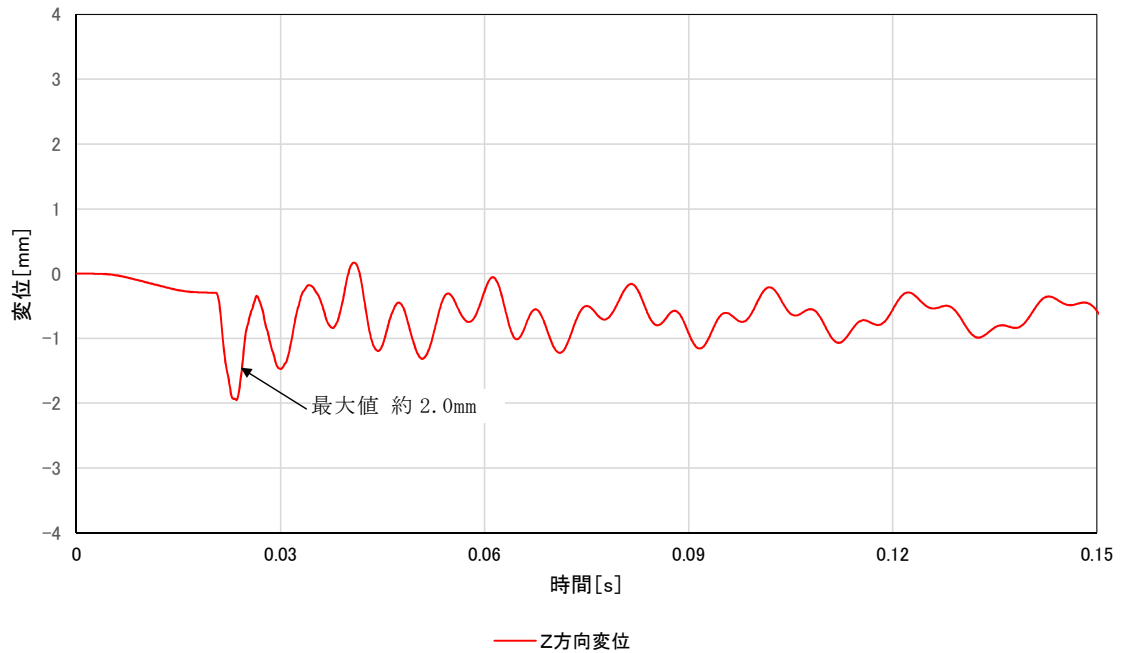
第 1 図 ペDESTAL側壁の半径方向変位時刻歴



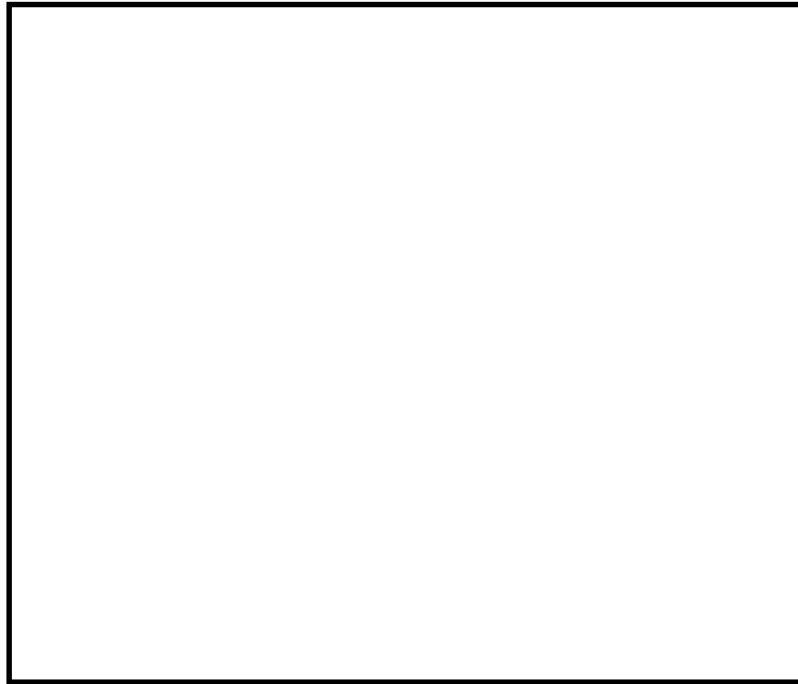
ペDESTAL断面



● 対象部位



第2図 ペDESTAL床スラブの鉛直方向変位時刻歴



第3図 コンクリートの最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布



第4図 鉄筋の軸ひずみ分布

## 側壁の終局面外せん断応力度

## 1. 算定条件

ペデスタルの側壁は、円筒形シェル構造であることから、CCV規格 CVE-3514.2 荷重状態Ⅳにおけるシェル部の終局面外せん断応力度の算定式を適用し、側壁の終局面外せん断応力度を算定する。第1図に算定対象部位を示す。

$$\tau_H = 10p_{t\theta} \cdot f_y / (13.2\sqrt{\beta} - \beta)$$

ここで、

$\tau_H$  : 終局面外せん断応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

$p_{t\theta}$  : 円周方向主筋の鉄筋比 (-)

$f_y$  : 鉄筋の許容引張応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

$\beta$  : 次の計算式により計算した値  $\beta = r/t$

$r$  : シェル部の胴の厚さの中心までの半径 (mm)

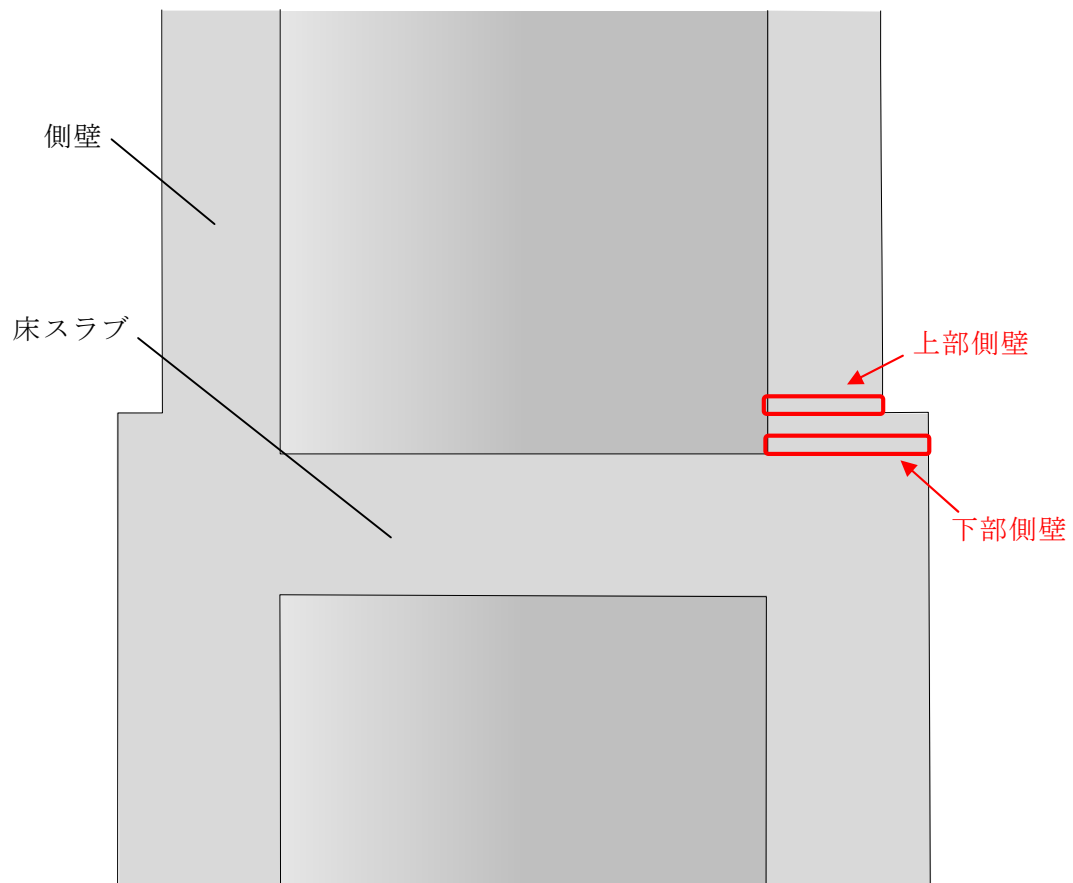
$t$  : シェル部の胴の厚さ (mm)

各項目の数値を下表に示す。

項目		数値
上部側壁	$p_{t\theta}$ : 円周方向主筋の鉄筋比	
	$f_y$ : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm <sup>2</sup>
	$r$ : シェル部の胴の厚さの中心までの半径	
	$t$ : シェル部の胴の厚さ	
下部側壁	$p_{t\theta}$ : 円周方向主筋の鉄筋比	
	$f_y$ : 鉄筋の許容引張応力度	345N/mm <sup>2</sup>
	$r$ : シェル部の胴の厚さの中心までの半径	
	$t$ : シェル部の胴の厚さ	

## 2. 算定結果

算定の結果、側壁の終局面外せん断応力度は上部側壁で 3.09N/mm<sup>2</sup>，下部側壁で 2.65N/mm<sup>2</sup>となる。



第1図 算定対象部位

## 床スラブの終局面外せん断応力度

## 1. 算定条件

S E時の床スラブのせん断力に対する検討は、コンクリート示方書に基づき、終局限界状態に至らないことを確認する。評価対象となる床スラブの形状は円盤形であり、S Eによる分布荷重を受ける。

せん断に対する検討に際して、分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について、機械工学便覧を参照し、対象とする部材のせん断力の最大値が生じている断面の曲げモーメント及びせん断力と躯体の形状寸法より、せん断スパン比が1.0以下であることを確認した。一般的に、せん断スパン比が1.0以下である梁部材はディープビームと呼ばれており、本検討では、コンクリート示方書に示されるディープビームの設計せん断耐力式を適用し、床スラブの終局面外せん断応力度を設定する。

$$V_{cda} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{da} \cdot b_w \cdot d / \gamma_b$$

ここで、

$$f_{da} = 0.19 \sqrt{f'_{ca}} \quad (\text{N/mm}^2)$$

$$\beta_d = \sqrt[4]{1/d} \quad \text{ただし, } \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } 1.5 \text{ とする}$$

$$\beta_p = \sqrt[3]{100p_w} \quad \text{ただし, } \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } 1.5 \text{ とする}$$

$$\beta_a = \frac{5}{1+(a/d)^2}$$

$f'_{ca}$  : コンクリートの設計圧縮強度 (N/mm<sup>2</sup>)

$d$  : 有効せい (m)

$p_w$  : 引張鉄筋比 (—)

$a/d$  : せん断スパン比 (—)

$b_w$  : 腹部の幅 (mm)

$\gamma_b$  : 部材係数 (—)

各項目の数値を下表に示す。

項目	数値
$f'_{cd}$ : コンクリートの設計圧縮強度	32.86N/mm <sup>2</sup>
コンクリートの設計基準強度	22.06N/mm <sup>2</sup>
圧縮強度動的増倍率 <sup>※</sup>	1.49
d : 有効せい	
$p_w$ : 引張鉄筋比	
$a/d$ : せん断スパン比	0.43
$b_w$ : 腹部の幅	
$\gamma_b$ : 部材係数	1.3

※ 次項参照

## 2. 圧縮強度動的増倍率の算定

一般に、コンクリートの強度、ヤング係数等の材料特性は、コンクリートに作用する荷重の載荷速度に依存する。その強度とヤング係数は、応力速度又はひずみ速度の対数に比例して増加することが明らかになっていることより、床スラブの終局面外せん断応力度算定においては、圧縮に対する材料強度にひずみ速度効果を考慮することとし、本評価ではコンクリート示方書において具体的計算方法が示されている、CEB-FIP Model Code 1990 による圧縮強度動的増倍率を設定した。

LS-DYNAコードによるSE解析では、せん断検討範囲の床スラブのコンクリート要素が経験するひずみ速度が  $30s^{-1}$  以下であるため、その範囲における CEB-FIP Model Code 1990 の圧縮強度動的増倍率の算定式を以下に示す。



$$f_{c,imp}/f_{cm} = (\dot{\varepsilon}_c/\dot{\varepsilon}_{c0})^{1.026\alpha_s} \quad \text{for } |\dot{\varepsilon}_c| \leq 30s^{-1}$$

with

$$\alpha_s = \frac{1}{5 + 9f_{cm}/f_{cm0}}$$

$f_{c,imp}$  : 衝撃時の圧縮強度

$f_{cm}$  : 圧縮強度 =  $225\text{kg}/\text{cm}^2 \times 0.0980665 \doteq 22.06 \text{ MPa}$

$f_{cm0}$  : 10MPa

$\dot{\varepsilon}_c$  : ひずみ速度\* =  $0.5 \text{ s}^{-1}$

$\dot{\varepsilon}_{c0}$  :  $30 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$

※ LS-DYNAコードを用いたSE解析における床スラブ端部のひずみ速度に基づき設定

以上より、圧縮強度の動的増倍率は1.49となる。

### 3. 算定結果

ディーブビームの設計せん断耐力 $V_{cdd}$ は、約6,078 kNとなり、終局面外せん断応力度として $4.33 \text{ N}/\text{mm}^2$ となる。

## S E 発生時の面外せん断応力度の算定方法

## 1. 面外せん断に対する検討範囲

## (1) 床スラブの検討範囲

第 1 図にペDESTALの床スラブの形状寸法を示す。ペDESTALの床スラブは直径  板厚  の円盤形状であり、S E 時には圧力波の伝播による分布荷重を受ける。面外せん断に対する検討に際して、分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について、機械工学便覧の円板の応力計算式に基づき、対象とする部材のせん断力 (Q) の最大値が生じている断面の曲げモーメント (M) 及びせん断力 (Q) によりせん断スパン比を確認した。第 2 図に曲げモーメント及びせん断力分布図を示す。せん断力の最大値が生じる断面はスラブ端部であり、曲げモーメントとの関係を算定した結果、せん断スパン比が 1.0 以下であった。一般的にせん断スパン比が 1.0 以下である梁部材は、ディープビームと呼ばれており、本検討では、コンクリート示方書に示されるディープビームの設計せん断耐力式に適用し、終局限界に対する構造健全性を確認する。

前述のとおり、東海第二発電所のペDESTALの床スラブは、躯体の形状、寸法及び応力状態より、せん断スパン比が小さい構造物である。本評価に用いる検討範囲及び検討用のせん断力については、原子力発電所耐震設計技術規程 J E A C 4601-2008 ( (社) 日本電気協会, 2008) において、主要な荷重が分布荷重又は多点荷重で、材料非線形解析手法を用いて具体的な部材性能照査を行う場合の参考図書として記載されている原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル ( (社) 土木学会, 1992) を用いて検討範囲及び検討用せん断力の設定を行った。

第3図に床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念図を示す。検討断面の位置は側壁内側のスラブ端部からの距離  $x$  に設定する。なお、距離  $x$  の上限値として有効せいの1.5倍、下限値として断面せいの1/2倍と規定されているため、本評価においては、安全側に下限値となる断面せいの1/2倍である  とし、更に検討用のせん断力についても、スラブ端部から  の位置のせん断力ではなく、距離  $x$  から部材端部までのせん断力分布の平均値を用いた値を検討用のせん断力とした。第4図に、解析モデルにおける床スラブ検討範囲（LS-DYNA解析結果の評価におけるせん断力の抽出範囲）を示す。

## (2) 側壁の検討範囲

第5図に側壁検討範囲を示す。ペDESTALの側壁はEL. 12.184mにて上部と下部の二階層に分けられている設計である。SE発生時の水張高さであるペDESTAL床面高さ1mまでの側壁に直接動的荷重が加わることから、側壁の検討断面は上部、下部のそれぞれの水の接する高さの断面とした。

## 2. 面外せん断応力度の算定

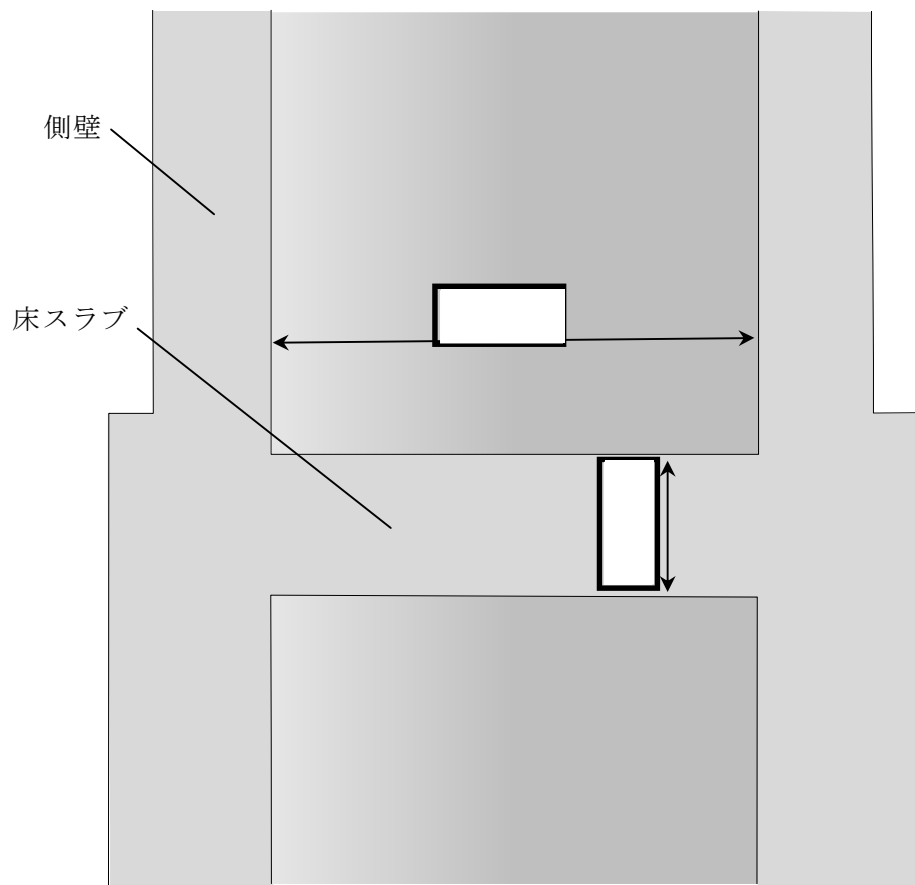
面外せん断応力度の算定について、床スラブを例に説明する。なお、側壁についても床スラブと同様に面外せん断応力度を算定している。

第6図にペDESTAL床スラブ端部の躯体形状の概念を示す。また、第7図に直交座標系応力成分を示す。床スラブ端部1列目の各要素のせん断力 ( $Q(1, 1) \sim Q(1, j)$ ) は、直交座標系における  $\tau_{yz}$  応力成分に相当するせん断応力度 ( $\tau_{yz}(1, 1) \sim \tau_{yz}(1, j)$ ) を要素毎に取り出し、要素毎のせん断断面積 ( $A(1, 1) \sim A(1, j)$ ) をそれぞれ乗じることにより算定する。床スラブ端部の1列目の要素幅当たりの面外せん断応力度は、スラブの厚さ

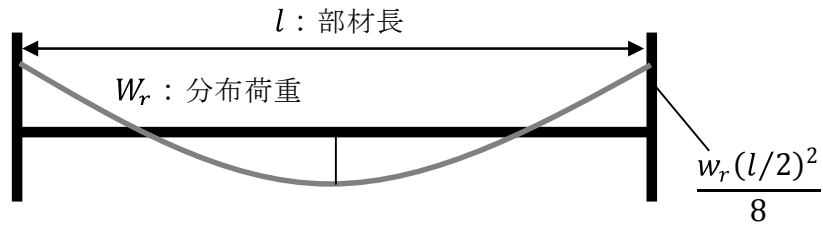
方向（1～j 行目）の各要素のせん断力（ $Q(1, 1) \sim Q(1, j)$ ）を合算した値（ $\sum_{i=1}^j Q_{(1, i)}$ ）に 1 列目のせん断断面積（ $\sum_{i=1}^j A_{(1, i)}$ ）で除して、スラブ端部 1 列目の面外せん断応力度（ $\tau_1$ ）を算定する。したがって、k 列目の面外せん断応力度（ $\tau_k$ ）は、 $\tau_k = \sum_{i=1}^j Q_{(k, i)} / \sum_{i=1}^j A_{(k, i)}$  で表すことができる。次に、列毎の面外せん断応力度（ $\tau_1 \sim \tau_k$ ）に、それぞれの半径方向要素幅を乗じて合算した値を検討範囲の幅で除すことにより、検討範囲における面外せん断応力度を算定する。第 1 表に本手順により算定した S E 発生時の面外せん断応力度を示す。

第 1 表 S E 発生時の面外せん断応力度

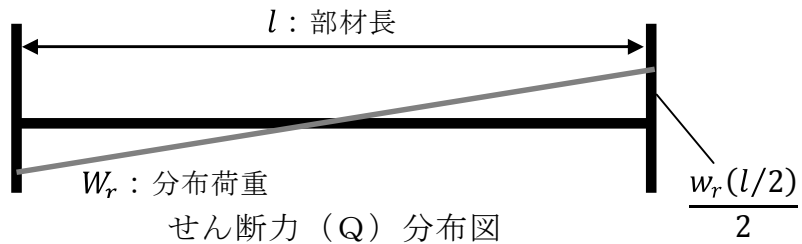
評価対象部位		発生応力度
側壁	上部	約 0.93 N/mm <sup>2</sup>
	下部	約 0.77 N/mm <sup>2</sup>
床スラブ		約 3.70 N/mm <sup>2</sup>



第1図 ペDESTALの床スラブの形状寸法

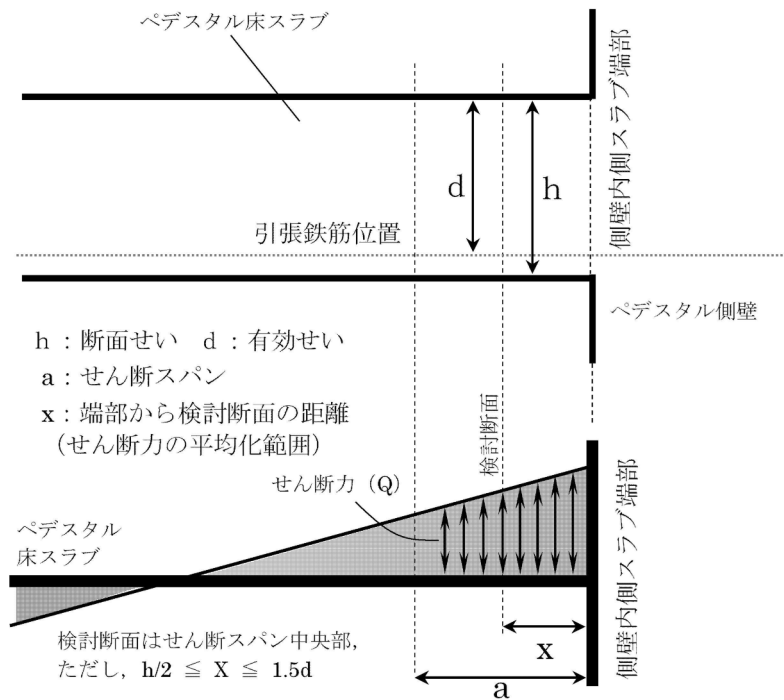


曲げモーメント (M) 分布図

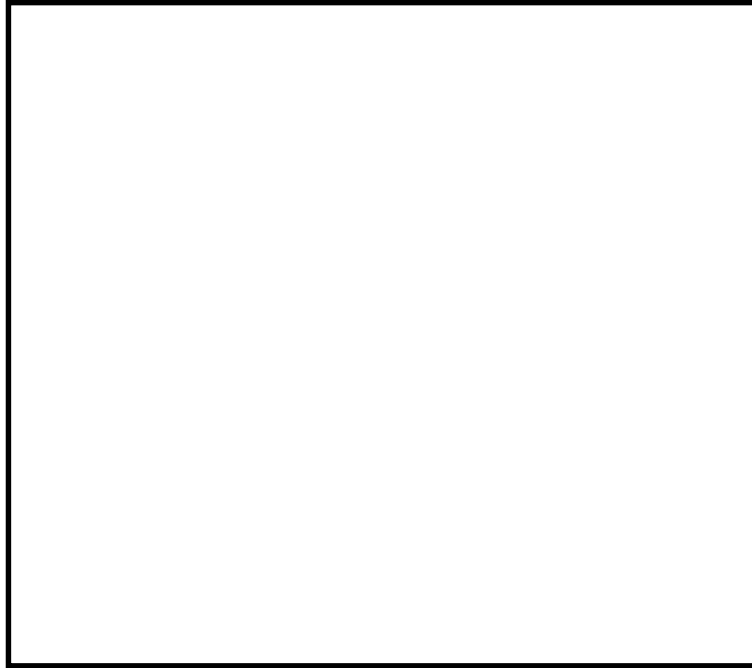


せん断力 (Q) 分布図

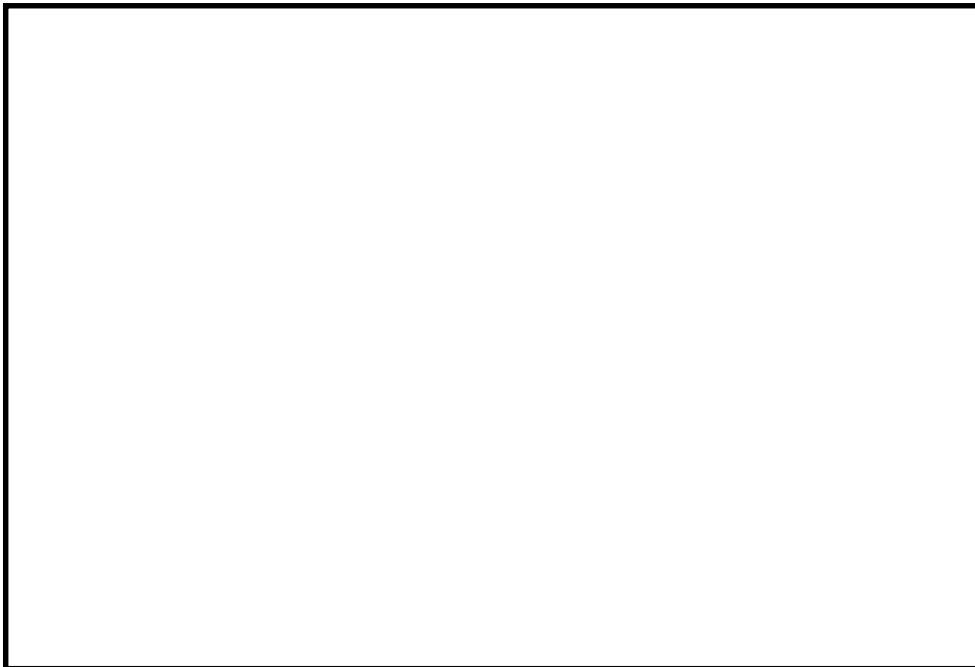
第 2 図 曲げモーメント及びせん断力分布の関係



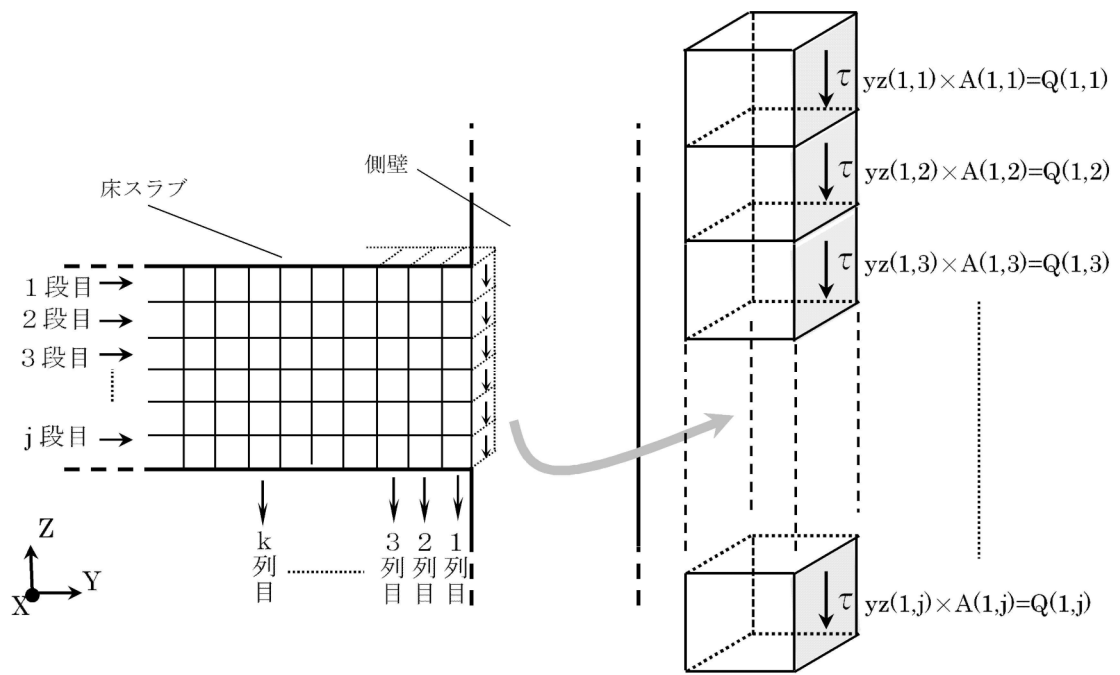
第 3 図 床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念



第4図 床スラブ部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲

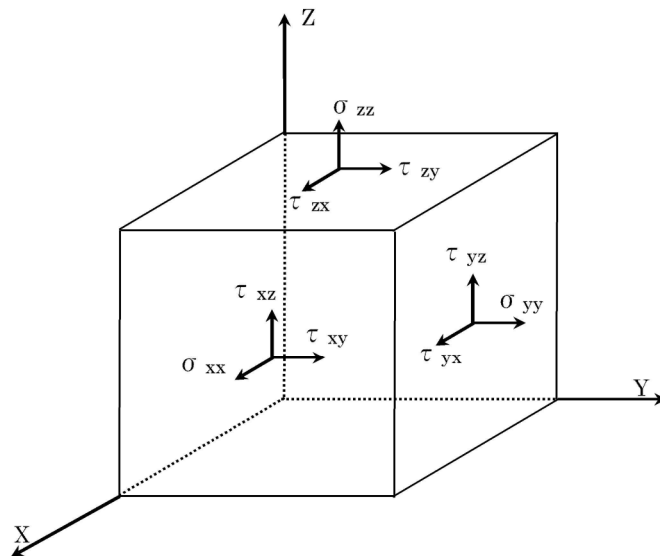


第5図 側壁部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲



<1列目の面外せん断応力の算出>

第6図 床スラブ端部躯体形状概念図



第7図 直交座標系応力成分



## ペDESTALに作用する圧力について

## 1. ペDESTAL躯体に作用する圧力の分布

水蒸気爆発は、溶融デブリが水中に落下し、融体が膜沸騰状態で分散混合することで粗混合領域が形成され、さらに、この粗混合量領域においてトリガリングが発生することで、融体の細粒化、急速放熱に伴い圧力波が粗混合領域内を伝播し、この相互作用の結果、高圧領域（爆発源）が形成される事象である。ペDESTAL中心でSEが発生すると、高圧領域より生じた圧力波は、水中で減衰（距離減衰）しながら側壁の方向へ進行する。

第1図及び第2図にLS-DYNA解析におけるペDESTAL躯体に作用する圧力の分布を示す。LS-DYNA解析では、床スラブには最高約55MPa、側壁には最高約4MPaの圧力が作用する。

なお、LS-DYNAにおける爆発源の調整の結果、側壁及び床スラブの力積がSE解析コードJASMINEの解析結果を包絡していることを確認している。（添付資料3.3.4別添）

## 2. 手計算との発生応力の比較

ペDESTAL躯体に作用する圧力より材料力学に基づく手計算手法を用いて求めたコンクリートの応力と，LS-DYNA解析におけるコンクリートの応力を比較した。

第3図に手計算及び解析結果の応力比較を示す。下部側壁に作用する圧力の平均値（最高約2MPa）より機械工学便覧に示されている内圧を受ける円筒の弾性応力算定式にて求めた面外方向応力の平均値は最大約0.70N/mm<sup>2</sup>であり，解析結果の約0.77N/mm<sup>2</sup>と比較して両者はよく一致している。したがって，LS-DYNA解析では構造物の応答が適切に評価されている。

$$\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1} P_a$$

ここで，

$k$  :  $b/a$  により計算した値

$R$  :  $r/a$  により計算した値

$a$  : 内半径 (mm) ..

$b$  : 外半径 (mm) ..

$r$  : 半径方向の座標 (mm) ..  (下部側壁の壁厚中心)

$P_a$  : 内圧 (MPa)

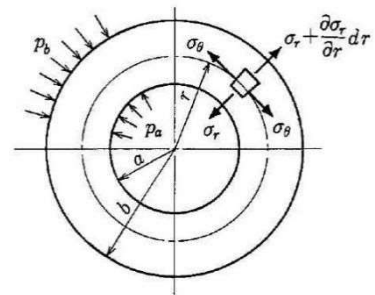
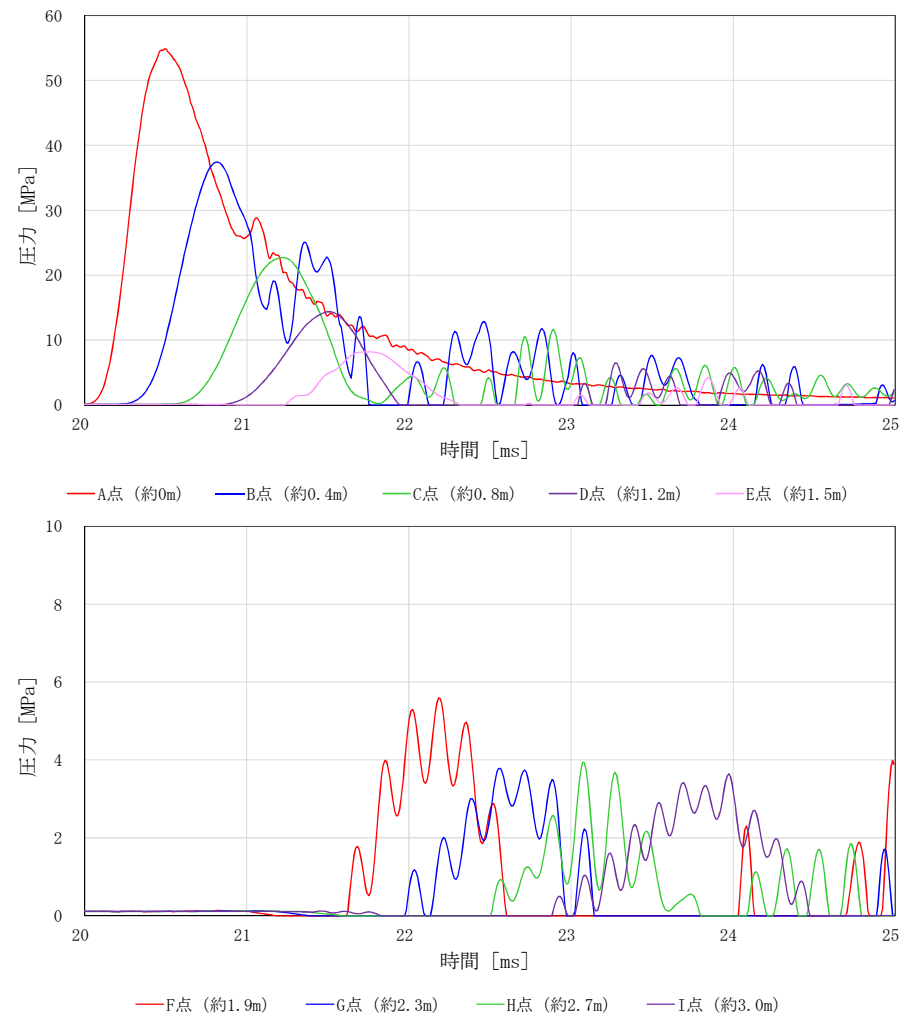
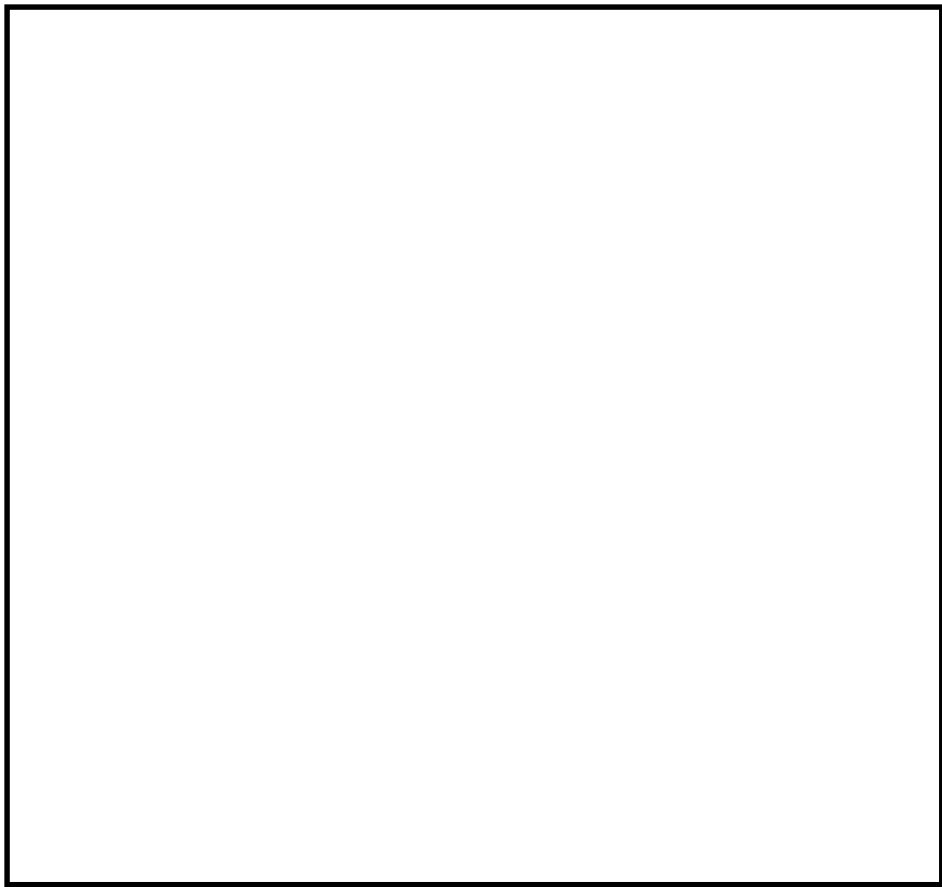
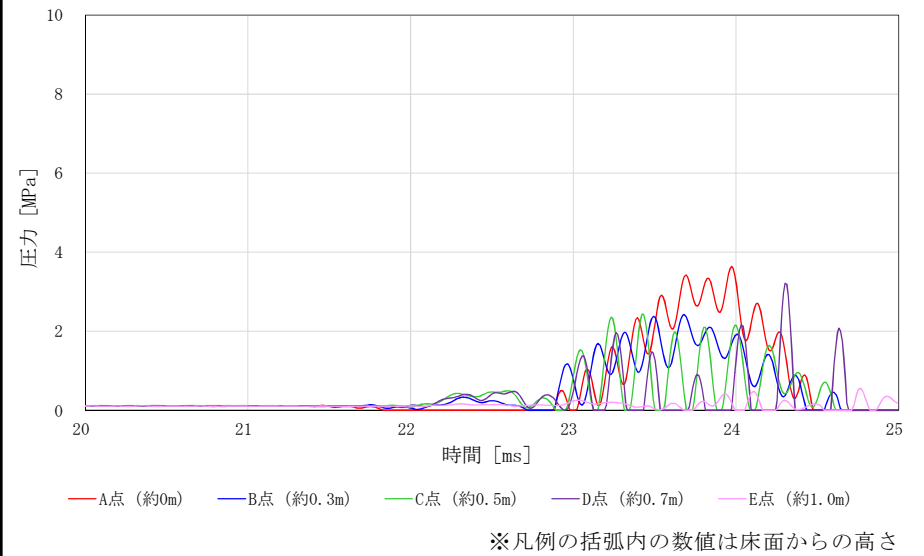


図6・9 内外圧を受ける円筒  
(機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学)

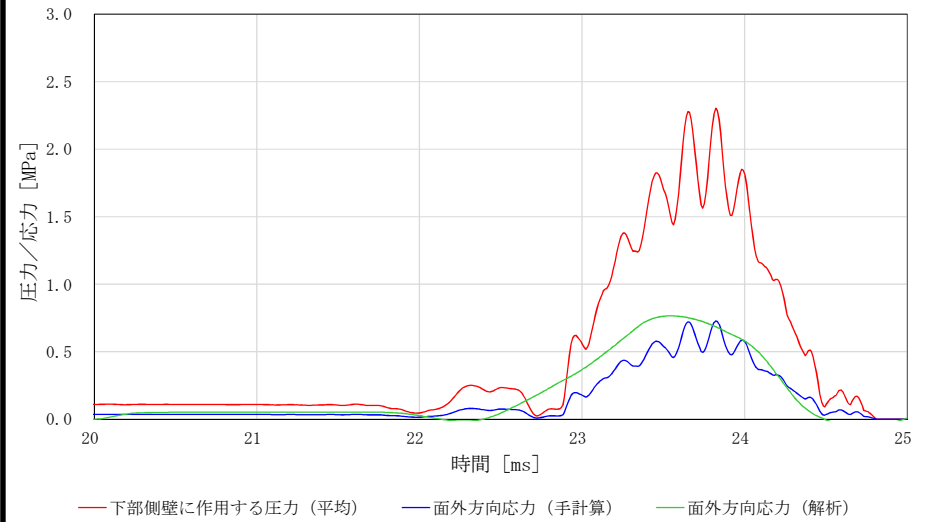
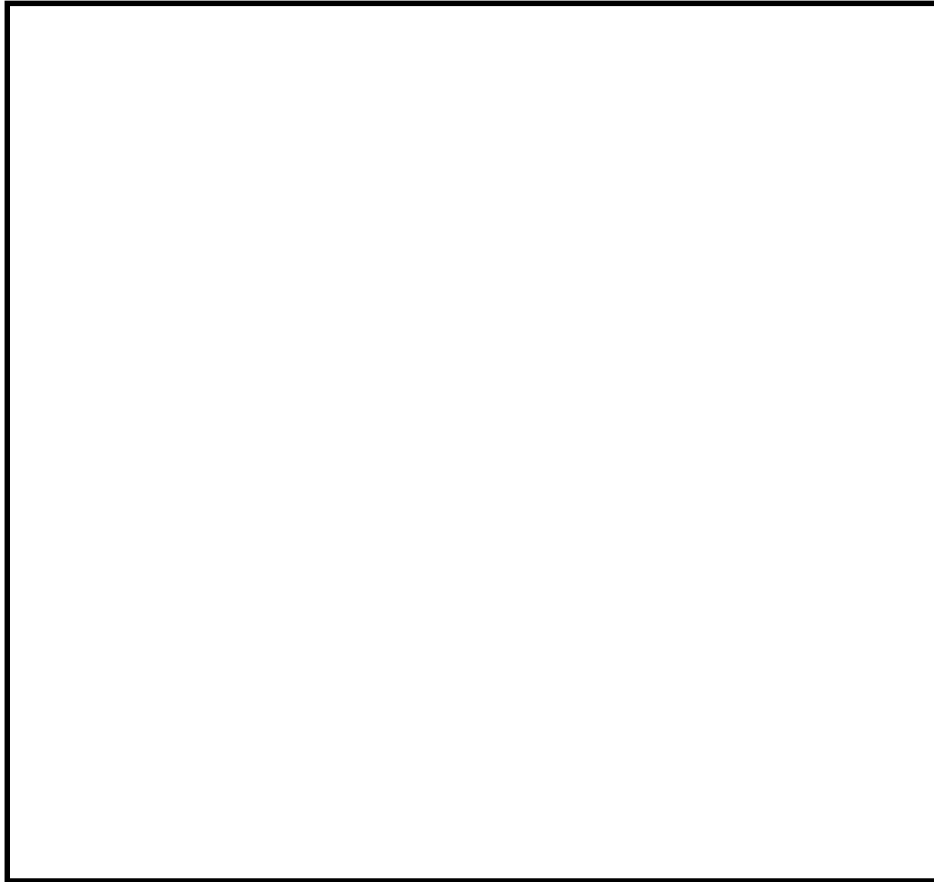


※凡例の括弧内の数値は床スラブ中心からの距離

第1図 床スラブに作用する圧力の分布



第 2 図 側壁に作用する圧力の分布



第 3 図 手計算及び解析結果の応力比較 (下部側壁)

## S E後のコンクリートの残留ひび割れの影響（参考）

## 1. はじめに

東海第二発電所では，S Eによって残留熱除去系及び代替循環冷却系の水源となるサプレッション・チェンバに大量のデブリが移行するような経路が形成されないことを確認するため，S EによってペDESTALの構造が終局状態に至らないことを評価し，R P V支持機能及びデブリ保持機能が維持されることを確認している。しかしながら，S Eによって躯体に生じた残留ひび割れより，デブリの冷却水がペDESTALの外へ漏えいすることも考えられることから，デブリ冷却性の観点で残留ひび割れからの漏水影響を検討する。

## 2. 残留ひび割れ幅の算定

## (1) 算定方法

L S - D Y N AコードによるS E解析終了時刻における鉄筋の軸方向の引張応力状態により，コンクリート標準示方書〔設計編〕（（社）土木学会，2012））（以下「コンクリート標準示方書〔設計編〕」という。）のひび割れ幅の算定式を用いてペDESTAL躯体の残留ひび割れ幅を算定する。

鉄筋コンクリート部材に曲げモーメントが作用した場合，曲げモーメントの増加と共にひび割れが発生し，その本数が増加することでひび割れ間隔が小さくなっていく。しかし，曲げモーメントがある程度以上大きくなると，新たなひび割れが発生しない状態となる。この時，鉄筋コンクリートのひび割れ幅（ $W_{cr}$ ）は，一般的に（1）式で表すことができ，鉄筋コンクリートのひび割れ間隔に，ひび割れ間のコンクリートと鉄筋のひずみ差を乗じた値として与えられることになる。

$$W_{cr} = \int_0^{l_{cr}} (\varepsilon_s - \varepsilon_c) dx \cdots (1)$$

ここで、

- $l_{cr}$  : ひび割れ間隔  
 $\varepsilon_s - \varepsilon_c$  : 鉄筋とコンクリートのひずみ差

これを基に、コンクリート標準示方書〔設計編〕では、鉄筋のかぶりや鋼材の表面形状等を考慮し、(2)式のように示されている。

$$W_{cr} = 1.1k_1k_2k_3\{4c + 0.7(C_s - \phi)\} \left( \frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd} \right) \cdots (2)$$

ここで、

- $k_1$  : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数 (－)  
 $k_2$  : コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数で (3) 式による  
 $k_2 = \frac{15}{f'_c + 20} + 0.7 \cdots (3)$   
 $f'_c$  : コンクリートの圧縮強度 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $k_3$  : 引張鋼材の段数の影響を表す係数で (4) 式による  
 $k_3 = \frac{5(n+2)}{7n+8} \cdots (4)$   
 $n$  : 引張鋼材の段数 (－)  
 $c$  : かぶり (mm)  
 $C_s$  : 鋼材の中心間隔 (mm)  
 $\phi$  : 鋼材径 (mm)  
 $\sigma_{se}$  : 鋼材位置のコンクリートの応力が 0 の状態からの鉄筋応力度の増加量 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $E_s$  : 鉄筋のヤング係数 (N/mm<sup>2</sup>)  
 $\varepsilon'_{csd}$  : コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値 (－)

(1) 式及び (2) 式より S E によりペデスタル躯体に生じる残留ひび割れ幅 ( $W_{cr}$ ) を算出する。

$$W_{cr} = l_{cr} \left( \frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd} \right) \cdots (5)$$

各項目の数値を下表に示す。

項目	数値
$k_1$ : 鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数 (異形鉄筋)	1.0
$f'_c$ : コンクリートの圧縮強度	22.06 N/mm <sup>2</sup>
$n$ : 引張鋼材の段数	
$c$ : かぶり	
$C_s$ : 鋼材の中心間隔	
$\emptyset$ : 鋼材径	
$E_s$ : 鉄筋のヤング係数	$2.05 \times 10^5$ N/mm <sup>2</sup>
$\varepsilon'_{csd}$ : コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値	$150 \times 10^{-6}$

## (2) 算定結果

第1図に側壁部及び床スラブ部での残留ひび割れ幅を示す。解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力状態に基づき算定した各鉄筋位置における残留ひび割れ幅の最大値は側壁部で約0.05mm, 床スラブ部(最下段鉄筋)で約0.13mmである。



### 3. S E後の残留ひび割れによる漏水影響の検討

#### (1) ペデスタル躯体の応力状態を考慮した漏水影響の検討

残留ひび割れによる漏水影響が表れやすいと考えられる床スラブを対象に、ペデスタル躯体の応力状態より漏水影響について検討する。

第2図に鉄筋の応力-ひずみ関係を示す。解析終了時刻における床スラブ下端鉄筋の1段目の軸方向の引張ひずみは $200\mu$ 程度である。これは、鉄筋の応力-ひずみ関係で表現した場合、ほぼ初期状態に当たる長期許容応力度 ( $195\text{N}/\text{mm}^2$ ) の $1/5$ に相当する応力レベルであり、床スラブ下端側に作用する引張応力に対する強度は損なわれていない。

第3図に床スラブ断面応力状態を示す。S E後にはデブリ自重等の荷重が作用した状態となることから、構造的に床スラブ断面内では中立軸を境に鉄筋が配置される床スラブ下端側に引張応力が作用するが、床スラブ上端側ではひび割れを閉鎖させる方向の圧縮応力が作用する。また、S E後においても、ペデスタル（ドライウェル部）へ落下したデブリによって床スラブの上端側のコンクリートが加熱されることで、圧縮応力が作用した状態となる。

以上のことより、ペデスタル躯体の応力状態を考慮すると、実機においてS E後の残留ひび割れが生じた場合においても、漏水量は相当小さい値になると考えられる。

(2) 既往の知見を踏まえた漏水影響の検討

「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針—2009—」において，建築物を対象とした漏水実験や実構造物における実態調査がまとめられている。この中で坂本他の検討<sup>※1</sup>では，10cm～26cm までの板厚による実験を行っており，板厚が厚くなる方が漏水に対して有利であり，26cm では漏水が生じるひび割れ幅は 0.2mm 以上であったと報告されている。これに対して，実機ペDESTALの側壁（厚さ：上部  下部 ）及び床スラブ（厚さ：）は，26cm 以上の板厚を有している。

また，一般に，ひび割れ幅が 0.2mm 未満であれば，水質による目詰まりやひび割れ内部のコンクリートの水和反応による固形物の析出等により，漏水流量が時間とともに減少する<sup>※2</sup>ことが分かっている。

※1 コンクリート壁体のひびわれと漏水の関係について（その2）（日本建築学会大会学術講演便概集，昭和55年9月）

※2 沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果の確認実験（コンクリート工学年次論文報告集，Vol.17，No.1 1995）

(3) MCC I 影響抑制対策施工に伴う漏水影響の低減効果について

MCC I 影響抑制対策であるコリウムシールドの設置に伴い，水密性確保の観点でペDESTAL躯体とコリウムシールドの間をSUS製ライナでライニングする計画としている。このため，デブリが落下した以降の状態においても，SUS製ライナが残留ひび割れからの漏水影響低減に寄与すると考えられる。

#### 4. 残留ひび割れからの漏水を仮定したデブリ冷却性への影響評価

前述のとおり、ペDESTAL 躯体の応力状態や既往の知見等を考慮すると、実機において残留ひび割れから漏えいが発生した場合においても、漏水量は相当小さくなると考えられるが、ここでは残留ひび割れからの漏水を仮定した場合のデブリ冷却性への影響について定量的に検討する。

##### (1) 漏水量の評価

漏水量は「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針－2009－付：ひび割れの調査と補修・補強事例（社団法人日本コンクリート工学協会）」における漏水量の算定式に基づき，残留ひび割れ幅に対する漏水量を評価する。なお，本評価における算定条件は漏水量を多く見積もる観点で保守的な設定とする。

##### 【漏水量算定式】

$$Q = \frac{C_w \cdot L \cdot w^3 \cdot \Delta p}{12\nu \cdot t}$$

ここで，

$Q$  : 漏水量 ( $\text{mm}^3/\text{s}$ )

$C_w$  : 低減係数 (－)

$L$  : ひび割れ長さ (mm)

$w$  : ひび割れ幅 (mm)

$\Delta p$  : 作用圧力 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ )

$\nu$  : 水の粘性係数 ( $\text{Ns}/\text{mm}^2$ )

$t$  : 部材の厚さ (ひび割れ深さ) (mm)

項目の数値を下表に示す。

項目	数値
$C_w$ : 低減係数 <sup>※1</sup>	0.01
$L$ : ひび割れ長さ <sup>※2</sup>	上部側壁 : 112,000mm 下部側壁 : 27,000mm 床スラブ : 74,000mm
$w$ : ひび割れ幅 <sup>※3</sup>	側 壁 : 0.05mm 床スラブ : 0.13mm
$\Delta p$ : 作用圧力 <sup>※4</sup>	0.25 N/mm <sup>2</sup>
$\nu$ : 水の粘性係数 <sup>※5</sup>	$1.82 \times 10^{-10}$ Ns/mm <sup>2</sup>
$t$ : 部材の厚さ (ひび割れ深さ)	

- ※1 構造体の壁厚さ 1m の実験結果 (「沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果実験」コンクリート工学年次論文報告集 vol.17 No.1 1995) に基づく値
- ※2 コンクリート標準示方書 [設計編] の算定式にて評価したひび割れ間隔及びペDESTAL 躯体寸法に基づき設定したひび割れ長さ
- ※3 L S - D Y N A 解析結果に基づき算定した床スラブ及び側壁の残留ひび割れ幅の最大値
- ※4 デブリ全量落下後に人通用開口部高さまで水張りされた状態 (床面より約 3m 高さ) での床スラブ上面での水頭圧, 及び R P V 破損後のドライウェル - サプレッション・チェンバ差圧を考慮した圧力 (側壁部の漏水量算定においても, 保守的に同じ作用圧力を適用)
- ※5 R P V 破損後のサプレッション・チェンバ温度に基づき 150°C の値を設定

## (2) 漏水量の算定結果

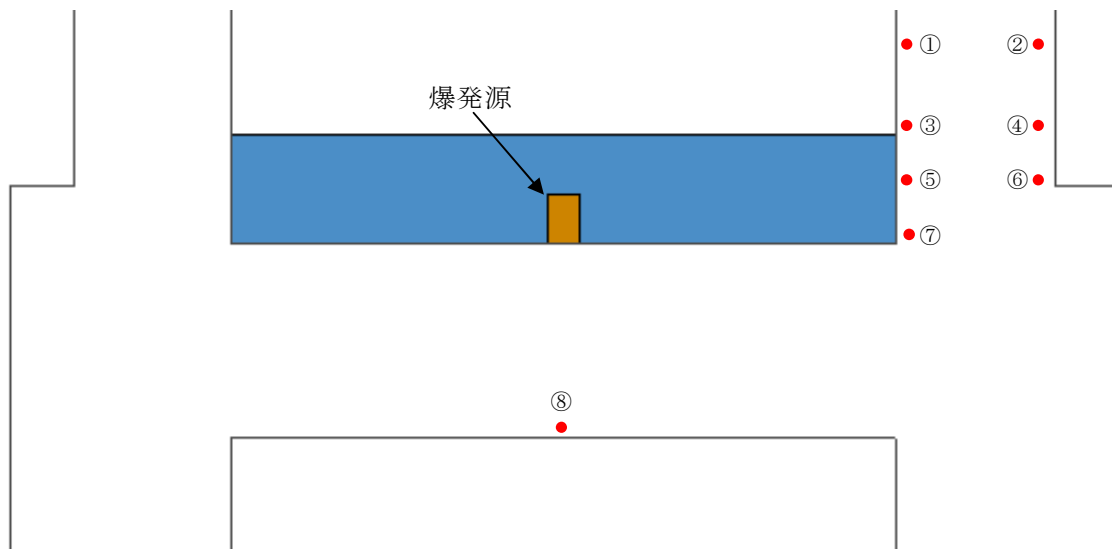
上記の条件にて求めた漏水量は、側壁部で約  $0.05\text{m}^3/\text{h}$ 、床スラブで約  $0.38\text{m}^3/\text{h}$  となり、合計約  $0.43\text{m}^3/\text{h}$  である。

## (3) 漏水量に対するデブリ冷却性への影響評価

算定した床スラブ及び側壁の漏水量は合計で約  $0.43\text{m}^3/\text{h}$  であるが、これに対して格納容器下部注水系（常設）にて  $80\text{m}^3/\text{h}$  のペDESTAL注水が可能である。したがって、万が一SE後のコンクリートの残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても、漏水量を十分に上回る注水量を確保できることから、デブリ冷却性への影響はない。

## 5. まとめ

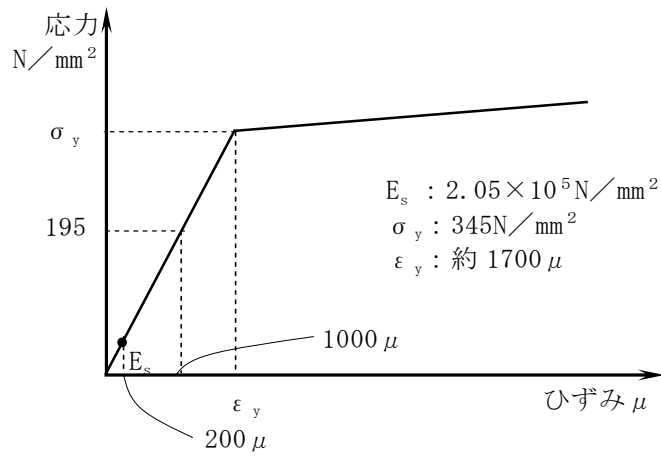
LS-DYNAコードの解析結果に基づきペDESTAL躯体に発生する残留ひび割れ幅は側壁部で約  $0.05\text{mm}$ 、床スラブ部で約  $0.13\text{mm}$  であることを評価した。これに対して、ペDESTAL躯体の応力状態、既往の知見等を考慮すると残留ひび割れからの漏水量は相当小さくなると考えられる。さらに、残留ひび割れからの漏水を仮定して保守的に評価した漏水量約  $0.43\text{m}^3/\text{h}$  に対して、ペDESTALの床面に落下したデブリを冷却するための格納容器下部注水系（常設）は  $80\text{m}^3/\text{h}$  で注水可能であることから、万が一SE後の残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても、ペDESTALの床面に落下したデブリを十分に冷却することが可能である。



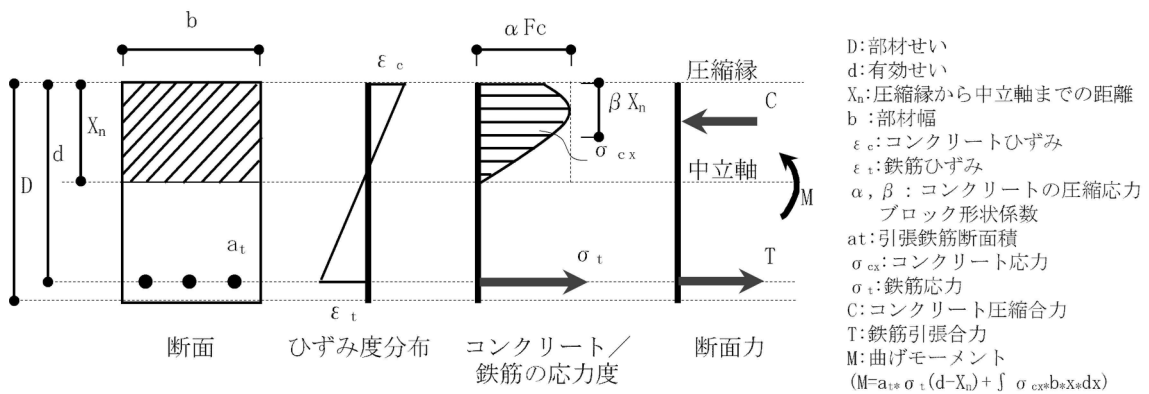
	要素番号	残留ひび割れ幅 <sup>※</sup>
①	B699530	約 0.04 mm
②	B678799	約 0.04 mm
③	B696183	約 0.04 mm
④	B704282	約 0.04 mm
⑤	B703078	約 0.04 mm
⑥	B704112	約 0.04 mm
⑦	B696021	約 0.05 mm
⑧	B601447	約 0.13 mm

※ 解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力より算定

第 1 図 側壁部及び床スラブ部の鉄筋位置における残留ひび割れ幅



第 2 図 鉄筋の応力-ひずみ関係と S E 後の鉄筋の応力レベル (SD345 鉄筋)



第 3 図 床スラブ断面応力状態

## J A S M I N E 解析について

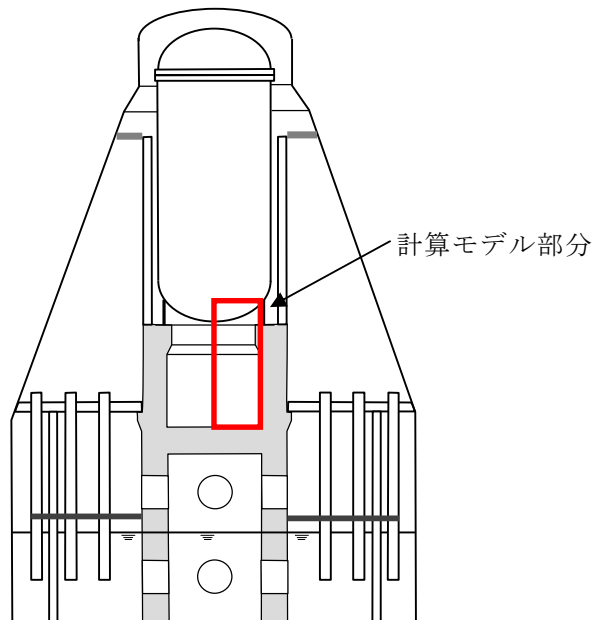
## 1. はじめに

本資料は、格納容器破損防止対策に関する重大事故等対策の有効性評価において、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」に対して、万が一の水蒸気爆発（以下「S E」という。）の発生を仮定した場合のペDESTALの構造応答評価に適用する J A S M I N E コードの解析条件及び解析結果について整理したものである。

## 2. 解析条件

## 2.1 計算体系の幾何形状

J A S M I N E の計算体系にてモデル化した領域を第 1 図に示す。モデル化した領域は、原子炉圧力容器底部、ペDESTAL（ドライウエル部）側面及び床面となる。

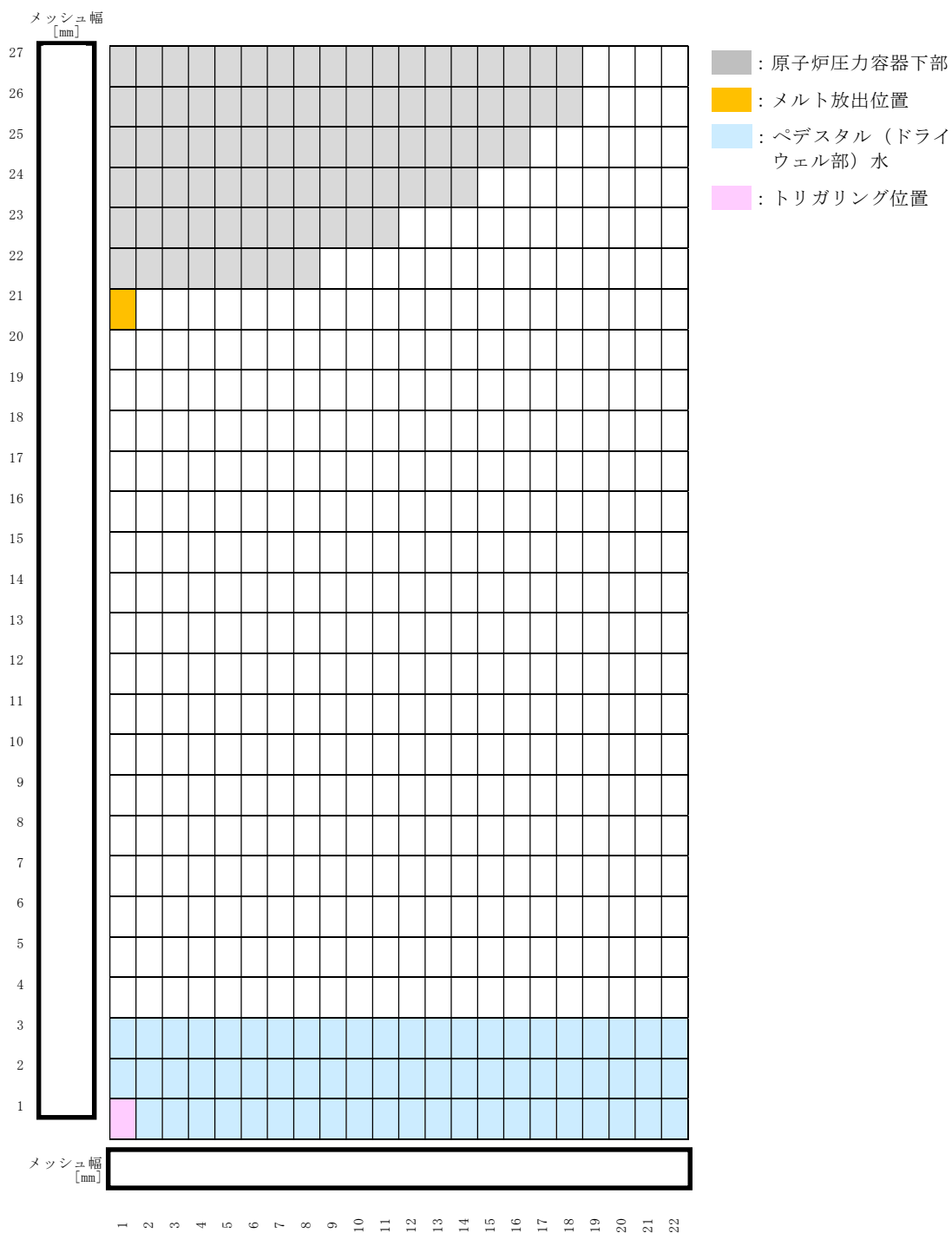


第 1 図 J A S M I N E の計算体系にてモデル化した部分



## 2.2 メッシュ分割

第1図に示す計算体系に対する J A S M I N E コードでのメッシュ分割を第2図に示す。メッシュ分割数は、J A S M I N E コードの制限値(X 軸 30 セル, Y 軸 40 セル)以内で, おおむね均等セルとなるよう調整した。



第2図 JASMINeの計算体系モデル

### 2.3 溶融物放出履歴

第1表にメルト放出速度，メルト放出口径の時刻歴を示す。

第1表 メルト放出速度，メルト放出口径の時刻歴

時刻[sec]	メルト放出速度[m/s]	メルト放出口径[m]
0		
146.0		
146.1		

### 2.4 溶融炉心の組成

J A S M I N E では溶融炉心の組成を入力条件とはしていない。

### 2.5 溶融炉心物性値

第2表に溶融炉心物性値を示す。本解析では，組み込みライブラリ(jasmine.corium2)を用いている。J A S M I N E コード付属の溶融コリウム模擬のライブラリ(jasmine.corium, jasmine.corium2, jasmine.corium3)のうち，物性値が実機条件に近いと考えられる jasmine.corium2 を採用した。

### 2.6 主要入力値

第3表に主な入力条件を示す。

第2表 熔融炉心物性値

No.	項目	物性値		備考
		数値	単位	
1	溶融点		[K]	組み込みライブラリ (jasmine.corium2) に基づく値
2	固相線温度		[K]	
3	液相線温度		[K]	
4	固相密度		[kg/m <sup>3</sup> ]	
5	液相密度		[kg/m <sup>3</sup> ]	
6	液相比熱		[J/(kg・K)]	
7	固相比熱		[J/(kg・K)]	
8	溶融潜熱		[J/kg]	
9	熱伝導率		[W/(m・K)]	
10	粘性係数		[Pa・s]	
11	表面張力		[N/m]	
12	輻射率		[-]	

第3表 主な入力条件 (1/2)

No.	入力	値 (定義)	単位	備考
1	初期圧力		[Pa]	MAAP解析結果に基づく値
2	プール水温		[K]	
3	落下メルト総重量		[kg]	
4	メルトジェット温度		[K]	jasmine付属のメルトの物性値パッケージjasmine.corium2のリキダス [ ] に、MAAP解析における下部プレナム内の熔融デブリの酸化物層の過熱度としてBWR代表条件の [ ] を考慮した値
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP解析に基づく原子炉圧力容器破損時のデブリ流入速度の最大値
6	メルト放出口径		[m]	原子炉圧力容器底部の貫通配管で最も口径の大きいCRDチューブ径0.15mを保守的に丸めて [ ] を設定
7	プール水深	1	[m]	手順上定める値
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 <sup>[1]</sup> 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	1.0	[-]	
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	
12	トリガリング位置	ペDESTAL (ドライウエル部) 中心, 底から0.2m	[m]	爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、トリガ位置には底部から軸方向1セル目を選定

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

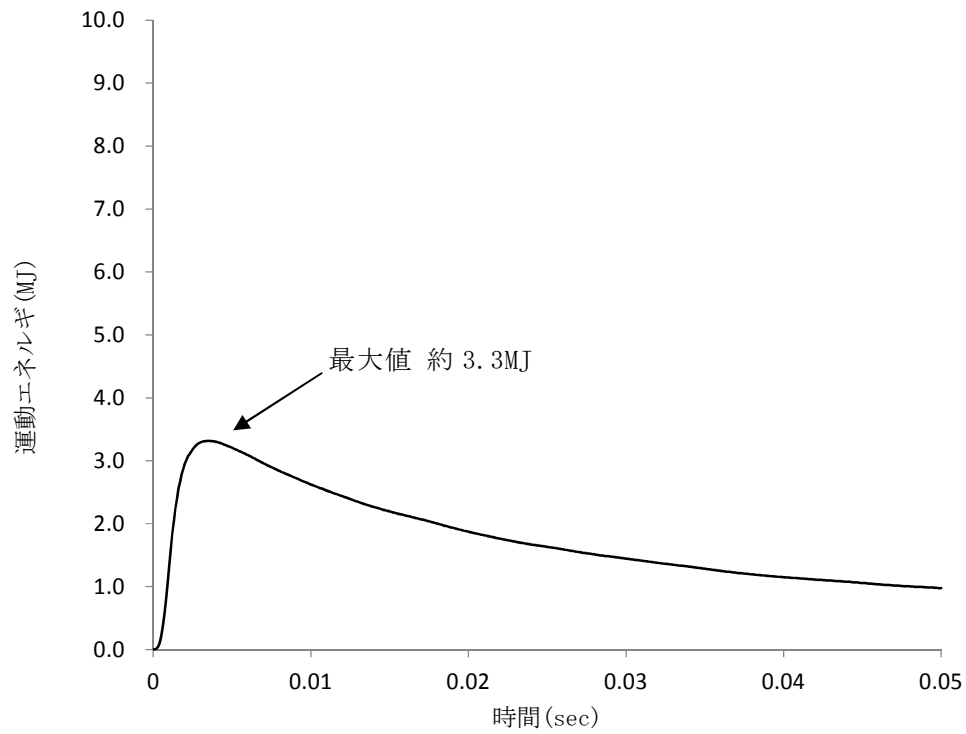
第3表 主な入力条件 (2/2)

No.	入力	値 (定義)	単位	備考
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	粒子温度の平均温度が融点以上	[-]	—
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の J A E A 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	$1 \times 10^{-3}$	[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	[-]	
21	トリガ点圧力	$1 \times 10^7$	[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き継ぎ	[-]	トリガ気相割合は, 粗混合解析の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	1,000	[K]	文献 <sup>[1]</sup> 記載の J A E A が実施した検証解析に用いられる条件を採用

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

### 3. 解析結果

第3図に水蒸気爆発に伴う運動エネルギーの推移を示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTAL（ドライウエル部）の水に伝達される運動エネルギーの最大値は約 3.3MJ である。



第3図 水蒸気爆発による運動エネルギーの推移

## 水蒸気爆発評価の解析モデルについて

## 1. はじめに

本資料は、格納容器破損防止対策に関する重大事故等対策の有効性評価において、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」に対して、万が一の水蒸気爆発（以下「SE」という。）の発生を仮定した場合のペDESTALの構造応答評価に適用するLS-DYNAコードの解析モデルについて整理したものである。

## 2. 計算要素

LS-DYNAコードでは、3次元のペDESTALの構造応答の観点より、計算要素は以下のとおり設定している。

- ・ 構造材に力を伝える流体には、流体に対して移動境界を比較的容易に表せるALE (Solid) 要素を用いる。
- ・ 鉄筋コンクリートのコンクリート部分には、境界面が移動又は変形してもメッシュが追従し、主として固体に適用性があるLagrange (Solid) 要素を用いる。
- ・ 鉄筋コンクリートの鉄筋部分には、Lagrange 要素のうち細い棒状の固体に対して適用性があるLagrange (Beam) 要素を用いる。

## 3. 境界条件

ペDESTALは原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）を支持する、上層円筒部と下層円筒部の間に床スラブを有する円筒形の鉄筋コンクリート構造の構築物である。

解析は3次元モデルを用いて、気相部、液相部、爆発源、コンクリート及



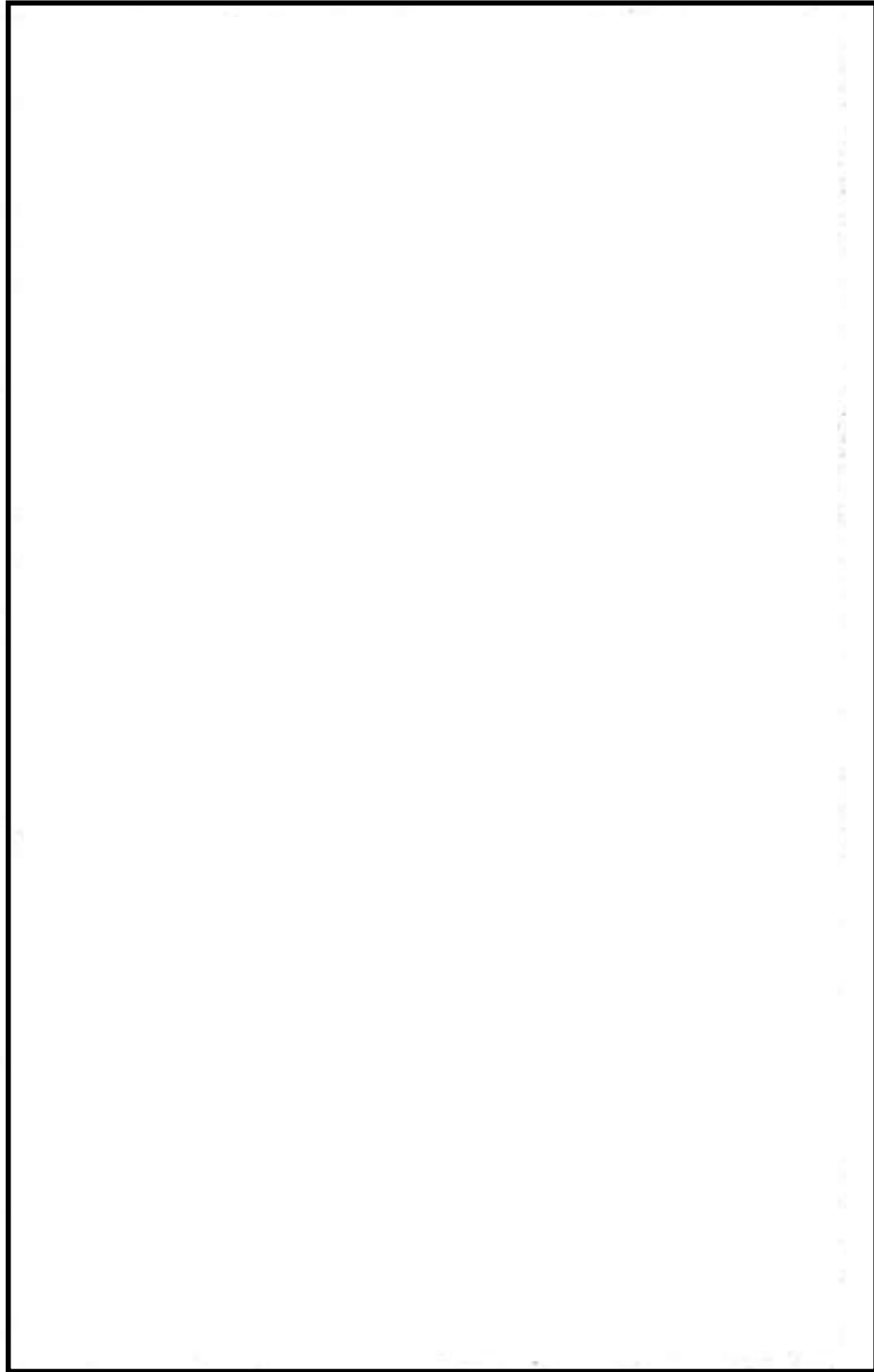
び鉄筋を1/2体系でモデル化している。なお、人通用開口部の下端はペDESTAL水面より2m程度上の位置であり、SEによる動的荷重は直接作用しないことから、当該モデルでは人通用開口部は模擬しない。

ペDESTALは基部の格納容器との取り合い部を介して、RPV等から作用する荷重を基礎マットに伝達する構造であることから、格納容器との取り合い部を固定境界とする。RPVは上部のスタビライザに支持されており、また、ペDESTAL外の領域にはコンクリート床（ダイヤフラム・フロア）等の周辺構造が存在するが、ペDESTALの変形を保守的に大きく評価する観点より、これら周辺構造物による拘束効果は考慮しない。

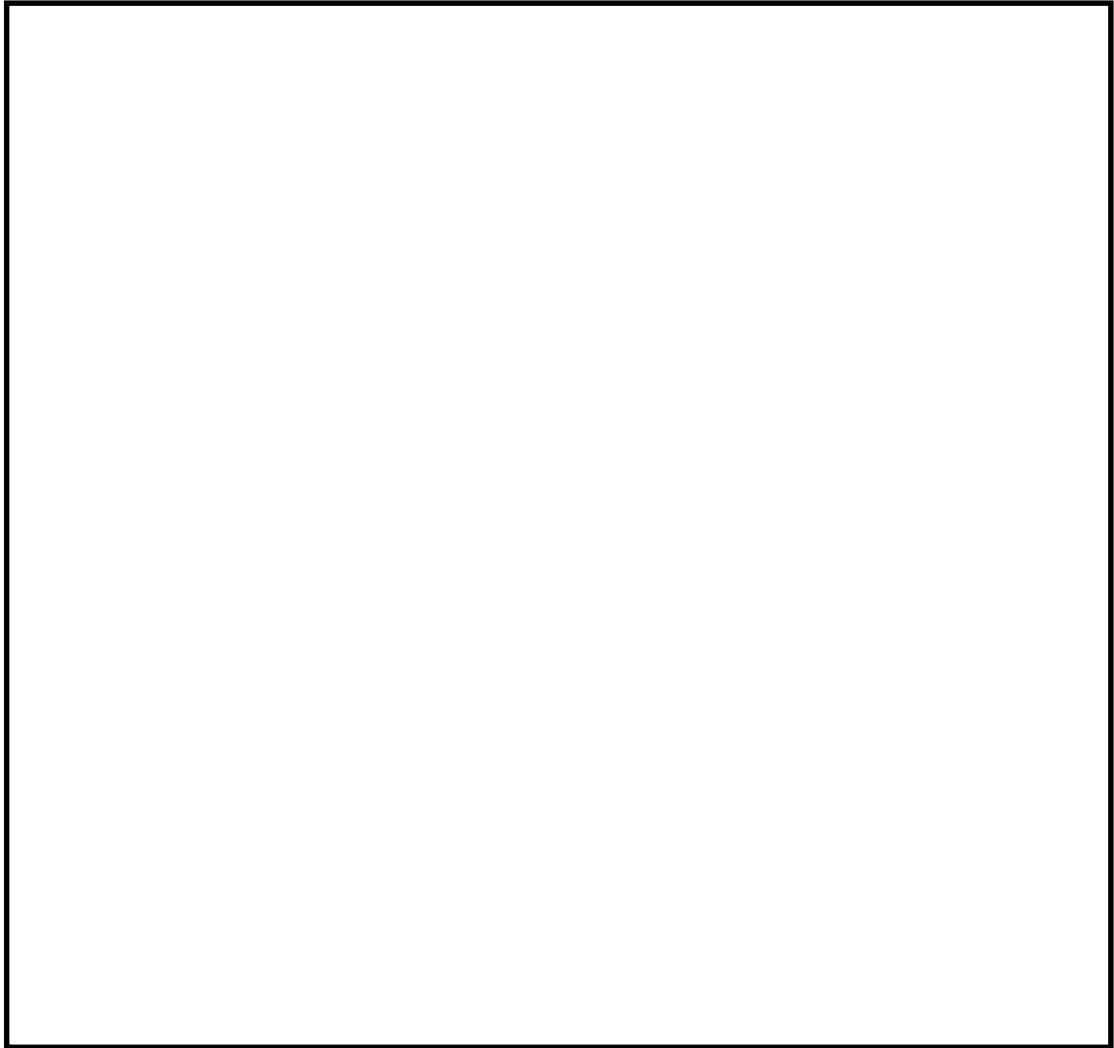
ペDESTALのRPV支持機能を評価する観点で、ペDESTAL上部に作用するRPV、原子炉しゃへい壁の自重を考慮する。

SEによってもペDESTAL床スラブのデブリ保持機能が維持されることを評価する観点より、解析時刻0秒より床スラブに対してSE発生前から生じるデブリジェットによる動的荷重を考慮する。また、保守的にSE発生後のデブリ荷重も考慮することとし、解析時刻50ミリ秒からSE発生後に生じるデブリジェットによる動的荷重、及びペDESTAL内構造物を含むデブリの自重を負荷する。

ペDESTALの構造概要図を第3-1図に、解析モデル境界条件を第3-2図に示す。また、第3-1表に荷重条件を示す。



第 3-1 図 ペデスタル構造概要図



第 3-2 図 解析モデル境界条件

第 3-1 表 荷重条件

項目	値	荷重位置
R P V等自重	約 $2.08 \times 10^4$ kN	ペDESTAL上部
S E前のデブリジェット荷重 <sup>※1</sup>	約 70kN	床スラブ中心
S E後のデブリジェット荷重 <sup>※2</sup>	約 700kN	床スラブ中心
S E後のデブリ自重	約 $4.17 \times 10^3$ kN	床スラブ全面

※1 R P V破損時における破損口径を考慮した荷重条件

※2 M A A P解析におけるアブレーションを考慮した破損口径及びデブリ放出速度に基づく荷重条件

## 4. 材料モデル

### 4.1 流体モデル

流体の影響を考慮する際、特定の粒子の運動を知るより、空間に固定されたメッシュ内での流動状態や時間変化を知る方が重要である。また、構造材との連成を考慮した場合、流体は移動境界を比較的容易に表せる ALE 要素を用いるのが適当である。以下に流体要素のプロパティ一覧を示す。

第 4-1 表 要素プロパティ一覧

部位	要素
爆発源	ALE (Solid) 要素
液相	ALE (Solid) 要素
気相	ALE (Solid) 要素

### 4.2 構造材モデル

構造材の変形を考慮する際、構造材メッシュの変形を考慮する必要がある。メッシュ自体の変形を考慮する場合、粒子の集まりが時間とともに、どのように動いていくか（メッシュ点がどのように動いていくか）に着目する Lagrange 要素を用いるのが適当である。

鉄筋コンクリートのコンクリート部分については、板厚が大きく、かつ、モデル中に鉄筋を含める必要があるため Lagrange (Solid) 要素を用いる。

鉄筋については、少ない要素数で解析精度が確保できる Lagrange (Beam) 要素を用いる。

以下に構造材要素のプロパティ一覧を示す。

第 4-2 表 要素プロパティ一覧

部位	要素
コンクリート	Lagrange (Solid) 要素
鉄筋	Lagrange (Beam) 要素

#### 4.2.1 コンクリート

第 4-3 表にコンクリートの材料特性を示す。

第 4-3 表 コンクリートの材料特性

項目	設定
状態方程式	非線形
構成則	R H T モデル
破壊則	R H T モデル
圧縮強度	22.065MPa (設計基準強度 225kg/cm <sup>2</sup> )
密度	<input type="text"/> kg/m <sup>3</sup>

本解析ではコンクリート衝撃解析での利用を想定した状態方程式，構成則，破壊則により構成される R H T モデルを用いる。

構成則は圧力，3 軸応力状態及びひずみ速度効果が考慮されており，コンクリート構造物の構造応答解析に適している。また，本モデルは，J N E S によるコンクリート製砂防ダムを模擬した検証解析<sup>[1]</sup>が行われている。

[1] 平成 13 年度 コンクリート構造物の衝撃破壊挙動解析に係るコード整備に関する報告書，原子力発電技術機構，平成 14 年 3 月

#### 4.2.2 鉄筋

第4-4表に鉄筋（SD345）の材料特性を示す。

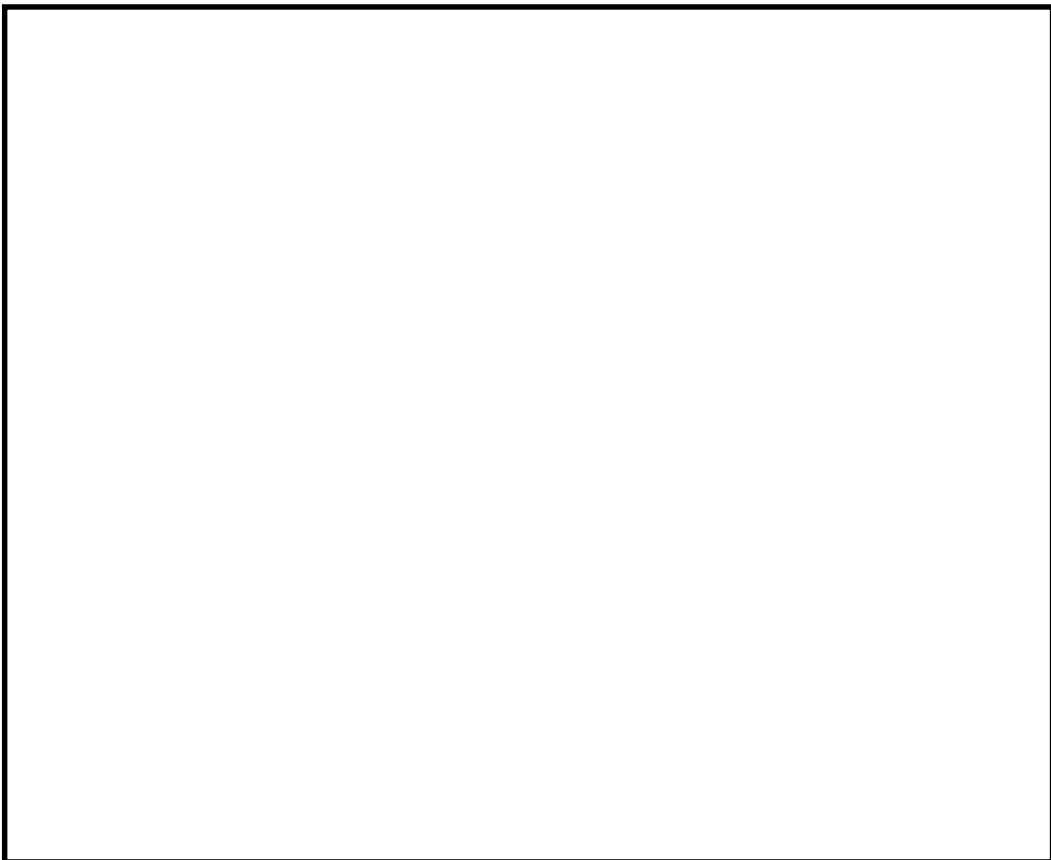
第4-4表 鉄筋（SD345）の材料特性

項目	設定
状態方程式	線形
構成則	等方硬化則
破壊則	限界相当ひずみ則
密度	
ヤング率	
ポアソン比	
降伏応力	
限界相当塑性ひずみ	

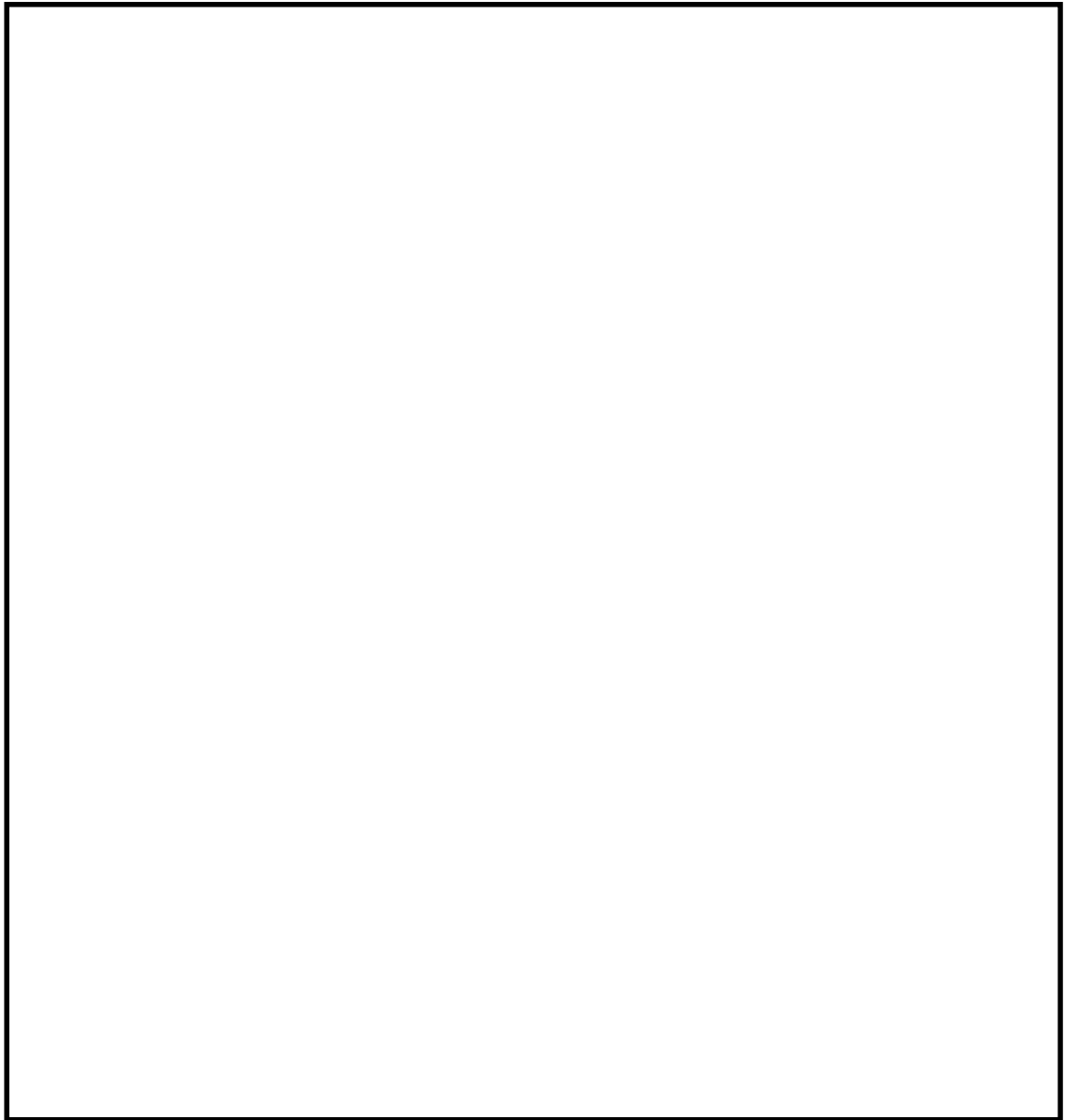
### 4.3 メッシュ分割

第4-1図～第4-5図に各部のメッシュ分割について示す。ペDESTALの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度良く模擬できるように、高さ方向及び板厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として要素幅75mm程度で基本的な要素数を設定する。なお、LS-DYNAコードでは三次元の構造材を模擬するため、構造材の形状に即してより詳細な要素幅も考慮している。また、構造材に圧力を伝える流体（ALE要素）のメッシュサイズは、ALE法を用いることを考慮し、境界面における伝達ロスが生じないように構造材のメッシュサイズと同等とする。

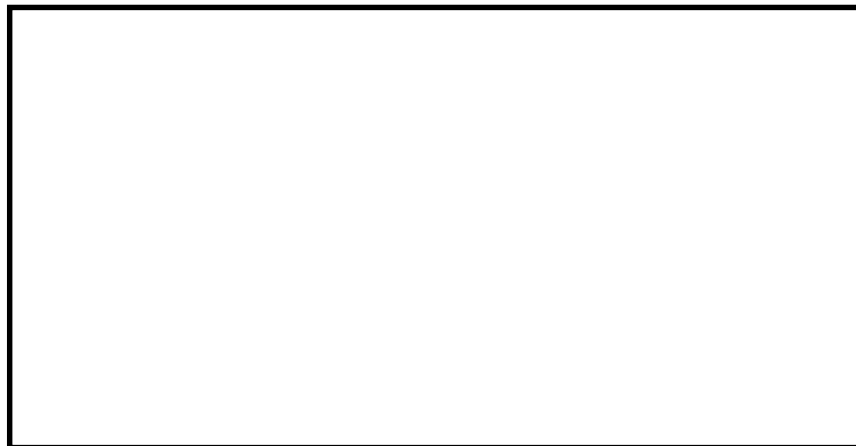
以下に各要素のメッシュ分割図を示す。また、第4-5表に要素分割の詳細を示す。



第4-1図 コンクリートのメッシュ図



第 4-2 図 鉄筋のメッシュ図

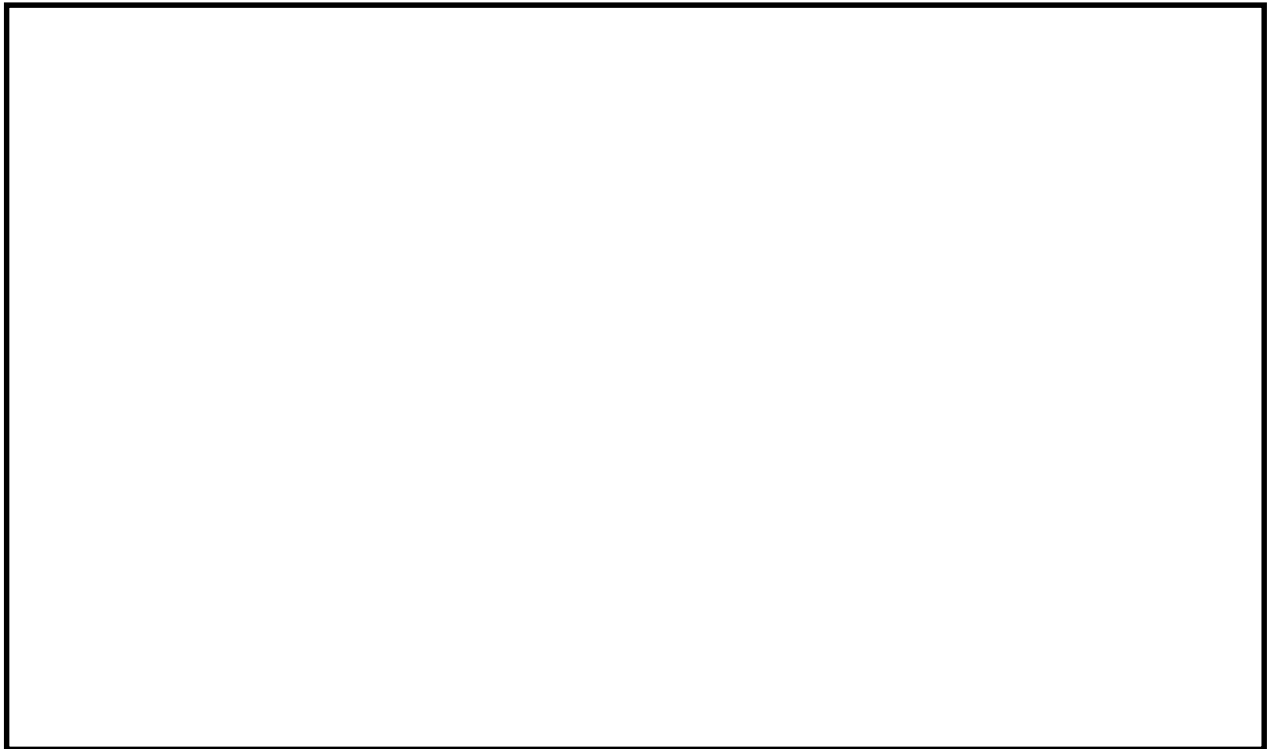


第 4-3 図 爆発源のメッシュ図





第 4-4 図 液相のメッシュ図



第 4-5 図 気相のメッシュ図

第 4-5 表 要素分割の詳細

部位	要素	要素数
爆発源	ALE (Solid) 要素	
液相	ALE (Solid) 要素	
気相	ALE (Solid) 要素	
コンクリート	Lagrange (Solid) 要素	
鉄筋	Lagrange (Beam) 要素	

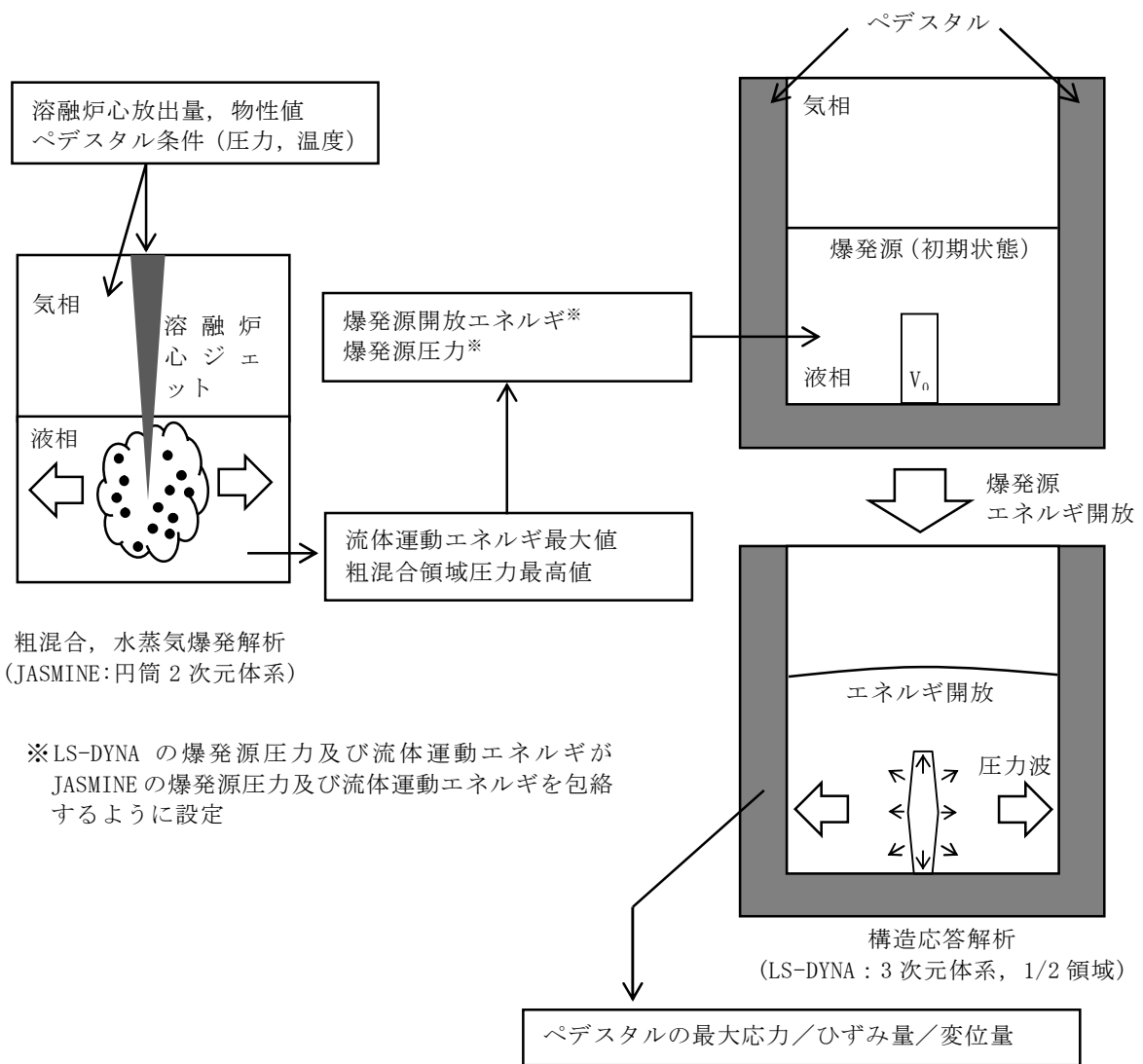
5. 爆発源の設定方法

爆発源の初期形状は， J A S M I N E コードでの爆発源仕様に基づき半径

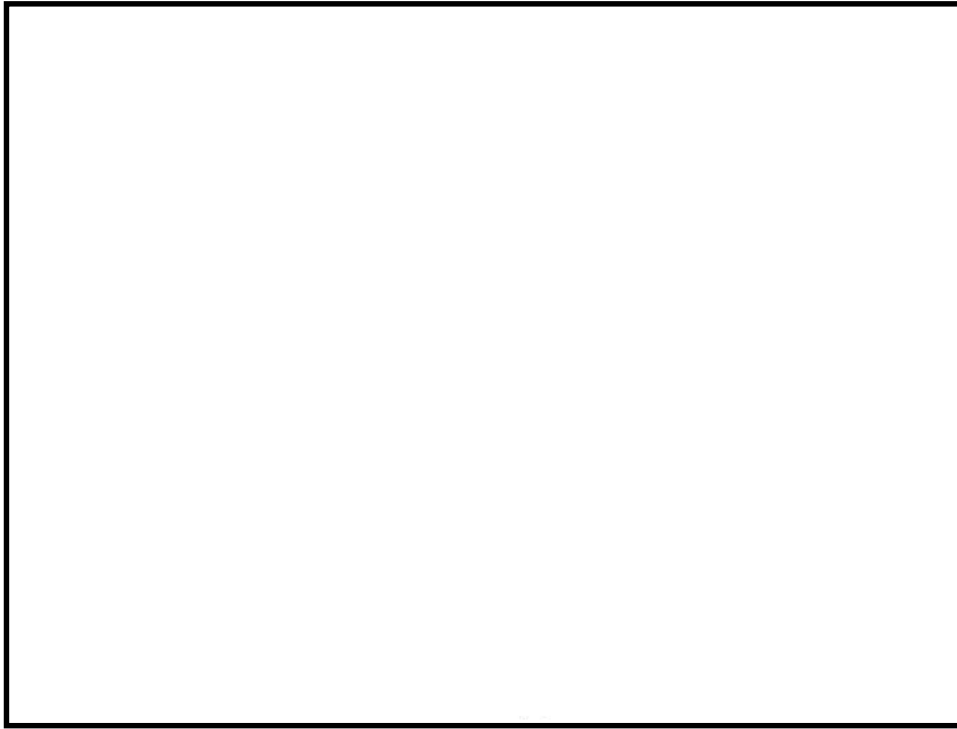
，軸方向高さ  とする。

J A S M I N E コードの解析による流体の運動エネルギーは， L S - D Y N A コードで直接入力することはできない。このため，今回の評価では， L S - D Y N A コードの解析結果としての爆発源圧力及び流体運動エネルギーが， J A S M I N E コードの解析の爆発源圧力及び流体運動エネルギーを包絡するよう調整する。

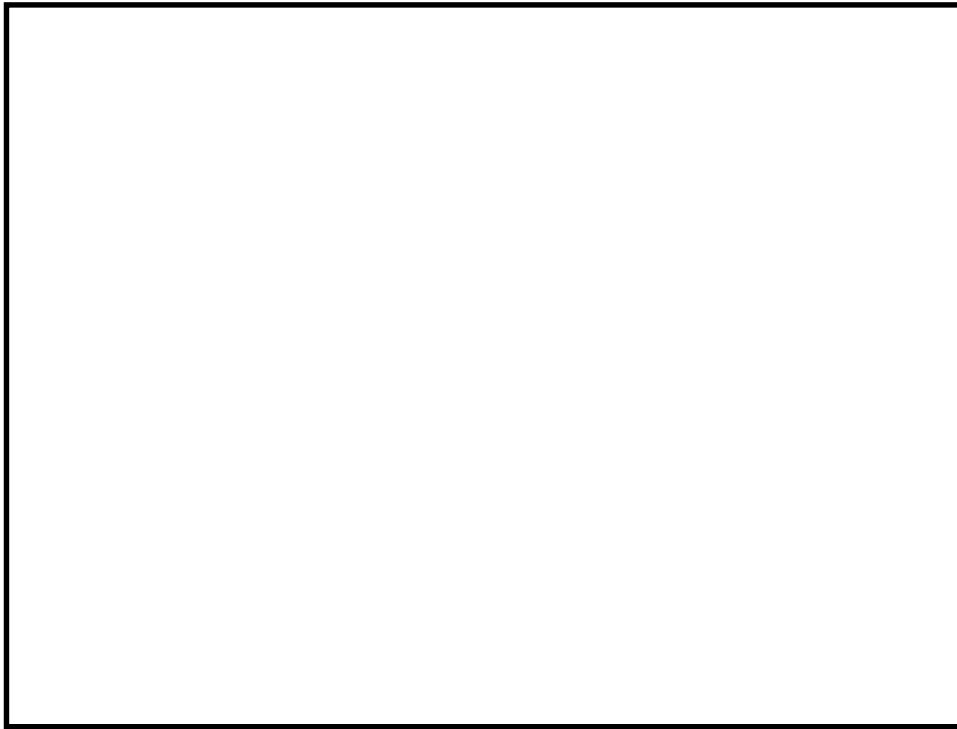
これらの設定方法を第 5-1 図に示す。また，第 5-2 図及び第 5-3 図に流体の運動エネルギーと爆発源圧力，第 5-1 表に爆発源の仕様を示す。



第5-1図 LS-DYNAにおける爆発源の設定方法



第5-2図 流体の運動エネルギー



第5-3図 爆発源の圧力

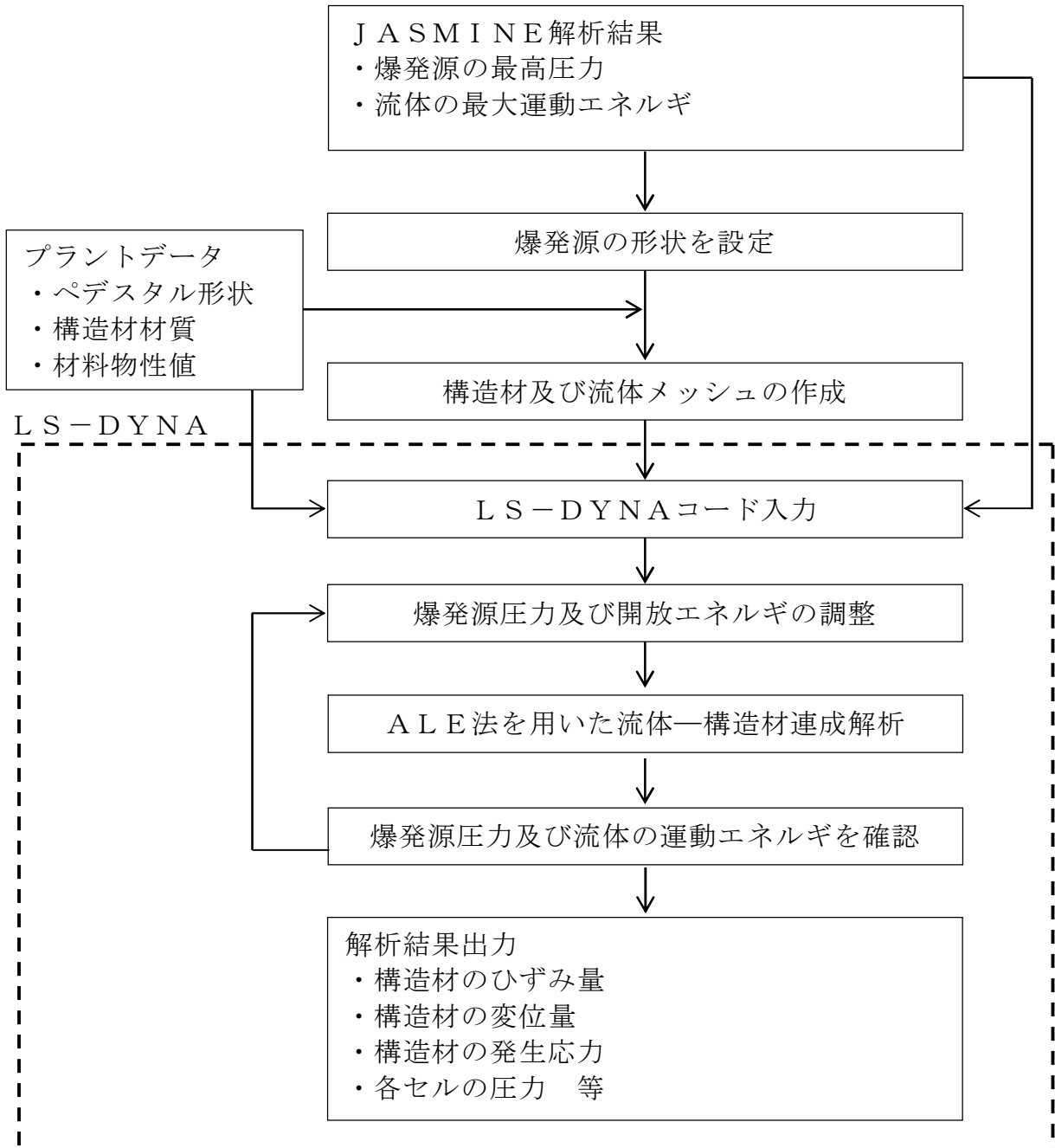
第 5-1 表 爆発源の仕様

項目	値	設定根拠
初期半径		J A S M I N E コードで模擬する爆発源仕様に基づき設定
初期軸方向高さ		
最高圧力*		J A S M I N E コード解析結果の流体運動エネルギーの最大値を再現する値を設定
流体の運動エネルギー*		

※ 開放エネルギーの調整結果として確認される。

## 6. 解析フロー

第 6-1 図に L S - D Y N A の解析フローを示す。



第 6-1 図 LS-DYNAコード解析フロー図

## 7. 入出力

LS-DYNAコードの主要な入出力は第 6-1 図に示した解析フロー図にも示されるとおりである。LS-DYNAコードのインプットデータは以下のとおり構成される。

- ① ペDESTAL構造物の幾何形状
- ② 各構造物に対する拘束条件
- ③ 材料の物性値
- ④ 流体及び構造材のメッシュデータ
- ⑤ 流体及び構造材の要素タイプ
- ⑥ 爆発源の形状・位置  
(JASMIN Eコードの評価条件・結果に基づく)
- ⑦ 爆発源の最高圧力, エネルギー  
(JASMIN Eコードによる評価結果に基づく)
- ⑧ 側壁及び床スラブの力積履歴  
(JASMIN Eコードによる評価結果に基づく)

上記をインプットデータとして, 水蒸気爆発発生時の構造材衝撃荷重応答を評価し, 以下の主要なアウトプットデータを得る。

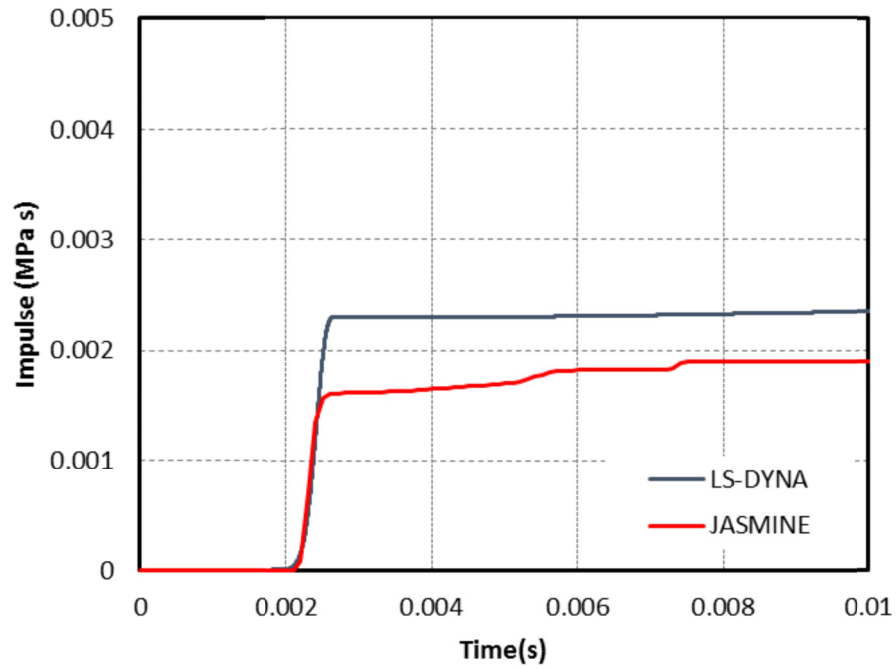
- ① 構造材のひずみ量
- ② 構造材の変位量
- ③ 構造材の発生応力
- ④ 各セルの圧力

## 運動エネルギーから圧力として伝わる時の考え方について

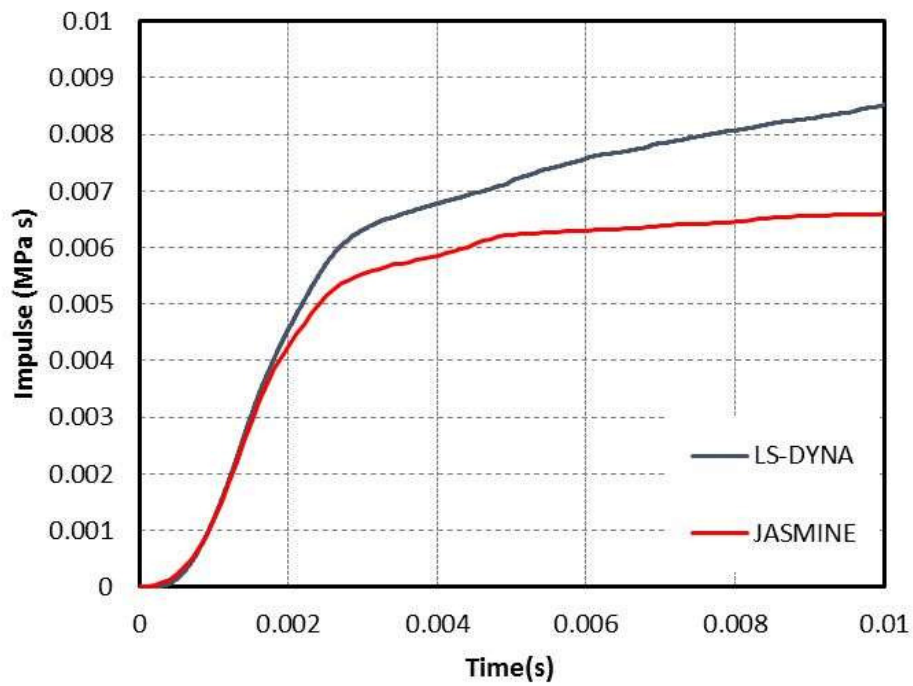
LS-DYNAコードの評価は、JASMINEコードの解析結果に基づき設定した水蒸気爆発時の流体の運動エネルギー及び爆発源の圧力に基づいて実施している。すなわち、LS-DYNAコードの評価での水蒸気爆発時の流体運動エネルギー及び爆発源の圧力がJASMINEコードの評価における全領域の流体運動エネルギー及び爆発源の圧力と同等となるように設定している。これは、水蒸気爆発発生時には溶融デブリからの熱エネルギーが、爆発による圧力波を介して流体側に運動エネルギーとして伝わりこれが構造材のペDESTAL壁に作用するためであり、この運動エネルギー及び爆発源の圧力を解析条件としてLS-DYNAコードの評価に引き渡すことにより、ペDESTALの構造健全性を適切に評価できると考えられるためである。

上記の考え方の妥当性を確認するために、JASMINEコードの解析による水蒸気爆発時の壁面及び床スラブの力積履歴と、LS-DYNAコードの解析における爆発源設定時の壁面及び床スラブの力積履歴を比較した。別添第1-1図及び別添第1-2図に示すとおり、LS-DYNAコードの解析における壁面及び床スラブの力積履歴はJASMINEコードの解析よりも大きく、解析条件として保守的であることが確認できる。





第 1-1 図 SE による側壁力積履歴の比較



第 1-2 図 SE による床スラブ力積履歴の比較

## 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響

## 1. はじめに

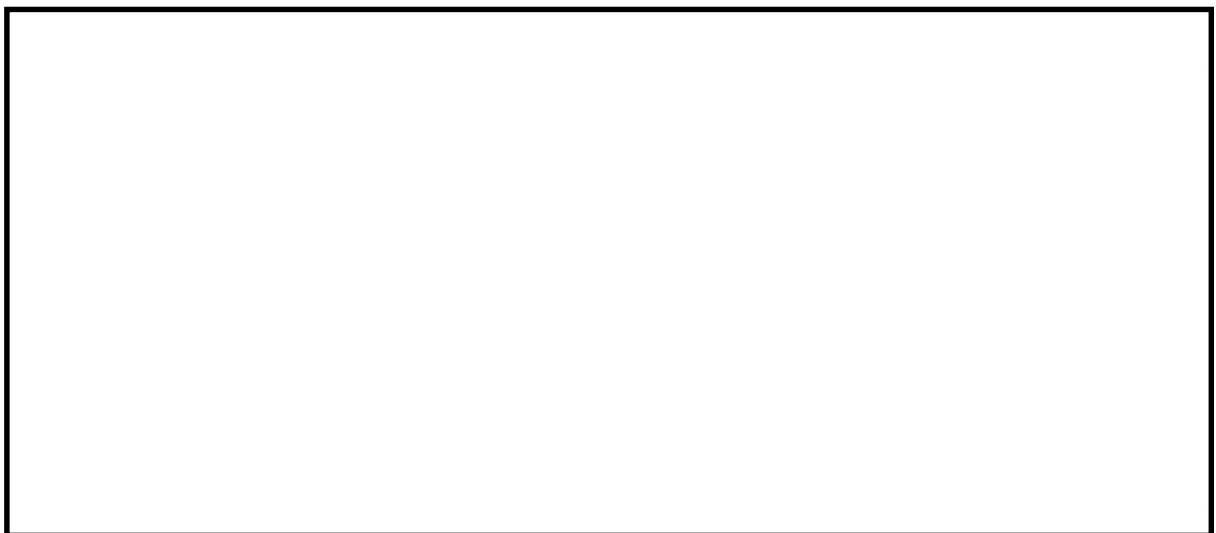
熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食影響を緩和するための耐熱材としてペDESTAL内に敷設するジルコニア製コリウムシールドについて、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響を評価する。

## 2. コリウムシールドの設置構造

コリウムシールドの設置構造の概念図を第1図に示す。コリウムシールドは複数分割した部材を敷き詰める構造とし、固定用のボルトやアンカを部分的に使用することで、万が一の水蒸気爆発時の衝撃による周方向の荷重を分散し、水蒸気爆発による破損を防止する設計とする。

&lt;側面図&gt;

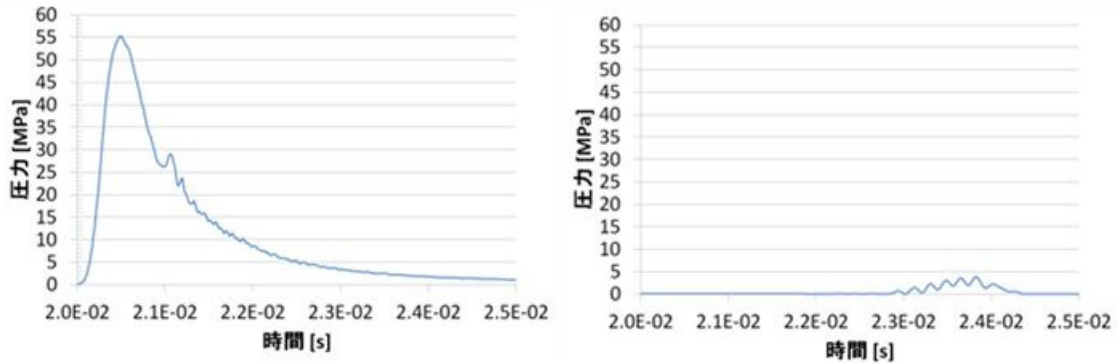
&lt;正面図&gt;



第1図 コリウムシールド設置構造概念図

### 3. コリウムシールド部材（ジルコニア）の強度

水蒸気爆発によってペDESTALの床面及び壁面にかかる圧力荷重は第2図のとおり。ジルコニアの圧縮強度は試験によって  以上が確認されていることから、コリウムシールドの健全性は維持可能である。



(a) 床面荷重最大位置

(b) 壁面荷重最大位置

第2図 床面及び壁面にかかる圧力荷重の推移

### 4. まとめ

万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合においても、コリウムシールドの健全性を維持可能である。

## ジルコニアの圧縮強度について

水蒸気爆発発生時のジルコニア ( $ZrO_2$ ) の圧縮強度は、試験測定結果に基づき設定している。測定方法と結果を以下に示す。

## 1. 試験条件

## (1) 供試材

耐熱材： $ZrO_2$  耐火材

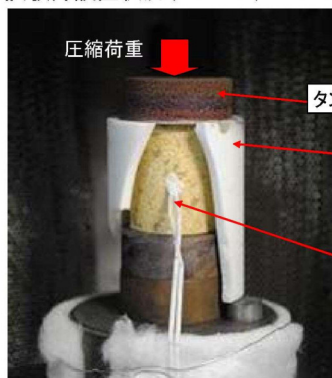
形状：円柱状 ( $\phi 25 \times 30\text{mm}$ )

## (2) 試験条件 (第1表, 第1図)

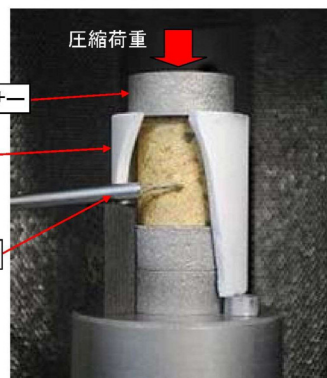
第1表 試験条件

試験温度	室温, 1,000°C, 1,500°C, 1,800°C, 2,000°C
試験雰囲気	室温：大気中, それ以外：アルゴン
試験速度	クロスヘッド速度 0.5mm/min
昇温速度	20°C/min
温度保持時間	試験温度到達後 10min 保持
試験片本数	2本/条件

試験片設置状況 (1000°C、1500°C)



試験片設置状況 (1800°C、2000°C)



第1図 試験装置

(3) 圧縮強度の算出

圧縮強度  $\sigma_c$  は下式によって算出した。

$$\sigma_c = P / S$$

P : 圧縮試験時の最大荷重 [N]

S : 試験片の断面積 [mm<sup>2</sup>]

2. 試験結果及び圧縮強度の設定

試験結果を第 2 表に示す。水蒸気爆発発生時点における ZrO<sub>2</sub> 耐熱材温度は水プールの水温程度と考えられ、室温から 1,000℃ の範囲において圧縮強度は  以上が確認されていることから、水蒸気爆発発生時点で考慮する圧縮強度として  を設定する。

第 2 表 圧縮強度試験結果

温度 (°C)	圧縮強度 (MPa)		
	最小	最大	平均
20			
1,000			
1,500			
1,800			
2,000			

※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エネルギー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

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）

第1表 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(1/2)

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(炉心熱水力モデル) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シーンズともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度(下鏡部)を操作開始の起点としている運転員等操作時間ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	TQUX シーンズ及び中破断 LOCA シーンズに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないことから水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離(水位変化)・対向流					
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度について、温度成層化含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 CSTP 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

第1表 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 圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (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した</li> <li>・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した</li> <li>・TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としてい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。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としてい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。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心挙動)	原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響が小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした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。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR-5、Mark-I 改良型格納容器プラントにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。BWR-5、Mark-II 型格納容器プラントである東海第二発電所においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響を確認するため、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）				

(添付資料 3.3.7)

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/4)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)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				
初期条件	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (压力容器ドーム部)	6. 93MPa[gage]	約 6. 91 MPa[gage]～ 約 6. 94MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転水位 約-4cm～約+6cm (セパレータスカート下端から約+122cm ～約+132cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 4cm であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h (定格流量 (100%) )	定格流量の 約 86%～約 104% (実績値)	定格流量として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9 燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A型)と9×9 燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に9×9 燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9 燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9 燃料のA型又はB型炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33Gwd/t	ANSI/ANS-5. 1-1979 平均的燃焼度約 31Gwd/t (実績値)	1 サイクルの運転期間(13 ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、原子炉压力容器温度(下鏡部)を操作開始の起点としてい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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器体積 (ドライウェル)	5, 700m <sup>3</sup>	5, 700m <sup>3</sup> (設計値)	設計値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4, 100m <sup>3</sup> 液相部：3, 300m <sup>3</sup>	空間部： 約 4, 092m <sup>3</sup> ～ 約 4, 058m <sup>3</sup> 液相部： 約 3, 308m <sup>3</sup> ～ 約 3, 342m <sup>3</sup> (実績値)	設計値(通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定)	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0. 087m)による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約 1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6. 983m の時の水量は 3, 300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0. 087m)による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約 1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3. 45kPa (ドライウェル・サブプレッション・チェンバ間差圧)	3. 45kPa (ドライウェル・サブプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。



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

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)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				
初期条件	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位-4.7cm)	約7.000m~ 約7.070m (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0.087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッション・プール水温度	32℃	約15℃~約32℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては代替循環冷却系による格納容器除熱操作となるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、圧力スパイクへの影響としては、発生する蒸気量の低下が考えられるが、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2 kPa[gage]~約4.7kPa[gage] (実績値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値	最確条件とした場合には、解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃~約58℃ (実績値)	通常運転時の格納容器雰囲気温度(ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度)として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度を操作開始の起点としてい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。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器雰囲気温度の解析条件からの上昇は約1℃であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、ベデスタル(ドライウェル部)への注水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としてい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。	最確条件とした場合には、ベデスタル(ドライウェル部)への注水温度が低くなるが、ベデスタル(ドライウェル部)には通常運転時から約1mの水位が形成されていることから外部水源の温度がベデスタル(ドライウェル部)のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の容量	約8,600m <sup>3</sup>	8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設備+代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク+可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

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

項目	解析条件(初期条件,事故条件及び機器条件)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				
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定  (添付資料 3.3.8)	大破断 LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、原子炉圧力容器温度(下鏡部)を操作開始の起点としてい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。  (添付資料 3.3.8)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大 LOCA + 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最高値は約 0.20MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最高値は本評価の結果と同程度であり、格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。  (添付資料 3.3.8)
	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包絡する条件として、機器条件に示すとおり設定	—	—
機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)信号にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合は、原子炉熱出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになるが、操作手順(代替循環冷却系による格納容器除熱を実施すること)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小さい。	最確条件とした場合は、原子炉熱出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下(レベル2)信号	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順(代替循環冷却系による格納容器除熱を実施すること)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小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止(事象発生と同時に)	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、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は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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（初期条件，事故条件及び機器条件）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	逃がし安全弁	安全弁機能 7.79 MPa[gage]～ 8.31MPa[gage] 385.2 t/h (1個当たり)～ 410.6t/h (1個当たり)	安全弁機能 7.79MPa[gage]～ 8.31MPa[gage] 385.2t/h (1個当たり)～ 410.6t/h (1個当たり) (設計値)	逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，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は同様であり，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		逃がし安全弁（自動減圧機能）の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，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は同様であり，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ： 250m <sup>3</sup> /h	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ： 250m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，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は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量： 約14MW (サプレッション・プール水温度100℃，海水温度32℃において)	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量： 約14MW以上 (サプレッション・プール水温度100℃，海水温度32℃以下において)	熱交換器の設計性能に基づき，代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で，過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	最確条件とした場合には，解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は，解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。 32℃未満の場合は，除熱性能が向上するため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが，操作手順（格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること）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小さい。	最確条件とした場合には，解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は，解析条件と最確条件は同等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ない。 32℃未満の場合は，除熱性能が向上するため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

第3表 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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		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
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作	事象発生 90 分後	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可による残留熱除去系を用いた格納容器除熱不可と判断し，これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における操作は，ポンプ起動，系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に 20 分，代替循環冷却系の起動に 35 分を想定しており，操作時間に余裕を確保している。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直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し。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	事象発生 90 分後に開始することとしているが，余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また，本操作の操作開始時間は，緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり，緊急用海水系の操作開始時間が早まれば，本操作の操作時間も早まる可能性があり，代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが，その他の操作と並列して実施する場合でも，順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。	緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には，本操作も早まる可能性があり，格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	格納容器除熱開始までの時間は事象発生から 90 分あり，準備時間が確保できるため，時間余裕がある。なお，本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも，原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり，約 3 時間の時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水系起動に約 16 分。代替循環冷却系起動に約 27 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

## エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響

東海第二発電所（BWR 5，M a r k - II 型格納容器）について，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における圧カスパイクに対して不確かさを有すると考えられるパラメータのうち，エントレインメント係数を変化させた場合<sup>\*</sup>の影響を確認した。確認結果を以下に示す。

※「付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第 5 部 M A A P 添付 2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」では，BWR，M a r k - I 改良型格納容器について，デブリ粒子径を変化させた場合の圧カスパイクに対する感度を評価しているが，その結果，デブリ粒子径を変化させても圧カスパイクはほぼ変わらないことを確認しているため，M a r k - II 型格納容器に対するデブリ粒子径に関する感度の評価は不要と判断した。

## 1. 評価条件

- ・エントレインメント係数を除き，ベースケースと同じ評価条件とした。
- ・第 1 表に感度解析の条件を示す。エントレインメント係数について，ベースケースでは M A A P 推奨範囲（～）のうちおよそ中間となる  を設定しているが，感度解析ケースでは，M A A P の当該係数の推奨範囲のうち最大値（）と最小値（）を設定した。

## 2. 評価結果

第 2 表及び第 1 図から第 3 図にベースケース及びエントレインメント係数についての感度解析の評価結果を示す。感度解析の結果，事象発生約 4.5 時間後に原子炉圧力容器の破損が発生した直後の格納容器圧力は，感度解析ケ

ース（最大値）の方が僅かに大きい結果となったが、評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回る結果となった。

### 3. 結論

エントレインメント係数を変動させた場合であっても、圧力スパイクのピークが評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回ることを確認した。

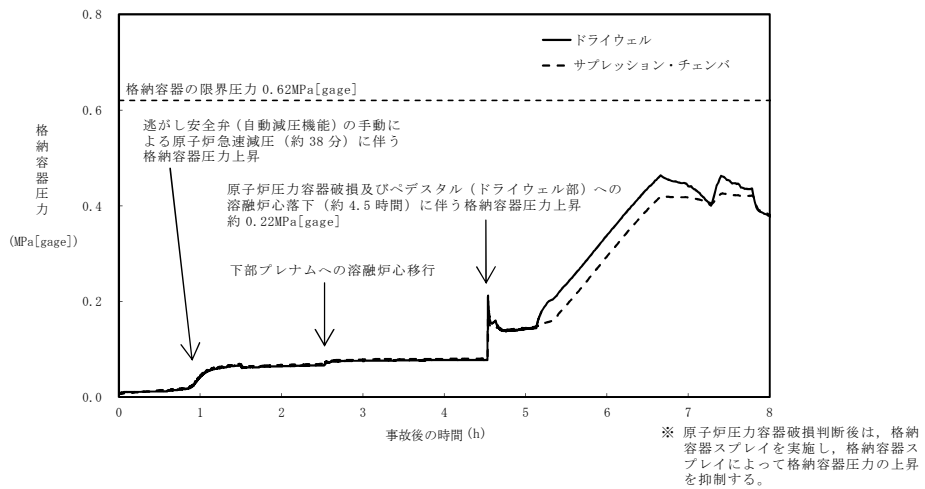
また、BWR5，Mark-II型格納容器の場合についても、エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいことを確認した。

第1表 解析条件のまとめ

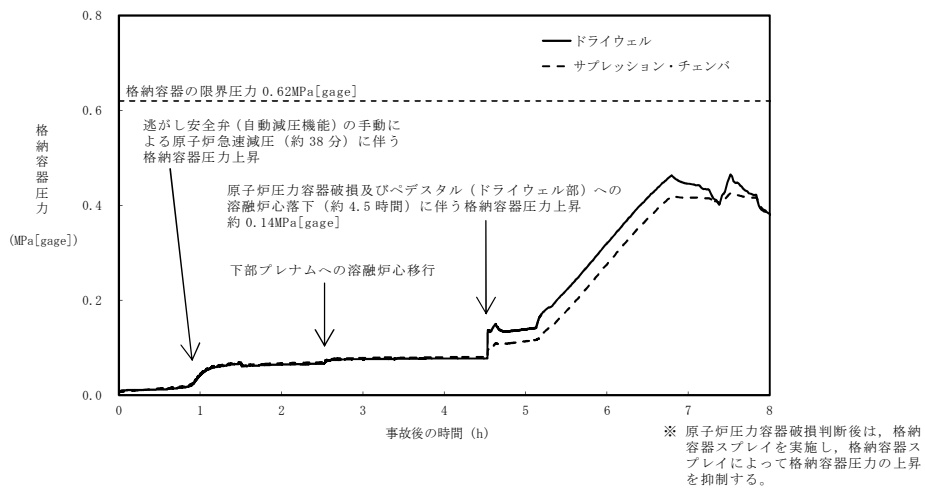
条件	ベースケース	感度解析ケース	
エントレインメント係数	□	□	□
設定根拠	MAAP 推奨値の ノミナル値	MAAP 推奨範囲の 最小値	MAAP 推奨範囲の 最大値

第2表 解析結果のまとめ

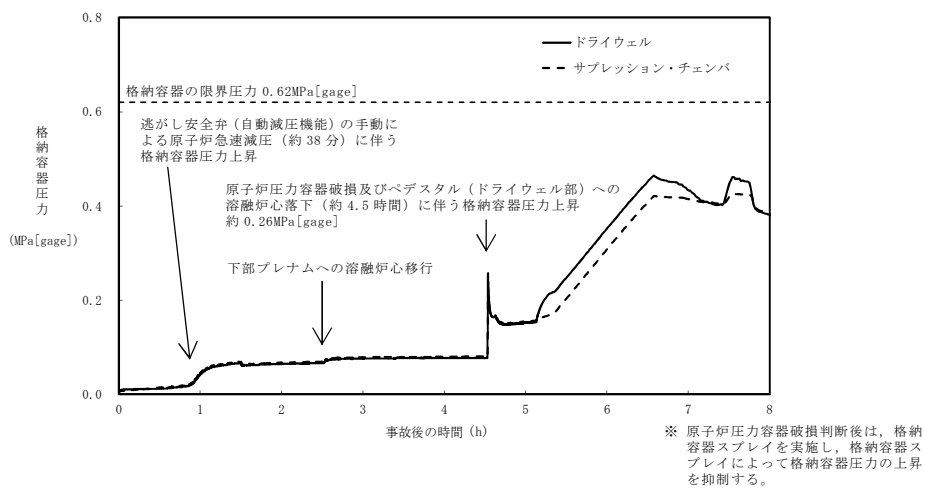
事象進展	ベースケース	感度解析ケース (最小値)	感度解析ケース (最大値)
炉心損傷	約 35 分	約 35 分	約 35 分
炉心下部プレナムへの溶融炉心の移行	約 2.5 時間	約 2.5 時間	約 2.5 時間
RPV 破損	約 4.5 時間	約 4.5 時間	約 4.5 時間
溶融炉心落下によるPCV ピーク圧力	約 0.22MPa[gage]	約 0.14MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]



第1図 格納容器圧力の推移（ベースケース）



第2図 格納容器圧力の推移（感度解析ケース（最小値））



第3図 格納容器圧力の推移（感度解析ケース（最大値））

## プラント損傷状態を L O C A とした場合の圧カスパイクへの影響

## 1. 評価の目的

ベースケースでは、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のプラント損傷状態として、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられる T Q U V を選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。

一方、起因事象として大破断 L O C A を仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断 L O C A の場合の圧カスパイクへの影響を確認する。

## 2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・起因事象を大破断 L O C A とし、事故シーケンスを「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 (+ F C I (ペDESTAL))」とした。
- ・起因事象を大破断 L O C A とした場合、リロケーションに伴い格納容器雰囲気温度が急激に上昇するため、これに備えた運転手順に従い、事象発生の 25 分後に代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を  $130\text{m}^3/\text{h}$  で開始し、事象発生の 90 分後に代替循環冷却系による格納容器



除熱を開始した時点で停止するものとした。

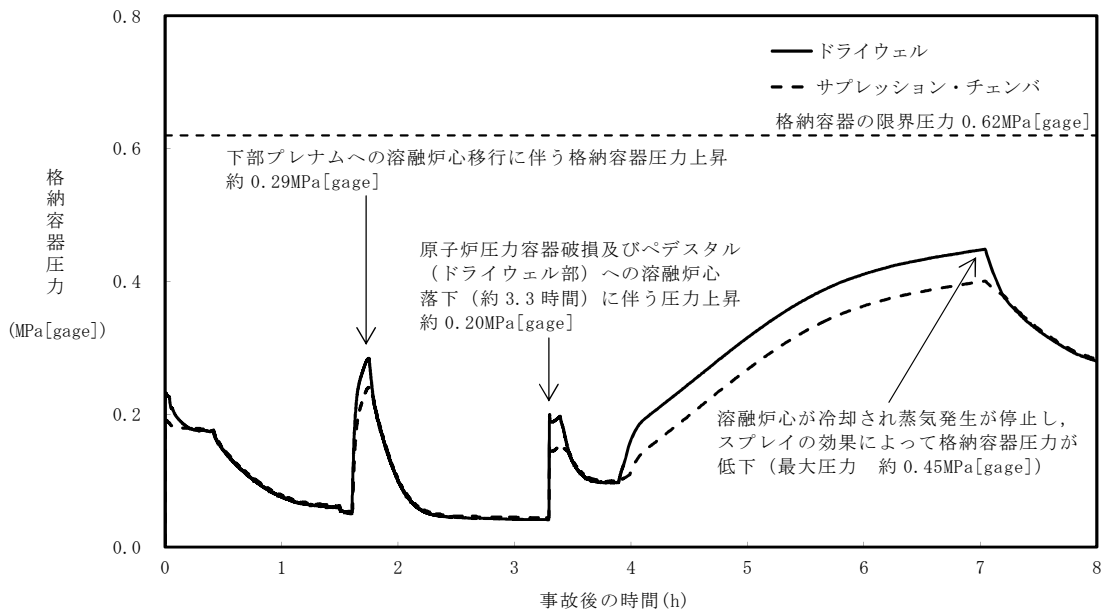
- ・リロケーション発生時には、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している状態でも格納容器雰囲気温度が上昇するため、格納容器雰囲気温度が 171℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を 300m<sup>3</sup>/h で再開し、格納容器雰囲気温度が 151℃まで低下した時点で停止するものとした。

### 3. 評価結果

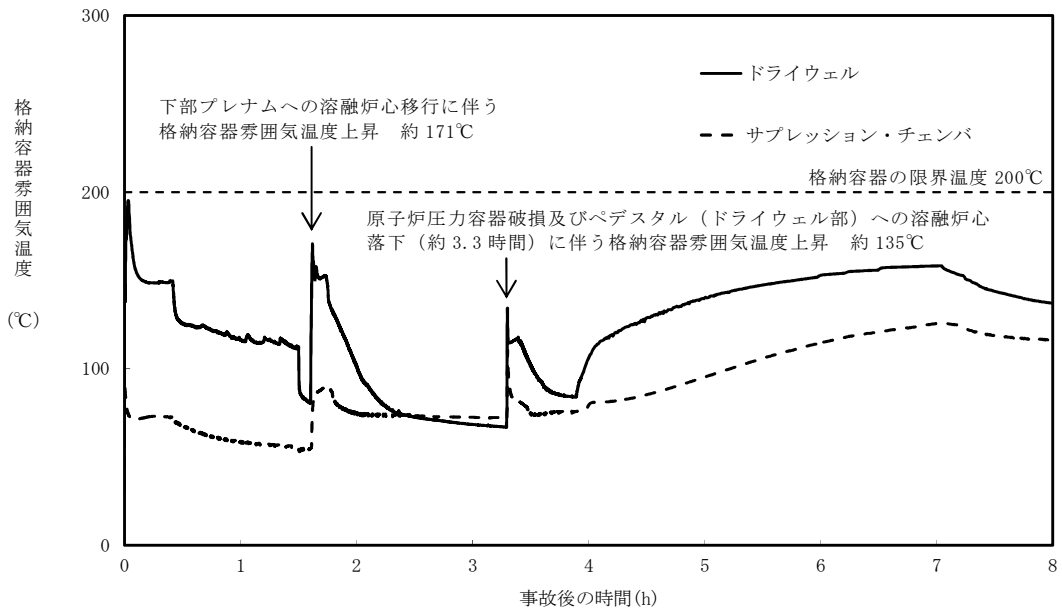
格納容器圧力の評価結果を第 1 図、格納容器雰囲気温度の評価結果を第 2 図に示す。

事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクのピーク値は約 0.20MPa[gage]となるが、このピーク値はベースケースの結果より低く、限界圧力 0.62MPa[gage]を下回るため、格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。

なお、第 1 図及び第 2 図において、原子炉圧力容器破損時のペデスタル（ドライウェル部）の水はある程度サブクール度があるのに対し、下部プレナムへの溶融炉心移行時の原子炉圧力容器内の水はほぼ飽和状態のため、原子炉圧力容器破損時よりも下部プレナムへの溶融炉心移行時の方が蒸発量が多くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇幅が大きくなっている。



第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移

### 3.4 水素燃焼

#### 3.4.1 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、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

##### (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、ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。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，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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水によって水素発生を抑制する。

なお，重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%<sup>\*</sup>（ドライ条件）を大きく上回る。このため，本格納容器破

損モードによる格納容器の破損を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、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る水素発生の影響は小さい。

※ 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

### (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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

#### 3.4.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断 L O C A +

高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるE C C S注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸素発生及び原子炉圧力容器内F P挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却及び放射線水分解等

による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内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により格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。

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は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4-1 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。

### a. 初期条件

#### (a) 酸素濃度

格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。なお、可燃性ガス濃度制御系は、重大事故時の環境下における使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。

## b. 事故条件

### (a) 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、解析コードM A A Pの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードM A A Pの評価結果で水素濃度が 13vol% (ドライ条件) を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応し、水素が発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。

### (b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合

水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードM A A Pで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合 (G 値 (100eV 当たりの分子発生量) , 以下「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1, サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線ともに 0.1 とする。

(添付資料 3.4.1, 3.4.2)

### (c) 金属腐食等による水素発生量

格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸

素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。

(添付資料 3.1.2.10)

### (3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第 3.4-1 図から第 3.4-10 図に、事象発生から 7 日間における酸素濃度の最高値と到達時間を第 3.4-2 表に示す。

#### a. 事象進展

事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。

上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウェルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約 84 時間後に、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装



置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で停止する。

#### b. 評価項目等

格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol% (ドライ条件) を上回るが、酸素濃度は、4.0vol% (ドライ条件) に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol% (ドライ条件) にとどまることから、可燃限界を下回る。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.2.2 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、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(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、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 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対策の有効性を評価するものであり、ペDESTAL (ドライウェル部) に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペDESTAL (ドライウェル部) に落下した場合の水素発生の影響については、

「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、  
「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)  
の評価項目について対策の有効性を確認できる。

(添付資料 3.4.3)

### 3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

#### (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ける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

#### (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、「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目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

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 1vol%（ドライ条件）から約 2vol%（ドライ条件）であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量の変動する可能性があるが、操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）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小さい。

事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加し、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出す

る必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。

(添付資料 3.4.4, 3.4.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol% (ドライ条件) に対して最確条件は約 1vol% (ドライ条件) から約 2vol% (ドライ条件) であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1% が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3.4-11 図及び第 3.4-12 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 15.3% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は 5 割程度増加するが、酸素

濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4-13 図及び第 3.4-14 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は 1 割程度減少するが、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増

加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4，酸素：0.2，非沸騰状態の場合、水素：0.25，酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4-15図から第3.4-17図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は事象発生から約21時間で4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始し、格納容器圧力が0.31MPa [gage] 到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し、酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため窒素注入を再開するが、格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達するため窒素注入を停止する。その後も酸素濃度が上昇することで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約122時間で4.3vol%（ドライ条件）に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol%（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出され、また、格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%（ウェット条件）まで低下する。さらに、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作により、酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である5vol%（ドライ条件）に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は、

「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約3.7TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。

(添付資料 3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)

#### b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」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における操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、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。

#### 3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

#### 3.4.5 結 論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、有効性評価を行った。

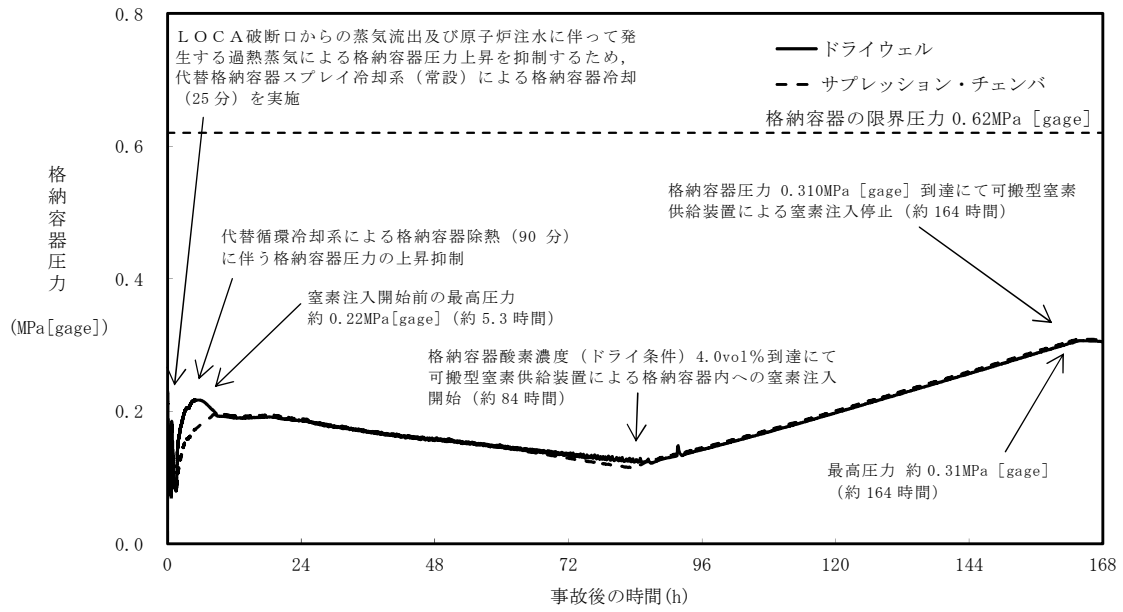
上記の場合においても、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

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。

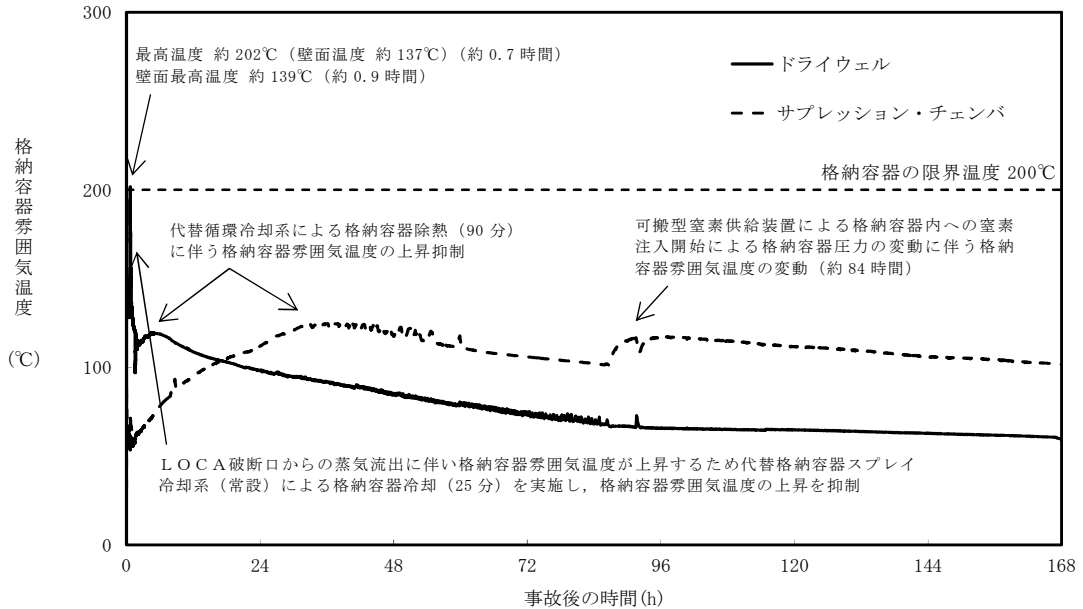


重大事故等対策時に必要な要員は，災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

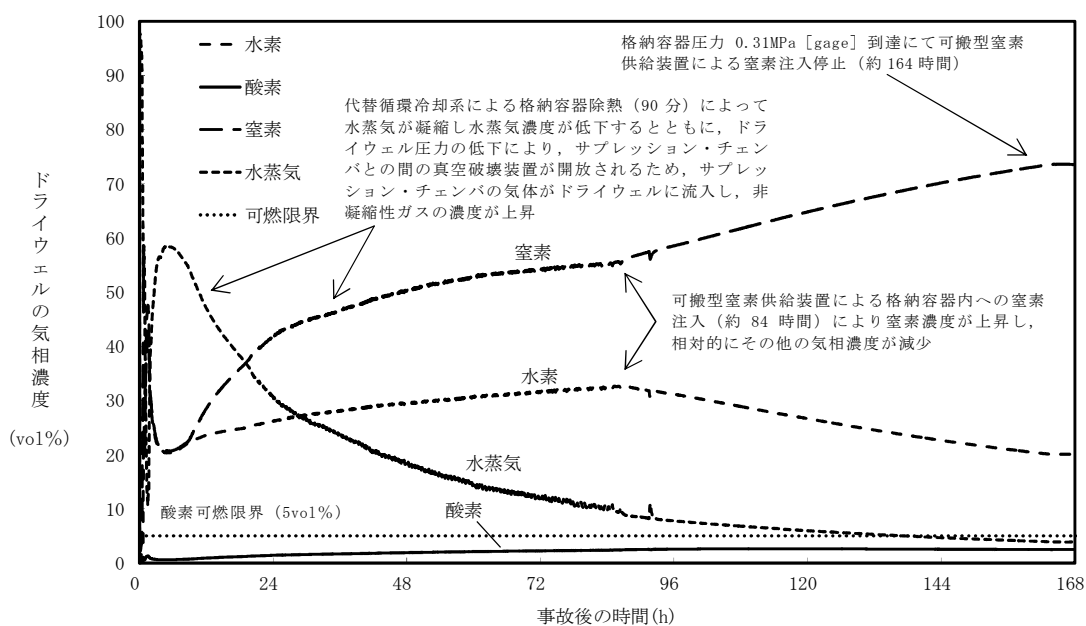
以上のことから，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



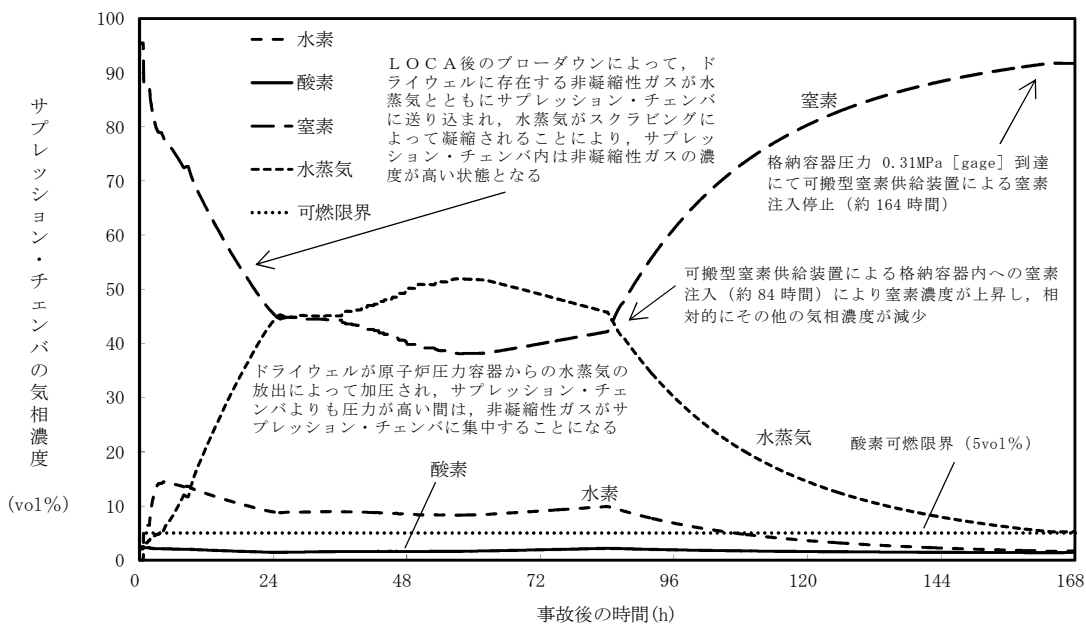
第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移



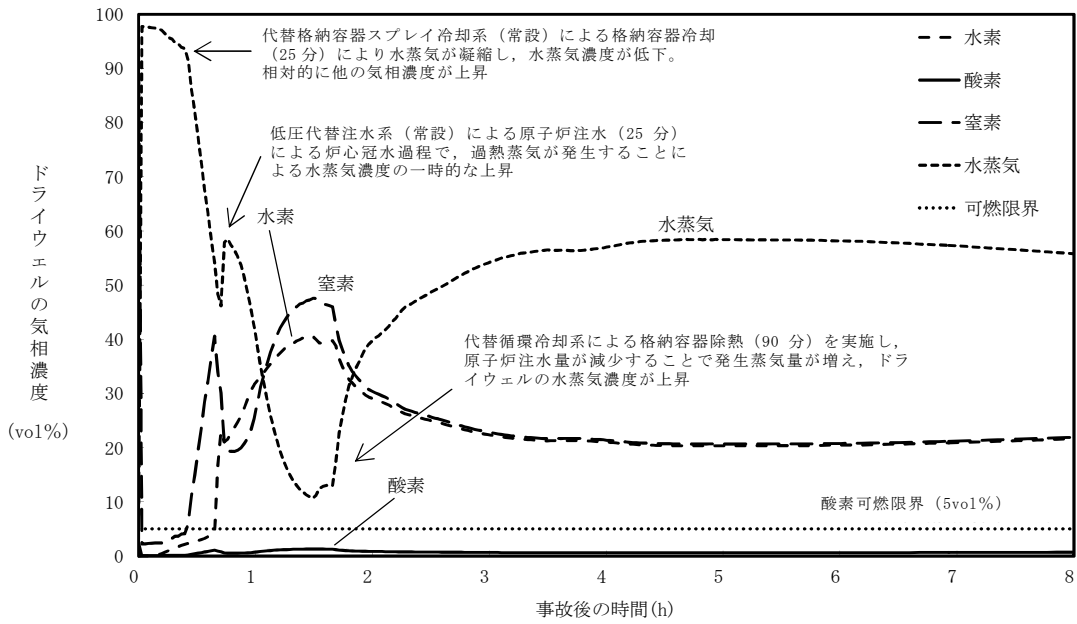
第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移



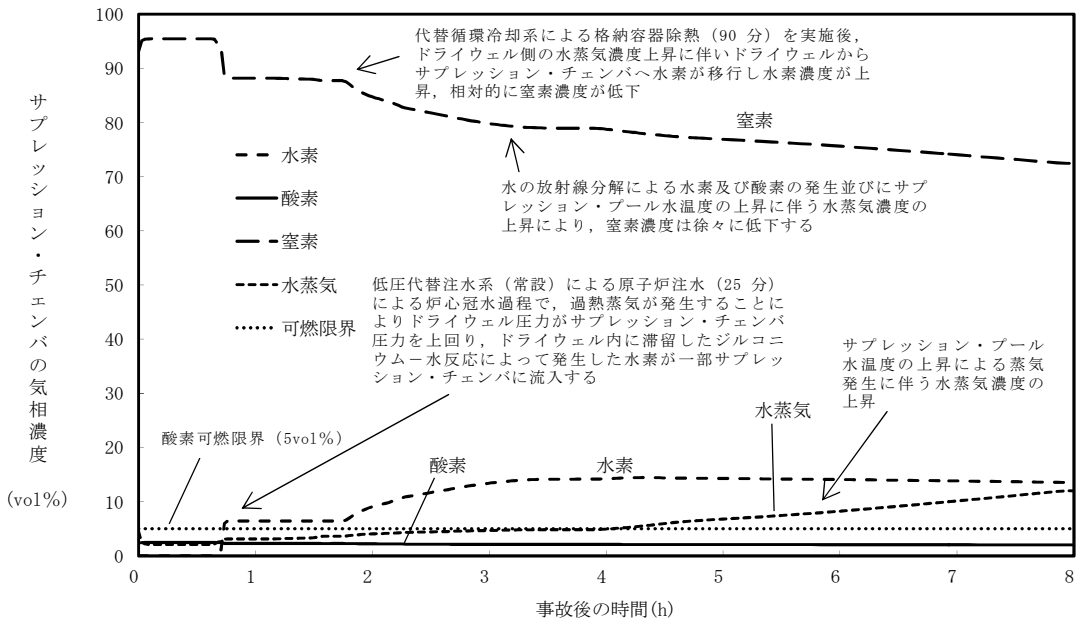
第 3.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)



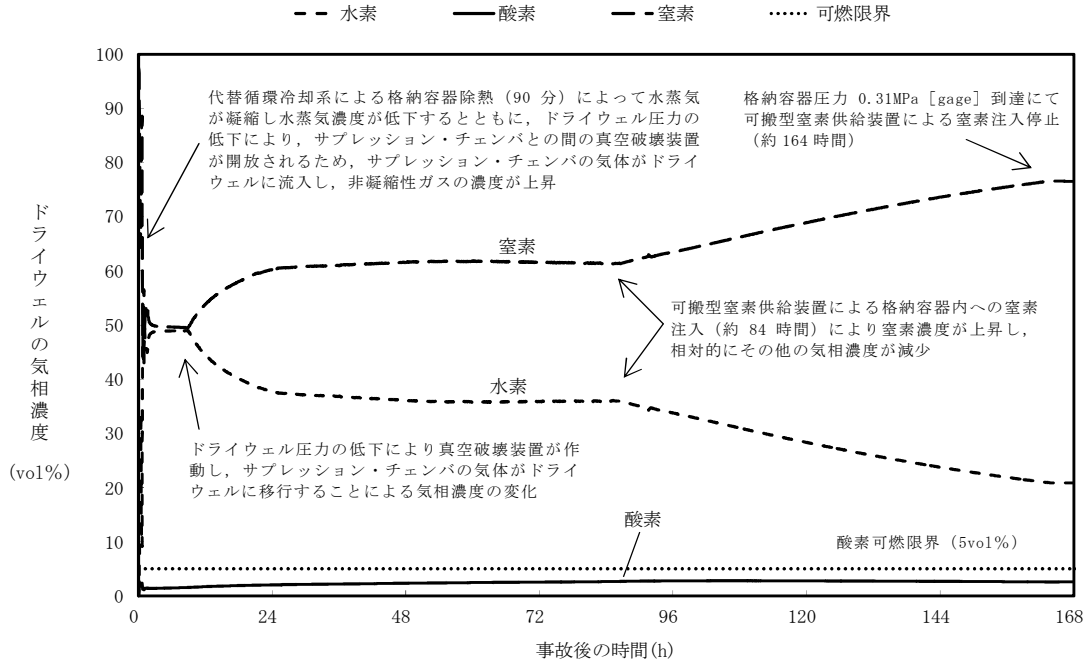
第 3.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)



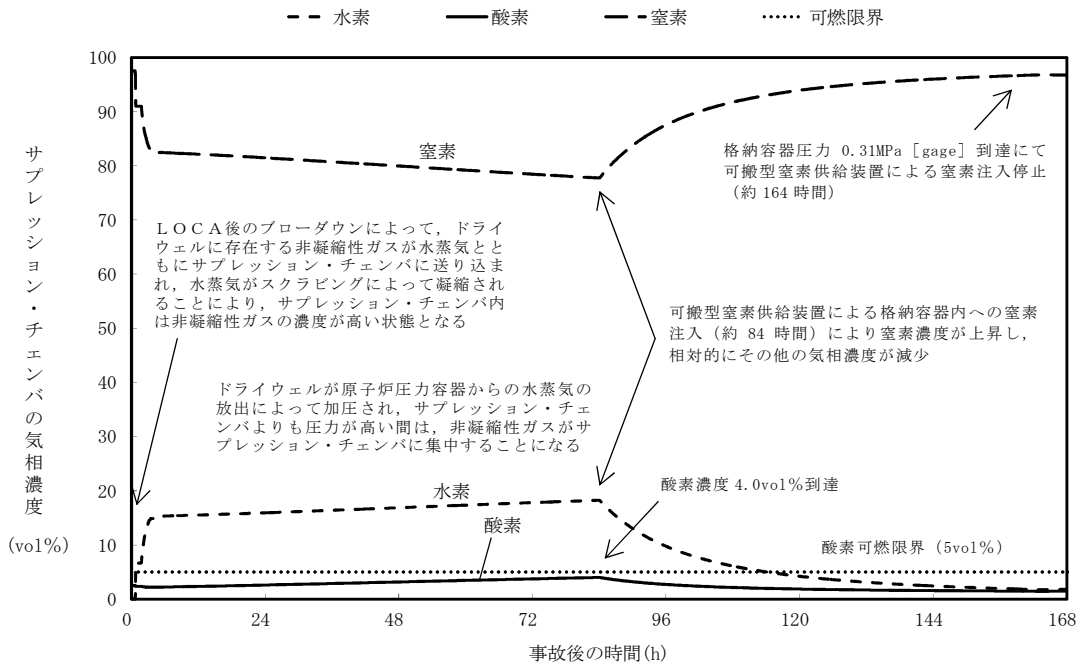
第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)  
(~8 時間)



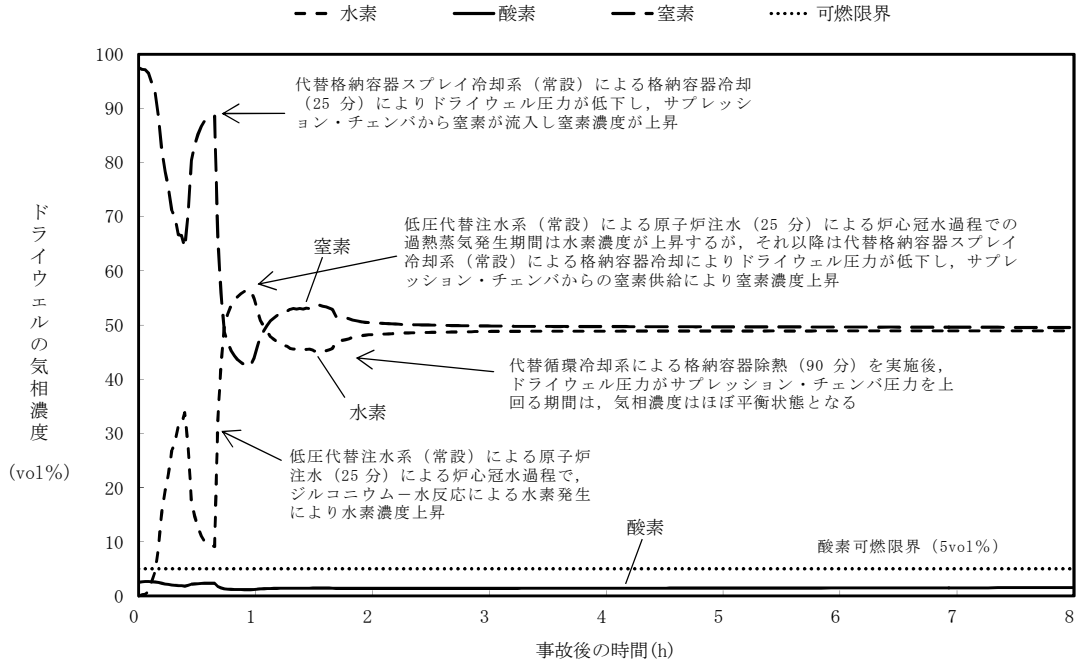
第 3.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
(ウェット条件) (~8 時間)



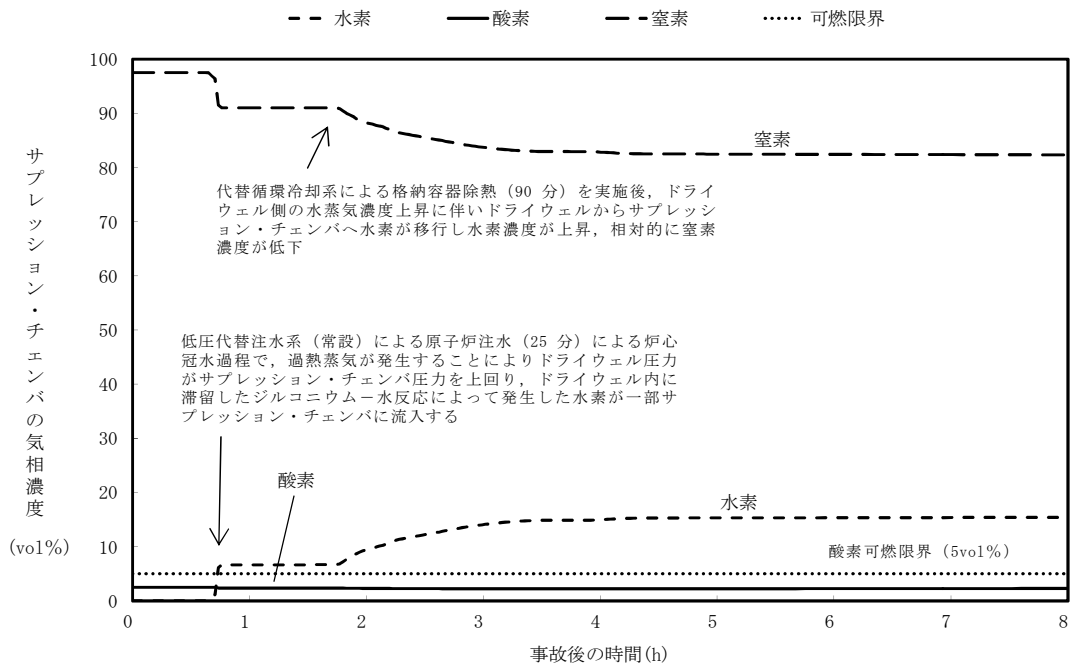
第 3.4-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



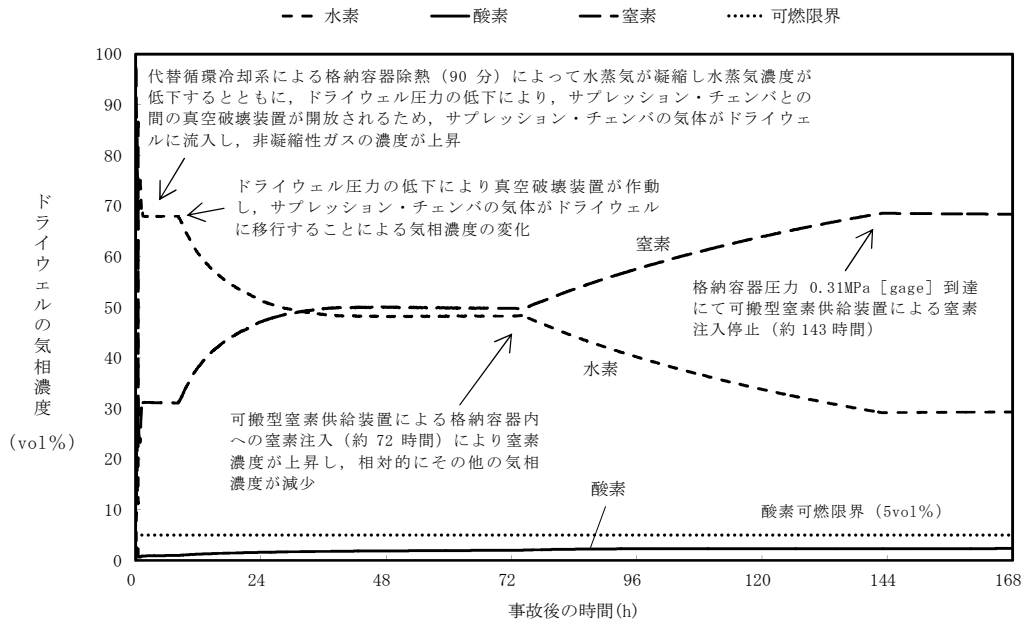
第 3.4-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



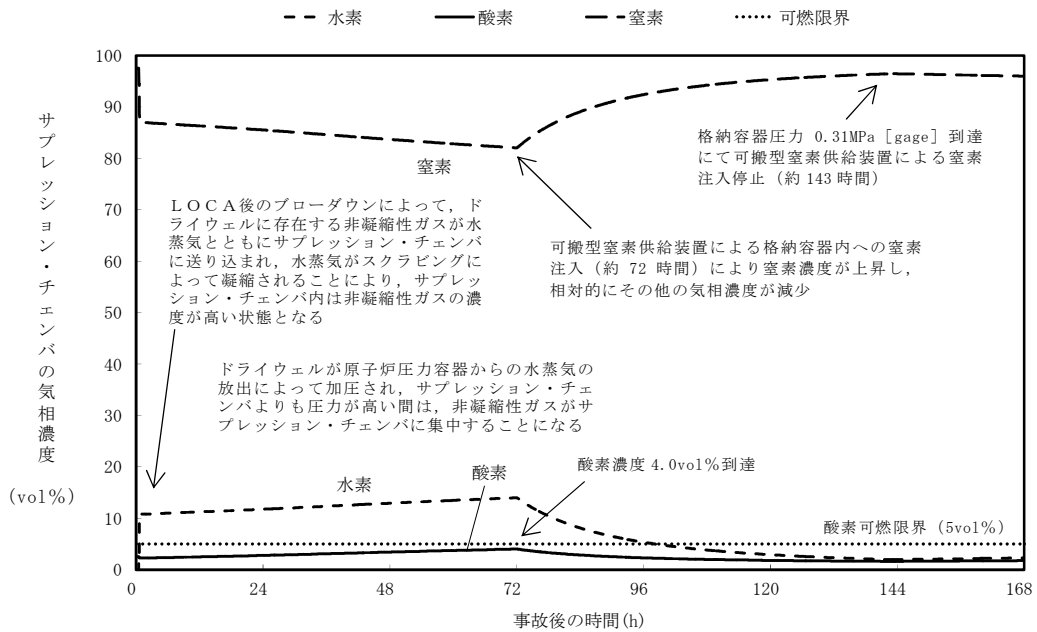
第 3.4-9 図    ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）  
（～8 時間）



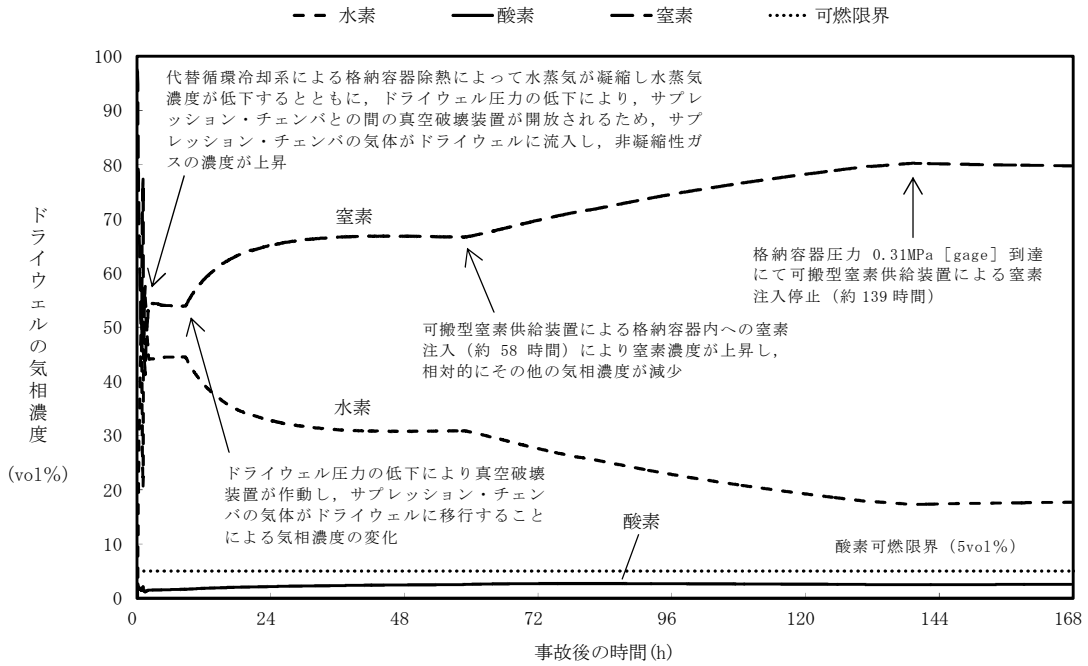
第 3.4-10 図    サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
（ドライ条件）（～8 時間）



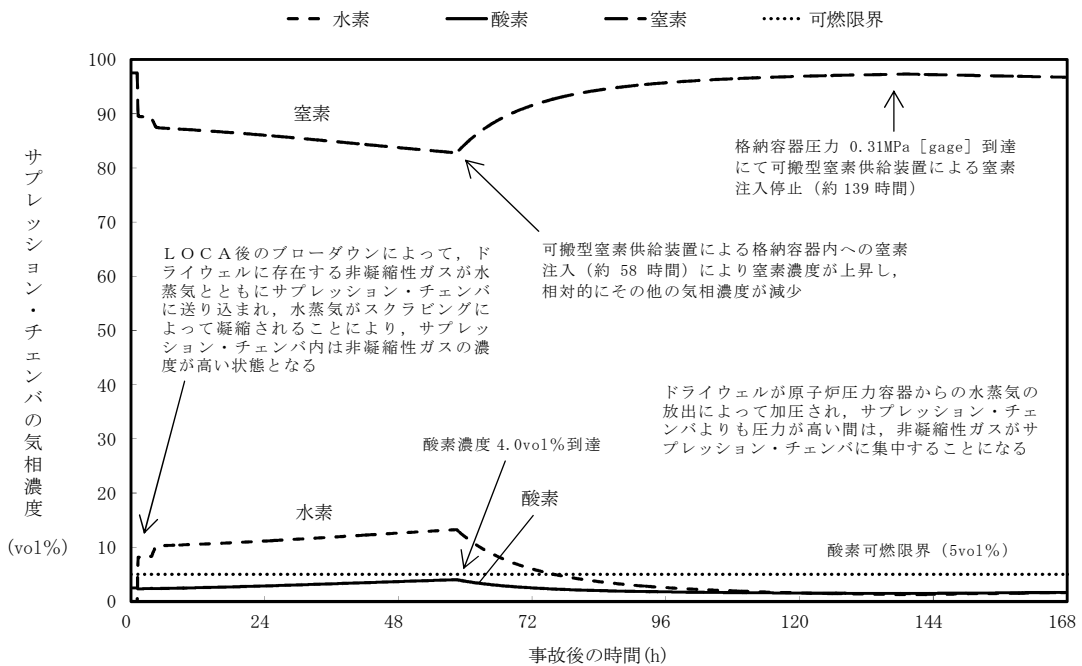
第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合の  
ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合の  
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

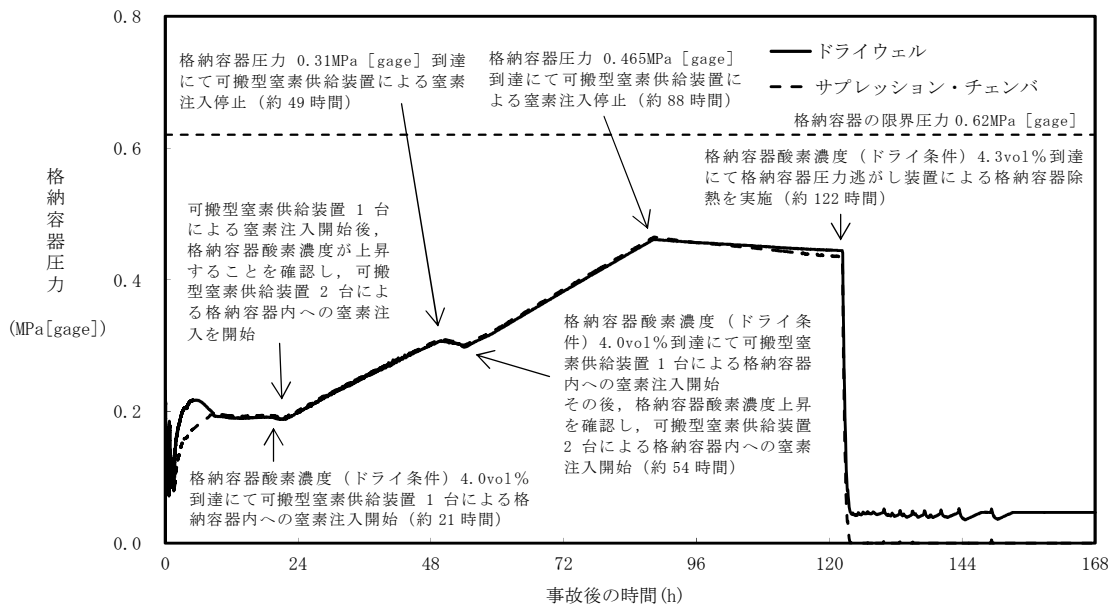


第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の  
ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

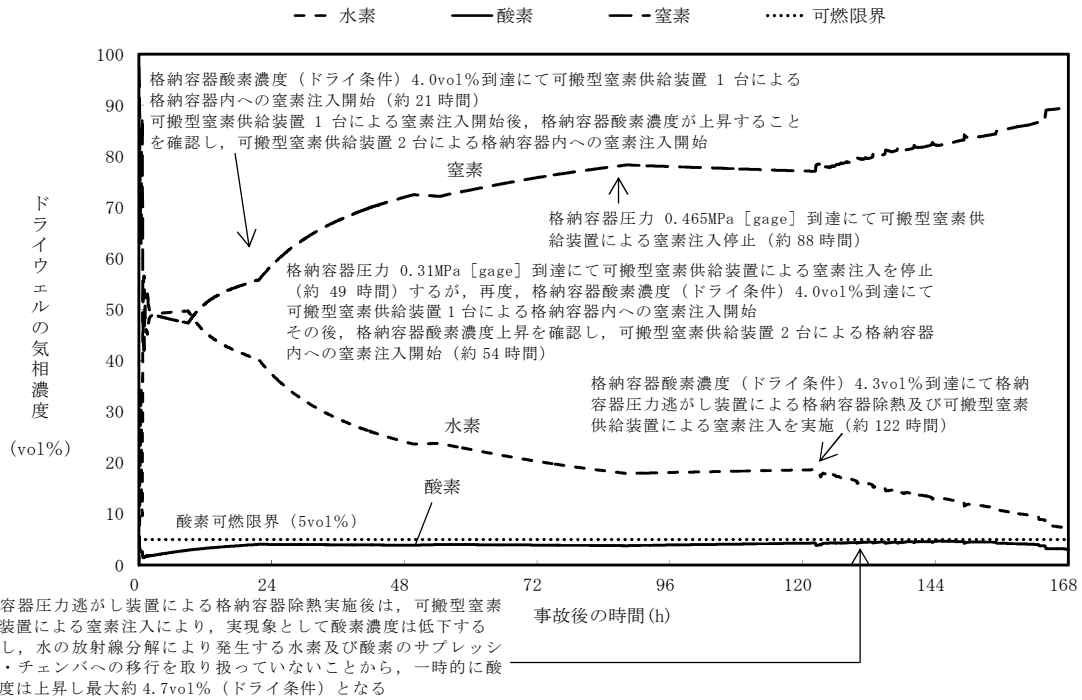


第 3.4-14 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の  
サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

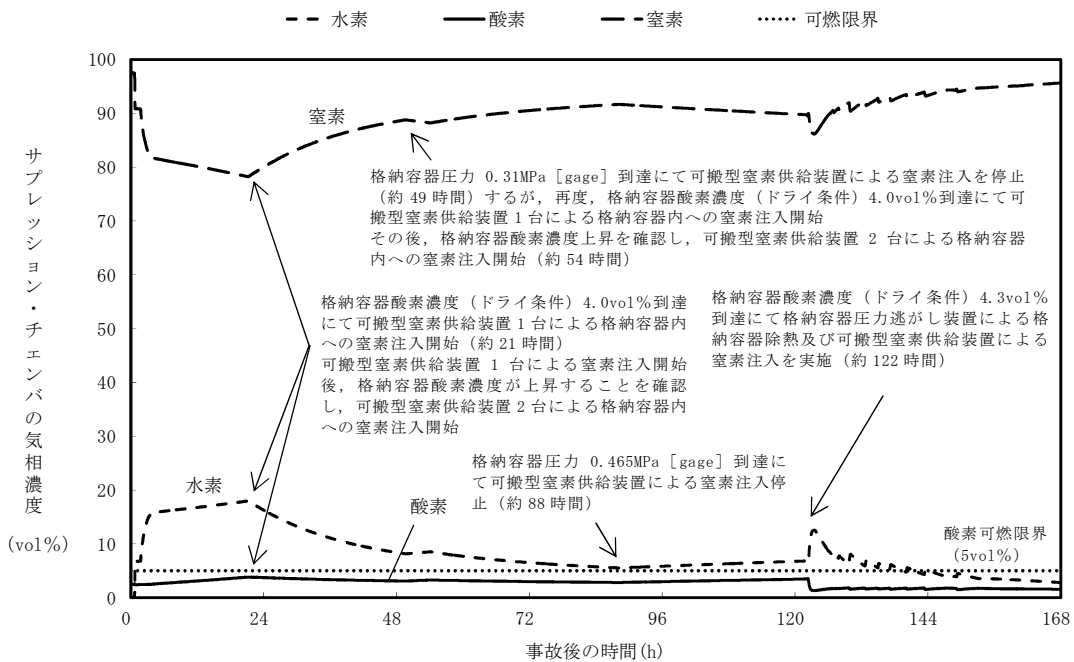




第 3.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の  
格納容器圧力の推移



第 3.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

第 3.4-1 表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容される値の上限)
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して発生する水素ガス量	解析コードMAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素 : 0.06 分子/100eV 酸素 : 0.03 分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

第 3.4-2 表 事象発生から 7 日間 (168 時間) における酸素濃度の最高値及び到達時間\*

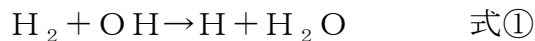
	ウェット条件	ドライ条件
ドライウエル	約 2.7vol% (約 115 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)
サプレッション・チェンバ	約 2.5vol% (約 0.4 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)

※ 全炉心内のジルコニウム量の約 10.1%が反応した場合

## 水の放射線分解の評価について

## 1. 水の放射線分解の考慮

水がガンマ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H（水素原子）、OHラジカル、 $e_{aq}^-$ （水和電子）、 $H_2O_2$ ラジカル、 $H^+$ （水素イオン）及び分子生成物の $H_2$ 、 $H_2O_2$ （過酸化水素）を生じる。また、これらの反応と並行して以下の化学反応が生じ、 $H_2$ がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素は過酸化水素の分解によって生成される。



格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素及び酸素の生成をモデル化している。

東海第二発電所は、運転中、格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応や溶融炉心・コンクリート相互作用等、水素については多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素に関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素に関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

## 2. 水の放射線分解による水素及び酸素量の計算

水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式（1）で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad \text{式（1）}$$

式（1）のパラメータは以下のとおり。

$\Delta n$  : 水の放射線分解による水素（酸素）発生量[mo1]

$Q_{decay}$  : 崩壊熱[W]

$E$  : 放射線吸収割合[-]

— サプレッション・プール以外の F P

: ベータ線, ガンマ線ともに 0.1

— サプレッション・プール内の F P

: ベータ線, ガンマ線ともに 1

$G$  : 実効 G 値[分子/100eV]

— 水素 :  $G(H_2) = 0.06$

— 酸素 :  $G(O_2) = 0.03$

$\Delta t$  : タイムステップ[sec]

放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約 1% となったことから、これを保守的に考慮して 10% とした。また、炉外の F P については水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの 100% が水の放射線分解に寄与するものとした。<sup>[1]</sup>

今回はベータ線及びガンマ線を考慮の対象とし、アルファ線については考慮の対象としていない。アルファ線については飛程が短いため、大部分が溶融炉心等に吸収されるものと考え、アルファ線による水の放射線分解への寄

与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究（以下「電共研」という。）において求めたG値を用いているが、これはガンマ線源による照射によって得られた実験結果である。ベータ線はガンマ線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、ガンマ線源による実験結果のG値をベータ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー 100eV 当たりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効G値がある。

照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度の水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切であるとされるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果<sup>[2]</sup>に基づく値を用いた。

### 3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第1図に示す。

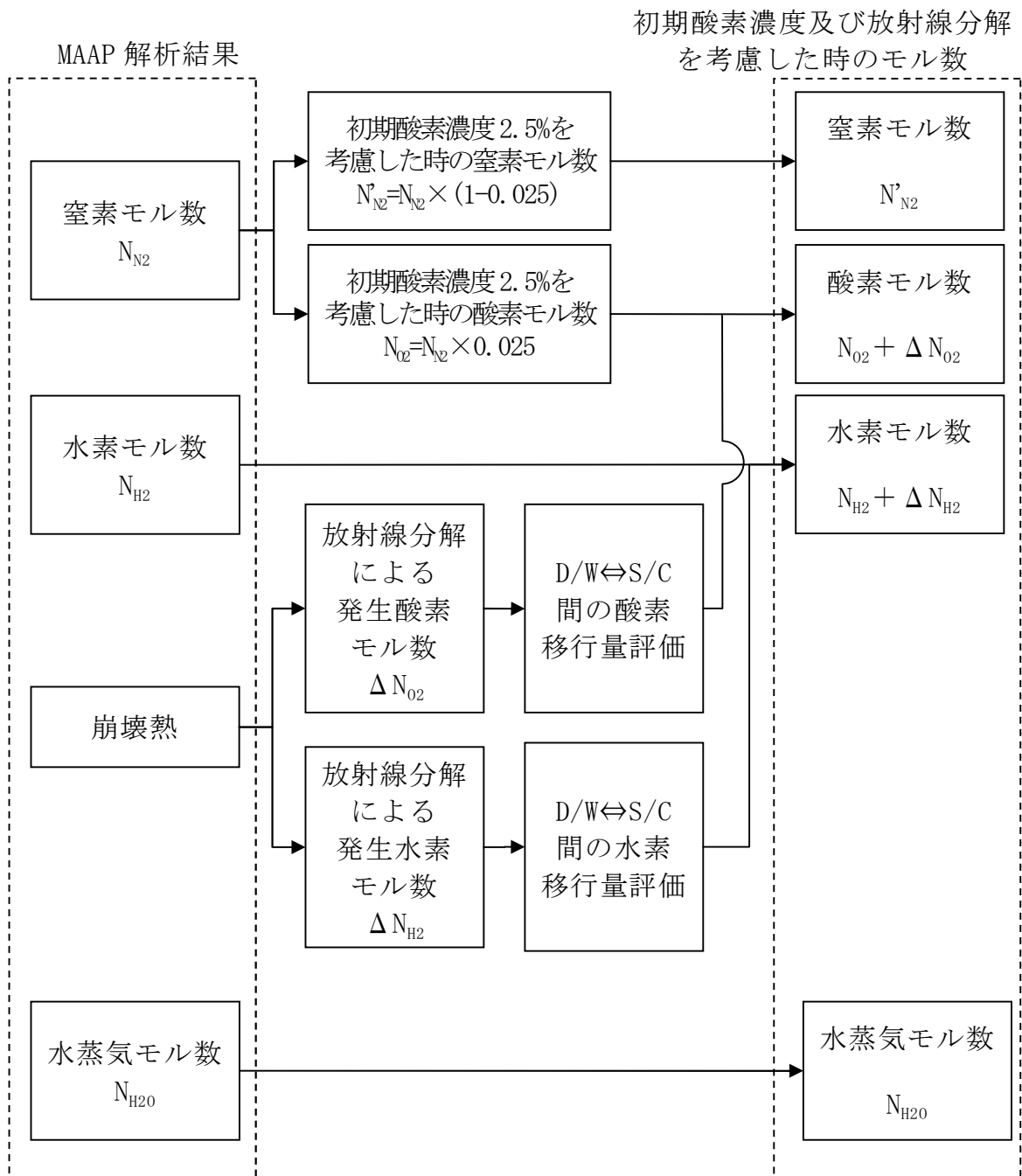
- ・ MAA P解析から得られるドライウェル及びサブプレッション・チェンバの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を 2.5vol%とした時の酸素モル

数と窒素モル数を計算する。

- ・ ドライウェル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。
- ・ 水の放射線分解によって生成する水素及び酸素については、MAAP結果に基づいてドライウェルとサプレッション・チェンバ間のベント管を介した移行量を評価し、移行量に応じてドライウェルとサプレッション・チェンバに分配する。
- ・ 上記を重ね合わせることにより、格納容器内の気相濃度を計算する。

#### 4. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究，平成 12 年 3 月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究，昭和 63 年 3 月



第 1 図 水素・酸素濃度の評価フロー図



## シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について

1. これまでの許認可解析に用いたG値と有効性評価で適用したG値について  
従来、G値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析（以下「FCS性能解析」という。）で使用しており、以前にはその値として、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)<sup>[1]</sup>の記載に基づき  $G(H_2)/G(O_2)=0.5/0.25$  が使用されていた。この値はRegulatory Guide 1.7の前身であるSafety Guide 7(1971年3月)に記載されている。当時、既に一般的知見として、水の放射線分解の短時間内の一次反応に基づくG値（以下「初期G値」という。）は  $G(H_2)=0.43\sim 0.45$  となることが知られており、Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のG値はこの初期G値を包絡するものとなっている。

しかし、この初期G値は水の放射線分解の一次反応に基づく値であるため、その後の二次反応、つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素、酸素の発生割合を示す実効的なG値（以下「実効G値」という。）に比べてかなり大きい値となる。

格納容器内の可燃性ガス濃度の評価において必要となるのは、正味の発生割合を表す実効G値である。これに関して、電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和61～62年度）<sup>[2]</sup>（以下「基本実験」という。）において水の放射線分解に関する実験を実施し、可燃性ガス濃度系性能評価条件下での実効G値として次の結果を得た。

沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.4, G(O_2) < 0.2$

非沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.25, G(O_2) < 0.125$

この結果に基づき、東海第二発電所等の沸騰水型原子力発電所では、可燃性ガス濃度の評価<sup>[3]</sup>において、沸騰状態で  $G(H_2)/G(O_2)=0.4/0.2$ 、非沸騰状態で  $G(H_2)/G(O_2)=0.25/0.125$  を採用している。

基本実験では、重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており、実効G値として次の結果を得ている。

沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.27$ ,  $G(O_2) \doteq 0$

非沸騰状態 :  $G(H_2) < 0.06$ ,  $G(O_2) < 0.03$

この結果に基づき、有効性評価では、水素燃焼の評価において、非沸騰状態でのG値 ( $G(H_2)/G(O_2)=0.06/0.03$ ) を採用している。

また、電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（以下「追加実験」という。）」<sup>[4]</sup>において、水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では、試験条件の温度、沸騰状態、水素濃度、よう素濃度の感度によるG値への影響を確認しており、基本実験の結果を用いることは妥当であることを確認している。

各評価で用いるG値について、第1表に示す。

## 2. 電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（基本実験）

### 2.1 基本実験の概要

#### (1) 実験装置及び実験方法

基本実験では、BWRの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより、種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合（G値）の検討を行った。

実験に使用した実験装置を第1図及び第2図に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また、沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は、照射容器内に純水を所定量注入した後、高純度アルゴン（Ar）ガスで脱気し、水素ガス、酸素ガスポンベを用いて雰囲気条件（気液相の水素、酸素初期濃度）を設定する。その後、よう素、鉄、銅等の不純物を

所定量添加し、循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合、更にマントルヒータにより加熱、沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後、 $\text{Co-60}$ のガンマ線源に照射を開始、水の放射線分解で生成される水素、酸素濃度を溶存水素計（DH計）、溶存酸素計（DO計）及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は、水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。

実機の事故条件を考慮して、実験ではLOCA条件、FCS性能解析条件及び重大事故条件の三種類の条件を想定し、各条件下でG値の実測を実施した。

なお、以下で示す第3図から第8図は、連続測定である液相中の濃度を除き、サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。

## (2) 試験条件及び実験結果

実験結果を第2表、第3図から第8図に示す。

実験結果は、ガンマ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度（絶対量）で整理している。また、ガンマ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効G値を求めている。

なお、G値とは100eVの放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが、水の放射線分解で生成する水素及び酸素は、水中で起こる化学反応により分子数が変化するため、ここでは、化学反応による変化（よう素等の不純物の影響）を考えに入れた値を実効G値として評価している。

### a. LOCAベースの結果：第3図、第4図

非沸騰条件の場合には、液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから、実効G値は0と見なしうる。

沸騰条件の場合には、水素濃度の実効G値は、照射開始初期は約 0.4 分子/100eV と高いが、その後安定し 0.2 分子/100eV 程度になる。また、酸素濃度の場合は 0 と見なしうる。

沸騰実験で得られた実効G値は、非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

b. F C S 性能解析ベースの結果：第 5 図，第 6 図

非沸騰条件の場合には、得られた実効G値として水素は 0.14 分子/100eV，酸素は 0.06 分子/100eV である。

沸騰条件の場合には、照射開始初期の水素は 0.43 分子/100eV だが、その後安定し 0.36 分子/100eV 程度になる。また、酸素は 0.14 分子/100eV である。

F C S 性能解析では、沸騰条件の水素のG値として実験結果の 0.36 分子/100eV に余裕を見て 0.4 分子/100eV の一定値を用いている。

c. 重大事故ベースの結果：第 7 図，第 8 図

非沸騰条件の場合には、初期水素濃度が高いことによる抑制効果（再結合効果）によって、得られた実効G値として水素は 0.06 分子/100eV，酸素は 0.03 分子/100eV となり、F C S 性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には、非沸騰条件の場合と同様、水素による抑制効果により実効G値は低減され、水素は 0.27 分子/100eV，酸素はほぼ 0 になる。

(3) 実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

- a. よう素放出のない L O C A 条件下，非沸騰状態での実効G値は水素，酸素のいずれも 0 と見なしうる。L O C A 条件下での実効G値は以下

の値となる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.2$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.1$

- b. 多量のよう素放出と小さな金属－水反応を仮定した F C S 性能解析条件下での実効 G 値は以下の値となる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.4$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.2$

非沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.25$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.125$

- c. 多量のよう素放出と大きな金属－水反応を仮定した重大事故条件下での実効 G 値は以下の値となる。上記 b. の F C S 性能解析条件下での値より小さくなる理由は、金属－水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため、水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.27$ ,  $G(\text{O}_2) \doteq 0$

非沸騰状態 :  $G(\text{H}_2) < 0.06$ ,  $G(\text{O}_2) < 0.03$

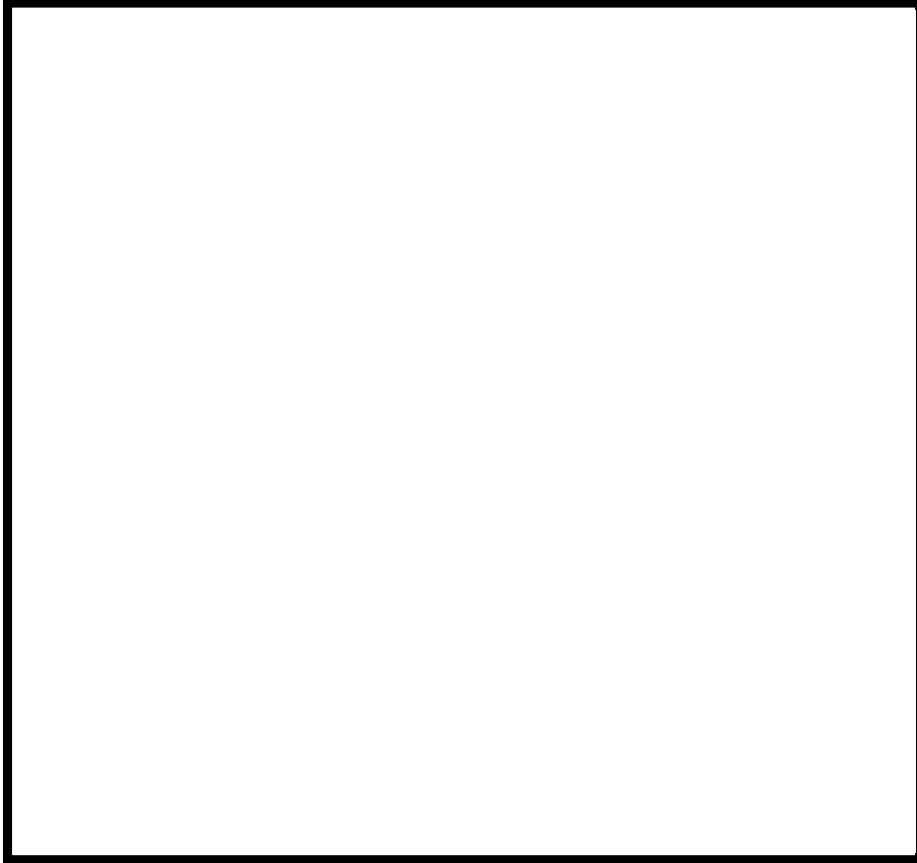
- d. a. ～ c. により、実効 G 値はよう素放出量が高くなると増加し、金属－水反応割合（水素放出量）が大きくなると減少する。
- e. 初期酸素濃度の実効 G 値に及ぼす影響は小さい。ただし、酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。
- f. よう素以外の不純物（ $\text{Fe}^{2+}$ ,  $\text{Cu}^{2+}$ 等）の実効 G 値に及ぼす影響は小さく、よう素を多量に含む場合は無視しうる。また、よう素を含まない場合には実効 G 値を幾分増加させるが、 $\text{Fe}^{2+}$ については酸素を減少させる傾向がある。

第1表 各評価で用いるG値

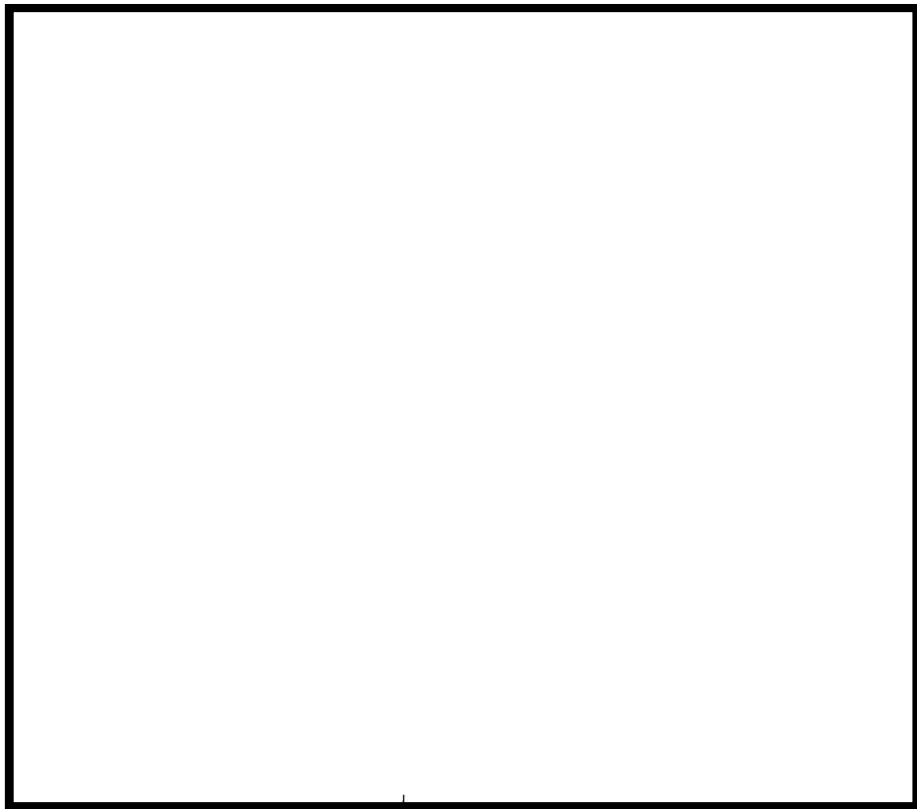
	可燃性ガス濃度評価	格納容器破損防止対策 の有効性評価
沸騰	G(H <sub>2</sub> )=0.4 G(O <sub>2</sub> )=0.2	G(H <sub>2</sub> )=0.06 G(O <sub>2</sub> )=0.03
非沸騰	G(H <sub>2</sub> )=0.25 G(O <sub>2</sub> )=0.125	

第2表 実験結果

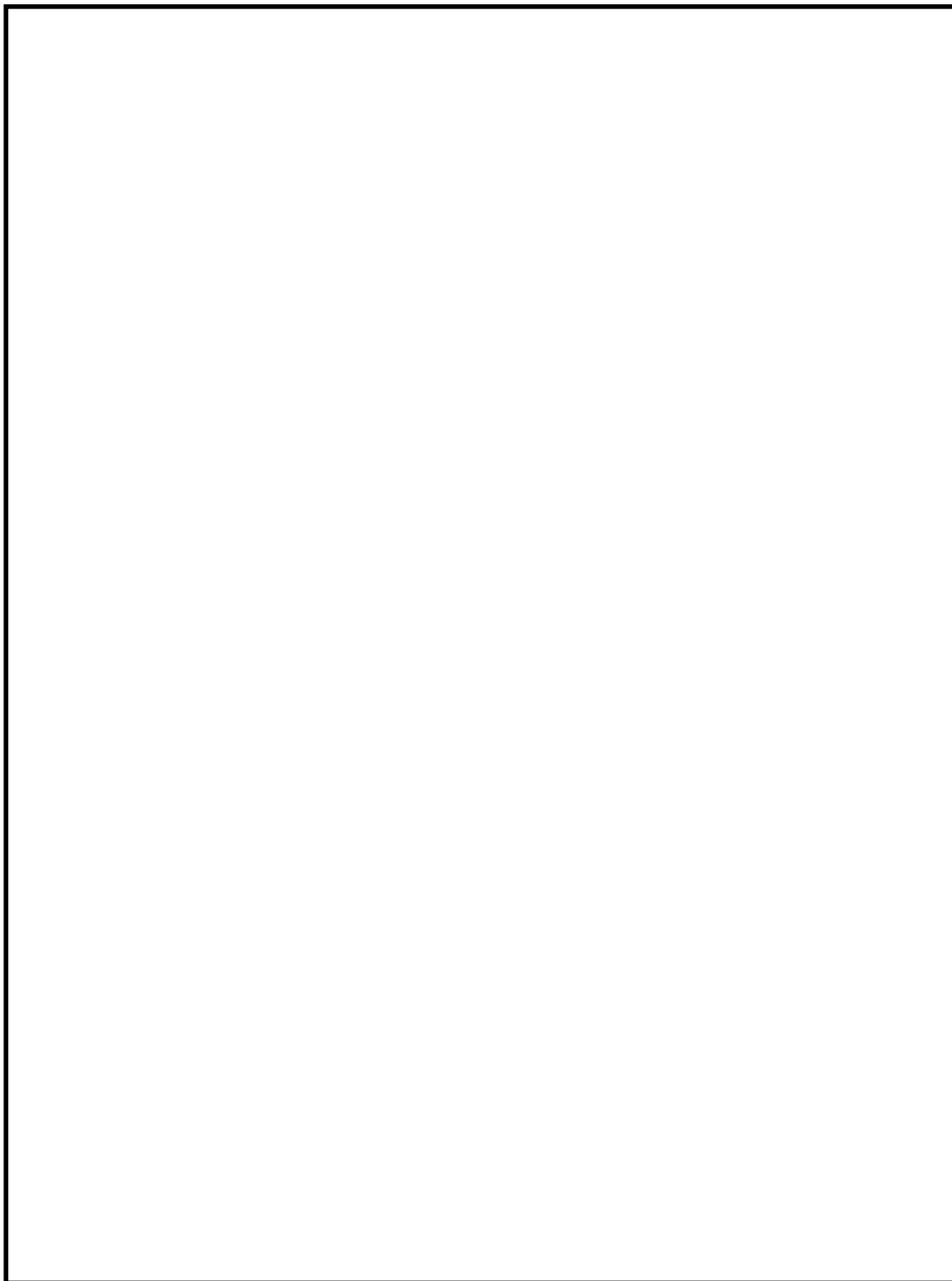
事故条件		パラメータ					実測値 (実効G値) [分子/100eV]		
		金属-水 反応割合	初期酸素 濃度	よう素 放出割合	不純物 添加	温度	G (H <sub>2</sub> )	G (O <sub>2</sub> )	
LOCA 条件	非沸騰							G (H <sub>2</sub> )	G (O <sub>2</sub> )
	沸騰								
FCS性能 解析条件	非沸騰								
	沸騰								
重大事故 条件	非沸騰								
	沸騰								



第 1 図 非沸騰実験装置の概要

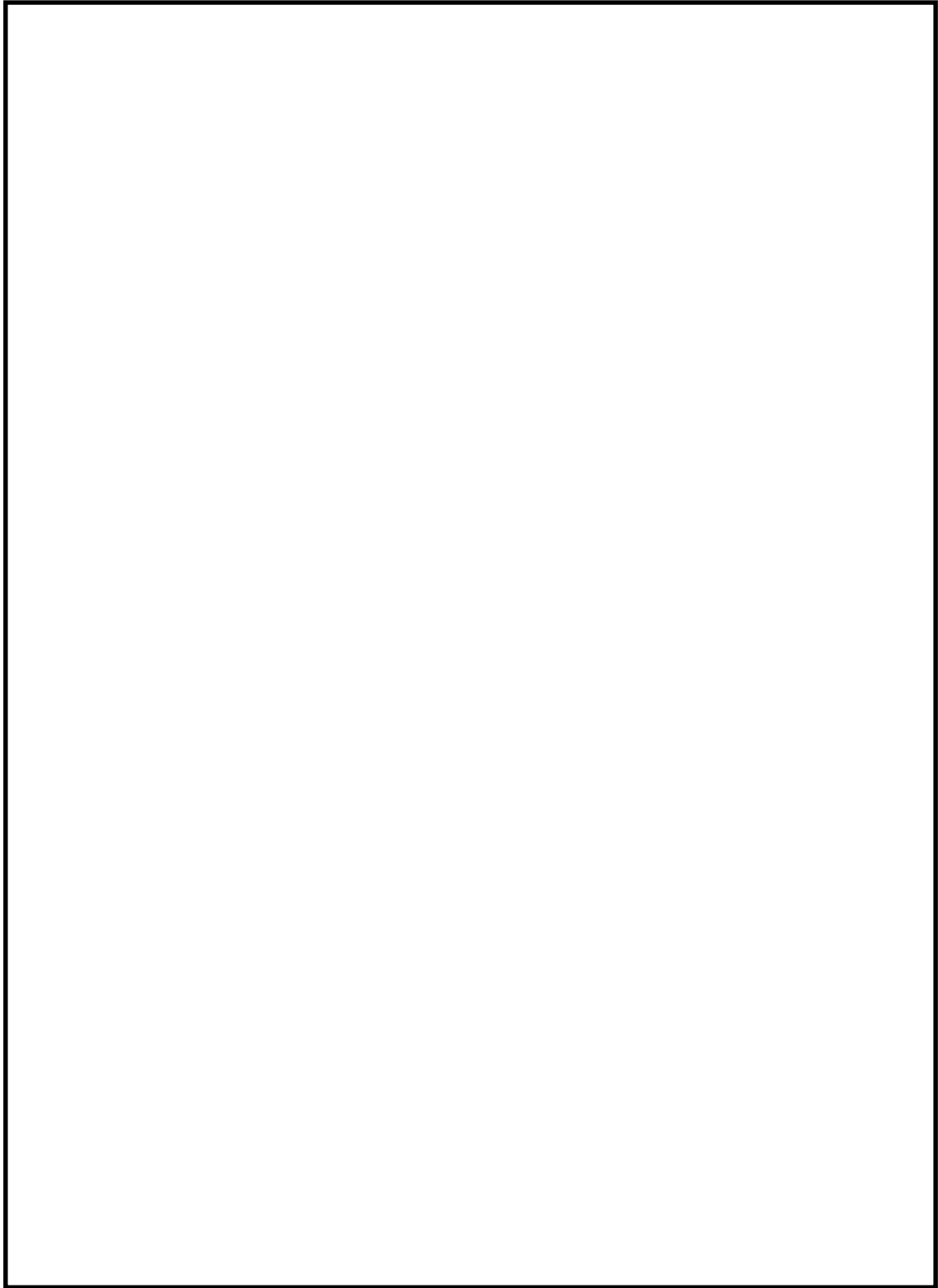


第 2 図 沸騰実験装置の概要

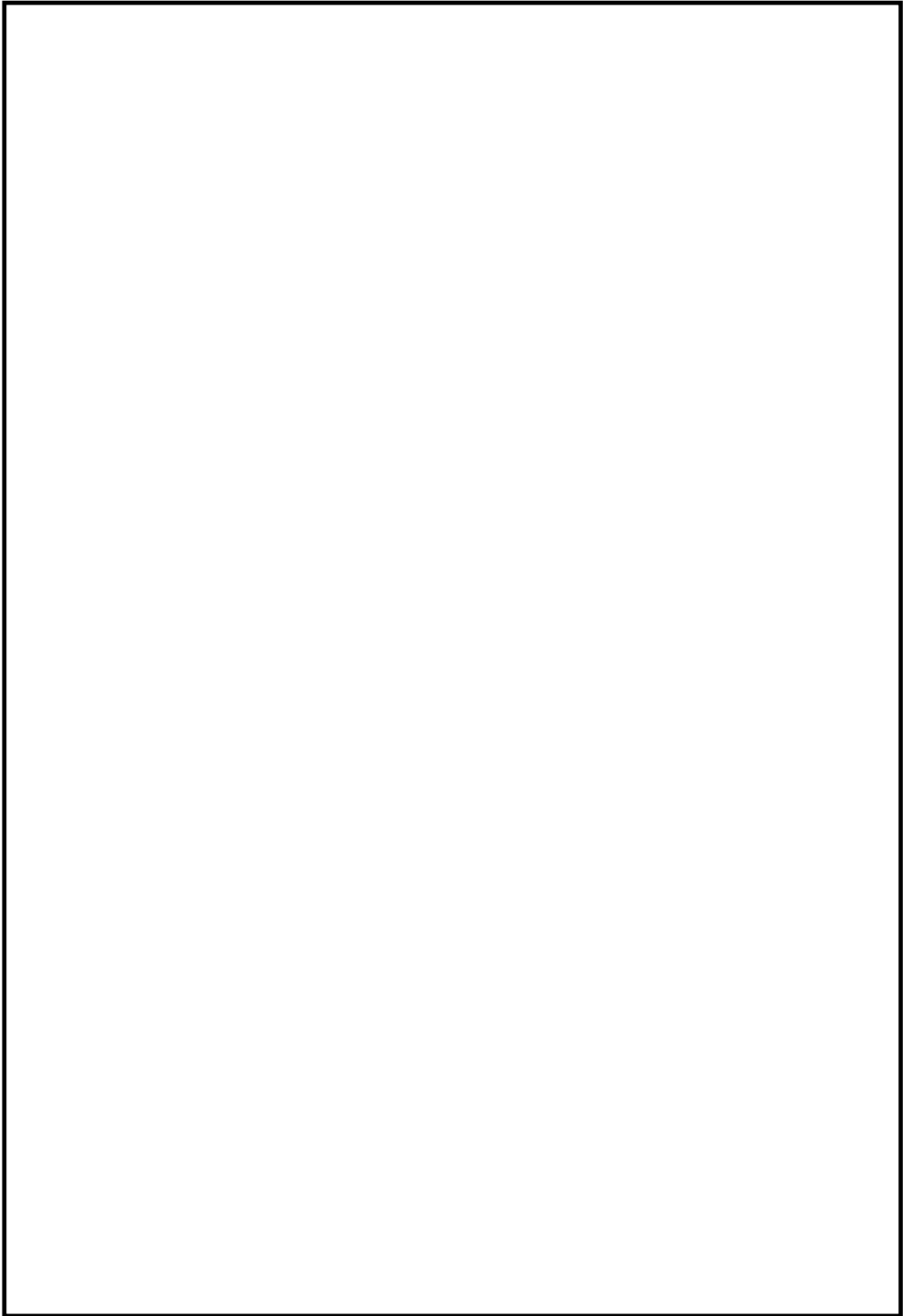


第3図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(LOCA ベース：非沸騰状態)

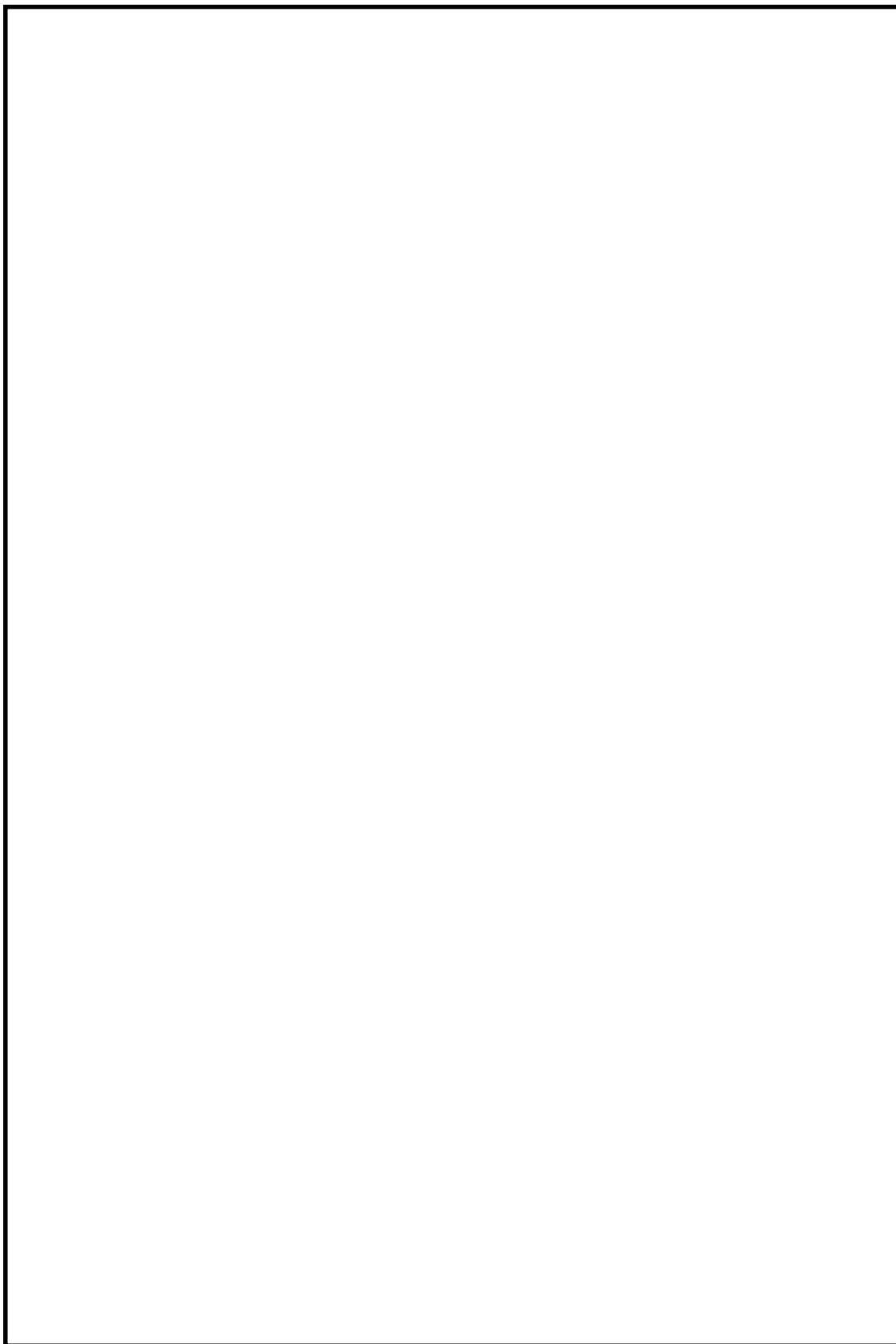




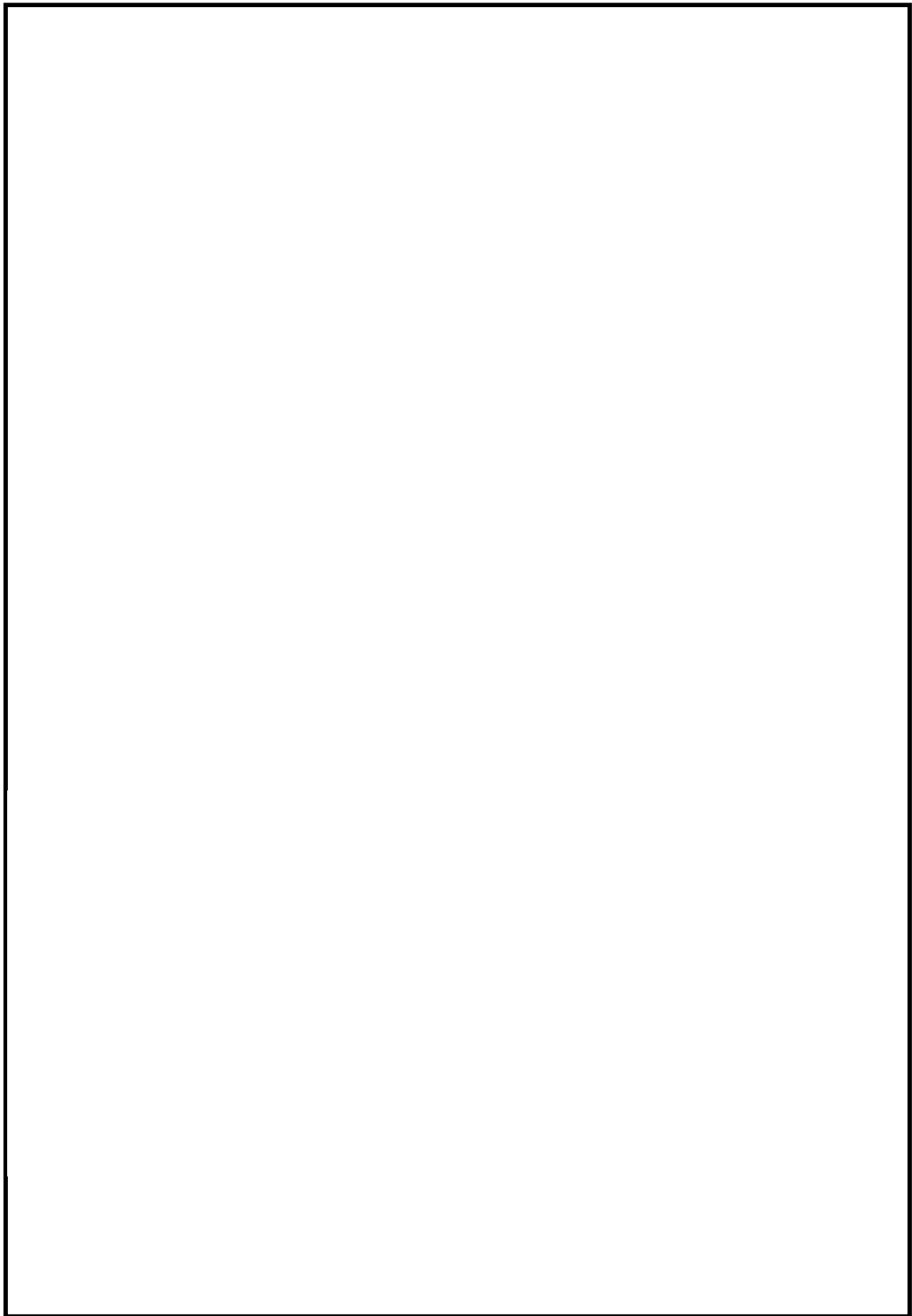
第4図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(LOCA ベース：沸騰状態)



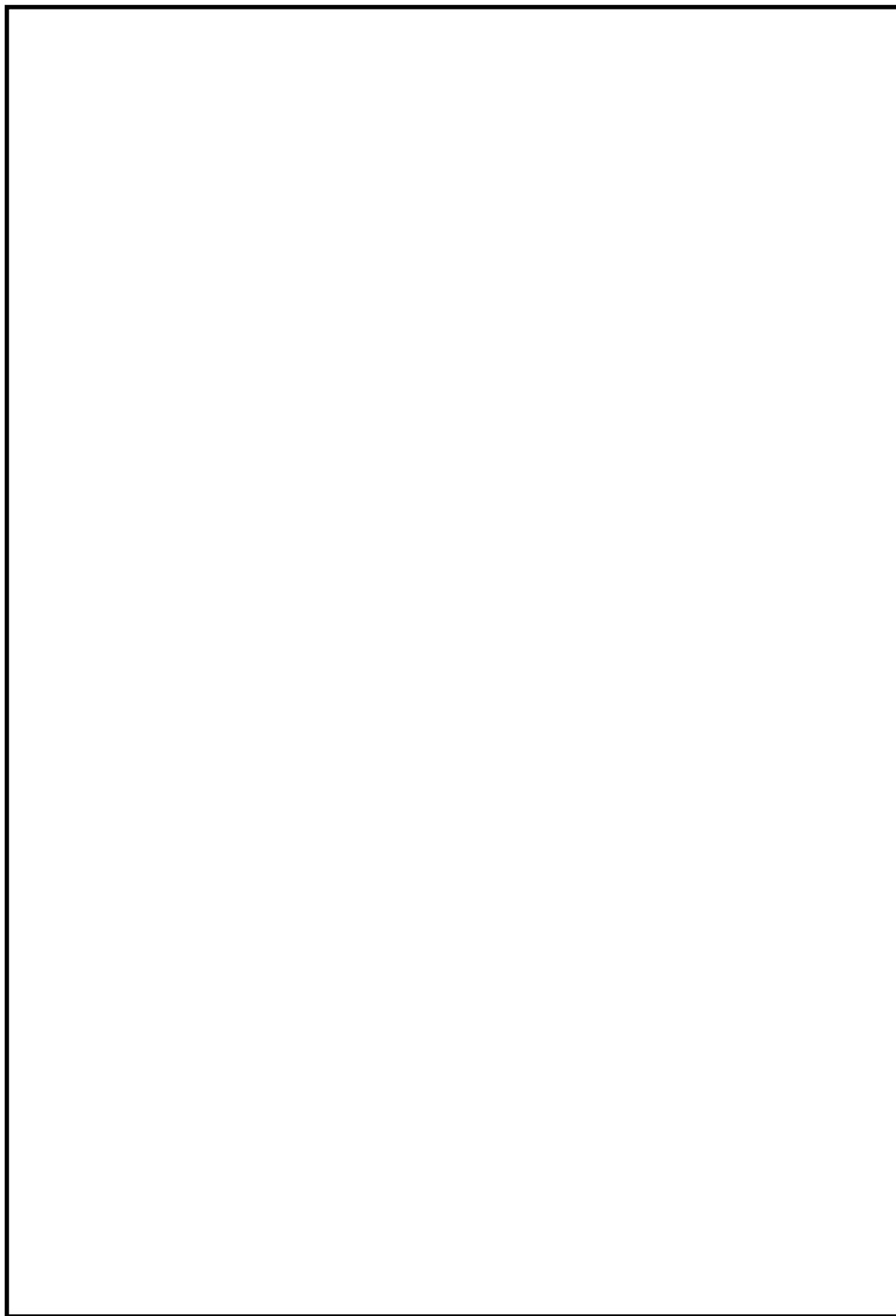
第 5 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(F C S 性能解析ベース：非沸騰状態)



第 6 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(F C S 性能解析ベース：沸騰状態)



第7図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(苛酷事故ベース：非沸騰状態)



第 8 図 気相部と液相部における水素及び酸素濃度  
(苛酷事故ベース：沸騰状態)

## 2.2 基本実験の実機への適用性

基本実験において評価したG値を用いるに当たり、実験条件（重大事故条件のうち非沸騰）と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。

第3表では、各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響を評価しており、実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。

- ・吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり<sup>[2][5]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。酸素濃度の長期（7日間）の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する $1 \times 10^4$  Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）
- ・よう素放出割合については、水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり<sup>[2][6]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
- ・ジルコニウム-水反応割合（溶存水素濃度）については、水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり<sup>[2][4]</sup>、酸素についても同様の傾向であることを確認している<sup>[2]</sup>。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）
- ・初期酸素濃度については、少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える<sup>[2]</sup>。  
（第12図参照）

- ・沸騰・非沸騰については、沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える<sup>[2]</sup>。(第13図参照)
- ・温度については、温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える<sup>[2][5]</sup>。(第14図参照)
- ・pHについては、中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える<sup>[2]</sup>。(第15図参照)

第4表では、シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い、G値への影響が軽微であることを確認している。

- ・金属イオン等 (Fe, Cu, B) については、よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない<sup>[2]</sup>。(第12図参照)
- ・ホウ酸については、水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい<sup>[2]</sup>。
- ・コンクリートについては、安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO<sub>2</sub>が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい<sup>[2][4]</sup>。
- ・有機物については、酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する<sup>[4]</sup>。(第16, 17図参照)

以上から、格納容器破損防止対策の有効性評価において、基本実験において評価したG値を用いることは妥当であると判断した。

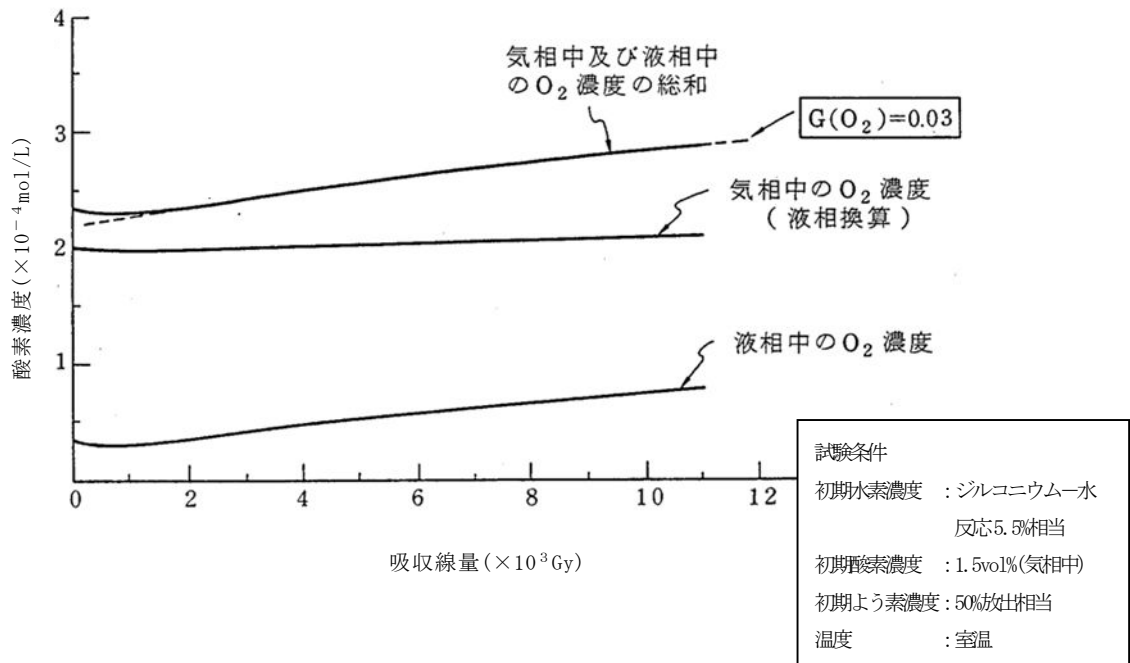
第3表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~ $1 \times 10^4$ Gy	サプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後で $1 \times 10^4$ Gyを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり <sup>[2][5]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。酸素濃度の長期（7日間）の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する $1 \times 10^4$ Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）
よう素放出割合	50% （立地審査指針における仮想事故条件を設定）	約64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり <sup>[2][6]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。しかしながら、第10図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合（溶存水素濃度）	5.5%	約10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり <sup>[2][4]</sup> 、酸素についても同様の傾向であることを確認している <sup>[2]</sup> 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える <sup>[2]</sup> 。（第12図参照）
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える <sup>[2]</sup> 。（第13図参照）
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える <sup>[2][5]</sup> 。（第14参照）
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える <sup>[2]</sup> 。（第15図参照）

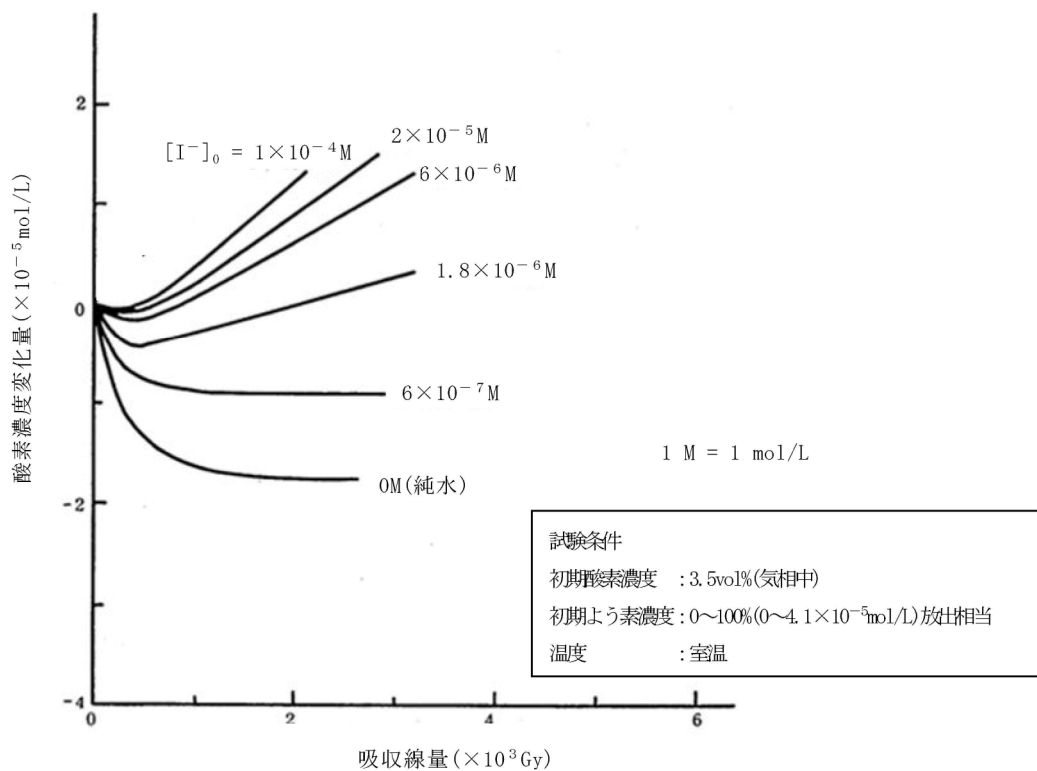


第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響

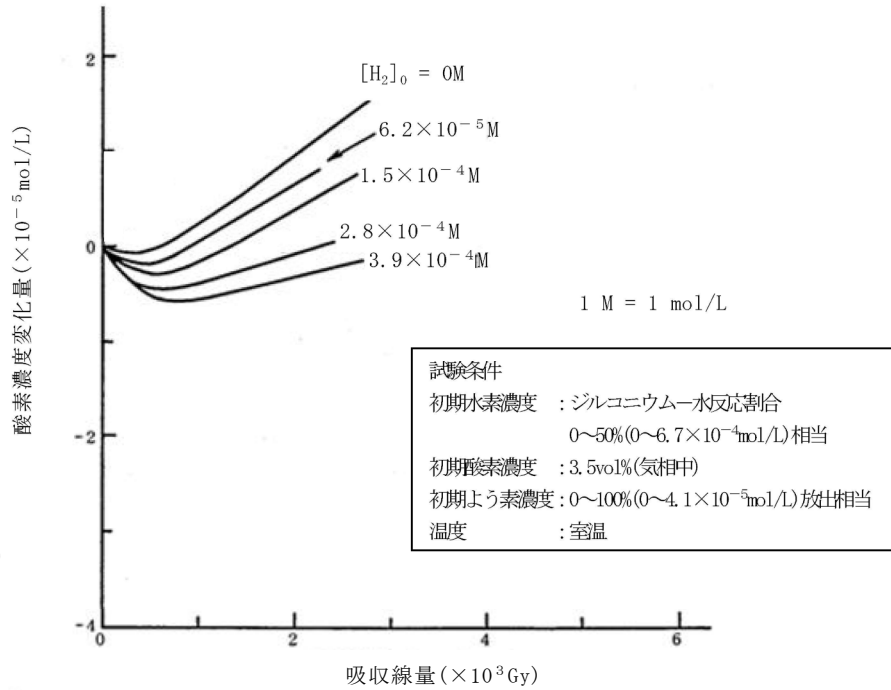
物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素の実効G値への影響
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物 等	0~2ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない <sup>[2]</sup> 。(第12図参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I時の化学反応	約 $1 \times 10^{-3}$ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい <sup>[2]</sup> 。
コンクリート	主成分のSiO <sub>2</sub> , CaO, Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , MgOなどがMCC I時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCC I時にCO <sub>2</sub> が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい <sup>[2][4]</sup> 。
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約 $1.1 \times 10^{-6}$ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する <sup>[4]</sup> 。(第16, 17図参照)



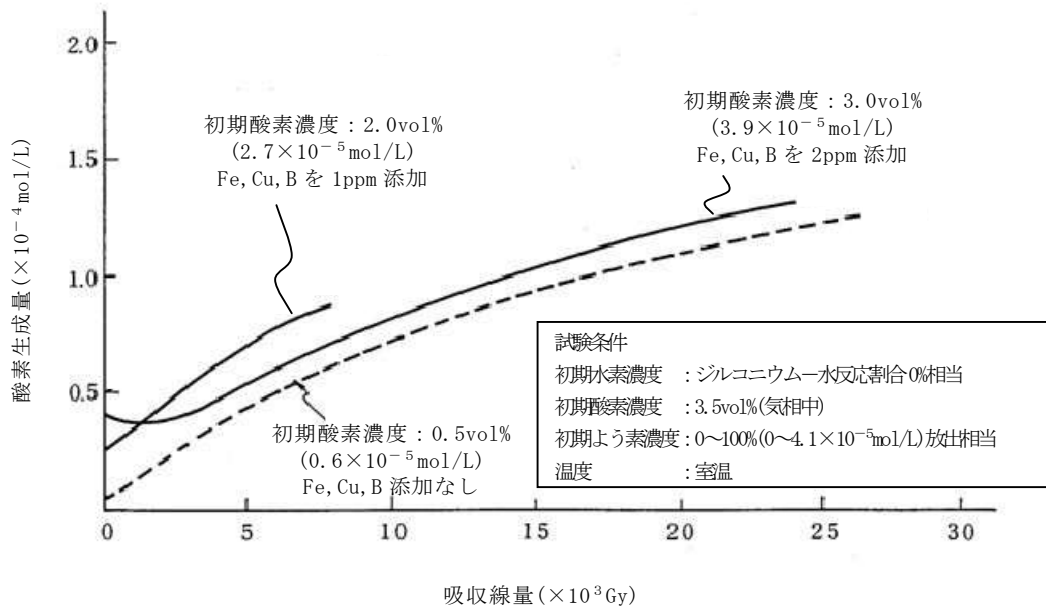
第9図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



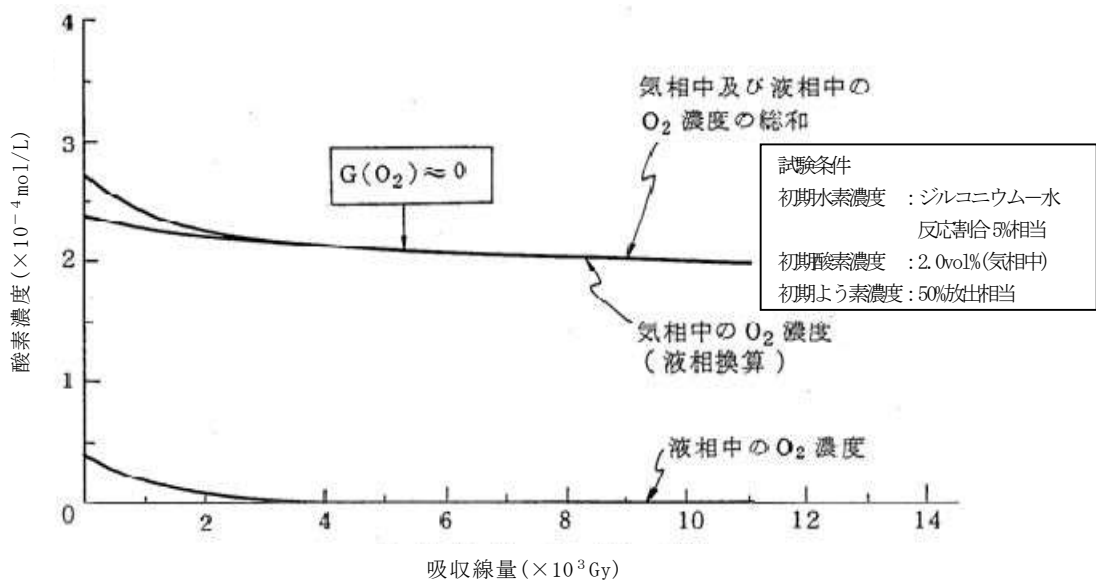
第10図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を变化させた場合)



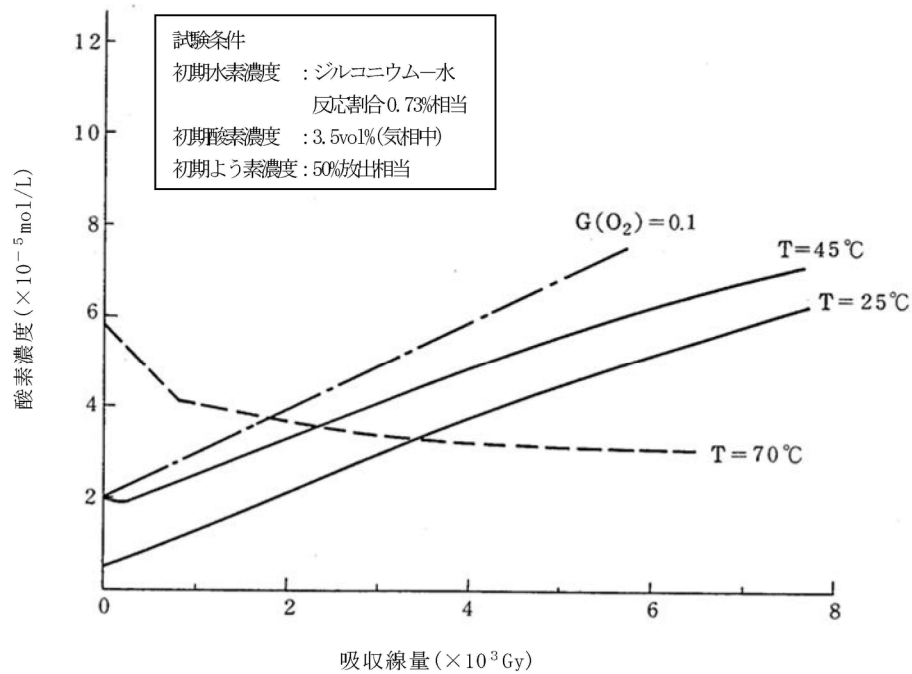
第 11 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)



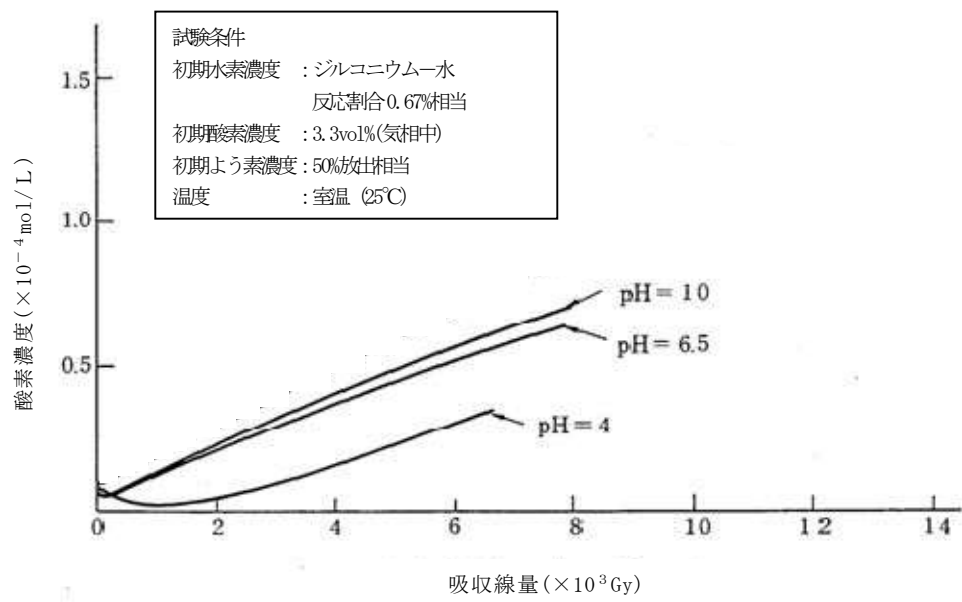
第 12 図 溶存酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B ) の有無と吸収線量の関係  
(酸素濃度及び不純物 (F e , C u , B ) の添加量を変化させた場合)



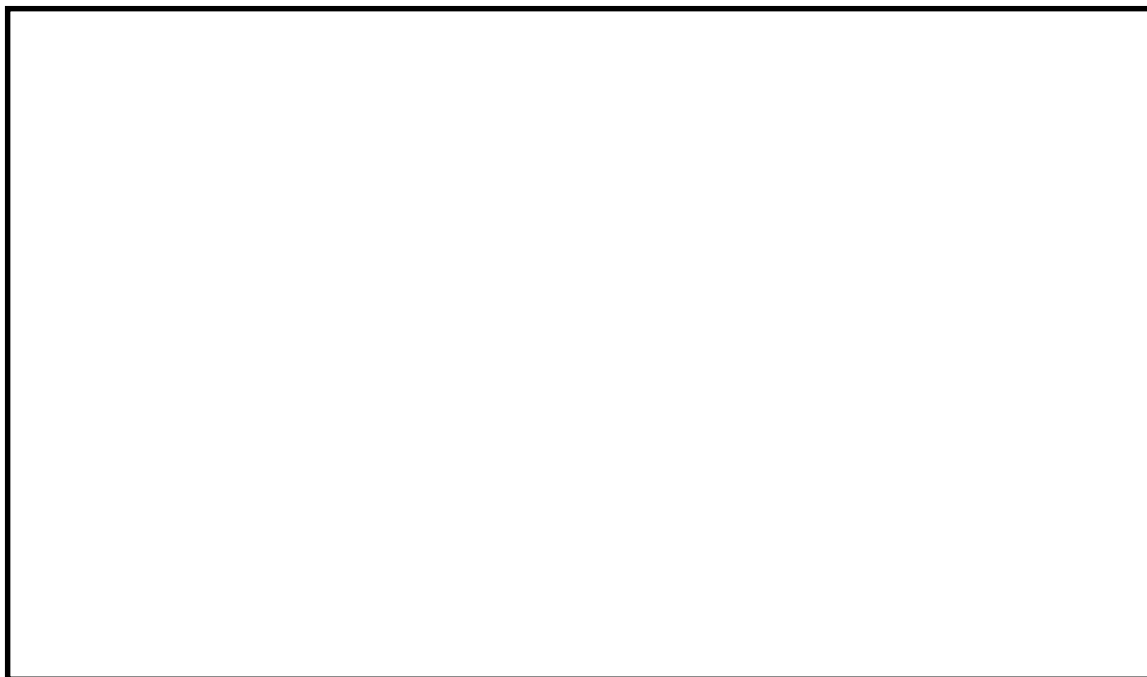
第 13 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)



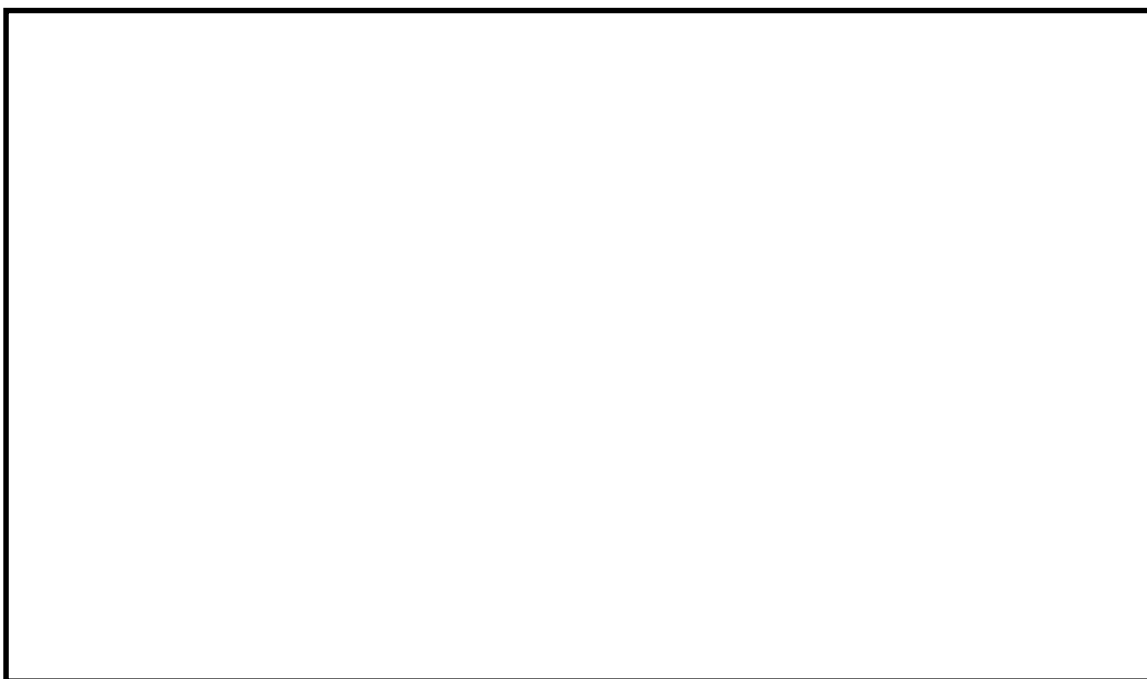
第 14 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)



第 15 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)



第 16 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



第 17 図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

## 2.3 基本実験の妥当性に関する補足

基本実験では、研究を進める上での手法の妥当性を確認するため、実験結果に関係する過去の知見<sup>[5][6]</sup>との比較を行っている。また、この基本実験の結果から得られたG値は、可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている<sup>[3]</sup>。以下、基本実験と過去の知見との比較の概要について示す。

### (1) 実験方法について

基本実験では、純水に対する照射を行い、照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また、オークリッジ国立研究所（ORNL）においても純水に対する照射の実験が行われており、照射量と水素濃度の関係が報告されている<sup>[5]</sup>。これらの結果は、照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について、基本実験及びORNLにおける実験の概要を第18図及び第19図、実験の結果を第20図及び第21図に示す。

基本実験では、上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い、よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから、照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で、基本実験での実験方法は妥当なものとする。

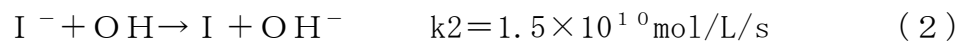
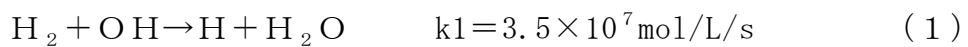
### (2) 添加物の影響とG値の増減

水中に添加された場合にG値に影響を及ぼすよう素と水素について、添加量とG値の変化の傾向について確認するとともに、過去の知見<sup>[6]</sup>と基本実験の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

#### a. よう素を添加した場合

水中へのよう素の添加がG値を上昇させる側に作用することについて

は、従来から知られていたものの<sup>[5]</sup>、基本実験では実験系内によう素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は上昇する傾向を示している。また、この増加の要因は、式（1）の再結合反応が、式（2）のよう素がOHラジカルを還元する反応によって阻害されることによるものと考えられる。これは、式（2）の反応速度定数k2と式（1）の反応速度定数k1に大きな差があることから推定できる。

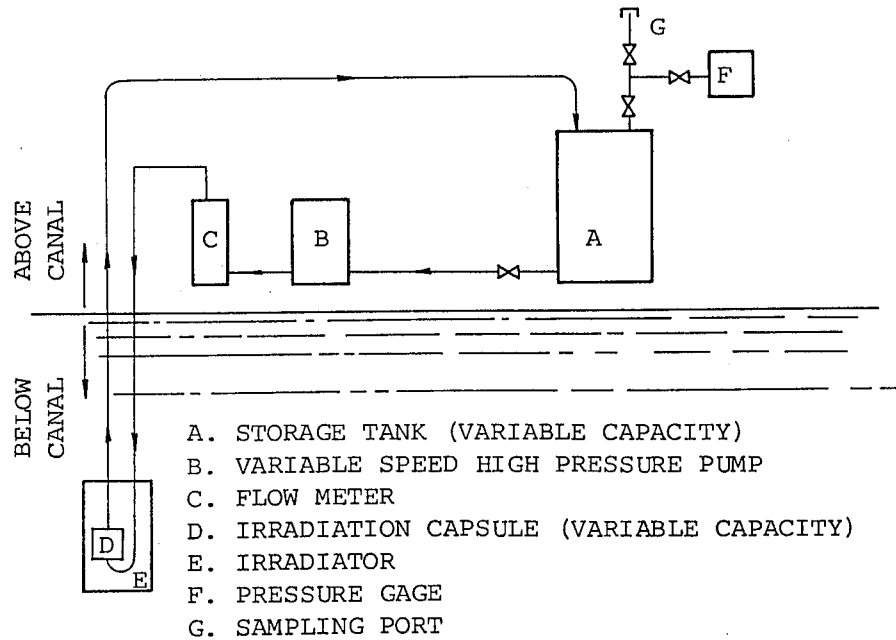


#### b. よう素及び水素を添加した場合

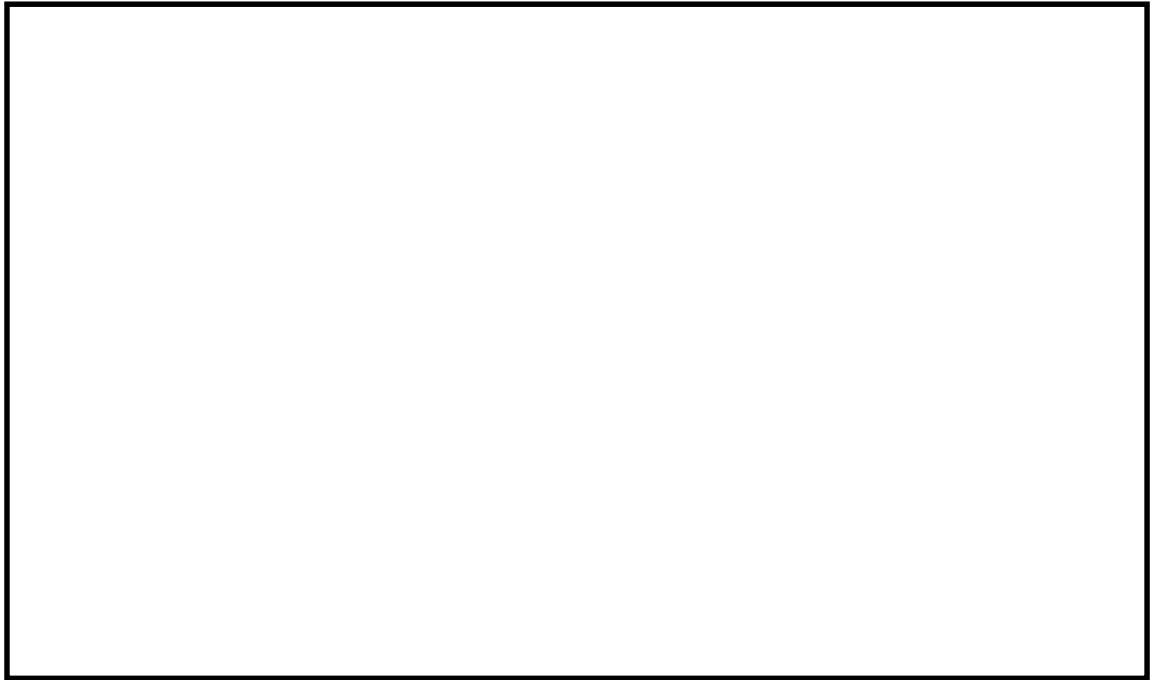
基本実験では、実験系内に水素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として、水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については、米国原子力規制委員会(NRC)によって反応モデルの作成及び評価が実施されており、よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている<sup>[6]</sup>。また、この低下の要因は、水素濃度の増加によって式（1）の再結合反応が促進されることで、水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。NRCにおける評価の結果を第22図に、基本実験における実験の結果を第23図に示す。



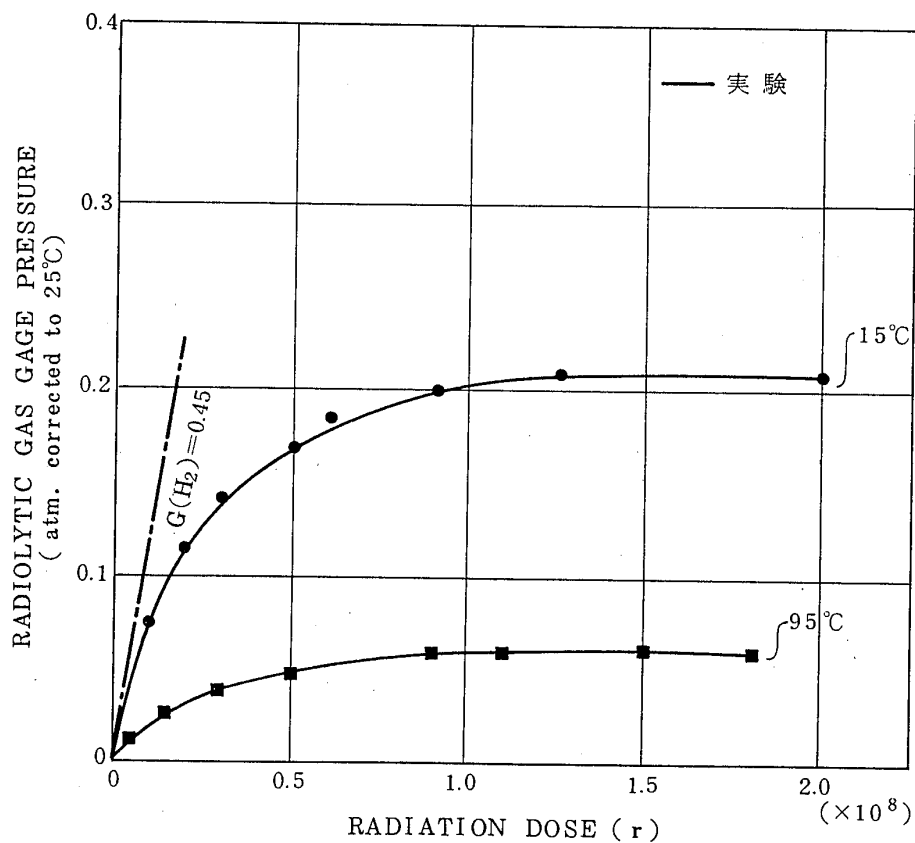
容積	カプセル液相	100cm <sup>3</sup>
	タンク気相	350cm <sup>3</sup>
	タンク液相	250cm <sup>3</sup>
循環流量		14cm <sup>3</sup> /min
初期温度 (実験パラメータ)		15°C, 95°C



第 18 図 ORNL による照射実験のループ



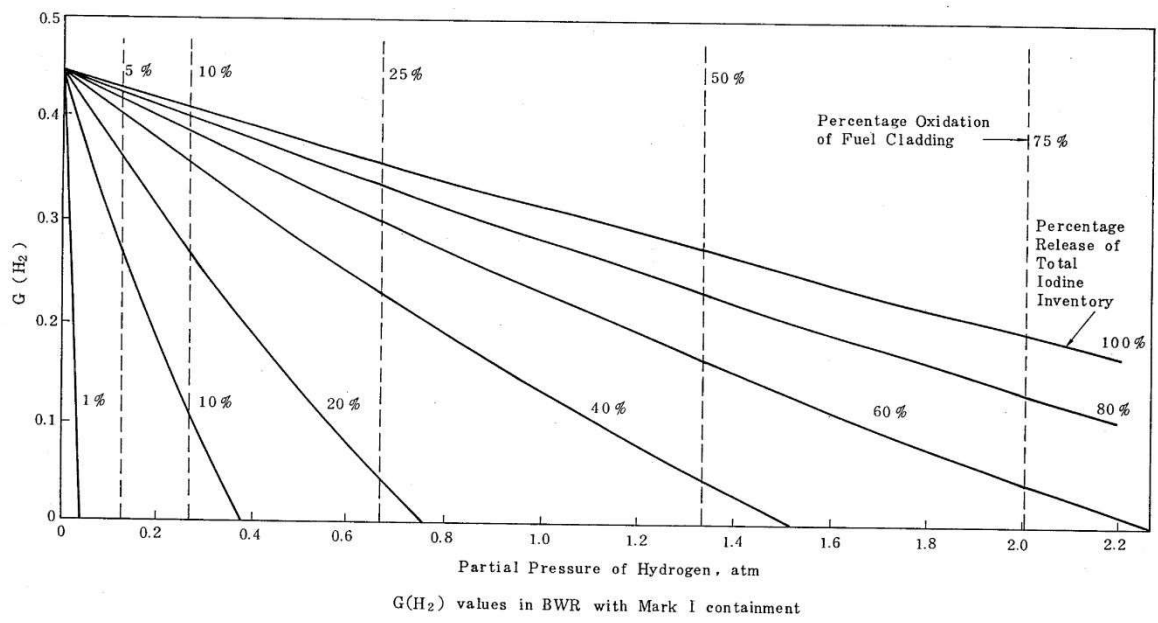
第 19 図 基本実験による純水照射の手順と実験で用いた容器の概略



第 20 図 ORNL による実験結果 (純水に対する照射)

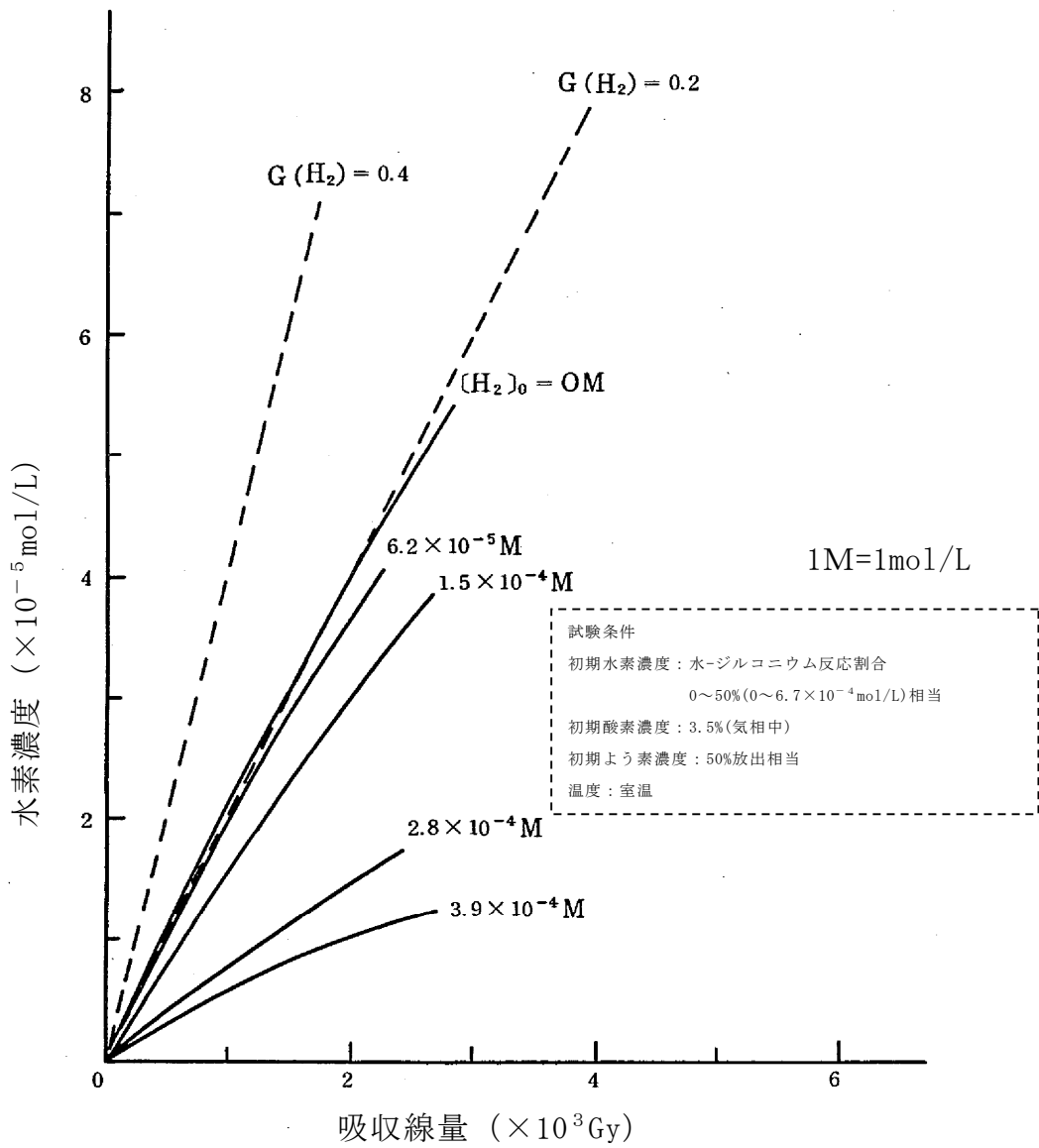


第 21 図 基本実験による実験結果 (純水に対する照射)



第 22 図 NRC による評価結果

(よう素及び水素の濃度と  $G(H_2)$  の変化)



第 23 図 基本実験による実験結果

(溶存水素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合))

### 3. 電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(追加実験)

#### 3.1 追加実験の概要

##### (1) 実験装置及び実験方法

追加実験では、常温から高温に至るケースについて試験を行うため、170℃(飽和蒸気圧 691kPa [gage]) までの試験が可能な照射容器を用いた。

実験に使用した装置を第 24 図に示す。装置は、照射容器、液相循環ライン、気相サンプリングライン、ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で、容量は 2L である。照射容器内には 3 本のガス注入ラインが接続されており、水素、酸素、窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計 (DH 計)、溶存酸素計 (DO 計)、導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後、DH 計、DO 計により、液相中の水素、酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後、ガスクロマトグラフで気相中の水素、酸素濃度をバッチ測定する。

全ての条件が定常状態に達した後、C o -60 ガンマ線源にて照射を開始し、DH 計、DO 計で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに、ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素・酸素濃度を測定した。

実験は、温度、沸騰の有無、初期水素濃度、酸素濃度を試験パラメータとして変化させ G 値の実測を実施した。

## (2) 試験条件及び実験結果

試験条件及び実験結果を第 5 表，第 25 図に示す。

沸騰している場合は水素・酸素の G 値が 0 であること，また，沸騰していない場合は試験条件により G 値に若干のばらつきがあることを確認した。

長期試験における吸収線量と水素・酸素の変化量の相関では，水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加と共に飽和する傾向を確認できた。吸収線量  $1 \times 10^4 \text{Gy}$  における実効 G 値は，水素：0.036，酸素：0.023 であり，基本実験と同程度であった。

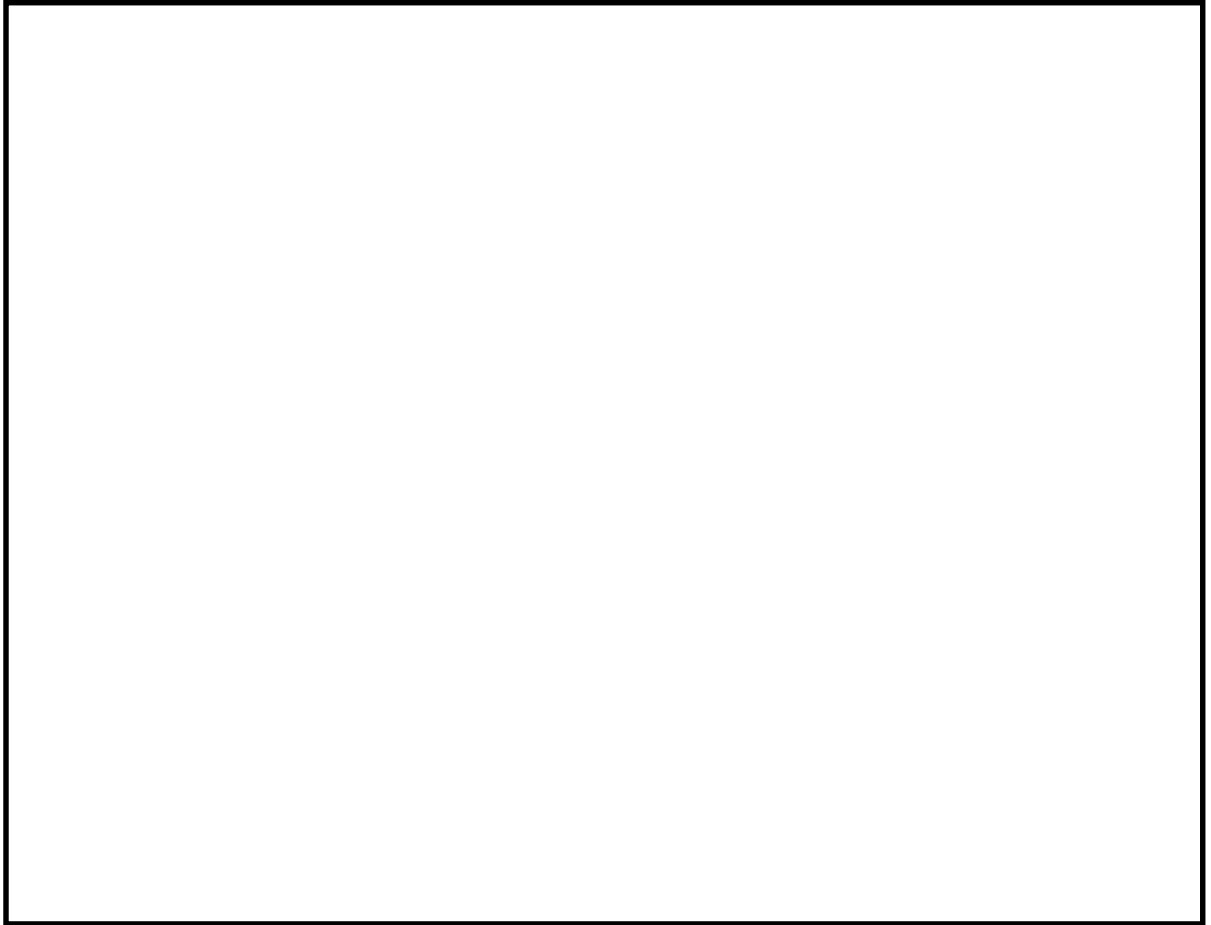
### 3.2 実験から得られた知見

基本実験と追加実験は，異なる実験装置，異なる実験実施者によって行われたが，追加実験により同程度の実効 G 値が確認できたことから，実効 G 値の有する不確かさは小さいと考える。また，水素・酸素の増加量が吸収線量の増加と共に飽和する点で同様の傾向を確認できたことから，実効 G 値を事象発生初期（1.5 時間後）の吸収線量から定めることは，事象発生から 168 時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって，前回の実験結果をもとに有効性評価を用いる実効 G 値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて， $1 \times 10^4 \text{Gy}$  における G 値を用いるのは妥当と考える。

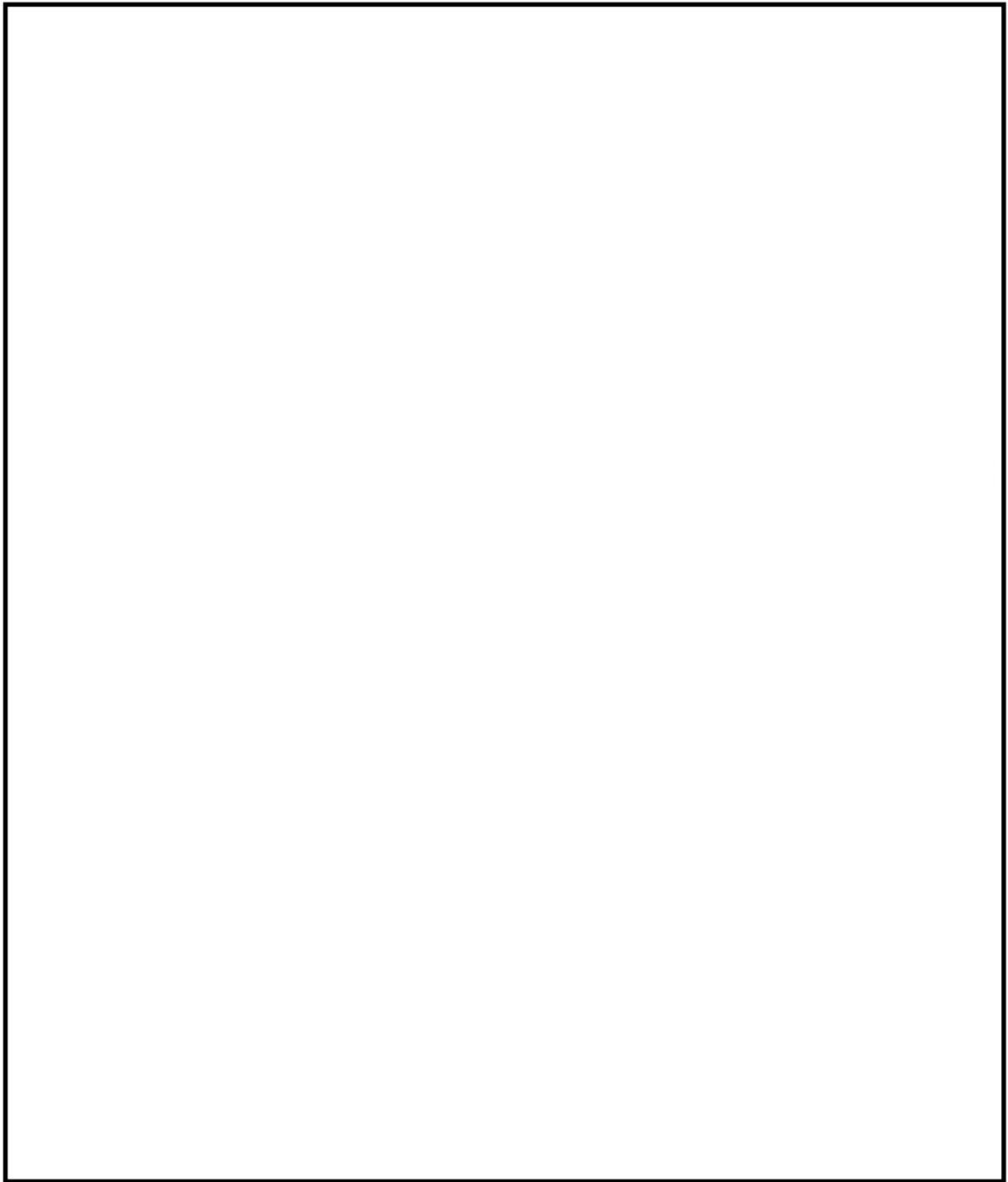
第 5 表 試験条件及び実験結果

試験 ケース	試験条件				実験結果			
	温度 [°C]	沸騰	M-W 反応 割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素 放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G値	酸素 G値
①								
①'								
②								
③								
④								
⑤								
⑥								
⑦								
⑧								





第 24 図 実験装置の概要



第 25 図 実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係

(①及び①' の G 値)

#### 4. 参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月
- [3] 「沸騰水型原子力発電所 可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR002A 改訂 3, 平成 10 年 2 月)
- [4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究 平成 12 年 3 月
- [5] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970).
- [6] Parczewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U. S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug. (1984).

(参考) その他の文献における実効G値に関する報告

勝村による報告<sup>[1]</sup>では、平成23年3月15日に発生した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水素のG値を実験で測定している。

この実験では、沸騰した純水からはG値0.24相当の水素の発生を検出し、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）からはG値0.54\*相当の水素発生を検出したと報告されており、いずれも東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素のG値0.06と比べて大きな値となっている。

本報告では酸素のG値に関しては論じられていないが、仮に水素のG値と同様に酸素も高いG値で発生したとしても、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には、格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。

※：水の放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45）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にも関わらず、G値0.54の水素発生が検出されているが、この原因については、水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。

[1] 勝村庸介，“福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎 —沸騰水のラジオリシスと水素濃縮—”，放射線化学 第92号，(2011)。

## 安定状態について（水素燃焼）

「水素燃焼」時の安定状態については以下のとおり。

**格納容器安定状態：**

本評価では、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに、事象発生から約 84 時間後に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

**【安定状態の維持について】**

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 46 日後にドライウェルにおいて 4.3vol% に到達する。

このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び雰囲気温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol% に到達する場合については、格納容器ベントにより、水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。

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）

第1表 解析条件を最確条件とした場合に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

項目		解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	約1vol%～約2vol%	酸素濃度 4.3vol%（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として設定（運転上許容される値の上限）	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナシスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナシスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量	事象進展による	解析コードMAAPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素発生量が増加する可能性があるが、操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）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。	最確条件とした場合は、水素発生量が増加する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するため、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作時間が早まる場合について感度解析を行い、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。 (添付資料3.4.6)
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	考慮する	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素発生量が増加し、本評価事故シナシスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シナシスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要があるが、ベント開始までの時間は事象発生から約122時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。 (添付資料3.4.5)	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することで可燃領域の到達を防止することが可能であり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料3.4.5)

## G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について

## 1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究<sup>[1][2]</sup>の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG 値を  $G(\text{H}_2)=0.06$ ,  $G(\text{O}_2)=0.03$  としている。今回の評価で用いたG 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から 7 日が経過する前に酸素濃度が 4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、基本的に格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし、水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。

## 2. 評価条件

第 3.4-3 図から第 3.4-6 図に示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

- ・水の放射線分解における水素及び酸素のG値を，沸騰状態においては  $G(H_2)=0.4$ ， $G(O_2)=0.2$ ，非沸騰状態においては  $G(H_2)=0.25$ ， $G(O_2)=0.125$  とする。この値は，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり，設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ，重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから，重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。
- ・事象発生から7日が経過する前に，水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回るため，格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。
- ・格納容器内への窒素注入手順としては，格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し，格納容器圧力0.31MPa[gage]までの注入を基本とするが，本感度解析のように早期の格納容器ベント（事故後7日以内を想定）に至る場合には，0.465MPa[gage]までの追加の窒素注入を実施することで，可能な限り格納容器ベント遅延させ，環境への影響を低減させることとする。ベースケースと感度解析ケースの窒素注入条件を第1表及び第2表に示す。

第1表 重大事故相当のG値を想定した場合（ベースケース）の窒素注入条件

時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol%（ドライ条件）到達	S/C への窒素注入（窒素 198m <sup>3</sup> /h，酸素 2m <sup>3</sup> /h）を開始
②	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止

※ PCV：格納容器，S/C：サブプレッション・チェンバ，D/W：ドライウエル



第 2 表 設計基準事故相当の G 値を想定した場合  
(感度解析ケース) の窒素注入条件

時間		窒素注入条件
①	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始
②	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の 30 分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396m <sup>3</sup> /h, 酸素 4m <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
③	PCV 圧力 310kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止
④	PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始
⑤	酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の 30 分後)	S/C への窒素注入は継続したまま, 追加で D/W への窒素注入 (窒素 198m <sup>3</sup> /h, 酸素 2m <sup>3</sup> /h) を開始 (合計で窒素 396m <sup>3</sup> /h, 酸素 4m <sup>3</sup> /h を格納容器内に注入)
⑥	PCV 圧力 465kPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止

※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル

### 3. 評価結果

評価結果を第 1 図から第 4 図, 評価結果のまとめを第 3 表に示す。

第 3 図及び第 4 図に示すとおり, 事象発生約 21 時間後に酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため, サプレッション・チェンバへの窒素注入を開始する。しかし, 酸素濃度の上昇が継続することから, ドライウエルへの窒素注入を追加することで, 酸素濃度の上昇が抑制される。

事象発生約 49 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達し, 窒素注入を停止するが, 酸素濃度が再度 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため, 事象発生約 54 時間後にサプレッション・チェンバへの窒素注入を再開し, 酸素濃度の上昇継続を受けてドライウエルへの窒素注入も再開する。

その後, 事象発生約 88 時間後に格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達するため, 窒素注入を停止し, 事象発生約 122 時間後に酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) に到達した時点で, サプレッション・チェンバを經由したベント

を実施する。これにより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制される。

#### 4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のとおりであっても、格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までには約122時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは大破断LOCA後に代替循環冷却系を使用できない場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の前に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施する流れとなり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されること、格納容器内への窒素注入操作を実施する要員については他作業と重複していないことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。環境中に放出される核分裂生成物（Cs-137）の観点でも、大破断LOCA後により短い時間（事象発生から約19時間）で格納容器圧力逃がし装置による排出を実施する場合について評価し、

評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。

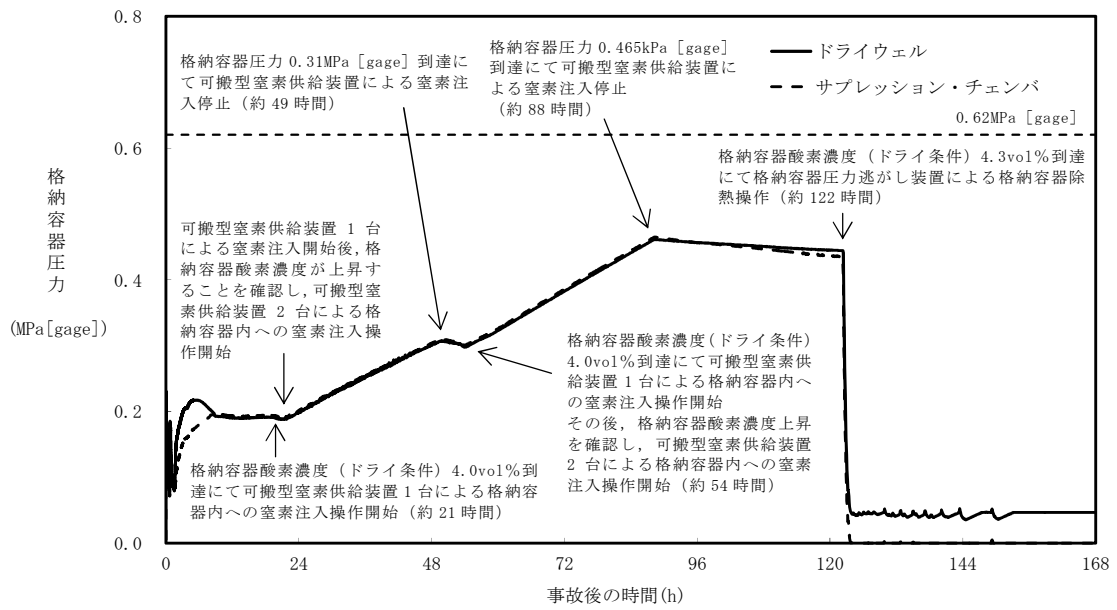
## 5. 参考文献

[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月)

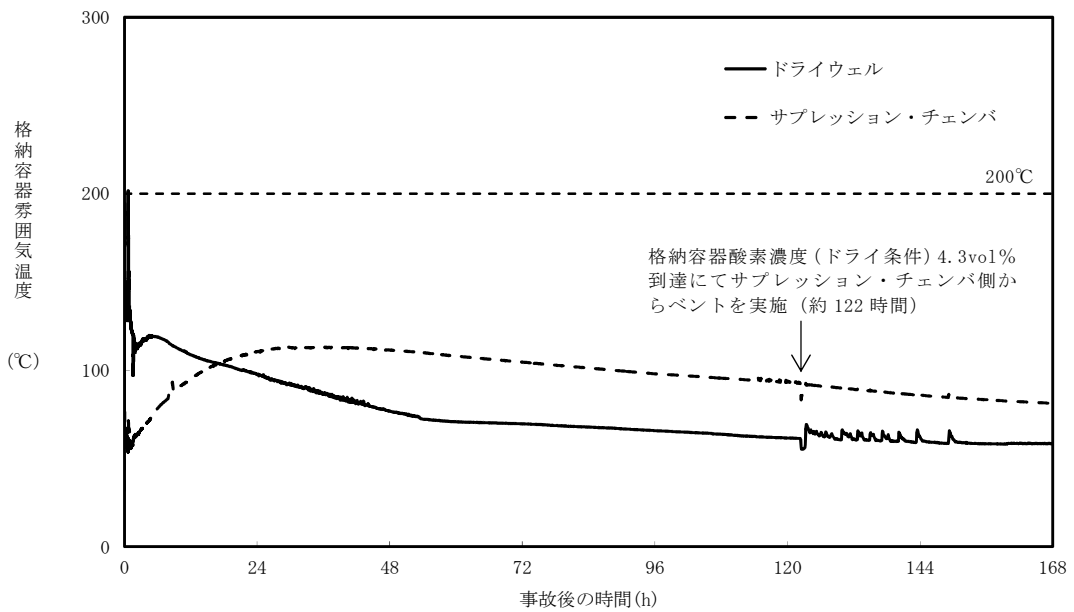
[2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)

第 1 表 G 値の変更に伴う評価項目への影響 (ドライ条件)

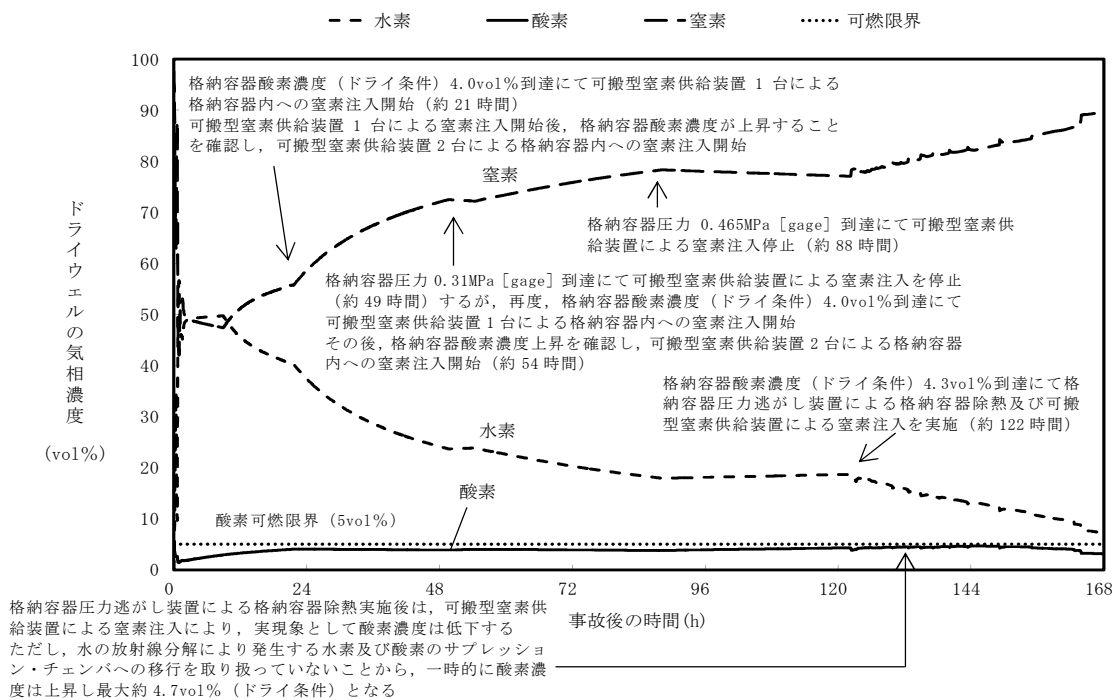
項目	感度解析 ( $G(H_2)=0.4$ , $G(O_2)=0.2$ )	ベースケース ( $G(H_2)=0.06$ , $G(O_2)=0.03$ )	評価項目
酸素濃度 最高値 (ドライウエル)	事象発生から約 122 時間後に、ドライウエルにおいて 4.3% に到達するため、約 122 時間時点でのサプレッション・チェンバを経由したベント実施によって、ドライウエル及びサプレッション・チェンバともに 5vol% 未満に維持できる	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満
酸素濃度 最高値 (サプレッション・ チェンバ)		約 4.0vol% (約 84 時間)	



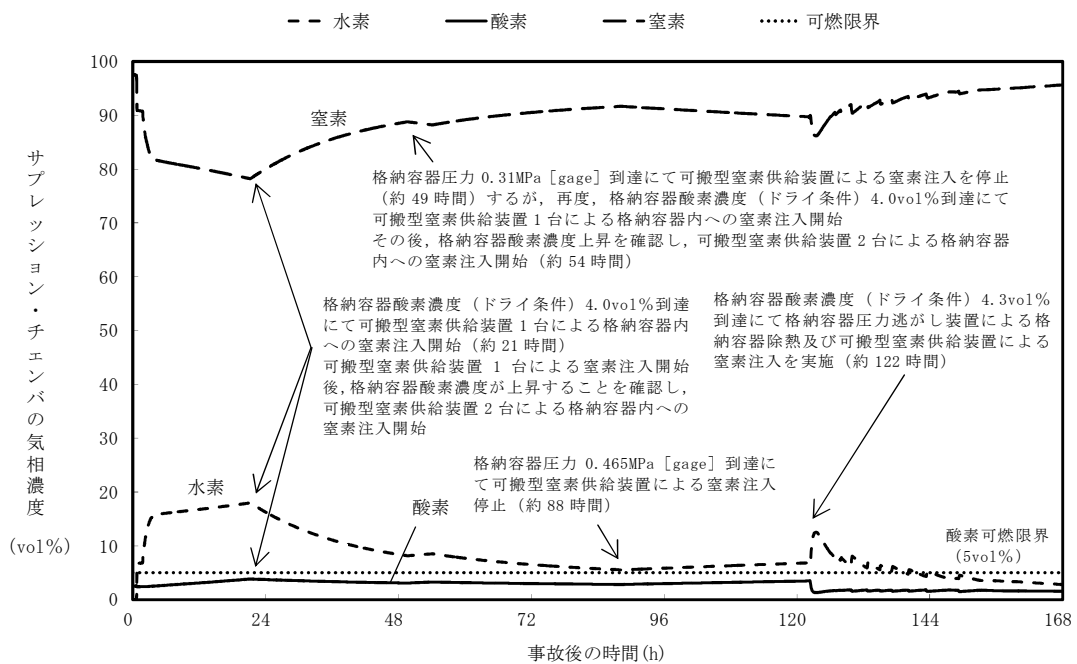
第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

## 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について

## 1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後としている。実際の事故対応においては、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

## 2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

## (1) 感度解析 1 (注水開始時刻が早まる場合)

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースより 10 分早くし、事象発生から 15 分後とした。また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 10 分早くし、事象発生から 80 分後とした。15 分は、今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて設定した値である。

## (2) 感度解析 2 (注水開始時刻が遅れる場合)

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 25 分遅延することとし、事象発生から 50 分後とした。また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 25 分遅延することとし、事象発生から 115 分後とした。25 分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、溶融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。

## 3. 評価結果

評価結果を第 1 図から第 8 図に示す。また、評価結果のまとめを第 1 表に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から 7 日後の酸素濃度も 5vol%未満となった。

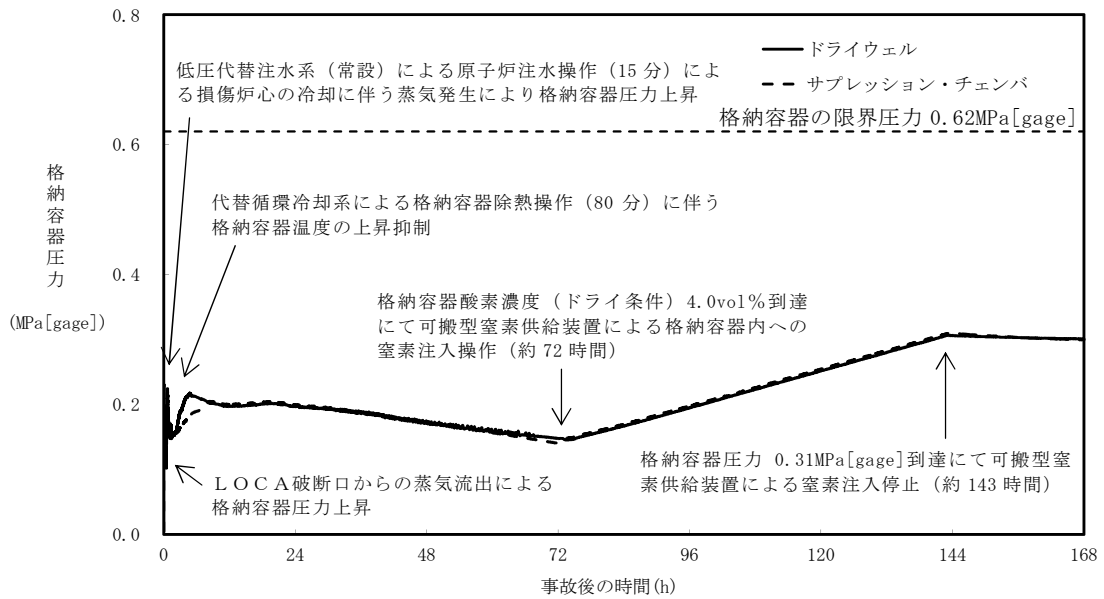
## 4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても、水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

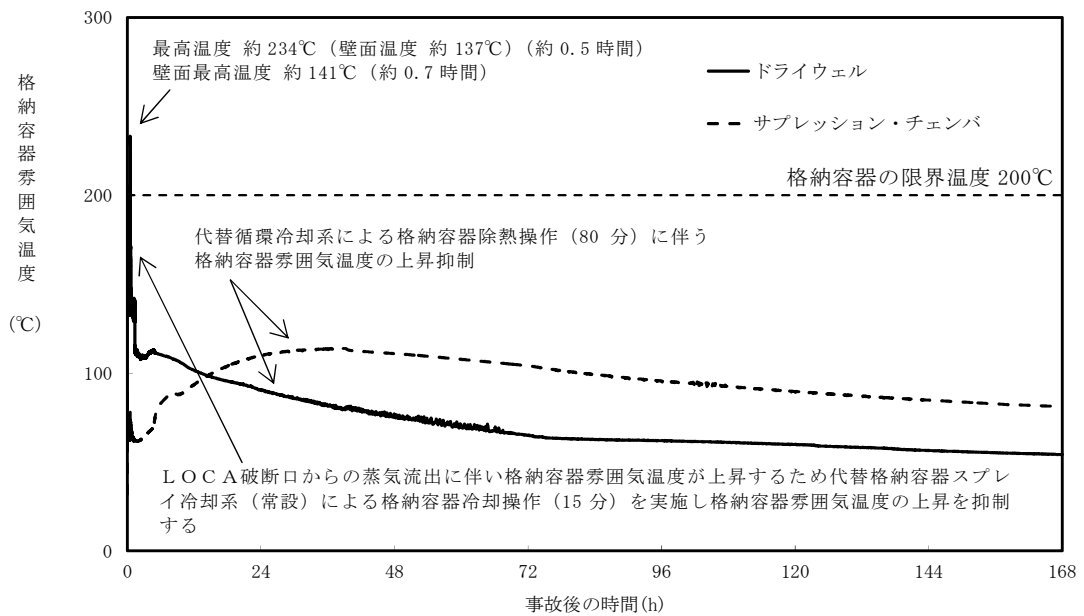
第1表 原子炉压力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

項目	原子炉压力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から15分後)	感度解析2 (事象発生から50分後)	ベースケース (事象発生から25分後)	
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	—
ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg	
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)	

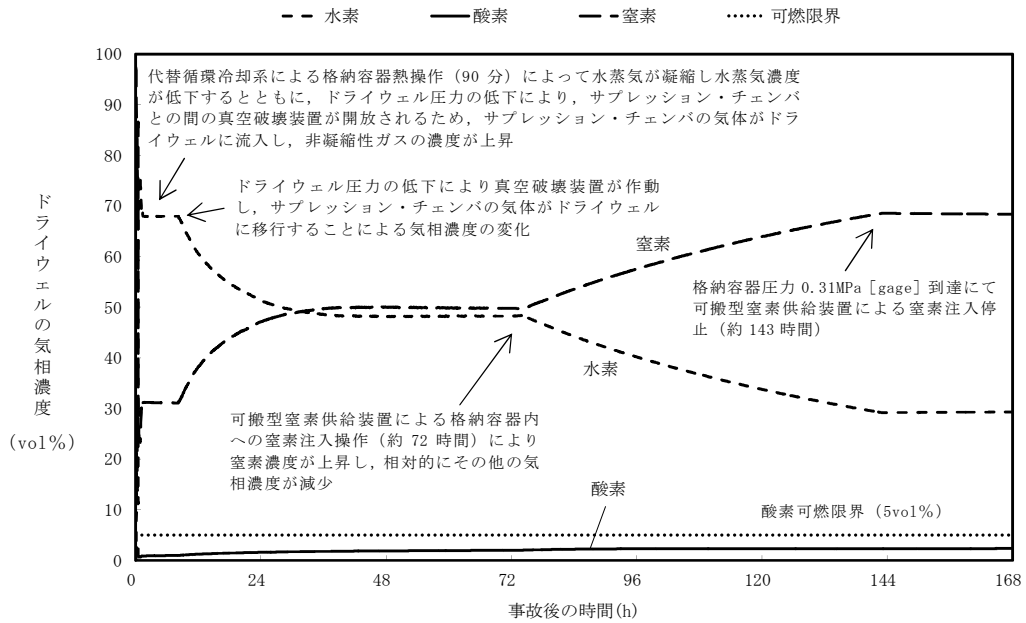




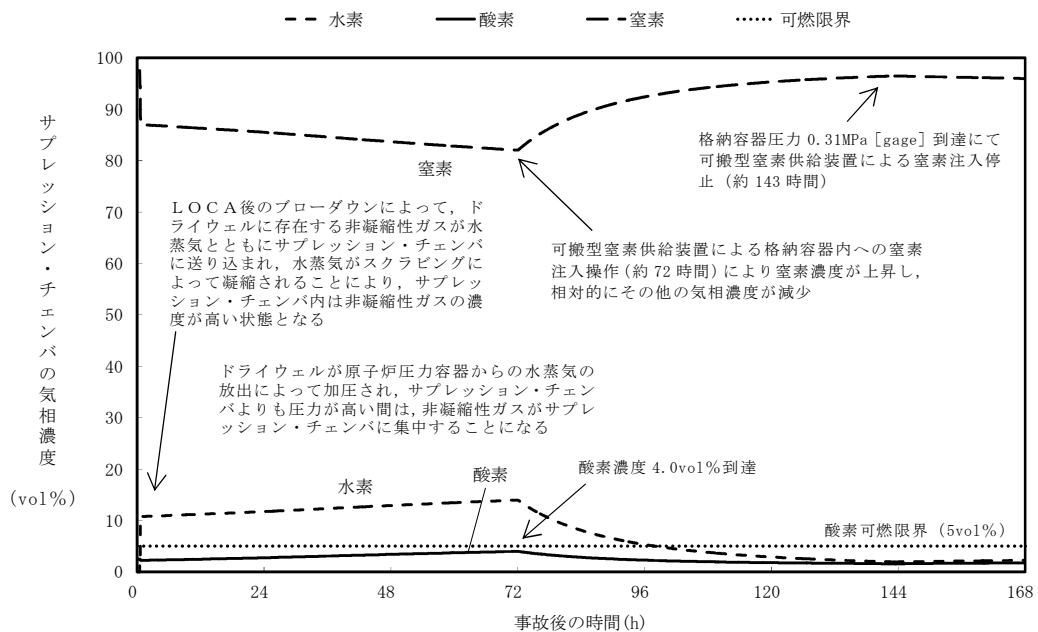
第1図 格納容器圧力の推移（感度解析1）



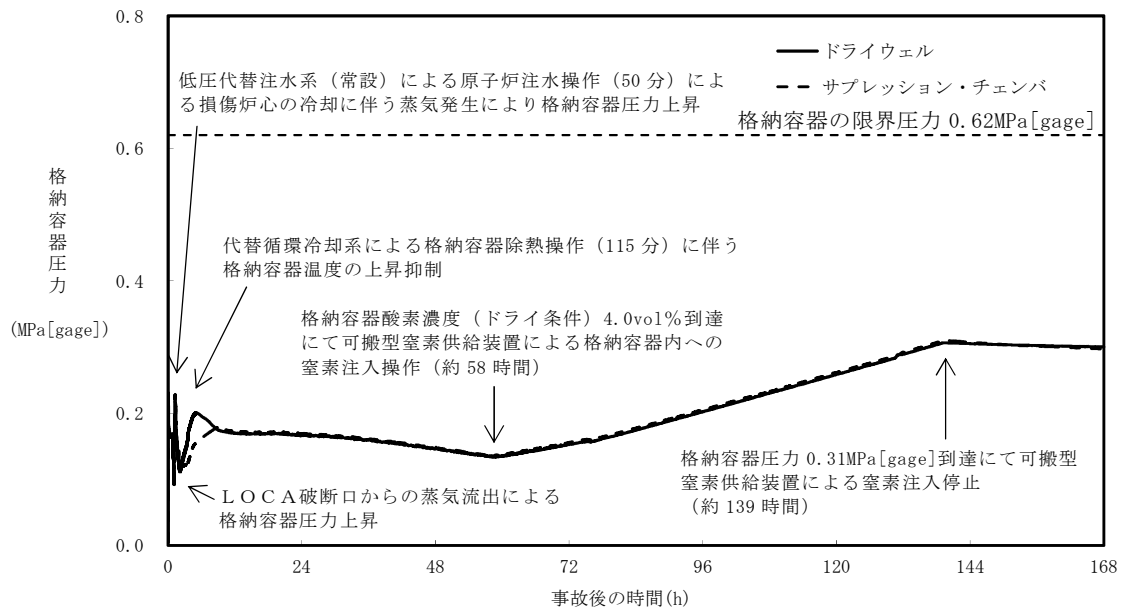
第2図 格納容器温度の推移（感度解析1）



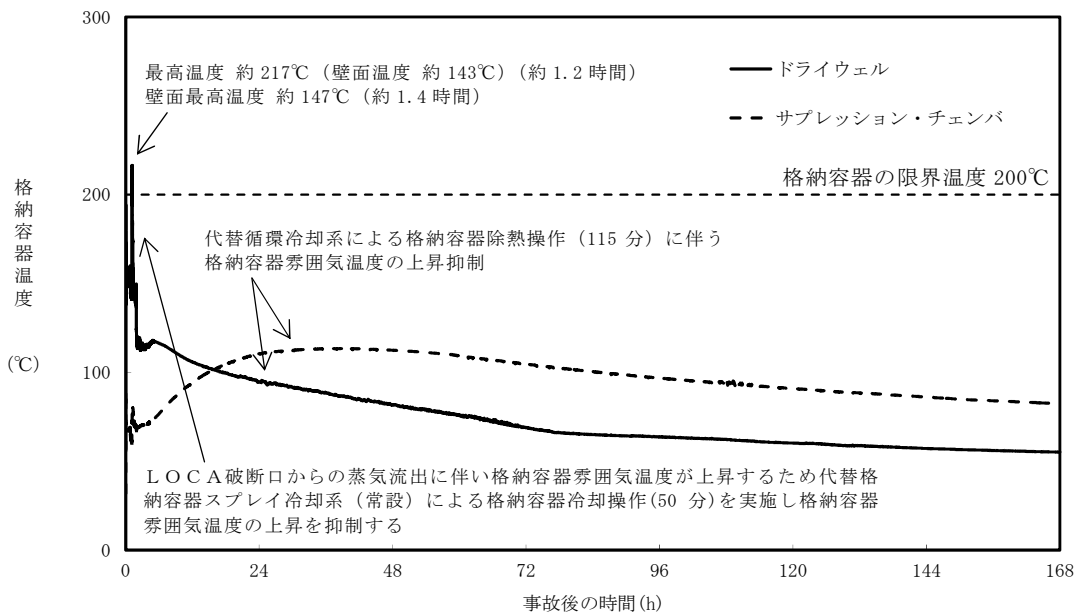
第 3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析 1)



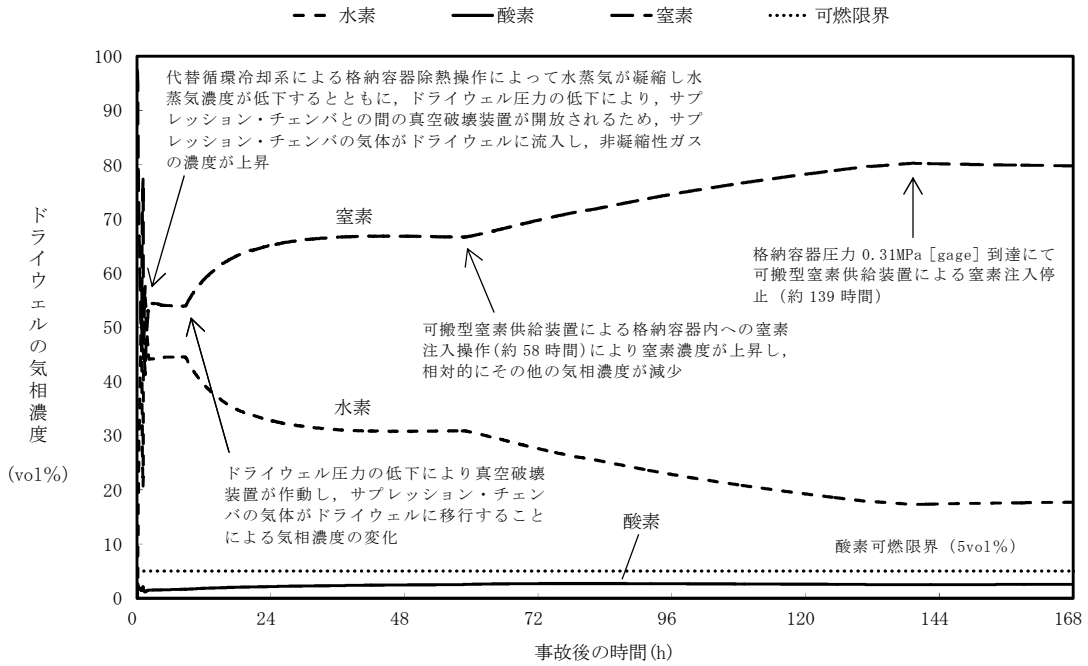
第 4 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析 1)



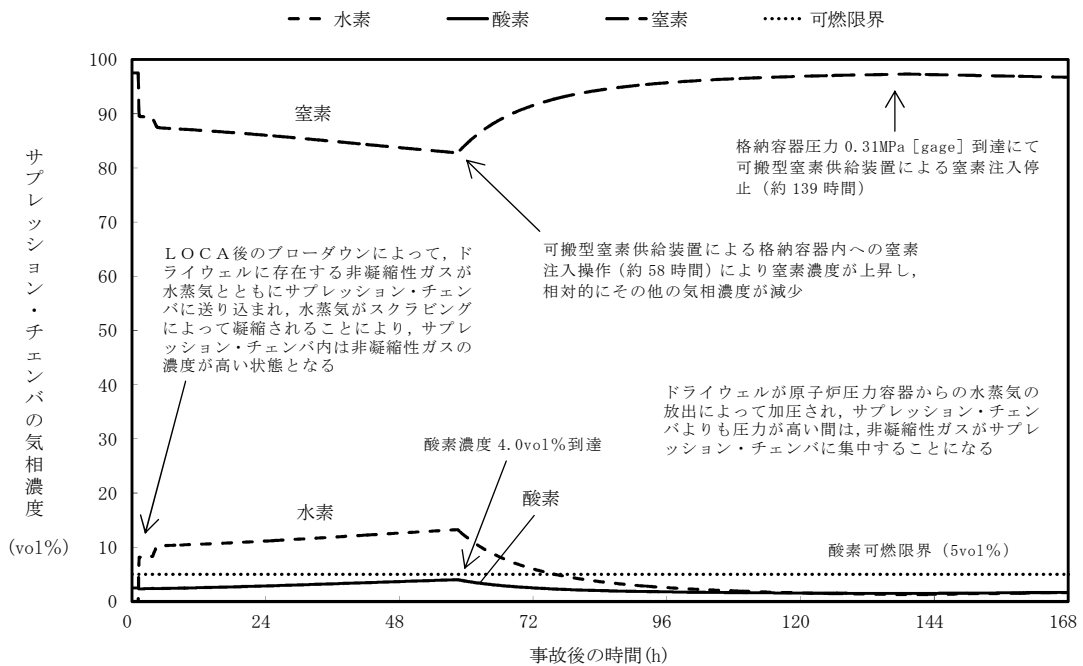
第 5 図 格納容器圧力の推移（感度解析 2）



第 6 図 格納容器温度の推移（感度解析 2）



第 7 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析 2)



第 8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)  
(感度解析 2)

## 格納容器内における気体のミキシングについて

BWRの格納容器内の気体のミキシング効果については、電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」(S57年度)<sup>[1]</sup>によって、格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う攪拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。

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では、事象発生後90分までは代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作の実施及び格納容器内の温度差により、格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また、事象発生後90分以降は、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により、格納容器内はミキシングされるものと考えられる。さらに、崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については、上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第1図に示す。10vol%の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると、格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第2図に示す。第2図は格納容器内雰囲気と壁面に5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており10vol%の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが、実験開始から約20分後までには十分にミキシングされることを示している。BWRの格納容器内では、原子炉圧力容器が熱源として考えられるため、格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため、BWRの格納容器内において、気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さ

らに、本試験は、より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて攪拌効果を確認しているため、格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については、濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

また、シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については、比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして、旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見<sup>[2]</sup>を以下にまとめる。

- ・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも、ミキシングは比較的良好であった。
- ・水蒸気発生を考慮したケースでは、ミキシングは促進された。
- ・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも、格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

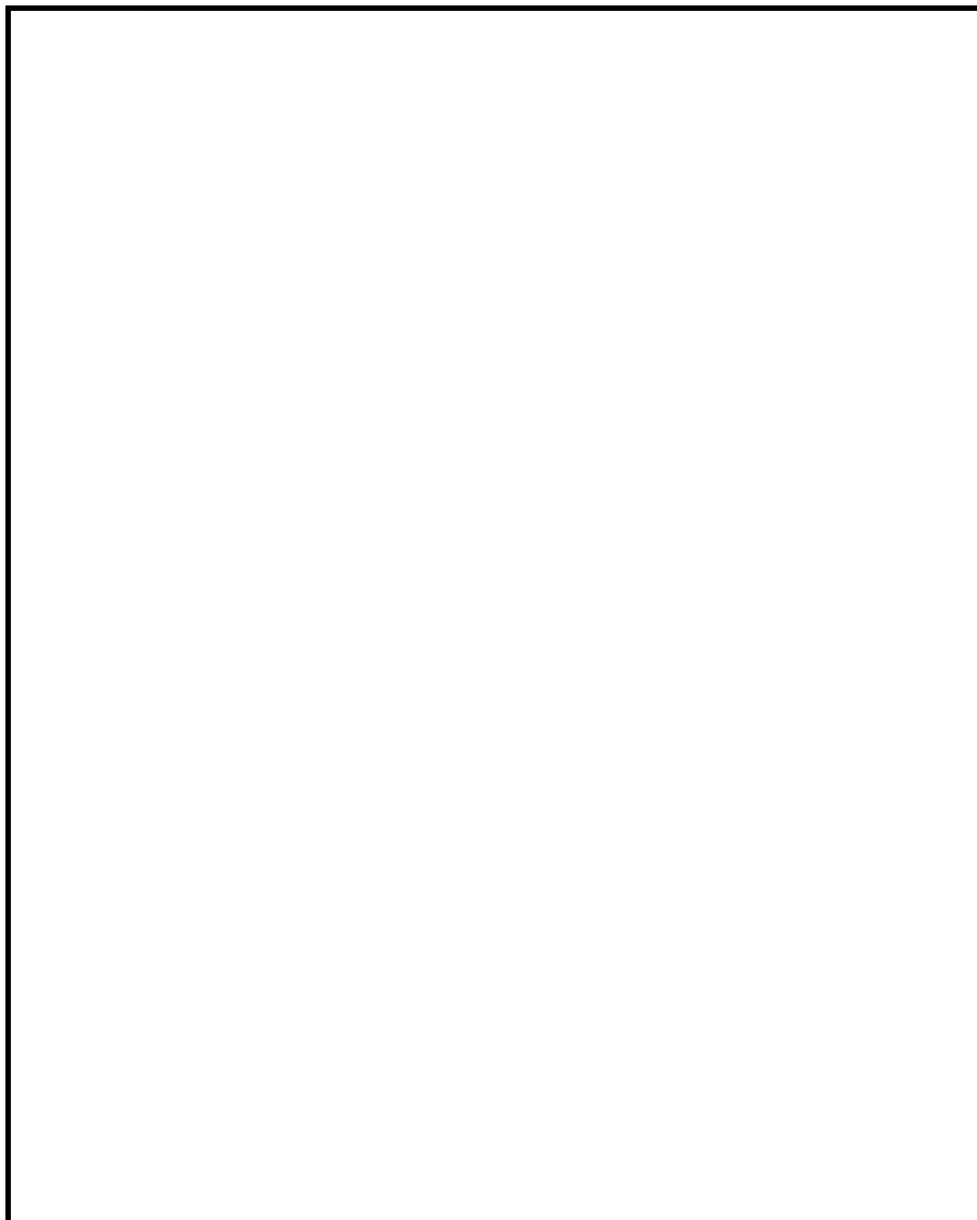
本試験はPWRプラントを模擬したものであるが、複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており、BWRプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

したがって、これらの知見を踏まえると、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においては、格納容器スプレイの実施、格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。

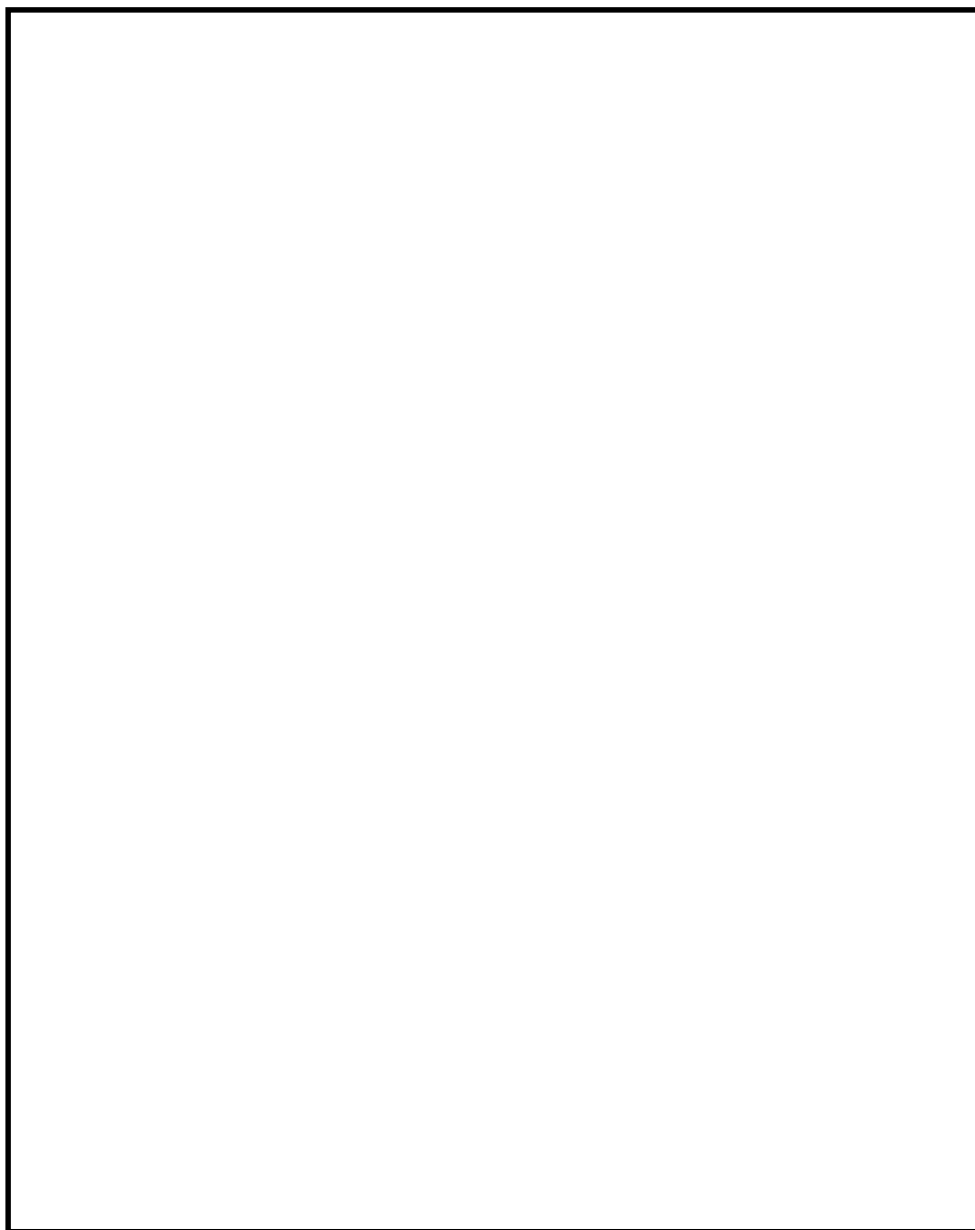
なお、格納容器スプレイ停止後は速やかに格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するため、格納容器内の可燃性ガスは排出される。

[1] 共同研究報告書、格納容器内ミキシング確認試験に関する研究(S57年度)

[2] 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、財団法人 原子力発電技術機構（平成15年3月）



第 1 図 格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第2図 温度差によるミキシング効果（ガス濃度変化結果）



### 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

#### 3.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，LOCA，長期TB，TBU，TBP及びTBDである。

##### (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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に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，非常用炉心冷却系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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造材の支持機能を喪失し，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，原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約 1m となるよう注水した上で，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却すること及びペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置することにより，格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させる。

さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水位を形成した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段並びに落下後の溶融炉心冷却のための格納容器下部注水系（常設）に

よるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備する。また、溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置する。

また、その後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からp. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すi. 及びk. からo. である。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2-1図(2/5)から第3.2-1図(4/5)である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

### 3.5.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、「1.2.2.1(3) e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合はペDESTAL(ドライウェル部)に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。

また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器

「雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をT Q U Xとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内F P挙動並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、熔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が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内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熔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M A A PによりペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。

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、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおけるペDESTAL（ドライウエル部）水位並びに溶融炉心コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドライウエル部）の床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5-1図及び第3.5-2図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに、溶融炉心落下前のペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保及び溶融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水の継続によって、ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らないことからコンクリート侵食は生じず、ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心は適切に冷却される。また、解析コードMAAPによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドについても侵食は生じない。なお、溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この場合において

もペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。また、コリウムシールドが侵食した場合においても、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。

ペDESTAL（ドライウエル部）壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

ペDESTAL（ドライウエル部）床面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。

その後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に  $80\text{m}^3/\text{h}$  の注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1, 3.5.2, 3.5.3)

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、ペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面のコンクリート侵食量<sup>\*</sup>をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、(1)から(3)、(6)及び(7)に示す評価項目の評価結果及びペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持について

は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認している。

※ 溶融炉心が適切に冷却されることについても、ペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面のコンクリートの侵食が生じないことで確認した。

（添付資料 3.2.8）

### 3.5.3 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉压力容器の破損に至り、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へ落下してコンクリートを侵食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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作とする。

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、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コリウムシールドを介した熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。

本評価事故シーケンスの評価では、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配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。また、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性を考慮し、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。これらの影響評価に加え、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断 L O C A とした場合の影響評価を実施する。

これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。

また、炉心損傷の確認後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作を行い、ペDESTAL（ドライウェル部）への熔融炉心の落下に対しては、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって原子炉圧力容器の破損兆候を検知し、格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を認知し、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を行うといった兆候を捉えた対応によって、熔融炉心を確実に冷却できる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、「1.7 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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T M I 事故についての再現性及び C O R A 実験についての再現性

を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損確認後にペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉压力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉压力容器破損時の格納容器冷却操作及びペDESTAL（ドライウェル部）注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E Rの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が大きく、解析コードS A F E Rに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原

原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているペデスタル（ドライウェル部）への注水操作に係る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圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後のペデスタル（ドライウェル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としているペデスタル（ドライウェル部）への注水操作に係る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圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して、十数分早まる程度であり、ペデスタル（ドライウェル部）への注水は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているペデスタル（ドライウェル部）への注水操作に係る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圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被

覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、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なると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内F P放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プール－クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性がある。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としてい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。

炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点とし

ている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の格納容器における熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける熔融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

#### 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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融開始時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、

評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、ペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内F P挙動と熔融炉心・コンクリート相

相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価しており、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。これは、落下した溶融炉心はペDESTAL（ドライウェル部）水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は 2,100℃を下回ること、溶融炉心からプール水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は 2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず、コンクリート侵食が抑制されたものである。

なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「3.5.3 (4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において、評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

## (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3.2-2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項目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崩壊熱は、解析条件の燃焼度  $33\text{GWd/t}$  に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約  $31\text{GWd/t}$  であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）へ



の注水操作を開始すること) 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。

初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の  $800\text{kW}/\text{m}^2$  相当 (圧力依存あり) に対して、最確条件は  $800\text{kW}/\text{m}^2$  相当 (圧力依存あり) であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い鉄筋の耐熱の効果により、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が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としてい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。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL (ドライウェル部) 内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL (ドライウェル部) に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL (ドライウェル部) に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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コリウムシールド侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量及びコリウムシールド侵食量を操作開始の起点としてい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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積 (サ

プレッション・チェンバ) の空間部及び液相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は, 原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが, 起因事象の違いによって操作手順(熔融炉心落下後にペデスタル(ドライウェル部)への注水操作を開始すること)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。

機器条件のコリウムシールドは, 解析条件の侵食開始温度  $2,100^{\circ}\text{C}$  に対して最確条件は侵食開始温度  $2,100^{\circ}\text{C}$  であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。なお, 熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると, コリウムシールドには  $3.3\text{cm}$  程度の侵食が生じるものの, コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としてい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。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

(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崩壊熱は, 解析条件の燃焼度  $33\text{GWd}/\text{t}$  に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約  $31\text{GWd}/\text{t}$  であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから, 評価項目となるパラメータに対する余

裕は大きくなる。

初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の  $800\text{kW}/\text{m}^2$  相当（圧力依存あり）に対して最確条件は  $800\text{kW}/\text{m}^2$  相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い鉄筋の耐熱の効果により、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が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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

コリウムシールドの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件について、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量を評価するに当たり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である L O C A 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。

その結果、原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。なお、本評価においては事象発生から約 79 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である 5vol%（ドライ条件）を下回

る。

機器条件のコリウムシールドは、解析条件の侵食開始温度 2,100°C に対して最確条件は侵食開始温度 2,100°C であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが、この影響については「3.5.3(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。

(添付資料 3.5.1, 3.5.4)

#### 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

操作条件の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から 7 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が蒸発し、熔融炉心が露出するまでには約

0.3 時間の時間余裕がある。熔融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.2.2, 3.5.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.5.4）

(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。

操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDES

タル（ドライウェル部）注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウェル部）プール水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。

（添付資料 3.2.14, 3.5.4）

(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価

コリウムシールドの材質であるジルコニアは、溶融炉心中に存在する金属酸化物との共晶反応を考慮した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため、コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。

解析条件について、既往実験の知見を踏まえた金属酸化物との共晶反応を考慮し、コリウムシールドの厚さを 11cm とした。また、コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペDESTAL（ドライウェル部）の温度を厳しく評価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。

第 3.5-3 図にペDESTAL（ドライウェル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、溶融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行せず、また、ペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合においても、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 3.5.1)

#### (5) 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。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、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。

なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。

(添付資料3.2.10)

#### 3.5.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

#### 3.5.5 結 論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の



異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（L O C A）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約 1m となるよう注水した上で，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段を整備している。また，落下後の溶融炉心冷却のため格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備している。さらに，溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために，ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シナリオ「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））」について，有効性評価を行った。

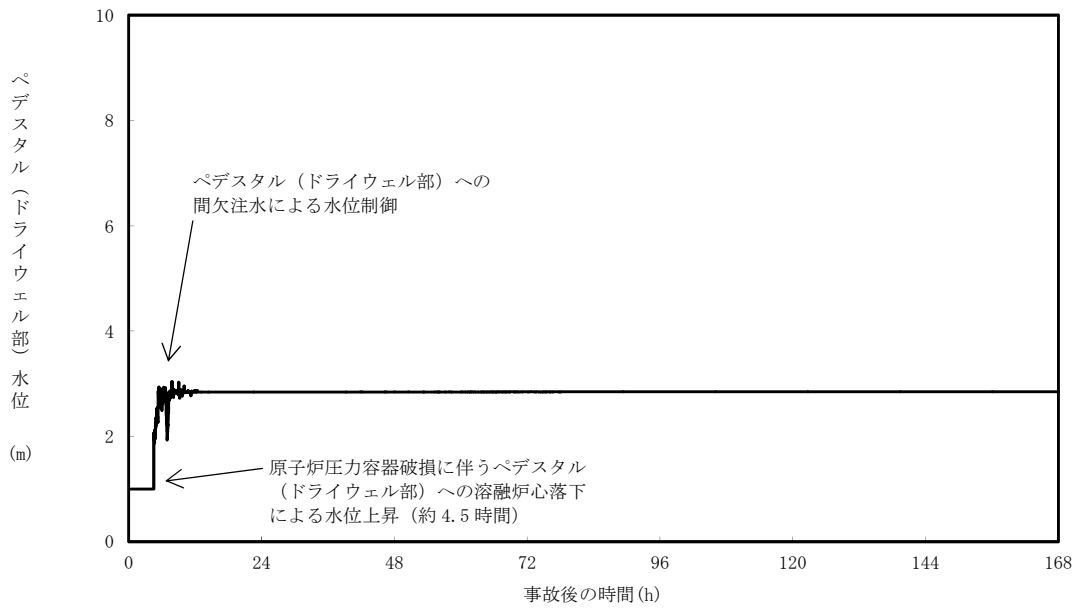
上記の場合においても，格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保，ペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施することにより，溶融炉心の冷却が可能である。その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

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

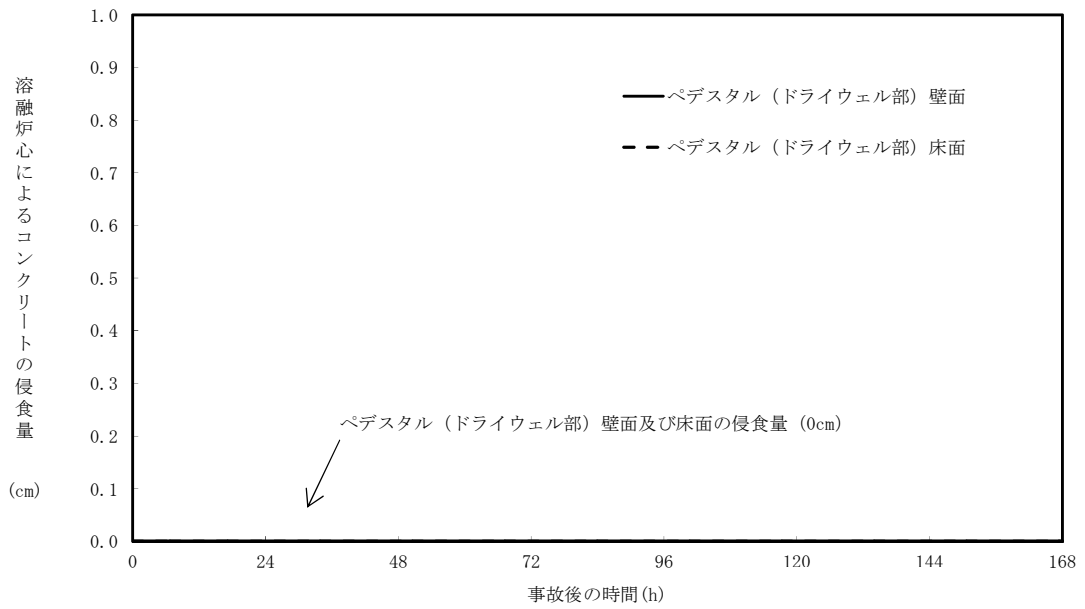
した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員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。

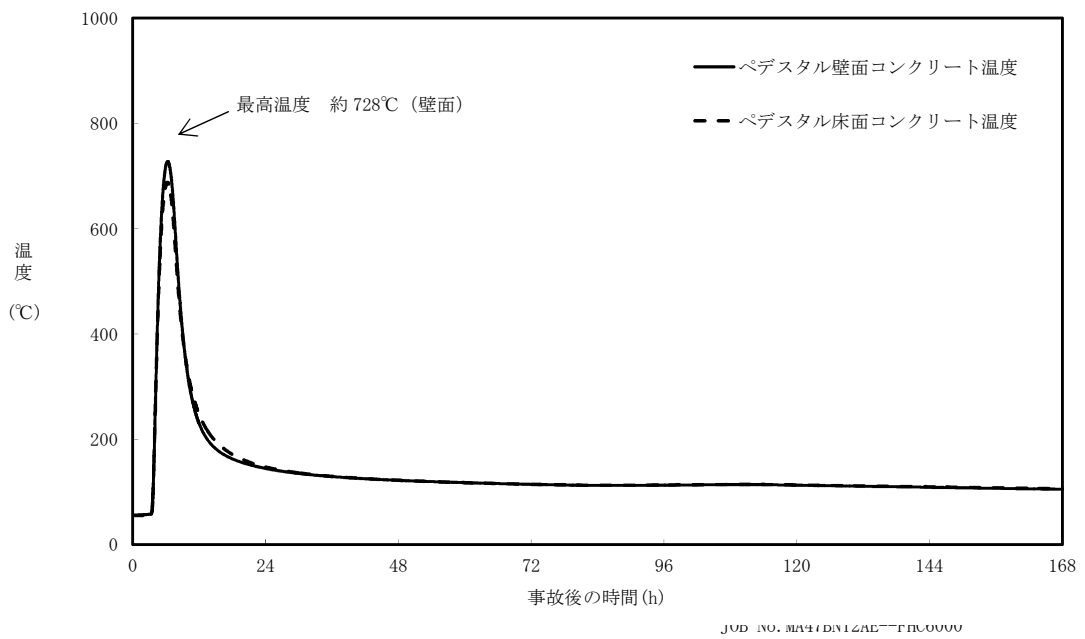
以上のことから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シナリオに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第 3.5-1 図 ベデスタル（ドライウエル部）の水位の推移



第 3.5-2 図 ベデスタル（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



第 3.5-3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合のペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート温度の推移

コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による  
侵食量評価について

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する重大事故等対処設備であるコリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響について整理する。

1. 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて

解析コードMAAPにおける、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）伝熱モデルでは、溶融炉心-コンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラスト-水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。

(1) コリウムシールドの模擬について

解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を第1図に示す。解析コードMAAPによる侵食量評価では、本モデルのうちコンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについて $ZrO_2$ の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。なお、通常のコリウムシールド評価モデルではコンクリート表面に存在するライナを考慮しているが、コリウムシールドの模擬に当たってはライナの物性値についてもコリウムシールド耐熱材のものを設定し、ライナを考慮しないモデルとしている。

- ・ 侵食開始温度
- ・ 密度
- ・ 比熱

- ・ 熱伝導率
- ・ 溶融潜熱

侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている（別添 1）。また、落下した溶融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシールドの侵食は発生しない。なお、解析上はコリウムシールドの厚さを考慮し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデル<sup>※1</sup>として評価を実施しているが、コンクリートーコリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり、解析コードMAAPにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

※1 ペDESTAL（ドライウェル部）壁面，床のコンクリートとドライウェル，サプレッション・チェンバ雰囲気との伝熱についても考慮している。

## (2) 溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱

溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト，クラストから構造材への伝熱は以下の式で評価され，(1)で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており，壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお，伝熱を受けた構造材の温度上昇は，構造材の熱伝導率等の物性にに基づき計算され，種々の実験により得られたコリウムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで，適切に計算される。

$$\text{床方向の熱流束 } q_d = h_d (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$$

$$h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$$

$$\text{壁方向の熱流束 } q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_c$$

$$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$$

ここで、

$q_d, q_s$  : 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]

$h_d, h_s$  : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]

$h_{d0}, h_{s0}$  : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m<sup>2</sup>K]

$f_s$  : 固化割合 [-]

$n$  : 固化効果項の指数 [-]

$T_f$  : 溶融プールの温度 [K]

$T_{F,m}$  : デブリ融点 [K]

$q_v$  : 体積発熱率 [W/m<sup>3</sup>]

$X_{cd}, X_c$  : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

### (3) クラストの厚さ

床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造物への伝熱によりクラスト厚さの変化率を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドにも適用可能である。

$$q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$$

ここで、

$q$  : 床方向又は側面方向の熱流束 [W/m<sup>2</sup>]

$k_F$  : デブリ熱伝導率 [W/mK]

$T_{F,m}$  : デブリ融点 [K]

$T_i$  : クラストーコリウムシールド接触面温度<sup>\*2</sup> [K]

$x_c$  : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]

※2 コリウムシールドの表面温度と同値であり，クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。



## 2. 解析コードにおける不確かさの影響

### (1) 不確かさの整理

解析コードにおける，コリウムシールドを考慮したMCCI過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において，MCCIは以下の過程で段階的に推移することが示されているが，コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。

- ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程
- ・溶融物の落下・堆積過程
- ・MCCI進行と注水によるデブリ冷却過程

ただし，「MCCI進行と注水によるデブリ冷却過程」においては，MCCI現象の影響因子として溶融炉心からのコリウムシールドを介したコンクリートへの伝熱を考慮する必要がある。ここで，MCCI伝熱モデルでは固定値の物性を設定することから，コリウムシールドを介した伝熱の感度解析パラメータとして，コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性が想定される。第2図にMCCIにおける不確かさに関する流れ図を示す。

MCCI現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して，感度解析の要否を整理する。MCCI評価の不確かさに関する評価結果を第1表に示す。

エントレインメント係数について，感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に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に与える影響は小さく，コリ

ウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペDESTAL（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はないことから、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

上面熱流束係数及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数について、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、解析コードMAAPによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。【感度解析①】

また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する【感度解析①】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性について、解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、

不確かさが想定される。このため、感度解析により伝熱物性値（熱伝導率，比熱）の温度依存性の影響を確認する。【感度解析②】

## (2) 感度解析

### a. 溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】

#### (a) 解析条件

解析条件を第2表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については、上面熱流束の不確かさを考慮した  $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

#### (b) 解析結果

評価結果を第3表に示す。ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は  $2,100^\circ\text{C}$  未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

### b. 伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】

コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「4. コリウムシールドの侵食を考慮した感度解析」において、コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食されないことを確認している（別添2）。

### 3. 解析条件における不確かさの影響

解析コードMAAPにおけるMCCI評価では、コリウムシールドを考慮した機器条件として、以下の条件を設定している。

- ・コリウムシールド耐熱材の種類
- ・コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
- ・ペDESTAL（ドライウェル部）床面積

これらは全て最確条件と同様の設定であることから、不確かさの影響はない。解析コードMAAPの解析条件を第4表に示す。

### 4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析

熔融炉心中の金属酸化物との共晶反応により、コリウムシールドが侵食される可能性があるが、既往の実験にて確認された侵食速度を仮定した場合、コリウムシールドの侵食量は約33mmとなる（別添3）。コリウムシールドの厚みが減少した場合、コリウムシールド外表面のペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートへの伝熱量が大きくなることから、この影響を感度解析により確認する。また、前述のとおり、解析コードMAAPでは $ZrO_2$ の物性値を固定値で設定するモデルであることから、伝熱物性値の温度依存性の不確かさの影響についても併せて確認する。

#### (1) 解析条件

解析条件を第5表に示す。コリウムシールドの厚さは、コリウムシールドの設計値に対して、既往実験に基づく侵食量の約33mmを考慮し、保守性を見込んだ値として110mmを設定する。なお、コリウムシールドの侵食によるペDESTAL（ドライウェル部）床面積の拡大は保守的に考慮しない。

また、解析コードMAAPにおけるコリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮し、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリ

ートの温度を厳しく評価する観点で、常温時の $ZrO_2$ の伝熱物性値を設定する。

対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が大きくなり、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリート侵食を厳しく評価する観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。

## (2) 解析結果

解析結果を第6表に示す。また、ベースケース及び感度解析ケースのコリウムシールド温度の推移及びコンクリート温度の推移を第3図から第6図、クラスト厚さの推移（上下方向）を第7図に示す。コリウムシールド内表面温度の最高値は約 $1,860^{\circ}\text{C}$ にとどまり、コリウムシールドの侵食開始温度である $2,100^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コリウムシールドの侵食は金属酸化物との共晶反応で生じた状態から進行しない。また、コリウムシールド外表面と接するペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの温度の最高値は約 $728^{\circ}\text{C}$ にとどまり、コンクリートの侵食開始温度である約 $1,230^{\circ}\text{C}$ を下回ることから、コンクリートは侵食されない。このため、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食された場合においても、コリウムシールドを介した伝熱の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本評価においては、コンクリートの表面温度を厳しく評価する観点から、コンクリートーコリウムシールド間の接触熱抵抗は考慮していない。接触熱抵抗を考慮した場合には、熔融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートへの熱通過率が小さくなり、熔融炉心及びコリウムシールドの温度挙動に影響を与えることが考えられるが、熔融炉心はペデ

スタル（ドライウェル部）のプール水に落下した直後に 2,100℃未満となること、また、熔融炉心から上面水へは崩壊熱以上の除熱がされ熔融炉心の温度は 2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドの侵食は生じず、温度挙動への影響は軽微であると考えられる。

## 5. まとめ

解析コードMAAPではコリウムシールドを適切に模擬しており、熔融炉心ーコリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。

コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいことを確認した。また、コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり、不確かさはない。

さらに、コリウムシールドが金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性を考慮した感度解析により、コリウムシールド外表面と接するコンクリートは侵食されないことを確認した。

第1表 コリウムシールドを考慮した場合のMCCI評価の不確かさに関する整理結果

MCCI現象への影響因子	不確かさ要因	有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料*における感度解析の要否	東海第二発電所におけるコリウムシールドを考慮した取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の制御棒駆動機構ハウジングの瞬時破損を想定し、破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の貫通部の破損を想定し、破損口径の拡大も考慮しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内 溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定しているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	プール水深	ベDESTALの注水開始条件及び注水流量について、手順書規定に準じた操作を想定	解析モデルパラメータではないため、感度解析不要	同左
	エントレインメント 係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさがあるため、解析コードMAAPの不確かさ範囲内(FARO実験解析に基づく)で感度解析を実施	左記の感度解析により、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度が小さいことを確認しており、溶融炉心の細粒化割合が溶融炉心温度に対する感度は小さいと考えられることから感度解析不要
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して、粒子化割合を小さくし、水に落下した際のデブリクエンチ量を小さくして厳しい側の扱いをしているため、感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	水による拡がり抑制	拡がりの知見から、全面に拡がることを想定し、均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定し、水張深さ等の個別プラントの状況を踏まえた感度解析等の取扱いを行うことが必要	溶融炉心の拡がりが抑制される場合は、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールド接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、注水により溶融炉心は継続的に冷却されることから、侵食への影響はなく、感度解析不要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状ベッドの熱流束として、現実的な範囲内で保守側の想定をして、大気圧状態で800kW/m <sup>2</sup> として圧力依存性を考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮して、下限の熱流束に対して感度解析を実施	【感度解析①】(コンクリートの種類と同じ) 溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施
コリウムシールドを介した熱伝達	伝熱物性値の温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度における物性値を考慮	—	【感度解析②】 コリウムシールドの伝熱物性値には温度依存性があることを踏まえ、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響を確認する観点で、伝熱物性値についての感度解析を実施
コンクリート種類 (玄武岩系コンクリートの侵食の異方性)	壁方向と床方向の熱分配	溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数として、床方向クラストへは[ ]、壁方向クラストへは[ ]を使用	床方向と壁方向の侵食の異方性の影響を見るため、CCI-3実験で確認された熱分配比率を想定した感度解析を実施	【感度解析③】(デブリから水への熱伝達と同じ) コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドにおいても侵食開始温度に到達していないことなどから同様に影響が小さいと考えられるため、溶融炉心からプールへの熱流束についての感度解析を実施

\* BWRプラント安全審査資料「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」

第2表 解析条件（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの限界熱流束	800kW/m <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800kW/m <sup>2</sup> (一定※ <sup>1</sup> )
ペDESTAL初期水位	1m	
ペDESTAL注水	RPV破損7分後から80m <sup>3</sup> /h	
コリウムシールド厚さ	15cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※ <sup>2</sup>	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定（別添1）

第3表 解析結果（溶融炉心上面熱流束）【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL（ドライウェル部） コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし



第4表 解析コードMAAP解析条件

項目	解析条件	最確条件	
機器条件	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2, 100°C	2, 100°C
	ペDESTAL (ドライウェル部) 床面積	コリウムシールドを考慮	コリウムシールドを考慮

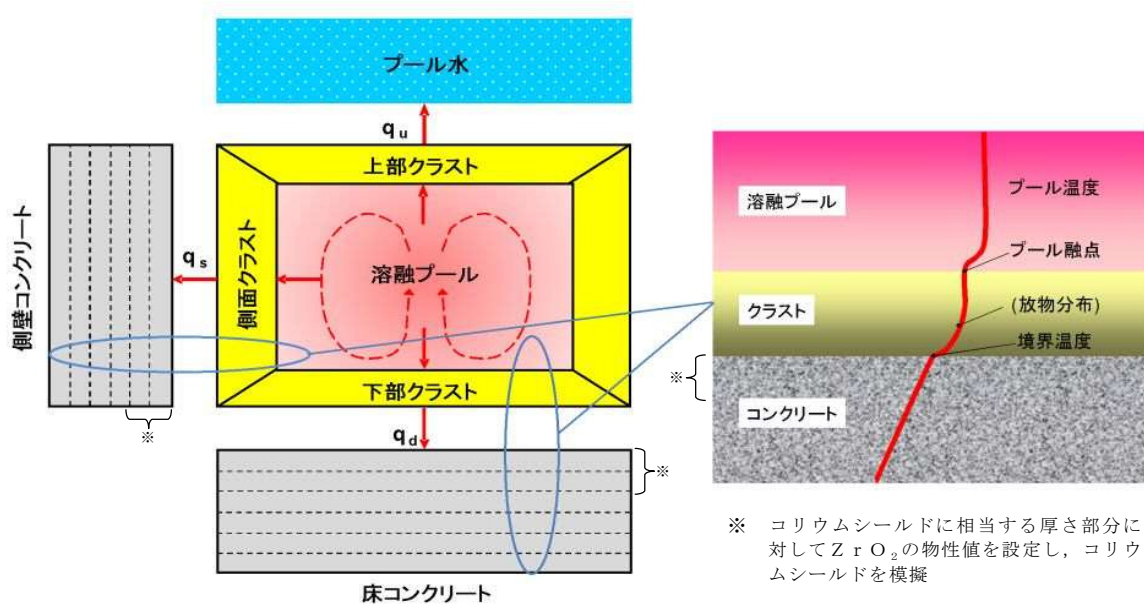
第5表 解析条件 (伝熱物性値及びコリウムシールド侵食) 【感度解析②】

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し, 原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し, 原子炉圧力容器が破損するシーケンス
コリウムシールド厚さ	15cm	11cm ※1
コリウムシールド熱伝導率	<input type="text"/> ※2	<input type="text"/> ※3
コリウムシールド比熱	<input type="text"/> ※2	<input type="text"/> ※3
コリウムシールド侵食開始温度	2, 100°C ※4	
ペDESTAL (ドライウェル部) 床面積	<input type="text"/>	
ペDESTAL初期水位	1m	

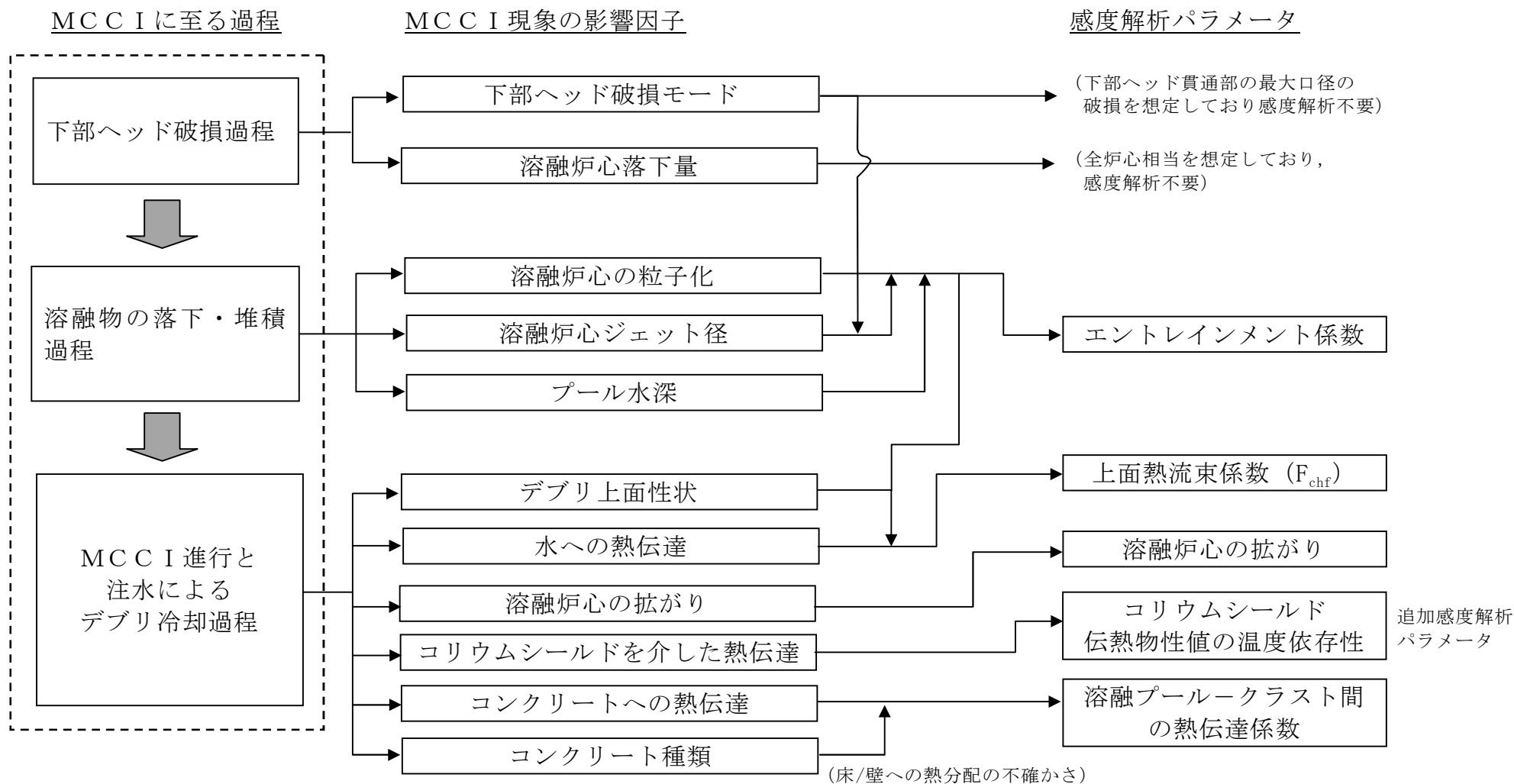
- ※1 金属酸化物との共晶反応による侵食を仮定した厚さとして設定 (別添3)
- ※2 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度における伝熱物性として設定
- ※3 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の常温における伝熱物性として設定
- ※4 ZrO<sub>2</sub>耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定 (別添1)

第6表 解析結果（伝熱物性値及びコリウムシールド侵食）【感度解析②】

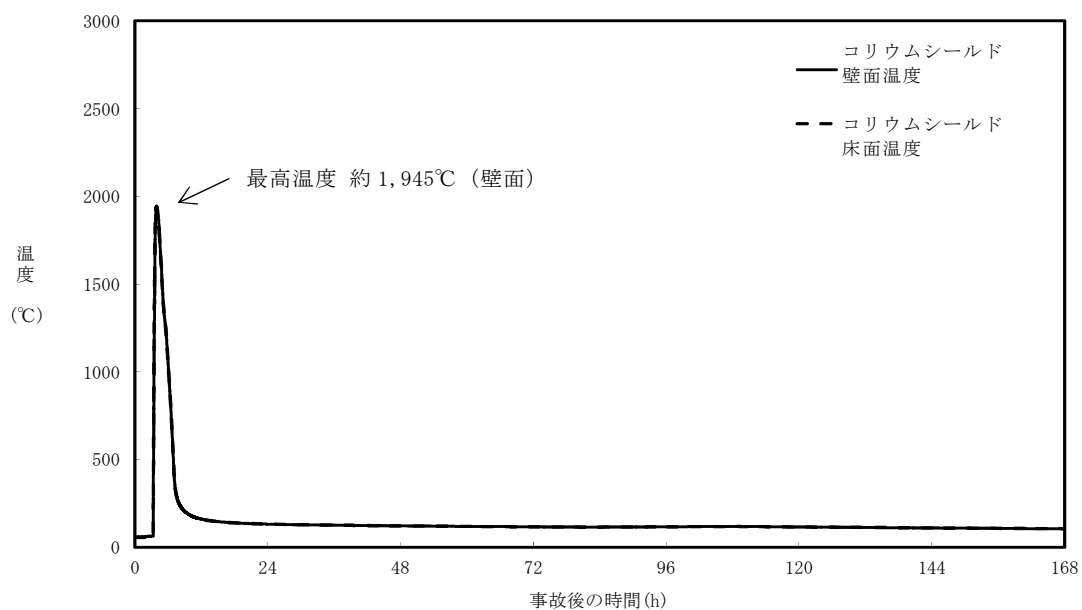
項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL（ドライウェル部） コンクリート侵食量 （壁面及び床面）	侵食なし	侵食なし



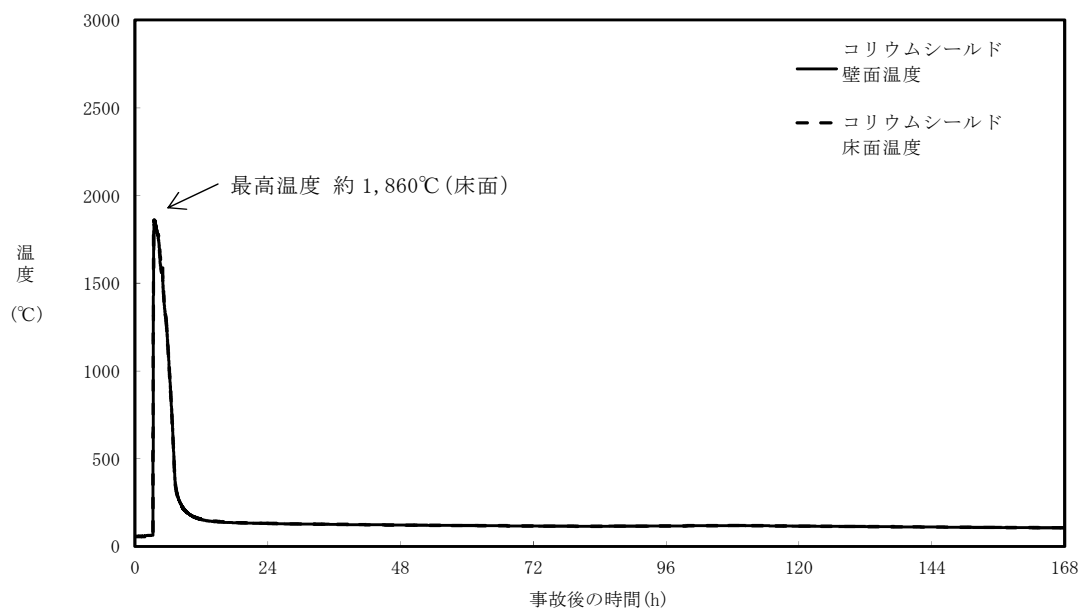
第1図 解析コードMAAPにおけるMCCI伝熱モデル



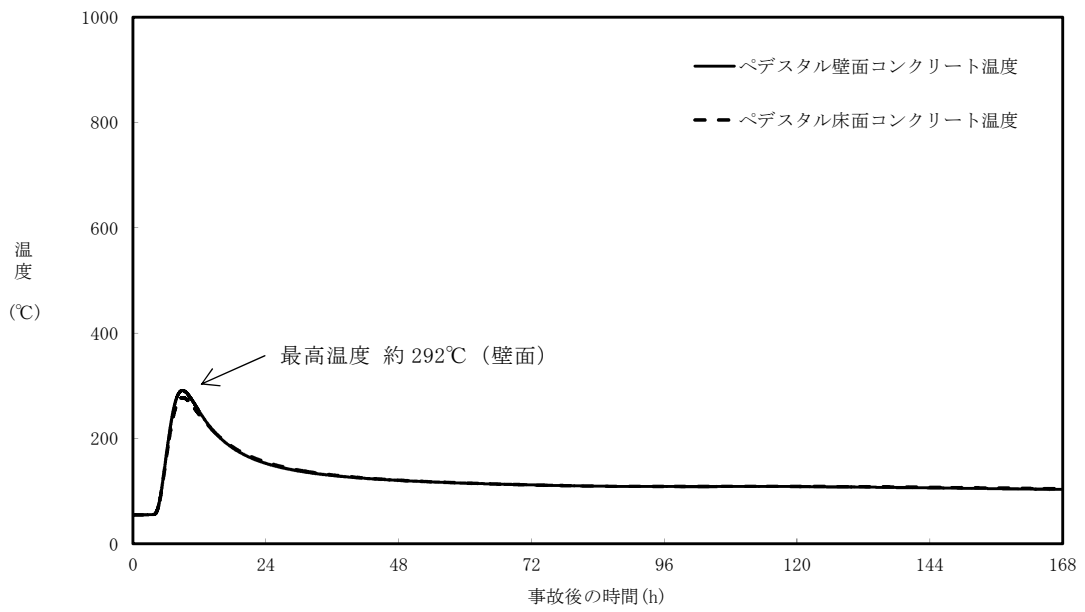
第2図 コリウムシールドを考慮した場合のMCCIにおける不確かさに関する流れ図



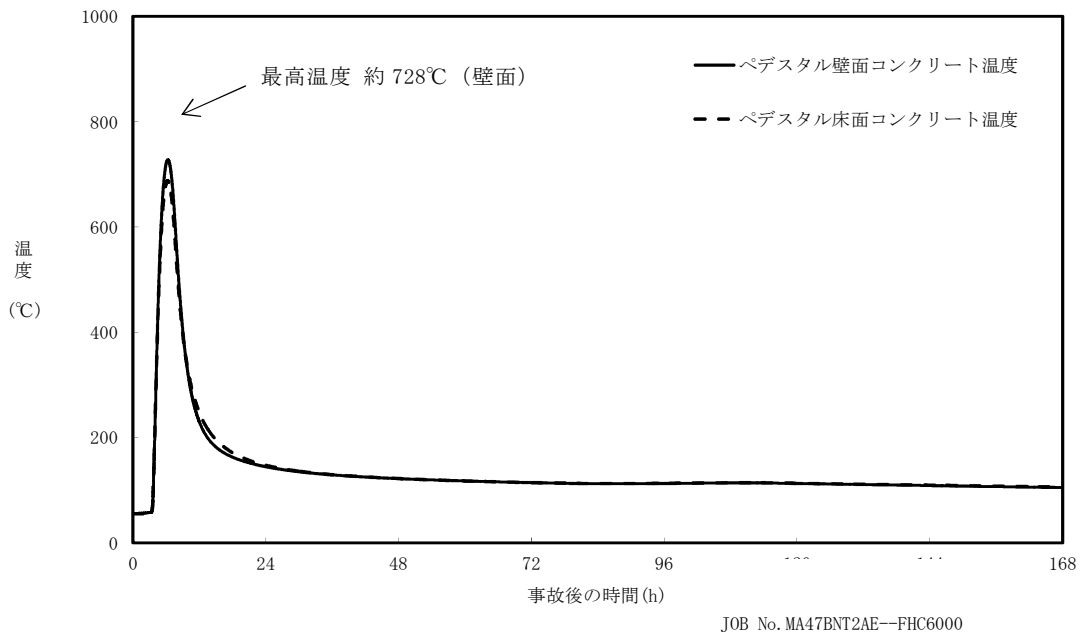
第 3 図 コリウムシールド内表面温度の推移  
(ベースケース)



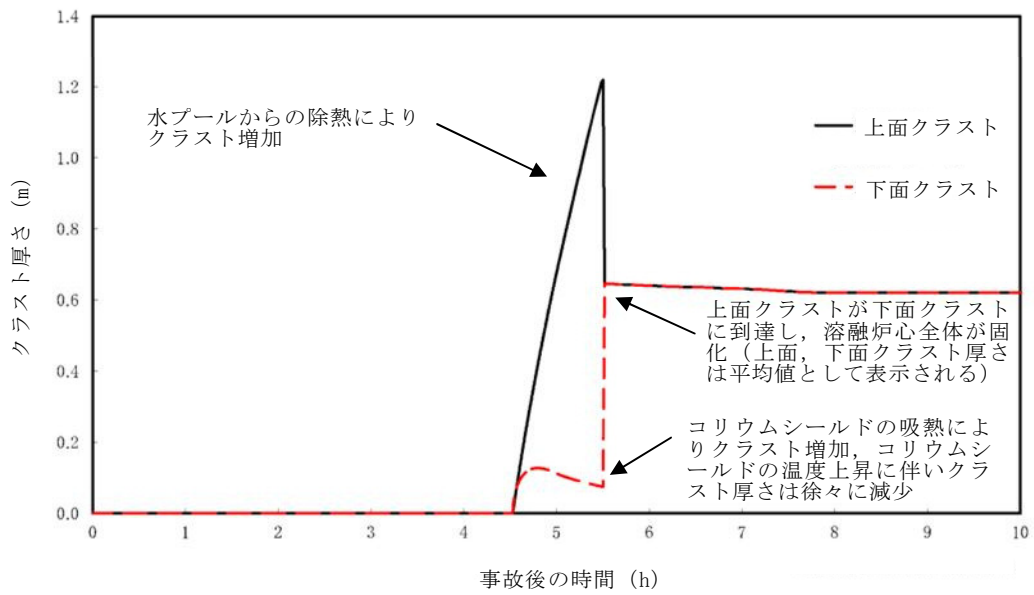
第 4 図 コリウムシールド内表面温度の推移  
(感度解析ケース)



第 5 図 ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート表面温度の推移  
(ベースケース)



第 6 図 ペDESTAL (ドライウェル部) コンクリート表面温度の推移  
(感度解析ケース)



第7図 クラスト厚さの推移 (上面及び下面※1)

※1 側面クラストはコリウムシールドと接しており下面クラストと同等の挙動を示すと考えられることから、代表として上面及び下面クラスト厚さを示す。

ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度の設定について

ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食量評価においては、耐熱材の侵食開始温度として2,100℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

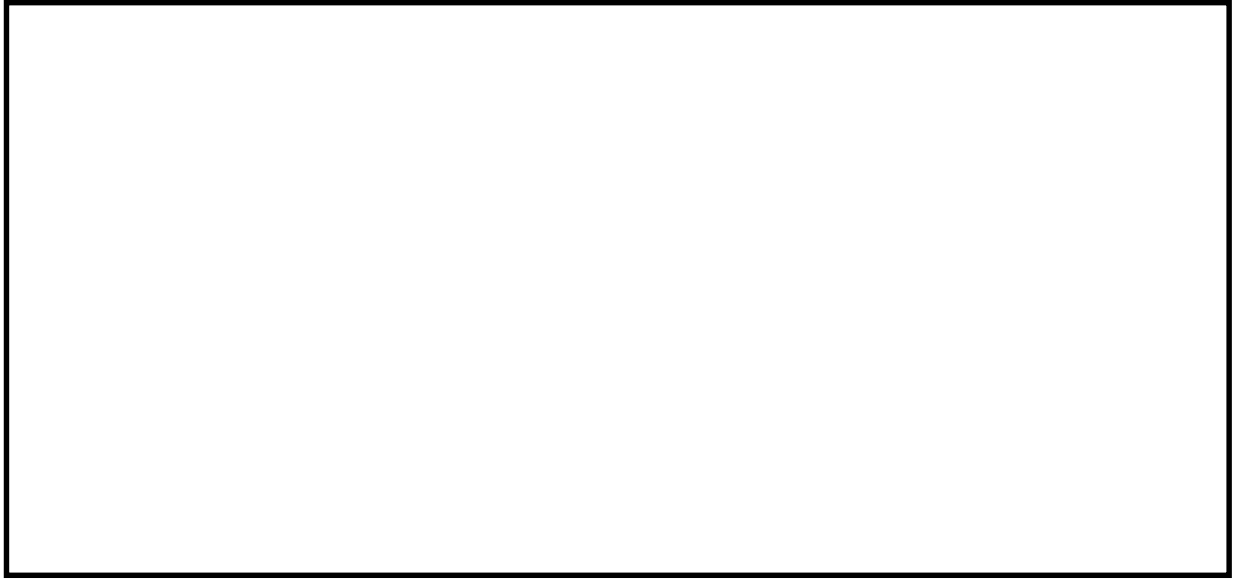
ZrO<sub>2</sub>単体での融点は約2,700℃であるが、溶融炉心に含まれるZr等の金属との化学反応により、ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食開始温度は2,700℃より低下する。

これに対して、化学反応による耐熱材の侵食影響を確認するため、ZrO<sub>2</sub>試験片の各種溶融金属への浸透試験が実施されており、溶融金属中のZrの割合が大きいほど耐熱材の侵食量が大きくなる傾向が確認されている。

第1図\*に、極めて耐熱材の侵食が大きくなる100mol%Zrの条件で実施された侵食試験後のZrO<sub>2</sub>耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より、2,150℃以上の条件では数分で耐熱材試験片が大きく侵食されているのに対し、2,100℃では30分保持した場合でもほとんど侵食されていない。

なお、本試験は100mol%Zrという極めて厳しい条件で実施されているが、実機における溶融炉心では、UO<sub>2</sub>、SUS及び金属-水反応で生成されたZrO<sub>2</sub>等が含まれるため、100mol%Zrという条件は考え難く、ZrO<sub>2</sub>耐熱材は試験条件より侵食されにくくなると考えられる。

以上より、ZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食量評価においては、極めて厳しい試験条件でも侵食量がわずかであった2,100℃を侵食開始温度として設定した。



第 1 図 試験後の断面写真

※ 本図は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。



## 汎用有限解析コードによるコリウムシールド伝熱物性値温度依存性の 影響評価について

解析コードM A A PにおけるM C C I 伝熱モデルでは、固定値の物性を設定することから、不確かさが想定される。このため、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードA B A Q U Sを用いた熱伝導解析により影響を確認する。

### 1. 伝熱物性値温度依存性の感度解析

#### (1) 解析条件

解析条件を第 1 表に示す。コリウムシールドの伝熱物性は既往の共同研究において確認された値を設定する。また、M A A P 解析に基づくコリウムシールドー溶融炉心接触面温度、ペDESTAL 雰囲気温度等を境界条件とする。なお、これらの境界条件は、R P V が破損し溶融炉心がペDESTAL へ落下する事故シーケンスの解析結果を包絡する保守的な温度条件を適用する。

#### (2) 解析結果

解析結果を第 2 表及び第 1 図に示す。解析結果が最も厳しいペDESTAL (ドライウェル部) 壁面の温度は約 900℃であり、コンクリートの侵食開始温度である約 1,230℃を下回ることから、ペDESTAL (ドライウェル部) のコンクリートは侵食されない。

なお、A B A Q U S を用いた熱伝導解析結果は、本添付資料の本文「4.

コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析」において示した解析コードMAAPによる解析結果（壁面温度 約 728℃）を上回っているが、これは大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束  $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）を考慮したMAAP解析を包絡する温度境界条件を与えたためである。

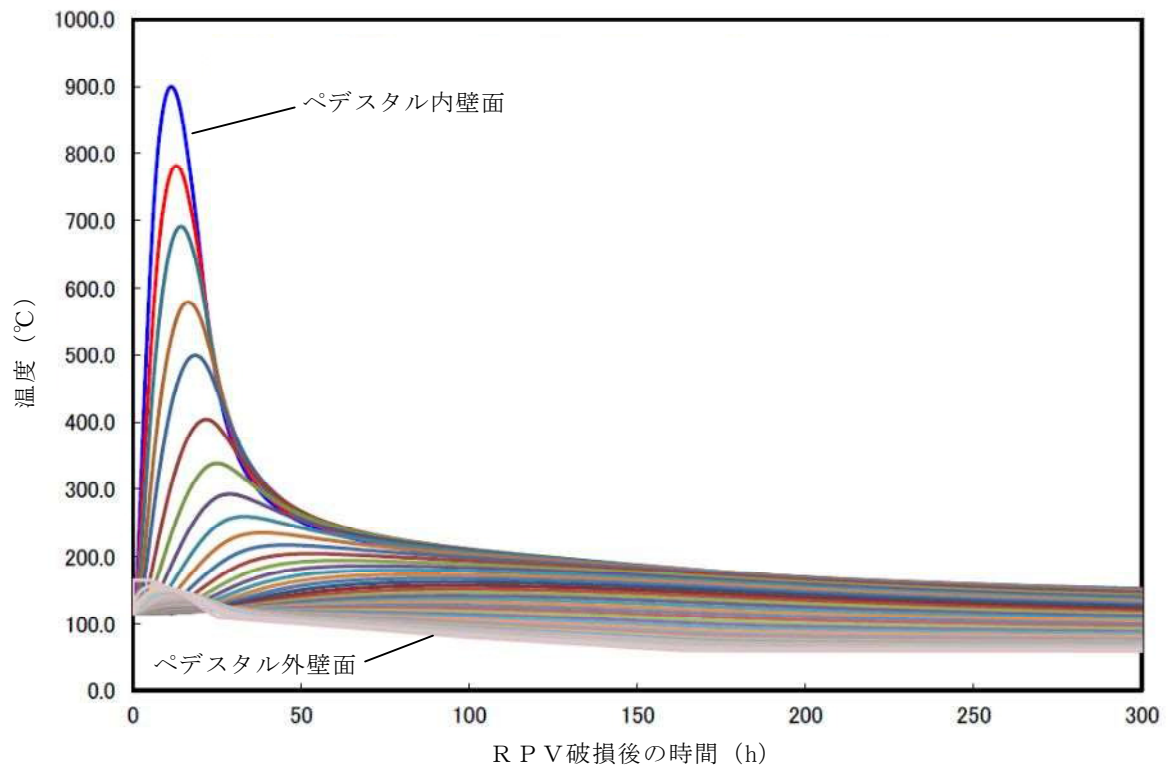
第1表 解析条件（伝熱物性値温度依存性）

項目	設定	備考
解析コード	汎用有限解析コードABAQUS	—
温度境界条件	過渡事象及び大破断LOCAシナリオ※のMAAP解析結果を包絡する条件	添付資料3.5.2 別添1 第3図から第6図
コリウムシールド 伝熱物性値	既往の共同研究において確認された値	添付資料3.5.2 別添1 第4表

※ 大破断LOCAシナリオとして溶融炉心から水プールへの限界熱流束  $800\text{kW}/\text{m}^2$ （圧力依存性あり）及び  $800\text{kW}/\text{m}^2$ （一定）の2ケースを考慮

第2表 解析結果（伝熱物性値温度依存性）

項目	解析結果	備考
ペDESTAL 壁面温度	約 900℃	コンクリート侵食開始温度 約 1,230℃



第 1 図 ペDESTAL壁面の温度変化

## 既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価について

解析コードMAAPによる侵食量評価では、熔融炉心中のZrによるZrO<sub>2</sub>耐熱材の還元反応を考慮し、耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保守的に2,100°Cと設定した上で、熔融炉心によるコリウムシールドの侵食が生じないことを確認している。しかし、熔融炉心には少量ながらその他の金属酸化物も含まれており、これらの影響によってZrO<sub>2</sub>耐熱材が侵食される可能性も考えられるため、関連する既往実験の知見を考慮した場合のコリウムシールドの侵食量について検討する。

## 1. CIT実験について

模擬熔融炉心によるZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験<sup>[1][2]</sup>がある。

CIT実験では、第1図に示すような試験装置によって、模擬熔融炉心とZrO<sub>2</sub>耐熱材を最長10時間程度接触させ、模擬熔融炉心の表面温度（ZrO<sub>2</sub>耐熱材との界面温度）と侵食深さの推移が測定された。そのうち、CIT-9及びCIT-11では実機の条件に近い組成のZrO<sub>2</sub>耐熱材が用いられている。

CIT-9における入力エネルギー及び模擬熔融炉心表面温度とZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食深さの推移を第2図及び第3図に示す。耐熱材の最終的な侵食深さは22.5mm、最大の侵食速度は0.18mm/minと報告されている。実験において、模擬熔融炉心は誘導加熱により2,080°Cから2,474°Cまで段階的に昇温されたが、出力を一定に維持し模擬熔融炉心の昇温を停止すると、耐熱材の侵食は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。

また、CIT-11における模擬熔融炉心表面温度とZrO<sub>2</sub>耐熱材の侵食深さ

の推移を第4図に示す。最終的な侵食深さは39.5mm, 最大の侵食速度は0.28mm/minと報告されており, CIT-9と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止する挙動が確認されている。

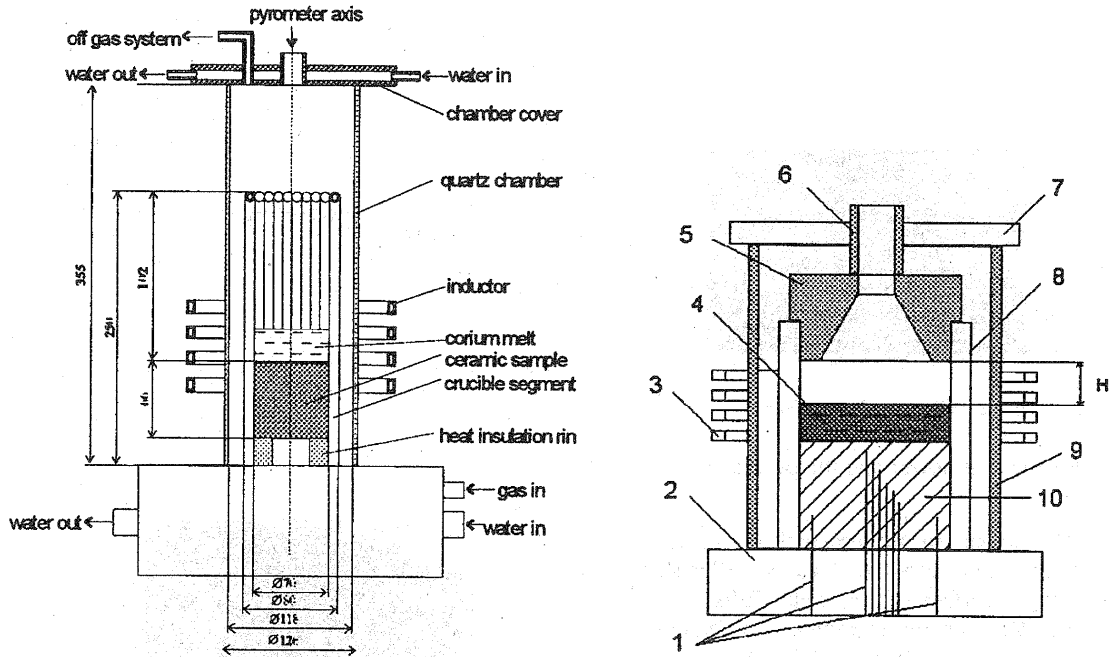
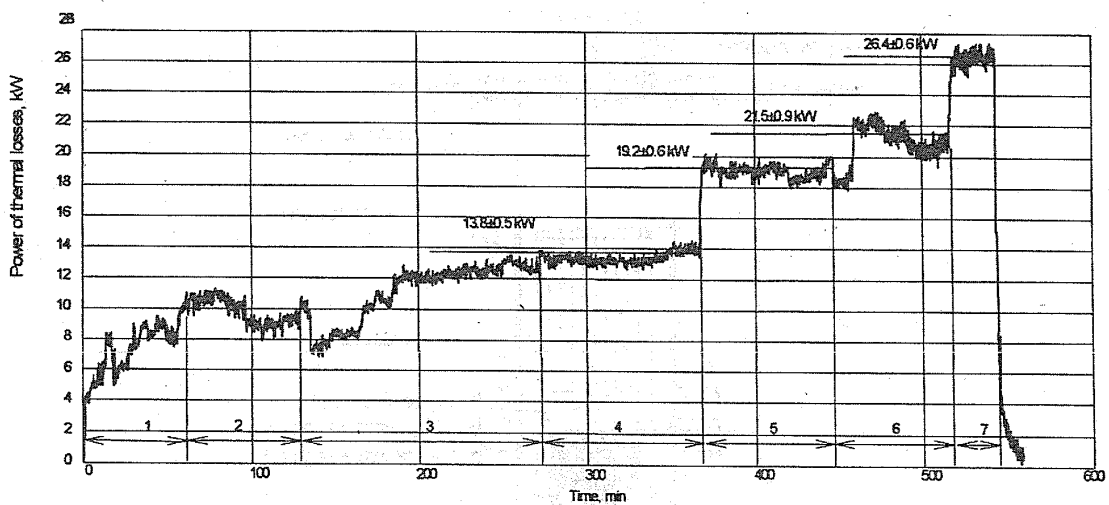
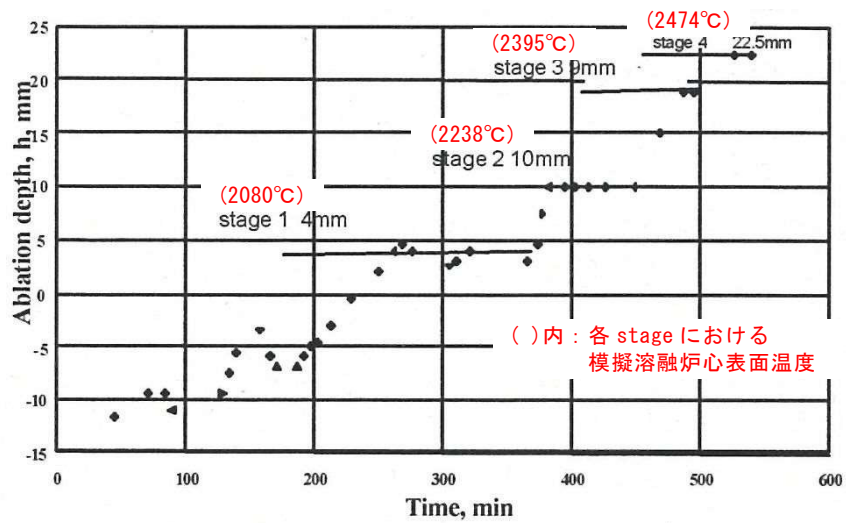


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell; 10 – bottom ceramic specimen. H – distance between the ceramic shield and corium melt surface.

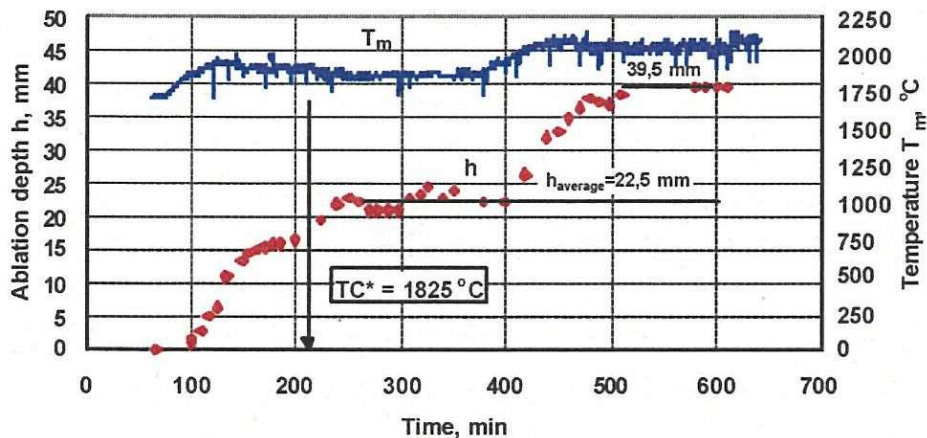
第1図 CIT実験装置



第2図 CIT-9における入力エネルギー



第 3 図 CIT-9 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移



第 4 図 CIT-11 における模擬熔融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

## 2. 実験条件と実機条件の比較

CIT-9 及び CIT-11 実験にて用いられた  $ZrO_2$  耐熱材の組成を第 1 表に示す。主成分である  $ZrO_2$  の純度は 94.7wt% であり、東海第二発電所においてコリウムシールドとして用いる  $ZrO_2$  耐熱材と同等であることから、耐熱材の特性は実験条件と実機条件で大きな差はないと考えられる。

次に、CIT-9 及び CIT-11 実験における模擬熔融炉心の組成を第 2 表に示す。実験で用いられた模擬熔融炉心は、酸化鉄 ( $FeO$  や  $Fe_3O_4$ ) の割合が大

きく、CIT実験においては、これらの酸化鉄と $ZrO_2$ の共晶反応により、 $ZrO_2$ 耐熱材が溶融、侵食されたものと考えられる。

一方、実機での溶融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は3%程度<sup>\*1</sup>と想定され、溶融炉心に混入し得るペDESTAL内構造物 $4m^3$ を全量酸化鉄<sup>\*2</sup>として加えた場合でも酸化鉄割合は約13%となることから、CIT実験の条件は、ともに実機条件に比べて共晶反応による耐熱材侵食が生じやすい条件と考えられる。

※1 原子炉圧力容器破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合  
(MAAP解析結果より)

※2 ペDESTAL内構造物は主にSUS材であり鉄以外の物質も含まれる。また、含有する鉄が全て酸化することは考え難いが、ここでは保守的に全量を酸化鉄として計算

第1表 CIT-9及びCIT-11実験における $ZrO_2$ 耐熱材組成

成分	割合 wt%
SiO <sub>2</sub>	1.4
CaO	0.2
MgO	2.5
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.2
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.8
TiO <sub>2</sub>	0.2
ZrO <sub>2</sub>	94.7

第2表 CIT-9及びCIT-11実験における模擬溶融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 UO <sub>2</sub> 20.4 ZrO <sub>2</sub> 30.5 FeO	19.0 ZrO <sub>2</sub> 81.0 Fe <sub>3</sub> O <sub>4</sub> (共晶組成)

### 3. 実機における $ZrO_2$ 耐熱材と金属酸化物との共晶反応による侵食

CIT-9 及び CIT-11 実験は、ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが、ここでは実機の酸化鉄の割合により近い CIT-9 実験に基づき  $ZrO_2$  耐熱材の共晶反応による侵食量について考察する。

実機の MAA P 解析結果によれば、熔融炉心とコリウムシールドの接触面の最高温度は約  $2,000^{\circ}C$  となっている。CIT-9 実験では、これを上回る  $2,080^{\circ}C$  において約 4mm の侵食が見られているが、その侵食量は時間とともに増加する傾向にはない結果となっている。ただし、この挙動は実験容器が外部から冷却されていたことに起因することが示唆されており、外部冷却がない場合には侵食が継続的に生じる可能性がある。

仮に実機において共晶反応による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し、RPV 破損時点から熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度が  $1,800^{\circ}C$ <sup>※3</sup> を下回るまでの約 3 時間、CIT-9 実験で確認された最大侵食速度である  $0.18\text{mm}/\text{min}$  で侵食が進んだと仮定した場合でも、侵食量は約 33mm となる。

※3 酸化鉄との共晶反応による侵食がより生じやすい条件と考えられる CIT-11 実験にて、 $ZrO_2$  耐熱材の侵食が開始している温度  
(第 4 図)

したがって、万一熔融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールド厚さ 15cm を十分下回る。

なお、コリウムシールドの  $ZrO_2$  耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバイнда(主成分：ケイ酸ナトリウム)を混練したモルタルを目地材として用いる(第 5 図)。このモルタルは、耐熱材ブロックと同等の  $ZrO_2$  含有率を有するものを用いるとともに、常温で固化し、固化後は周囲の  $ZrO_2$  耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため、熔融炉心による選択的な



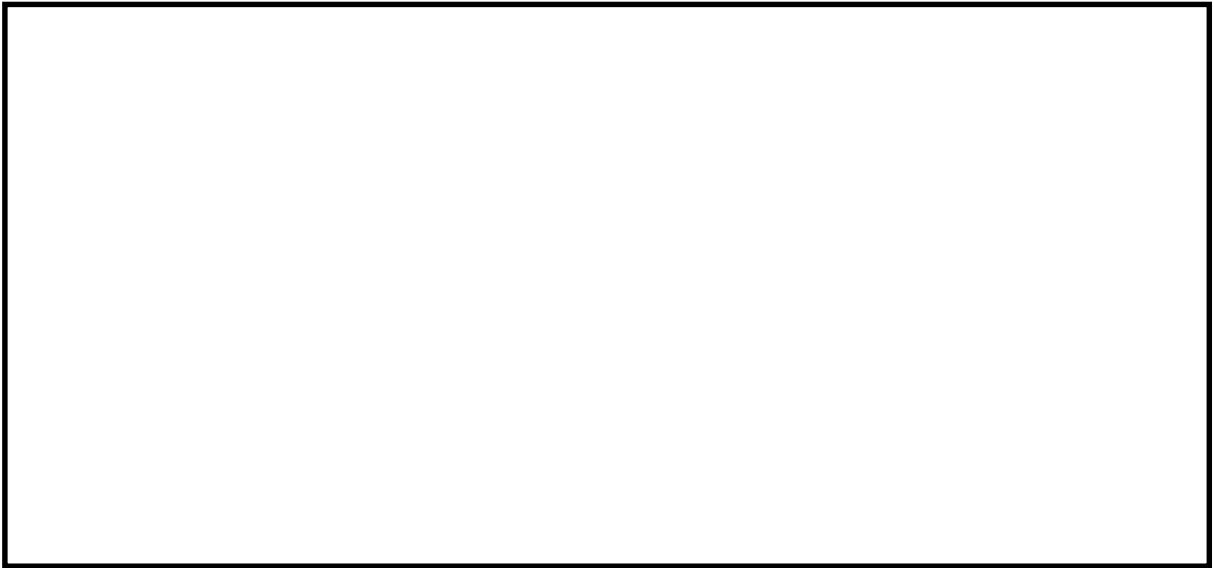
侵食は生じない。また、仮にモルタルの溶融を想定する場合においても、モルタルの大半を占める  $ZrO_2$  は溶融せず、モルタルバインダのみが溶融すると考えられるため、耐火材ブロックに生じる間隙は極めてわずかであること、及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから、耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く、コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないと考ええる。

また、MAAP解析結果における原子炉圧力容器破損時の溶融炉心温度は  $2,100^{\circ}C$  から  $2,200^{\circ}C$  程度となっているが、添付資料 3.2.15 に記載のとおり、ドライ条件にて  $2,450^{\circ}C$  以上の模擬溶融炉心を落下させた試験でも、耐熱材の顕著な侵食や割れは確認されておらず、また、 $ZrO_2$  の融点は約  $2,700^{\circ}C$  <sup>※4</sup> と十分高いことから、溶融炉心落下時の熱衝撃やジェットインピンジメントによりコリウムシールドの健全性が失われることはない。

※4  $ZrO_2$  耐熱材の侵食開始温度  $2,100^{\circ}C$  は、溶融炉心と耐熱材が接触し続けた際の化学反応を考慮し設定している（別添1）。一方、ジェットインピンジメントは、化学反応ではなく溶融炉心落下時の短時間での熱移送に付随し生じるものであるため、 $ZrO_2$  の融点との比較を行っており、水プール中に溶融炉心が落下することから影響はないと考える。

<側面図>

<正面図>



第 5 図 コリウムシールド設置構造概念図

参考文献

- [1] D. Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material” , ICONE-8179, (2000).
- [2] J.M. Seiler, K. Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors” , Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).

## 溶融炉心による熱影響評価について

## 1. 評価目的

東海第二発電所におけるペDESTAL構造の特徴を踏まえた対策として、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）によるペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）への影響抑制のためのコリウムシールドを設置するとともに、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から落下した溶融炉心（以下「デブリ」という。）の冠水及び水蒸気爆発による影響抑制の観点からRPV破損時のペDESTAL内水位を1mに維持する対策、さらに、床スラブ内の排水流路をスリット形状としてデブリを凝固させる対策を講じることとしている。

これら東海第二発電所の特徴を踏まえた対策を考慮した上で、RPV破損時にペDESTALへ落下したデブリからの熱影響によってペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを評価する。

## 2. 評価方針

RPV破損後にデブリからの伝熱によって高温となる鉄筋コンクリートの物性変化を考慮した上で、RPV支持機能及びデブリ保持機能の維持に必要な構造強度が保持されることを評価する。

## 3. 評価方法

## (1) 荷重条件

構造強度の評価に当たり、RPV支持機能の評価ではRPV、遮へい壁等の自重（以下「RPV等の自重」という。）を考慮する。また、デブリ保持機能の評価では、デブリ、コリウムシールド、床スラブ躯体等の自重

(以下「デブリ等の自重」という。)を考慮する。

## (2) 評価部位及び項目

### a. 側壁 (R P V 支持機能)

R P V 等の自重により、側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し、側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。

このため、高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し、R P V 等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

### b. 床スラブ (デブリ保持機能)

デブリ等の自重により、床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し、鉄筋には曲げ応力が作用する。

このため、高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し、デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また、高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し、デブリ等の自重による曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

## (3) 温度条件

別添 1 にペDESTALの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペDESTALの側壁及び床スラブの温度は、M A A P コードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コード A B A Q U S による熱伝導解析にて評価する。

## (4) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し、重大事故時を想定する防護レベルにおいて、格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点よ

り、判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には、側壁コンクリートの必要壁厚、床スラブコンクリートの必要板厚、床スラブの必要鉄筋量の算定において、終局強度又は短期許容応力度を適用する。別添 2 に R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価を、別添 3 にデブリ保持に必要な床スラブコンクリート厚さ評価を、別添 4 にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

#### 4. 評価結果

以下に R P V 支持機能及びデブリ保持機能に対する評価結果を示す。評価結果はいずれも判断基準を満足し、デブリからの熱影響によってもペDESTAL に要求される機能は損なわれることはない。

##### (1) 側壁（R P V 支持機能）

###### a. コンクリートに対する圧縮軸力

別添 5 に熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価を示す。側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,229mm であり、R P V 等の自重によってコンクリートに作用する圧縮軸力に対して必要な壁厚 133mm (別添 2) を上回る。

###### b. 基部コンクリートに対する面外せん断力

別添 5 に示したとおり、側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,276mm であり、R P V 等の自重によって基部コンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な壁厚 192mm (別添 2) を上回る。

##### (2) 床スラブ（デブリ保持機能）

###### a. コンクリートに対する面外せん断力

別添 6 に熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の評価を

示す。床スラブコンクリートの等価板厚は約 629mm であり、デブリ等の自重によってコンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な板厚  (別添 3) を上回る。

b. 鉄筋に対する曲げ応力

別添 6 に示したとおり、床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1m 当たりの等価鉄筋量は  であり、デブリ等の自重によって鉄筋に作用する曲げ応力に対して必要な鉄筋量  (別添 4) を上回る。

5. まとめ

東海第二発電所におけるペDESTAL構造の特徴を踏まえた対策による影響を考慮し、デブリからの熱影響に対するペDESTALの構造健全性を評価した。

その結果、高温による鉄筋コンクリートの物性変化を考慮しても、ペDESTALに要求される R P V 支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。

## デブリからの伝熱によるペDESTALの温度評価

## 1. 概要

MAAPコードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コードABAQUSを用いた熱伝導解析により、デブリからの伝熱によるペDESTALの側壁及び床スラブの温度を評価する。

## 2. 汎用有限解析コードABAQUSによるペDESTAL熱伝導解析

## (1) 評価モデル

第1図に熱伝導解析モデルを示す。デブリからの熱影響による側壁及び床スラブの温度は、2次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では、解析体系を縦横のメッシュで区切り、以下に示す2次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき、各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left( k_x \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left( k_y \frac{\partial T}{\partial y} \right) + Q$$

ここで、 $T$ : 温度、 $\rho$ : 密度、 $c$ : 比熱、 $k_x$ 、 $k_y$ :  $x$  方向及び  $y$  方向の熱伝導率、 $Q$ : 物体の内部発熱量である。

## (2) 評価条件

第1表にABAQUSコードによる熱伝導解析の解析条件を示す。解析条件は、RPVが破損しデブリがペDESTALへ落下する事故シーケンスに対するMAAPコードの解析結果を参照<sup>\*</sup>し、これを包絡する条件を設定している。

※ 参照するM A A P解析結果は、有効性評価上のベースケースを含む以下を考慮

- ・ 起回事象：過渡事象，デブリから水プールへの限界熱流束：  
800kW/m<sup>2</sup>（圧力依存性あり）（ベースケース）
- ・ 起回事象：L O C A，デブリから水プールへの限界熱流束：  
800kW/m<sup>2</sup>（圧力依存性あり）
- ・ 起回事象：L O C A，デブリから水プールへの限界熱流束：  
800kW/m<sup>2</sup>（一定）

### (3) 評価結果

第7図にペDESTAL温度の評価点の位置を示す。また、第8図に横スリット部の温度変化を示す。横スリット部の最高温度は約798℃であり、スリット内で凝固したデブリは再溶融する温度に至らない。

また、第9図に側壁の温度変化を、第10図に床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化をそれぞれ示す。ペDESTAL側壁の最高温度は内表面で約900℃、床スラブ鉄筋コンクリート部の最高温度は上端部で約475℃となっている。



第1表 ABAQUSコードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度 (kg/m <sup>3</sup> )		MAAP計算結果 (RPV破損時の値) を包絡する値
デブリ熱伝導率 (W/mK)		
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ内部発熱密度 (W/m <sup>3</sup> )	(第2図)	MAAP計算結果 (保守的にスクラム後3時間からの崩壊熱を使用。希ガス・揮発性FPによる減衰 (30%) を考慮)
SUS密度 (kg/m <sup>3</sup> )	(第2表)	伝熱工学資料改訂第5版より
SUS熱伝導率 (W/mK)		
SUS比熱 (J/kgK)		
コンクリート密度 (kg/m <sup>3</sup> )	2,345	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (2010) より
コンクリート熱伝導率 (W/mK)	(第3表)	Eurocodeより
コンクリート比熱 (J/kgK)		
ジルコニア耐火材密度 (kg/m <sup>3</sup> )	(第4表)	試験結果*に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率 (W/mK)		
ジルコニア耐火材比熱 (J/kgK)		
スリット内デブリ初期温度 (°C)		MAAP計算結果におけるRPV破損時のデブリ平均温度 <input type="text"/> に対し、保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度 (°C)	117	MAAP解析結果におけるRPV破損時点でのペDESTAL構造部の最高温度
ペDESTAL雰囲気温度 (°C)	(第3図)	MAAP計算結果を包絡する温度変化を設定
ドライウェル雰囲気温度 (°C)	(第4図)	
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (°C)	(第5図)	
デブリ-ジルコニア耐火材接触面温度 (°C)	(第6図)	

※ 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GEニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

第2表 SUS材物性値

温度 (K)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
300	7,920	16.0	499
400	7,890	16.5	511
600	7,810	19.0	556
800	7,730	22.5	620
1,000	7,640	25.7	644

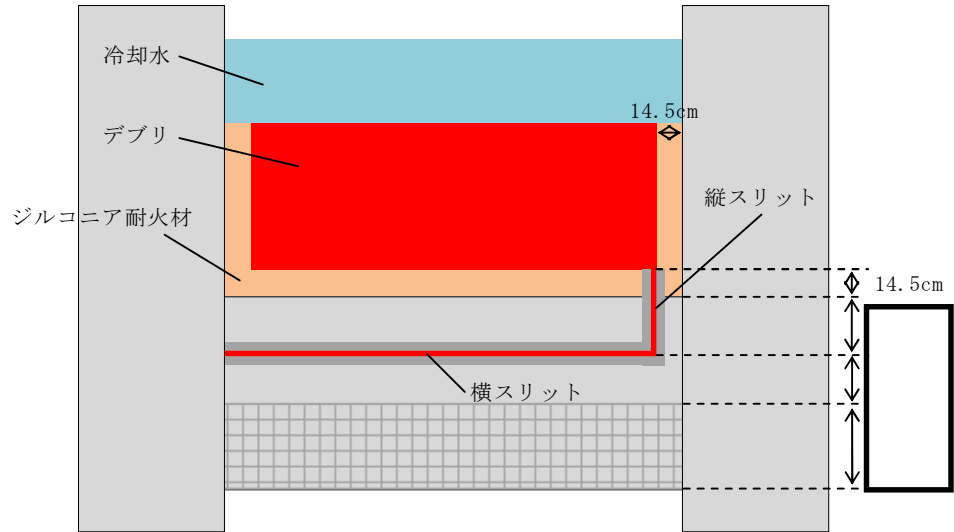
第3表 コンクリート物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)	温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
20	1.951	901.1	650	0.859	1,111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1,114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1,116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1,118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1,120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1,121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1,122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1,122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1,122.1
250	1.454	1,009.3	875	0.675	1,121.4
275	1.407	1,018.8	900	0.661	1,120.4
300	1.361	1,028.0	925	0.648	1,118.9
325	1.316	1,036.7	950	0.637	1,117.1
350	1.273	1,045.1	975	0.627	1,114.7
375	1.231	1,052.9	1,000	0.619	1,112.0
400	1.191	1,060.4	1,025	0.612	1,108.8
425	1.152	1,067.4	1,050	0.606	1,105.3
450	1.114	1,074.1	1,075	0.602	1,101.2
475	1.077	1,080.2	1,100	0.599	1,096.8
500	1.042	1,086.0	1,125	0.597	1,091.9
525	1.008	1,091.3	1,150	0.596	1,086.7
550	0.976	1,096.3	1,175	0.597	1,080.9
575	0.944	1,100.7	1,200	0.600	1,074.8
600	0.915	1,104.8	1,225	0.600	1,068.2
625	0.886	1,108.4	1,250	0.600	1,061.3

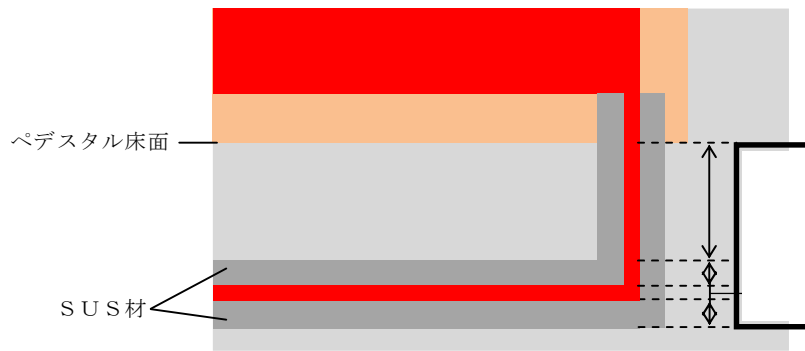
第4表 ジルコニア耐火材の物性値

温度 (°C)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)

※ 本数値は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

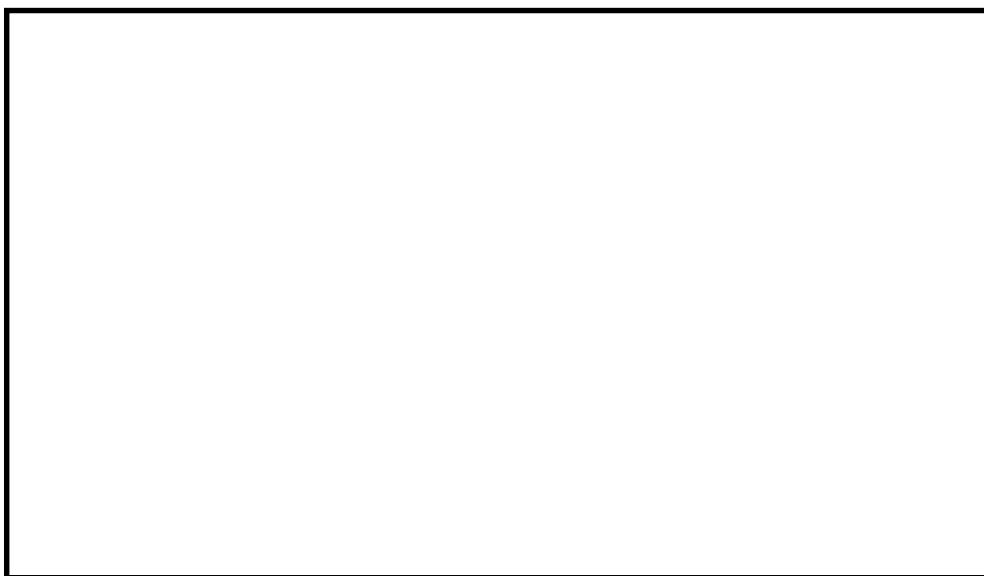


(a) 全体概要図

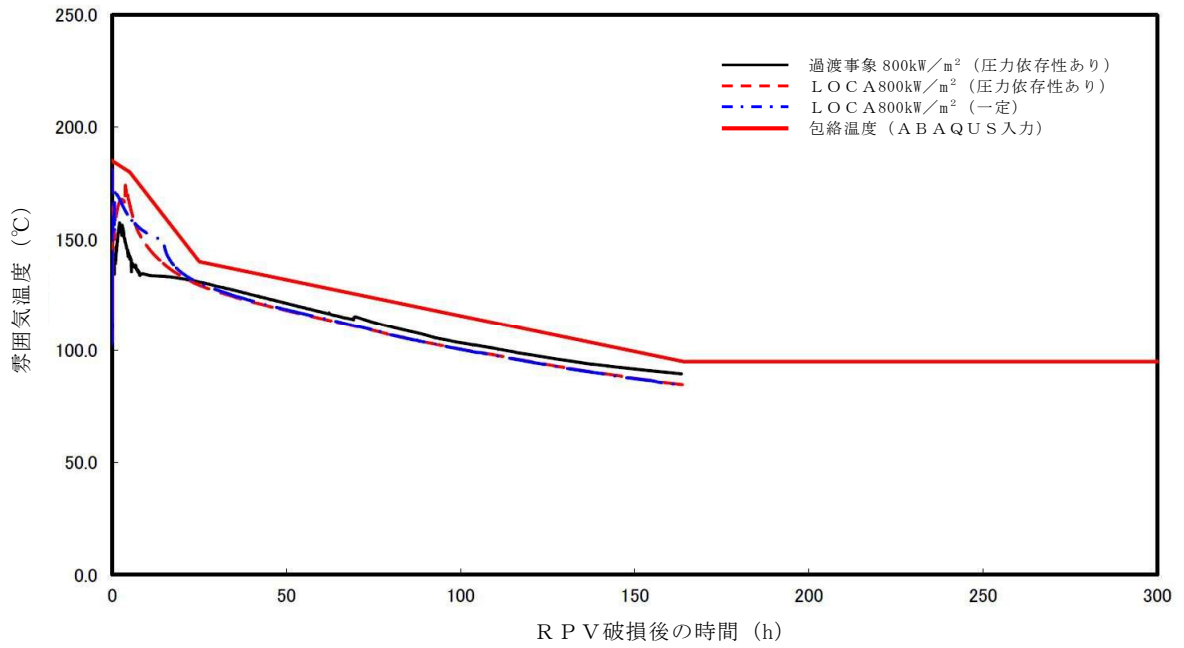


(b) スリット部拡大図

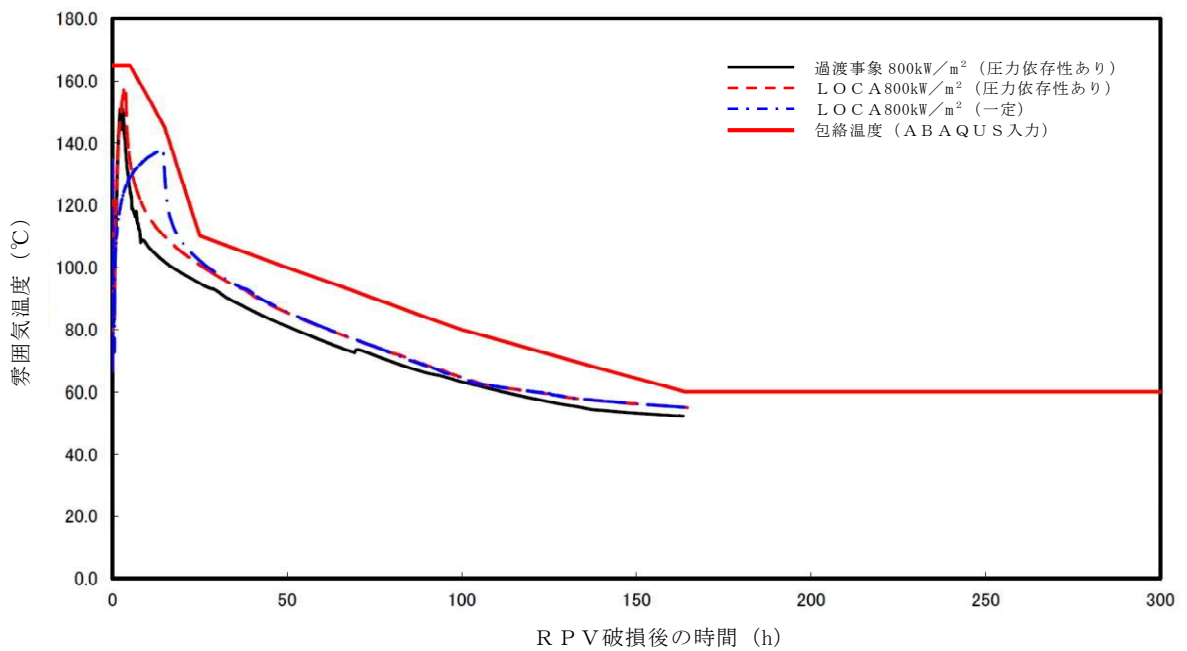
第 1 図 熱伝導解析モデル



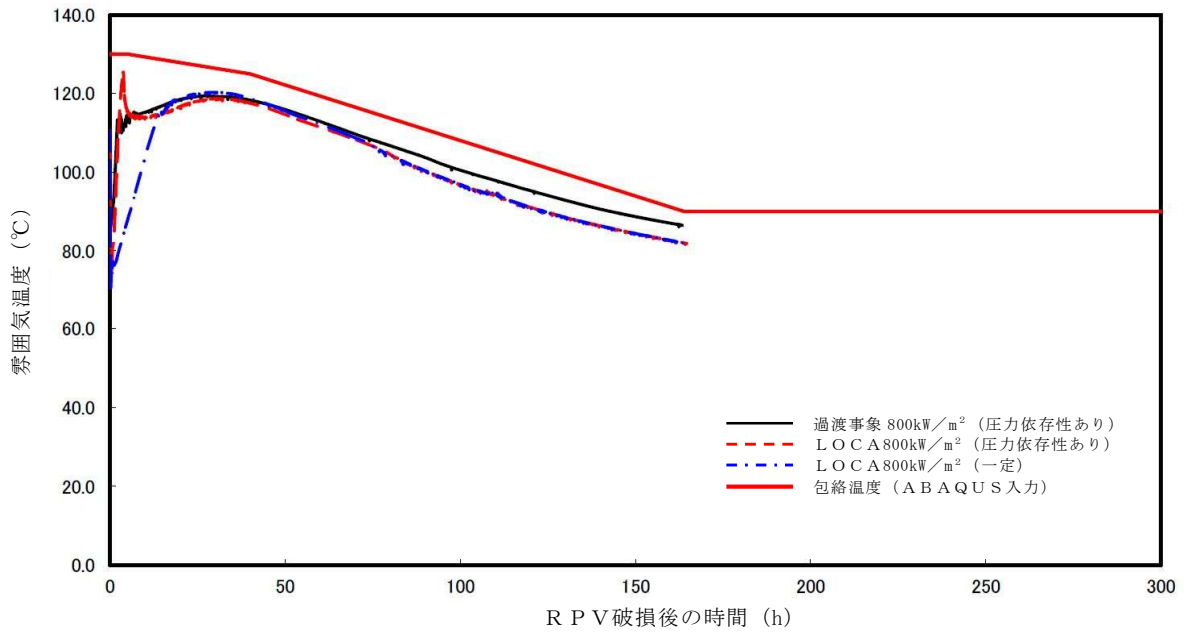
第 2 図 デブリ内部発熱密度条件



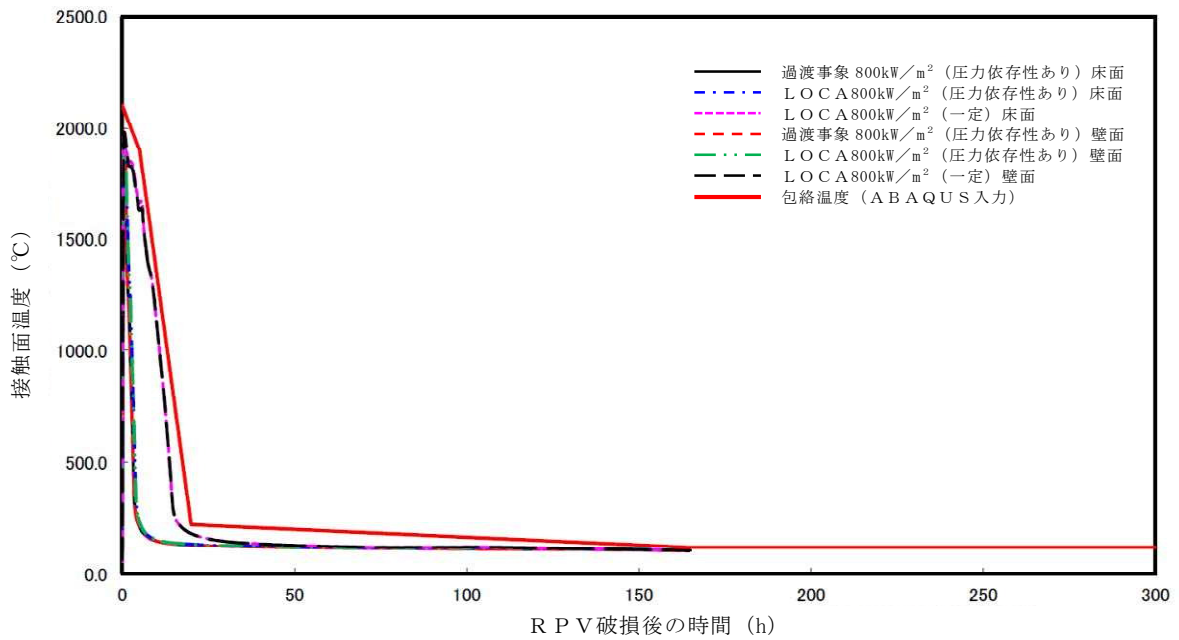
第3図 ペデスタル雰囲気温度条件



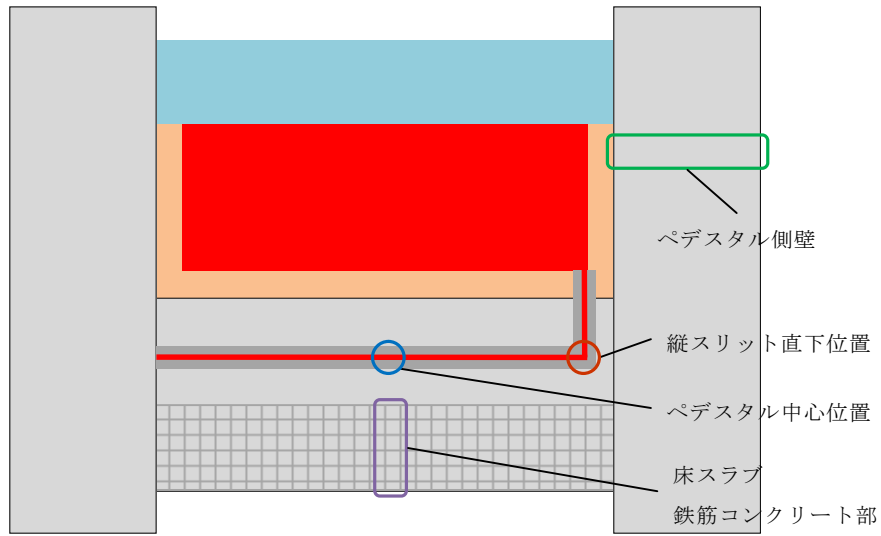
第4図 ドライウェル雰囲気温度条件



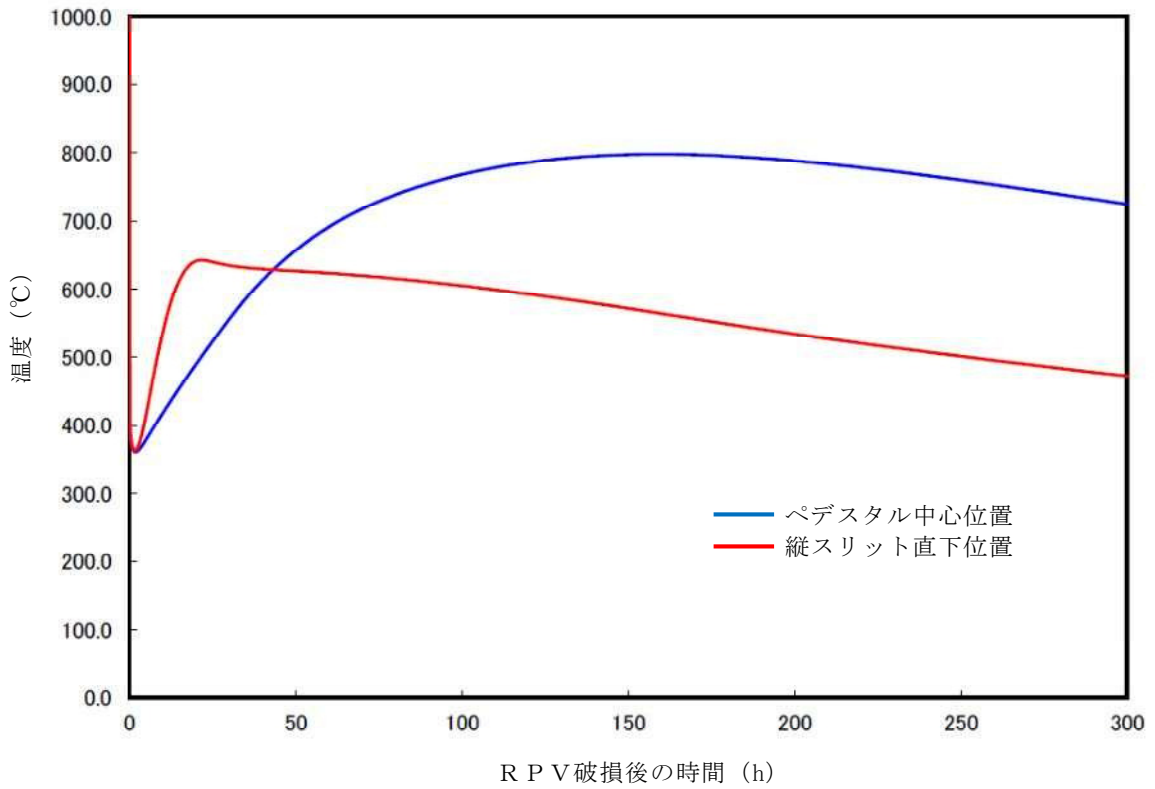
第5図 サプレッション・チェンバ霧囲気温度条件



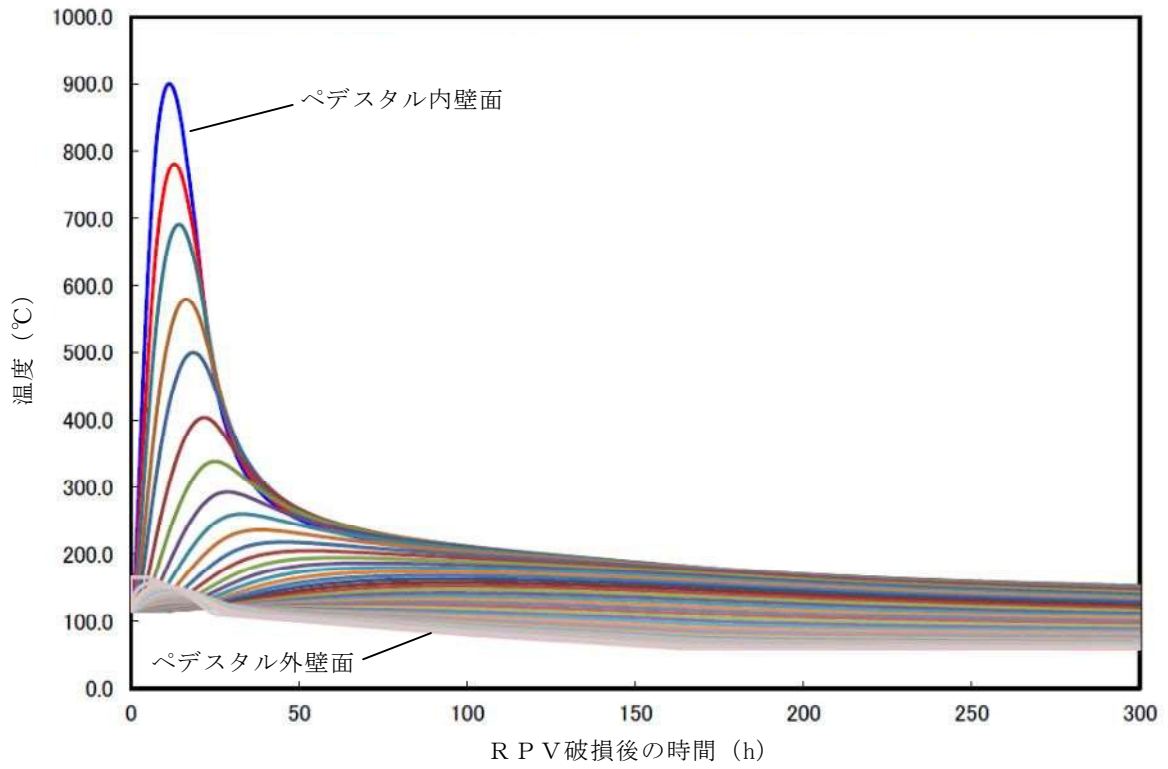
第6図 デブリージルコニア耐火材接触面温度条件



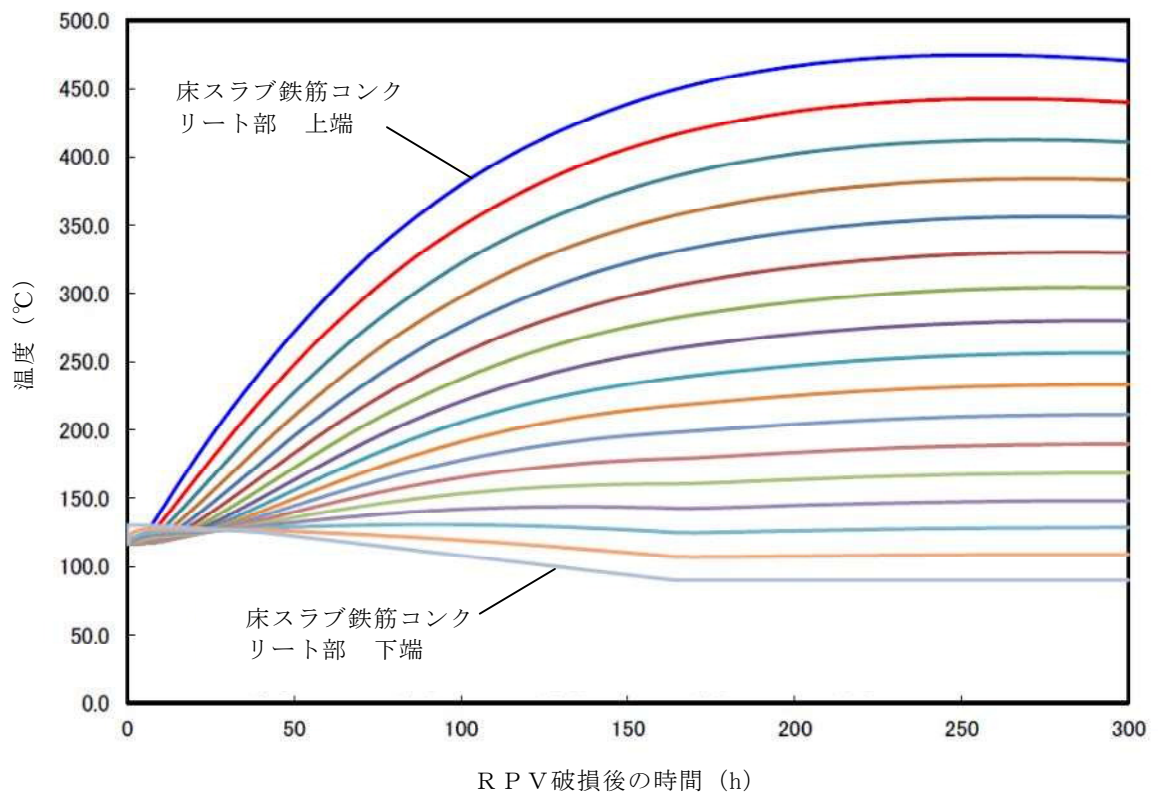
第7図 ペデスタル温度評価位置



第8図 横スリット部の温度変化



第 9 図 ペデスタル側壁の温度変化



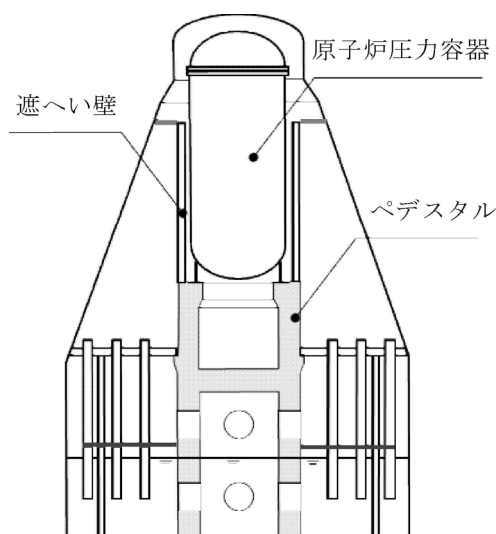
第 10 図 床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化



## R P V 支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価

## 1. 概要

格納容器内のペDESTAL等配置図を第1図に示す。ペDESTALは、原子炉圧力容器、遮へい壁等を支持する構造物である。添付 3.5.1 のとおり、原子炉圧力容器が破損し溶融燃料がペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合でも、コンクリートの侵食は生じない評価結果となっているが、ペDESTAL側壁部のコンクリートが侵食する可能性を考慮し、これら構造物を支持するために必要となるペDESTAL側壁部の壁厚（以下「必要壁厚」という。）を算定する。



第1図 格納容器内ペDESTAL等配置図

## 2. ペDESTAL側壁部に生じる荷重算定

## 2.1 荷重の算定方針

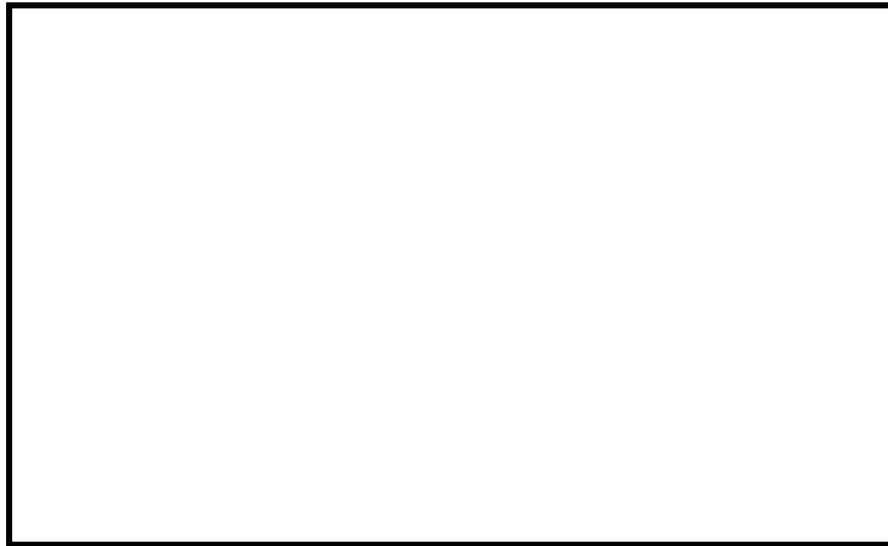
必要壁厚の算定のために必要となるペDESTAL側壁部の荷重は、今回工認

におけるペDESTALの構造健全性評価に用いる解析モデルを適用し、ペDESTALにて支持される構造物の重量を考慮した解析により算定する。

## 2.2 解析方法

解析モデル図を第2図に、解析条件等の概要について第1表に示す。解析モデルは、ペDESTAL構造をシェル要素にて3次元的にモデル化したものを用いる。

ペDESTALは、原子炉压力容器及び遮へい壁等を支持する構造物であるため、解析における各構造物の重量の模擬については、ペDESTAL上面に等分布荷重として負荷させる。また、MCCIに至る過程を踏まえれば、原子炉压力容器内の燃料集合体等はデブリ化し、ペDESTAL床面上に落下していることになるが、ペDESTAL側壁コンクリートの必要壁厚を保守的に算定するために、原子炉压力容器内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。



第2図 ペDESTAL 3次元FEMモデル図

第1表 解析条件等の概要

項目	内容
解析モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 3次元FEMモデル</li> <li>・ シェル要素</li> </ul>
解析コード	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ NASTRAN</li> </ul>
重量模擬	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器 <math>955 \times 10^3 \text{ kg}</math> (圧力容器内構造物を含む)</li> <li>・ 遮へい壁 <math>656 \times 10^3 \text{ kg}</math></li> </ul>
コンクリートの材料物性等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準強度 <math>22 \text{ N/mm}^2</math></li> <li>・ ヤング係数 <math>2.2 \times 10^4 \text{ N/mm}^2</math></li> <li>・ せん断弾性係数 <math>0.918 \times 10^4 \text{ N/mm}^2</math></li> <li>・ 単位体積重量 <math>23 \text{ kN/m}^3</math></li> </ul>

### 3 必要壁厚の算定

#### 3.1 解析結果

必要壁厚の算定に用いる荷重は、構造物の重量によるペDESTAL鉛直方向に発生する荷重（圧縮軸力）に加えて、側壁コンクリートの壁厚変化に伴う構造不連続形状部に発生する面外せん断力についても考慮する。

構造物の重量を付加させた解析結果として、MCCIによる侵食が想定されるペDESTAL側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を第2表に示す。

第2表 ペDESTAL側壁部に生じる荷重

部位	圧縮軸力 (kN/m)	面外せん断力 (kN/m)
MCCIによる 侵食想定部位	1,940	178

### 3.2 コンクリートの応力度

必要壁厚の算定にあたっては、鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説((社)日本建築学会, 1999) (以下「RC規準」という。)に規定されているコンクリートの短期許容応力度を用いた。なお、水蒸気爆発に対する構造健全性評価においては終局状態に至らないことを判断基準としているが、短期許容応力度を用いることは保守的な取扱いとなる。第3表に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

第3表 必要壁厚算定に用いた許容応力度 (短期)

圧縮 (N/mm <sup>2</sup> )	せん断 (N/mm <sup>2</sup> )
14.6	1.06

※ RC規準許容応力度 (短期)

・圧縮 :  $2/3 F_c$

・せん断 :  $1/30 F_c$  かつ  $(0.49 + 1/100 \times F_c)$  以下の 1.5 倍

### 3.3 必要壁厚の算定結果

側壁コンクリートに生じる荷重、短期許容応力度から必要壁厚を圧縮軸力及び面外せん断力に対して算定した。

#### (1) 圧縮軸力による評価

側壁コンクリートに生じる圧縮軸力と短期許容応力度が等しくなるときの壁厚を必要壁厚として算定する。必要壁厚は下式のとおり算定され、圧縮軸力による評価においては、必要壁厚は 133 mm となる。

$$1.940 \times 10^3 \text{ (N/mm)} \div 14.6 \text{ (N/mm}^2\text{)} = 133 \text{ mm}$$

(2) 面外せん断力による評価

面外せん断力を用いた必要壁厚の算定については、RC規準の断面算定に用いる評価式を適用する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q : 発生荷重 (N)

b : 部材の有効幅 (mm)

j : 柱の中心間距離 (mm)

$$j = d \times 7/8$$

d : 有効せい (必要壁厚) (mm)

f<sub>s</sub> : 短期許容応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

必要壁厚は、解析により生じる面外せん断力、短期許容応力から下式のとおり算定され、面外せん断力による評価としての必要壁厚は 192 mm となる。

$$\begin{aligned} d &= 8/7 \times (Q \div b) \div f_s \\ &= 8/7 \times 178 \text{ (N/mm)} \div 1.06 \text{ (N/mm}^2\text{)} = 192 \text{ mm} \end{aligned}$$

4. まとめ

圧縮軸力による評価及び面外せん断力による評価から算定した必要壁厚を第 4 表に整理する。熱影響を考慮しない場合の健全な側壁コンクリート厚さ  に対し、必要壁厚は、圧縮軸力に対しては 133mm、面外せん断力に対しては 192 mm となる。

第 4 表 必要壁厚の算定結果

	圧縮軸力による評価	面外せん断力による評価
必要壁厚	133mm	192mm

## デブリ保持に必要な床スラブ厚さ評価

床スラブに係る荷重を評価し，コンクリートのせん断耐力から必要床スラブ厚さを算定する。なお，本評価におけるコンクリートのせん断耐力は，終局強度に対して保守的な短期許容応力度を用いる。

## 1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重として，床スラブ自重及びデブリ等の床スラブ積載荷重を評価する。

## (1) 床スラブ自重

床スラブ自重は，

- ・床スラブのコンクリート体積：約  $53.85\text{m}^3$
- ・鉄筋コンクリートの単位体積重量： $24\text{kN}/\text{m}^3$

より，床スラブ自重による荷重は約  $1.30 \times 10^3\text{kN}$  となる。

## (2) 床スラブ積載荷重

床スラブ積載荷重は，デブリ，冷却水，コリウムシールド及びペDESTアル内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として  $500\text{ton}$  を使用し，約  $4.90 \times 10^3\text{kN}$  となる。

以上から，床スラブ荷重として約  $6.20 \times 10^3\text{kN}$  を用いる。

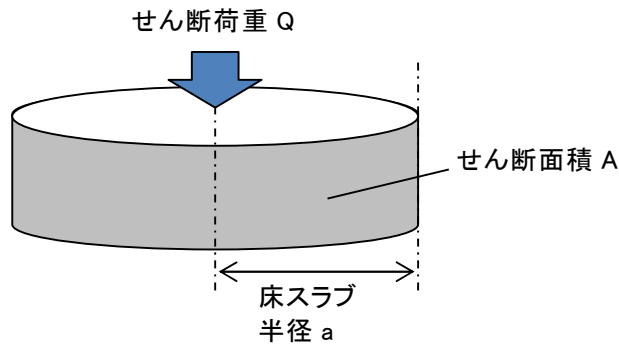
2. せん断応力による必要床スラブ厚さ

床スラブ端部の必要厚さは次のとおり算定される（第1図）。

必要せん断面積＝床スラブ荷重／短期許容せん断応力度

必要床スラブ厚さ＝必要せん断面積／床スラブ円周長

R C 規準に規定されている短期許容せん断応力度に基づき  $1.06\text{N/mm}^2$  を使用すると、熱影響を考慮しない場合の健全な床スラブ厚さ  に対し、必要厚さは  と算定される。



第1図 床スラブのせん断荷重

**表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm<sup>2</sup>)**

	長 期		短 期		
	圧縮	引張	せん断		せん断
普通コンクリート			$\frac{1}{30} F_c$ かつ $(0.49 + \frac{1}{100} F_c)$ 以下		
軽量コンクリート 1種および2種	$\frac{1}{3} F_c$	—	普通コンクリートに対する値の0.9倍		長期に対する値の1.5倍

[注]  $F_c$  は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm<sup>2</sup>) を表す。

$F_c$  : コンクリートの設計基準強度 約  $22.1 \text{ (N/mm}^2)$

第2図 コンクリートの許容応力度

## デブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価

床スラブに係る荷重を評価し、鉄筋の終局曲げ強度から曲げ応力に対する必要鉄筋量を算定する。

## 1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重は別添 3 と同様に約  $6.20 \times 10^3 \text{ kN}$  を用いる。

分布荷重は床スラブ荷重を床面積で除した値であり  となる。

## 2. 曲げ応力による必要鉄筋量

「機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学」(第 1 図)に基づき、等分布荷重を受ける周辺単純支持の円板に作用するモーメント  $M$  を算定する。

$$M = (3 + \nu) \cdot p \cdot a^2 / 16 = \input{type="text"}$$

ここで、

- $\nu$  : ポアソン比 0.2
- $p$  : 分布荷重
- $a$  : 床スラブ半径



算定したモーメント及び建築物の構造関係技術規準解説書（国土交通省ほか，2015）に示される終局曲げ強度算定式より，床スラブ本体部の幅 1m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

$$\text{必要鉄筋量} = M / (\sigma_y \cdot d) = \boxed{\phantom{0000}}$$

ここで，

$\sigma_y$  : 鉄筋の降伏強度（345N/mm<sup>2</sup>）の 1.1 倍<sup>※1</sup> = 379.5N/mm<sup>2</sup>

d : 床スラブの有効せい<sup>※2</sup> =  $\boxed{\phantom{0000}}$

- ※1 建築物の構造関係技術規準解説書では，終局強度算定に当たり J I S 規格品の鉄筋の基準強度を 1.1 倍以下の数値とすることができるとされている。
- ※2 圧縮縁から引張側鉄筋の重心までの距離（第 2 図）

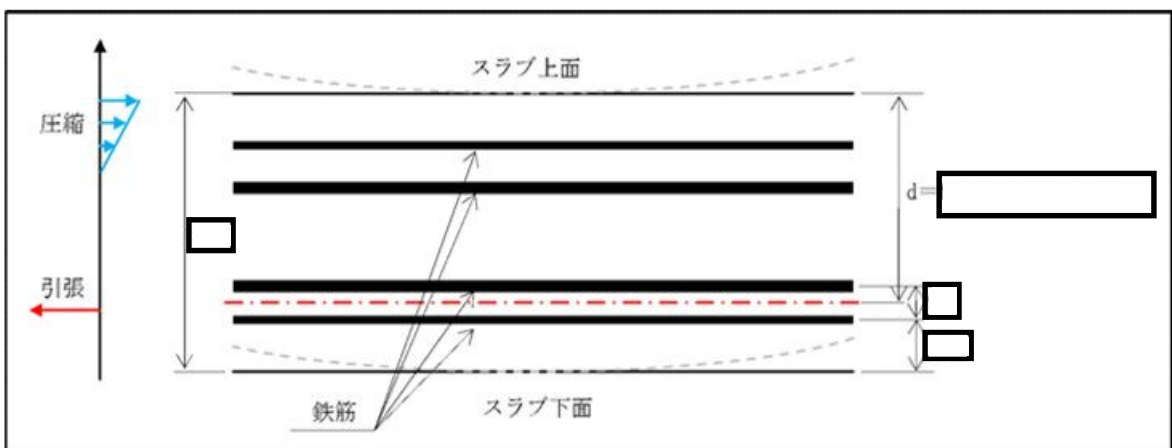
表 5・1 円板のたわみと曲げ応力 (その1)

(図中○印は最大応力を示す。応力式の複号は、上が上面、下が下面を表す。ln は自然対数、\*印はポアソン比  $\nu=0.3$  のときの値を表す)

No.	荷重状態とたわみ形および下表面の応力分布	たわみ $w$ , $w_{max}$ および応力 $\sigma$ , $\sigma_{max}$
1		$w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right) \left(\frac{5+\nu}{1+\nu} - \frac{r^2}{a^2}\right)$ $w_{max} = (w)_{r=0} = \frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D} = 0.696 \frac{pa^4}{Eh^3} *$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} (3+\nu) \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right)$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (3+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ <div style="border: 1px solid red; padding: 2px; display: inline-block;"> <math display="block">\sigma_{max} = (\sigma_r)_{r=0} = (\sigma_\theta)_{r=0} = \mp \frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2} = \mp 1.24 \frac{pa^2}{h^2} *</math> </div>
2		$w = \frac{pa^4}{64D} \left(1 - \frac{r^2}{a^2}\right)^2$ $w_{max} = (w)_{r=0} = \frac{pa^4}{64D} = 0.171 \frac{pa^4}{Eh^3} *$ $\sigma_r = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (3+\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_\theta = \mp \frac{3pa^2}{8h^2} \left\{ (1+\nu) - (1+3\nu) \frac{r^2}{a^2} \right\}$ $\sigma_{max} = (\sigma_r)_{r=a} = \pm \frac{3pa^2}{4h^2} = \pm 0.750 \frac{pa^2}{h^2}$ <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <math display="block">M_{max} = \sigma_{max} \cdot Z</math> <p>断面係数 <math>Z = h^2/6</math> のため、</p> <math display="block">M_{max} = \{3(3+\nu)p \cdot a^2/8h^2\} \times \{h^2/6\}</math> <math display="block">= (3+\nu)p \cdot a^2/16</math> </div>

高温による影響を考慮した場合でも、床スラブの周辺固定が完全に失われることはないが、保守的に周辺単純支持条件での評価を実施

第 1 図 等分布荷重を受ける円板の応力計算式



第 2 図 床スラブの有効せい

## 熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価

## 1. 側壁コンクリートの圧縮軸力に対する評価

## (1) 評価方法

- ・ R P V等の重量は、側壁コンクリートに圧縮軸力として作用することから、コンクリートを対象に評価し、鉄筋については考慮しない。
- ・ A B A Q U Sコードによる熱伝導解析結果における側壁での径方向各厚さの温度(第1図)に対して、第2図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・ 各厚さ部分の包絡温度に対して、第3図に示す構造材料の耐火性ガイドブック( (社) 日本建築学会, 2017) (以下「耐火性ガイドブック」という。) に示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、コンクリート侵食後の残存壁厚に対し健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。
- ・ 上記手順により算定した等価壁厚と別添2に示すR P Vを支持するために必要な壁厚である133mmとを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

## (2) 評価結果

等価壁厚は約1,229mmとなり、R P V支持に必要な壁厚133mmを上回ることから、側壁コンクリートの圧縮軸力に対してR P V支持機能は維持される。

## 2. 側壁基部コンクリートの面外せん断に対する評価

### (1) 評価方法

- ・第4図に示すコンクリート面外せん断の短期許容応力度に、1.の圧縮軸力に対する評価にておいて設定した側壁部各厚さにおける包絡温度（第2図）を考慮した圧縮強度残存比（第3図）を乗じて、高温影響を考慮したコンクリート強度を求める。
- ・RC規準の断面算定評価式に基づいて、面外せん断に対する等価壁厚を算定する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

ここで、

Q : 発生荷重 (N)

b : 部材の有効幅 (mm)

j : 柱の中心間距離 (mm)

$$j = d \times 7/8$$

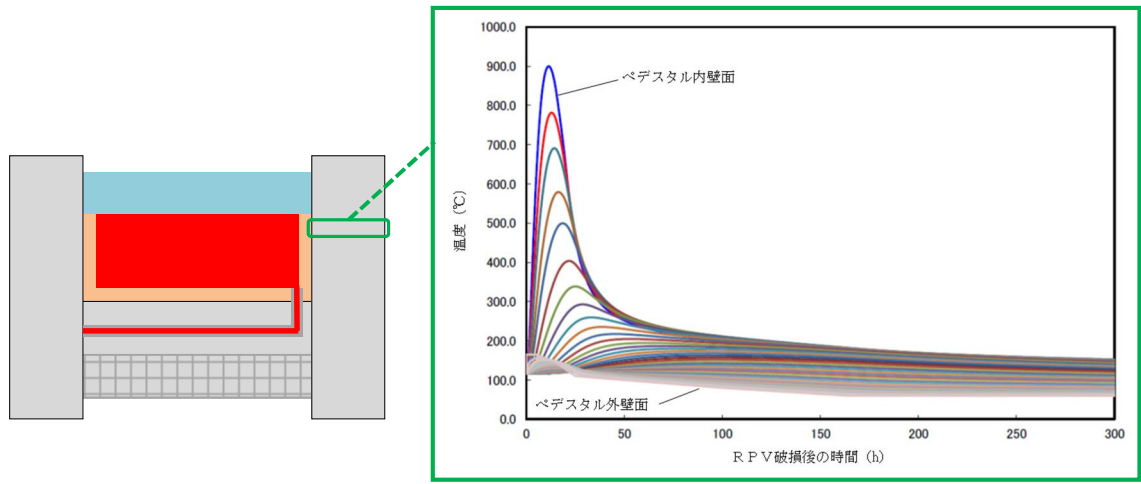
d : 有効せい (必要壁厚) (mm)

f<sub>s</sub> : 短期許容応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

- ・上記手順により算定した等価壁厚と別添2に示すRPVを支持するために必要な壁厚である192mmとを比較し、等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

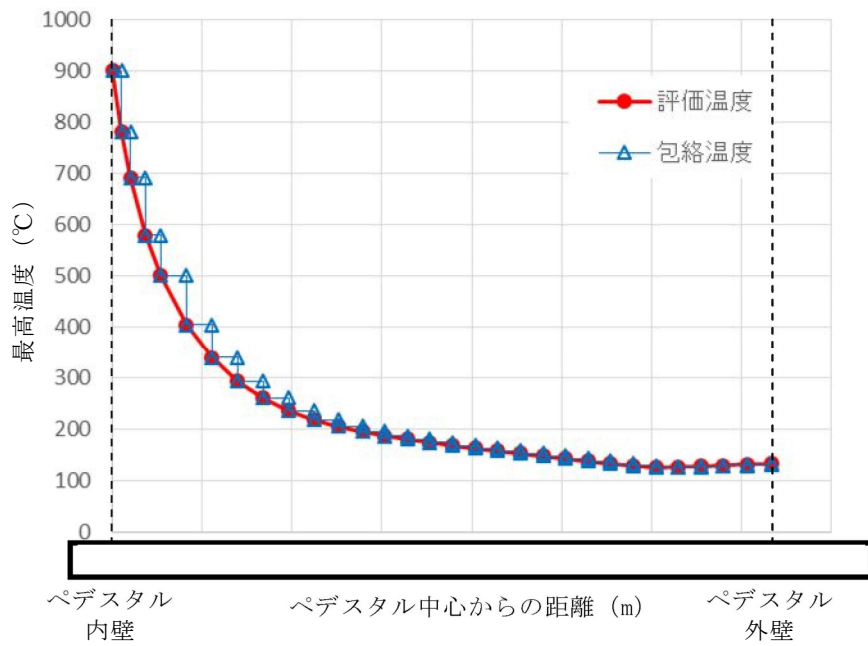
### (2) 評価結果

等価壁厚は約1,276mmとなり、RPV支持に必要な壁厚192mmを上回ることから、側壁基部コンクリートの面外せん断に対してRPV支持機能は維持される。



側壁部温度変化

第1図 側壁部の熱伝導解析結果



第2図 ペデスタル側壁における包絡温度の設定

表 2.4.1.4 圧縮強度残存比の提案値

加熱温度 $T, T_r$ (°C)	高温時		加熱冷却後	
	Eurocode <sup>69)</sup> (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode <sup>69)</sup> (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T_r)$
20	1.00 [1.00]*	1.00	1.00	1.00
100	1.00 [0.95]*	$0.09 \times W/B + 0.74$	0.95	0.97
200	0.95 [0.90]*	$0.27 \times W/B + 0.78$	0.86	0.93
300	0.85 [0.85]*	$0.21 \times W/B + 0.80$	0.77	0.77
400	0.75 [0.75]*	$0.32 \times W/B + 0.64$	0.68	0.61
500	0.60 [0.60]*	$0.31 \times W/B + 0.48$	0.54	0.45
600	0.45 [0.45]*	$0.41 \times W/B + 0.24$	0.41	0.35
700	0.30 [0.30]*	$0.40 \times W/B + 0.14$	0.27	0.25
800	0.15 [0.15]*	0.15	0.14	0.15

\*: 表中の[ ]は、本ガイドブック 2009 年版の記載値である。  
2005 年の Eurocode<sup>69)</sup> 修正に伴い、修正した。

第 3 図 コンクリートの圧縮強度残存比

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

	長 期			短 期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コン クリート			$\frac{1}{30} F_c$ かつ $(0.49 + \frac{1}{100} F_c)$ 以下			
軽量コン クリート 1 種およ び 2 種	$\frac{1}{3} F_c$	—	普通コンクリートに対する値の 0.9 倍	長期に対す る値の 2 倍	—	長期に対す る値の 1.5 倍

[注]  $F_c$  は、コンクリートの設計基準強度 (N/mm<sup>2</sup>) を表す。

第 4 図 コンクリートの許容応力度

## 熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の構造評価

## 1. 床スラブコンクリートの面外せん断に対する評価

## (1) 評価方法

- ・デブリ等の重量によるせん断応力は床スラブにせん断荷重として掛かることから、コンクリートを対象にせん断応力を評価し、鉄筋については考慮しない。また、必要なコンクリート厚さを小さく評価する観点で保守的に、床スラブのコンクリート部厚さ（1,000mm）を考慮せず、鉄筋コンクリート部厚さ（800mm）を対象に評価する。
- ・ABAQUSコードによる熱伝導解析結果における床スラブ鉄筋コンクリート部の縦方向各厚さの温度（第1図）に対して、第2図に示すとおり包絡温度を設定する。
- ・各厚さ部分の包絡温度に対して、耐火性ガイドブックに示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し、健全なコンクリートとしてみなせる等価板厚を算定する。
- ・上記手順により算定した等価板厚と別添3に示すデブリ保持に必要な板厚である  とを比較し、等価板厚が必要板厚を上回ることを確認する。

## (2) 評価結果

等価板厚は約 618mm となり、デブリ保持に必要な板厚である  を上回るため、床スラブコンクリートの面外せん断に対してデブリ保持機能は維持される。

## 2. 床スラブ鉄筋の曲げ応力に対する評価

### (1) 評価方法

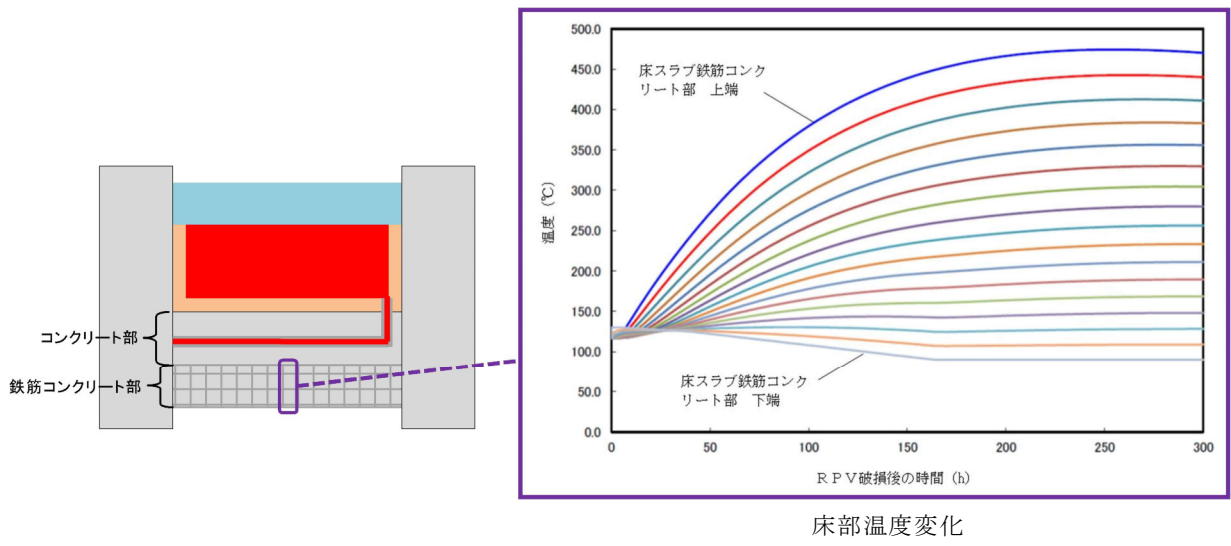
以下に熱影響を考慮した床スラブ鉄筋の構造評価の方法を示す。

- ・ デブリ等の重量による曲げ応力は床スラブの鉄筋コンクリート部に引張荷重として掛かることから、第3図に示す鉄筋を対象に曲げ応力を評価し、コンクリートについては考慮しない。
- ・ A B A Q U S コードによる熱伝導解析結果より、下端筋位置では最高220℃程度まで温度上昇するため、第4図に示す耐火性ガイドブックの高温時の鉄筋強度を参考に、強度低下割合として4割を設定する。
- ・ 実機の床スラブ本体部の幅1m当たりの鉄筋量  に対し、上記の鉄筋強度劣化度合いを考慮し、健全な状態とみなせる鉄筋量を評価する。
- ・ 上記手順により算定した強度低下を考慮した鉄筋量と別添3に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅1m当たり  とを比較し、健全な状態とみなせる鉄筋量が必要鉄筋量を上回ることを確認する。

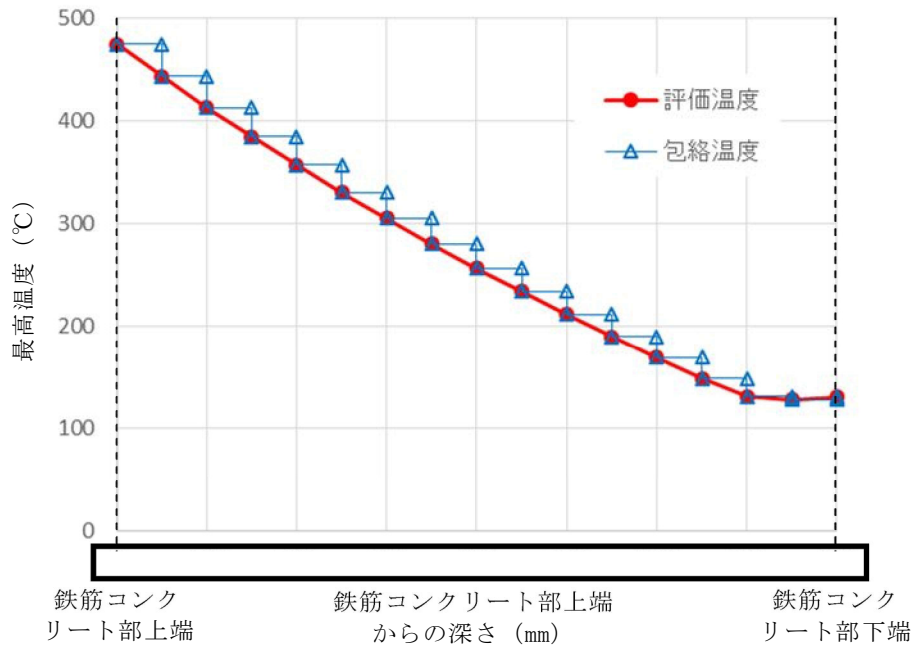
### (2) 評価結果

強度低下を考慮した鉄筋量は  となる。デブリ等の重量保持に必要な鉄筋量は幅1m当たり  であり、必要な鉄筋量を上回ることから、曲げ応力に対してデブリ保持機能は確保される。

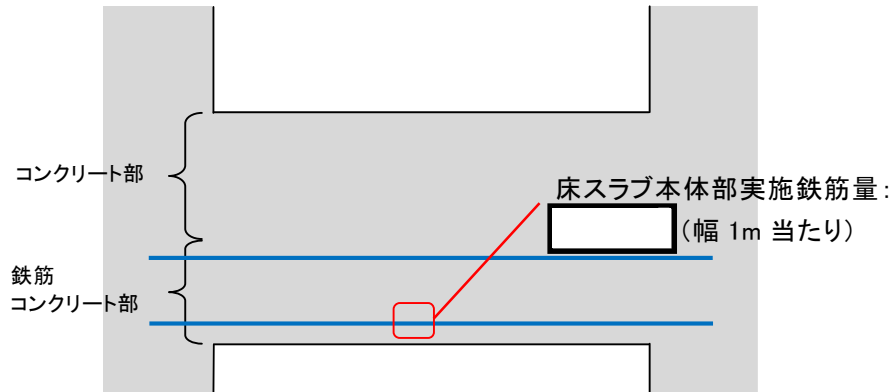




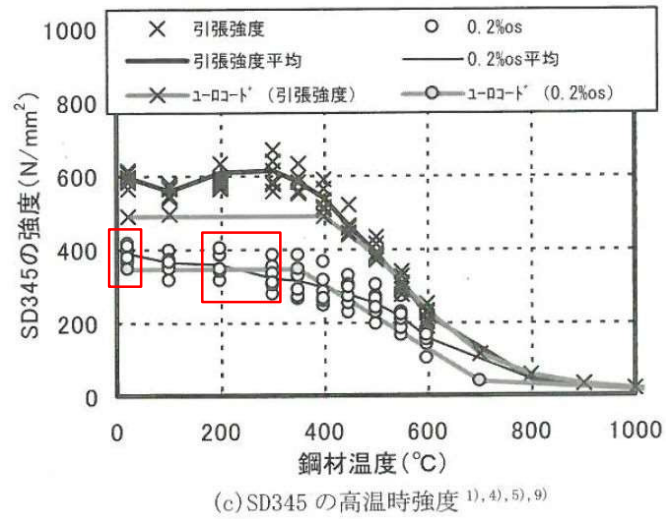
第 1 図 ペデスタル温度評価結果



第 2 図 床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定



第3図 床スラブの鉄筋コンクリート範囲



第4図 鉄筋強度の低下割合

## 鉄筋コンクリート内に発生する熱応力の取扱いについて

## 1. はじめに

東海第二発電所のMCC I 及び水蒸気爆発を考慮した対策を踏まえ、RPV破損時にペDESTALへ落下したデブリからの熱影響による鉄筋コンクリートの材料強度低下を考慮した構造健全性評価を行い、ペDESTALに要求されるRPV支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認している。

一方、本事象に対する構造健全性評価では終局状態における機能維持確認の観点より、デブリからの伝熱によって鉄筋コンクリートに発生する熱応力は考慮しないこととしており、この取扱いの考え方について説明する。

## 2. 発生する熱応力（自己拘束的な応力）の解放について

第1図に鉄筋コンクリート構造物に発生する熱応力の解放原理について示す。RPVの破損後にデブリが落下・堆積し、その非常に高温な熱により、ペDESTAL内側が高温状態となり膨張するが、周囲の拘束によって膨張は抑えられるため、ペDESTAL内側には圧縮力が生ずる。一方、ペDESTAL外側は、内側よりも温度が低いため熱膨張に対する反作用として引張力が生ずる。次に、躯体の温度上昇に伴って熱膨張が進むと高温側（内側）には圧縮力が加算され、低温側（外側）には引張力が加算される。このように、定常状態からの温度上昇により、躯体内で熱応力（自己拘束的な応力）が発生する。更に温度が上昇し、熱応力がコンクリートの許容引張力を上回るとコンクリートにひび割れが発生する。熱応力は自己拘束的な応力であるため、ひび割れを生ずると、その部位の熱応力は解放される。終局状態は、ひび割れが複数発生した状態となり、熱応力のほとんどが解放されると考えられる。

### 3. C C V規格における熱応力の取扱いについて

ペDESTALと同様の円筒形状構築物の設計規格である発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「C C V規格」という。）では，各荷重状態における熱応力の取扱いについて示されており，終局状態に相当する荷重状態Ⅳでは熱応力は無視してよいこととされている。また，荷重状態Ⅰ～Ⅲでは，コンクリート部材の剛性，ひび割れ等を考慮して適切に評価することにより算定することとされている。第2図にC C V規格における熱力応力の扱いに関する記載を示す。

なお，C C V規格では熱応力を算定する際の手法も示されており，荷重状態Ⅰ，Ⅱでは弾性剛性を $1/2$ に，荷重状態Ⅲでは $1/3$ に一律に低減して算定する方法（一律低減法）が示されている。これはひび割れ等による部材剛性の低下により，鉄筋コンクリート部材の熱応力が低減するという性質を考慮したものであり，熱応力実験結果に基づいている。また，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性（ひび割れ後のコンクリートの剛性等）を考慮した部材断面の釣合いを評価して応力を算定する方法（ひび割れ断面法）も示されている。

### 4. ペDESTALにおける熱的影響を考慮した解析的検討（参考）

前述のとおり，終局状態において躯体に生じる熱応力は解放されるが，ここでは，熱的影響による躯体材料の強度劣化を考慮した上で，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性を考慮した部材断面の釣合いを算定し，応力と変形について評価することで，終局限界に対する健全性を検討する。

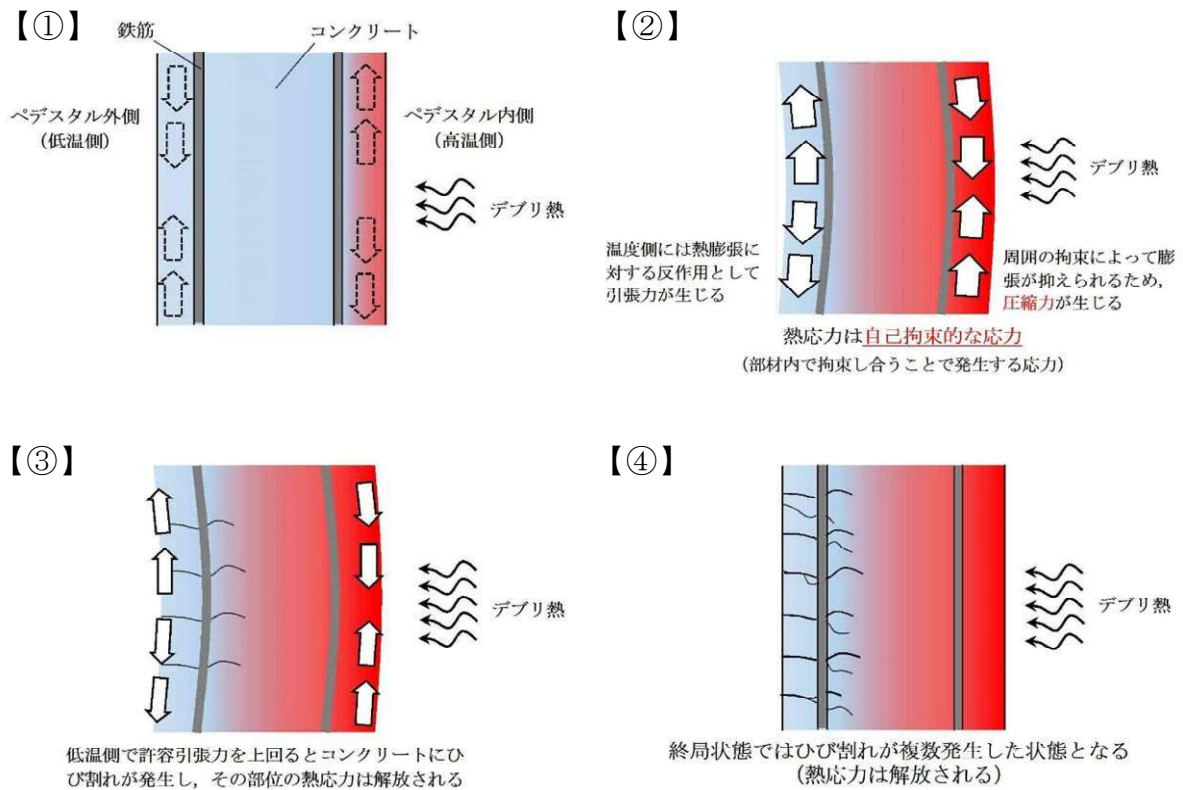
## (1) 評価方法

第3図に原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005）（以下「RC-N規準」という。）に記載されているひび割れ断面法による設計フローを，第4図に評価対象部位を示す。本検討では，第3図に示す評価フローに準じて，デブリからの伝熱による熱応力として曲げモーメントが発生する上部側壁を対象に評価する。

温度荷重に対しては，NASTRANコードを用いて弾性剛性での温度応力解析にて曲げモーメントを評価し，断面の曲率について曲げ剛性（EI）を用いて求める。なお，NASTRANコードに入力した温度条件はコリウムシールド(15cm)設置を仮定したMAAP解析に基づき設定する。温度以外の荷重（固定荷重積載荷重）についても同様にNASTRANコードにより応力を評価する。次に両者で得られた曲率を加算し，温度を含む応力組合せ時の断面の釣合い状態を評価（中立軸位置の算定）し応力度を算定する。なお，この時に断面に作用する軸力は積載されるRPV自重を含む通常運転時の軸力とし，曲げモーメントが終局状態に達するまで漸次増加させていく。また，仮定する断面の釣合い計算においては，最も温度勾配が高い時点での断面内の温度分布に対応した材料強度低減を考慮し復元力特性（M- $\phi$ 関係）を算定する。

## (2) 評価結果

第4図にペDESTAL上部側壁の曲げモーメントが最大になる断面におけるM- $\phi$ 関係図を示す。発生する熱応力に対する曲率は終局限界に対して十分に小さく，ペDESTALが十分な塑性変形能力を有していることを確認した。したがって，ペDESTAL機能維持確認の観点では，デブリからの熱影響により発生する熱応力は考慮しなくとも支障はないことを確認した。



第1図 熱応力が解放する原理

**CVE-3330 熱応力の扱い**

温度荷重により発生する応力である熱応力の扱いは、次の(1)および(2)によるものとする。

(1) 荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱおよび荷重状態Ⅲにおける熱応力は、コンクリート部材の剛性を、ひびわれ等を考慮して適切に評価することにより算定することとする。

(2) 荷重状態Ⅳにおける熱応力は無視してよいこととする。

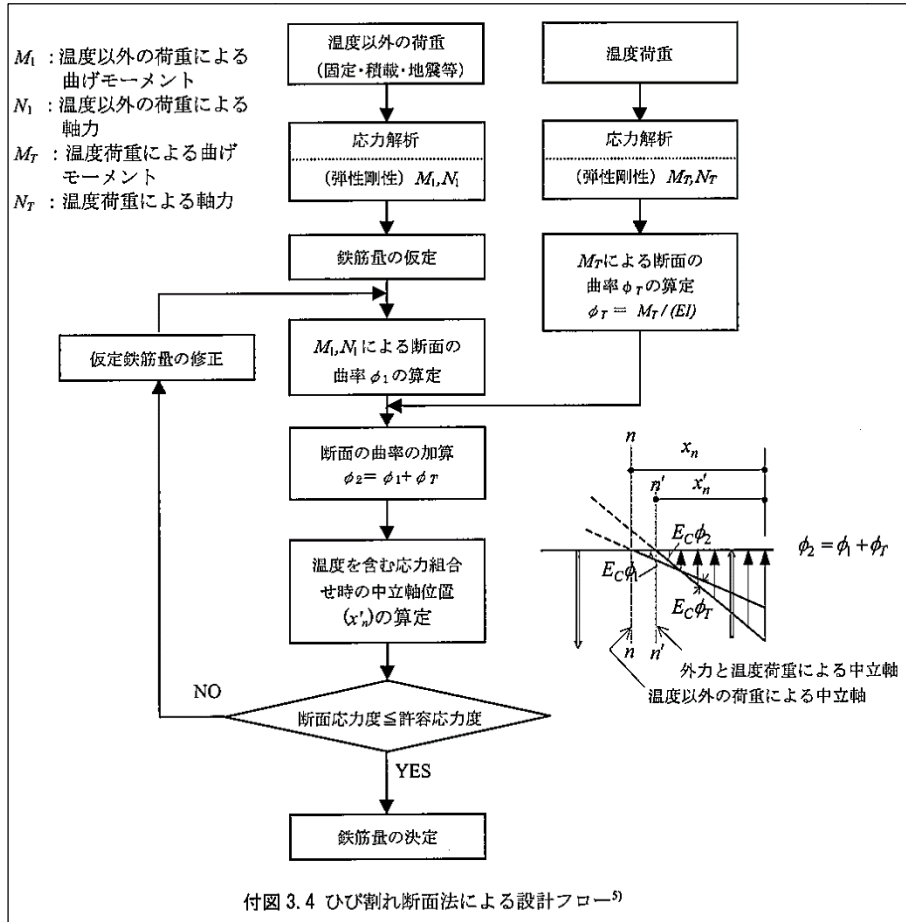
**(解説 CVE-3330) 熱応力の扱い**

温度荷重により発生する熱応力は、自己拘束的な応力であって、コンクリート部材の剛性に左右される性質を持っているので、コンクリート部材の剛性を適切に評価することによって熱応力を算定する。

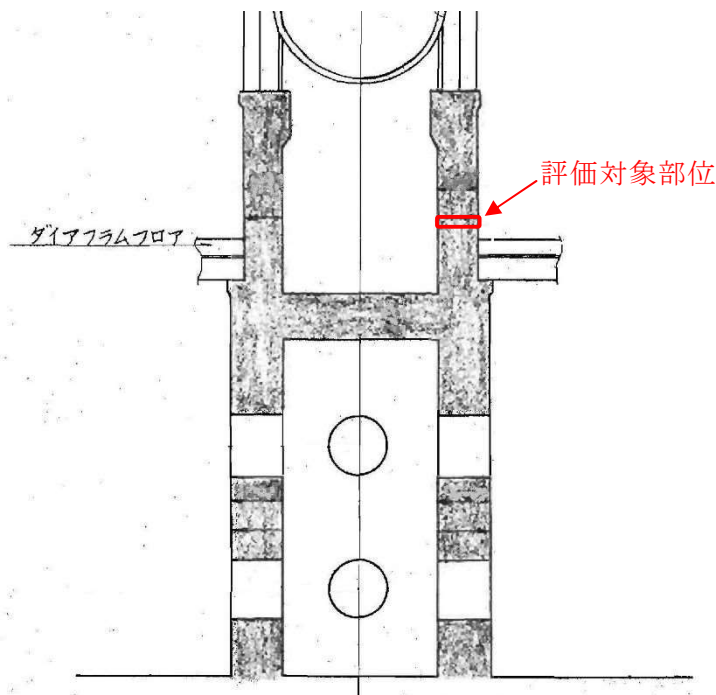
また、自己拘束的な応力は、十分な塑性変形能力がある場合、理論的にも実験的にも終局耐力に影響しないことから、部材の終局状態に相当する荷重状態Ⅳにおける評価では、熱応力を無視してよいこととした。

熱応力の算定にあたっては、コンクリート断面の厚さ方向に曲線状となっている温度分布を等価な応力を与える直線分布に換算することができる。

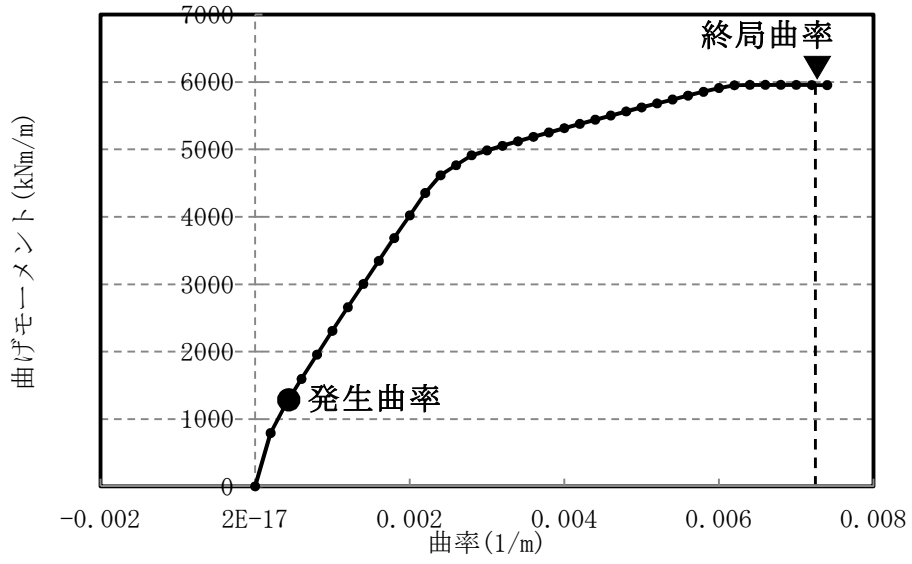
第2図 C C V規格における熱応力の扱いに関する記載



第 3 図 ひび割れ断面法による設計フロー (RC-N 規準)



第 4 図 評価対象部位



第5図 曲げモーメントー曲率関係 (M-φ関係)



## 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について

東海第二発電所では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）破損時にペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）に落下した溶融炉心が、ペDESTALに設置された格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、排水流路の形状を変更することとしている。


RPV破損時には、ペDESTAL内の水により格納容器ドレンサンプの排水流路は水で満たされていることから、溶融炉心が排水流路に流入する際には、流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また、溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると、現実的には溶融炉心の排水流路への流入はごく限定的と考えられる。


しかしながら、溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさがあることから、溶融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも溶融炉心が横スリット内で凝固停止しサブプレッション・チェンバ側へ移行しないことを、MAAP計算結果をもとに評価し、スリット状排水流路の有効性を確認した。

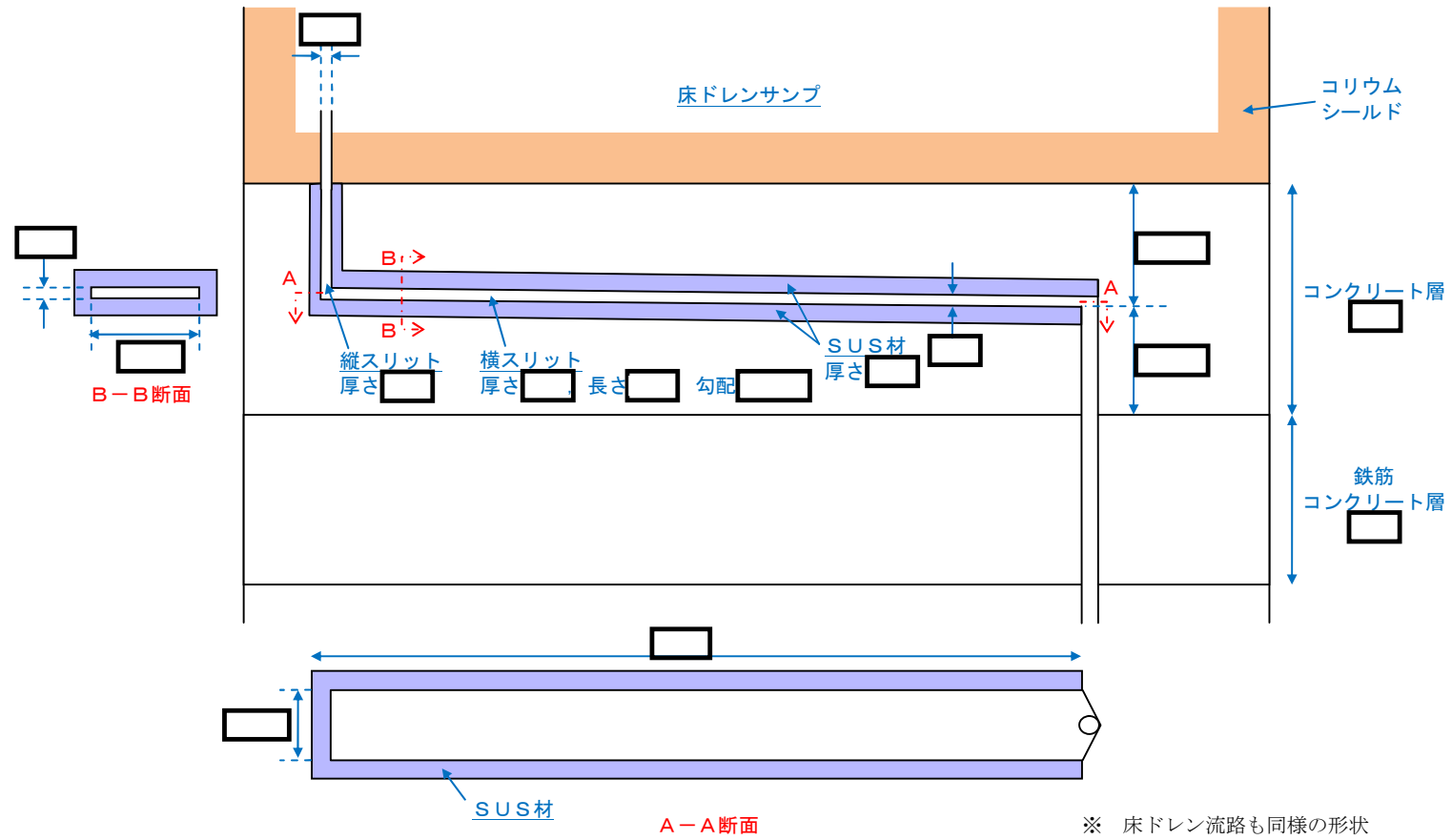
## 1. 格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル

第1図に、格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデルの概要図を示す。

各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路（縦スリット）と、流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路（横スリット）を介し、既設の格納容器ドレンサンプ排水配管へ接続する構成とする。

また、縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅  [内径]，厚

さ  [内径]) の形状とし、周囲をSUS材とすることで、流入した熔融炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計とする。



第 1 図 格納容器ドレンサンブ排水流路の形状変更を考慮した凝固停止評価モデル

## 2. 既往の試験結果に基づく評価

配管等の流路内における熔融炉心の流動・凝固挙動に係る試験として、米国E P R I及びF A Iにより実施された炉心熔融時のR P V下部プレナム貫通部の挙動に係る試験がある。<sup>[1]</sup> この試験では、R P V下部プレナム及びドレン配管（内径 5cm）を模擬した試験体に模擬コリウムとしてA l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>を流入させ、その流動挙動を確認している。第 2 図に試験装置の概要図を示す。

試験の結果、配管内でのA l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>の流動距離は最大でも 79cm 程度となっており、配管の破断は生じていない。また、配管内での水平方向の流速は最大でも約 0.2m/s と推定されており、流路形状に基づきベルヌーイ則により計算される流速よりも 1/10 から 1/100 小さい結果となっている。これは、模擬ドレン配管内における水の存在により、模擬コリウムの流動が著しく抑制されたためと推定されている。

第 1 表に、E P R I 試験条件と東二の排水流路における条件の比較を示す。

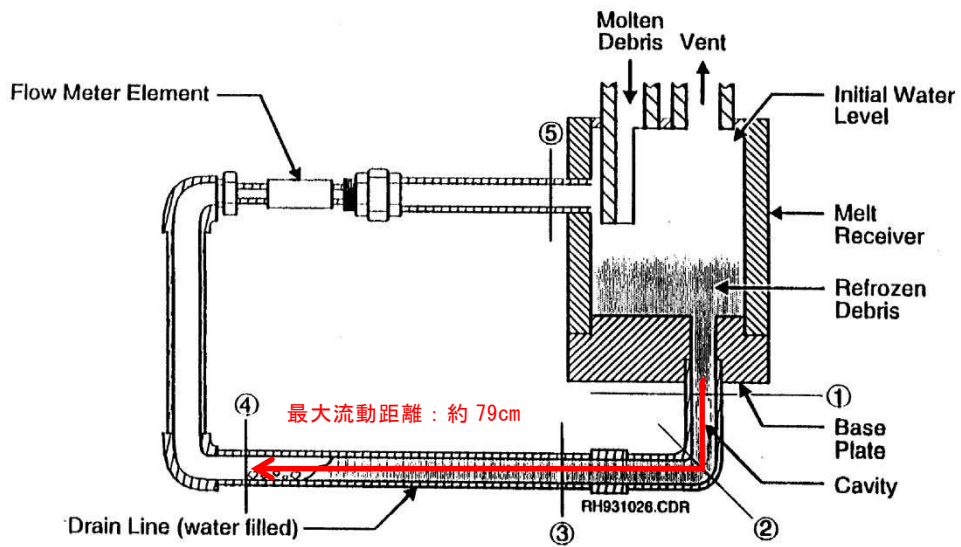
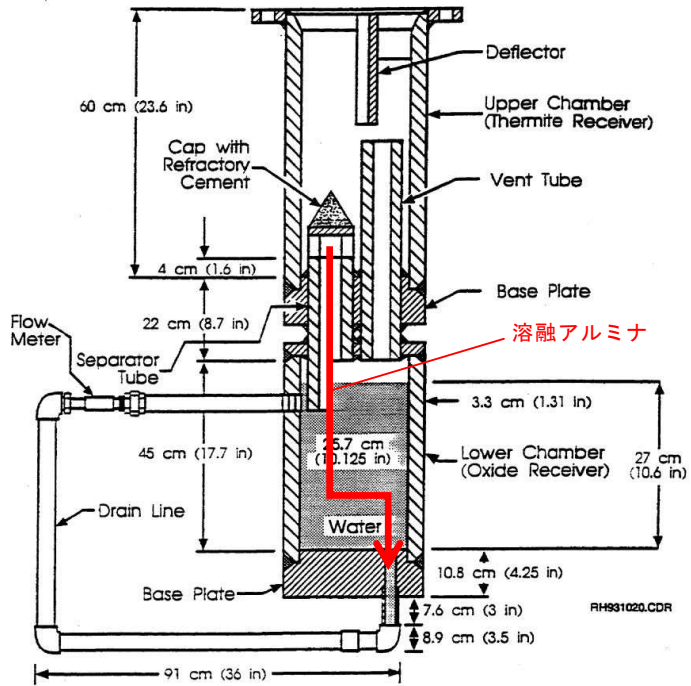
E P R I 試験では、模擬コリウムとしてA l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>を用いており、その体積当たりの熔融潜熱は約  $4.41 \times 10^9 \text{ J/m}^3$  と計算される。これに対して、東海第二発電所の熔融炉心の場合、熔融潜熱に加えて液相線温度から固相線温度までの顕熱を考慮しても、体積当たりの凝固までの放出熱量は   と計算され、A l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>と同等であることが分かる。

また、東海第二の熔融炉心の熱伝導率はA l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>に比べて大きいことに加え、格納容器ドレンサンプの排水流路はスリット形状とし周囲にS U S材を配置することから、実機条件の方が熔融炉心の冷却が進みやすいと考えられる。

一方、東海第二の熔融炉心はA l <sub>2</sub> O<sub>3</sub>に比べて動粘度が小さいことや堆積ヘッドが大きくなっていることから、E P R I 試験条件に対して流路内での流入速度が速くなることが考えられる。しかし、流速が大きくなると、熔融

炉心とSUS材間の対流熱伝達率が大きくなり溶融炉心の冷却率が大きくなることから、流動距離は流速の増加に対して単純に線形には増加しない。

以上より、EPR I 試験条件と実機条件の差を勘案しても、総合的な流動距離への影響は同程度であることから、東海第二のスリット条件でもEPR I 試験結果の流動距離（約79cm）を大きく上回ることは考えにくく、溶融炉心は横スリット長さ（）の範囲内で凝固停止するものと考えられる。



第2図 E P R I / F A I による試験装置

第1表 E P R I 試験条件と東海第二実機条件の比較

項目		E P R I 試験条件 <sup>[1]</sup>	東海第二 実機条件	流動距離への影響の比較	
溶融物 条件	溶融物	A l <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	溶融炉心	凝固までに必要な除熱量は同程度。 (A l <sub>2</sub> O <sub>3</sub> は溶融潜熱のみ、溶融炉心は液相線温度から固相線温度までの顕熱と溶融潜熱を考慮)	
	融点 (°C)	2,047			
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	3,800			
	比熱 (J/kgK)	1,300			
	溶融潜熱 (J/kg)	1.16×10 <sup>6</sup>			
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )	約 4.41×10 <sup>9</sup>			
	熱伝導率 (W/mK)	7.5			
	粘性係数 (Pa・s)	0.003	0.004 <sup>*2</sup>		
	動粘性係数 (m <sup>2</sup> /s)	7.9×10 <sup>-7</sup>			
全量堆積時の水平流路までのヘッド (m)	0.3		東二条件の方が溶融物の流速が速くなる傾向。 (ヘッドは1/2乗で流速に寄与)		
流路 条件	流路構造	配管	スリット状 (S U S材被覆)	スリット形状では流路壁面との接触面積が大きく、冷却が進みやすい。	
	流路内径	5cm			

※1 M A A P解析 (T Q U Vシーケンス) におけるR P V破損時の値

※2 M A T P R OにおけるU O<sub>2</sub>の値<sup>[2]</sup>

### 3. 溶融金属の凝固モデルによる評価

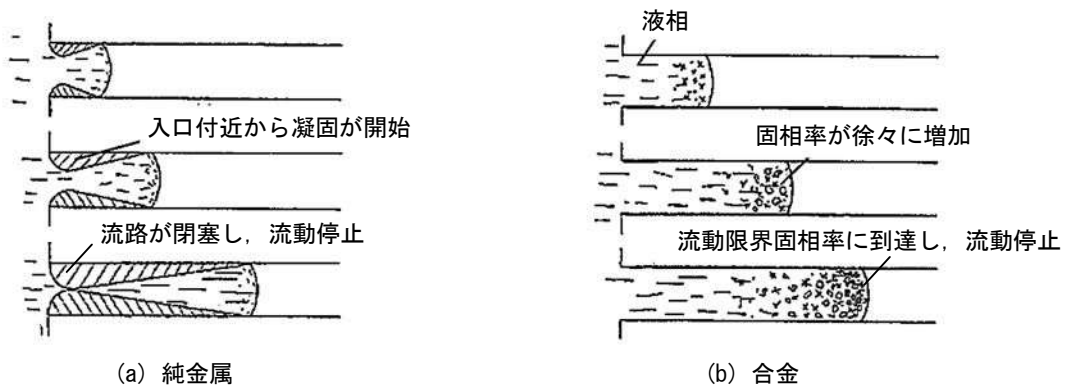
#### 3.1 溶融金属の流路内での凝固挙動

第3図に、流路内における溶融金属の凝固挙動の概念図を示す。

純金属や共晶温度の合金では、第3図(a)のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで、流動が停止する。

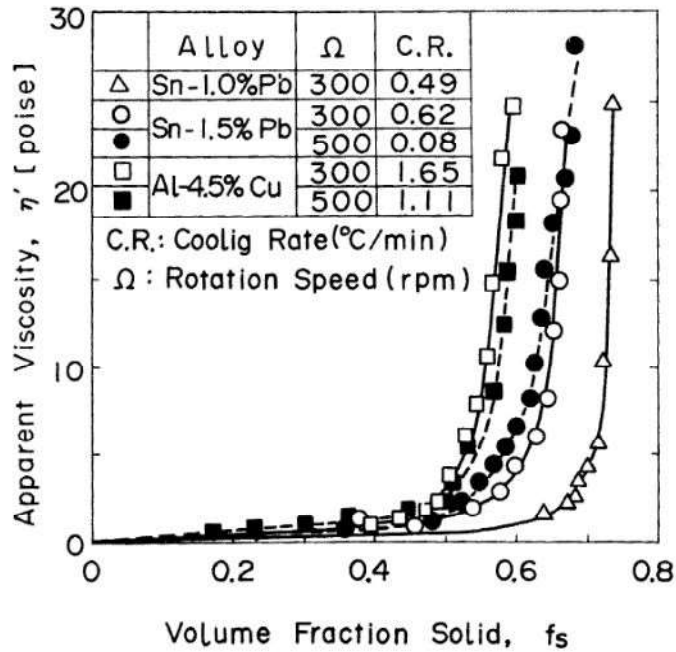
一方、液相線温度と固相線温度に差がある合金では、第3図(b)のように溶融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し、流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは、第4図に示すように、固相率の増加とともに粘性が増加するためである。

溶融炉心については、液相線温度  に対して固相線温度が  (MAAP計算結果) と差があることから、合金の凝固挙動を示すものと考えられる。



第3図 流路内での溶融金属の凝固挙動の概念図





第4図 溶融合金における固相率と見かけの粘性の関係<sup>[3]</sup>

### 3.2 評価方法

溶融合金の流路内での流動距離を評価するモデルとして、Fleming のモデル<sup>[4]</sup>があり、このモデルを用いて溶融炉心の横スリット内での流動距離の評価を行った。その内容を以下に示す。

なお、本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから、実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

#### (1) Flemings モデルの評価式

Flemings モデルは(1)式のように表され、流路を流れる溶融物が保有するエネルギーと周囲の構造材への除熱速度をもとに、溶融物が凝固するまでに必要なエネルギーが除去されるまでの流動距離を評価するモデルとなっている。

$$L_{freeze} = \frac{Apv(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \quad (1)$$

ここで、

$$B = \frac{h\sqrt{\pi\alpha_w\Delta X}}{k_w\sqrt{v}} \quad (2)$$

であり、各パラメータの内容は以下のとおりである。

$L_{freeze}$  : 流動距離 (m),  $A$  : 流路断面積 ( $\text{m}^2$ ),

$\rho$  : 熔融炉心密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ),  $v$  : 熔融炉心流速 ( $\text{m}/\text{s}$ ),

$f_c$  : 流動限界固相率 (-),  $H_f$  : 熔融炉心熔融潜熱 ( $\text{J}/\text{kg}$ ),

$C_p$  : 熔融炉心比熱 ( $\text{J}/\text{kgK}$ ),  $\Delta T$  : 初期温度と凝固温度の差 (K),

$h$  : 熱伝達率 ( $\text{W}/\text{m}^2\text{K}$ ),  $S$  : 流路周長 (m),  $T_d$  : 熔融炉心温度 (K),

$T_w$  : 構造材温度 (K),  $\alpha_w$  : 構造材熱拡散率 ( $\text{m}^2/\text{s}$ ),

$\Delta X$  : チョーキングレンジ※ (m),  $k_w$  : 構造材熱伝導率 ( $\text{W}/\text{mK}$ )

※ 熔融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数

## (2) 熱伝達係数の計算

熔融炉心とスリット構造材間の熱伝達係数 $h$ は、熔融炉心の熱伝導率 $k$ 、水力等価直径 $d_e$ 及び Sleicher-Rouse の式<sup>[5]</sup>より求まるヌセルト数  $\text{Nu}$  を用いて、下式により算出する。

$$h = \frac{k}{d_e} \text{Nu} \quad (3)$$

Sleicher-Rouse の式

$$\text{Nu}_m = 5 + 0.015 \text{Re}_f^a \text{Pr}_w^b \quad (4)$$

$$(10^4 < \text{Re} < 10^6, 0.1 < \text{Pr} < 10^4)$$

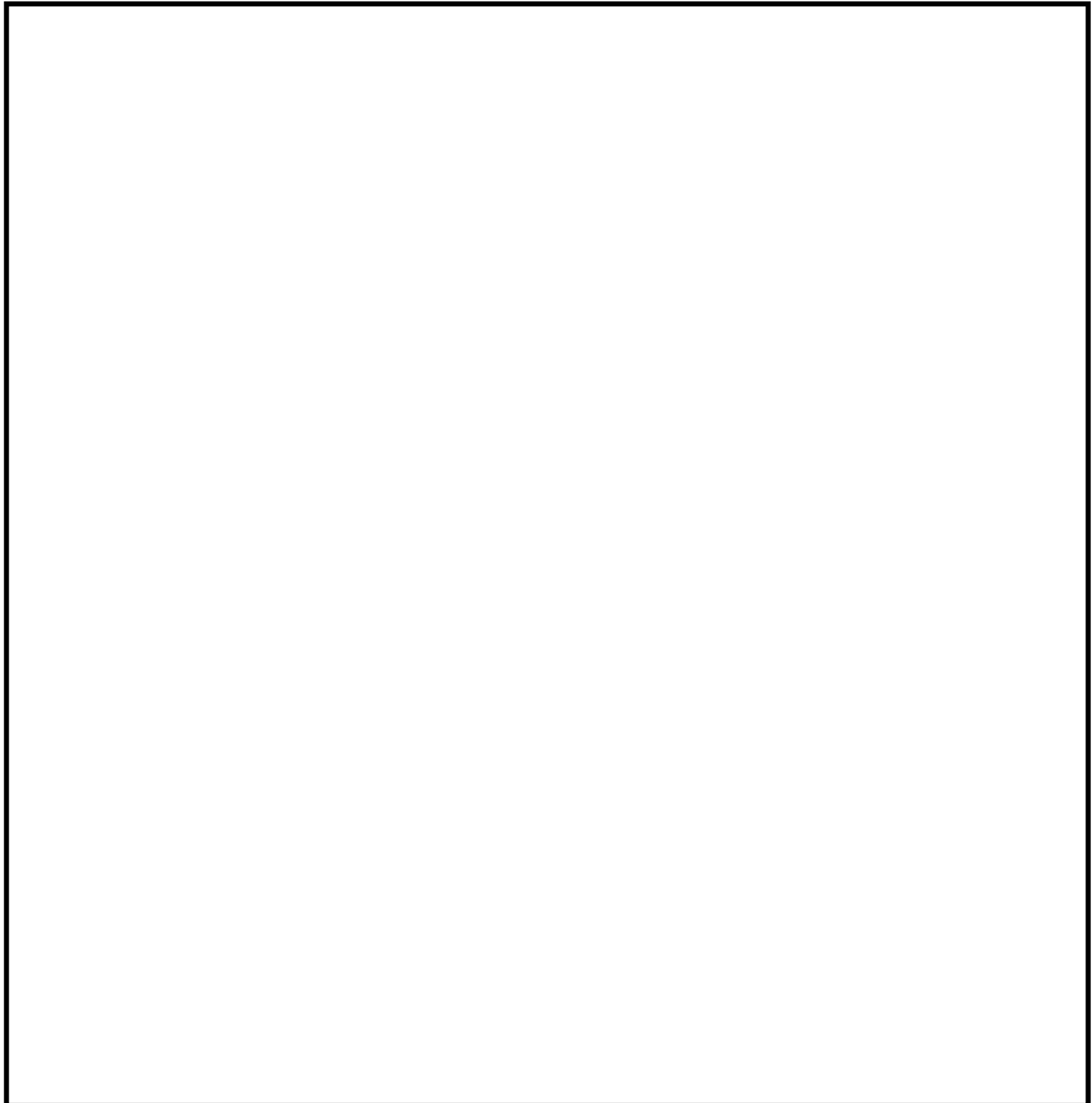
$$\begin{cases} a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + \text{Pr}_w} \\ b = \frac{1}{3} + 0.5 \exp(-0.6 \text{Pr}_w) \end{cases}$$

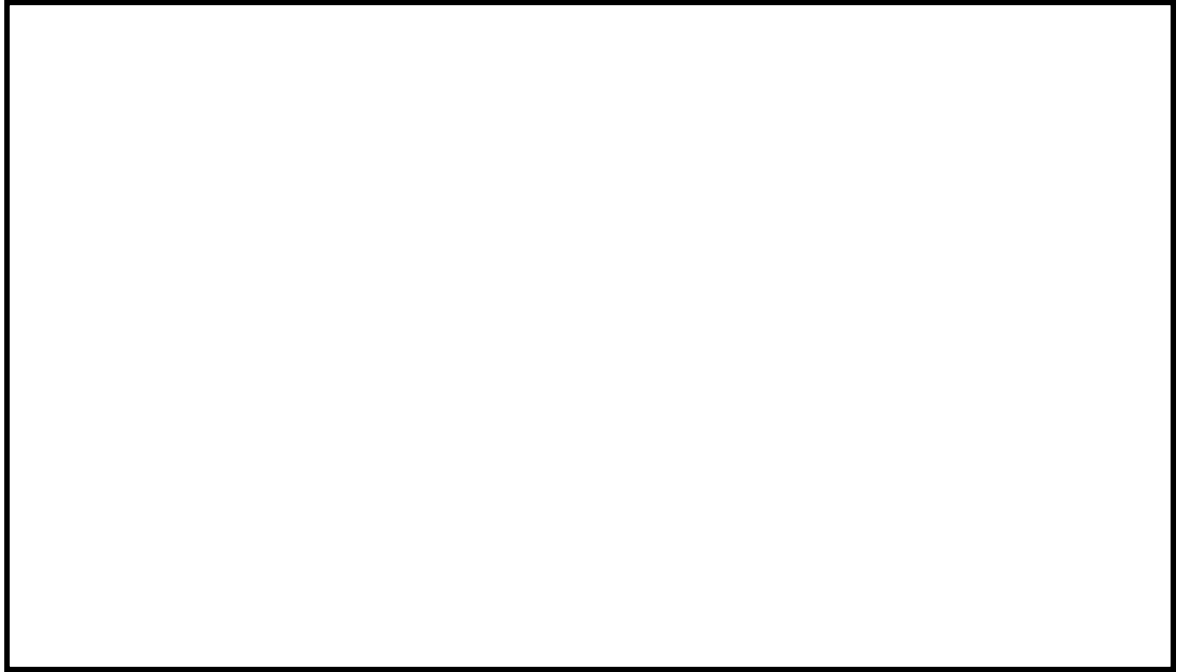
添字はそれぞれ、 $m$  : 混合平均温度、 $f$  : 膜温度、 $w$  : 壁温における物性値を表す。ただし本評価では、物性値は温度によらず一定と仮定している。

(3) 溶融炉心の温度低下の考慮

(1)式から直接的に流動距離を計算すると、流路内を進行する間の溶融炉心の温度低下が考慮されず、溶融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより、流動距離が短く評価されることが考えられる。

今回の評価では、Flemings の評価式をもとに、流動に伴う溶融炉心の温度低下を考慮した上で、溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し、溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。評価の概要を第 5 図に示す。





第 5 図 溶融炉心流動距離の評価イメージ図

### 3.3 評価条件

横スリット内での溶融炉心凝固評価に用いた条件を第 2 表に示す。

溶融炉心の物性については，MAAP 計算結果における RPV 破損時の溶融炉心物性値を用いる。なお，流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギーを大きく設定する観点から，TQUV シーケンスの値を設定する。

溶融炉心の流速については，溶融炉心全量に加えペDESTAL 内構造物等がペDESTAL 内に堆積した場合の堆積高さ  と，横スリット下端までの高低差  の合計  をヘッドとして考慮した場合，溶融炉心の流速は約  となる。これに対し，スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として，EPR I 試験の知見（1/10 から 1/100）及び実機溶融炉心と EPR I 試験の溶融アルミナの動粘度の差（約 1.6 倍）を考慮し，保守的に 1/2 を考慮した  を設定する。

流動限界固相率及びチョーキングレンジについては，既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった

知見<sup>[6]</sup>があるが、チョーキングレンジには明確な知見がないことから、熔融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し、流動限界固相率を1.0、チョーキングレンジを0mと設定する。

第2表 評価条件

項目		条件	備考
横スリット流路形状	流路高さ (cm)		設計値
	流路幅 (cm)		
熔融炉心物性	液相線温度 (°C)		M A A P 計算結果 (R P V 破損時の値)
	固相線温度 (°C)		
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )		
	熱伝導率 (W/mK)		
	比熱 (J/kgK)		
	熔融潜熱 (J/kg)		
	粘性係数 (Pa・s)	0.004	M A T P R O における熔融U O <sub>2</sub> の値 <sup>[2]</sup>
構造材物性	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	7,890	伝熱工学資料 (300K における S U S 304 の値)
	熱伝導率 (W/mK)	16.5	
	比熱 (J/kgK)	511	
初期温度条件	熔融炉心初期温度 (°C)		R P V 破損時の熔融炉心平均温度 ( ): M A A P 計算結果) に対し、保守的に液相線温度を設定
	構造材初期温度 (°C)	167	保守的に限界圧力での飽和水温度を設定
熔融炉心流動条件	熔融炉心流速 (m/s)		熔融炉心等の堆積量、スリット形状、スリット内冷却水の存在を考慮し、保守的に設定
	流動限界固相率 (-)	1.0	熔融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
	チョーキングレンジ (m)	0	

### 3.4 評価結果

3.3 に示した条件に基づく評価の結果、熔融炉心の流動距離は約 1.0m となり、横スリットの長さ ( ) の範囲内で凝固停止することを確認した。また、凝固に要する時間は 程度であり、この間の熔融炉心の崩壊熱による影響は無視し得る。

なお、第 2 表の評価条件において、熔融炉心のレイノルズ数及びプラントル数はそれぞれ  $Re \doteq 1.3 \times 10^5$  及び  $Pr \doteq 0.14$  であり、(4) 式の Sleicher-Rouse の式の適用範囲内である。

### 3.5 評価における保守性について

本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。

- ・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、熔融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。
- ・流動距離の計算において、熔融炉心の流速は流動停止まで一定としており、縦スリット及び横スリット内での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。
- ・横スリットへ流入する熔融炉心の初期温度は、RPV 破損時の熔融炉心平均温度 ( ) に対し保守的に液相線温度 ( ) を設定しているが、熔融炉心がペDESTAL 床面を拓がる間や縦スリットを通過する間の除熱を考慮すると、実際にはより温度は低下し、またそれに伴い熔融炉心の粘性は増加すると考えられる。
- ・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが、既往の熔融炉心拓がり試験においては、固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見<sup>[6]</sup>がある。

### 3.6 評価条件の不確かさによる影響について

第2表の評価条件において、溶融炉心の物性値条件についてはMAAP計算結果における溶融炉心の組成平均値を用いている。

これに対して、スリットに流入する溶融炉心の物性は不確かさを有すると考えられることから、評価条件の不確かさとしてMAAP計算結果のうち溶融炉心内の金属相及び酸化物相の物性値を参照し、評価結果への影響を検討する。なお、第2表の評価条件において、構造材物性値は不確かさが小さいと考えられること、構造材初期温度及び溶融炉心流動条件は十分な保守性を見込み設定していることから、評価結果に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。

第3表に、MAAP計算結果における溶融炉心の組成平均、金属相及び酸化物相のそれぞれの物性値を示す。各物性値から計算される溶融炉心が凝固するまでの体積当たりの放出熱量を比較すると、組成平均の物性値を用いた場合が最も大きく、溶融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなることが分かる。

したがって、溶融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも、溶融炉心は横スリットの長さ (  ) の範囲内で凝固停止すると考えられる。

第3表 溶融炉心の物性値の比較

項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考
溶融炉心物性	液相線温度 (°C)				MAAP計算結果 (RPV破損時の値)
	固相線温度 (°C)				
	密度 (kg/m <sup>3</sup> )				
	比熱 (J/kgK)				
	溶融潜熱 (J/kg)				
	体積当たりの凝固までの放出熱量 (J/m <sup>3</sup> )				計算値



#### 4. 参考文献

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994
- [2] L. J. Siefken et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual; MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Vol.4 Rev.2, 2001
- [3] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第66年, 第10号, 1980
- [4] M. C. Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961
- [5] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第4版, 1986
- [6] M. T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009

## Flemings モデルの適用性について

Fleming らは、第 1 図のような試験装置を用いて溶融合金（A l 95.5% - C u 4.5%）を耐熱ガラス管内に吸引した試験により溶融物の流動距離等の挙動を確認し、その結果をもとに Flemings モデルを用いて流動限界固相率を推定しており、最大 0.35 程度という結果を得ている<sup>[1]</sup>。

一方、渋谷らは、第 2 図のような試験装置により A l 95.5% - C u 4.5% 合金の流動性を確認し、固相率が 0.5 付近から粘性が急激に増加する結果となっており<sup>[2]</sup>、両者を比較すると A l - C u 合金が流動性を失う固相率の評価結果は 0.15 程度の差異がある。

しかし、今回の溶融炉心の流動距離評価においては、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと保守的に仮定し、流動限界固相率を 1.0 と設定していることから、上記の要因により流動距離が過小評価されることはないと考えられる。

溶融物の凝固までの流動距離に対して支配的な要素は、溶融物からの必要除熱量、除熱速度及び溶融物の流動速度であり、Flemings モデルでは、流路断面積  $A$  及び流路周長  $S$  により必要除熱量や除熱速度が表現されている。したがって、これらのパラメータを適切に変更することにより、スリット状の流路形状についても評価に反映可能である。

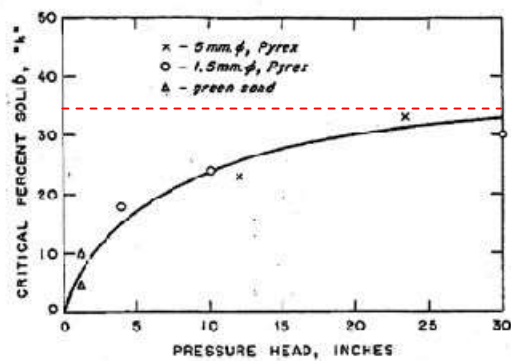
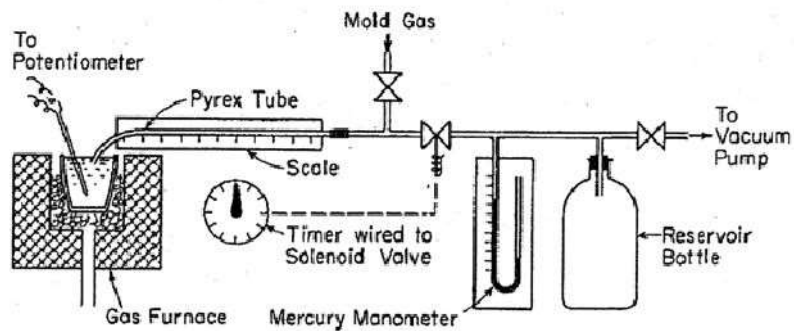
また、流路の材質（表面粗さ）についてはモデル上考慮されていないが、一般にステンレス鋼（東海第二の排水スリット条件）はガラス材（Fleming らの試験条件）より表面粗さが大きく、内部流体の乱れが促進され熱伝達率が大きくなるため、Fleming らの試験条件よりも溶融物の流動距離は短くなる傾向と

考えられる。

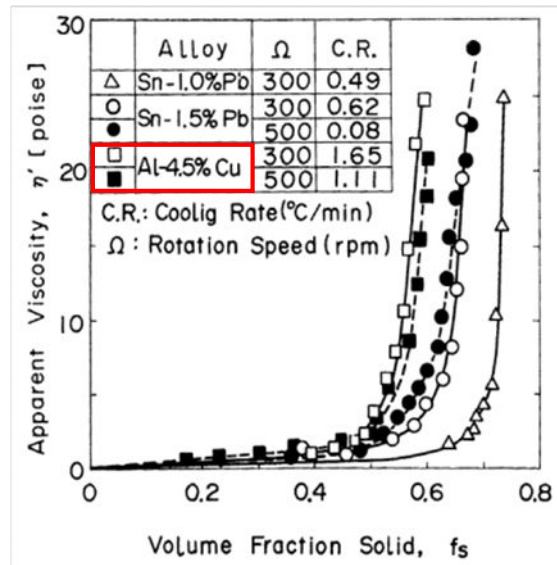
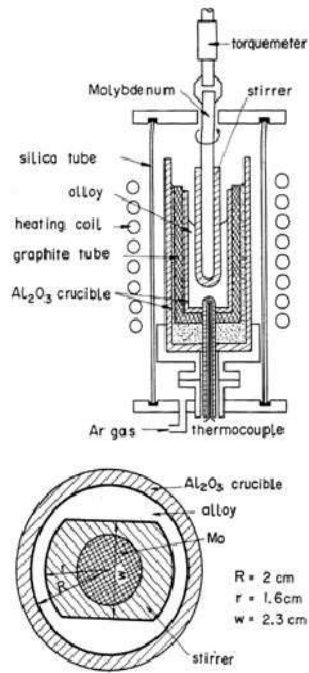
以上より、Fleming らの試験条件と東海第二実機条件の差を考慮しても、Flemings モデルは適用可能と考えられる。

#### 参考文献

- [1] M.C.Fleming et al., "An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys", AFC Transactions, vol.69, 1961
- [2] 渋谷 他, "固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果", 鉄と鋼, 第66年, 第10号, 1980



第1図 FlemingらによるAl-Cu合金の流動性確認  
試験装置及び試験結果




第2図 渋谷らによるAl-Cu合金の流動性確認

試験装置及び試験結果

(参考) その他の凝固モデルによる評価

純金属の流路内での凝固挙動を対象とした流動距離評価モデルとして、US-ABWR DCDモデル<sup>[1]</sup>や、Epsteinのモデル<sup>[2][3]</sup>がある。

熔融炉心は液相線温度と固相線温度に差があり、合金の凝固挙動を示すものと考えられるが、これらの純金属モデルを用いた場合にも、流動距離の評価結果は第1表のとおりであり、横スリットの長さ (  ) の範囲内で凝固することを確認した。

なお、US-ABWR DCDモデルでは、評価条件として熔融炉心の流速ではなくRPVからの落下率がパラメータとなっており、MAAP計算結果の最大値を包絡する値として15,000kg/sを使用している。その他の評価条件としては、Flemingsモデルによる評価と同様の条件を用いている。

第1表 純金属モデルによる評価結果

評価モデル	評価結果 (流動距離)	備考
US-ABWR DCDモデル	約1.5m	熔融炉心流速の代わりにRPVからの熔融炉心の最大落下率15,000kg/sを使用。その他はFlemingsモデルによる評価条件と同様。
Epsteinモデル	約3.0m	Flemingsモデルによる評価と同様の評価条件を使用。

#### ○US-ABWR DCDモデルの概要<sup>[1]</sup>

US-ABWR DCDモデルは、RPV下部のドライウェルサンプ周囲に設置されるコリウムシールドにおいて、ドレン水が通るためのスリット流路を対象とした熔融炉心の凝固評価モデルである。

本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

D C Dモデルの評価式を以下に示す。

$$L_{f\ eeze} = \bar{v}(t_{f\ eeze})t_{f\ eeze} \quad (1)$$

ここで,

$$t_{f\ eeze} = \left[ \frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \quad (2)$$

$$\bar{v} = \frac{\frac{2}{3} a_0 \sqrt{t} - \frac{a_0 b'_0 t}{H_0}}{1 + \frac{4b'_0 \sqrt{t}}{3H_0}} \quad (3)$$

$$a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A d}}, \quad b'_0 = \frac{2k_w (T_s - T_i)}{\rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}} \quad (4)$$

であり, 各パラメータは以下のとおりである。

$L_{freeze}$  : 流動距離 (m),  $\bar{v}(t)$  : 溶融炉心の流路内平均流速 (m/s),

$t_{freeze}$  : 凝固完了時間 (s),  $H_0$  : スリット高さ (m),

$\rho_{cm}$  : 溶融炉心密度 (kg/m<sup>3</sup>),  $h_{lh}$  : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg),

$C_p$  : 溶融炉心比熱 (J/kgK),  $\Delta T$  : 溶融炉心過熱度 (K),

$\alpha_w$  : 構造材熱拡散率 (m<sup>2</sup>/s),  $k_w$  : 構造材熱伝導率 (W/mK),

$T_s$  : 接触面温度 (K),  $T_i$  : 構造材初期温度 (K),  $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>),

$\dot{m}_{ve}$  : R P Vからの溶融炉心落下率 (kg/s),

$A_d$  : 下部ドライウエル床面積 (m<sup>2</sup>)

D C D<sup>[1]</sup>においては, 過去に実施された関連試験に係る文献を参照し, それらの試験結果よりD C Dモデルによる評価の適用性を確認している。

#### ○Epsteinモデルの概要<sup>[2][3]</sup>

Epsteinモデルは, M A A PコードのR P V下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり, D C Dモデルと同様に流路の入口付近からの閉

塞が想定されている。

Epstein モデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は(5)式と(6)式の和で求められる。

- ・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離

$$X^* = \frac{D}{2f} \ln \left( \frac{T_0 - T_{mp}}{T^* - T_{mp}} \right) \quad (5)$$

- ・溶融炉心の過熱度がない領域での流動距離

$$X_s = 0.155 \text{Re}^{8/11} D \left[ \frac{\text{Pr}}{B} \right]^{7/11} \quad (6)$$

ここで,

$$B = \left[ 1 + \frac{2C_p(T_{mp} - T_w)}{\lambda} \right]^{1/2} - 1 \quad (7)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。

$X^*$ ,  $X_s$ : 流動距離 (m),  $\text{Re}$ : レイノルズ数 (-),  $\text{Pr}$ : プラントル数 (-),

$D$ : 水力等価直径 (m),  $\lambda$ : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg),

$C_p$ : 溶融炉心比熱 (J/kgK),  $T_0$ : 溶融炉心初期温度 (K),

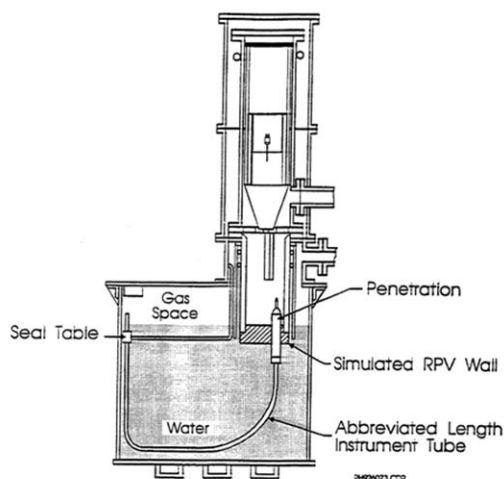
$T_{mp}$ : 溶融炉心融点 (K),  $T_w$ : 構造材初期温度 (K),

$T^*$ : 溶融炉心凝固開始温度 (推定値) (K),  $f$ : 摩擦係数 (-)

なお、 $T^* - T_{mp}$ はE P R I レポート<sup>[3]</sup>を基に10Kとする。

E P R I は、第1図に示すR P V下部プレナムの核計装管を模擬した試験体に溶融アルミナを流入させる試験を行い、Epstein モデルによる流動距離評価結果との比較を実施している。

その結果、試験結果に対して Epstein モデルによる流動距離は同等又は大きめの評価結果となっている。



Test Number	Penetration Type	Differential Pressure <sup>(1)</sup> (MPa)		Calculated Penetration Length (m)			Measured Penetration Length (m)
		Maximum	Initial	X*	X <sub>s</sub> <sup>(2)</sup>	Total <sup>(3)</sup>	
1	PWR	1.96	1.1	1.2	3.0/2.5	2.5-4.2	2.3
2	BWR	1.62	0.62	1.6	4.1/3.1	3.1-5.7	> 2.3
3	PWR	0.003 <sup>(4)</sup>	0.003 <sup>(4)</sup>	1.2	0.3/0.3	0.3-1.5	0.5
4	PWR	1.72	0.6	1.2	2.9/2.0	2-4.1	2.1-2.3
5	BWR	1.9	0.6	1.6	4.7/3.1	3.1-6.3	1.8-2.8

- (1) Precise time of initiation of debris flow in thimble tube is uncertain so differential pressure for debris flow could be between initial and maximum observed values.
- (2) Saturated debris penetration length calculated for both maximum and initial pressure differentials.
- (3) Total calculated penetration length has a range depending upon the degree of debris superheat and the differential pressure.
- (4) Melt cup depressurized due to spool piece breach so differential pressure due to essentially hydrostatic head of Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> layer.

第 1 図 EPRI 試験装置及び試験結果

参考文献

- [1] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010
- [2] M. Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977
- [3] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

第1表 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	炉心モデル（炉心熱水力モデル）  溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、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した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、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を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シーンとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損確認後にベデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉圧力容器破損時の格納容器冷却操作及びベデスタル（ドライウェル部）注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタル（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQV シーン及び中小破断 LOCA シーンに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、その後の注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でベデスタル（ドライウェル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流					

第1表 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
原子炉 圧力容器 (炉心損傷 後)	リロケーション	溶融炉心の 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した。</li> <li>・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。</li> <li>・TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後のベデスタル（ドライウエル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を操作開始の起点としているベデスタル（ドライウエル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタル（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達		<ul style="list-style-type: none"> <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した。</li> <li>・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、常溶融炉心落下後のベデスタル（ドライウエル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としているベデスタル（ドライウエル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタル（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の 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>・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した。</li> <li>・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。</li> </ul>	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、常溶融炉心落下後のベデスタル（ドライウエル部）への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としているベデスタル（ドライウエル部）への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でベデスタル（ドライウエル部）に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の 挙動モデル (原子炉圧 力容器破損 モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発生から約 4.5 時間後)に対して、十数分早まる程度であり、ベデスタル(ドライウエル部)への注水は原子炉圧力容器温度(下鏡部)が 300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているベデスタル(ドライウエル部)への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損(事象発生から約 4.5 時間後)に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、ベデスタル(ドライウエル部)に水位が形成されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は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なると考えられる。	本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。	原子炉圧力容器内 FP 挙動と溶融炉心との相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

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

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		
格納容器 (炉心損傷 後)	原子炉压力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心挙動)	原子炉压力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉压力容器外 FCI によって生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シナリオでは、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした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。	エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
	原子炉压力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)						
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベDESTALの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。			本評価事故シナリオでは、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としてい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。	溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となると評価しており、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	溶融炉心と格納容器下部ブル水の伝熱		溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融ブルからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限值とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。			エントレインメント係数、溶融炉心からブル水への熱流束及び溶融ブルークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からブル水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。これは、落下した溶融炉心はベDESTAL (ドライウェル部) 水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は 2,100℃ を下回ること、溶融炉心からブル水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は 2,100℃ 未満を維持することから、コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず、コンクリート侵食が抑制されたものである。 なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。  (添付資料 3.5.1)	
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。				
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生							

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(1/5)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)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				
初期条件	原子炉熱出力	3, 293MW	約 3, 279MW～ 約 3, 293MW (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力 (压力容器ドーム部)	6. 93MPa[gage]	約 6. 91 MPa[gage]～ 約 6. 94MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)	通常運転水位 約-4cm～約+6cm (セパレータスカート下端から約+122cm～約+132cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム10分後の原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対して、ゆらぎによる水位低下量は約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、スクラム10分後の原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対して、ゆらぎによる水位低下量は約4cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48, 300t/h (定格流量(100%))	定格流量の 約86%～約104% (実績値)	定格流量として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5. 1-1979 平均的燃焼度約 31GWd/t (実績値)	1 サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する水蒸気は少なくなり、原子炉压力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(溶融炉心落下後にベデスタル(ドライウエル部)への注水操作を開始すること)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。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m <sup>3</sup>	5, 700m <sup>3</sup> (設計値)	設計値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4, 100m <sup>3</sup> 液相部: 3, 300m <sup>3</sup>	空間部: 約 4, 092m <sup>3</sup> ～ 約 4, 058m <sup>3</sup> 液相部: 約 3, 308m <sup>3</sup> ～ 約 3, 342m <sup>3</sup> (実績値)	設計値(通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定)	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6. 983mの時の水量は3, 300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0. 087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が6. 983mの時の水量は3, 300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ(0. 087m)による水量変化は約42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約1. 3%と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3. 45kPa (ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧)	3. 45kPa (ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(2/5)

項目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）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			
初期条件	サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転水位－4.7cm)	約 7.000m～ 約 7.070m (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限值として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約 1.3% と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、サブプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m <sup>3</sup> であるのに対し、ゆらぎ (0.087m) による水量変化は約 42m <sup>3</sup> であり、その割合は初期保有水量の約 1.3% と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サブプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃ (実績値)	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては溶融炉心落下後のベデスタル（ドライウェル部）への注水操作となるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では、直接的な影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2 kPa[gage]～ 約 4.7kPa[gage] (実績値)	通常運転時の格納容器圧力を包絡する値	最確条件とした場合には、解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるため、格納容器圧力が低めに推移するが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃ (実績値)	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度）として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器雰囲気温度を操作開始の起点としてい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。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器雰囲気温度の解析条件からの上昇は約 1℃ であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、ベデスタル（ドライウェル部）への注水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としてい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。	外部水源の温度が低い場合、溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	外部水源の容量	約 8,600m <sup>3</sup>	8,600m <sup>3</sup> 以上 (西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 (軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/5)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)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			
初期条件	熔融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき水張りの効果を考慮して設定	<p>解析条件と最確条件は同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における浸食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本解析では、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない。 (添付資料 3.5.1)</p>
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	
	コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	コンクリート以外の構造材を考慮する	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない	
	原子炉圧力容器下部及びのベDESTAL(ドライウエル部)に落下する熔融物とは扱わない	ベDESTAL(ドライウエル部)に落下する熔融物とは扱わない	部分的な熔融が生じ、ベDESTAL(ドライウエル部)に落下する可能性がある	発熱密度を下げないよう保守的に設定	
				<p>最確条件とした場合には、コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により、コンクリートの侵食が抑制される可能性があるが、コンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合には、コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>
				<p>最確条件とした場合には、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びコリウムシールド侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量及びコリウムシールド侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合には、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びコリウムシールドの侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(4/5)

項目		解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)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			
事故条件	起因事象	給水喪失の全喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	—	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である LOCA 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」として、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その結果、原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。なお、本評価においては事象発生から約 79 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は 4.0vol% (ドライ条件) にどとまることから、可燃限界である 5.0vol% (ドライ条件) を下回る。 (添付資料 3.5.1)
	安全機能等の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能, 低圧注水機能及び原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系, 低圧注水機能として残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	—	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包絡する条件として、機器条件に示すとおり設定	—	—

第2表 解析条件を最確条件とした場合に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(5/5)

項目	解析条件(初期条件, 事故条件及び機器条件)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	原子炉スクラム信号	原子炉水位低(レベル3)信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)信号にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合は、原子炉熱出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになるが、操作手順(溶融炉心落下後にベデスタル(ドライウェル部)への注水を開始すること)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小さい。	最確条件とした場合は、原子炉熱出力の低下が早くなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下(レベル2)信号	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁閉止するものとして設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順(溶融炉心落下後にベデスタル(ドライウェル部)への注水を開始すること)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小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気流量が減少することから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止(事象発生と同時に)	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、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は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	安全弁機能 7.79 MPa[gage]～ 8.31MPa[gage] 385.2 t/h(1個当たり)～ 410.6t/h(1個当たり)	安全弁機能 7.79MPa[gage]～ 8.31MPa[gage] 385.2t/h(1個当たり)～ 410.6t/h(1個当たり) (設計値)	逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、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は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		逃がし安全弁(自動減圧機能)の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能)の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に影響はないことから、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は同様であり、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替循環冷却系	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m <sup>3</sup> /h	原子炉圧力容器破損前 格納容器スプレイ: 250m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW (サブプレッション・プール水温度100℃, 海水温度32℃において)	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW以上 (サブプレッション・プール水温度100℃, 海水温度32℃以下において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。 32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順(格納容器圧力0.31MPa[gage]到達後に窒素注入を停止すること)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小さい。	最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。 32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等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ない。 32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	格納容器下部注水系(常設)	80m <sup>3</sup> /hにてベデスタル(ドライウェル部)へ注水	80m <sup>3</sup> /hにてベデスタル(ドライウェル部)へ注水	溶融炉心の冠水継続が可能な流量な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、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は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	コリウムシールド	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度:2,100℃	材料:ジルコニア耐熱材 侵食開始温度:2,100℃	材料は、コンクリートの侵食を抑制する観点から設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるものの、コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としてい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。 (添付資料3.5.1)	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 なお、溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この場合においても溶融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行せず、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3.5.1)



第3表 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

項目	解析条件（操作条件） の不確かさ		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					
操作条件 格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作	原子炉圧力容器破損から7分後（約4.6時間後）	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定	<p>【認知】 ベデスタル（ドライウエル部）への注水操作は、原子炉圧力容器の破損を判断した時点で開始するが、原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり、解析上の認知にかかる時間としては5分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり、温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室内におけるベデスタル（ドライウエル部）への注水操作は、注入弁1弁の開操作による注水であり、1操作に1分間を想定している。当該操作は、中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作のため、操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作に対応する当直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し。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後にベデスタル（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ベデスタル（ドライウエル部）プール水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料3.2.2）</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間であり、また、溶融炉心落下後にベデスタル（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ベデスタル（ドライウエル部）プール水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。</p> <p>（添付資料3.2.14）</p>	<p>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、条件成立を前提として約1分間で格納容器下部注水系（常設）による注水を開始。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>

## 5 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

### 5.1 崩壊熱除去機能喪失

#### 5.1.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

##### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，②「残留熱除去系の故障（RHR S喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び③「外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

##### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では，原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により，崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，崩壊熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，崩壊熱除去機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，運転員が異常を認知して，待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことによって，燃料損傷の防止を図る。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，原子炉を

除熱する。

### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱手段を整備する。また、残留熱除去系海水系機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合については「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を第 5.1-1 図に、手順の概要を第 5.1-2 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操作手順の関係を第 5.1-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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、災害対策要員（初動）11 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、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 2 名である。必要な要員と作業項目について第 5.1-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、11 名で対処可能である。

- a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認

原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器出口温度等である。

（添付資料 5.1.1）

b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1個を開操作する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

c. 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。

d. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復

残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を停止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とする。

### 5.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A PCV/RPV開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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。

(添付資料 5.1.2)

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第5.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約19MWである。

なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約 $32\text{m}^3/\text{h}$ である。

(添付資料 5.1.3, 5.1.4)

(c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉水温は $52^\circ\text{C}$ とする。

(d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする\*。

※ 実操作では残留熱除去系（低圧注水系）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、残留熱除去系（低圧注水系）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始さ

れることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

## b. 事故条件

### (a) 起因事象

起因事象として、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。

### (b) 安全機能喪失に対する仮定

起因事象の想定により、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の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ないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

(添付資料 1.3.2, 5.1.8)

## c. 重大事故等対策に関連する機器条件

### (a) 残留熱除去系（低圧注水系）

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は  $1,605\text{m}^3/\text{h}$  とする。

### (b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり約 43MW(原子炉冷却材温度  $100^\circ\text{C}$ ,

海水温度 32℃において) とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 5.1-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 5.1-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、約 1.1 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し、事象発生から約 2 時間後に待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水系）による注水を行う。

原子炉水位回復から約 2 時間 40 分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切り替え、除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する<sup>※1</sup>。

- ※1 原子炉冷却材の温度が 100℃の場合における残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）1 系統での除熱能力は、燃料の崩壊熱を上回るため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）への切替えを実施



することで原子炉水温は低下する。

実操作では残留熱除去系（低圧注水系）の準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり，残留熱除去系（低圧注水系）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため，原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。

#### b. 評価項目等

原子炉水位は，第 5.1-4 図に示すとおり，燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下するに留まり，燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり，第 5.1-5 図に示すとおり，必要な遮蔽<sup>※2</sup>が維持される水位である燃料有効長頂部の約 1.7m 上を下回ることがないため，放射線の遮蔽は維持される。なお，線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としている。また，全制御棒全挿入状態が維持されているため，未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱を継続することで，長期的に安定状態を維持できる。

本評価では，「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について，対策の有効性を確認した。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。崩壊熱除去機能喪失における原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間及び作業員の退避は 2.2 時間以内であり，作業員の被ばく量は最大でも 22mSv となるため，緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋原子炉棟

6階での操作を必ず必要な作業としていないが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率  $10\text{mSv/h}$  は、施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟 6階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約  $1.7\text{m}$  上（通常水位から約  $3.5\text{m}$  下）の位置である。

（添付資料 5.1.5, 5.1.6, 5.1.7）

### 5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を喪失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、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作とする。

#### (1) 評価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 5.1-2 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、評価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項目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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 未満であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃ に対して最確条件は約 47℃～約 58℃ であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象ごと異なる。原子炉水温が 100℃ かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎがあり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より

低くなる場合があるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなる場合があるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 未満であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止

後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした  $10\text{mSv/h}$  が維持される水位）である燃料有効長頂部の約  $1.7\text{m}$  上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間、燃料有効長頂部到達まで約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の  $52^{\circ}\text{C}$  に対して最確条件は約  $47^{\circ}\text{C}$ ～約  $58^{\circ}\text{C}$  であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が  $100^{\circ}\text{C}$  かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした  $10\text{mSv/h}$  が維持される水位）である燃料有効長頂部の約  $1.7\text{m}$  上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が  $52^{\circ}\text{C}$  かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎがあり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるが、原子炉水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後

の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる\*。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

※ 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

## 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

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から約2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知により原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の注水操作開始を設定しているが、実態の注水操作開始時間は早くな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

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 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。

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約4.5時間、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が約6.3時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間は2時間であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(3) まとめ

評価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、評価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、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 5.1.8)

#### 5.1.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 11 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の 37 名で対処可能である。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「6.1(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

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、7 日間の継続実施が可能



である。

#### b. 燃 料

非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置 2 台）による電源供給については、事象発生後 7 日間最大負荷で運転した場合、約 755.5kL の軽油が必要となる。

軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置 2 台）による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

(添付資料 5.1.9)

#### c. 電 源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 951kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置 2 台）の連続定格容量は約 2,208kW であり、必要負荷に対しての

電源供給が可能である。

また、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 5.1.10)

#### 5.1.5 結 論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の故障（RHR喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価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、災害対策要員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。

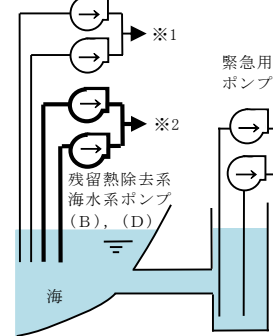
重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

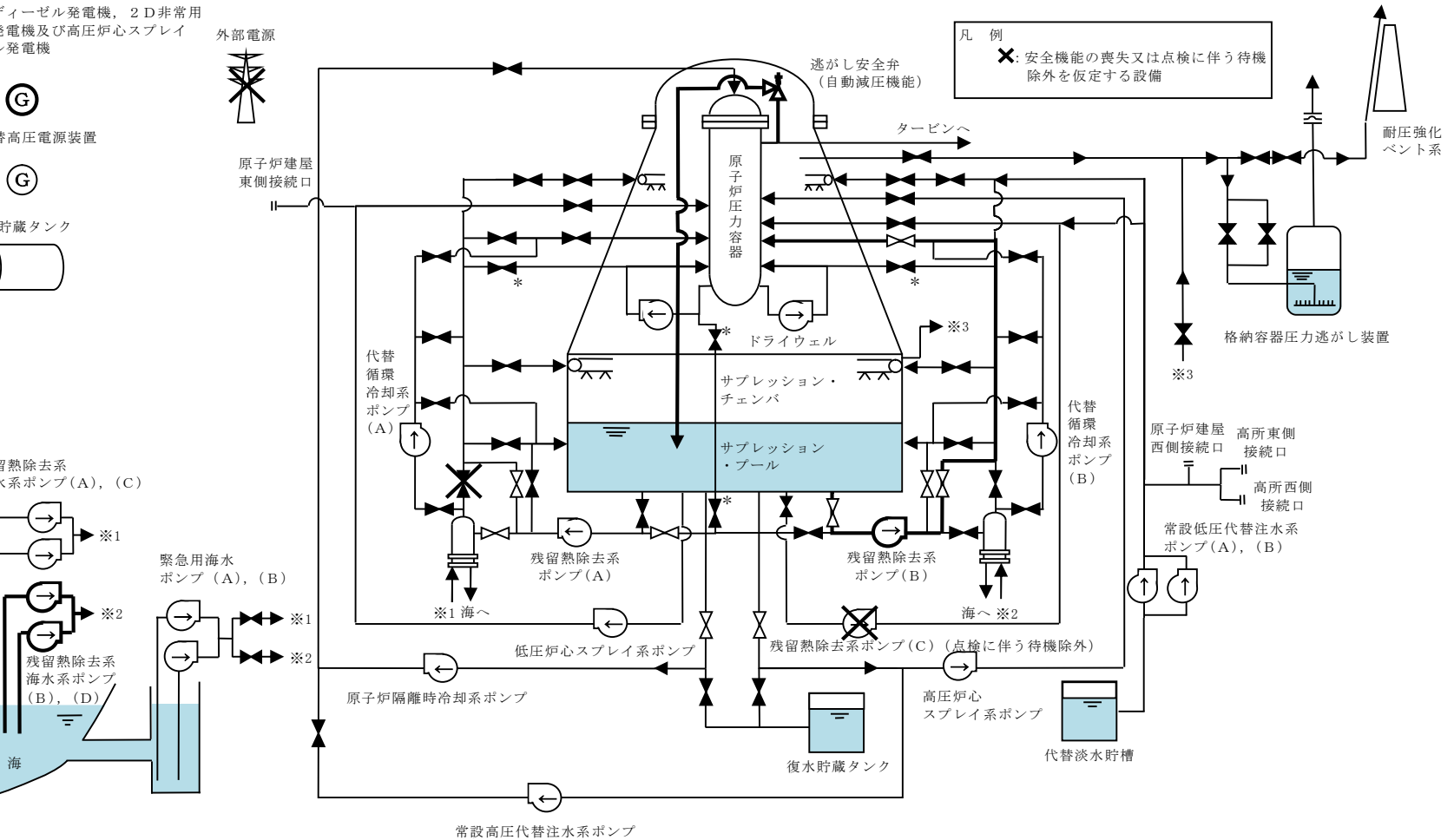
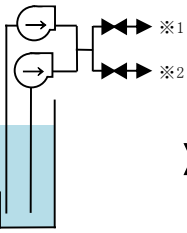
2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機



残留熱除去系海水系ポンプ(A), (C)



緊急用海水ポンプ(A), (B)



凡例  
 ✕: 安全機能の喪失又は点検に伴う待機除外を仮定する設備

\* 開操作に当たって格納容器隔離信号のリセットが必要な弁

5.1-19

第 5.1-1 図 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)  
 (原子炉減圧及び残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水段階)

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用  
ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ  
系ディーゼル発電機

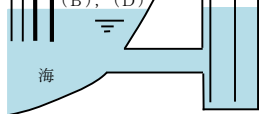
ⓐ 常設代替高压電源装置

ⓑ 軽油貯蔵タンク

残留熱除去系  
海水系ポンプ (A), (C)

緊急用海水  
ポンプ (A), (B)

残留熱除去系  
海水系ポンプ  
(B), (D)



外部電源



原子炉建屋  
東側接続口

逃がし安全弁  
(自動減圧機能)

凡 例  
✕: 安全機能の喪失又は点検に伴う待機  
除外を仮定する設備

タービンへ

耐圧強化  
ベント系

格納容器圧力逃がし装置

※3

原子炉建屋  
西側接続口  
高所東側  
接続口  
高所西側  
接続口

常設低压代替注水系  
ポンプ (A), (B)

代替  
循環  
冷却系  
ポンプ  
(A)

代替  
循環  
冷却系  
ポンプ  
(B)

残留熱除去系  
ポンプ (A)

残留熱除去系  
ポンプ (B)

残留熱除去系  
ポンプ (C) (点検に伴う待機除外)

原子炉隔離時冷却系ポンプ

高压炉心  
スプレイ系ポンプ

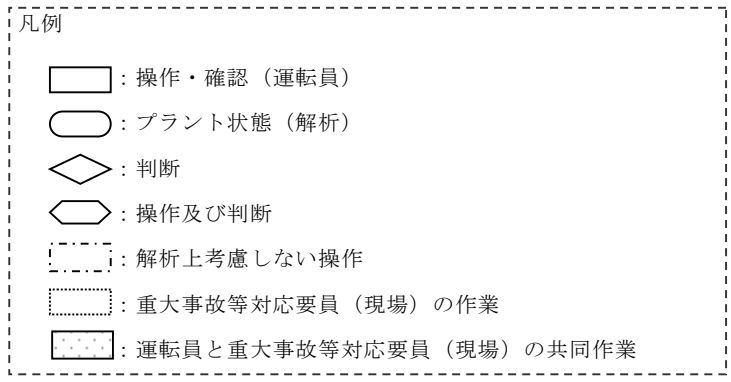
代替淡水貯槽

常設高压代替注水系ポンプ

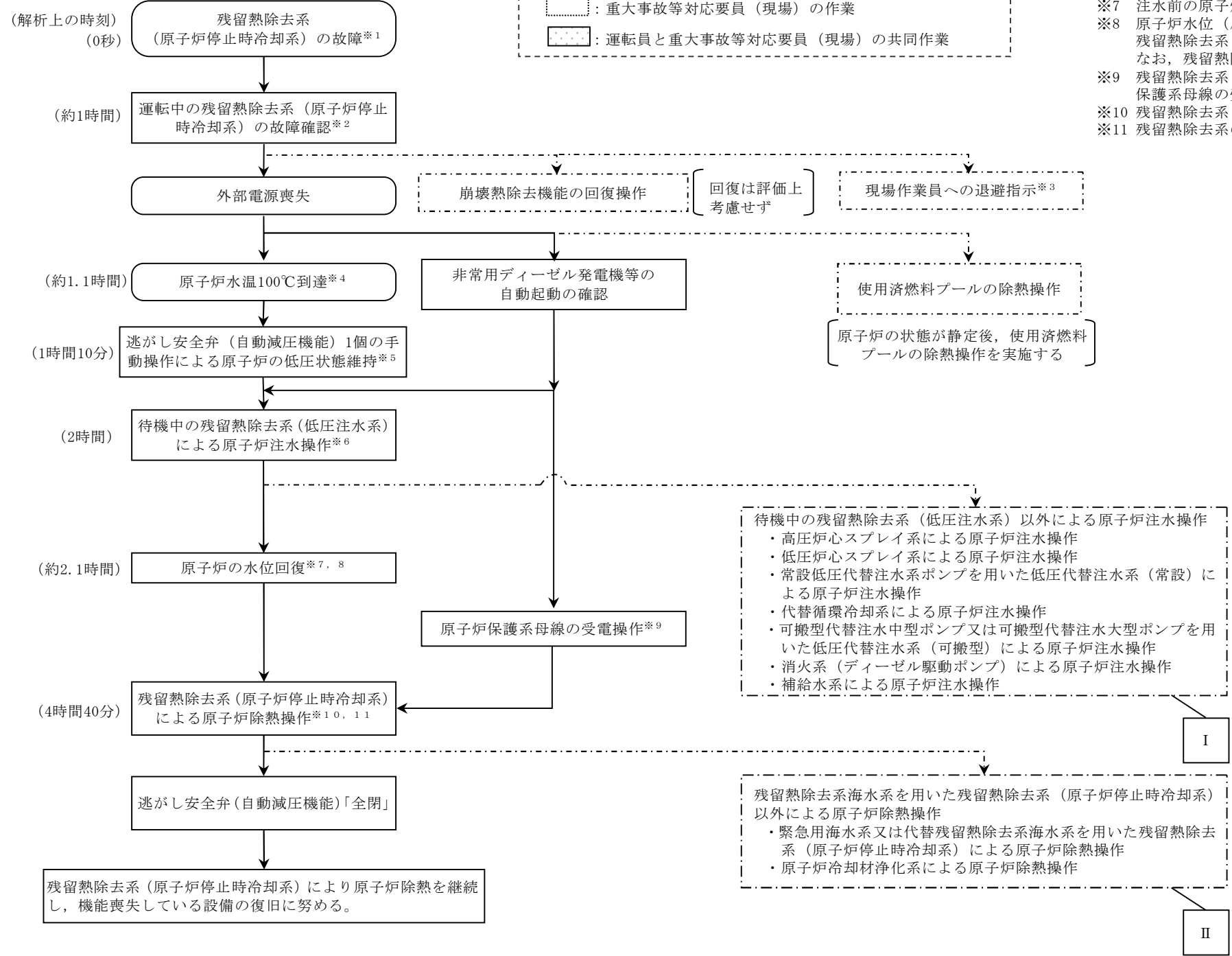
\* 開操作に当たって格納容器隔離信号のリセットが必要な弁

第 5.1-1 図 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)  
(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱段階)

- プラント前提条件
- ・プラント停止後 1 日目
  - ・原子炉圧力容器未開放
  - ・格納容器開放中
  - ・主蒸気隔離弁全閉
  - ・全ての非常用ディーゼル発電機等：待機中
  - ・残留熱除去系（A）：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
  - ・残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態で待機中
  - ・残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中
  - ・原子炉水位は通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）



- ※1 崩壊熱除去機能喪失を模擬するため「熱交換器出口弁誤閉」を評価条件とする。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止時の原子炉冷却材温度を確認する。
- ※2 1時間ごとの中央制御室の巡視により原子炉冷却材温度の上昇、及び崩壊熱除去機能喪失を認知する。
- ※3 現場作業員は、当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後（1時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生時の認知の観点で厳しい想定とする。
- ※5 約1.1時間後に原子炉冷却材温度が100℃に到達する。
- ※6 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※7 注水前の原子炉水位は燃料有効長頂部から約4.2m上（原子炉水位低（レベル3）から約0.3m下）となる。
- ※8 原子炉水位（広帯域）により原子炉水位の回復を確認する。残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位は通常運転水位まで回復する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転開始前は、通常運転水位よりも高く維持する。
- ※9 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁を開状態にするために、原子炉保護系母線の受電操作を行い、格納容器隔離信号をリセットする。
- ※10 残留熱除去系（低圧注水系）で注水後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替える。
- ※11 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。



【有効性評価の対象としていないが他に取得可能な手段】

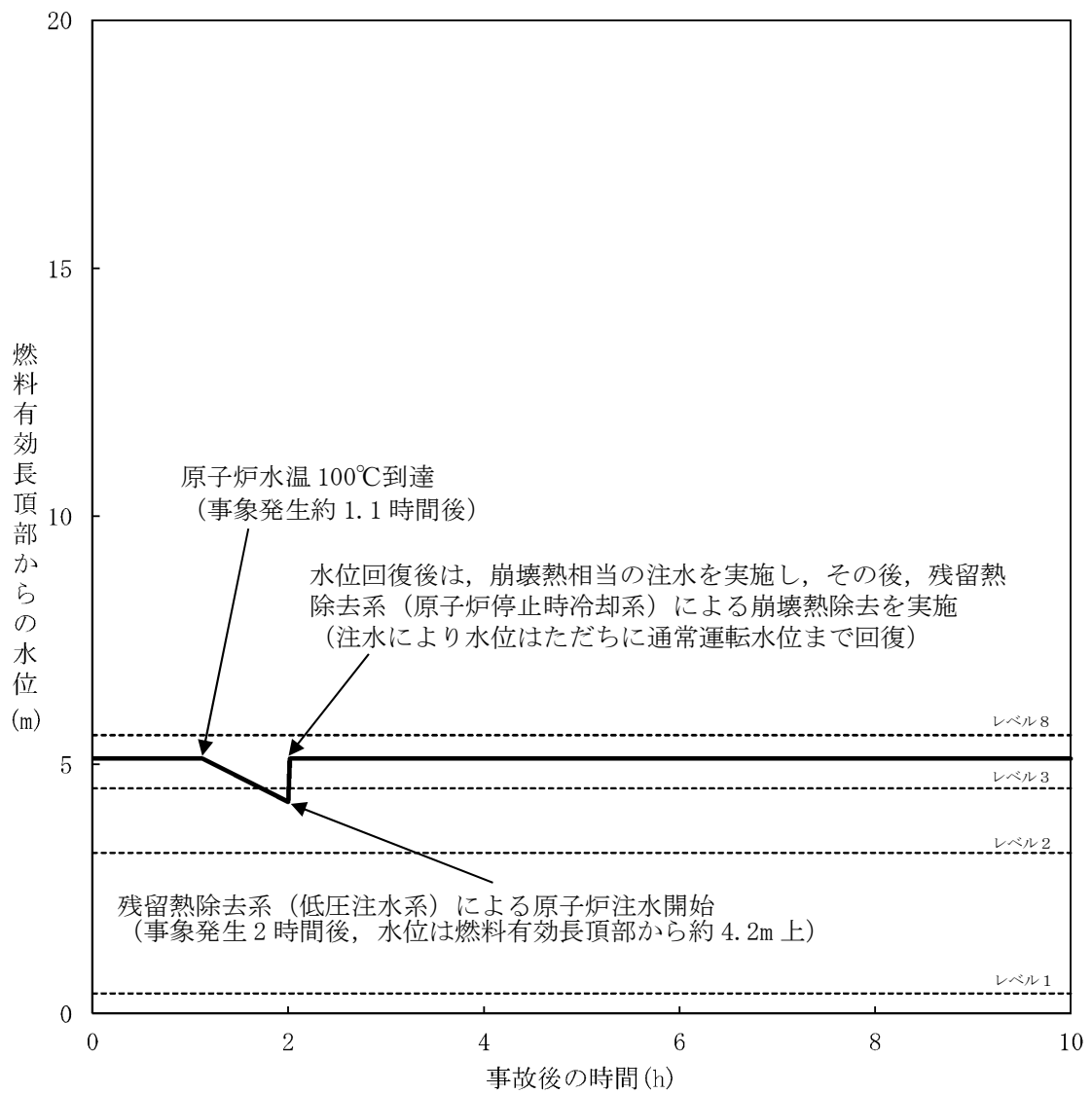
I  
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。  
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替循環冷却系、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）、消火系（ディーゼル駆動ポンプ）及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

II  
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。  
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

第 5.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失の対応手順の概要

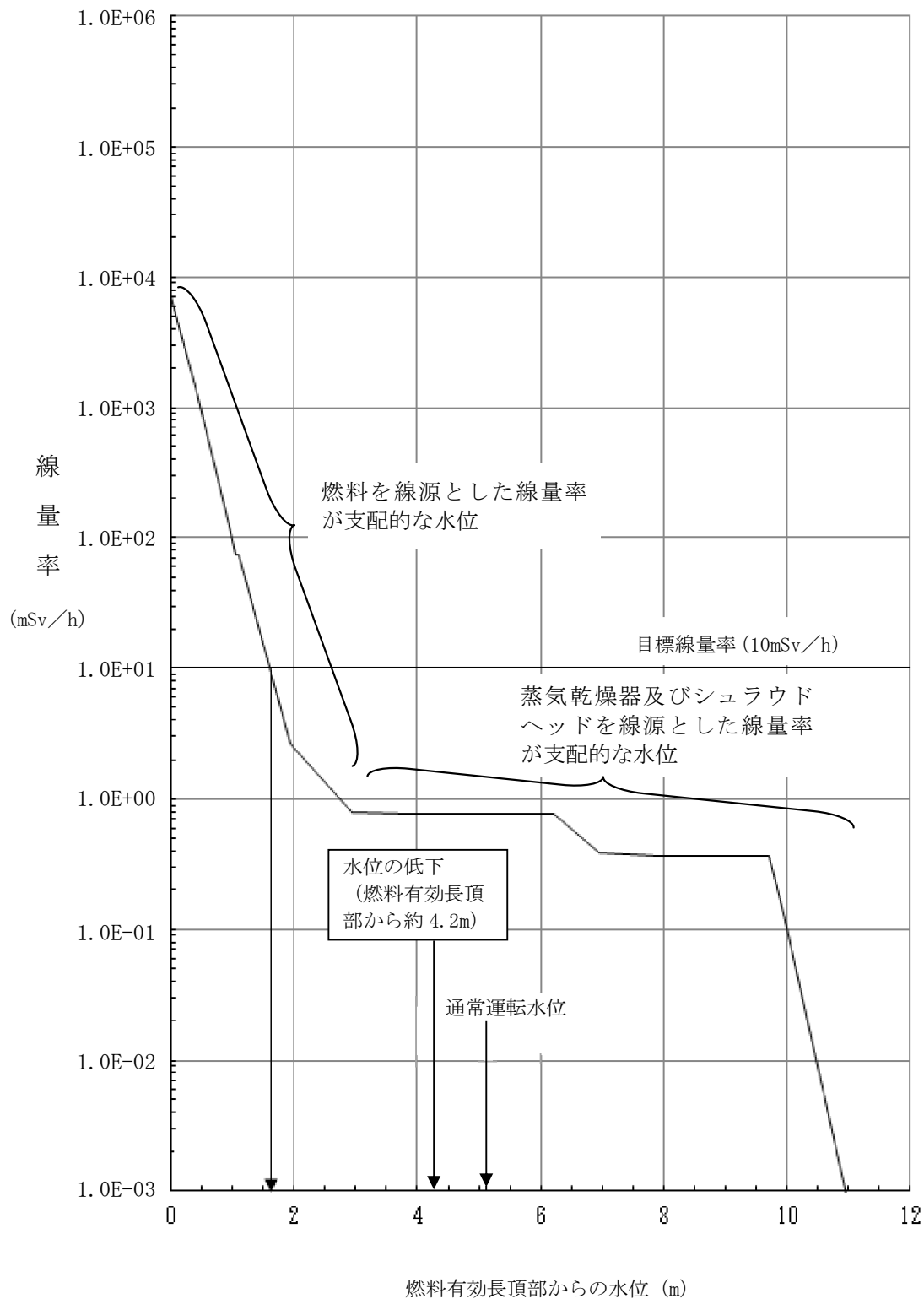
				経過時間 (時間)					備考		
				1	2	3	4	5		55	
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	事象発生 約1時間 プラント状況判断 約1.1時間 原子炉水温100℃到達 2時間 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水開始 約2.1時間 原子炉水位回復 4時間40分 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)運転開始						
	責任者	当直発電長	1人			中央監視 運転操作指揮					
	補佐	当直副発電長	1人			運転操作指揮補佐					
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人			初動での指揮 発電所内外連絡					
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)							
状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>●原子炉水温上昇, 残留熱除去系の系統流量低下等による崩壊熱除去機能喪失の確認</li> <li>●外部電源喪失の確認</li> <li>●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認</li> <li>●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の停止確認</li> </ul>	10分					残留熱除去系ポンプ(A)	
作業員への退避指示	-	-	-	●当直発電長による作業員への退避指示	60分以内に退避完了					解析上考慮しない 中央制御室で当直発電長が指示する	
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動操作による原子炉の低圧状態維持	【1人】 A	-	-	●逃がし安全弁(自動減圧機能)1個の手動開放操作	1分						
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替交流電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分						
原子炉保護系母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●原子炉保護系母線の復旧準備操作	10分						
	-	【2人】 B, C	-	●原子炉保護系母線の復旧操作(現場)	105分						
待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	●残留熱除去海水系の起動操作	4分						
				●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	2分						
崩壊熱除去機能の回復操作	-	-	2人 a, b	●崩壊熱除去機能の回復操作	適宜実施					解析上考慮しない	
原子炉保護系母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●原子炉保護系母線の復旧操作(中央制御室)	40分						
残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱操作	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水の停止操作	2分					残留熱除去系ポンプ(B)	
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の系統構成操作(中央制御室)	30分						
	-	【2人】 B, C	-	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の系統構成操作(現場)	45分						
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動操作	1分						
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施					解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する	
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	20分					解析上考慮しない	
				●代替燃料プール冷却系の起動操作	15分					約55時間までに実施する	
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	2人 a, b								

第 5.1-3 図 崩壊熱除去機能喪失時の作業と所要時間



第5.1-4図 原子炉水位の推移





第5.1-5図 原子炉水位と線量率

第 5.1-1 表 崩壊熱除去機能喪失における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。	—	—	残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度* 残留熱除去系熱交換器出口温度*
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を開操作する。	逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（SA） 残留熱除去系熱交換器入口温度* 残留熱除去系熱交換器出口温度*
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。	残留熱除去系（低圧注水系）*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量*
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による崩壊熱除去機能回復	残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（SA広帯域） 残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度*

\* 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 5.1-2 表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（1/2）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉压力容器の状態	原子炉压力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	崩壊熱	約18.8MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後 <sup>※1</sup> )	平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/t <sup>※2</sup> を基にANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定
	原子炉水位	通常運転水位(セパレータスカート下端から+126cm)	原子炉停止1日後の水位から保守性を持たせた値
	原子炉水温	52℃	原子炉停止1日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)にて冷却されているため、その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定
事故条件	起因事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の故障を想定
	外部電源	事象認知まで: 外部電源あり 事象認知後: 外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後(1時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の停止を確認する時間)とすることにより、事象発生時の認知の観点で厳しい想定とする。

※1 原子炉停止から1日後とは、全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価は原子炉スクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

※2 1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定

第 5.1-2 表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（2/2）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	残留熱除去系（低圧注水系）	1,605m <sup>3</sup> /hで注水	残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	熱交換器1基当たり約43MW（原子炉冷却材温度100℃，海水温度32℃において）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の設計値として設定 （原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため，注水が不要となる）
重大事故等対策に 関連する操作条件	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	事象発生から約2時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う以上の認知及び現場操作の実績等を基に，さらに余裕を考慮して設定

## 運転停止中における通常時のプラント監視について

運転停止中における通常時のプラント監視項目のうち、以下の項目に関するものについての概要を第1表に示す。

- ・「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスにおける、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止確認
- ・「原子炉冷却材の流出」の事故シーケンスにおける、原子炉冷却材の流出の確認

第1表 運転停止中における通常時のプラント監視項目の概要

項目	監視対象 <sup>※1</sup>	監視方法	確認頻度	異常発生に伴う警報 <sup>※2</sup> 確認
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転状態	・残留熱除去系の運転状態	パラメータ確認	1回/時間	・系統故障警報（ポンプ過負荷/過電流、原子炉停止時冷却系運転時におけるミニフローライン弁開等）の発生時
原子炉水温	・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・再循環ポンプ入口温度 ・原子炉冷却材浄化系ポンプ入口温度 ・原子炉压力容器表面温度	パラメータ確認	1回/時間	・温度高の警報発報時 （残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）
原子炉水位	・原子炉水位（狭帯域） ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（SHUT DOWN） ・原子炉水位（ウェル水位） ・原子炉水位（SA広帯域）	パラメータ確認  現場状態確認	1回/時間  現場巡視点検時	・水位低低/低の警報発報時 （原子炉水位（狭帯域）、原子炉水位（広帯域））
サプレッション・プール水位	・サプレッション・プール水位	パラメータ確認	1回/時間	・水位高/低の警報発報時 （サプレッション・プール水位）

※1 施設定期検査中において点検により監視できない期間がある

※2 施設定期検査中において点検により警報を発報しない期間がある

## 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定

## 1. 「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価のうち、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスは、他のほとんどの重要事故シーケンスの選定と同様に、P R A から抽出された事故シーケンスグループから、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に示された着眼点を考慮して選定している。

「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスは、審査ガイドに示された着眼点から、次の事故シーケンスを選定した。

- ・ 残留熱除去系の故障（R H R 喪失） + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗

## 2. 重要事故シーケンスに対する燃料損傷防止対策の選定

有効性評価では、設計基準事故対処設備の機能喪失により燃料損傷に至る重要事故シーケンスに対し、重大事故等対処設備を用いた燃料損傷防止対策の有効性を確認する。この観点では、本事故シーケンスにおいて全ての崩壊熱除去機能及び注水機能の喪失を想定し、重大事故等対処設備を用いた燃料損傷防止対策の有効性を確認することも考えられるが、この場合、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において選定した重要事故シーケンスと同じ対策の有効性を確認することとなる。

このため、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスに対する有効性評価では、審査ガイドの主要解析条件及び対策例を参照し、

待機中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系（低圧注水系）によって崩壊熱除去機能及び注水機能を確保し，燃料損傷防止が可能であることを確認している。

### 3. プラント状態の選定

有効性評価の対象とする重要事故シーケンスについては，重要事故シーケンスの選定プロセスで選定しているが，プラント状態（以下「POS」という。）については，有効性評価の評価条件を設定する際に選定している。

「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおいては，代替の崩壊熱除去機能及び注水機能を用いて燃料損傷の防止及び放射線の遮蔽に必要な水位を維持することとなる。このため，POSを選定する上では，事象発生から燃料損傷及び遮蔽維持水位到達までの時間余裕が短い，すなわち崩壊熱が高く，保有水量が少ないプラント状態を選定することが適切であると考えられる。停止時レベル1 P R AにおけるPOSの分類及び施設定期検査工程の概要を第1図に示す。また，POSの選定方法及び原子炉圧力容器の開閉状態を第1表に示す。崩壊熱が最も高いPOSはPOS-Sであり，次にPOS-A，その次がPOS-Bという順となる。また，保有水量の観点では原子炉水位が通常運転水位付近の可能性のあるPOS-S，POS-A，POS-C及びPOS-Dが厳しい。

次に，崩壊熱除去機能又は注水機能を持つ設備の，事故時における使用可否について考えると，POS-S及びPOS-D，すなわち原子炉停止直後及び起動準備状態においては，給水系を除く緩和設備が原子炉運転中と同様に待機状態又は早期復旧により使用可能

な状態である\*。そのため、緩和設備についてはPOS-S及びPOS-D以外のPOSである、POS-A～POS-Cが厳しい条件となる。

なお、原子炉圧力容器未開放時は原子炉圧力の上昇が考えられるが、急激に原子炉圧力が上昇するような事象ではなく、原子炉圧力が上昇しても逃がし安全弁（自動減圧機能）により原子炉を減圧できるため、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は有効としている。

このため、本評価では、POS-Sの次に崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の保有水量が少ないことに加え、使用可能な緩和設備が原子炉運転中と同等であるPOS-S、POS-D以外のPOSとして、POS-Aを選定している。なお、POS-Aは「PCV/RPV開放への移行状態」と定義される状態であり、原子炉圧力容器未開放状態から原子炉ウェル水張り完了までの期間であるが、本評価では、原子炉圧力容器内の保有水量が少なく、遮蔽維持水位到達までの時間余裕の観点から厳しい、原子炉圧力容器未開放状態を評価条件とした。

※ 一例として後述する「添付資料5.1.7 6.原子炉隔離時冷却系による注水について」に示すとおり、POS-S及びPOS-Dにおいては原子炉圧力容器が閉鎖状態であるため、原子炉圧力が上昇した後は原子炉隔離時冷却系による注水も使用可能となる。

#### 4. 他の燃料損傷防止対策を想定した場合の影響

本評価では、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉



注水の有効性を確認しているが、別の燃料損傷防止対策として、低圧代替注水系（常設）及び待機中の非常用炉心冷却設備による原子炉注水が考えられる。ただし、低圧代替注水系（常設）については「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスにおいて、本評価と同じPOS-Aでの有効性を確認している。また、待機中の非常用炉心冷却設備については、非常用炉心冷却設備に比べて注水流量が少ない低圧代替注水系（常設）の有効性評価に包絡される。

なお、本評価においては、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能喪失時は待機側の残留熱除去系により原子炉除熱を行うこととしているが、施設定期検査中は待機中の残留熱除去系が点検により待機除外となる場合がある。この際に運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が機能喪失すると、原子炉除熱手段が確保できないため原子炉建屋内が蒸気雰囲気となり、原子炉建屋内に設置されている緩和設備に悪影響を与えることが考えられる。この場合においても、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放等により原子炉建屋内の環境悪化を抑制することが可能である。なお、蒸気に含まれる放射性物質の量は、運転中の事故時と比べて非常に小さく、考慮不要である。また、原子炉建屋内の環境が悪化した場合においてもその影響を受けない重大事故等対策である、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉へ注水することで、燃料有効長頂部の冠水及び放射線の遮蔽を維持することができる。

POS		S	A	B1				B2				B3								B4								B5								B6								C1				C2				D																															
定検日数		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82
代表水位		通常水位																原子炉ウエル満水																通常水位																																																	
CRD点検																																																																																			
LPRM点検																																																																																			
除熱系	RHR-A																																																																																		
	RHR-B																																																																																		
注水系	CST-A																																																																																		
	CST-B																																																																																		
	HPCS																																																																																		
	LPCS																																																																																		
	LPCI-A																																																																																		
	LPCI-B																																																																																		
	LPCI-C																																																																																		
補機冷却系	RHRS-A																																																																																		
	RHRS-B																																																																																		
電源系	DG-2C																																																																																		
	DG-2D																																																																																		
	HPCS-DG																																																																																		
日数		1	2	5				3				14								8								12								13								8				9				7																															
使用可能 緩和設備	除熱系	※1	RHR-A RHR-B	RHR-A				RHR-B				RHR-B								RHR-A								RHR-A								RHR-A				RHR-B				RHR-A				RHR-B																																			
	注水系	※2	HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B CST-A CST-B	LPCI-A CST-A				LPCI-B CST-A				LPCI-B CST-B								HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B CST-A CST-B								HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B CST-A CST-B								HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B								HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B				HPCS LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B				HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B																															

※1 RHR-A, RHR-B  
 ※2 HPCS, LPCS, LPCI-A, LPCI-B, LPCI-C, CST-A, CST-B

□ : 運転    ◻ : 待機    ■ : 待機除外

第1図 停止時レベル1 PRAにおけるPOSの分類及び施設定期検査工程

第1表 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失）

プラント状態 (POS)	包絡事象	重大事故等対処設備等 <sup>※1</sup>	原子炉圧力容器の 開閉状態	運転停止中の評価項目			
				燃料有効長頂部の冠水	放射線の遮蔽が維持できる水位の確保	未臨界の確保	
S	原子炉冷温停止への移行状態	「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」及び「全交流動力電源喪失 (POS-A)」を想定した有効性評価の条件に包絡	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	未開放	POS-Aに比べて崩壊熱が高いため、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕 (約4.2時間) は短い、有効性評価で考慮している操作開始時間 (約2時間) で燃料損傷を防止できることから、POS-Aを想定した有効性評価の条件に包絡される。	原子炉圧力容器が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから、必要な遮蔽は確保される。 (添付資料5.1.7)	POS-Aと同じ。
A	PCV/RPV開放への移行状態	-	・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	未開放→開放	有効性評価において評価項目を満足することを確認している。	有効性評価において評価項目を満足している (原子炉圧力容器は未開放状態から開放状態への移行状態であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できる、又は十分な遮蔽水位が確保されていることから、必要な遮蔽は確保される (添付資料5.1.7)。	有効性評価において評価項目を満足することを確認している。 制御棒引き抜きに関わる検査は「反応度の調整投入」に包絡。
B1	原子炉ウエル満水状態	「全交流動力電源喪失 (POS-A)」及び「使用済燃料プール 想定事故1」を想定した有効性評価の条件に包絡 <sup>※2</sup>	・残留熱除去系-A ・常設低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系	開放	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、保有水量が多いことから、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなる。 崩壊熱除去機能喪失の発生により残留熱除去系の喪失となるが、低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水に加え、フルゲート開放時は代替燃料プール注水系 (常設) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により、燃料有効長頂部の冠水は維持できる。	原子炉ウエル満水時は保有水量が多いため、遮蔽が維持される水位到達前に注水が可能である。 また、使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽確保については「使用済燃料プール 想定事故1」に包絡される。	POS-Aと同じ。 燃料の取出・装荷に関わる作業は「反応度の調整投入」に包絡。
B2		※2 崩壊熱除去機能喪失の発生により残留熱除去系の喪失となるため、崩壊熱除去機能喪失 (POS-A) には包絡されないが、「全交流動力電源喪失 (POS-A)」及び「使用済燃料プール 想定事故1」の評価に代表される	・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
B3		・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系					
B4	「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」 「全交流動力電源喪失 (POS-A)」及び「使用済燃料プール 想定事故1」を想定した有効性評価の条件に包絡	・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、保有水量が多いことから、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなるため、POS-Aを想定した有効性評価に包絡される。 また、高圧炉心スプレイ系等による原子炉注水に加え、フルゲート開放時は代替燃料プール注水系 (常設) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により、燃料有効長頂部の冠水は維持できる。				
B5	「全交流動力電源喪失 (POS-A)」及び「使用済燃料プール 想定事故1」を想定した有効性評価の条件に包絡 <sup>※3</sup>	・残留熱除去系-A ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、保有水量が多いことから、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなる。 崩壊熱除去機能喪失の発生により残留熱除去系の喪失となるが、高圧炉心スプレイ系等による原子炉への注水に加え、フルゲート開放時は代替燃料プール注水系 (常設) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により、燃料有効長頂部の冠水は維持できる。				
B6	「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」 「全交流動力電源喪失 (POS-A)」及び「使用済燃料プール 想定事故1」を想定した有効性評価の条件に包絡	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中期ポンプを用いた代替燃料プール注水系	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、保有水量が多いことから、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなるため、POS-Aを想定した有効性評価に包絡される。 また、高圧炉心スプレイ系等による原子炉注水に加え、フルゲート開放時は代替燃料プール注水系 (常設) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により、燃料有効長頂部の冠水は維持できる。				
C1	「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」及び「全交流動力電源喪失 (POS-A)」を想定した有効性評価の条件に包絡	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなるため、POS-Aを想定した有効性評価に包絡される。				
C2	PCV/RPV閉鎖への移行状態	「全交流動力電源喪失 (POS-A)」を想定した有効性評価の条件に包絡 <sup>※4</sup>	・残留熱除去系-B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	開放→未開放	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなる。 また、崩壊熱除去機能喪失の発生により残留熱除去系の喪失となるが、POS-Aを想定した「全交流動力電源喪失」の有効性評価に包絡される。	原子炉圧力容器が未開放であり、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器及び気水分離器の遮蔽にも期待できることから、必要な遮蔽は確保される。 (添付資料5.1.7)	POS-Aと同じ。
D	起動準備状態	「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」及び「全交流動力電源喪失 (POS-A)」を想定した有効性評価の条件に包絡	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	未開放	POS-Aに比べて崩壊熱が低く、燃料有効長頂部が露出するまでの時間余裕は長くなるため、POS-Aを想定した有効性評価に包絡される。		

※1 重大事故等対処設備等のうち線が引いてあるものは、津波襲来時にも使用可能な設備

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における  
基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失により，燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位到達までの時間余裕と必要な注水量について，以下の式を用いて計算を行った。なお，事象を厳しく評価するため，発生する崩壊熱は全て原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし，原子炉压力容器や水面からの放熱は考慮しない。

1. 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3,600) = \text{約 } 1.1 \text{ h}$$

$t_1$  : 100℃に至るまでの時間 (h)

$h_{100}$  : 100℃の飽和水の比エンタルピ (kJ/kg) = 419.10

$h_{52}$  : 52℃の飽和水の比エンタルピ (kJ/kg) = 217.70

$V_c$  : 通常運転水位時の原子炉保有水の体積 (m<sup>3</sup>) = 382

$\rho_{52}$  : 52℃の水密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 987

$Q$  : 崩壊熱 (MW) = 18.8

2. 燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間

崩壊熱（蒸発）によって基準水位に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t = t_1 + t_2 = \text{約 } 6.3 \text{ h}$$

$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3,600) = \text{約 } 5.2 \text{ h}$$

$t$  : 燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h)

$t_2$  : 100°C到達から燃料有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h)

$h_s$  : 飽和蒸気の比エンタルピ (kJ/kg) = 2,675.57

$V_u$  : 基準水位までの水の体積 (m<sup>3</sup>) = 156

崩壊熱(蒸発)によって放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間は次の式で求める。

$$t = t_1 + t_3 = \text{約 } 4.5\text{h}$$

$$t_3 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3,600) = \text{約 } 3.4\text{h}$$

$t$  : 放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h)

$t_3$  : 100°C到達から放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間 (h)

$V_u$  : 放射線の遮蔽が維持される水位までの水の体積 (m<sup>3</sup>) = 104

なお、崩壊熱によって蒸発する冷却材の量は次の式で求める。

$$V_h = (Q \times 3,600) / ((h_s - h_{100}) \times \rho_{100}) = \text{約 } 32\text{m}^3/\text{h}$$

$V_h$  : 蒸発量 (m<sup>3</sup>/h)

$\rho_{100}$  : 100°Cの水密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 958

### 3. 必要な注水量

崩壊熱によって蒸発する冷却材を補うために必要な注水量は次の式で求める。

$$f = (Q \times 3,600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

$f$  : 必要な注水量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )

$\rho_f$  : 注水 (飽和水) の密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$h_f$  : 注水 (飽和水) の比エンタルピー ( $\text{kJ}/\text{kg}$ )

水源がサプレッション・チェンバ (水温:  $32^\circ\text{C}$ ) の場合及び代替淡水貯槽 (水温:  $35^\circ\text{C}$ ) の飽和水の密度, 飽和水の比エンタルピー及び必要注水量の評価結果は次のとおりである。

パラメータ	水源 サプレッション・ チェンバ	代替淡水 貯槽
飽和水の密度 ( $\rho_f$ ) ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )	995	994
飽和水の比エンタルピー ( $h_f$ ) ( $\text{kJ}/\text{kg}$ )	134.11	146.64
必要注水流量 ( $f$ ) ( $\text{m}^3/\text{h}$ )	約 26.7	約 26.9

#### 4. 注水中の蒸発量

注水中の蒸発量は, 注水された水を  $100^\circ\text{C}$  に上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われることを考慮して, 次の式で求める。

$$Q \times 3,600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$

$$S = (Q \times 3,600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100}))$$

$F$  : 注水流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )

$S$  : 注水中の蒸発量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ ) (ただし,  $S \geq 0$ )

## 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における 崩壊熱の設定の考え方

### 1. 本評価における崩壊熱の設定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価のうち、「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスに対する有効性評価では、原子炉スクラムによる原子炉停止から1日（24時間）後<sup>\*</sup>の崩壊熱を用いて原子炉水温の上昇及び蒸発による原子炉水位の低下を評価している。

一般に、定期検査期間が数十日であることを考慮すると、原子炉停止から1日（24時間）後の崩壊熱を用いることは保守的な設定であると考えられるが、仮に原子炉停止からの時間がより短い時点での崩壊熱を用いれば、より厳しい評価条件となる。

※ 原子炉停止から1日（24時間）後とは、全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価は原子炉スクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

### 2. より厳しい崩壊熱を設定した場合の時間余裕への影響

仮に、原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の崩壊熱を評価条件とした場合、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕は約4.2時間となり、POS-Aに比べて時間余裕が約2時間短くなるが、「崩壊熱除去機能喪失」における原子炉注水開始は事象発生から2時間後、「全交流動力電源喪失」における原子炉注

水開始は事象発生から25分後であるため、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

また、遮蔽維持水位到達までの時間余裕は、約2.8時間となり、P O S - A に比べて時間余裕が約1.7時間短くなるものの、放射線の遮蔽に必要な水位は維持される。

(添付資料5.1.7)

このように、崩壊熱の設定によっては原子炉注水及び現場作業員の退避の時間余裕に変動が生じるが、原子炉スクラムによる原子炉停止とし更に燃焼度を保守的に見積もっていること、及び原子炉注水までの時間余裕の評価では崩壊熱の減衰を考慮していないこと等、様々な保守性を含めた評価としていることから、本重要事故シナリオにおいて、原子炉注水が間に合わず燃料損傷に至る状況、現場作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定し難いものとする。



## 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について

### 1. はじめに

運転停止中の原子炉における事故の発生時、運転員は、現場作業員の退避が完了したことを確認し、逃がし安全弁の開操作を開始する。このため、現場作業員の退避に係る教育状況、及び退避開始から退避完了確認までの流れを踏まえ、退避に要する時間の見積もりを行った。

### 2. 現場作業員への退避に係る教育状況

発電所構内で作業を実施する現場作業員に対しては、以下のように退避に係る教育を実施しており、事故時における退避指示への対応等について周知徹底している。

#### <教育内容>

- ・送受話器（ページング）等による退避指示への対応について
- ・管理区域への入退域方法について

#### <教育の実施時期>

- ・発電所への入所時

### 3. 事故発生後における退避開始から退避完了確認までの流れ

事故発生後、現場作業員は発電長の送受話器（ページング）による退避指示により、現場からの退避（管理区域からの退域をもって現場からの退避完了とする。）を行う。また、現場作業員全員の退避完了確認は、以下の2つの手段で行う。

- ・個人線量計を管理している出入監視員（管理区域の入退域ゲートの境界に常駐）は、個人線量計の貸出状況により全現場作業員が管理区域内か

ら退城していることを確認し、災害対策本部に連絡する。

- ・各作業グループの作業責任者又は監理員は、現場作業員の点呼により自グループの全員が退避していることを確認し、作業担当部門に連絡する。作業担当部門の担当者は、自部門が担当している全ての作業グループが退避していることを確認して災害対策本部に連絡し、災害対策本部は全作業グループが退避していることを確認する。

なお、現場作業員は、2名以上の作業グループで作業を実施するため、退避時に負傷者が発生した場合においても、周囲の現場作業員からの救助により退避可能である。

#### 4. 現場作業員の退避時間




現場作業員の退避時間及びその内訳を第1表に示す。①～③は、いずれも多数の作業ステップからなる項目であるが、そのうち、②におけるE P Dゲートの通過が退避時間において律速となるが、以下の実績から算出した退避時間に滞在人数等の不確かさを考慮し、現場作業員は1時間で退避完了するの見積もった。

◎E P Dゲートの通過人数：26人／分（第24回施設定期検査実績）

◎管理区域におけるピーク滞在人数：1,020人（第24回施設定期検査実績）

→1,020人 ÷ 26人／分 = 40分 → 1時間

第 1 表 現場作業員の退避時間内訳

	経過時間					
	10分	20分	30分	40分	50分	60分
①作業場所から管理区域の入退域ゲートへの移動						
②管理区域からの退域						
③退避の確認						
退避時間	↑ 保守的に 1時間とする					

5. 現場作業員の退避に係る環境影響評価

(1) 被ばく評価

現場作業員の退避は1時間以内に完了するため、現場作業員が過度な被ばくを受ける状況は想定し難いものとする。

(2) 雰囲気温度評価

雰囲気温度が高くなる可能性がある格納容器内においては、退避完了までに有意な温度上昇は見られず、現場作業員の退避に影響はない。

## 安定停止状態について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

**【安定停止状態の確立について】**原子炉安定停止状態の確立について

待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による注水により原子炉水位は回復し，炉心の冷却が維持される。

その後，残留熱除去系（低圧注水系）を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替え，原子炉除熱を開始することで冷温停止状態に移行し，原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

**【安定停止状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系の機能を維持し，原子炉除熱を行うことにより，安定停止状態後の状態維持が可能である。

（添付資料 2. 1. 2 別紙 1）

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時に  
おける放射線の遮蔽維持について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における放射線の遮蔽維持について評価を行い、放射線の遮蔽維持（目安と考える $10\text{mSv/h}^*$ ）に必要な水位が維持されることを確認した。その結果を以下に示す。

また、放射線の遮蔽を検討する際、原子炉圧力容器開放作業の流れ、原子炉圧力容器等構造物、原子炉水位が重要となるため、それらを考慮した評価とした。

※ 必要な遮蔽の目安とした線量率は $10\text{mSv/h}$ とする。崩壊熱除去機能喪失における原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間及び作業員の退避は 2.2 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも $22\text{mSv}$ となるため、緊急作業時における被ばく限度の $100\text{mSv}$ に対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作を必ず必要な作業としていないが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率 $10\text{mSv/h}$ は、施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率を考慮した値である。この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上（通常水位から約 3.5m 下）の位置である。

## 1. 原子炉圧力容器開放作業の流れ

- ①原子炉圧力容器開放作業の開始前，コンクリートハッチ取外し，格納容器蓋取外し（第1図中の1，2・3，4）

原子炉を停止後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）で除熱可能な圧力に減圧されるまでは，原子炉は主蒸気系を介して復水器によって除熱される。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による除熱開始後，復水器による除熱を停止する。

これらの原子炉の冷温停止状態に向けた操作と並行して，コンクリートハッチ及び格納容器蓋取外し作業を実施する。

- ②原子炉圧力容器蓋取外し（第1図中の5）

原子炉が冷温停止状態になった後，原子炉の水位を徐々に上昇させ，原子炉圧力容器保温材及び原子炉圧力容器蓋取外しを行う（原子炉圧力容器開放時の水位はフランジ約0.5m下）。

- ③蒸気乾燥器取外し（第1図中の6）

水位を上昇させながら，蒸気乾燥器をドライヤー気水分離器貯蔵プールへと移動する（蒸気乾燥器は気中移動）。

- ④気水分離器取外し（第1図中の7）

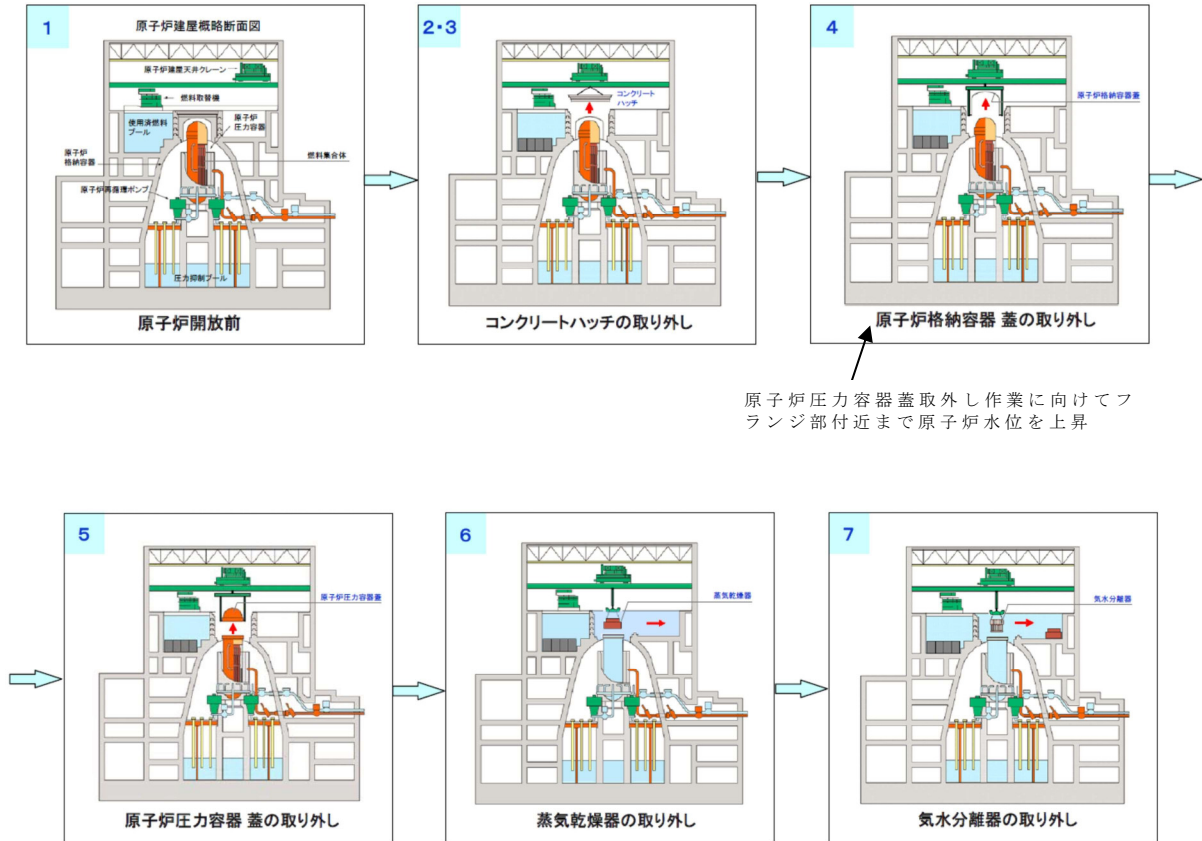
気水分離器をドライヤー気水分離器貯蔵プールへと移動する（気水分離器は水中移動）。

なお，原子炉起動に向けて実施する原子炉圧力容器閉鎖作業は原子炉圧力容器開放作業と逆の流れで作業を実施する。この状況においては，原子炉圧力容器開放作業時に比べ，原子炉停止後の冷却時間が長

く燃料の崩壊熱及び線源強度が小さくなる。そのため、放射線の遮蔽維持における影響は原子炉压力容器開放作業時に包絡される。

(添付資料 5.1.2)

<参考> 原子炉開放の流れ※



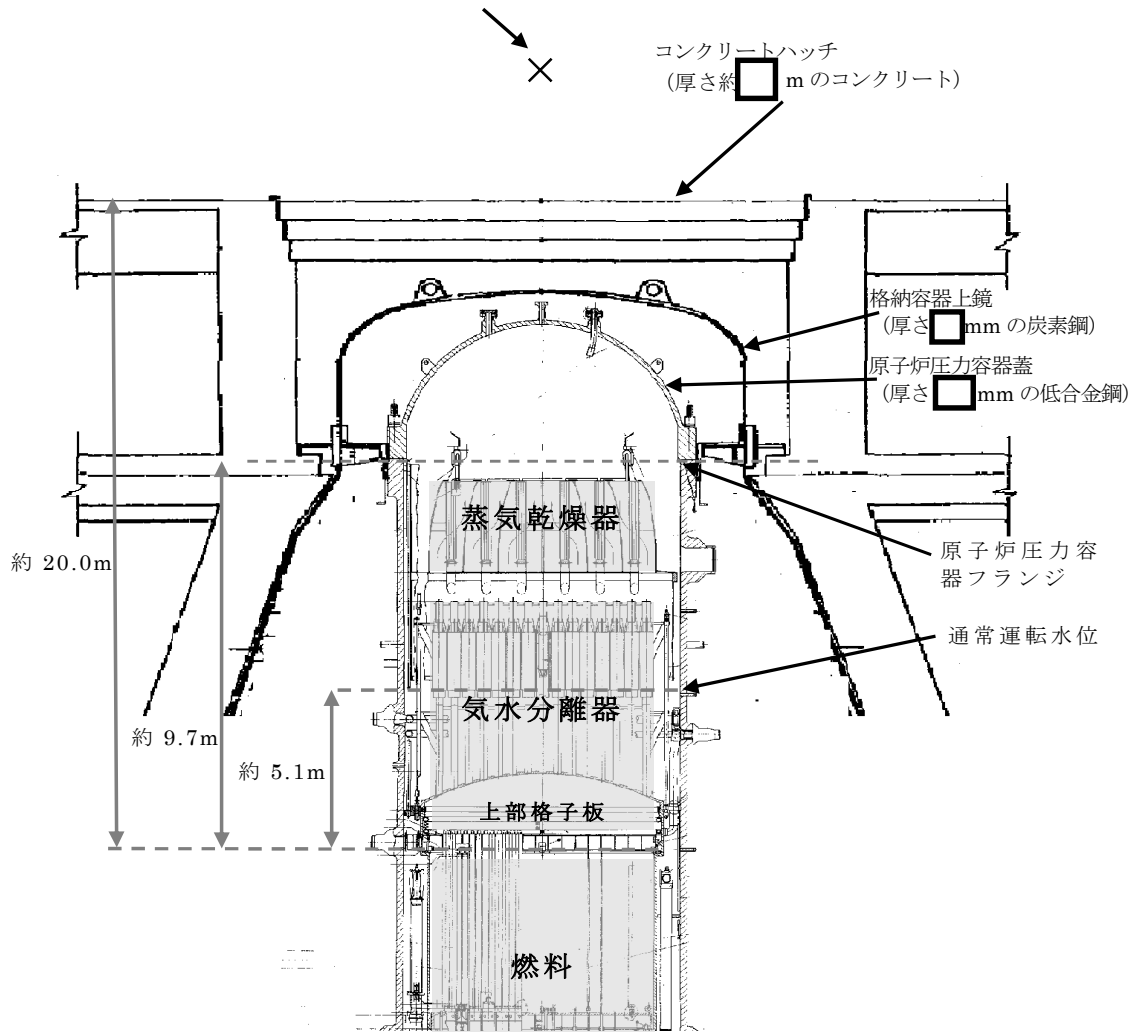
第 1 図 原子炉压力容器開放作業の流れ

※ <http://www.tepco.co.jp/nu/f2-np/handouts/j140528a-j.pdf>

東海第二発電所では蒸気乾燥器取外しが気中移動

## 2. 格納容器等構造物

評価点 (燃料取替機床上 (後述するコンクリートハッチを取り外した状態, 格納容器蓋を取り外した状態の現場操作を想定))



第 2 図 原子炉圧力容器等構造物の概要

## 3. 各状態における遮蔽維持について

原子炉圧力容器開放作業時の各状態における現場の放射線遮蔽について以下に示す。

### ①-1 原子炉圧力容器開放作業開始前 (第 1 図中の 1)

原子炉運転中や原子炉停止直後等は図に示すように原子炉圧力容器蓋が未開放状態であり, 蒸気乾燥器, 気水分離器等も炉内に存在する。炉心燃料等の線源からの放射線の多くはこれらに遮られ, 原子炉建屋



原子炉棟 6 階での線量率は十分小さくなる。また、この状態はコンクリートハッチ、格納容器蓋が未開放状態であり、後述する①-2 の状態に包含される。

以上より、この状態における放射線の遮蔽の評価は不要である。

※ 一例として  $Co-60$  を線源とした時の 10cm の鉄の実効線量透過率は約  $8.2E-02$ 、155cm のコンクリートの実効線量透過率は約  $4.1E-07$  である。

(参考 放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000 公益財団法人 原子力安全技術センター)

#### ①-2 コンクリートハッチ取外し及び格納容器蓋取外し(第 1 図中の 2・3, 4)

コンクリートハッチ、格納容器蓋の開放後は、これらの遮蔽効果には期待できなくなり、期待できる遮蔽効果は、原子炉压力容器蓋、蒸気乾燥器、気水分離器となる。この状態における通常運転水位時が①-1 及び後述する②、③を包含する最も厳しい状態であるため、この状態を線量率の評価対象とする。

#### ②原子炉压力容器蓋取外し(第 1 図中の 5)

原子炉压力容器蓋開放時はフランジ約 0.5m 下まで原子炉水位を上昇させた後、原子炉压力容器蓋開放作業を実施する。この際、原子炉水位の上昇により炉心燃料や上部格子板からの放射線の影響は非常に小さくなる。また、保有水量が多くなるため、沸騰開始までの時間余裕は①-2 に比べて長くなる(約 1.4 時間程度)。このため、この状態における放射線の遮蔽の評価は、上記の①-2 の評価に包絡される。

なお、原子炉压力容器蓋取外し中に全交流動力電源喪失等の事故が

発生した場合でも、原子炉圧力容器蓋を完全に移動させていなければ、原子炉圧力容器蓋による放射線の遮蔽に期待できる。

また、原子炉圧力容器開放時において全交流動力電源喪失の発生を仮定した場合も、原子炉水位をフランジより更に上昇させている可能性があること、炉心燃料及び上部格子板からの放射線影響は後述する原子炉容器蓋開放時における原子炉水位と線量率の関係（添付資料 5.3.1）に包絡できる。

なお、蒸気乾燥器及び気水分離器からの放射線影響については、線源強度が大きくないこと、原子炉水位の低下により露出する蒸気乾燥器は通常作業でも気中移動させる設備であることから、これらの設備からの放射線影響はほとんどない。

以上より、この状態における放射線の遮蔽の評価は不要である。

③蒸気乾燥器取外し（第 1 図中の 6）及び④気水分離器取外し（第 1 図中の 7）

蒸気乾燥器の取出しに合わせ、原子炉水位を上昇させていく状態であり、②の状態から更に保有水量が多くなるため、沸騰開始までの時間余裕は②に比べて更に長くなる。このため、この状態における放射線の遮蔽の評価は、上記の①-2 の評価に包絡される。

以上より、この状態における放射線の遮蔽の評価は不要である。

4. 放射線の遮蔽維持に必要な水位

放射線の遮蔽維持に必要な水位（目安と考える 10mSv/h）は、3.での検討を踏まえ、「①-2 コンクリートハッチ取外し、格納容器蓋取外し（第 1 図中の 2・3, 4）」の状態を想定して評価を行った。

線量率の算出は、「添付資料 4.1.2「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用

済燃料からの線量率」の算出について」と同様に QAD-CGGP 2 Rコード (Ver1.04) を用いて計算し、評価に用いた条件は以下に示すものを用いた。

評価点は燃料取替機床上とした。

※ 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時及び全交流動力電源喪失時の事故対応で原子炉建屋原子炉棟 6 階等の現場作業は不要であるため、線源に近い燃料取替機床上を代表としている。

#### (1) 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料，上部格子坂，シュラウドヘッド及び蒸気乾燥器をモデル化した。

##### a. 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

○線源形状：燃料集合体の全てに燃料がある状態

○燃料有効長：約 3.7m

○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は，エネルギー5群

○線源材質：燃料及び水（密度  g/cm<sup>3</sup>）

○線源強度：文献値<sup>\*1</sup>に記載のエネルギー当たりの線源強度を  
基に，9×9燃料（A型）の体積当たりの線源強度を式①で算出

$$\text{線源強度}(\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) = \frac{\text{文献に記載の線源強度}(\text{MeV}/(\text{W} \cdot \text{s})) \times \text{燃料集合体当たりの熱出力}(\text{W}/\text{体})}{\text{各群のエネルギー}(\text{MeV}) \times \text{燃料集合体体積}(\text{cm}^3/\text{体})} \dots \textcircled{1}$$

このときの線源条件は以下となる。なお，使用している文献値は，燃料照射期間 10<sup>6</sup>時間（約 114 年）と，東海第二発電所の実績を包絡した条件で評価されており，東海第二発電所に関する本評価においても適用可能である。

・燃料照射期間：10<sup>6</sup>時間

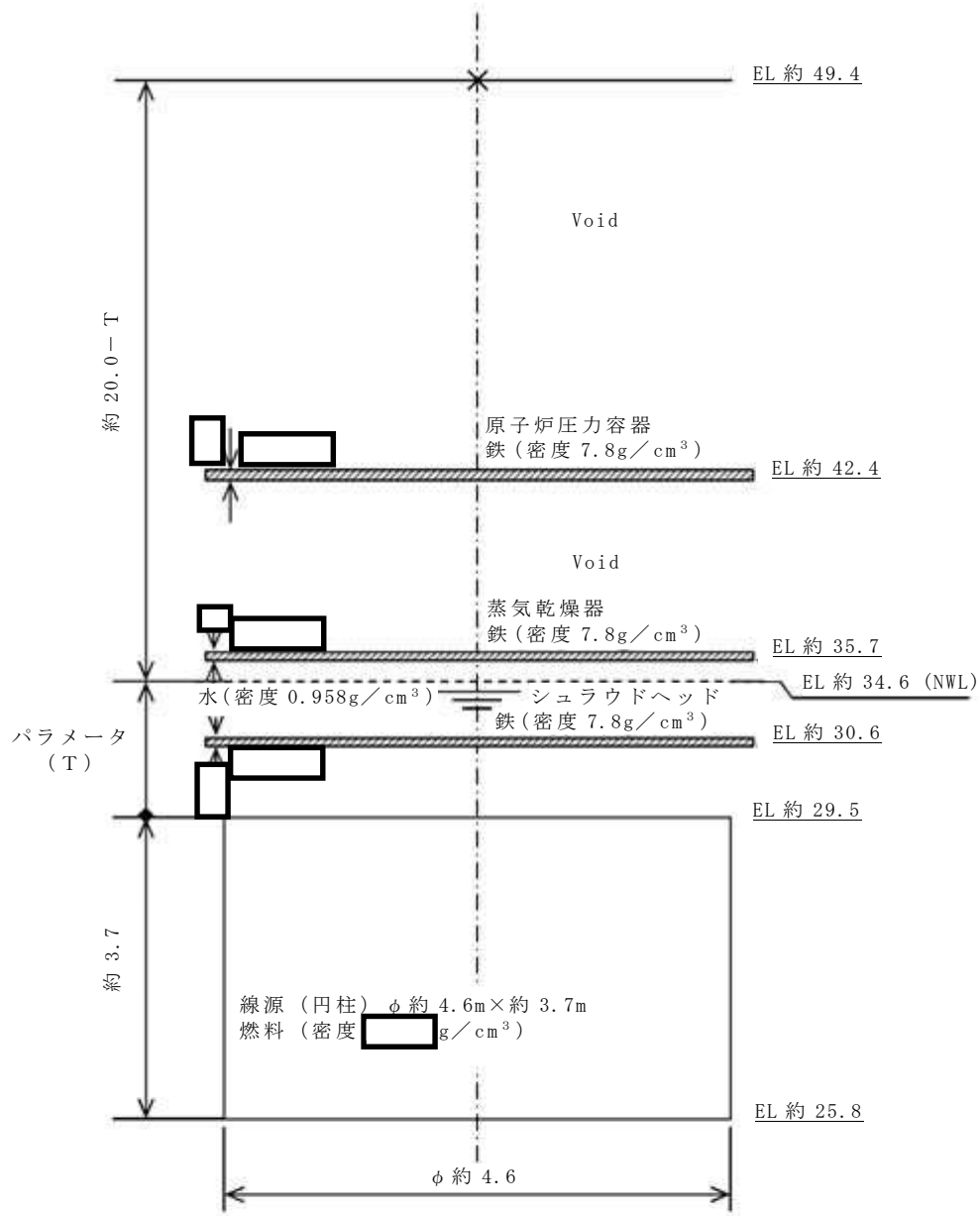
- ・原子炉停止後の期間：停止 12 時間<sup>※2</sup>（原子炉未開放状態での実績を考慮して設定した値）
- ・燃料集合体当たりの熱出力：4.31MW／体（9×9 燃料（A 型））
- ・燃料集合体体積：約 7.2E+04cm<sup>3</sup>（9×9 燃料（A 型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

※2 原子炉停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

○計算モデル：円柱線源

線量率計算モデルを第 3 図に示す。また、式①で算出した体積当たりの線源強度を第 1 表に示す。



(寸法は公称値を示す)

単位 : m

× : 評価点 (燃料取替機床上)

第 3 図 燃料の線量率計算モデル

第1表 燃料の線源強度

エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1.0	9.6E+11
2.0	1.6E+11
3.0	4.6E+09
4.0	7.2E+07
5.0	1.9E+07

b. 上部格子板

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源としてモデル化

○線源の高さ：約0.37m

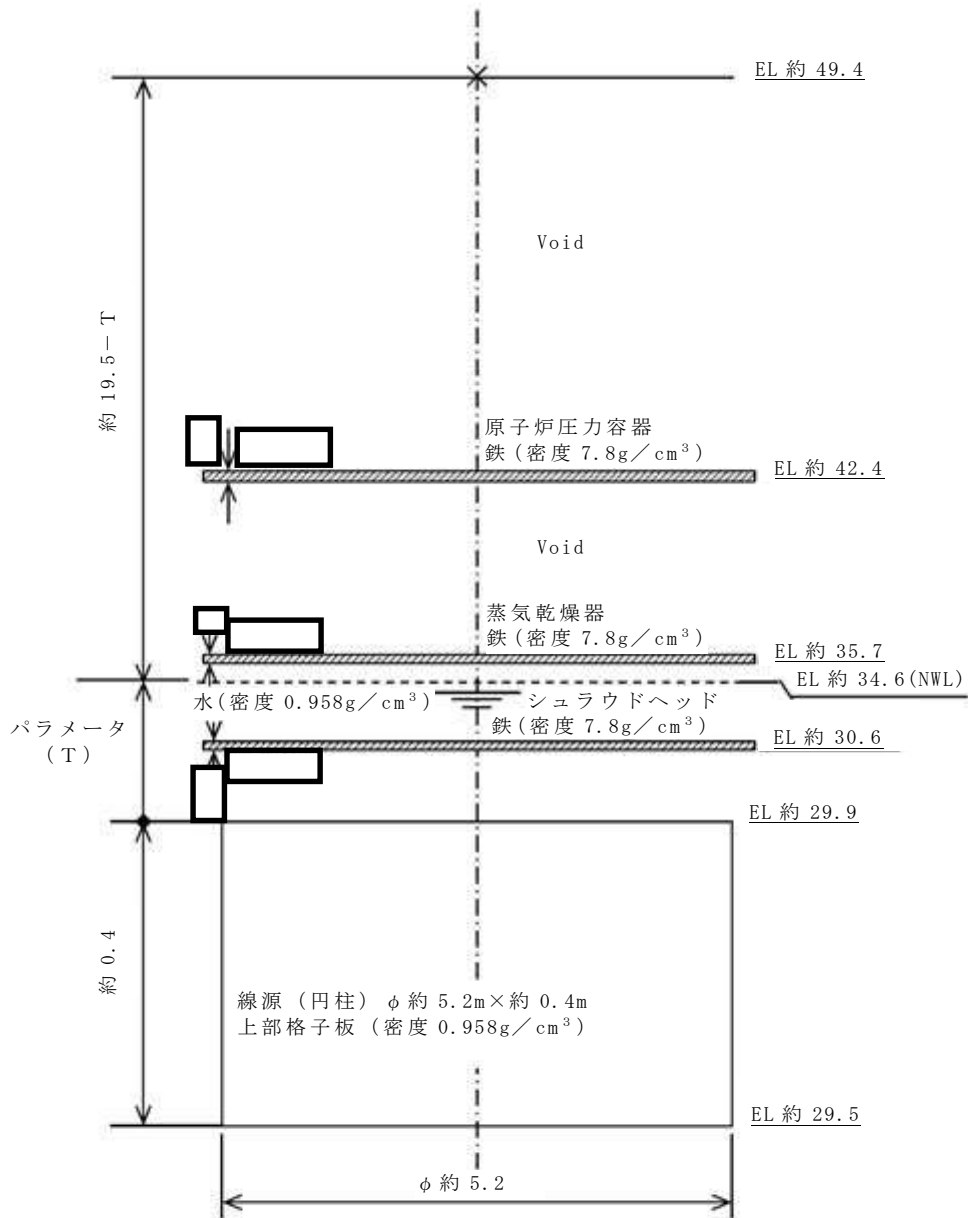
○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は、主要核種Co-60を想定して1.5MeVとする。

○線源材質：水と同等（密度0.958g/cm<sup>3</sup>※）

※ 52℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用

○線源強度：機器表面の実測値（ Sv/h）より7.3E+09Bq/cm<sup>3</sup>と算出した。

線量計算モデルを第4図に示す。



(寸法は公称値を示す)

単位 : m

× : 評価点 (燃料取替機床上)

第 4 図 上部格子板の線量率計算モデル

c. シュラウドヘッド

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源としてモデル化

○線源の高さ：約5.2m<sup>\*1</sup>

○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は、主要核種Co-60を想定して1.5MeVとする。

○線源材質：水と同等（密度0.958g/cm<sup>3</sup>\*2）

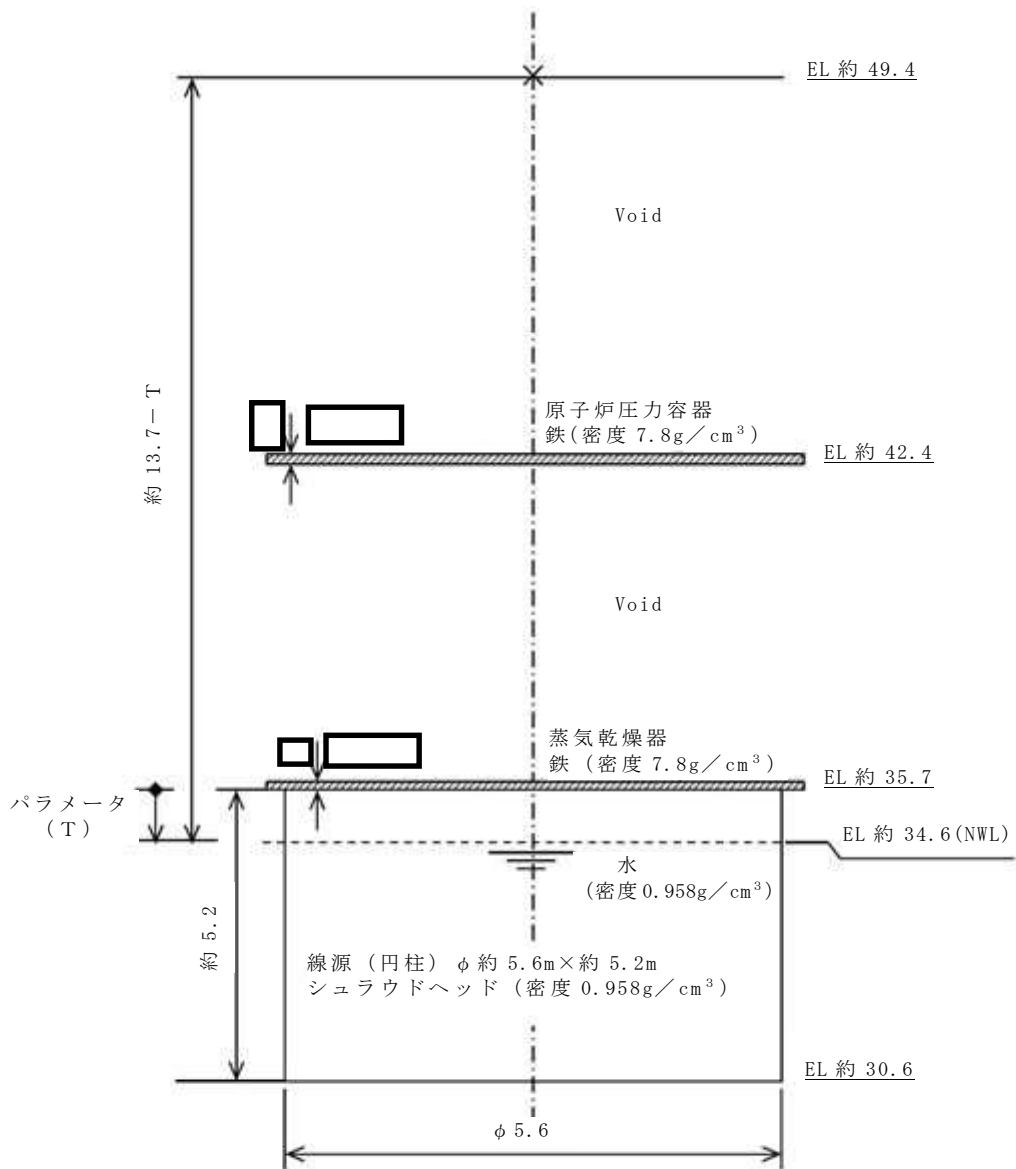
○線源強度：機器表面の実測値（Sv/h）<sup>\*1</sup>より6.7E+05Bq/cm<sup>3</sup>と算出した。

線量計算モデルを第5図に示す。

※1 シュラウドヘッドの線量率の計算モデルでは、気水分離器を線源に含めたモデルとしており、機器表面の実測値についても気水分離器からの寄与を含んでいる。

※2 52℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用





(寸法は公称値を示す)

単位：m

×：評価点（燃料取替機床上）

第5図 シュラウドヘッドの線量率計算モデル

d. 蒸気乾燥器

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源としてモデル化

○線源の高さ：約5.5m

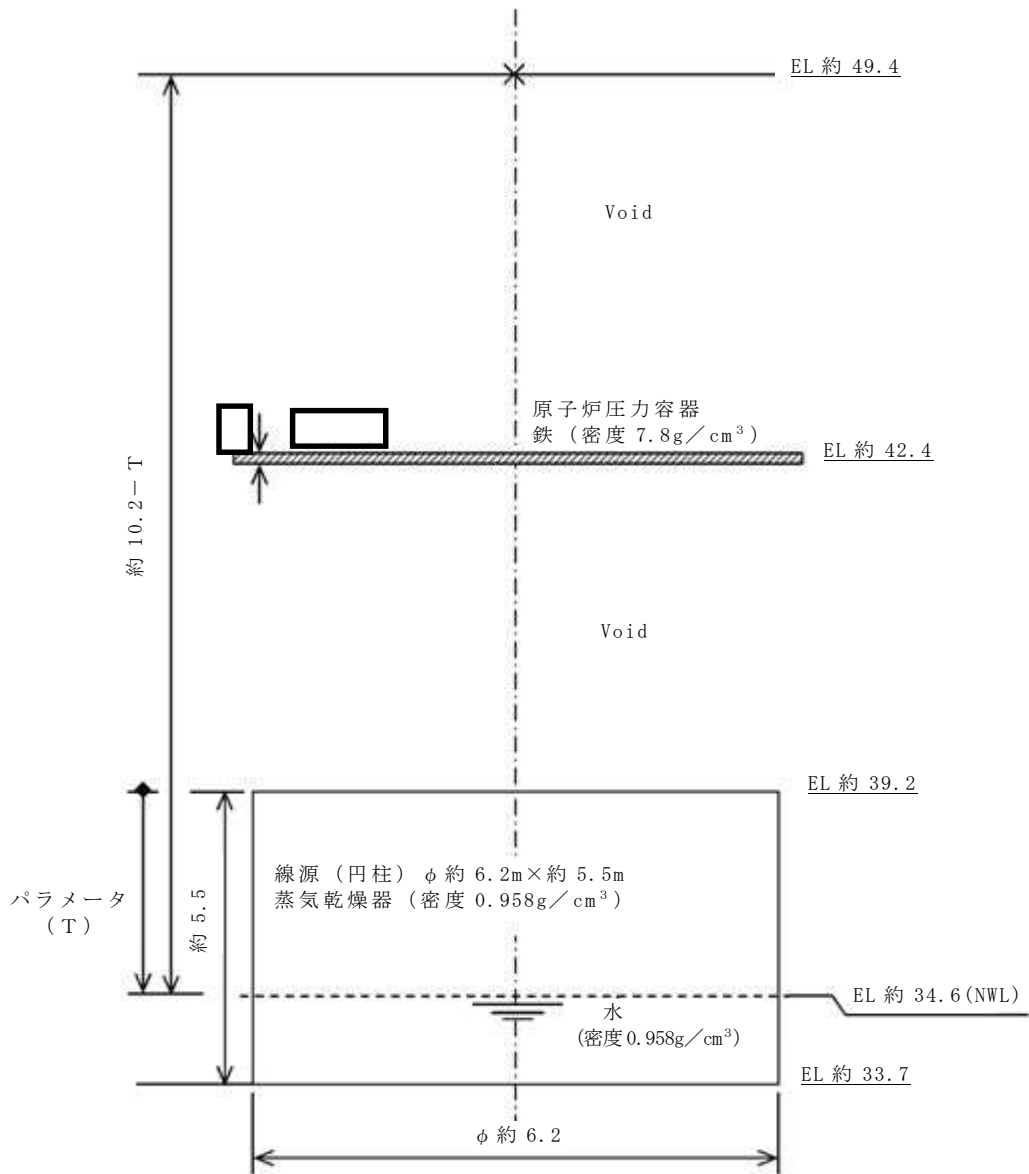
○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は、主要核種 $\text{Co-60}$ を想定して1.5MeVとする。

○線源材質：水と同等（密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※）

※ 52℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用

○線源強度：機器表面の実測値（ Sv/h）より $2.7\text{E}+05$  Bq/cm<sup>3</sup>と算出した。

線量計算モデルを第6図に示す。



(寸法は公称値を示す)

単位：m

×：評価点（燃料取替機床上）

第 6 図 蒸気乾燥器の線量率計算モデル

(2) 遮蔽物の評価モデル

原子炉内の冷却材以外に放射線を遮蔽する構造物として、原子炉圧力容器蓋、蒸気乾燥器、シュラウドヘッドをモデル化した。なお、蒸気乾燥器及びシュラウドヘッドは構造が複雑であり、放射線の遮蔽物を平均化したモデルとするストリーミング（放射線漏れ）の影響により非保守的な評価となるため、線源を覆うような構造物のみ遮蔽物として考慮した。

a. 原子炉圧力容器蓋

遮蔽物形状 : 円柱遮蔽物としてモデル化

遮蔽物の高さ :  mm (圧力容器蓋の最薄部厚さ)

線源材料 :  平板 (密度  g/cm<sup>3</sup>) ※

※ 原子炉圧力容器鋼板  の密度は、同等である   で代表した

線量率計算モデル（遮蔽）を第 3～6 図に示す。

b. 蒸気乾燥器

遮蔽物形状 : 円柱遮蔽物としてモデル化

遮蔽物の高さ :  mm (フード部の最薄部厚さ)

線源材料 :  平板 (密度  g/cm<sup>3</sup>) ※

※ 蒸気乾燥器の材質  の密度は、同等である  で代表した

線量率計算モデル（遮蔽）を第 3～5 図に示す。

c. シュラウドヘッド

遮蔽物形状 : 円柱遮蔽物としてモデル化

遮蔽物の高さ :  mm (シュラウドヘッドの厚さ (スワラによる

遮蔽も考慮))

線源材質 :  平板 (密度  g/cm<sup>3</sup>) ※

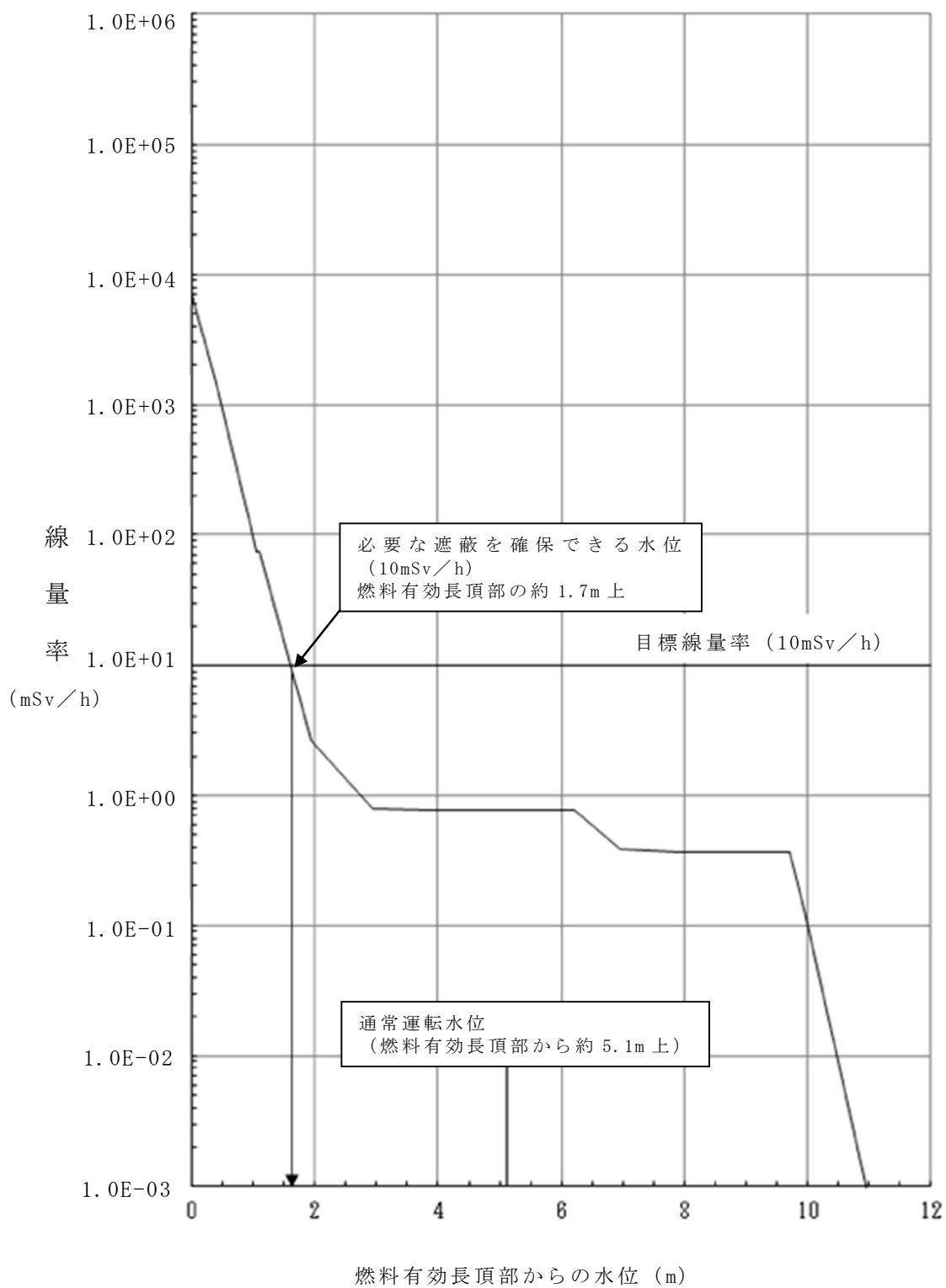
※ シュラウドヘッドの材質  の密度は、同等である   
 で代表した

線量率計算モデル (遮蔽) を第 3, 4 図に示す。

### (3) 現場の線量率の評価結果

(1), (2) の条件を用いて評価した現場の線量率と原子炉水位の関係を第 7 図に示す。

グラフより必要な遮蔽を確保できる水位 (目安と考える 10mSv/h) は、「燃料有効長頂部の約 1.7m 上」とした。



第 7 図 原子炉水位と線量率

(4) 必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失から放射線の遮蔽維持に必要な水位到達までの時間を、「添付資料 5.1.3」の計算を用いて求めた。

計算は後述する「添付資料 5.1.8」の評価条件の不確かさを踏まえ、原子炉停止から 12 時間後と 1 日後の 2 ケースを実施した。

算出条件及び算出結果を第 2 表に示す。

その結果、原子炉停止 1 日後における必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕は、崩壊熱除去機能喪失時の注水までの時間（2 時間）、全交流動力電源喪失時の注水開始までの時間（25 分）に対して十分な余裕があることを確認した。

第 2 表 必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕の  
算出条件及び算出結果

算出条件			算出結果	
原子炉停止後の時間	原子炉初期水温	崩壊熱	必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕	燃料有効長頂部までの時間余裕
12 時間 (不確かさで確認する感度解析ケース)	100℃	約 22.4MW	約 2.8 時間	約 4.2 時間
24 時間 (有効性評価で確認するベースケース)	52℃	約 18.8MW	約 4.5 時間	約 6.3 時間

5. 事故時の退避について

事故発生時の現場作業員の退避について確認した。事象発生時、作業員は、当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示により現場からの退避を開始し、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1 時間程度である。また、運転員は作業員の退避が完了した

ことを確認し、逃がし安全弁の開操作を開始する。

一旦避難指示が出ると管理区域内への入域制限が実施されるため、作業員は緊急作業を除き現場の安全性が確認される前に再入域することはない。

(添付資料 5.1.2)

## 6. 原子炉隔離時冷却系による注水について

原子炉隔離時冷却系（以下「R C I C」という。）の設計として、作動には約 1.04MPa[gage]以上の原子炉圧力を必要としており、停止時の原子炉の初期圧力は大気圧程度まで低下しているため、評価において R C I C による注水に期待していない。ただし、有効性評価で想定しているような原子炉未開放状態において事象進展とともに原子炉の圧力が上昇し、R C I C による注水が可能となることが考えられる。なお、R C I C の点検の準備として弁の電源等に隔離操作を実施していることも考えられるが、これらの事故時に R C I C での注水を必要とした際は、運転員がただちに復旧を実施することが可能であるため、R C I C の使用の問題とならない。

## 7. まとめ

崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失で想定する原子炉停止 1 日後において、必要な遮蔽を確保できる水位到達までの時間余裕は、崩壊熱除去機能喪失時の注水までの時間（2 時間）、全交流動力電源喪失時の注水開始までの時間（25 分）に対して十分な余裕があることを確認した。

また、評価条件の不確かさを考慮して原子炉停止 12 時間後、原子炉初期水温 100℃の状態を想定した場合でも、P O S - A に比べて約 1.7



時間短くなるものの、放射線の遮蔽に必要な水位は維持される。

評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（1/3）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 18.8MW ANSI/ANS-5.1-1979 (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後)	約 18.8MW 以下	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33Gwd/t を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値 設定停止後の時間については、停止後の時間を短くとり、崩壊熱が厳しくなるように 1 日後の状態を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間、燃料有効長頂部到達まで約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉水温	52℃	約 47℃～ 約 58℃※1 (実績値)	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から +126 cm）	通常運転水位 (通常運転水位 ±10cm 程度) (実績値)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値	最確条件は通常運転水位に対してゆらぎがあり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなる場合があるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるが、原子炉水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

※1 過去のプラント停止操作実施時の全制御棒全挿入から約 24 時間経過後の原子炉水温の実績データ。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（2/3）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
初期条件	原子炉圧力	大気圧	大気圧※2	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	事故事象毎	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料の容量	約800kL	約800kL以上	軽油貯蔵タンクの管理下限値を設定	最確条件とした場合は、評価条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
事故条件	起因事象、安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	—	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の故障を想定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部電源	事象認知まで：外部電源あり 事象認知後：外部電源なし	事故事象毎	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定。外部電源が喪失する時間を事象発生1時間後（1時間ごとの中央制御室の巡視により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止を確認する時間）とすることにより、事象発生時の認知の観点で厳しい想定とする。	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象認知前：外部電源がない場合は崩壊熱除去機能喪失の認知が早まるため、運転員操作の開始時間は早くなる。</li> <li>事象認知後：外部電源がある場合は、必要な運転員操作が少なくなるため、運転員操作の完了時間が早くなる。</li> </ul>	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※2 原子炉停止直後や原子炉圧力容器耐圧試験実施時等の特殊な場合を除く。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（3/3）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
重大事故等対策に関連する機器条件	残留熱除去系（低圧注水系）	1,605m <sup>3</sup> /h	1,605m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	熱交換器1基当たり約43MW（原子炉冷却材温度100℃、海水温度32℃において）	熱交換器1基当たり約43MW以上（原子炉冷却材温度100℃、海水温度32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

第2表 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（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（1/2）

項目	評価条件(操作条件)		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	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
操作条件	待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による注水操作	事象発生から2時間後	<p>残留熱除去系の機能喪失に伴う以上の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに余裕を考慮して設定</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失による異常の認知により原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の注水操作開始を設定しているが、実態の注水操作開始時間は早くな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る。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約4.5時間、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が約6.3時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間は2時間であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に必要な操作は、所要時間を6分と想定しているところ、訓練実績では約6分である。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>

第2表 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（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）（2/2）

項目		評価条件（操作条件）		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
		評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
操作条件	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	事象発生から4時間40分後	状況判断，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持操作，原子炉保護系電源の受電操作，及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作に要する時間を考慮して設定	—	—	—	残留熱除去系（低圧注水系）により，原子炉への注水を実施していることから，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱には時間余裕がある。	所要時間を46分と想定しているところ，訓練実績では，約41分である。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。

7 日間における燃料の対応について  
(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして  
評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2 台起動 <sup>※1</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2 台 (運転台数) = 約 484.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 755.5kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 <sup>※2</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 775.6L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 130.3kL		
常設代替高圧電源装置 2 台起動 <sup>※3</sup> (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 2 台 (運転台数) = 約 141.2kL		
緊急時対策所用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 70.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kL であり、7 日間の対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機 1 台であるが、保守的にディーゼル発電機 2 台の起動を仮定した。

※2 事故収束に必要なではないが、保守的に起動を仮定した。

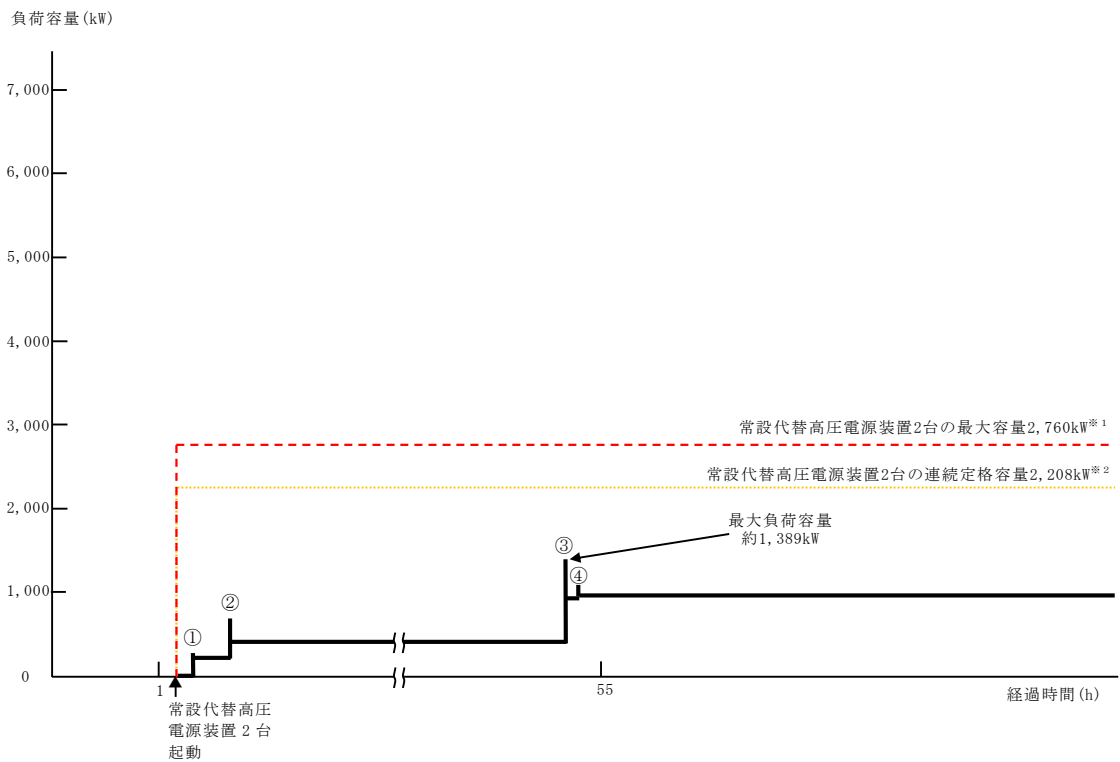
※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置 2 台で確保することを仮定した。

常設代替交流電源設備の負荷  
(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約 120 約 97	約 245	約 217
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約 702	約 407
③	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約1,389	約921
④	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約1,030	約951



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

※1 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)  
 ※2 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)



## 5.2 全交流動力電源喪失

### 5.2.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び②「外部電源喪失＋直流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより，原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため，燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，全交流動力電源に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，運転員が異常を認知して，常設代替交流電源設備による電源供給，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって，燃料損傷の防止を図る。また，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，原子炉を除熱する。

#### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.2-1 図に、手順の概要を第 5.2-2 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操作手順の関係を第 5.2-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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、災害対策要員（初動）19 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、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。

必要な要員と作業項目について第 5.2-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、19 名で対処可能である。

#### a. 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止確認

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量である。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。

c. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止により原子炉水温が100℃に到達し、原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1個を開操作する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による原子炉水温の上昇を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度である。

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

d. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を開始する。また、常設低圧代替注水系ポンプ1台を手動起動し、原子炉水位の低下時は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。これにより、原子炉水位を通常運転水位付近に維持する。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）及び低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）等である。

e. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復

常設代替交流電源設備から非常用高圧母線への交流電源供給の準備が

完了後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプ1台を起動後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転を再開する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転の再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を停止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とする。

## 5.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

なお、「5.1.1 崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス（残留熱除去系の故障（RHR S喪失）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗）は、事象進展が同様なので併せて本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A PCV/RPV開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケ

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。

(添付資料 5.1.2)

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 5.2-2 表に示す。また，主要な評価条件について，本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については，燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から，未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は，ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし，また，崩壊熱を厳しく見積もるために，原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 19MW である。

なお，崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約  $32\text{m}^3/\text{h}$  である。

(添付資料 5.1.3, 5.1.4)

(c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし，また，原子炉水温は  $52^\circ\text{C}$  とする。

(d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また，事象発生後において，水位低下量を厳しく見積もるために，原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする\*。

※ 実操作では低圧代替注水系（常設）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり，低圧代替注水系（常設）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため，原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，送電系統の故障等によって，外部電源を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，全交流動力電源を喪失するものとする。また，残留熱除去系海水系の機能喪失を重畳させるものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として，外部電源を喪失するものとしている。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 低圧代替注水系（常設）

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量は，蒸発量に応じた注水流量として  $27\text{m}^3/\text{h}$  とする。

(b) 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

伝熱容量は熱交換器 1 基当たり約 24MW（原子炉冷却材温度  $100^\circ\text{C}$ ，

海水温度 32℃において) とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 事象発生 21 分までに中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。
- (b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備操作は事象発生 25 分までに完了するが、原子炉注水操作は原子炉水位が低下し始める約 1.1 時間後から開始する。
- (c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は軸受等の冷却が必要となるため、緊急用海水系の準備が完了する事象発生 4 時間 50 分後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 5.2-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 5.2-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、約 1.1 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、事象発生から約 1.1 時間後以降は、低圧代替注水系（常設）により蒸発量に応じた注水を実施することによって、原子炉水位を通常運転水位付近に維持することができる。

事象発生から 4 時間 50 分経過した時点で、緊急用海水系を用いた残留

熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

#### b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.2-4 図に示すとおり、蒸発量に応じた注水を実施することによって原子炉水位を通常運転水位付近に維持することができ、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 5.2-5 図に示すとおり、必要な遮蔽※が維持される水位である燃料有効長頂部の約 1.7m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生 25 分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系（常設）の安定した原子炉注水を継続することから、長期的に原子炉圧力容器及び格納容器の安定状態を継続できる。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。全交流動力電源喪失における原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間及び作業員の退避は 2.2 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも 22mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋原子炉棟 6



階での操作を必要な作業としていないが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率  $10\text{mSv/h}$  は、施設定期検査作業時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率を考慮した値である。この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約 1.7m 上（通常水位から約 3.5m 下）の位置である。

（添付資料 5.1.5, 5.1.7, 5.2.1）

### 5.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）等による崩壊熱除去機能を喪失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、常設代替交流電源設備による受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作とする。

#### (1) 評価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 5.2-2 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、評価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項目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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 未満であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃ に対して最確条件は約 47℃～約 58℃ であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事象ごと異なる。原子炉水温が 100℃ かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位に対してゆらぎがあり、本評価条件の不確かさとし

て、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなる場合があるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 18.8MW に対して最確条件は約 18.8MW 未満であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、

原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした  $10\text{mSv/h}$  が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間、燃料有効長頂部到達まで約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が燃料有効長頂部を下回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の  $52^{\circ}\text{C}$  に対して最確条件は約  $47^{\circ}\text{C}$ ～約  $58^{\circ}\text{C}$  であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が  $100^{\circ}\text{C}$  かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした  $10\text{mSv/h}$  が維持される水位）である燃料有効長頂部の約 1.7m 上の高さに到達するまでの時間は約 2.8 時間となることから、評価条件である原子炉水温が  $52^{\circ}\text{C}$  かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条

件は通常運転水位に対してゆらぎがあり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるが、原子炉水位のゆらぎによる変動量は、事象発生後の水位低下量に対して十分小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる\*。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

※ 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

#### 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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作については実態の操作時間が評価上の操作開始時間とほぼ同等であることから、運転員等操作開始時間に与える影響は小さい。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、原子炉水位が低下し始める事象発生から約1.1時間後に開始する。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉水位を監視しながら原子炉注水操作を実施するため、原子炉水温の上昇が放熱等の影響により緩やかとなり、沸騰による原子炉水位低下の開始時間が遅れた場合には原子炉注水開始時間が遅れるが、他の並列操作はないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から4時間50分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電並びに低圧代替注水系

(常設) による原子炉注水準備操作及び原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作時間は評価上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

## (2) 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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.5 時間、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約 6.3 時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が約 1.1 時間であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による原子炉除熱操作は、事象発生 4 時間 50 分後の操作であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。仮に、操作が遅れる場合は、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水は継続する。

### (3) ま と め

評価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、評価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、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 5.2.2, 5.2.3)

## 5.2.4 必要な要員及び資源の評価

### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 19 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の 37 名で対処可能である。

### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、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

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 110m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>の水量を保有している。これにより、注水によって代



替淡水貯槽を枯渇させることなく、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。

(添付資料 5.2.4)

#### b. 燃 料

常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約 800kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 5.2.5)

#### c. 電 源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 3,276kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、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。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、

不要な直流負荷の切離しを行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

(添付資料 5.2.6)

#### 5.2.5 結 論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、常設代替交流電源設備による交流電源供給手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源失敗＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。

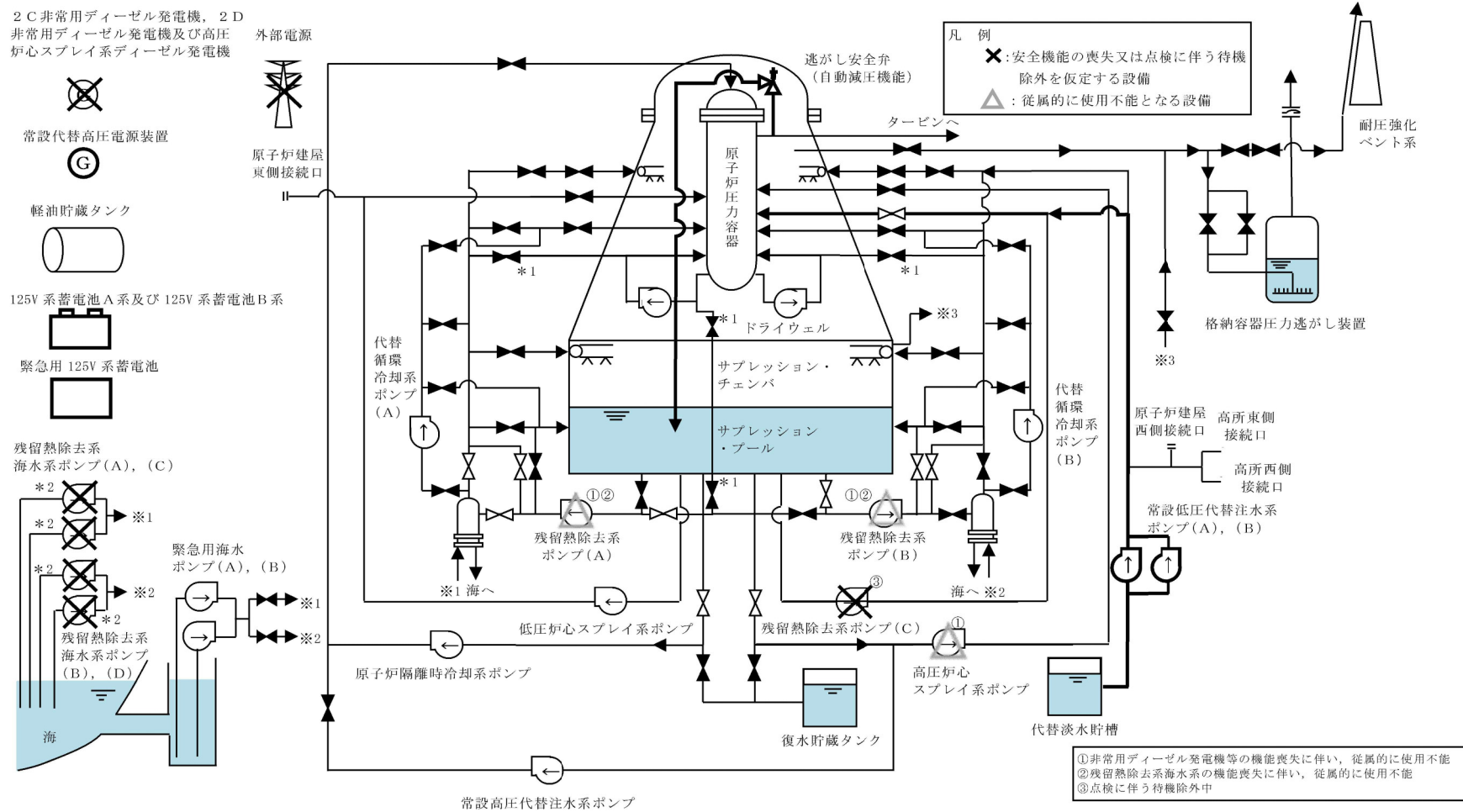
上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価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、災害対策要員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、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。



- \*1 開操作に当たって格納容器隔離信号のリセットが必要な弁
- \*2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) の事故シーケンスグループに含まれる「残留熱除去系の故障 (RHR S喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」の事故シーケンスの燃料損傷防止対策の有効性を確認するため、残留熱除去系海水系の機能喪失を重量させるものとする

第 5.2-1 図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)  
(原子炉減圧及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水段階)

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D  
非常用ディーゼル発電機及び高圧炉  
心スプレィ系ディーゼル発電機

常設代替高圧電源装置

軽油貯蔵タンク

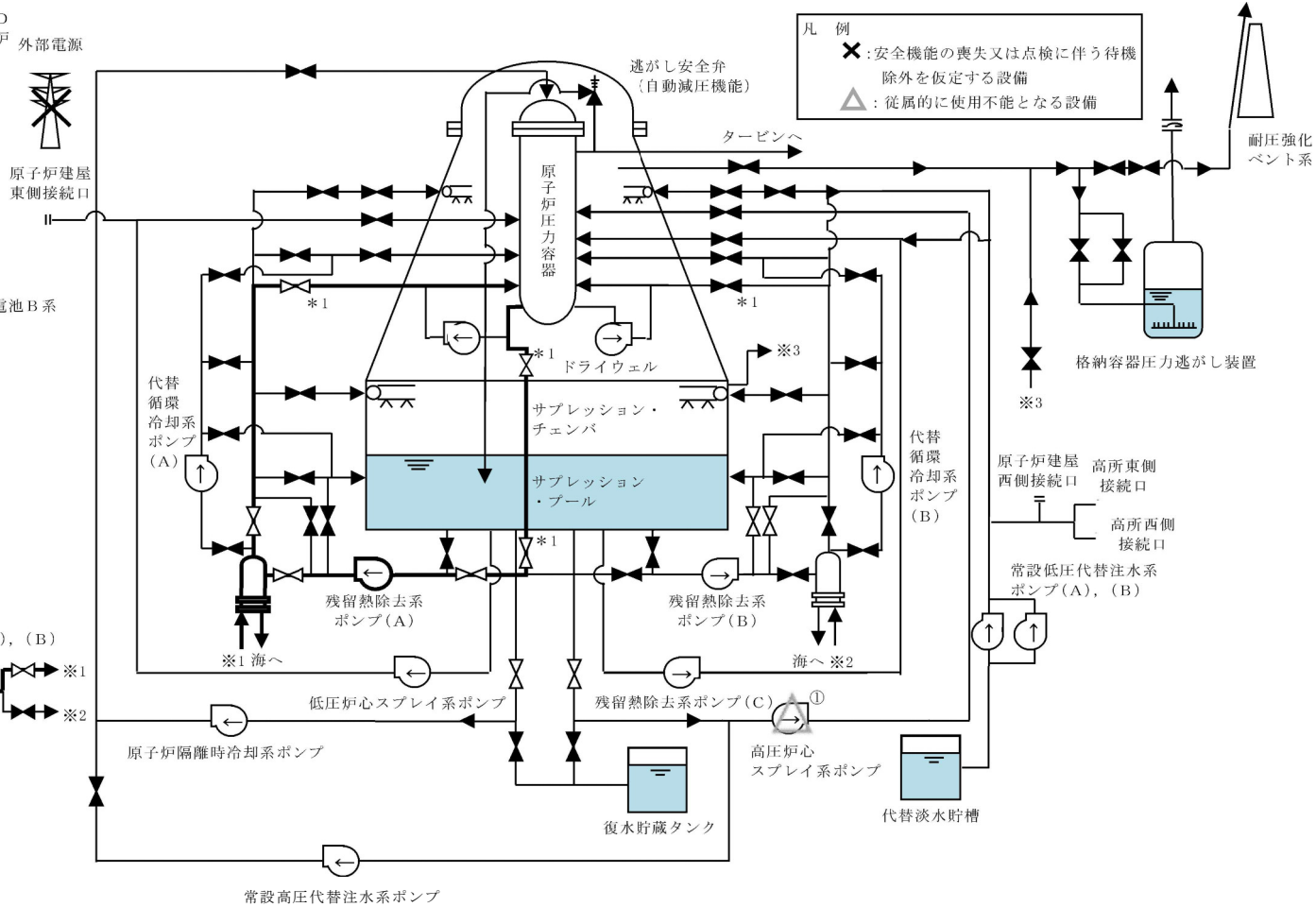
125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系

緊急用 125V 系蓄電池

残留熱除去系  
海水系ポンプ (A), (C)

緊急用海水  
ポンプ (A), (B)

残留熱除去系  
海水系ポンプ  
(B), (D)

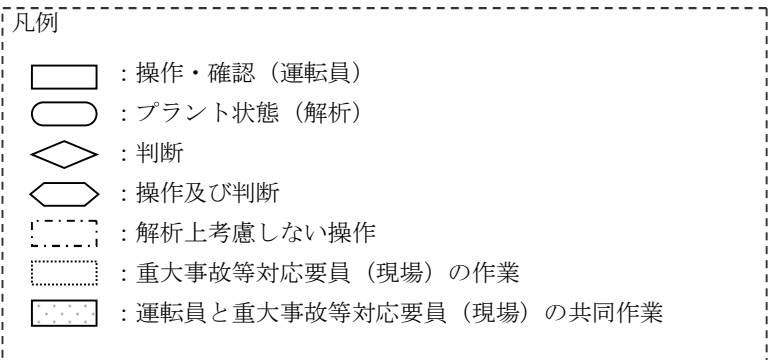


- \*1 開操作に当たって格納容器隔離信号のリセットが必要な弁
- \*2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）の事故シーケンスグループに含まれる「残留熱除去系の故障（RHR S 喪失）+ 崩壊熱除去・炉心冷却失敗」の事故シーケンスの燃料損傷防止対策の有効性を確認するため、残留熱除去系海水系の機能喪失を重量させるものとする

①非常用ディーゼル発電機等の機能喪失に伴い、従属的に使用不能

第 5.2-1 図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)  
(緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱段階)

- プラント前提条件
- 原子炉の運転停止 1 日目
  - 原子炉圧力容器未開放
  - 格納容器開放
  - 残留熱除去系 (A)：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
  - 残留熱除去系 (B)：低圧注水系の状態で待機中
  - 残留熱除去系 (C)：点検に伴い待機除外中
  - 非常用ディーゼル発電機等：待機中
  - 原子炉水位は通常運転水位 (セパレータスカート下端から+126cm)

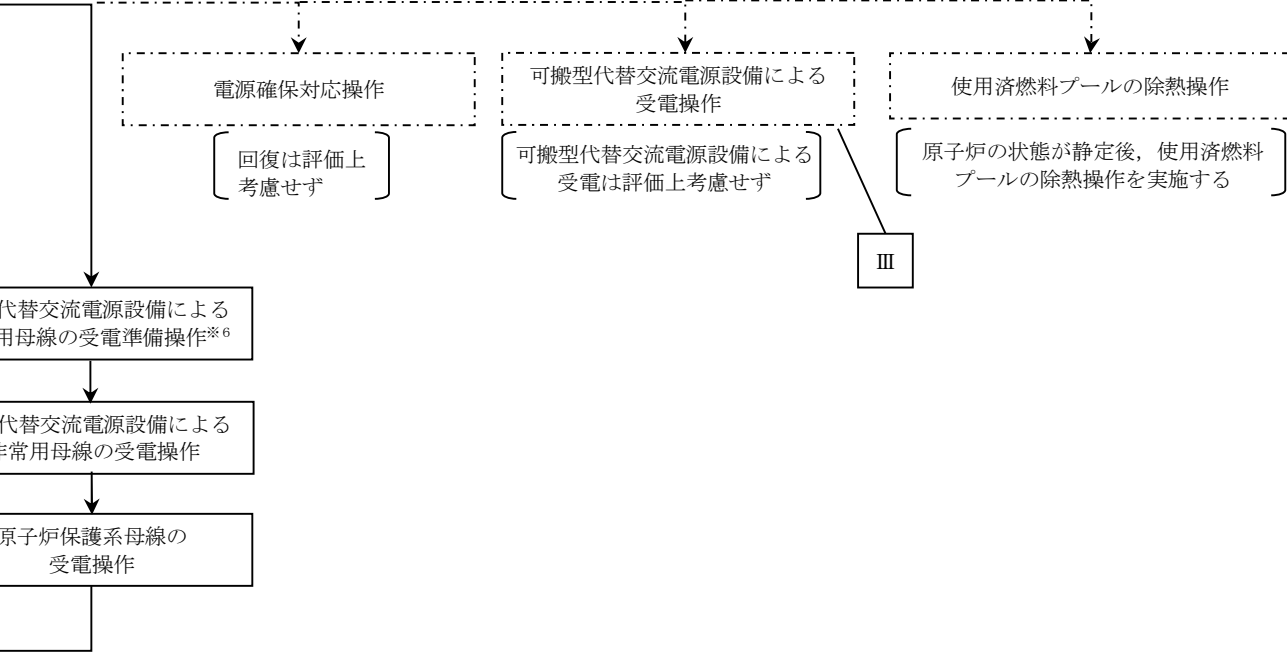
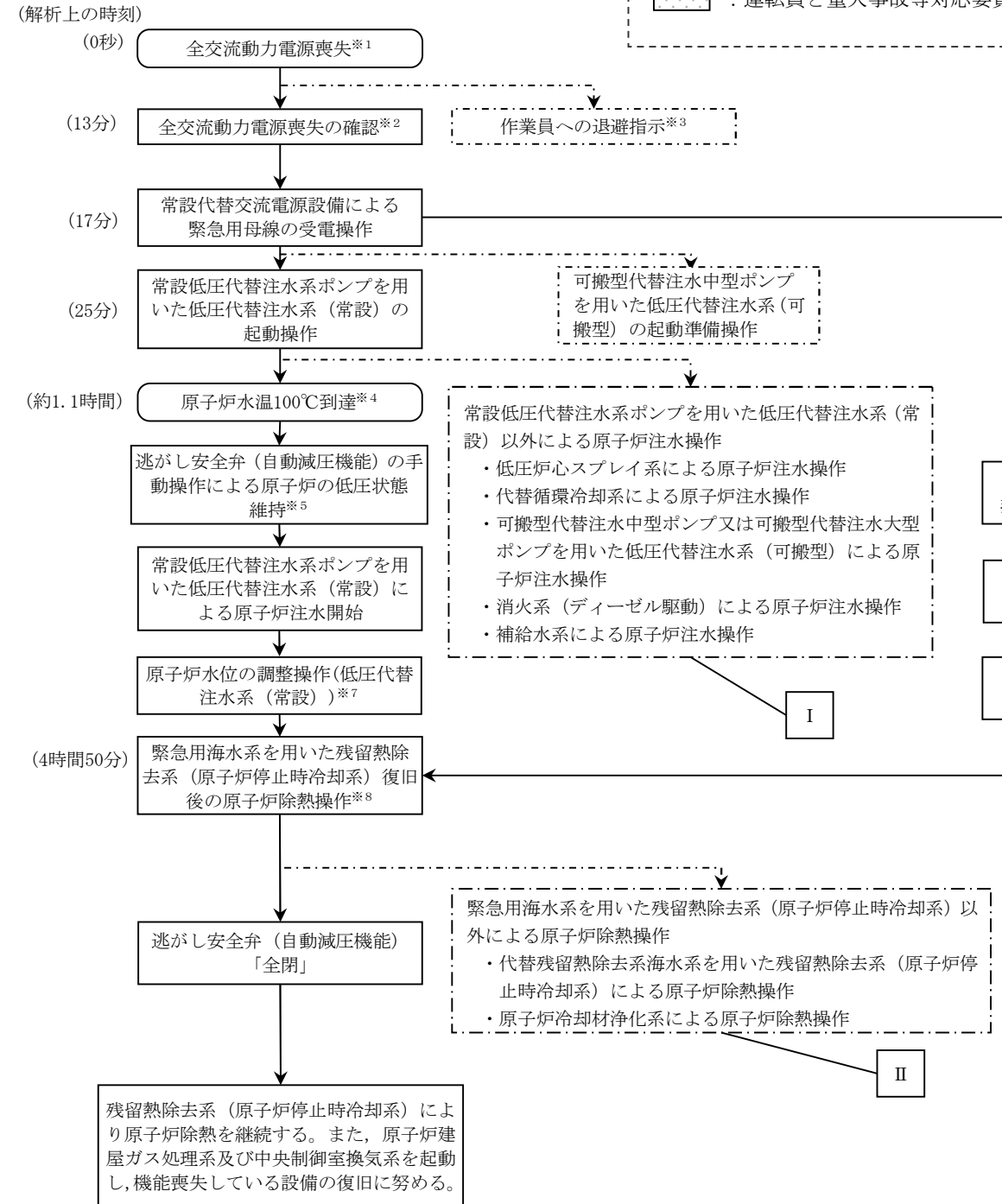


【有効性評価の対象としていないが他に取得手段】

I  
 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水、及び可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も可能である。  
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替循環冷却系、可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型)、消火系 (ディーゼル駆動) 及び補給水系による原子炉注水も可能である。

II  
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)、及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

III  
 電源容量により使用できる設備が限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

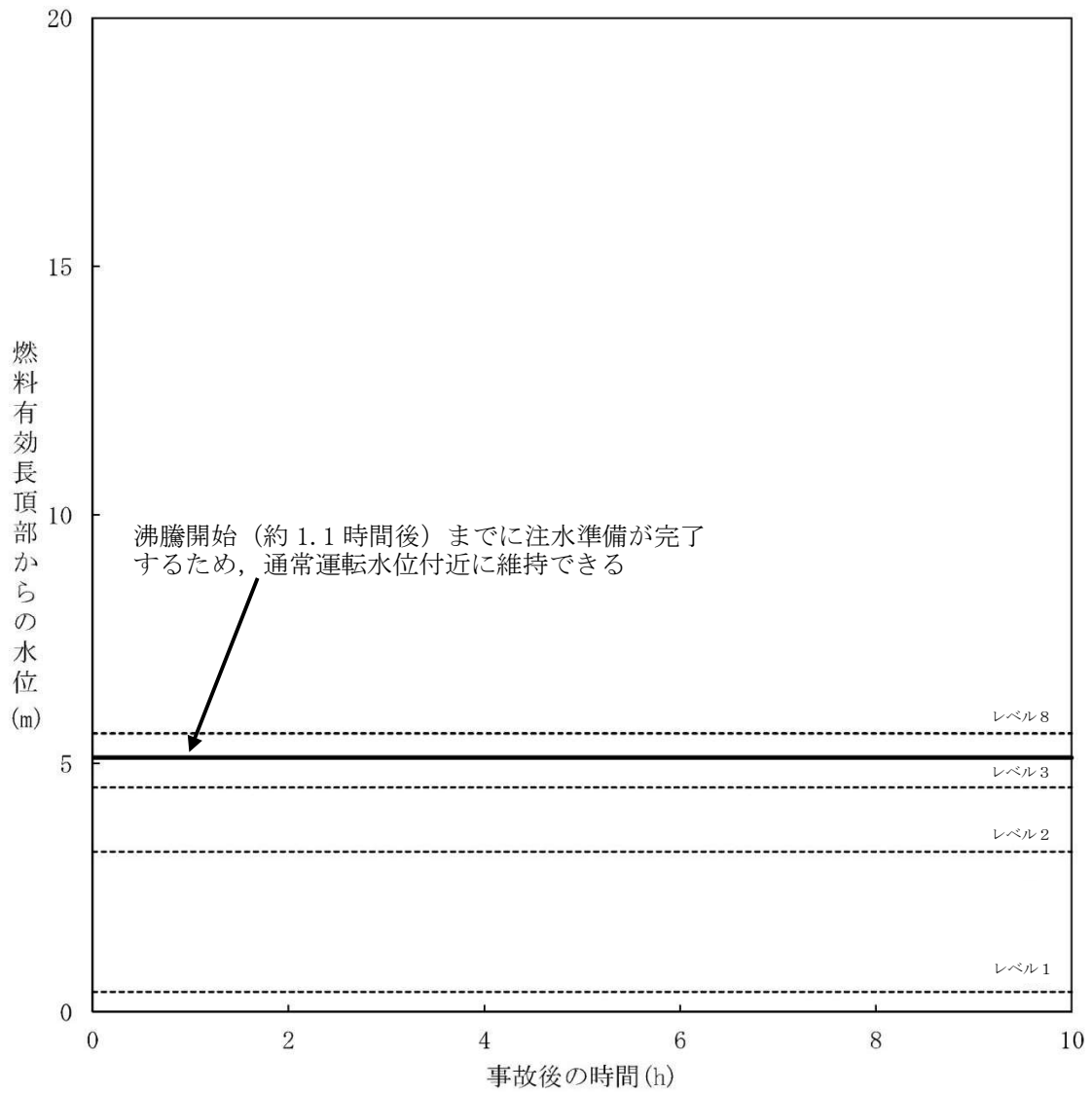


- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、非常用高圧母線 (6.9kV) が使用不能となった場合。
- ※2 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※3 現場作業員は、当直発電長の送受話器 (ページング) による退避指示を確認後、退避する。なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※4 約1.1時間後に原子炉水温が100°Cに到達する。
- ※5 実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100°Cに到達した時点で、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の開操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※6 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※7 蒸発量に応じた原子炉注水を実施し、原子炉水位を通常運転水位付近で維持する。
- ※8 残留熱除去系海水系の起動に失敗した後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転を開始する。

第 5.2-2 図 全交流動力電源喪失の対応手順の概要

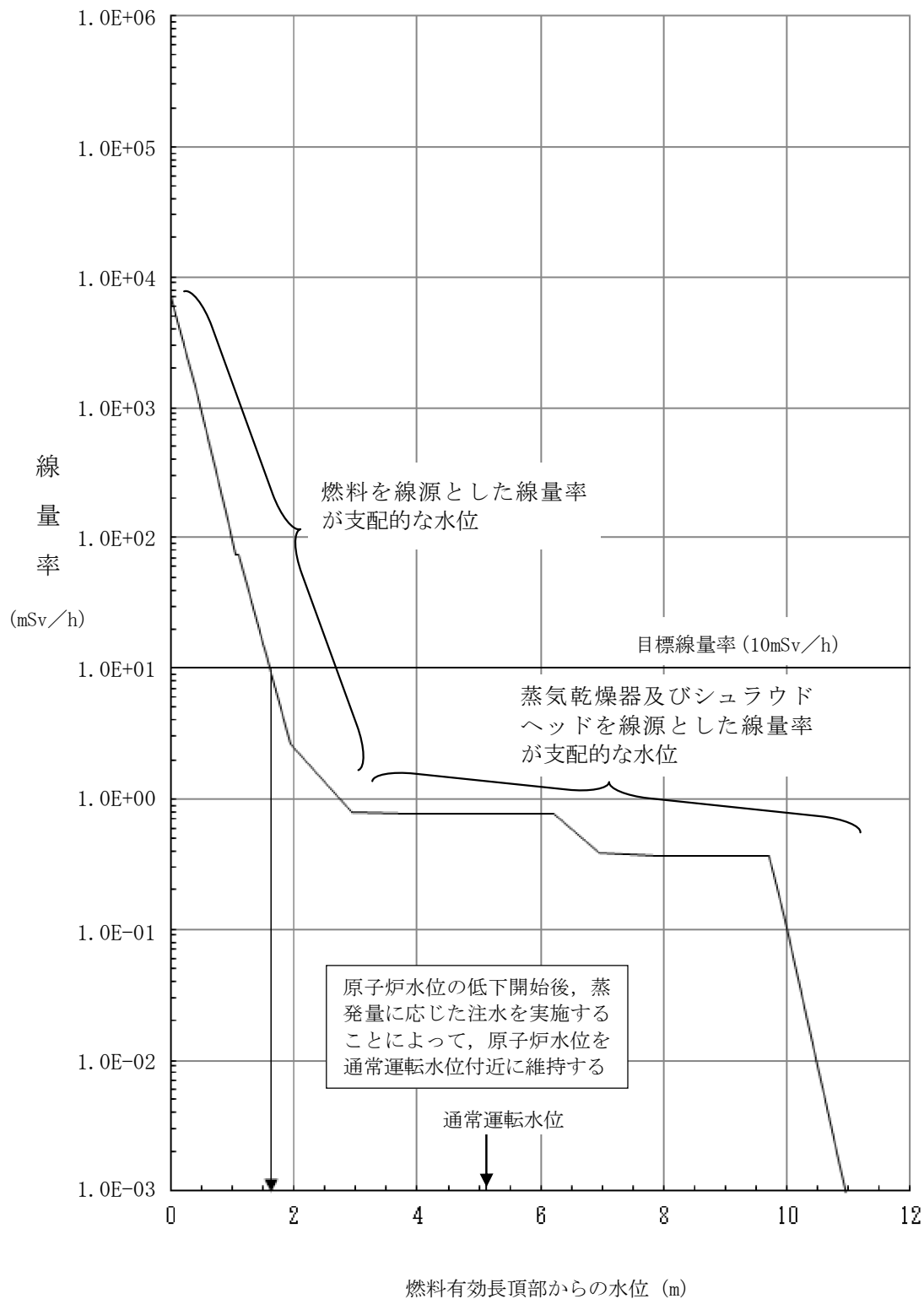
				運転停止中 全交流動力電源喪失												
操作項目	実施箇所・必要要員数			操作の内容	経過時間 (時間)											備考
	責任者	当直発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	0	1	2	3	4	5	55				
	責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	事象発生 ▼ 約 10分 プラント状況判断 ▼ 約 13分 全交流動力電源喪失の確認 ▼ 25分 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)準備完了 ▼ 約 1.1時間 原子炉水温 100℃到達 4時間50分 緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)運転開始											
状況判断	1人 A	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認	10分											
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	-	-	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗) ●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	1分 2分											
作業員への退避指示	-	-	-	●当直発電長による作業員への退避指示	60分以内に退避完了											解析上考慮しない 中央制御室で当直発電長が指示する
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分											
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	●電源回復操作	適宜実施											解析上考慮しない
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水に必要な負荷の電源切替操作 ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	4分 3分											
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	【1人】 A	-	-	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)	35分											
	-	2人 B, C	-	●非常用母線の受電準備操作(現場)	75分											
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動操作による原子炉の低圧状態維持	【1人】 A	-	-	●逃がし安全弁(自動減圧機能)1個の手動開放操作	1分											
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系(常設))	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の調整操作	原子炉水位を通常運転水位付近に維持											
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作 ●非常用母線の受電操作	8分 5分											
原子炉保護系母線の受電操作	【1人】 A	-	-	●原子炉保護系母線の復旧準備操作	10分											
	-	【2人】 B, C	-	●原子炉保護系母線の復旧操作(現場)	105分											
	【1人】 A	-	-	●原子炉保護系母線の復旧操作(中央制御室)	40分											
緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱操作	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動準備操作	6分											残留熱除去系ポンプ(A)
				●残留熱除去系海水系の手動起動操作(失敗)	4分											
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	20分											
				●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動操作	1分											残留熱除去系ポンプ(A)
				●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱状態の監視	適宜実施											
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施											解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分											解析上考慮しない
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	10人 a~j													

第 5.2-3 図 全交流動力電源喪失時の作業と所要時間



第5.2-4図 原子炉水位の推移





第 5.2-5 図 原子炉水位と線量率

第 5.2-1 表 全交流動力電源喪失における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）停止確認	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。	—	—	残留熱除去系系統流量*
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転停止により原子炉水温が 100℃に到達することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個を開操作する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力* 原子炉圧力（S A）
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を開始する。また、常設低圧代替注水系ポンプ 1 台を手動起動し、原子炉水位の低下時は低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転による崩壊熱除去機能回復	常設代替交流電源設備から非常用高圧母線への交流電源供給の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水系ポンプ 1 台を起動後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転を再開する。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の低圧状態維持を停止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を全閉とする。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）* 緊急用海水系 軽油貯蔵タンク 125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	残留熱除去系系統流量* 残留熱除去系熱交換器入口温度* 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

\* 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 5.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（1/2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	原子炉压力容器の状態	原子炉压力容器未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	約18.8MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後 <sup>※1</sup> )	平衡炉心燃料の平均燃焼度33Gwd/t <sup>※2</sup> を基にANSI/ANS-5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定
	原子炉水位	通常運転水位(セパレータスカート下端から+126cm)	原子炉停止1日後の水位から保守性を持たせた値
	原子炉水温	52℃	原子炉停止1日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)にて冷却されているため、その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定
	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統の故障等によって、外部電源が喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
		残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定
外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定	

※1 原子炉停止から1日後とは、全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価は原子炉スクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

※2 1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度として設定

第 5.2-2 表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（2/2）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等機器対条件に 関連する	低圧代替注水系（常設）	27m <sup>3</sup> /hで原子炉注水	崩壊熱による蒸発量に応じた原子炉注水流量を設定
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	熱交換器1基当たり約24MW（原子炉冷却材温度100℃，海水温度32℃において）	熱交換器の設計性能に基づき，過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
重大事故等対策に 関連する 操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水準備操作	事象発生から 25 分後	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作の完了後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作に要する時間を考慮して設定
	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から約 1.1 時間後	原子炉水位が低下する前に低圧代替注水系（常設）の準備操作が完了できるため，原子炉水位が低下し始める時間を原子炉注水操作を開始する時間に設定
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱操作	事象発生から 4 時間 50 分後	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作の完了後，緊急用海水系及び残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮して設定

## 安定停止状態について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

運転停止中の全交流動力電源喪失時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

**【安定停止状態の確立について】**原子炉安定停止状態の確立について

常設代替交流電源設備により非常用母線への交流電源の供給を開始した後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）により原子炉冷却材の蒸発量に応じて原子炉注水を実施することによって，原子炉水位を通常運転水位付近で維持することにより，炉心の冷却が維持される。

その後，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により原子炉除熱を開始することで冷温停止状態に移行することができ，原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

**【安定停止状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。

また，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能を維持し，原子炉除熱を行うことにより，安定停止状態後の状態維持が可能となる。

（添付資料2.1.2 別紙1）

評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 全交流動力電源喪失）（1/3）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
	評価条件	最確条件			
初期条件	燃料の崩壊熱	約 18.8MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止後1日)	約 18.8MW 以下	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値 設定停止後の時間については、停止後の時間を短くとり、崩壊熱が厳しくなるように1日後の状態を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位）である燃料有効長頂部の約1.7m上の高さに到達するまでの時間は約2.8時間、燃料有効長頂部到達まで約4.2時間となることから、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が燃料有効長頂部を下回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水温	52℃	約 47℃～ 約 58℃ <sup>※1</sup> (実績値)	原子炉停止1日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）にて冷却されているため、その設計温度である52℃を設定	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位）である燃料有効長頂部の約1.7m上の高さに到達するまでの時間は約2.8時間となることから、評価条件である原子炉水温が52℃、原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (燃料有効長頂部から約5.1m)	通常運転水位 (通常運転水位±10cm程度) (実績値)	原子炉停止初期の通常水位付近にある状態を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より低くなる場合があるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなる場合があるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

※1 過去のプラント停止操作実施時の全制御棒全挿入から約24時間経過後の原子炉水温の実績データ。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 全交流動力電源喪失）（2/3）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
初期条件	原子炉圧力	大気圧	大気圧※ <sup>2</sup>	原子炉停止から1日後の原子炉圧力を想定	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	事故事象毎	炉心の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	原子炉注水による原子炉水位維持の観点で厳しい高めの水温として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定	最確条件とした場合には、評価条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、原子炉注水後の原子炉水位の回復が速くなることから考えられるが、常設代替交流電源設備からの受電操作や原子炉への注水操作は水源の温度に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源喪失の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、評価条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、原子炉注水後の原子炉水位の回復が早くなることから考えられ、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	4,300m <sup>3</sup>	4,300m <sup>3</sup> 以上 （代替淡水貯槽）	代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

※2 原子炉停止直後や原子炉圧力容器耐圧試験実施時等の特殊な場合を除く。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 全交流動力電源喪失）（3/3）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
初期条件	燃料の容量	約 800kL	約 800kL 以上	軽油貯蔵タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
重大事故等対策に関連する事故条件	起因事象	外部電源喪失	—	送電系統の故障等によって、外部電源を喪失するものとするものとして設定	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系の機能喪失	—	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定 また、残留熱除去系海水系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定		
	外部電源	外部電源なし	—	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定		
重大事故等対策に関連する機器条件	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の原子炉注水流量	27m <sup>3</sup> /h	27m <sup>3</sup> /h	崩壊熱による蒸発量に応じた原子炉注水流量を設定	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱量	熱交換器1基当たり約 24MW （原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃において）	熱交換器1基当たり約 24MW 以上 （原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 32℃以下において）	熱交換器の設計性能に基づき、残留熱除去系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	—



第2表 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（1/2）

項目	評価条件(操作条件)		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
	評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
操作条件	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作:事象発生から25分後	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断し，これにより常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の準備を開始する手順としている。事象判断の時間として10分を想定しており，全交流動力電源喪失時に交流電源及び注水手段の確保の必要性を認知することは容易であることから，認知遅れが操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室での操作のみであり，移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 操作所要時間は1分単位で設定しており，実際の操作時間は評価上の想定時間よりも早くなることから，操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作の有無】 当該操作を実施する運転員は，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作時に，他の並列操作はないことから，操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡単な操作であり，誤操作は起こりにくいことから，誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に小さい。</p>	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作は，常設代替交流電源設備からの受電操作後に実施するため，受電操作の影響を受けるが，実際の操作時間が評価上の操作開始時間とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。	実際の操作開始時間は評価上の設定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉水位が通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約4.5時間，通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は約6.3時間であり，これに対して全交流動力電源喪失を認知して注水準備を完了するまでの時間は25分であることから，時間余裕がある。	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)の起動操作は，所要時間を3分と想定しているところ，訓練実績では約3分である。想定で意図している運転操作が実現可能なことを確認した。

第2表 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（2/2）

項目		評価条件（操作条件）		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
		評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
操作条件	緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	事象発生から4時間50分後	状況判断，全交流動力電源喪失の判断，常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作，常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作，常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作，原子炉保護系母線の受電操作，及び緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱操作に要する時間を考慮して設定	—	—	—	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）により，原子炉への注水を実施していることから，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作には時間余裕がある。	所要時間を31分で想定しているところ，訓練では約23分で実施可能であることを確認した。想定で意図している運転操作が実現可能なことを確認した。

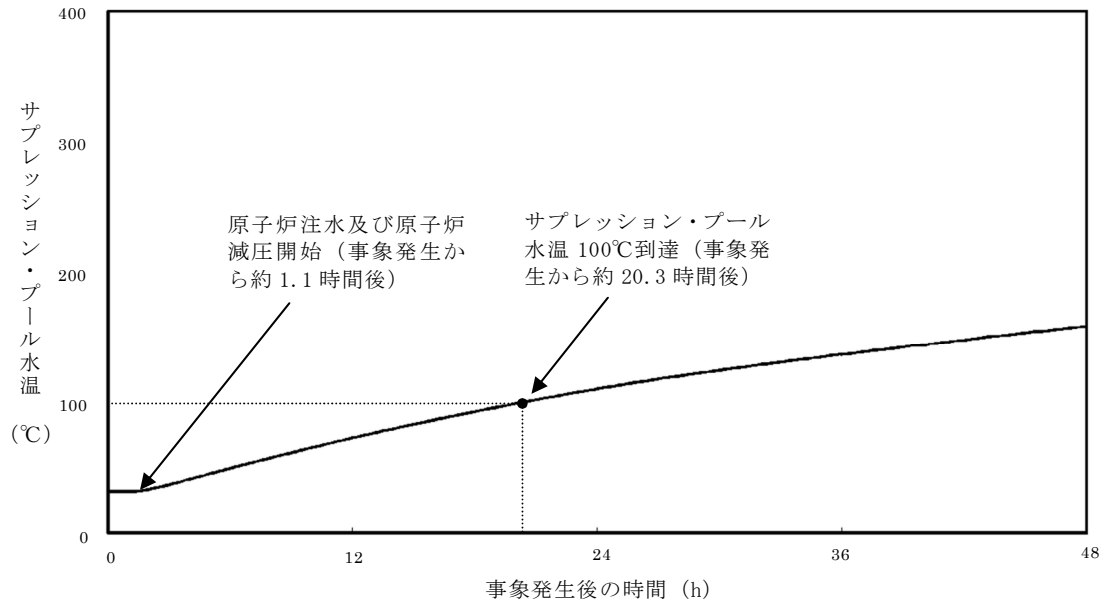
運転停止中の全交流動力電源喪失時における  
サブプレッション・プール水への影響について

運転停止中において全交流動力電源喪失が発生し、崩壊熱除去機能が喪失した場合は、崩壊熱除去機能を回復するまでの間、原子炉注水及び原子炉減圧により原子炉水位を維持する。原子炉減圧の実施の際は、原子炉内の熱量がサブプレッション・プールへと移行するため、サブプレッション・プール水の温度が上昇する。

運転停止中において全交流動力電源喪失が喪失した際の評価として、原子炉水温が 100℃に到達した時点（事象発生から約 1.1 時間後）から、常設代替交流電源設備による常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水で原子炉水位を維持した場合のサブプレッション・プール水温の変化を、MAAP を用いて評価した。主要解析条件は第 1 表のとおりである。事象発生後の時間に対するサブプレッション・プールの水温を第 1 図に示す。サブプレッション・プール水温が 100℃となる時間は事象発生から約 20.3 時間後である。

第 1 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失）

分類	項目	解析条件	備考
事象発生時の プラント状態	崩壊熱	原子炉停止 1 日後	—
	原子炉初期水温	57℃	—
	原子炉初期圧力	大気圧	—
	格納容器初期圧力	大気圧	—
	格納容器初期温度	液相部：32℃ 気相部：67℃	—
	水源の温度	35℃	—
事象進展	事象発生	全交流動力電源喪失の発生	—
	事象発生約 21 分後	常設代替交流電源設備による常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）への給電完了	—
	事象発生約 1.1 時間後	逃がし安全弁 1 個による減圧操作 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水開始（原子炉水位をレベル 3～レベル 8 に維持）	原子炉水温 100℃到達 原子炉注水流量 378m <sup>3</sup> /h



第 1 図 事象発生後のサプレッション・プール水温の推移

7日間における水源の対応について  
(運転停止中 全交流動力電源喪失)

1. 水源に関する評価

① 淡水源（有効水量）

- ・代替淡水貯槽：約 4,300m<sup>3</sup>

2. 水使用パターン

① 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生約 1.1 時間後，崩壊熱に相当する流量で，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転による原子炉注水が開始される事象発生後 4 時間 55 分後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。

3. 時間評価

原子炉注水によって，代替淡水貯槽の水量は減少する。

事象発生後 4 時間 55 分までに残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転を再開し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を停止するため，代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 110m<sup>3</sup>である。

#### 4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7日間の対応において合計約 110m<sup>3</sup>の水が必要となるが、代替淡水貯槽に合計約 4,300m<sup>3</sup>の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。

7日間における燃料の対応について  
(運転停止中 全交流動力電源喪失)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

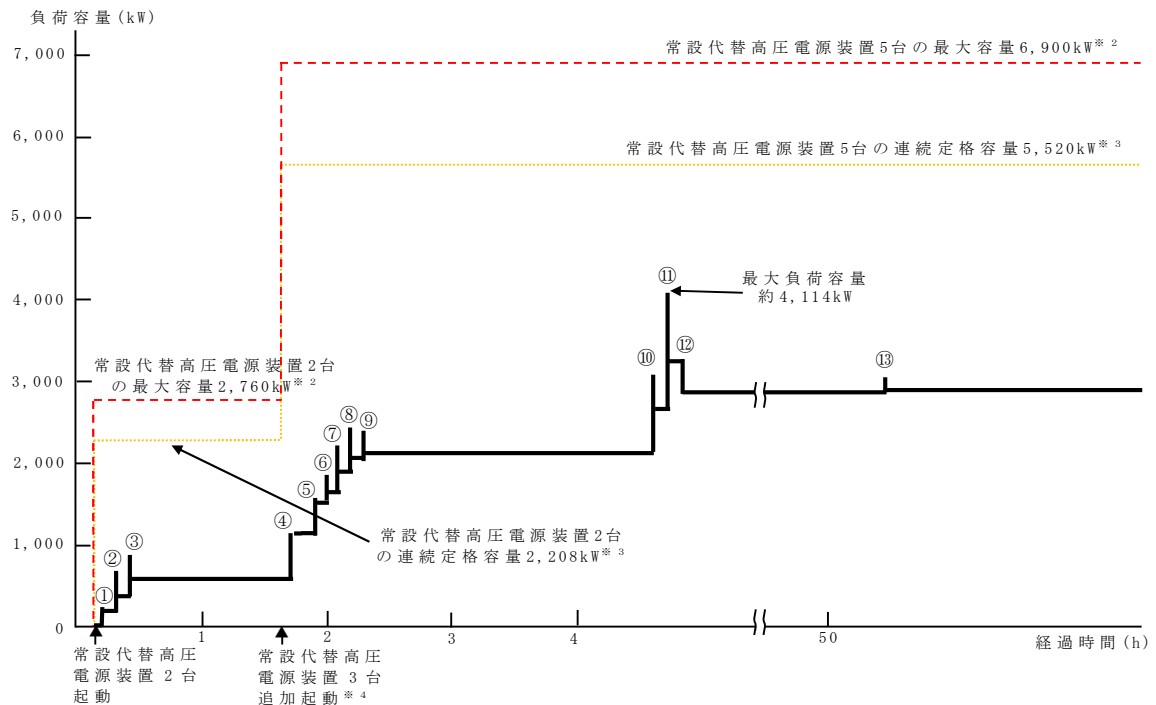
時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 5\text{台 (運転台数)}$ =約 352.8kL	7日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kLであり、7日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) $411\text{L/h (燃料消費率)} \times 168\text{h (運転時間)} \times 1\text{台 (運転台数)}$ =約 70.0kL	7日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの容量は約 75kLであり、7日間の対応可能

常設代替交流電源設備の負荷  
(運転停止中 全交流動力電源喪失)

主要負荷リスト

【電源設備：常設代替高压電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の連続最大負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷	約120 約97	約245	約217
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190	約702	約407
③	常設低圧代替注水系ポンプ <sup>※1</sup>	約190	約892	約597
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 <sup>※5</sup> ・120/240V計装用主母線盤2A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷 <sup>※5</sup>	約79 約108 約134 約14 約234	約1,179	約1,166
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 <sup>※5</sup> ・120/240V計装用主母線盤2B ・その他不要な負荷 <sup>※5</sup>	約60 約86 約134 約135	約1,586	約1,581
⑥	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 停止負荷	約55 約8 約95 約-52	約1,875	約1,687
⑦	中央制御室換気系空調機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷	約45 約8 約183	約2,264	約1,923
⑧	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷	約8 約154	約2,477	約2,085
⑨	原子炉保護系電源装置2A 原子炉保護系電源装置2B	約45 約45	約2,409	約2,175
⑩	緊急用海水ポンプ その他必要な負荷	約510 約4	約3,157	約2,689
⑪	残留熱除去系ポンプ その他必要な負荷	約584 約3	約4,114	約3,276
⑫	停止負荷	約-380	—	約2,896
⑬	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30	約3,005	約2,926



常設代替高压電源装置の負荷積算イメージ

- ※1 常設低圧代替注水系ポンプ1台でも崩壊熱による蒸発を上回る注水流量を確保可能
- ※2 常設代替高压電源装置定格出力運転時の容量 (1,380kW×運転台数=最大容量)
- ※3 常設代替高压電源装置定格出力運転時の80%の容量 (1,380kW×0.8×運転台数=連続定格容量)
- ※4 非常用母線の負荷に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高压電源装置を3台追加起動する
- ※5 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷



## 5.3 原子炉冷却材の流出

### 5.3.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，②「原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，③「原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び④「原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では，原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため，原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって，燃料損傷の防止を図る。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷

却系) 運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、及び残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.3-1 図に、手順の概要を第 5.3-2 図に示すとともに、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操作手順の関係を第 5.3-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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、災害対策要員(初動)9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、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名である。必要な要員と作業項目について第 5.3-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、9名で対処可能である。

#### a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認

原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。なお、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の吸込み配管の高さは燃料有効長頂部以下にあるため、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持される。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）である。

（添付資料 5.1.1）

#### b. 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。

### 5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である<sup>\*1</sup>。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は通常、2系統あるうち1系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替に当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。

「RHR切替時のLOCA」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS-B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮

の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても約 3.5 時間の時間余裕<sup>※2</sup>があり、かつ、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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。

※1 RHR切替時のLOCAは他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しい。

※2 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間

(添付資料 5.3.1, 5.3.2)

## (2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 5.3-2 表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時においては原子炉水位（広帯域）による警報発生，緩和設備の起動等に期待できる場合，速やかに原子炉注水を開始できる。

(b) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉の初期水位は，原子炉ウェル満水の水位とし，保有水量を厳しく見積もるため，使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また，原子炉水温は52℃とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統切替時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には，系統構成の際，原子炉停止時冷却系流量調整弁の開操作が不十分な状態で残留熱除去系ポンプを起動することにより，残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁がインターロックにより自動開となり，開固着することによる原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出を想定し，流出量は約47m<sup>3</sup>/hとする。

(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も，事象発生から安定状態に至る時間に対して，原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生から約3.7時間と長いため，崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については，考慮しない。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がない場合は，原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が閉となり，原子炉冷却材流出が停止することとなる。このため，原子炉冷却材流出が継続する厳しい想定となるよう，外部電源はあるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は  $1,605\text{m}^3/\text{h}$  とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として，「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は，原子炉水位低下確認後，事象発生から2時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.3-4図に，原子炉水位と線量率の関係を第5.3-5図に示す。

a. 事象進展

事象発生後，原子炉冷却材が流出することにより，原子炉水位は低下し始めるが，原子炉水位の低下により異常事象を認知し，事象発生から

約 2 時間経過した時点で、待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う。

その後は、漏えい箇所の隔離操作を行い、運転中の残留熱除去系（低圧注水系）を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替えて原子炉除熱を行う。

線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としており、燃料有効長頂部の約 15m 上の水位での線量率は  $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

#### b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.3-4 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 15m 上まで低下するにとどまり、燃料は冠水維持される。

第 5.3-5 図に示すとおり、必要な遮蔽\*が維持できる水位である燃料有効長頂部の約 2.6m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近として

いる。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されており、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 必要な遮蔽の目安とした線量率は  $10 \text{mSv/h}$  とする。原子炉冷却材流出における原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間及び作業員の退避は 2.2 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも  $22 \text{mSv}$  となるため、緊急作業時における被ばく限度の  $100 \text{mSv}$  に対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作を必要な作業としていないが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の日安とした線量率  $10\text{mSv/h}$  は、施設定期検査作業時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率を考慮した値である。この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約 2.6m 上（原子炉ウェル満水から約 14m 下）の位置である。

（添付資料 5.1.5, 5.3.1, 5.3.3）

### 5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水系）により、水位を回復させ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、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作とする。

#### (1) 評価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 5.3-2 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



した場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目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項目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

初期条件の原子炉水位は、評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、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

初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は

事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウエルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウエル満水と高い位置となるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位（広帯域）の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、さらに放射線の遮蔽を維持できる燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達するまでの時間（約 2.3 時間）は認知の時間に比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間と長く、認知後すぐに原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### 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

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知を考慮し、事象発生から約2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

(2) 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。

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)の注水操作について、

必要な遮蔽が維持される最低水位に到達するまで約 20 時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は 2 時間であることから、時間余裕がある。

### (3) ま と め

評価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、評価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、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 5.1.7, 5.3.4)

## 5.3.4 必要な要員及び資源の評価

### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 9 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の 37 名で対処可能である。

### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(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

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

#### b. 燃 料

本重要事故シーケンスは、外部電源がある場合を想定した事象であるため、軽油貯蔵タンクに保有する軽油の使用は想定していない。

#### c. 電 源

本重要事故シーケンスは、外部電源がある場合を想定した事象であるため、非常用ディーゼル発電機等からの電源供給は想定していない。

### 5.3.5 結 論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿

入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価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、災害対策要員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。

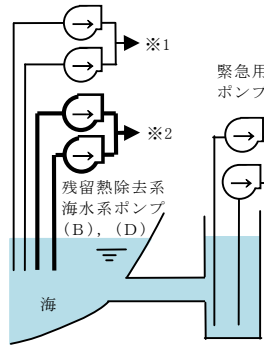
以上のことから、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用  
ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ  
系ディーゼル発電機

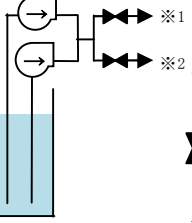


原子炉建屋  
東側接続口

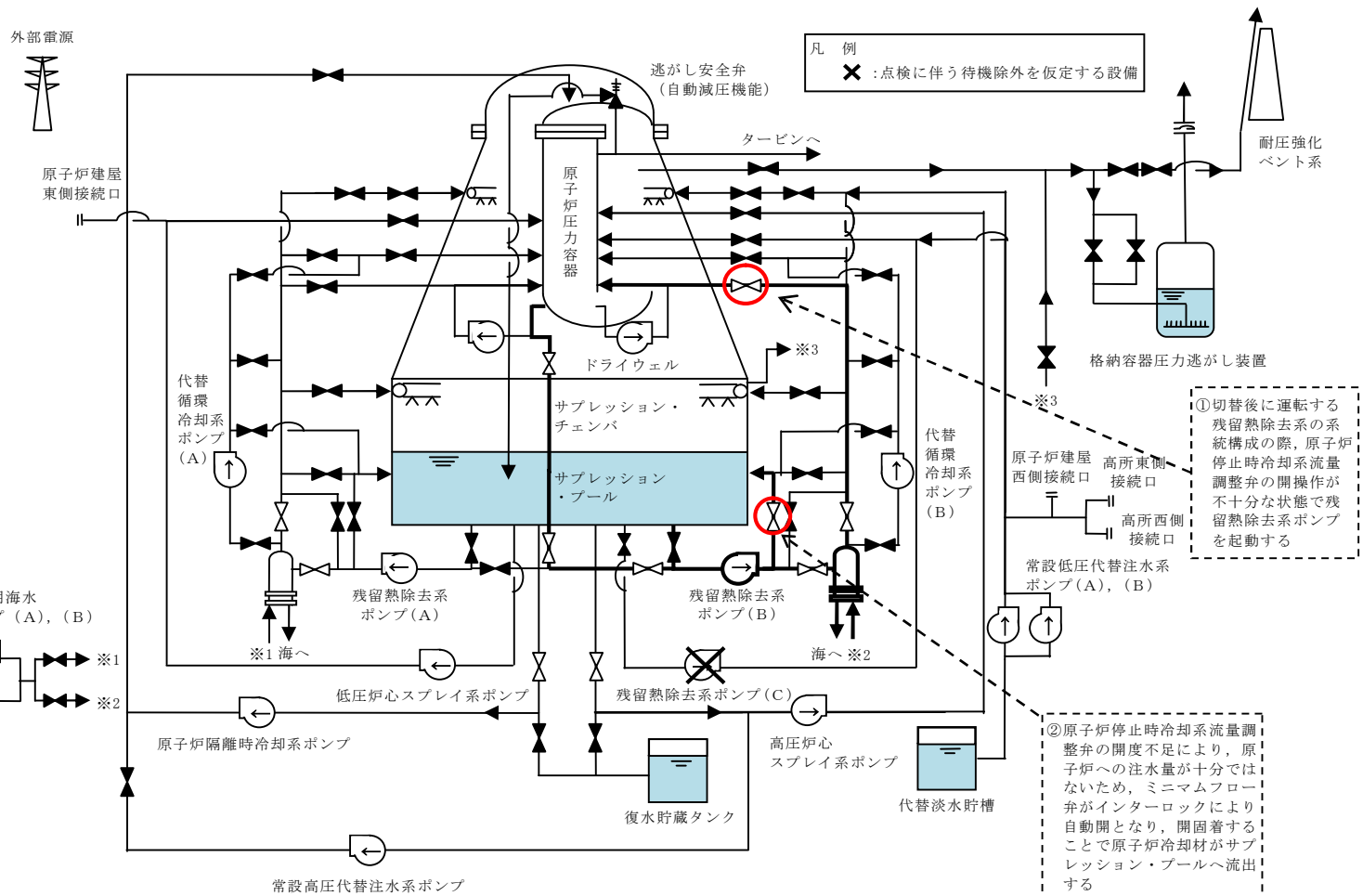
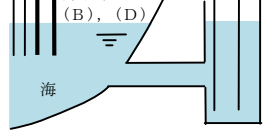
残留熱除去系  
海水系ポンプ(A), (C)



緊急用海水  
ポンプ(A), (B)



残留熱除去系  
海水系ポンプ  
(B), (D)



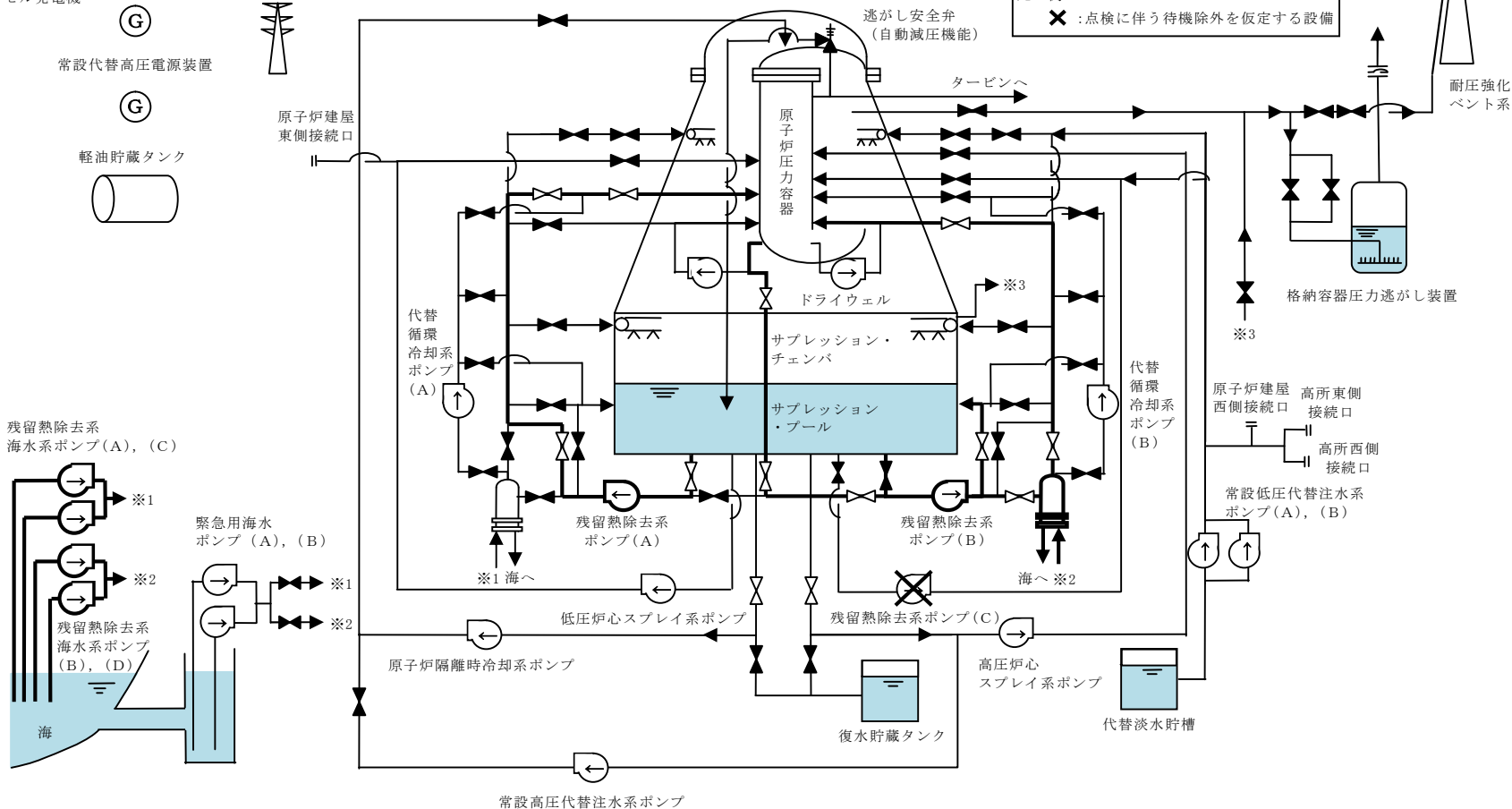
凡例  
X:点検に伴う待機除外を仮定する設備

①切替後に運転する  
残留熱除去系の系  
統構成の際、原子炉  
停止時冷却系流量  
調整弁の開操作が  
不十分な状態で残  
留熱除去系ポンプ  
を起動する

②原子炉停止時冷却系流量調  
整弁の開度不足により、原  
子炉への注水量が十分で  
はないため、ミニマムフロ  
ー弁がインターロックにより  
自動開となり、開固着す  
ることで原子炉冷却材がサ  
プレッション・プールへ流出  
する

第 5.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)  
(原子炉冷却材流出の発生段階)

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用  
ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ  
系ディーゼル発電機



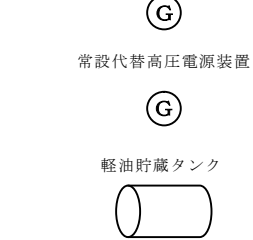
5.3-16

第 5.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)

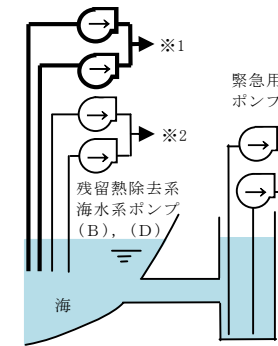
(残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水段階)



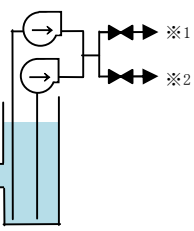
2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用  
ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ  
系ディーゼル発電機



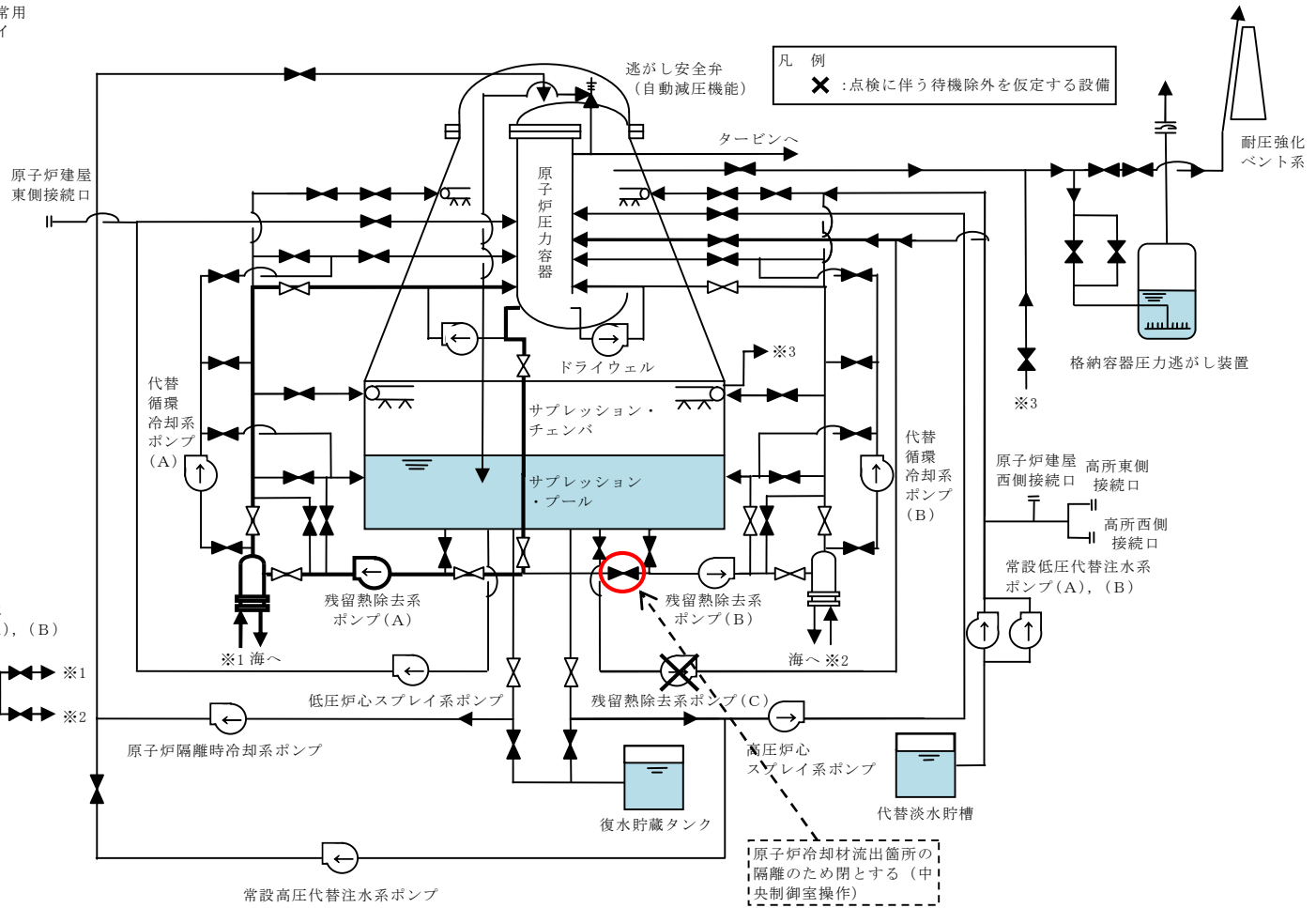
残留熱除去系  
海水系ポンプ (A), (C)



緊急用海水  
ポンプ (A), (B)



残留熱除去系  
海水系ポンプ  
(B), (D)



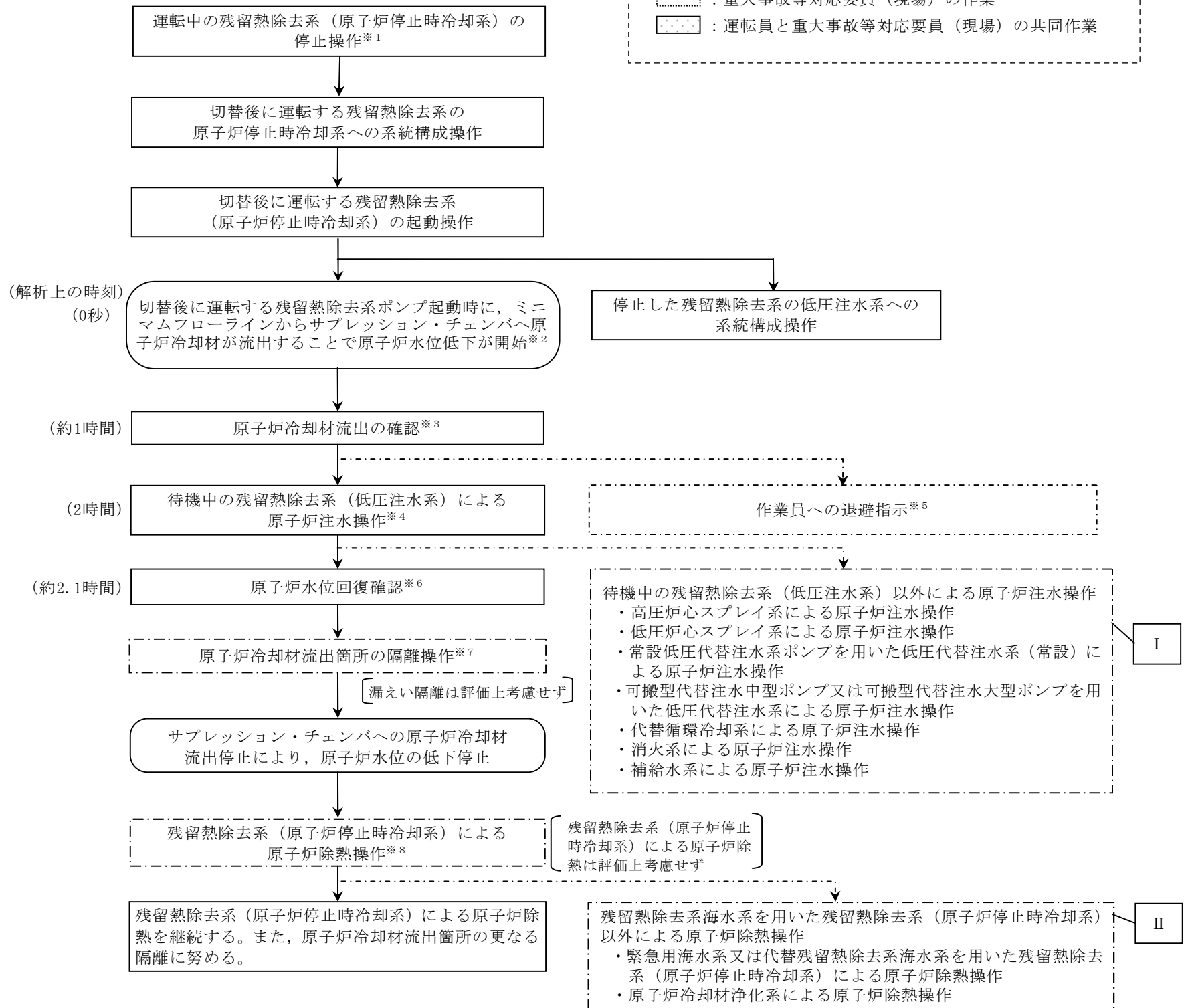
第 5.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)  
(原子炉冷却材流出箇所の隔離及び残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))

プラント前提条件

- 原子炉ウェル満水
- 全燃料装荷，プールゲート「閉」
- 残留熱除去系（A）：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
- 残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態で待機中
- 残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中

凡例

- ：操作・確認（運転員）
- ：プラント状態（解析）
- ◇：判断
- ◇：操作及び判断
- ：解析上考慮しない操作
- ：重大事故等対応要員（現場）の作業
- ：運転員と重大事故等対応要員（現場）の共同作業



【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

I 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）も実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替循環冷却系，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

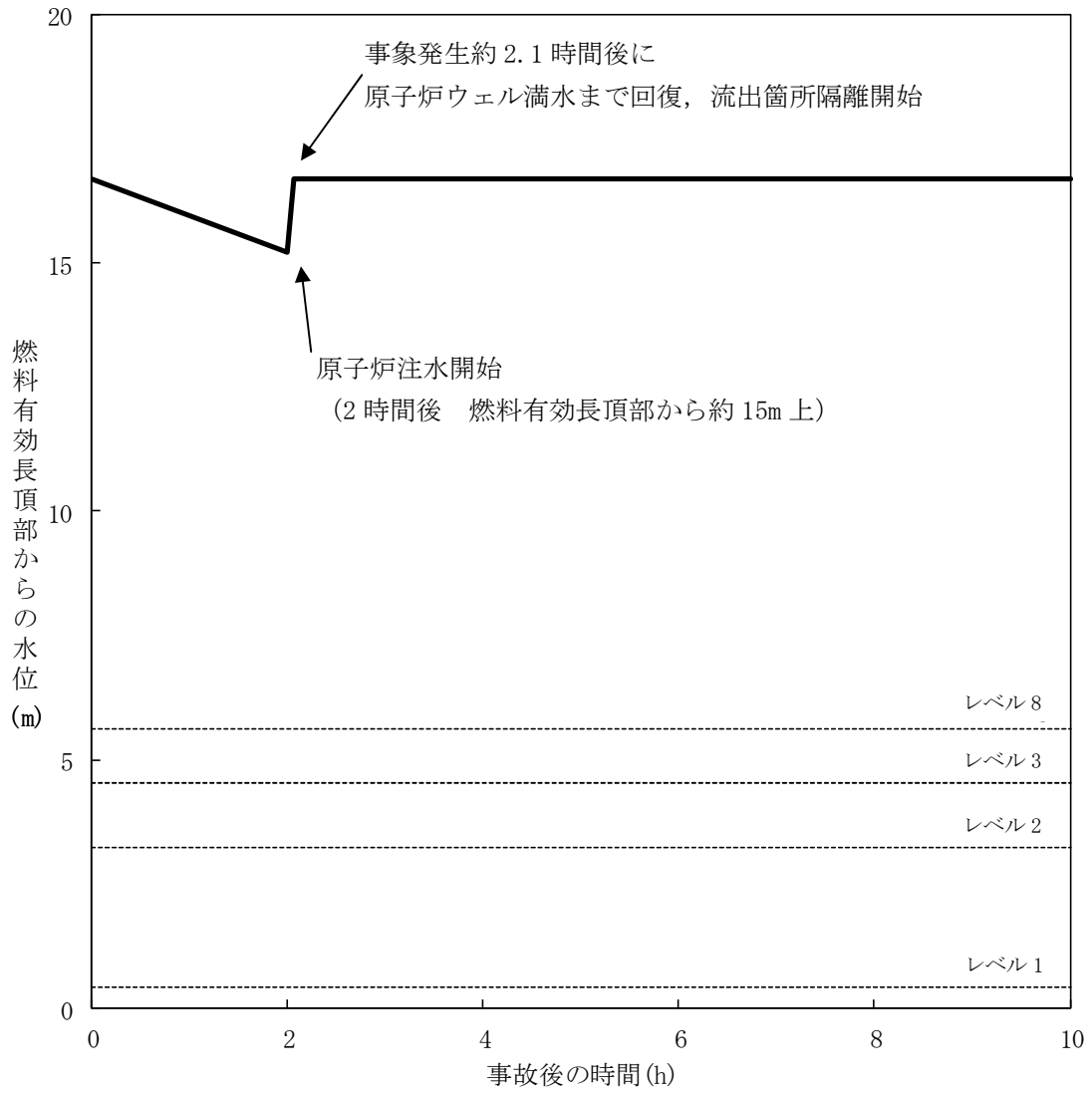
II 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

- ※<sup>1</sup> 作業予定等による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転号機の切替を想定。
- ※<sup>2</sup> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時，原子炉停止時冷却系流量調整弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより，ミニマムフロー弁が自動開となり，開固着することで原子炉冷却材がサブプレッション・チェンバへ流出することを想定する（原子炉冷却材の流出量は47m<sup>3</sup>/h，原子炉水位の低下速度は約0.75m/h）。
- ※<sup>3</sup> 1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇により，原子炉冷却材の流出を検知するものとしている。
- ※<sup>4</sup> 注水前の原子炉ウェル水位は燃料有効長頂部から約15m上（原子炉ウェルオーバーフローレベル-1.5m）となる。なお，サブプレッション・チェンバの水位上昇は約0.3mである。
- ※<sup>5</sup> 現場作業員は，当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後，退避する。なお，全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は，1時間程度である。
- ※<sup>6</sup> 原子炉水位の回復を確認する。燃料の冠水及び必要な放射線の遮蔽等を維持することで評価項目を満足しており，安定状態を維持できる。
- ※<sup>7</sup> 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作で原子炉水位を維持した状態での操作であるため，十分な時間余裕がある。
- ※<sup>8</sup> 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。

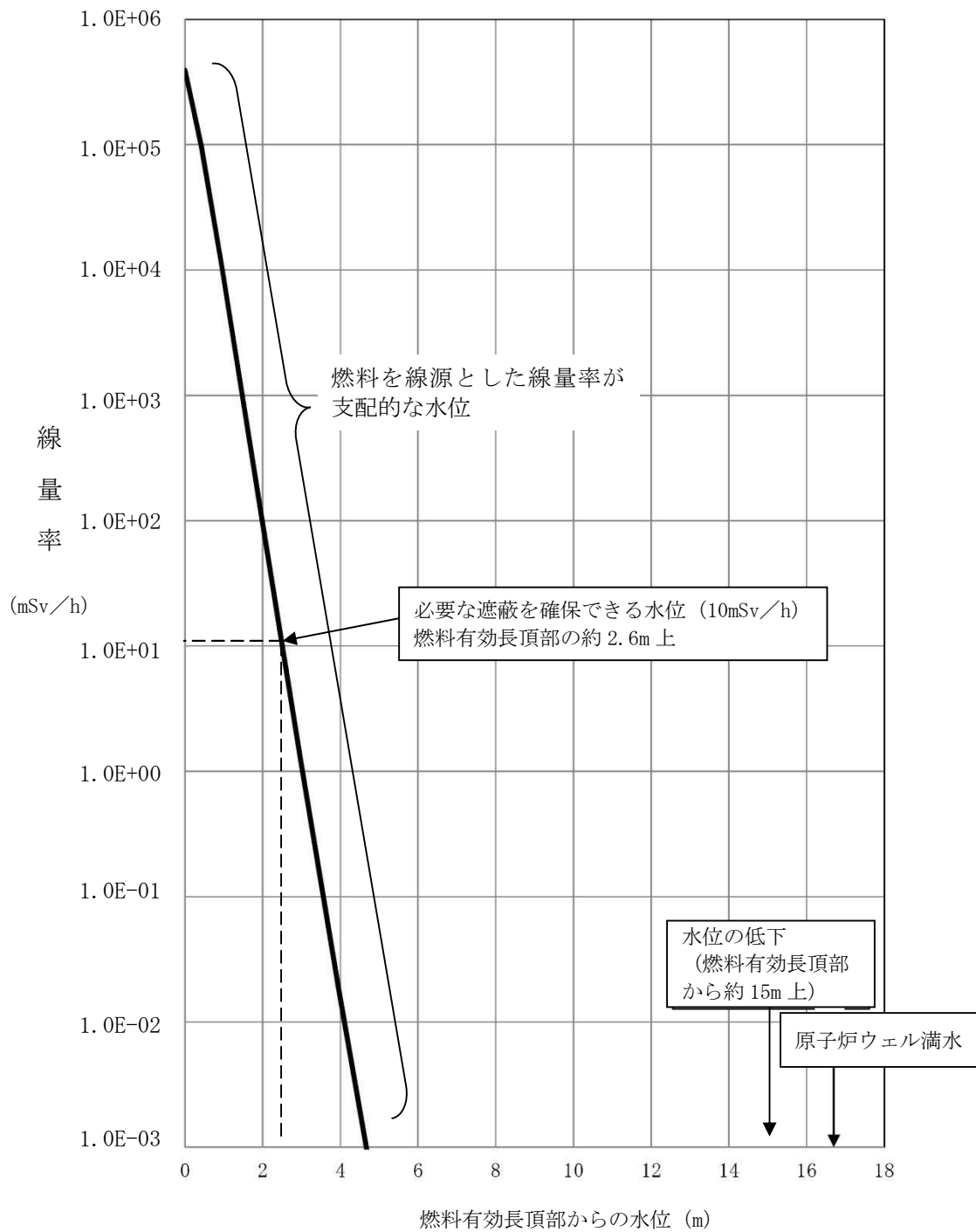
第 5.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要

運転停止中 原子炉冷却材の流出					経過時間 (時間)				備考		
					-1	0	1	2		3	4
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▽ 事象発生  ▽ 約1時間 原子炉水位の低下を確認  ▽ 2時間 待機側の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始  ▽ 約2.1時間 原子炉水位回復，原子炉冷却材流出の原因調査／隔離操作開始						
	責任者	当直発電長	1人								中央監視 運転操作指揮
	補佐	当直副発電長	1人								運転操作指揮補佐
	指揮者	災害対策要員 (指揮者等)	4人								初動での指揮 発電所内外連絡
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)								
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転 号機の切替操作	-	2人 B, C	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（現場）	45分						残留熱除去系ポンプ（A）
	1人 A	-	-	●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（中央制御室）		9分					残留熱除去系ポンプ（B）
	【1人】 A	-	-	●切替後に運転する残留熱除去系の原子炉停止時冷却系への系統構成操作及び起動操作		20分					残留熱除去系ポンプ（B）
	-	【2人】 B, C	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成（現場）			45分				残留熱除去系ポンプ（A）
	【1人】 A	-	-	●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成操作（中央制御室）			7分				残留熱除去系ポンプ（A）
状況判断	【1人】 A	-	-	●原子炉冷却材流出の確認				10分			残留熱除去系ポンプ（B）
作業員への退避指示	-	-	-	●当直発電長による作業員への退避指示				60分以内に退避完了			解析上考慮しない 中央制御室で当直発電長が指示する
待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作	【1人】 A	-	-	●原子炉水位，温度監視						適宜監視	
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去海水系の起動操作			4分				残留熱除去系ポンプ（A）
				●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作			2分				残留熱除去系ポンプ（A）
			●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の流量調整操作							原子炉水位を通常運転水位付近で維持	
原子炉冷却材流出箇所の隔離操作	【1人】 A	-	-	●原子炉冷却材流出の原因調査，隔離操作，残留熱除去系ポンプの停止操作						原因調査後，隔離操作，及び残留熱除去系ポンプの停止を実施	残留熱除去系ポンプ（A） 解析上考慮しない
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動準備操作						隔離操作及び残留熱除去系ポンプの停止を実施後に，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動を実施	残留熱除去系ポンプ（A） 解析上考慮しない
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系海水系の起動操作							
	-	【2人】 B, C	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動操作							
	【1人】 A	-	-	●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱状態の監視							
必要要員合計	1人 A	2人 B, C	0人								

第 5.3-3 図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間



第 5.3-4 図 原子炉水位の推移



第5.3-5図 原子炉水位と線量率

第 5.3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する	—	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） サプレッション・プール水位
残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転で原子炉水位を実施する	残留熱除去系（低圧注水系）*	—	原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量*

\* 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 5.3-2 表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）（1/2）

	項 目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉压力容器の状態	原子炉压力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉压力容器の開放状態を想定
	原子炉水位	原子炉ウェル満水	原子炉压力容器が開放状態での水位を想定
	原子炉水温	52℃	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の設計値を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉压力容器の開放を想定
	プールゲートの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定
事故条件	起因事象	原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定
	原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出流量	47m <sup>3</sup> /h	ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量
	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定
	外部電源	外部電源あり	外部電源がない場合は、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの弁が閉となり、原子炉冷却材の流出が停止することから、原子炉冷却材の流出の観点で厳しい外部電源ありを設定

第 5.3-2 表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）（2/2）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件に関連	残留熱除去系（低圧注水系）	1,605m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作	事象発生から 2 時間後	原子炉水位の低下に伴う事象の認知及び操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定



## 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量率評価について

## 1. はじめに

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の評価項目として、「放射線遮蔽が維持される水位を確保すること」がある。

以下に原子炉冷却材の流出における線量率の評価を示す。

なお、線量率の評価において、原子炉圧力容器は原子炉未開放の場合、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、認知も容易であるため、原子炉開放時を想定した。また、原子炉圧力容器の開放作業中において、基本的に原子炉冷却材の流出のおそれのある作業を実施しないこと、原子炉ウェル等に注水を実施している状態であることより、評価においては、シュラウドヘッド及び蒸気乾燥器のドライヤー気水分離器貯蔵プールへの取り出しが完了し、原子炉ウェル満水の状態を想定した。

## 2. 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料及び上部格子板をモデル化した。

## (1) 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源（炉心の全てに燃料がある状態）

○燃料有効長：約3.7m

○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は、エネルギー5群

○線源材質：燃料及び水（密度   g/cm<sup>3</sup>）

○線源強度：文献値<sup>\*1</sup>に記載のエネルギー当たりの線源強度を基に、9×9燃料（A型）の体積当たりの線源強度を式①で算出

$$\text{線源強度}(\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) = \frac{\text{文献に記載の線源強度}(\text{MeV}/(\text{W} \cdot \text{s})) \times \text{燃料集合体当たりの熱出力}(\text{W}/\text{体})}{\text{各群のエネルギー}(\text{MeV}) \times \text{燃料集合体体積}(\text{cm}^3/\text{体})} \dots \text{①}$$

このときの線源条件は以下となる。なお、使用している文献値

は、燃料照射期間 $10^6$ 時間（約114年）と、東海第二発電所の実績を包絡した条件で評価されており、東海第二発電所に関する本評価においても適用可能である。

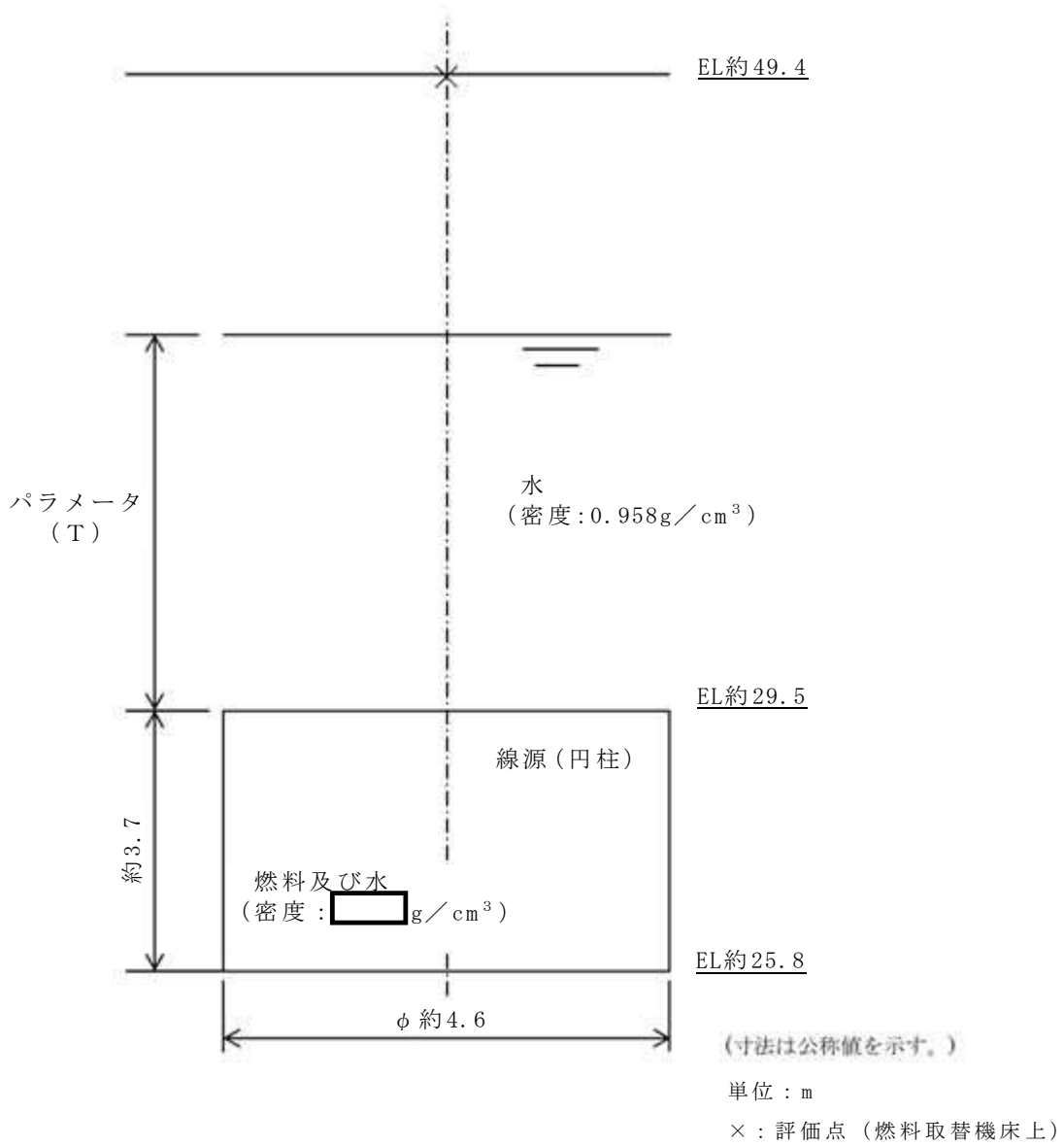
- ・燃料照射期間： $10^6$ 時間
- ・原子炉停止後の期間：停止後3日<sup>※2</sup>（実績を考慮して設定）
- ・燃料集合体当たりの熱出力：4.31MW／体（9×9燃料（A型））
- ・燃料集合体体積：7.2E+04cm<sup>3</sup>（9×9燃料（A型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., cd., “REACTOR HANDBOOK. 2nd cd. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962

※2 原子炉停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

○計算モデル：円柱線源

線量率計算モデルを第1図に示す。また、計算により求めた線源強度を第1表に示す。



第1図 燃料の水深と線量率の計算モデル

第1表 燃料の線源強度

エネルギー (MeV)	線源強度 ( $\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ )
1.0	6.0E+11
2.0	1.1E+11
3.0	2.0E+09
4.0	3.0E+07

(2) 上部格子板

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源としてモデル化

○線源の高さ：約0.4m

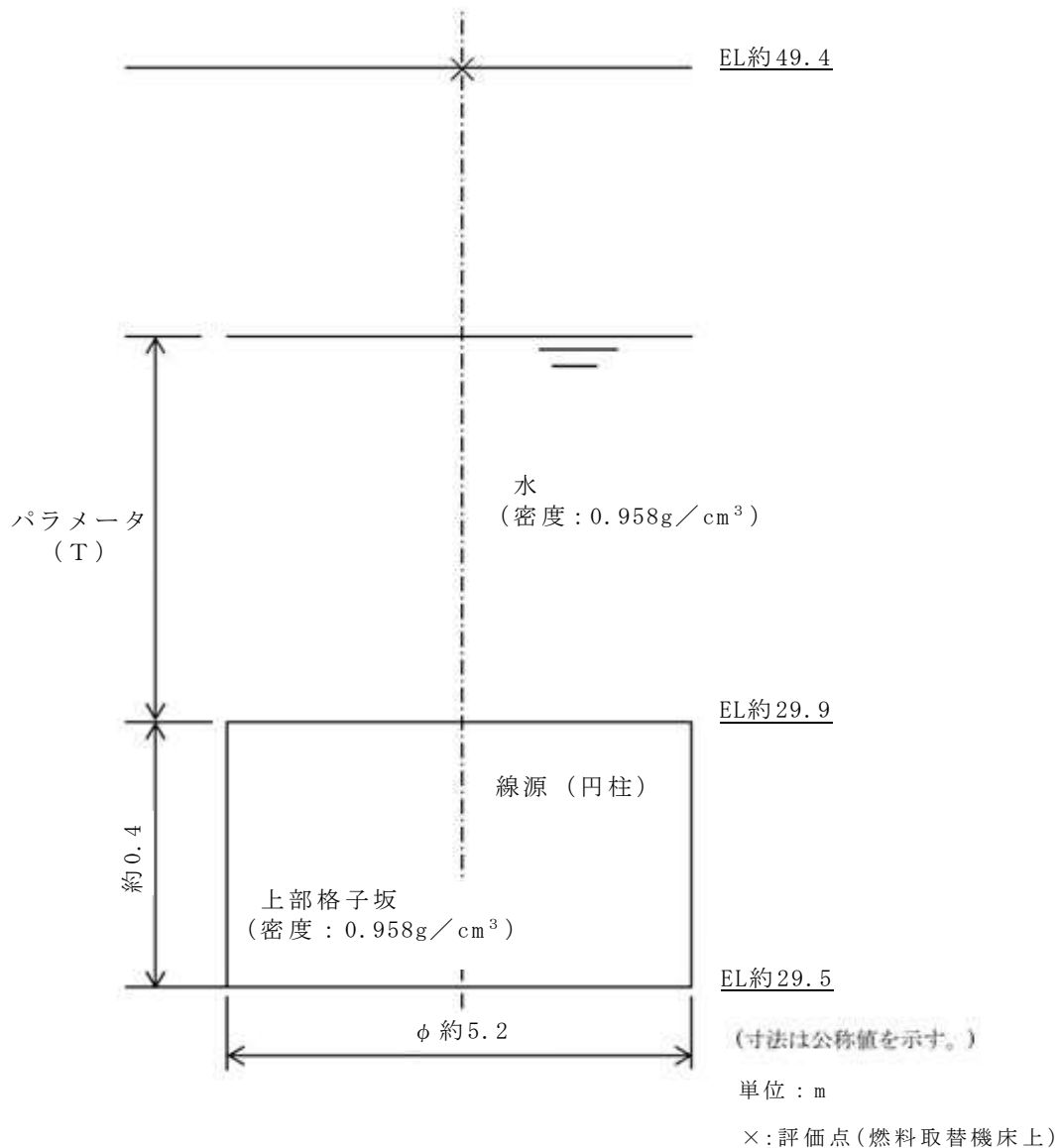
○ $\gamma$ 線エネルギー：計算に使用する $\gamma$ 線は、主要核種 $\text{Co-60}$ を想定して1.5MeV

○線源材質：水と同等（密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※）

※ 52℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を使用

○線源強度：機器表面の実測値（Sv/h）より $7.3\text{E}+09\text{Bq}/\text{cm}^3$ と算出

線量率計算モデルを第2図に示す。



第2図 上部格子板の水深と線量率の計算モデル

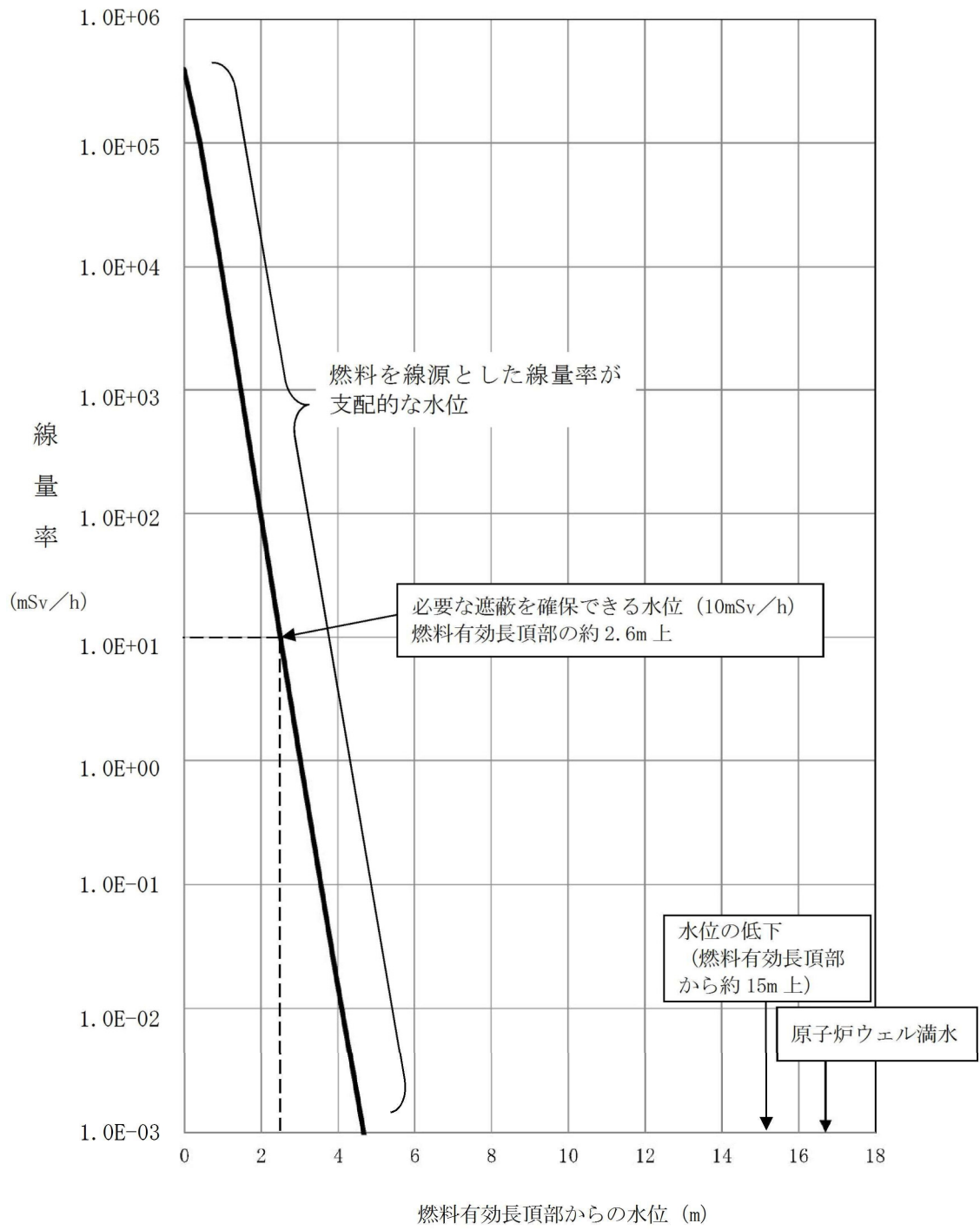
### 3. 線量率の評価

線量率は、「添付資料4.1.2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について」と同様にQAD-CGGP2Rコード (Ver1.04) を用いて計算している。

### 4. 線量率の評価結果

「2. 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度」及び「3. 線

量率の評価」の条件を用いて評価した原子炉水位と線量率の関係を第3  
図に示す。



第5図 原子炉水位と線量率

## 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方

## 1. 本評価におけるプラント状態の決定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、原子炉冷却材の流出の重要事故シーケンスの評価では、次章に示すとおり、施設定期検査中に実施する作業等を確認し、原子炉冷却材の流出が生じ得る作業を抽出した後、各々の作業を比較して重要事故シーケンスとする作業を選定した。施設定期検査中に各作業が実施される時期はおおむね決まっているため、評価対象とするPOSを、選びうるPOSの比較により選定した。

## 2. 原子炉冷却材の流出評価の対象とした作業等

重要事故シーケンスの選定に当たり、施設定期検査中に原子炉冷却材流出が想定され得るとして抽出した作業等は次の4つである。この4つの作業等から、本評価ではRHR切替を選定した。選定の理由は、RHR切替時のLOCAは他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しいことによるものである。

- ・ RHR切替
- ・ CUWブロー
- ・ CRD点検
- ・ LPRM点検



< RHR切替時のLOCA発生時の流出量の算出 >

流出量はミニマムフロー弁に設置されているオリフィスの仕様と差圧の関係より算出した。

○ミニマムフローラインオリフィス仕様

- ・オリフィス設計流量  $56.8\text{m}^3/\text{h}$
- ・オリフィス設計差圧  $198.1\text{m}$

○原子炉圧力 大気圧状態

○RHRポンプと原子炉水との水頭差 (RHRポンプレベル: E.L 約 $-3.4\text{m}$ )

- ・通常水位  $38.1\text{m}$  (E.L. 約  $34.6\text{m}$  ~ E.L. 約  $-3.4\text{m}$ )
- ・原子炉ウェル満水  $49.6\text{m}$  (E.L. 約  $46.2\text{m}$  ~ E.L. 約  $-3.4\text{m}$ )

○残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転中にミニマムフロー弁が全開となった場合のオリフィス差圧 = ポンプ出口圧力 = ポンプ揚程 ( $85.3\text{m}$ ) + 水頭差

- ・通常水位  $123.4\text{m}$  (E.L. 約  $34.6\text{m}$  ~ E.L. 約  $-3.4\text{m}$ )
- ・原子炉ウェル満水  $134.9\text{m}$  (E.L. 約  $46.1\text{m}$  ~ E.L. 約  $-3.4\text{m}$ )

○オリフィス差圧は流量比の二乗に比例するとして評価。

$$\Delta P = 198.1 \times (Q / 56.8)^2$$

$$Q = 56.8 \times \sqrt{(\Delta P / 198.1)}$$

$\Delta P$  : オリフィス差圧

$Q$  : オリフィス差圧が  $\Delta P$  の際の流量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ )

○評価結果

- ・通常水位 :  $45\text{m}^3/\text{h}$
- ・ウェル満水 :  $47\text{m}^3/\text{h}$

3. POSを選定する上で考慮した点

残留熱除去系は、通常 2 系統あるうち 1 系統を用いて崩壊熱除去を実施しており、POS-AからPOS-Dの期間において、作業や点検等に伴い運転号機の切替を実施する場合がある。これらのPOSより、以下の点を考慮してPOSの選定を行った。

(1) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

崩壊熱による原子炉冷却材の減少を厳しく評価する観点では、原子炉停止後の時間が短いPOSの方が適切である。ただし、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込み配管の高さは燃料有効長頂部以下にあり、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持されるため、崩壊熱の違いによる時間余裕への影響はない。

(2) 原子炉圧力容器内の保有水量

原子炉圧力容器内の保有水量の観点では、原子炉ウェル満水の状態が最も余裕があり、原子炉圧力容器が通常運転水位に近いほど厳しい条件となる。ただし、原子炉水位が通常運転水位の場合においても、燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間と長く、原子炉注水までの時間余裕を確保できる。

(3) 事象発生時の検知性

事象発生時の検知性の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が未開放状態の場合、原子炉水位の低下による警報発生や緩和設備の自動起動等に期待できる場合があるが、原子炉圧力容器の上蓋が開放状態の場合、これらの機能には期待できない。

(4) 原子炉水位低下時の作業環境

原子炉水位低下時の作業環境への影響の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 1.7m 上に低下するまでは原子炉圧力容器の上蓋等により遮蔽される。一方、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合は、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 2.6m 上に低下するまでは原子炉ウエルの水により遮蔽される。

いずれの場合においても、遮蔽が維持される下限水位到達までに注水することが可能であり、遮蔽が維持されることから、作業環境に与える影響はない。

#### 4. POS の選定結果と考察

「RHR切替時のLOCA」は原子炉冷却材の流出の検知が他の事象よりも困難な事象である。このため、3.(1)から(4)のうち、3.(3)の検知性の観点で厳しいPOSを選定することが適切と考える。この観点では、原子炉圧力容器の上蓋が開放されているPOS-B、POS-Cが選定される。POS-CはCUWブローによる原子炉ウエルの水位低下から始まり、途中で原子炉圧力容器の上蓋が閉鎖されるPOSであり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている状態での原子炉水位について、特に注意が払われるPOSであることから、本重要事故シーケンスでは、POS-Bを代表として選定することが適切と考える。

なお、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態であるPOS-A、C、DにおけるRHR切替時のLOCAが厳しくなるが、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間の時間余裕があり、かつ原子炉水位の低下による警報発生や緩和設備の起動などに期待できる場合は原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である。

第1表 各プラント状態における評価項目に対する影響（原子炉冷却材の流出）

プラント状態 (POS)		包絡事象	重大事故等対処設備等	原子炉圧力容器蓋の開閉状態	燃料有効長頂部の冠水	運転停止中の評価項目 放射線の遮蔽が維持できる 水位の確保	未臨界の確保
S	原子炉冷温停止への移行状態	POS-Sにおいては、原子炉冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	未開放	POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外	POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外	POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外
A	PCV/RPV開放への移行状態	基本的に、原子炉冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しない 例外的な作業として「残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の切替操作」の実施があるが「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型)	未開放→開放	有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉水位 (広帯域) による警報発生等の認知及び緩和设备の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉水位 (広帯域) による警報発生等の認知及び緩和设备の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	プラント状態POS-Bに同じ制御棒引き抜きに関する検査は「反応度の誤投入」に包絡される
B1	原子炉ウエル満水状態 (原子炉ウエル抜き開始まで)	-	・残留熱除去系-A ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系	開放	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している 〔有効性評価で確認している「RHR切替時のLOCA」に他の原子炉冷却材流出事象 (CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA) は包絡される〕	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している 〔有効性評価で確認している「RHR切替時のLOCA」に他の原子炉冷却材流出事象 (CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA) は包絡される〕	有効性評価において評価項目を満足することを確認している 燃料の取出・装荷に関する作業は「反応度の誤投入」に包絡される
B2			・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
B3			・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
B4			・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
B5			・残留熱除去系-A ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
B6			・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系 (常設) ・低圧代替注水系 (可搬型) ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系				
C1	PCV/RPVの閉鎖への移行状態	原子炉冷却材流出事象の要因となる作業として「CUWブロー操作」及び「残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の切替操作」が考えられるが「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型)	開放→未開放	有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉未開放状態では、原子炉水位 (広帯域) による警報発生等の認知及び緩和设备の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉水位 (広帯域) による警報発生等の認知及び緩和设备の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について (運転停止中 原子炉冷却材の流出)」に包絡される	プラント状態POS-Bに同じ制御棒引き抜きに関する検査は「反応度の誤投入」に包絡される
C2			・残留熱除去系-B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型)				
D	起動準備状態		・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型)	未開放			

添付5.3.2-5

安定停止状態について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

運転停止中の原子炉冷却材の流出の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却及び原子炉冷却材の流出の停止により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

**【安定停止状態の確立について】**

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生直後から原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが，事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことで原子炉水位が回復する。その後，原子炉冷却材の流出を停止させ，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替えて原子炉除熱を実施することで，冷温停止状態を維持することができ，原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

**【安定停止状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。  
また，残留熱除去系の機能を維持し，原子炉除熱を行うことにより，安定停止状態後の状態維持が可能となる。

（添付資料 2.1.2 別紙 1）

評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（1/2）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
初期条件	原子炉水位	原子炉圧力容器未開放及び通常運転水位	事故ごとの変化	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定	原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェルの水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、原子炉注水が実施されているため原子炉水位の低下は起こらず、また、通常これらの期間には残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統切替操作は実施しないことから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 原子炉圧力容器が未開放状態の場合、原子炉初期水位が通常運転水位付近にある場合も想定されるが、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は約3.5時間と長いので、原子炉注水操作を行える。 また、原子炉圧力容器が未開放状態の場合、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知（約25分）及び緩和設備の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避（1時間以内）に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間（約2.3時間）が十分長いことより、放射線の遮蔽は維持される。以上より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力	大気圧	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定	最確条件と評価条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	事故ごとの変化	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定	最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない	原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置になるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等に期待できない場合があるため、原子炉未開放時と比べて速やかな認知と注水が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により速やかな認知と注水が可能な場合があり、さらに放射線の遮蔽を維持できる有効燃料棒頂部の約1.7m上に到達するまでの時間（約2.3時間）は認知の時間に比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約3.5時間と長く、認知後すぐに原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（2/2）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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
		評価条件	最確条件			
初期条件	プールゲートの状態	閉	開	保有水が少ないプールゲート閉を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	燃料の容量	約 800kL	約 800kL 以上	軽油貯蔵タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
事故条件	起回事象	原子炉冷却材の流出	—	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定	最確条件と評価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。	最確条件と評価条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	冷却材流出流量	47m <sup>3</sup> /h	約 47m <sup>3</sup> /h	ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量		
	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	—	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定		
	外部電源	外部電源あり	事故事象毎	外部電源がない場合は、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込みラインの弁が閉となり、原子炉冷却材流出が停止することから、原子炉冷却材流出の観点で厳しい外部電源ありを設定		
重大事故等対策に 関連する機器条件	残留熱除去系（低圧注水系）の注水流量	1,605m <sup>3</sup> /h	1,605m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添付 5.3.4-2

第2表 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（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

項目		評価条件(操作条件)の不確かさ		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
		評価上の操作開始条件	評価条件設定の考え方					
操作条件	待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作	事象発生から2時間後	事象の認知及び操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定	<p><b>【認知】</b> 評価では、原子炉水位の低下及びサプレッション・プールの水位の上昇を、1時間毎の中央制御室の巡視により確認すると想定している。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時のプラント状態（原子炉水位等）の確認により、早期に原子炉冷却材流出を認知できる可能性がある。</p> <p><b>【要員配置】</b> 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、要員配置が操作時間に与える影響はない。</p> <p><b>【移動】</b> 中央制御室内での操作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p><b>【操作所要時間】</b> 残留熱除去系（低圧注水系）のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、中央制御室内の操作盤での操作スイッチによる操作であるため、簡易な操作である。操作時間は6分を想定しており、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p><b>【他の並列操作の有無】</b> 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系（低圧注水系）操作時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><b>【操作の確実さ】</b> 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作開始時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は運転員の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転号機の切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	実態の操作開始が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約20時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕がある。	残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に必要な操作は、所要時間を6分で想定しているところ、訓練実績では約6分である。想定で意図している運転操作時間が実施可能なことを確認した。



## 5.4 反応度の誤投入

### 5.4.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

#### (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入」である。

#### (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では，原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されることを想定する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉は臨界に達し，急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により，原子炉出力が上昇することによって，燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，安全保護機能及び原子炉停止機能に対する設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，異常な反応度の投入に対してスクラムによる負の反応度の投入により，未臨界を確保し，燃料損傷の防止を図る。

#### (3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して，燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，原子炉停止機能により原子炉をスクラムし，未臨界とする。手順の概要を第 5.4-1 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操作手順の関係を第 5.4-1 表に示す。

本事故シーケンスにおいては、重大事故等対策は全て自動で作動するため、対応に必要な要員は不要である。

なお、スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の当直運転員 1 名で実施可能である。

a. 誤操作による反応度誤投入

運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。

制御棒の誤引き抜き等による反応度の誤投入を確認するために必要な計装設備は、起動領域計装である。

b. 反応度誤投入後のスクラム

制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉出力ペリオド短(10秒)による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、起動領域計装である。

#### 5.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷

に至る事故」である。

運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する 1 本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モード・スイッチを燃料取替位置として、1 本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。

しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モード・スイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する可能性がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。

本重要事故シーケンスでは、誤操作によって制御棒の引き抜きが行われることにより異常な反応度が投入されるため、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移が重要現象となる。

よって、この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コード A P E X 及び単チャンネル熱水力解析コード S C A T ( R I A 用) により炉心平均中性子束及び燃料エンタルピの過渡応答を求める。

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、本重要事故シーケンスにおける評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「5.4.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさを考慮した影響評価を実施する。

(2) 有効性評価の条件

本重要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5.4-2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 炉心状態

燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して、評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。

(b) 実効増倍率

事象発生前の炉心の実効増倍率は1.0とする。

(c) 原子炉出力，原子炉圧力，燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度

事象発生前の原子炉出力は定格値の $10^{-8}$ ，原子炉圧力は0.0MPa[gage]，燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度は20℃とする。また，燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO<sub>2</sub>とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。

(b) 誤引き抜きされる制御棒

誤引き抜きされる制御棒は、投入される反応度を厳しく評価するため、最大反応度価値を有する制御棒の対角隣接の制御棒とする。

誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度価値は約 1.71%  $\Delta k$  である。  
引抜制御棒反応度曲線を第 5.4-2 図に示す。

なお、通常、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないように管理<sup>\*1</sup>している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度価値が、管理値を超える事象を想定した。

※1 原子炉起動時及び冷温臨界検査時は、臨界近接時における制御棒の最大反応度価値が 1.0%  $\Delta k$  以下となるように管理。また、制御棒価値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、停止余裕検査においても同様の監視を実施。

#### (c) 外部電源

制御棒の引き抜き操作には外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できるものとする。

### c. 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) 制御棒の引抜速度

制御棒は、引抜速度の上限値 9.1cm/s にて連続で引き抜かれるものとする<sup>\*2</sup>。引抜制御棒反応度曲線を第 5.4-2 図に示す。

※2 複数の制御棒を引き抜く検査において、対象制御棒が想定以上に引き抜かれた際も未臨界を維持できる、又は臨界を超えて大きな反応度が投入されないと判断される場合にのみ、制御棒の連続引き抜きの実施が可能な手順としている。そのため、ここで

は人的過誤等によって連続引き抜きされることを想定する。

(b) 原子炉スクラム信号

起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10 秒）による原子炉スクラム信号は原子炉出力が中間領域に到達することで発生する。

スクラム反応度曲線を第 5.4-3 図に示す。なお、原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動領域計装のバイパス状態は、A、B チャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける燃料エンタルピ及び炉心平均中性子束の推移を第 5.4-4 図に示す。

a. 事象進展

制御棒の引き抜き開始から約 10 秒後に起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10 秒）による原子炉スクラム信号が発生して、原子炉がスクラムする。このとき、投入される反応度は約 1.13 ドル（投入反応度最大値：約 0.68%  $\Delta k$ ）であるが、原子炉出力は定格値の約 15%まで上昇する。また、燃料エンタルピは最大で約 85kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示されている燃料棒の内圧と原子炉冷却材圧力の差に応じた許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である 272kJ/kgUO<sub>2</sub>（65cal/gUO<sub>2</sub>）を超えることはない。燃料エンタルピの増分の最大値は約 77kJ/kgUO<sub>2</sub>であり、「発電用軽水型

原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安である、ピーク出力部燃料エンタルピの増分で 167kJ/kgUO<sub>2</sub> (40cal/gUO<sub>2</sub>) を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

#### b. 評価項目等

制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 5.4.1)

#### 5.4.3 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。

本重要事故シーケンスは、安全保護系及び原子炉緊急停止系により、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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、

「1.7 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

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないことから、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

ドップラ反応度フィードバックの不確かさとして、実験により解析コードは7～9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

(添付資料 5.4.2)

(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5.4-2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



した場合の影響を確認する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目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項目に関する影響の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心状態においては装荷炉心ごとに制御棒反応度値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなるおそれがある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認している。

実効増倍率が 0.99 の場合は、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また投入される反応度も約 0.96 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 10kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピの増分の最大値：約 1kJ/kgUO<sub>2</sub>）と小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認している。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータ

に影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期燃料温度の不確かさの影響を確認している。

制御棒引抜阻止は、本評価において期待していないが、これに期待した場合、原子炉出力ペリオド短信号（20 秒）が発信すると制御棒引抜が阻止される。ただし、本評価では制御棒の誤引き抜きにより反応度が急激に投入されるため、原子炉出力ペリオド短（20 秒）による制御棒引抜阻止信号と原子炉出力ペリオド短（10 秒）による原子炉スクラム信号がほぼ同時に発信することから、制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

#### b. 操作条件

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員等操作に関する条件はない。

(添付資料 5.4.2)

#### (3) 感度解析

解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果は評価項目となるパラメータに影響を与えることから本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

ドップラ反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.13 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 80kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 72kJ/kgUO<sub>2</sub>），-10%とした場合において投入される

反応度は約 1.13 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 92kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 83kJ/kgUO<sub>2</sub>），スクラム反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.13 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 82kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 74kJ/kgUO<sub>2</sub>），-10%とした場合に投入される反応度は約 1.13 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 89kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 81kJ/kgUO<sub>2</sub>），引抜制御棒反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.15 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 102kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 94kJ/kgUO<sub>2</sub>），-10%とした場合において投入される反応度は約 1.12 ドル，実効遅発中性子割合を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.11 ドル，-10%とした場合において投入される反応度は約 1.16 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 90kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 82kJ/kgUO<sub>2</sub>）となる。以上より，これらの不確かさを考慮しても燃料エンタルピー増加に伴う燃料の破損は生じないことから，評価項目を満足する。

（添付資料 5.4.2）

#### （4） 操作時間余裕の把握

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり，運転員等操作には期待しないことから，操作時間余裕に関する影響はない。

#### （5） 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

解析条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ，評価項目となるパラメータに影響を与えることから，炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。

以下の保守的な想定をした評価においても、投入される反応度は約 1.16 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 80kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 72kJ/kgUO<sub>2</sub>）にとどまることから、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。

・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、9×9燃料（B型）  
平衡炉心の反応度印加率を包絡する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合  
初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10<sup>-8</sup> の 10 倍及び 1/10 倍とした場合の感度解析を行い、有効性評価での結果（約 1.13 ドル）と大きく差異がなく、約 1.09 ドル（10 倍）及び約 1.17 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 124kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 115kJ/kgUO<sub>2</sub>）（1/10 倍）であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さい。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60°Cとした場合の感度解析を実施し、有効性評価での結果（約 1.13 ドル，燃料エンタルピー最大値：約 85kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 77kJ/kgUO<sub>2</sub>）と大きく差異がない、約 1.13 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 96kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値：約 80kJ/kgUO<sub>2</sub>）であることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。

（添付資料 5.4.2, 5.4.4, 5.4.5）

## (6) 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、解析条件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。

#### 5.4.4 必要な要員及び資源の評価

##### (1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。

##### (2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。

###### a. 水 源

本重要事故シーケンスの評価では、原子炉注水は想定していない。

###### b. 燃 料

本重要事故シーケンスの評価では、燃料の使用は想定していない。

###### c. 電 源

本重要事故シーケンスの評価では、外部電源喪失は想定していない。

#### 5.4.5 結 論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ、臨界に至る反応度が投入されることで、原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、原子炉停止機能を整備

している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により，最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から，他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ，異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても，原子炉停止機能により，燃料が損傷することはなく，未臨界を維持することが可能である。

その結果，燃料有効長頂部の冠水，放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

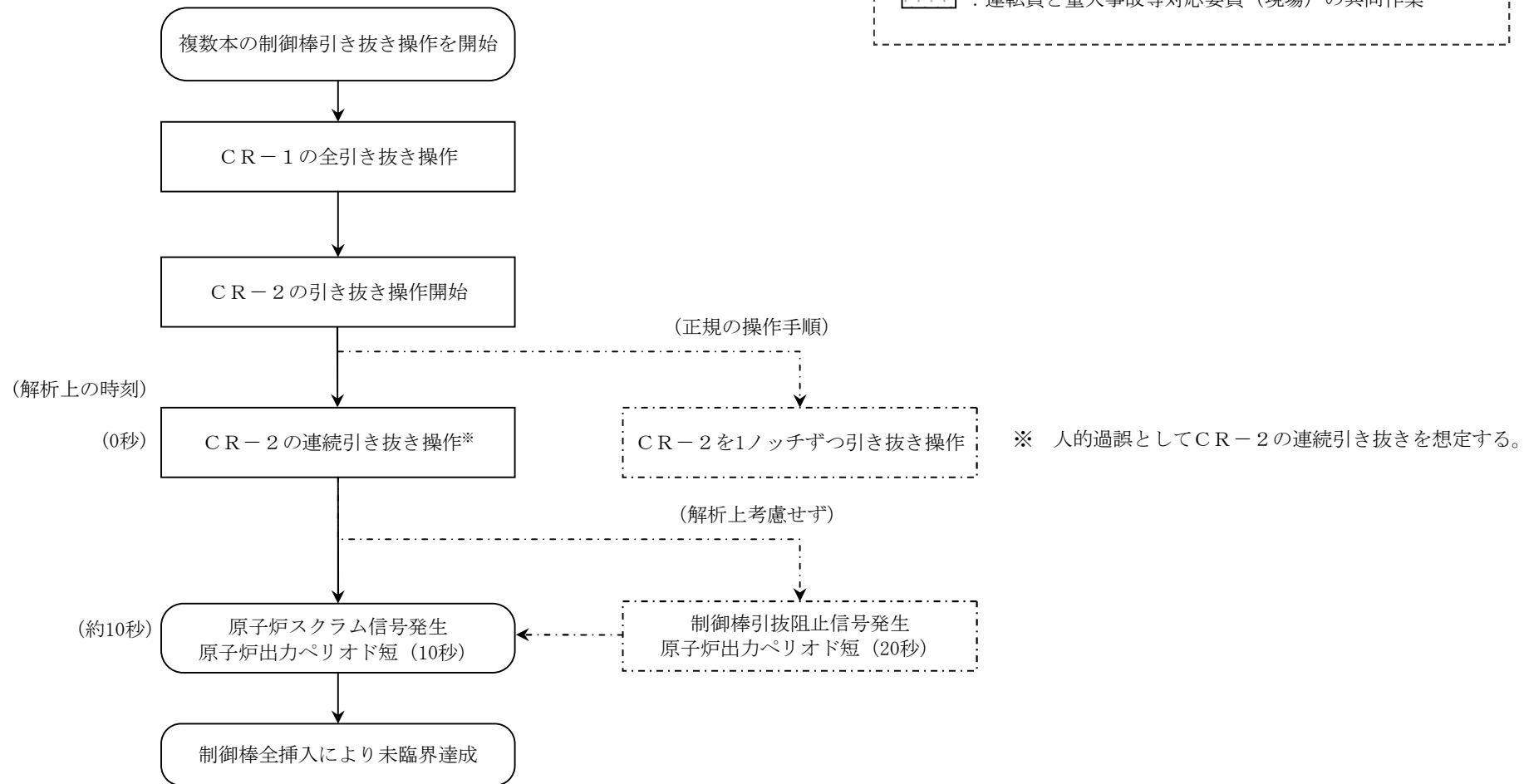
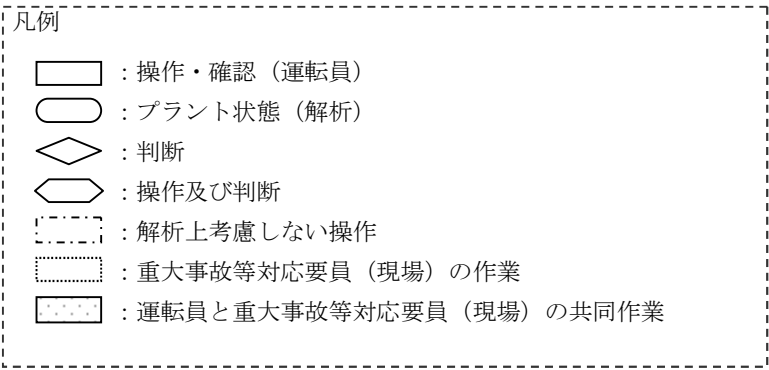
解析条件の不確かさについて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策は自動で作動するため，対応に必要な要員はいない。スクラム動作後の原子炉の状態確認において，中央制御室の当直運転員1名で実施可能である。

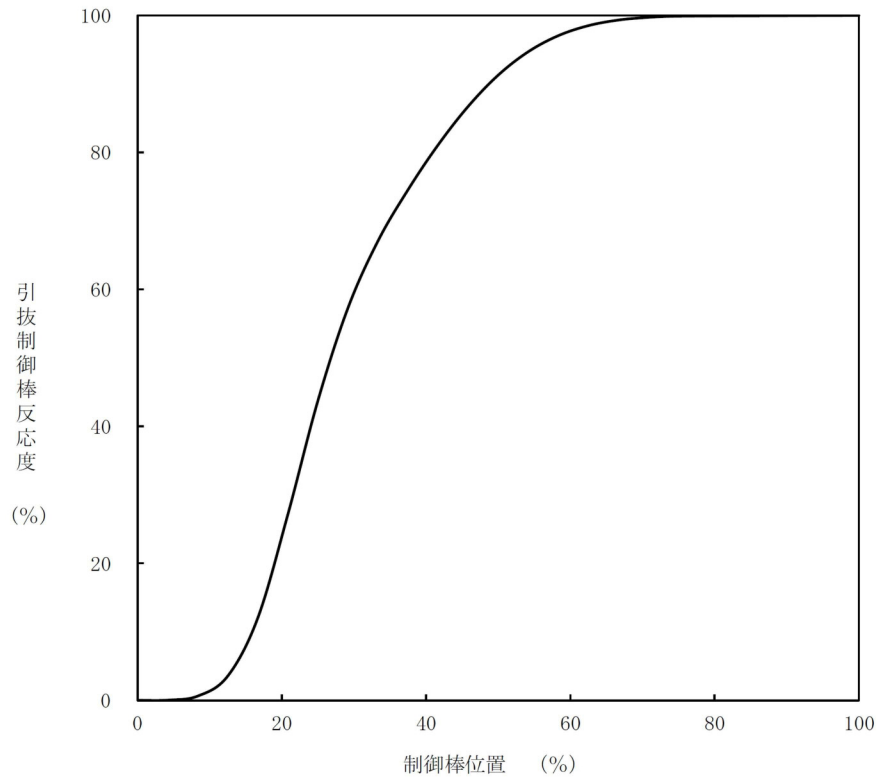
以上のことから，原子炉停止機能の燃料損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

プラント前提条件  
 ・複数本の制御棒引き抜き操作（停止余裕検査及び冷温臨界検査を考慮した想定）  
 ・起動領域モニタのモード切替スイッチ「OPER」位置  
 ・原子炉モード・スイッチ「起動」位置

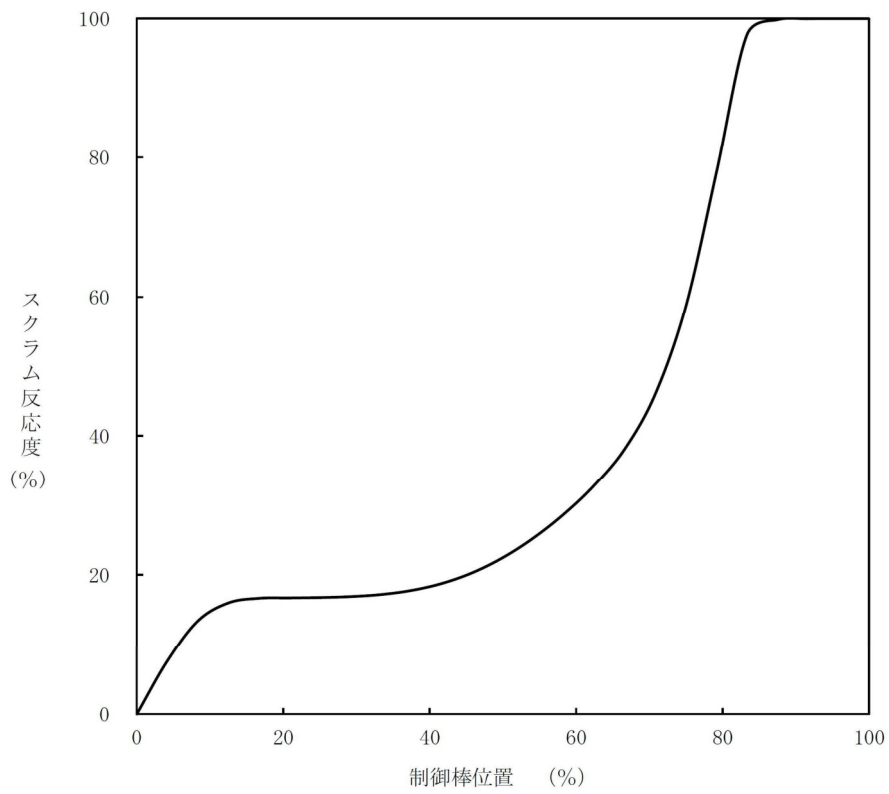
引抜制御棒  
 CR-1：最大反応度値を有する値制御棒  
 CR-2：CR-1の対角隣接の制御棒



第 5.4-1 図 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要

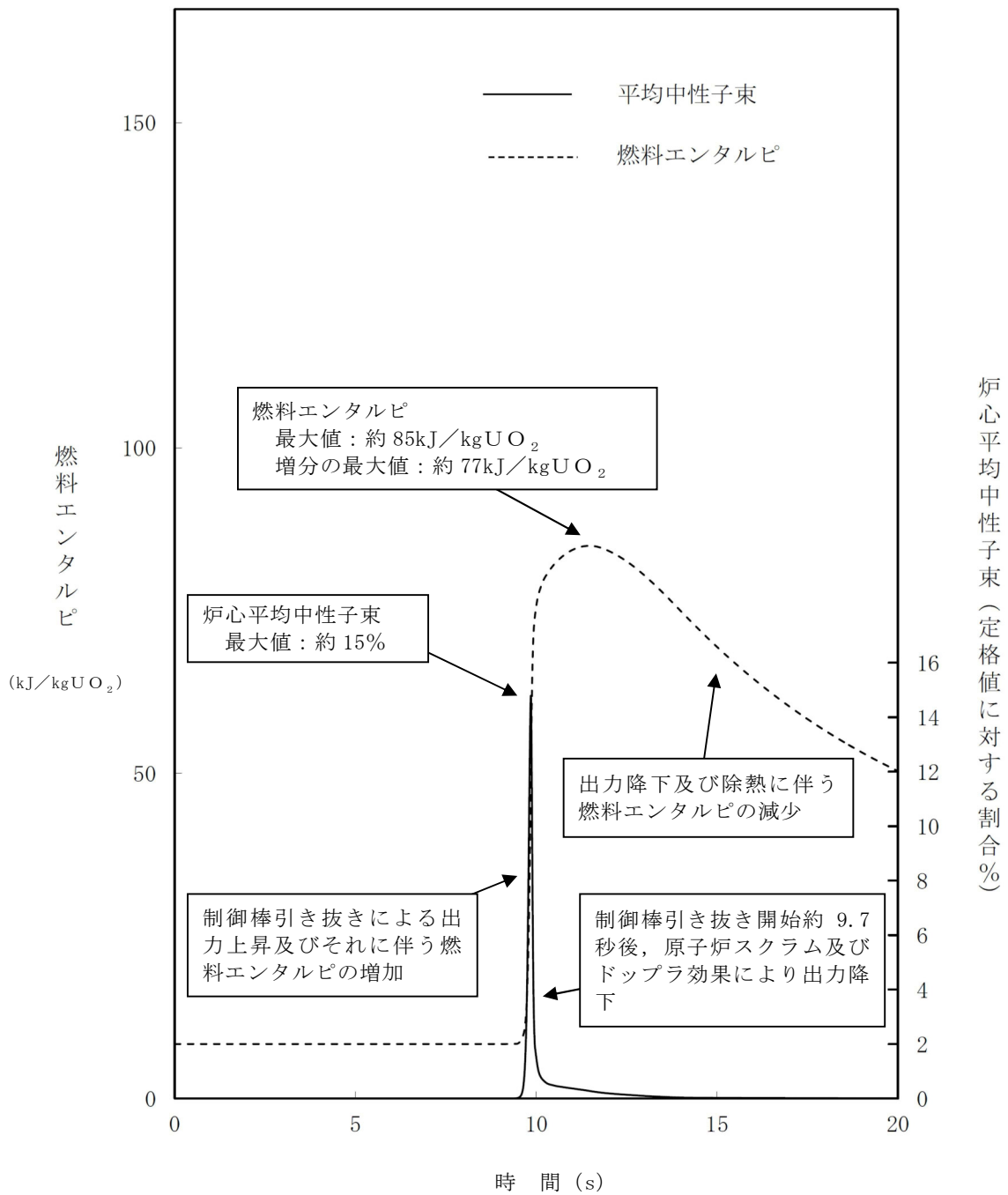


第 5.4-2 図 引抜制御棒反応度曲線



第 5.4-3 図 スクラム反応度曲線





第 5.4-4 図 反応度の誤投入における事象変化

第 5.4-1 表 反応度の誤投入における重大事故等対策について

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。	—	—	起動領域計装*
反応度誤投入後の原子炉スクラムの確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	—	—	起動領域計装*

\* 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5.4-2表 主要解析条件（反応度の誤投入）（1/3）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
解析コード		APEX/ SCAT (RIA用)	—
初期条件	炉心状態	9×9燃料 (A型) 平衡炉心のサイクル初期	9×9燃料 (A型) と 9×9燃料 (B型) の特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定
	実効増倍率	1.0	原子炉は臨界状態にあるものとして設定
	原子炉初期出力	定格出力の $10^{-8}$	原子炉は停止状態にあるものとして設定
	原子炉初期圧力	0.0MPa [gage]	原子炉停止時の圧力を想定
	燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度	20℃	原子炉冷却材温度の下限値を基に設定した値であり、最も水密度が高くなる値として設定
	初期燃料エンタルピ	8kJ/kgUO <sub>2</sub>	原子炉冷却材温度20℃における燃料エンタルピを想定
事故条件	起因事象	制御棒の誤引き抜き	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する

第 5.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）（2/3）

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値を有する制御棒の対角隣接の制御棒	投入される反応度を厳しく評価する観点から設定 なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないように管理 <sup>*</sup> している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を考慮し、対角隣接の制御棒とし、引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.71% Δkとする
	外部電源	外部電源あり	制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定

※ 原子炉起動時及び冷温臨界検査時は、臨界近接時における制御棒の最大反応度値が 1.0% Δk 以下となるように管理。また、制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、停止余裕検査においても同様の監視を実施。

第 5.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）（3/3）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	制御棒の引抜速度	9.1cm/s	引抜速度の上限値を設定
	起動領域計装のバイパス状態	A, Bチャンネルそれぞれ1個ずつ	A, Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。
	原子炉スクラム信号	原子炉出力ペリオド短信号 (10秒) ※1	起動領域モニタのモード切替スイッチを「OPER」位置とした場合の起動領域計装のスクラム機能により設定※2

※1 起動領域モニタの原子炉出力ペリオド短信号（10秒）による原子炉スクラム信号は原子炉出力が中間領域に到達することで発生する。

※2 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する際において、発電長が最初の制御棒引き抜き開始前に原子炉保護系計装及び起動領域計装の要素が動作不能でないこと（指示値の異常有無確認、点検記録及び校正記録等の確認等）、制御棒のスクラムアキュムレータの圧力等を確認することで、必要な原子炉緊急停止系が正常に動作することを確認する運用としている。そのため、本事象においてもスクラム信号の機能に期待できる。

## 安定停止状態について（運転停止中 反応度の誤投入）

運転停止中の反応度の誤投入の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

**【安定停止状態の確立について】**原子炉安定停止状態の確立について

運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されるが，原子炉出力ペリオド短（10秒）信号により原子炉はスクラムして制御棒全挿入となり，未臨界状態となることで，原子炉安定停止状態が確立される。

また，重大事故等対策は自動で作動するため，対応に必要な要員の確保は不要である。

**【安定停止状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を継続することにより，安定停止状態後の状態維持が可能となる。

## 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（運転停止中 反応度の誤投入）

第1表 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 反応度の誤投入）

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	評価項目パラメータに与える影響
炉心 (核)	核分裂出力	<ul style="list-style-type: none"> <li>一点近似動特性モデル（炉出力）</li> <li>出力分布は二次元拡散モデル</li> <li>核定数は三次元体系の炉心を空間効果を考慮し二次元体系に縮約</li> </ul>	考慮しない	停止時の制御棒の誤引き抜きは、起動領域計装の原子炉出力ベリオド短（10秒）信号の発生により、自動的に原子炉スクラムされることで未臨界となり、事象は収束することから、運転員等の操作を必要としない。 したがって、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を考慮する必要はない。	ドブプラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。
	出力分布変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>二次元（RZ）拡散モデル</li> <li>エンタルピステップの進行に伴う相対出力分布変化を考慮</li> </ul>	考慮しない		解析では制御棒引抜に伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値（燃焼度 0Gwd/t での値）を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力分布変化の不確かさは考慮しない。
	反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドブプラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮</li> <li>熱的現象は断熱、ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない※</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドブプラ反応度フィードバック効果：7～9%</li> <li>実効遅発中性子割合：約4%</li> </ul>		実験結果と解析コードの評価結果との比較から、ドブプラ反応度フィードバックの不確かさは7～9%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。 また、実効遅発中性子割合の不確かさは、臨界試験の結果と解析コードの評価結果との比較により、約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。
	制御棒反応度効果	<ul style="list-style-type: none"> <li>三次元拡散モデル</li> <li>動特性計算では外部入力</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒反応度：約9%</li> <li>実効遅発中性子割合：約4%</li> </ul>		実験結果と解析コードの評価結果との比較から、制御棒反応度の不確かさは約9%程度あることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。 また、実効遅発中性子割合の不確かさは、臨界試験との比較により、約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱伝導モデル</li> <li>燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル</li> </ul>	考慮しない	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒落下」解析結果への影響は0%と報告されており、類似の事象である本事故シーケンスについても、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。	
	燃料棒表面熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> <li>単相強制対流：Dittus-Boelter の式</li> <li>核沸騰状態：Jens-Lottes の式</li> <li>膜沸騰状態（低温時）：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達関連式</li> </ul>	考慮しない	本事象では即発臨界となり、急激な出力上昇が生じるが、スクラム反応度印加により出力は速やかに低下し、燃料エンタルピはその数秒後に最大値となる。このような短時間の事象であることから、燃料棒表面熱伝達の不確かさが燃料エンタルピの最大値に及ぼす影響はほとんどない。そのため、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。	
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式	考慮しない	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して十分小さくなっていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどなく、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。	

※ A P E X は断熱モデルに基づくドブプラ反応度フィードバックモデルを採用し、減速材温度フィードバック及び減速材ボイドフィードバックは考慮しない。

第2表 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（運転停止中 反応度の誤投入）（1/2）

項目	解析条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	炉心状態	9×9燃料(A型)平衡炉心サイクル初期	装荷炉心ごと, 燃焼度ごとに変化する	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱力学的な特性はほぼ同等であることから, 代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定	実炉心においては装荷炉心毎, 燃焼度毎に制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化する。 これらの影響については以下の保守的な想定をした評価においても, 投入される反応度は約1.16ドル(燃料エンタルピー最大値: 約80kJ/kgUO <sub>2</sub> , 燃料エンタルピー増分の最大値: 約72kJ/kgUO <sub>2</sub> )にとどまることから, 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。 ・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態においてB型平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合(添付資料5.4.5)
	実効増倍率	1.0	0.99未滿	原子炉は臨界状態にあるものとして設定	停止時の制御棒の誤引き抜きは, 起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号の発生により, 自動的に原子炉スクラムされることで未臨界となり, 事象は収束することから, 運転員等の操作を必要としない。 したがって, 初期条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮する必要はない。
	原子炉出力	定格出力の10 <sup>-8</sup>	定格出力の10 <sup>-8</sup> 程度	原子炉は停止状態にあるものとして設定	初期出力は炉心状態毎に異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。 定格出力の10 <sup>-8</sup> の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行い, 結果は以下のとおりとなった。 ・定格出力の10 <sup>-7</sup> : 約1.09ドル ・定格出力の10 <sup>-9</sup> : 約1.17ドル(燃料エンタルピー最大値: 約124kJ/kgUO <sub>2</sub> , 増分の最大値: 約115kJ/kgUO <sub>2</sub> ) 有効性評価での結果(約1.13ドル, 燃料エンタルピー最大値: 約85kJ/kgUO <sub>2</sub> , 増分の最大値: 約77kJ/kgUO <sub>2</sub> )と大きく差異がないことから, 初期出力の不確かさが与える影響は小さい。
	原子炉圧力	大気圧	大気圧程度	原子炉停止時の圧力を想定	解析条件と同様であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料被覆管表面温度及び冷却材温度	20℃	事象毎20℃以上	原子炉冷却材温度の下限値を基に設定した値であり, 最も水密度が高くなる値として設定	初期燃料被覆管表面温度は炉心状態毎に異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。 初期燃料温度を60℃とした場合の感度解析を実施し, 結果は以下のとおりとなった。 ・初期燃料温度60℃: 約1.13ドル(燃料エンタルピー最大値: 約96kJ/kgUO <sub>2</sub> , 増分の最大値: 約80kJ/kgUO <sub>2</sub> ) 有効性評価での結果(約1.13ドル, 燃料エンタルピー最大値: 約85kJ/kgUO <sub>2</sub> , 増分の最大値: 約77kJ/kgUO <sub>2</sub> )と大きな差異がないことから, 初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。
	燃料エンタルピー	8kJ/kgUO <sub>2</sub>	事象毎	冷却材温度20℃における燃料エンタルピーを想定	

※ 本評価で評価対象とした9×9燃料では, 初期の燃料被覆管表面温度及び冷却材温度を高く設定した場合に, G dの燃焼やP uの蓄積により, 結果が厳しくなる場合がある。



第2表 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（運転停止中 反応度の誤投入）（2/2）

項目		解析条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起回事象	制御棒の誤引き抜き	—	運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する	停止時の制御棒の誤引き抜きは、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号の発生により、自動的に原子炉スクラムされることで未臨界となり、事象は収束することから、運転員等の操作を必要としない。したがって、事故条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮する必要はない。	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値を有する制御棒の対角隣接の制御棒のうち、最大反応度値を有する制御棒	—	投入される反応度を厳しく評価する観点から設定なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないように管理 <sup>*</sup> している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を考慮し、対角隣接の制御棒とし、引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.71%Δkとする (添付資料5.4.3)		—
	外部電源	外部電源あり	—	制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定		—
機器条件	制御棒の引抜速度	9.1cm/s	9.1cm/s以下	引抜速度の上限値として設定	停止時の制御棒の誤引き抜きは、起動領域計装の原子炉出力ペリオド短(10秒)信号の発生により、自動的に原子炉スクラムされることで未臨界となり、事象は収束することから、運転員等の操作を必要としない。したがって、機器条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮する必要はない。	解析上では引抜速度の上限値を設定しているが、最確条件では上限値に比べて遅い引抜速度であり、投入反応度が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	起動領域計装のバイパス状態	A, Bチャンネルそれぞれ1個	バイパスなし	A, Bチャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。スクラム信号が遅れることにより、厳しい評価となる		バイパス状態がない場合はスクラム信号の応答が早くなり、投入反応度が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	制御棒引抜阻止	期待しない(原子炉出力ペリオド短信号(20秒))	期待する(原子炉出力ペリオド短信号(20秒))	制御棒の引き抜きが制限されないことにより、制御棒の誤操作の量が増加し、厳しい評価となる		制御棒引抜阻止に期待した場合、原子炉出力ペリオド短信号(20秒)が発信すると制御棒引抜が停止する。ただし、本評価では制御棒の誤引き抜きにより反応度が急激に投入されるため、原子炉出力ペリオド短信号(20秒)と原子炉出力ペリオド短(10秒)信号によるスクラム信号がほぼ同時に発信するため、制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目に与える影響はほとんどない。
	スクラム信号	原子炉出力ペリオド短(10秒)信号	解析条件と同様	起動領域モニタのモード切替スイッチを「OPER」位置とした場合の起動領域計装のスクラム機能により設定		解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※ 原子炉起動時及び冷温臨界検査時は、臨界近接時における制御棒の最大反応度値が1.0%Δk以下となるように管理。また、制御棒値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引き抜き手順の監視を実施。なお、停止余裕検査においても同様の監視を実施。

## 反応度誤投入事象の代表性について

## 1. はじめに

有効性評価では反応度の誤投入事象として、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定している。これは、運転停止中に実施する冷温臨界検査や停止余裕検査を考慮した想定であり、その検査の制御棒引き抜き事象の代表性について以下に示す。

## 2. 運転停止中において制御棒を複数引き抜く検査

運転停止中の原子炉においては、停止余裕（最大反応度価値を有する 1 本の制御棒が引き抜かれた状態でも炉心の未臨界を維持できること）を確保した燃料配置としていることに加え、原子炉モード・スイッチを燃料取替位置にすることで、1 本を超える制御棒の引き抜きを阻止するインターロックが作動する状態とし、不用意な臨界の発生を防止している。

しかしながら、停止余裕検査及び冷温臨界検査の実施時においては、原子炉モード・スイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する。このため、これらの検査中に人的過誤が発生すると、想定を超える反応度が投入される可能性がある。

それぞれの検査の概要や対象となる制御棒等は以下のとおり。

## (1) 冷温臨界検査

検査の目的 : 臨界予測精度の維持・向上のためのデータベースの蓄積。

検査方法 : あらかじめ作成した検査用の引き抜きシーケンスに従って

順番に対象となる制御棒の引き抜きを実施し、臨界状態確認後に、制御棒パターン、原子炉水温度及びペリオド等のデータを採取する。

対象制御棒：評価ケースにより異なる。臨界状態が確認されるまで、複数本の制御棒の引き抜きを実施する。

事故防止対策：制御棒価値ミニマイザによる制御棒操作手順の監視、又は制御棒の操作を行う運転員とは異なる運転員1名による監視。

## (2) 停止余裕検査

検査の目的：停止余裕（挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値を有する制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で未臨界にできること）を確認する。

検査方法：①最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）を全引き抜き位置まで引き抜く。

②最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）を位置N※まで挿入する。

※ 最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）の対角隣接の制御棒（CR-2）について停止余裕の確認に必要な引き抜き位置

③最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）の対角隣接の制御棒（CR-2）を位置Nまで引き抜く。

④最大反応度価値を有する制御棒（CR-1）を再度1ノッチずつ引き抜きして、全引き抜きとし、この状態で炉心が臨界未満であることを確認する。なお、制御棒の引

き抜きに際しては、各 1 ノッチ引き抜き前に検査担当者が未臨界を確認している。

対象制御棒：最大反応度価値を有する制御棒 1 本及び最大反応度価値を有する制御棒の対角隣接の制御棒 1 本。

引き抜かれる制御棒は、最大反応度価値を有する制御棒の対角隣接の制御棒のうち、最大反応度価値を有するものを選択。

事故防止対策：制御棒の操作を行う運転員とは異なる運転員 1 名による監視。

### 3. 想定する人的過誤

想定を超えた反応度が投入されるおそれのある人的過誤として、「燃料の誤装荷」、「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」について検討した。

#### 3.1 単一の人的過誤

##### (1) 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は、燃料の誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。しかしながら、燃料を装荷する際は、燃料取替機が自動で燃料装荷位置まで移動し、かつ作業員による燃料装荷位置の確認や定検時燃料移動監視装置による確認等が行われる。このため、本事象が発生しても適切に認知がされることから、反応度の連続投入や急激な反応度の投入は考えにくい。

##### (2) 制御棒の選択誤り

操作対象制御棒の選択を誤ると、当該制御棒の反応度値が変化する。冷温臨界検査及び停止余裕検査では、事前に対象となる制御棒の値が臨界近傍で大きくならないように評価により対象を選定しており、その制御棒パターンは制御棒値ミニマイザ<sup>※</sup>や運転員等により監視されているため、操作対象以外の制御棒が選択されることは考えにくい。また、選択誤りが発生した場合においても臨界付近での制御棒引抜操作は1ノッチずつであるため、反応度の急激な投入は考えにくい。

※ 停止余裕検査では使用していない。

### (3) 制御棒の連続引き抜き

運転員、及び制御棒の操作を行う運転員とは異なる運転員が制御棒や起動領域計装の確認を実施しており、人的過誤発生時も認知が容易である。しかし、これらの認知は運転員に期待しているため、有効性評価ではこれらの認知に期待せず、制御棒が連続引き抜きされることを想定する。

## 3.2 人的過誤の重畳

人的過誤として抽出した「燃料の誤装荷」、「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」の重畳事象の発生について検討した。反応度の投入速度等の理由<sup>※</sup>から、検討すべき人的過誤の重畳は「制御棒の選択誤り」＋「制御棒の連続引き抜き」のみであると考えられる。

評価の結果、人的過誤の重畳は発生の可能性が低いことから、有効性評価では単一の人的過誤である「制御棒の誤引き抜き」について検討する。

※ 「制御棒の連続引き抜き」を含まない人的過誤が重畳した場合には、制御棒が1ノッチずつ引き抜かれるため、投入される反応度は「制御棒の連続引き抜き」に比べて小さいと考えられる。また、「燃料の誤装

荷」については、燃料取替機により自動で選択されるため、運転員等の作業時の誤りにより間違っただけに装荷されることは考えにくく、燃料の装荷順序に係るデータの入力についても十分確認がなされていることから、「燃料の誤装荷」単一の過誤発生確率でも十分低いと考えられ、他の過誤との重畳事象は考慮する必要がないと考えられる。

- (1) 「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」重畳時の人的過誤確率
- 人的過誤の重畳を考慮すべき試験は、「2. 停止時において制御棒を複数引き抜く検査」に示すとおり、原子炉停止余裕検査及び冷温臨界検査である。通常、冷温臨界検査では制御棒価値ミニマイザにより機械的に制御棒の選択の誤りを防止している。したがって、この機能を使用している場合は、人的過誤による制御棒の選択の誤りは発生しないため、人的過誤の重畳の考慮は不要である。ただし、これらの機能に期待しないで試験を実施することもあるため、その場合における人的過誤の重畳を検討した。なお、制御棒価値ミニマイザによる機械的な制御棒の選択の誤りに期待しない場合においては、制御棒を操作する運転員以外の運転員が1名以上監視に当たることによって制御棒の選択の誤りの発生を防止しているため、これらについてもモデル化する。

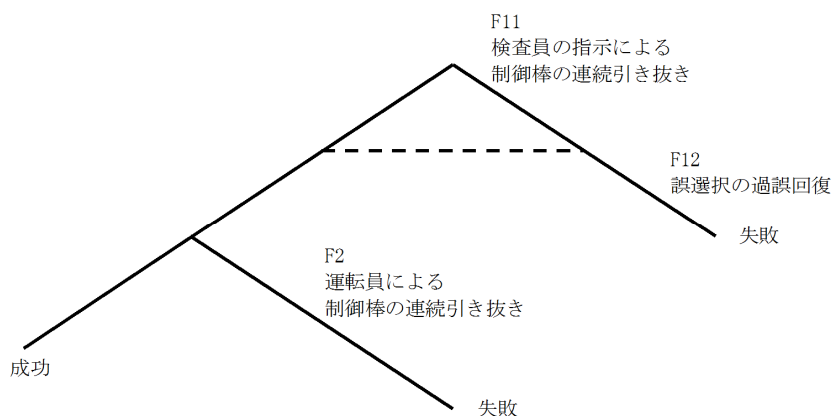
第1図に「制御棒の連続引き抜き」、第2図に「制御棒の選択誤り」+「制御棒の連続引き抜き」の重畳（人的過誤に従属性を考えた場合）における人間信頼性解析（HRA）ツリー及び人的過誤の確率を示す。

その結果、「制御棒の連続引き抜き」の単一の人的過誤に比べて「制御棒の選択誤り」+「制御棒の連続引き抜き」の重畳を考慮すると、発生確率が小さくなっていることがわかる。なお、この評価における、同じ操作者・指示者による「制御棒の選択誤り」と「制御棒の連続引き抜き」の人的過

誤の従属性は、NUREG/CR-6883のSPAR-H手法における従属性レベルの選定フロー（第1表）に基づき、高従属と設定した。

同じ操作者・指示者による「制御棒の選択誤り」と「制御棒の連続引き抜き」の人的過誤の従属性は、作業内容の差異やステップ毎に実施していることから独立事象として考えることもでき、その場合についても評価した（第3図）。

以上のように人的過誤確率が発生する確率は低いことから、有効性評価では単一の人的過誤である「制御棒の誤引き抜き」について検討する。

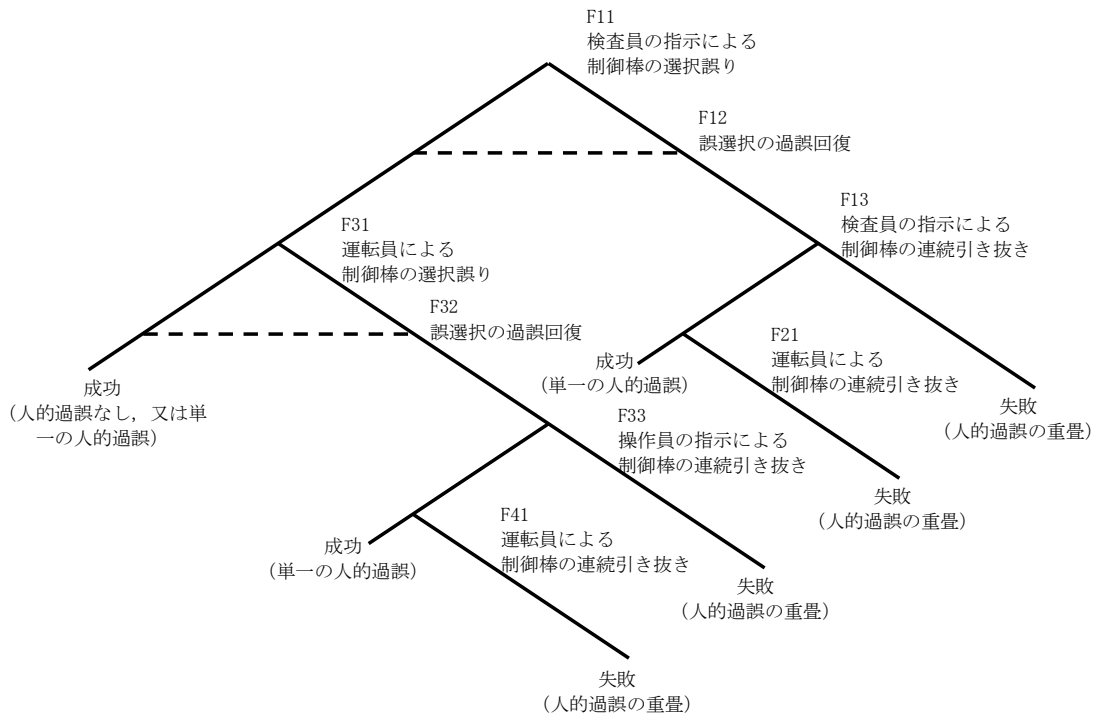


人的過誤の内容		過誤確率 (中央値)	EF	備考
F11	操作員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー（チェック表が正しく用いられている場合の長い操作（10項目以上））特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883（SPAR-H）の低従属F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした。特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F2	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー（チェック表が正しく用いられている場合の長い操作（10項目以上））特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定

※操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復には保守的に期待しないこととした。

人的過誤（平均値）	EF
4.0E-03	2.8

第1図 「制御棒の連続引き抜き」のHRAツリー及び人的過誤確率



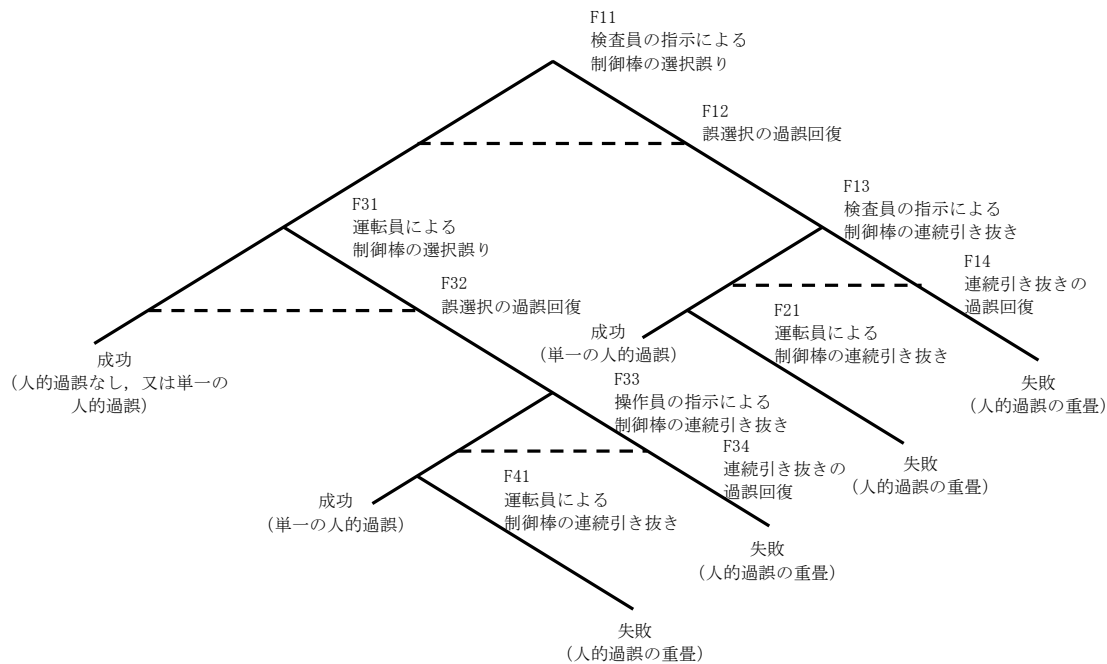
人的過誤の内容		過誤確率 (中央値)	EF	備考
F11	操作員の指示誤りによる制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F13	検査員の指示による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の高従属 F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同じであるため、高従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 (過誤回復には期待しない)
F21	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F11の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F31	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F32	検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F33	検査員の指示による制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F41	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の高従属 F31の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同じであるため、高従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 (過誤回復には期待しない)

※操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復には保守的に期待しないこととした。  
また、HRAツリー及び人的過誤の確率は、複数の制御棒を引き抜く冷温臨界試験を想定して評価した。

人的過誤 (平均値)	EF
3.1E-04	3.6

第2図 「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」重畳時の  
HRAツリー (従属性を考慮する場合)





人的過誤の内容		過誤確率 (中央値)	EF	備考
F11	操作員の指示誤りによる制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F13	検査員の指示による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の高従属 F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同じであるため、高従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 ※制御棒の選択誤りと作業内容が異なり、操作は検査要領書に従ってステップ毎に実施することから、完全独立とした
F14	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F13の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタを1と設定
F21	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 ※制御棒の選択誤りと作業内容が異なり、操作は検査要領書に従ってステップ毎に実施することから、完全独立とした
F31	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F32	検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F33	検査員の指示による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 ※制御棒の選択誤りと作業内容が異なり、操作は検査要領書に従ってステップ毎に実施することから、完全独立とした
F34	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883 (SPAR-H) の低従属 F33の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とした 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定
F41	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー (チェック表が正しく用いられている場合の長い操作 (10項目以上)) 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1と設定 ※制御棒の選択誤りと作業内容が異なり、操作は検査要領書に従ってステップ毎に実施することから、完全独立とした

※操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復には保守的に期待しないこととした。  
また、HRAツール及び人的過誤の確率は、複数の制御棒を引き抜く冷温臨界試験を想定して評価した。

人的過誤 (平均値)	EF
2.0E-06	4.5

第3図 「制御棒の選択誤り」及び「制御棒の連続引き抜き」重畳時の

HR A ツリー (独立事象の場合)

第 1 表 SPAR-H 手法における従属性レベルの選定フロー

Dependency Condition Table						Number of Human Action Failures Rule □ - Not Applicable. Why? _____		
Condition Number	Crew (same or different)	Time (close in time or not close in time)	Location (same or different)	Cues (additional or no additional)	Dependency			
1	s	c	s	na	complete	When considering recovery in a series e.g., 2 <sup>nd</sup> , 3 <sup>rd</sup> , or 4 <sup>th</sup> checker  If this error is the 3 <sup>rd</sup> error in the sequence, then the dependency is at least moderate.  If this error is the 4 <sup>th</sup> error in the sequence, then the dependency is at least high.		
2				a	complete			
3			d	na	high			
4				a	high			
5	nc	s	na	high				
6			a	moderate				
7			d	na	moderate			
8				a	low			
9			d	c	s		na	moderate
10					a		moderate	
11					d		na	moderate
12							a	moderate
13	nc	s			na		low	
14			a	low				
15			d	na	low			
16	a	low						
17					zero			

4. 過去に発生した制御棒誤引き抜け事象と東海第二発電所における発生防止対策

(1) 志賀原子力発電所 1 号炉における制御棒引き抜け事象

平成 11 年 6 月、志賀原子力発電所 1 号炉において、原子炉停止機能強化工事の機能確認工事の準備として、制御棒関連の弁を操作していたところ、3 本の制御棒が想定外に全挿入位置から引き抜かれ、原子炉が臨界状態となった。この事象により、原子炉自動停止信号が発生したが、直ちに制御棒が挿入されず、約 15 分間制御棒が全挿入されなかった。

この事象は、制御棒駆動水圧系（以下「CRD」という。）の原子炉戻りラインの弁を開けずに CRD 挿入ライン隔離弁を閉としたことにより、引き抜きラインに圧力がかかり、制御棒が引き抜けた。また、原子炉自動停止信号が発生したにも関わらず制御棒が挿入されなかったのは、CRD 挿入ライン隔離弁が閉であったこと及び制御棒駆動水圧制御ユニット（以下「HCU」という。）アキュムレータに圧力が充てんされていなかったことが原因である。

上記の事象を踏まえ、東海第二発電所では、次の対策を講じている。

- a. HCU隔離時のCRDリターンライン運転手順の整備
- b. 原子炉-CRD冷却水ヘッダ間差圧上昇時のCRDポンプ自動トリップインターロックの設置

これらの対策を考慮して制御棒の誤引き抜け事象の発生頻度を評価した結果、 $4.5E-10$ /施設定期検査と評価され、志賀原子力発電所1号炉で発生した制御棒誤引き抜け事象と同様の事象が東海第二発電所で発生する頻度は十分小さいことを確認している。

## (2) 東海第二発電所における意図せぬ制御棒動作事象

東海第二発電所においては、制御棒の誤引き抜け事象等により反応度が誤投入された事象の発生実績はないが、平成20年4月、施設定期検査中(全燃料取出、全制御棒全引き抜き、制御棒駆動水圧系ユニット(以下「HCU」という。)隔離)のところ、1本の制御棒が44ポジション(全引き抜き位置(48ポジション)から4ポジション挿入)に動作し、「制御棒ドリフト」警報が発報した。

この事象は、動作した制御棒のHCUの制御弁のリークテストを実施中に、当該制御弁の圧力が安定せず加圧を通常よりも長時間実施したこと、及び当該HCU周りの手動弁のシートパスが重畳したことが原因である。

ただし、本事象は全燃料取出状態であったこと、及び制御棒は挿入側に動作した事象であることから、反応度が投入された事象ではない。

なお、当事象への対策として、以下の対策を行った。

- ・当該HCU弁の弁体取り替え
- ・HCUリークテストにおける圧力が安定しない場合は、当該リークテストを中止する

- ・警報処置手順書における「制御棒ドリフト」警報に本事象を発生要因として加えることで、当該警報発報時にHCUリークテストも要因の調査対象とする。

## 5. 重要事故シーケンスの想定

有効性評価では上記 2.～4.を踏まえ、停止余裕検査や冷温臨界検査時に、人的過誤により制御棒が連続的に引き抜かれる事象を想定した。

このとき、臨界近傍での引抜制御棒の反応度価値が冷温臨界検査※に比べて大きい停止余裕検査においては、最大反応度価値を有する対角隣接の制御棒1本を引き抜くことを考慮して、「最大反応度価値を有する制御棒が全引き抜きされている状態で最大反応度価値を有する制御棒の対角隣接制御棒1本」を反応度誤投入の代表性があるものとして選定した。

以上より、反応度の誤投入事象として、「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を代表性のあるシナリオとしている。

※ 冷温臨界検査においては、臨界近傍における制御棒の反応度価値は1.0%  $\Delta k$  以下となるよう管理

## 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について

## 1. はじめに

反応度誤投入事象の評価条件である原子炉初期出力（臨界状態）について、ノミナル値を定格出力の  $10^{-8}$  とし、また、感度解析の範囲をその 10 分の 1 から 10 倍までとすることが、妥当であることを以下に示す。

## 2. 長期停止による原子炉初期出力への影響

原子炉初期出力は、一般に中性子源の強さに比例し、未臨界度に反比例する。長期停止に伴い、主に  $\text{Am}-241$  の蓄積によって未臨界度は深くなるが、長期停止後も短期停止後と同様の燃料配置換え等が行われることにより、その影響は緩和される。一方、中性子源の強さについては、停止後 30 日程度には起動領域計装（SRNM）のカウント数として 8 割以上を占め、停止中の原子炉における主要な中性子源となる  $\text{Cm}-242$ （半減期 163 日）及び  $\text{Cm}-244$ （半減期 18.1 年）の半減期を考慮すると、10 年程度の停止期間の場合、停止時中性子束は低下するものの停止後 30 日程度（短期停止を想定）の中性子束の 0.1 倍には至らない。また、停止期間が相当期間に渡っても、 $\text{Cm}-242$  及び  $\text{Cm}-244$  の減衰について第 1 図に示すとおり、感度解析の範囲内である。

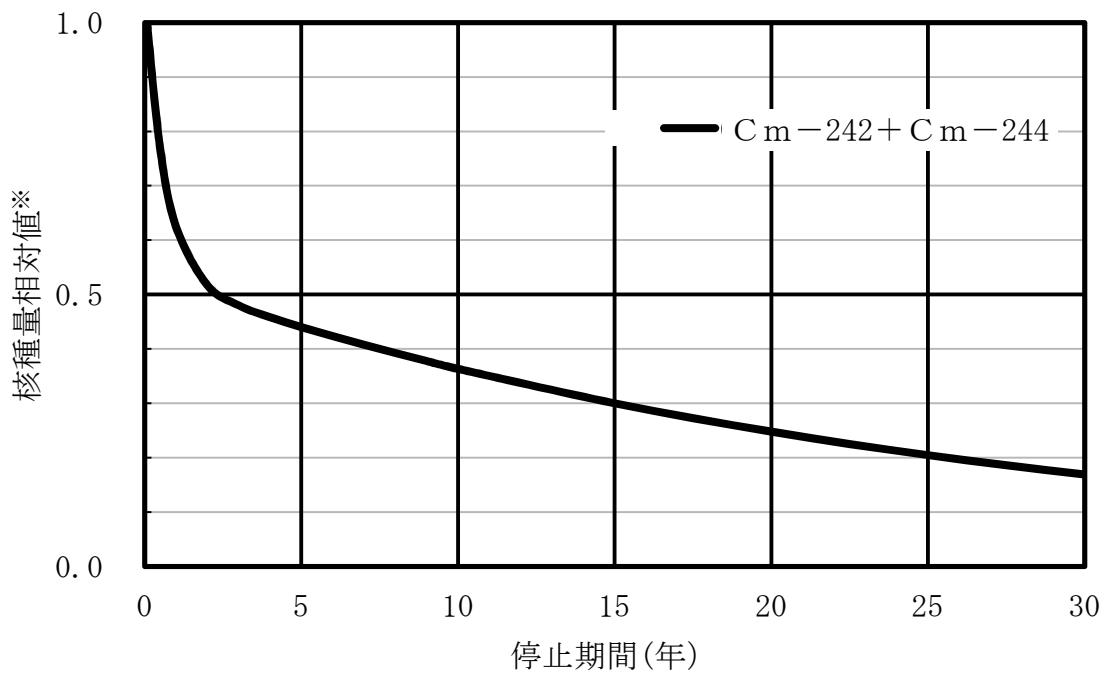
## 3. 感度解析における初期出力範囲の根拠

反応度誤投入解析における初期出力は、低い方が投入反応度を厳しくする傾向がある。減速材温度が低温時の原子炉臨界時出力は、約 1 年の停止期間後の実績を含む臨界実績として定格出力の  $10^{-8} \sim 10^{-5}$  であることから、なるべく低出力側をノミナル値とし、定格出力の  $10^{-8}$  としている。低出力側の下限値としては、保守的に更に 1 桁分の範囲をとり、定格出力の  $10^{-9}$  としている。これ

は、第 1 図より核種量相対値が 0.1 となる（1 桁下がる）までの停止期間を参照すると、十分な範囲と言える。高出力側の上限値としては、低出力側と同様に 1 桁分の範囲をとり、定格出力の  $10^{-7}$  としている。

#### 4. まとめ

長期停止の影響を含め、初期出力の不確かさが与える影響を感度解析の範囲が十分に含んでいると言えることから、ノミナル値である定格出力の  $10^{-8}$  を初期出力とし、感度解析の範囲をその 10 分の 1 から 10 倍までとすることは妥当である。



※ 停止後 30 日の核種量を 1.0 としてプロット

第 1 図 Cm-242 + Cm-244 の減衰

## 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について

## 1. はじめに

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「9×9燃料(A型)平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。しかし、実炉心においては想定と異なり、装荷燃料には9×9燃料(B型)が含まれている場合、事象発生時期がサイクル末期である場合に加え、引抜制御棒価値、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線及び実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

## 2. 感度解析条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードのAPEX」の重要現象の特定を参考に「引抜制御棒価値」、「引抜制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」及び「実効遅発中性子割合」の4つについて第1表に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力と初期燃料温度については解析条件の不確かさの影響評価にて感度解析を実施していること、出力分布変化は制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃料寿命を通じた最大値となるようにしていることから今回対象としていない。

## (1) 引抜制御棒価値

有効性評価において核的制限値を超えないように管理している値（臨界近接時においては最大反応度価値を  $1.0\% \Delta k$  以下とすること）を超える制御棒価値として最大反応度価値制御棒の斜め隣接の制御棒（平衡炉心サイクル初期）の約  $1.71\% \Delta k$  を設定している。そのため、感度解析を実施する上のノミナルな条件としては管理値の  $1.0\% \Delta k$  を設定した。

## (2) 引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において第 1 表に示す A 型平衡炉心のサイクル初期を想定している。

感度解析のノミナル条件として、サイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度曲線を  $1.0\% \Delta k$  に規格化したものを考慮した。

サイクル初期の感度解析の不確かさ評価として、1 ドル位置における引抜制御棒反応度印加率が B 型の平衡炉心での印加率の変動を包含するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を第 1 図，第 2 図に示す。

## (3) スクラム反応度曲線

有効性評価において第 1 表に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においては、サイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

## (4) 実効遅発中性子割合



有効性評価において第1表に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においては、サイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

### 3. 感度解析結果

解析結果を第2表にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期並びにB型の平衡炉心の炉心状態とした場合においても、最大の投入反応度は感度解析（サイクル末期、B型の平衡炉心での印加率の変動を包含）の約1.16ドル（燃料エンタルピー最大値：約80kJ/kgUO<sub>2</sub>，燃料エンタルピーの増分の最大値※：約72kJ/kgUO<sub>2</sub>）であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示された燃料の許容設計限界の最低値である272kJ/kgUO<sub>2</sub>を超えることはない。また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安である、ピーク出力部燃料エンタルピーの増分で167kJ/kgUO<sub>2</sub>を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

※ 燃料エンタルピーの最大値から初期エンタルピー（8kJ/kgUO<sub>2</sub>）を引いた値

第1表 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析項目

項目	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期, B型平衡炉心)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期, B型平衡炉心)
引抜制御棒価値	1.71% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	申請解析の反応度曲線を制御棒価値 1.0% Δk に規格化	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル初期)の1.5倍 <sup>※1</sup> になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果(制御棒価値1.0% Δkに規格化)	1ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース(サイクル末期)の1.3倍 <sup>※2</sup> になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が1.0% Δkを超える部分については、1.0% Δkで一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心のLOGOS解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果	サイクル末期炉心のLOGOS解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値 (0.0060)	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心相当の値として0.88倍 <sup>※3</sup>	サイクル末期炉心相当の値として0.88倍 <sup>※3</sup>

※1 制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)よりB型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにふり幅を設定

※2 制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)よりB型平衡炉心の反応度印加率の変動を包含するようにふり幅を設定

※3 実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期:0.0060, ウラン炉心平衡サイクル末期:0.0053)より算出

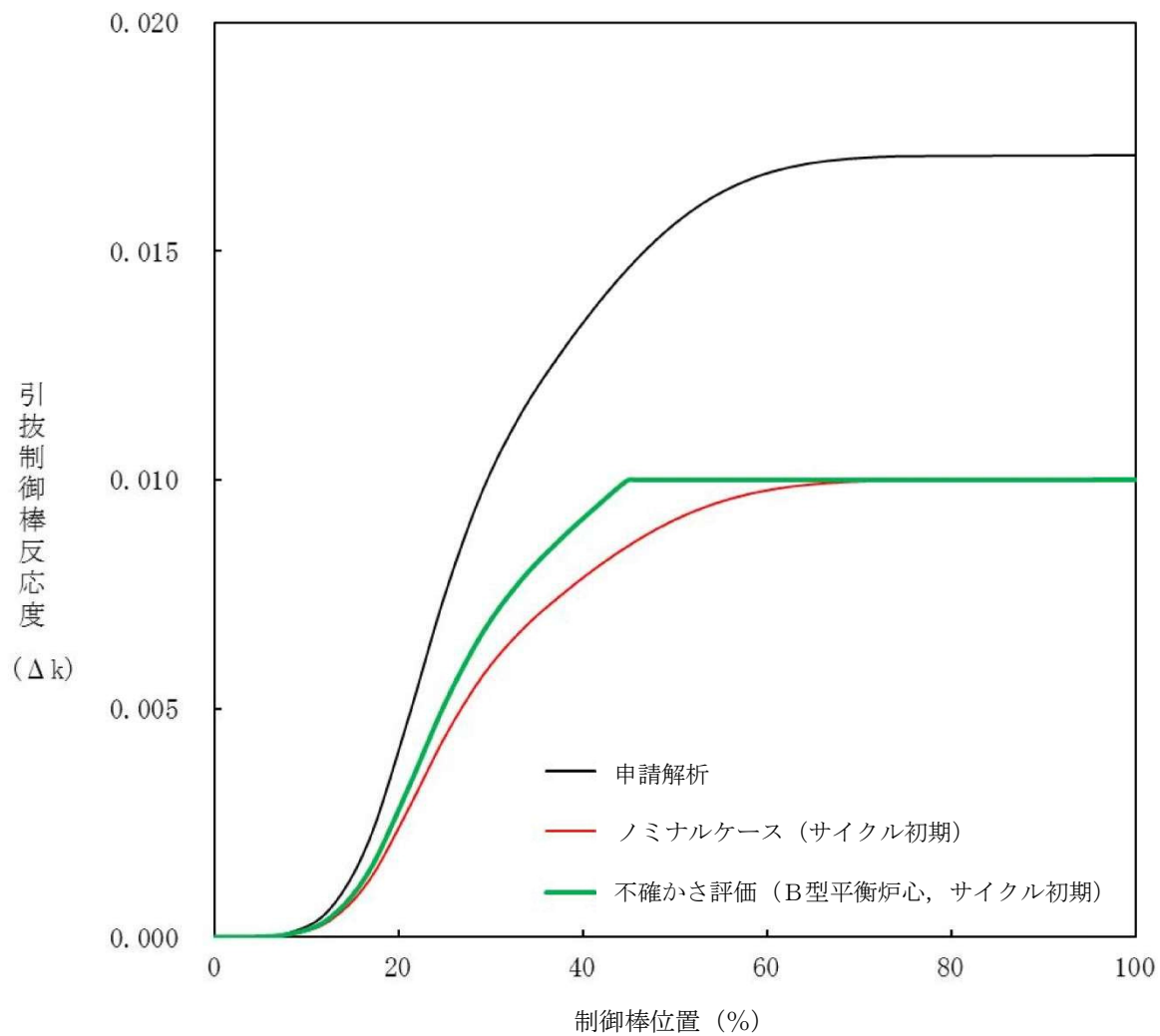
第2表 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析結果

項目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期, B型平衡炉心)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期, B型平衡炉心)
引抜制御棒価値	% Δk	1.71% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk	1.0% Δk
引抜制御棒反応度曲線の1ドル位置における反応度印加率	Δk/Δn <sup>※1</sup>	0.0014	0.0005	0.0008	0.0011	0.0014
実効遅発中性子割合	—	0.0060	0.0060	0.0060	0.0053	0.0053
最大投入反応度	% Δk	約0.68	約0.61	約0.63	約0.59	約0.61
	ドル	約1.13	約1.01	約1.05	約1.12	約1.16
燃料エンタルピーの 最大値	kJ/kgUO <sub>2</sub>	約85	約11	約18	約46	約80
燃料エンタルピーの 増分の最大値 <sup>※3</sup>	kJ/kgUO <sub>2</sub>	約77	約3	約9	約38	約72
ピーク出力部燃料 エンタルピー (絶対値)	kJ/kgUO <sub>2</sub>	約74	約8	約12	約37	約70

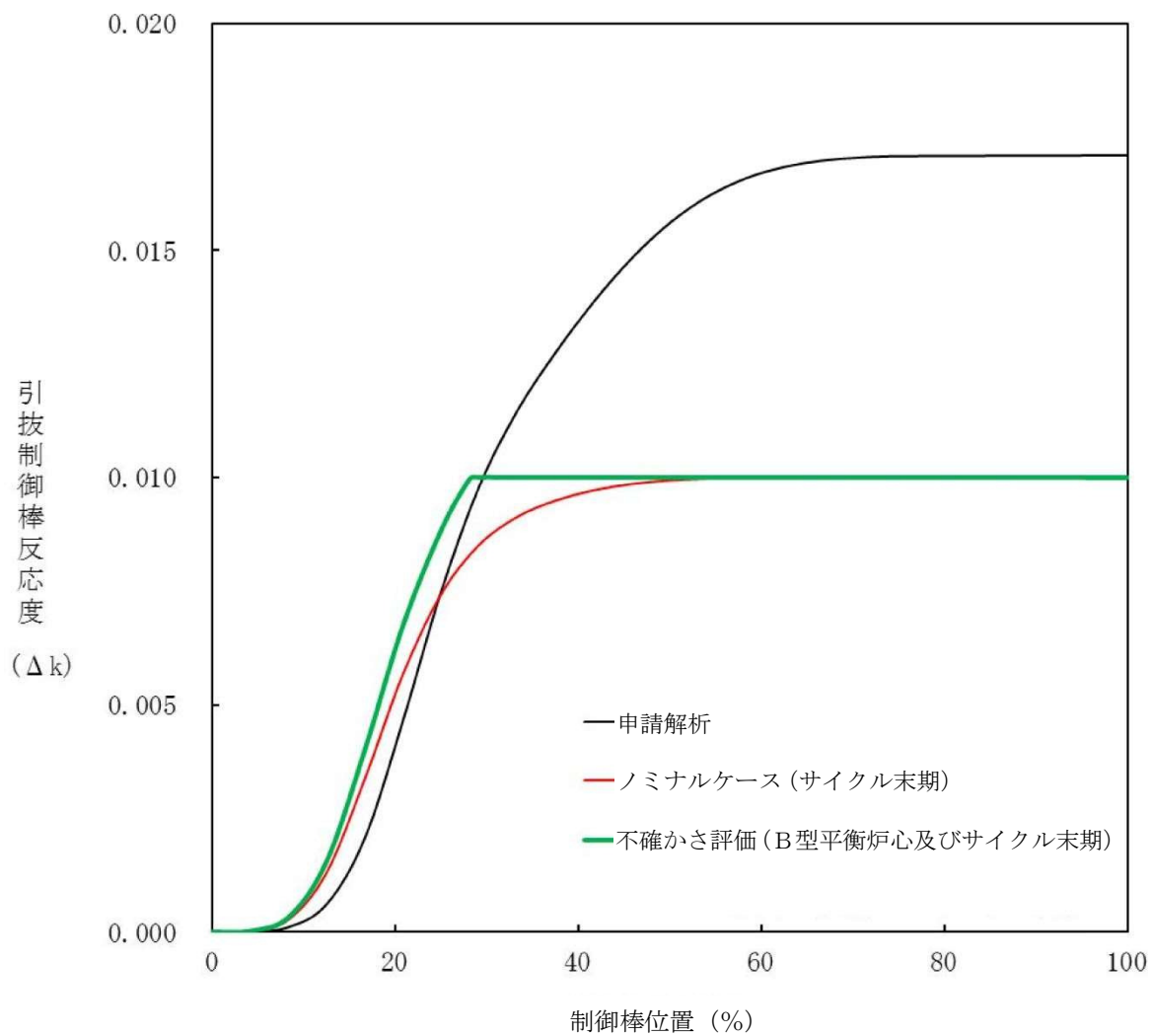
※1 制御棒を1ノッチ引き抜いた時の印加反応度

※2 APEXにより計算される実効遅発中性子割合

※3 燃料エンタルピーの最大値から初期エンタルピー (8kJ/kgUO<sub>2</sub>) を引いた値



第1図 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)



第2図 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)

## 6. 必要な要員及び資源の評価

### 6.1 必要な要員及び資源の評価条件

#### (1) 要員の評価条件

a. 参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直発電長、当直副発電長、当直運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。

また、参集要員に期待する事故シーケンスにおいては、事象発生2時間までは、中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している災害対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること、さらに事象発生2時間以降は発電所構外から招集される参集要員についても考慮して、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から招集される参集要員については、実際の運用では集まり次第、作業対応が可能であるが、評価上は事象発生2時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。

b. 可搬型設備操作において、災害対策要員が発電所構内に常駐していることを考慮し、2時間以内に活動を開始することとして要員を評価する。

#### (2) 資源の評価条件

##### a. 全 般

(a) 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮する。

##### b. 水 源

(a) 原子炉及び格納容器への注水において、水源となる代替淡水貯槽の

保有水量（約 4,300m<sup>3</sup>：有効水量）又は西側淡水貯水設備の保有水量（約 4,300m<sup>3</sup>：有効水量）が、他の淡水源から可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。

- (b) 代替淡水貯槽については、西側淡水貯水設備からの水の移送について、可搬型代替注水中型ポンプを用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。
- (c) 使用済燃料プールへの注水において、水源となる西側淡水貯水設備の保有水量（約 4,300m<sup>3</sup>）が枯渇しないことを評価する。
- (d) 水源の評価については、必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

#### c. 燃料

- (a) 常設代替交流電源設備、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型窒素供給装置、非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮し消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。
- (b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機等からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては、常設代替交流電源

設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油貯蔵タンク（約 800kL）の容量を考慮する。

(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油貯蔵タンク（約 800kL）の容量を考慮する。

(d) 可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型窒素供給装置の燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、可搬型設備用軽油タンク（約 210kL）の容量を考慮する。

(e) 緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（約 75kL）の容量を考慮する。

(f) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。

#### d. 電 源

(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備 5 台の連続定格容量（約 5,520kW）未滿となることを評価する。

(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンス



においては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シナリオにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。

外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シナリオグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備 2 台の連続定格容量（約 2,208kW）未滿となることを評価する。

- (c) 各事故シナリオにおける対策に必要な設備は、重要事故シナリオ等の対策設備に包絡されるため、重要事故シナリオ等の評価し成立性を確認することで、他の事故シナリオグループ等も包絡されることを確認する。

(添付資料6.3.2)

## 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

### (1) 必要な要員の評価結果

各事故シナリオグループ等において、重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。

原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シナリオグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD、TBU）」、「2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）」及び「2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」であり、事象発生後 2 時間に必要な要員は 24 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 7 名及び発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の初動体制の要員 39 名で対処

可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な要員数は 6 名であり、参集要員（72 名）により確保可能である。

また、原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は 19 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 5 名、発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の初動体制の要員 37 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

また、使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」であり、事象発生 2 時間までに必要な要員は 17 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 5 名、発電所構内に常駐している災害対策要員 32 名の初動体制の要員 39 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な要員数は 2 名であり、参集要員（72 名）により確保可能である。

（添付資料 6.1.1, 6.2.1, 6.2.2）

### 6.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

事象発生後 7 日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。

#### (1) 水源の評価結果

##### a. 原子炉及び格納容器への注水

原子炉及び格納容器への注水における水源評価において、最も厳しく

なる事故シーケンスグループ等は、「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」である。

低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による代替格納容器スプレイにおいて、合計約 5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。

水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>及び西側淡水貯水設備に約 4,300m<sup>3</sup>の水を保有しており、事象発生 43 時間以降に西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水の移送を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、代替淡水貯槽を水源とした 7 日間の注水継続が可能である。

#### b. 使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。

可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プール注水において、約 2,120m<sup>3</sup>の水が必要となる。

水源として、西側淡水貯水設備に約 4,300m<sup>3</sup>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく 7 日間の注水継続が可能である。

(添付資料 6.3.1)

### (2) 燃料の評価結果

#### a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。

非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備(常設代替高圧

電源装置 2 台) による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷でこれらの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 755.5kL の軽油が必要となる。可搬型代替注水中型ポンプ (2 台) による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ (2 台) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 12.0kL の軽油が必要となる。

さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から 7 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。

よって、事故対応に必要な軽油は、軽油貯蔵タンクにて約 800kL、可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL を備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。

#### b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 5 台) による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 352.8kL の軽油が必要となる。可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。

さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。

よって、事故対応に必要な軽油は、軽油貯蔵タンクにて約800kL、可搬型設備用軽油タンクにて約210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLを備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。

(添付資料 6.3.1)

### (3) 電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」及び「2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」である。常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約4,510kWが必要となるが、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)の連続定格容量である5,520kW未満であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

なお、全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが、重大事故等対策に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれていることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

また、直流電源については外部電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機等又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお、事故シーケンスグループ「2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)」、「2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)」、「2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)」及び

「2.8 津波浸水による注水機能喪失」においては、交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流電源負荷の制限により、事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。

(添付資料 6.3.1)

## 同時被災時における必要な要員及び資源について

東海第二発電所の原子炉運転中に重大事故等が発生した場合、使用済燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めて必要な要員、資源について整理する。

なお、使用済燃料乾式貯蔵設備の原子炉等との重大事故等同時被災を想定しても、使用済燃料乾式貯蔵容器への対応を要する状態にはならないため、原子炉及び使用済燃料プールの重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。

また、東海第二発電所と同一敷地内に設置している東海発電所(廃止措置中、核燃料搬出済み。)等の他事業所の同時被災を想定しても、東海第二発電所の重大事故等の対応に必要な要員及び資源を使用することはない。

## 1. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

## (1) 想定する重大事故等

使用済燃料プールに係る重大事故等を除く有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）毎に最も厳しいシナリオを想定する。

使用済燃料プールについてはスロッシングの発生を想定する。

第1表に想定する状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源への影響を確認する。

なお、火災対応に係る要員及び資源は重大事故等対応に必要な要員及び資源と重複利用することがないため、ここでは、火災対応に係る要員及び資源の評価は行わない。

## (2) 評価結果

## a. 必要な要員の評価

使用済燃料プールにおける重大事故等発生時は、注水及び除熱が必要である。注水については、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ等の操作が必要となる。除熱については、使用済燃料プールから発生する水蒸気が原子炉建屋原子炉棟内の他の重大事故等対処設備に悪影響を及ぼすことを防止するため、重大事故等対処設備として整備する代替燃料プール冷却系の操作が必要となるが、除熱開始までの時間余裕は第2～7表のとおり1日以上であり、有効性評価の各シナリオで使用済燃料プール同時被災時においても対応可能な要員数を確保していることを確認している。

なお、代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕<sup>※</sup>は、以下の式により算出した。

$$80^{\circ}\text{C到達までの時間}[h]=\frac{(80^{\circ}\text{C}-\text{初期水温}[^{\circ}\text{C}])\times\text{水の比熱}[kJ/kg/^{\circ}\text{C}]\times\text{使用済燃料プールの水量}[m^3]\times\text{水の密度}[kg/m^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[MW]\times 10^3\times 3600}$$

※ 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

## b. 必要な資源の評価

### (a) 水源

水源の使用量が最も多い「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」を想定すると、原子炉注水、格納容器スプレーによる7日間の対応に、約5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。また、水源評価の観点から、保守的に代替燃料プール冷却系による除熱に期待せず使用済燃料プールへの注水が継続することを想定した場合、7日間の対応に必要な使用済燃料プールへの注水量（通常水位までの水位回復及びその後の水位維



持) は、第 8 表及び第 9 表に示すとおり約 490m<sup>3</sup>となる。したがって、7 日間の対応に合計約 5,980m<sup>3</sup>の水が必要となる。これに対して、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>、西側淡水貯水設備に約 4,300m<sup>3</sup>の合計約 8,600m<sup>3</sup>の水を保有しているため、同時被災時においても 7 日間の対応は可能である。

なお、事象発生から 7 日間で必要となる使用済燃料プールへの注水量は、以下の式により算出した。

$$\text{沸騰までの時間}[h]=\frac{(100[^\circ\text{C}]-\text{初期水温}[^\circ\text{C}])\times\text{水の比熱}[kJ/kg/^\circ\text{C}]\times\text{使用済燃料プールの水量}[m^3]\times\text{水の密度}[kg/m^3]}{\text{燃料の崩壊熱}[MW]\times 10^3\times 3600}$$

$$1\text{時間当たりの注水必要量}[m^3/h]=\frac{\text{燃料の崩壊熱}[MW]\times 10^3\times 3600}{\text{水の密度}[kg/m^3]\times\text{蒸発潜熱}[kJ/kg]}$$

$$7\text{日間で必要となる注水量}[m^3]= (168\text{時間}[h]-\text{沸騰までの時間}[h])\times 1\text{時間当たりの注水必要量}[m^3/h]$$

#### (b) 燃料（軽油）

軽油貯蔵タンクの軽油消費量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」等を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2 台）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びに常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 2 台）の 7 日間の運転継続に約 755.5kL<sup>\*</sup>が必要となる。この中に使用済燃料プールへの対応に必要なとなる負荷も考慮されていること、軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの対応について、7 日間の対応は可能である。

可搬型設備用軽油タンクの軽油消費量が最も多い「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」等を想定すると、可搬型窒素供給装置の 7 日間の運転継続に約 18.5kL<sup>\*</sup>が必要となる。これに可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プールへの注水を考慮すると、更に約 12.0kL 必要と

なるが、可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの 7 日間の対応は可能である。

緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは全ての事故シーケンスグループ等で使用を想定するが、同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に約 70.0kL<sup>\*</sup>の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL の軽油を保有していることから、原子炉及び使用済燃料プールの 7 日間の対応は可能である。

※ 保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃費は最大負荷時を想定。

#### (c) 電源

使用済燃料プールへの注水、代替燃料プール冷却系による除熱に係る電源負荷容量は、常設代替交流電源設備の設計において考慮している。このため、常設代替交流電源設備からの電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷に電源供給が可能である。

### (3) 重大事故等時対応への影響について

「(2) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、当直（運転員）、発電所構内に常駐している災害対策要員及び 2 時間以降の発電所構外からの参集要員にて対応可能であることから、重大事故等に対応する要員に影響を与えない。

確保する各資源にて原子炉及び使用済燃料プールにおける 7 日間の対応が可能である。

以上のことから、原子炉及び使用済燃料プールで同時に重大事故等が発生した場合にも、その対応への影響はない。

## 2. まとめ

原子炉及び使用済燃料プールにおいて同時に重大事故等が発生した場合に必要な要員，資源について評価した。その結果，有効性評価の各シナリオで対応可能な要員を確保していること，7 日間の対応に必要な水源，燃料及び電源を確保していることを確認した。

第 1 表 想定する状態

項目	状 態
要員	(有効性評価の各事故シーケンスグループ等で使用済燃料プール同時被災時に対応可能な要員数を確保していることを確認)
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)」</li> <li>・「4.2 想定事故2」(使用済燃料プール漏えい) ※<sup>1</sup></li> </ul>
燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」等※<sup>2</sup>(軽油貯蔵タンクの評価)</li> <li>・「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」(可搬型設備用軽油タンクの評価)</li> <li>・各事故シーケンスグループ等※<sup>3</sup>(緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの評価)</li> </ul>
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・「4.2 想定事故2」(使用済燃料プール漏えい)</li> </ul>

- ※<sup>1</sup> 同時被災時の使用済燃料プール状態を想定する。また、サイフォン現象による漏えい量より、スロッシングによる溢水量の方が多いため、スロッシングによる漏えいを想定する。
- ※<sup>2</sup> 燃料については、消費量を保守的に評価する観点から、外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備の運転を継続させる状態を想定する。
- ※<sup>3</sup> 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは緊急時対策所用発電機専用の燃料タンクであるため、燃料消費量は事故シーケンスグループ等に依存しない

第2表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの  
時間余裕の評価条件（原子炉運転時）

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	装荷済
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 <sup>※1</sup>
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 <sup>※2</sup>
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量 <sup>※3</sup>	1,189.9m <sup>3</sup>
使用済燃料プールの初期水温 <sup>※4</sup>	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 <sup>※5</sup>	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 <sup>※6</sup>	972kg/m <sup>3</sup>

※1 燃料取出しスキームは第4表のとおり

※2 過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績（65日）よりも短い日数を設定

※3 使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合がありますものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能

※4 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定

※5 40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※6 40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用（1999年蒸気表より）

第3表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの  
時間余裕の評価結果（原子炉運転時）

項目	評価結果
代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 <sup>※1</sup>	約25時間

※1 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

第 4 表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム（原子炉運転時）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数※1	取出平均燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]
8 サイクル冷却燃料	8×14 か月 + 30 日	142 体	45	0.047
7 サイクル冷却燃料	7×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.064
5 サイクル冷却燃料	5×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.072
4 サイクル冷却燃料	4×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.085
3 サイクル冷却燃料	3×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.110
2 サイクル冷却燃料	2×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.161
1 サイクル冷却燃料	1×14 か月 + 30 日	168 体	45	0.283
施設定期検査時取出燃料	30 日	168 体	45	1.214
合計	—	1,486 体	—	2.095

※1 崩壊熱を保守的に評価するに当たり，使用済燃料プールの貯蔵容量（2,250 体）から 1 炉心（764 体）分を除いた 1,486 体分が使用済燃料プールに保管されているとし，そのうち施設定期検査時取出燃料は燃料取替体数分（168 体）が使用済燃料プールに保管され，それ以前の施設定期検査時に取り出された燃料は 9×9 燃料（A 型）の平衡炉心における燃料取替体数（168 体）ずつ取り出されたものと仮定した。

第5表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの  
時間余裕の評価条件（原子炉運転停止時）

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	取出前
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 <sup>※1</sup>
発電機解列からの日数	1日 <sup>※2</sup>
使用済燃料プールの崩壊熱	約1.0MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量 <sup>※3</sup>	1,189.9m <sup>3</sup>
使用済燃料プールの初期水温 <sup>※4</sup>	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 <sup>※5</sup>	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 <sup>※6</sup>	972kg/m <sup>3</sup>

※1 燃料取出しスキームは第7表のとおり

※2 運転停止時の有効性評価における評価日を設定

※3 使用済燃料プールの水量はスロッシングにより一時的に減少する場合があるものの、使用済燃料プールの水温が80℃に到達するまでに注水を実施し、通常水位へ回復することが可能

※4 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定

※5 40℃から80℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用（1999年蒸気表より）

※6 40℃から80℃までの飽和水の密度のうち、最小となる80℃の値を使用（1999年蒸気表より）

第6表 代替燃料プール冷却系による除熱開始までの  
時間余裕の評価結果（原子炉運転停止時）

項目	評価結果
代替燃料プール冷却系による除熱開始までの時間余裕 <sup>※1</sup>	約55時間

※1 代替燃料プール冷却系の最高使用温度が80℃であるため、時間余裕は、使用済燃料プール水温が80℃に到達するまでの時間となる

第 7 表 使用済燃料プールの燃料取出スキーム（原子炉運転停止時）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数 <sup>※1</sup>	取出平均燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル冷却燃料	9×14 か月 + 1 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却燃料	8×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却燃料	7×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却燃料	5×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却燃料	4×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.087
3 サイクル冷却燃料	3×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.113
2 サイクル冷却燃料	2×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.166
1 サイクル冷却燃料	1×14 か月 + 1 日	168 体	45	0.298
合計	—	1,486 体	—	0.962

※1 崩壊熱を保守的に評価するに当たり，使用済燃料プールの貯蔵容量（2,250 体）から 1 炉心（764 体）分を除いた 1,486 体分が使用済燃料プールに保管されているとし，その構成は，過去の施設定期検査時において，燃料が 9×9 燃料（A 型）の平衡炉心における燃料取替体数（168 体）ずつ取り出されたものと仮定した。



第8表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の  
評価条件

項目	評価条件
炉心への燃料装荷状態	装荷済
使用済燃料プールの燃料貯蔵体数	1,486体 <sup>※1</sup>
原子炉からの取出燃料の冷却日数	30日 <sup>※2</sup>
使用済燃料プールの崩壊熱	約2.1MW
使用済燃料プールの初期水位	通常水位
プールゲートの状態	プールゲート閉
使用済燃料プールの初期水量	1,189.9m <sup>3</sup>
スロッシング溢水量	81.49m <sup>3</sup>
使用済燃料プールの初期水温 <sup>※3</sup>	40℃
使用済燃料プールの水の比熱 <sup>※4</sup>	4.179kJ/kg/℃
使用済燃料プールの水の密度 <sup>※5</sup>	992kg/m <sup>3</sup>
水源の温度 <sup>※6</sup>	35℃
水源の密度 <sup>※7</sup>	994kg/m <sup>3</sup>
蒸発潜熱 <sup>※8</sup>	2,528.93kJ/kg

※1 燃料取出しスキームは第4表のとおり

※2 過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績(65日)よりも短い日数を設定

※3 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定

※4 40℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる40℃の値を使用(1999年蒸気表より)

※5 スロッシングにより使用済燃料プールの水量が減少しており、水温が40℃から100℃まで上昇することによる体積の膨張分はオーバーフローしないため、使用済燃料プールの初期水温の密度を設定

※6 年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定

※7 水源の温度である35℃での密度を設定

※8 35℃の飽和水のエンタルピと100℃飽和蒸気のエンタルピの差より算出(1999年蒸気表より)

第9表 使用済燃料プールの対応に必要な水量等の  
評価結果

項目	評価結果
使用済燃料プールの水温が 100℃に到達するまでの時間	約36時間
使用済燃料プールの水位が燃料有効長頂部に到達するまでの時間	約260時間
事故発生から7日間での必要注水量 (蒸発分) ※1, 3	約 410m <sup>3</sup>
事故発生から7日間での必要注水量 (蒸発+スロッシング分) ※2, 3	約 490m <sup>3</sup>

※1 蒸発による水位低下分を補うために必要な注水量

※2 蒸発による水位低下分+スロッシングによる水位低下分を補うために必要な注水量

※3 10m<sup>3</sup>未満を切上げて表示

## 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について

重大事故等が発生した場合においては、非常事態を宣言し、災害対策要員を非常招集することで事故の対応に当たる。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動体制として、中央制御室の当直（運転員）7名（原子炉運転停止中においては5名）、発電所構内に常駐している災害対策要員32名の合計39名（原子炉運転停止中においては37名）により、迅速な対応を図る。また、事象発生2時間以降は、発電所構外から招集される参集要員も考慮した対応を行う。

第1表及び第2表に各事故シーケンスグループ等の作業に必要な要員数及び事象発生2時間以降に必要な参集要員の要員数を示す。

原子炉運転中に最も多く要員を必要とするのは、「2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）」、「2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）」及び「2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失」である。参集要員に期待しない事象発生後2時間に必要な要員は、当直発電長1名、当直副発電長1名、当直運転員5名、通報連絡等を行う要員4名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員13名の合計24名であることから、初動体制の要員（39名）で事故対応が可能である。また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は6名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。

原子炉運転停止中に最も多く要員を必要とするのは、「5.2 全交流動力電源喪失」である。参集要員に期待しない事象発生後2時間に必要な要員は、当直発電長1名、当直副発電長1名、当直運転員3名、通報連絡等を行う要員4名及び現場操作を行うための重大事故等対応

要員 10 名の合計 19 名であることから、初動体制の要員（37 名）で事故対応が可能である。

使用済燃料プールに燃料を取り出している期間中に最も要員を必要とするのは、「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」である。参集要員に期待しない事象発生後 2 時間に必要な要員災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名、当直運転員 3 名、通報連絡等を行う要員 4 名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員 8 名の合計 17 名であることから、初動体制の要員（37 名）で事故対応が可能である。また、事象発生 2 時間以降に必要なとなる参集要員は 2 名であり、発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。

各事故シーケンスグループ等において、事象発生 2 時間以内に必要な作業については初動体制の要員により実施可能である。また、事象発生 2 時間以降は、発電所構外から招集される参集要員についても期待できる。以上より、重大事故等対策の成立性に問題がないことを確認した。

第1表 原子炉運転中の各事故シーケンスグループ等における災害対策要員（初動）と参集要員（1/2）

事故シーケンスグループ等	当直（運転員）				災害対策要員				必要 要員数	参集要員 （2時間以降）
	当直 発電長	当直 副発電長	当直 運転員	合計	災害対策要員 （通報連絡等）	重大事故等 対応要員	自衛消防隊	合計		
発電所に常駐している要員及び 参集要員	1	1	5	7	4	28	11	32	39	72
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	1	1	5	7	4	8	—	12	19	5
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	1	1	4	6	4	0	—	4	10	0
2.3.1 全交流動力電源喪失 （長期TB）	1	1	5	7	4	13	—	17	24	6
2.3.2 全交流動力電源喪失 （TBD, TBU）	1	1	5	7	4	13	—	17	24	6
2.3.3 全交流動力電源喪失 （TBP）	1	1	5	7	4	13	—	17	24	6
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	1	1	4	6	4	10	—	14	20	0
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	1	1	5	7	4	8	—	12	19	5
2.5 原子炉停止機能喪失	1	1	2	4	4	0	—	4	8	0
2.6 LOCA時注水機能喪失	1	1	5	7	4	8	—	12	19	5
2.7 格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA）	1	1	5	7	4	1	—	5	12	0
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク 喪失	1	1	5	7	4	13	—	17	24	6

は、必要な要員数が最大となる事故シーケンスグループ等を示す。

第1表 原子炉運転中の各事故シーケンスグループ等における災害対策要員（初動）と参集要員（2/2）

事故シーケンスグループ等	当直（運転員）				災害対策要員				必要 要員数	参集要員 （2時間以降）
	当直 発電長	当直 副発電長	当直 運転員	合計	災害対策要員 （通報連絡等）	重大事故等 対応要員	自衛消防隊	合計		
発電所に常駐している要員及び 参集要員	1	1	5	7	4	28	11	32	39	72
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負 荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用する場 合）	1	1	4	6	4	10	—	14	20	2
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負 荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用できない 場合）	1	1	5	7	4	10	—	14	21	5
3.2 高压溶融物放出／格納容器雰 囲気直接加熱	1	1	4	6	4	10	—	14	20	2
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	1	1	4	6	4	10	—	14	20	2
3.4 水素燃焼	1	1	4	6	4	10	—	14	20	2
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作 用	1	1	4	6	4	10	—	14	20	2

第2表 原子炉運転停止中の各事故シーケンスグループ等における災害対策要員（初動）と参集要員

事故シーケンスグループ等	当直（運転員）				災害対策要員				必要 要員数	参集要員 （2時間以降）
	当直 発電長	当直 副発電長	当直 運転員	合計	災害対策要員 （通報連絡等）	重大事故等 対応要員	自衛消防隊	合計		
発電所に常駐している要員及び 参集要員	1	1	3	5	4	28	11	32	37	72
4.1 想定事故 1	1	1	3	5	4	8	—	12	17	2
4.2 想定事故 2	1	1	3	5	4	8	—	12	17	2
5.1 崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系の故障による停 止時冷却機能喪失）	1	1	3	5	4	2	—	6	11	0
5.2 全交流動力電源喪失	1	1	3	5	4	10	—	14	19	0
5.3 原子炉冷却材流出	1	1	3	5	4	0	—	4	9	0
5.4 反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

は、必要な要員数が最大となる事故シーケンスグループ等を示す。

## 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について

## 1. はじめに

各事故シーケンスグループ等の有効性評価で、重要事故シーケンス等の事故対応に必要な要員について評価している。各事故シーケンスグループ等のその他の事故シーケンスについては本資料にて、重要事故シーケンス等の作業項目を基に必要な要員数を確認する。

## 2. 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスにおける要員の評価結果

重要事故シーケンス以外の事故シーケンスにおいて、重大事故等対策の実施に必要な作業項目を抽出し、各事故シーケンスグループ等の重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した。その結果は、第1表から第3表及び別紙のとおりである。

なお、評価の結果、最も要員が必要となる事故シーケンスにおいても最大24名（原子炉運転停止中では19名）であり、災害対策要員（初動）の39名（原子炉運転停止中では37名）以内で重大事故等の対応が可能である\*。

※ 記載値は参集要員を除く。参集要員は最大6名に対して事象発生2時間までに必要な要員数を十分確保できる。

## 3. 必要な要員の評価方法

- (1) 各事故シーケンスの評価においても、対応する重要事故シーケンスと同様又は保守的な条件で評価する。
- (2) 事故発生初期の状況判断時に対応する確認行為については、こ



れまでの重要事故シーケンスと同様に，中央制御室の全ての当直運転員等で対応するため，要員数としての評価は不要とする。

- (3) 当直運転員等の操作及び移動についても重要事故シーケンスと同様の考え方にて評価を行う。
- (4) 「運転中の原子炉における重大事故」の評価は，別紙「必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理」に示すとおり，要員の観点で厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても，現在の要員数で重大事故への対応は可能であり，必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認する。

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (1/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.1-① 過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「給水流量の全喪失」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。(起因事象は原子炉水位低下の観点で厳しい「給水流量の全喪失」を設定。)</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁(安全弁機能)が開放される。このとき、逃がし安全弁(安全弁機能)が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉の減圧(逃がし安全弁(安全弁機能)の再閉鎖失敗による減圧の有無)であり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	19人
		2.1-② 手動停止/サポート系喪失(手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動停止による全制御棒挿入操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。</li> <li>原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入操作後に事故が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	
		2.1-③ 手動停止/サポート系喪失(手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動停止による全制御棒挿入操作後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁(安全弁機能)が開放される。このとき、逃がし安全弁(安全弁機能)が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入操作後に事故が発生すること及び原子炉の減圧(逃がし安全弁(安全弁機能)の再閉鎖失敗による減圧の有無)が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	
		2.1-④ サポート系喪失(自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>サポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>「交流電源故障(区分Ⅱ)」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は「交流電源故障(区分Ⅱ)」が発生することであり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	
		2.1-⑤ サポート系喪失(自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>サポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>「交流電源故障(区分Ⅱ)」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラムする。</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁(安全弁機能)が開放される。このとき、逃がし安全弁(安全弁機能)が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は「交流電源故障(区分Ⅱ)」が発生すること及び原子炉の減圧(逃がし安全弁(安全弁機能)の再閉鎖失敗による減圧の有無)が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (2/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	2.2-① 手動停止/サポート系喪失(手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動停止による全制御棒挿入後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。</li> <li>原子炉水位の低下により、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の自動起動後、過渡時自動減圧回路の作動により逃がし安全弁(自動減圧機能)が自動開放することで原子炉圧力が低下し、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入後に事故が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	10人	10人
		2.2-② サポート系喪失(自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>サポート系I区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>「交流電源故障(区分II)」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の自動起動後、過渡時自動減圧回路の作動により逃がし安全弁(自動減圧機能)が自動開放することで原子炉圧力が低下し、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は使用できる低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の系統数のみであり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	10人	
全交流動力電源喪失(長期TB)	外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	2.3.1-① サポート系喪失(直流電源故障)(外部電源喪失) + DG失敗 + HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	<ul style="list-style-type: none"> <li>区分IIサポート系喪失に伴う「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に全ての非常用ディーゼル発電機等が故障し、「全交流動力電源喪失」が発生する。</li> <li>原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が65℃に到達後に、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は使用できる計装設備の数のみであり、事象進展への影響はなく、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	24人
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗(TBD)	2.3.2-① 外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗(TBU)	<ul style="list-style-type: none"> <li>「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に全ての非常用ディーゼル発電機等が故障し、「全交流動力電源喪失」が発生する。</li> <li>高圧代替注水系の起動操作を実施することで、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が65℃に到達後に、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は高圧代替注水系の起動操作に要する時間及び使用できる計装設備の数であるが、事象進展への影響はなく、必要な操作は同様であるため、人数に減少なし。</li> </ul>	24人	24人
		2.3.2-② サポート系喪失(直流電源喪失)(外部電源喪失) + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗(TBU)	<ul style="list-style-type: none"> <li>区分Iサポート系喪失に伴う「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に全ての非常用ディーゼル発電機等が故障し、「全交流動力電源喪失」が発生する。</li> <li>高圧代替注水系の起動操作を実施することで、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が65℃に到達後に、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は高圧代替注水系の起動操作に要する時間及び使用できる計装設備の数のみであり、事象進展への影響はなく、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (3/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
全交流動力電源喪失 (TBP)	外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + HPCS失敗	2.3.3-① サポート系喪失 (直流電源喪失) (外部電源喪失) + DG失敗 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + HPCS失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・区分Iサポート系喪失に伴う「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に全ての非常用ディーゼル発電機等が故障し、「全交流動力電源喪失」が発生する。</li> <li>・高圧代替注水系の起動後、原子炉注水が開始される。</li> <li>・主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開放される。このとき、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水操作並びに残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は原子炉の減圧 (逃がし安全弁の再開失敗による減圧の有無) のみであり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	24人
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + RHR失敗	2.4-① 過渡事象 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + RHR失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「給水流量の全喪失」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする (起因事象は原子炉水位低下の観点で厳しい「給水流量の全喪失」を設定)。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開放される。このとき、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作 (サブプレッション・チェンバ側) 若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は原子炉の減圧 (逃がし安全弁の再開失敗による減圧の有無) のみであり、本事故シナリオの方がより速やかに低圧状態に移行できるため事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</p>	
		2.4-② 外部電源喪失 + DG失敗 (HPCS成功)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。) が故障する。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は崩壊熱除去機能の喪失が非常用ディーゼル発電機の故障によるものであることのみであり、事象進展に影響はなく、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	20人	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去機能が喪失した場合】 19人</p>
		2.4-③ 外部電源喪失 + DG失敗 + 逃がし安全弁再開鎖失敗 (HPCS成功)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。) が故障する。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開放される。このとき、逃がし安全弁 (安全弁機能) が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は崩壊熱除去機能の喪失が非常用ディーゼル発電機の故障によるものであること及び原子炉の減圧 (逃がし安全弁の再開失敗による減圧の有無) であり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	20人	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果（4/8）

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + R H R 失敗	2.4-④ 外部電源喪失 + 直流電源失敗（H P C S 成功）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に直流電源設備が故障する。</li> <li>・原子炉水位の低下により、高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は崩壊熱除去機能の喪失が直流電源喪失に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失によるものであること及び直流電源設備が故障し原子炉隔離時冷却系に期待できないことであるが、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能であり事象進展に影響はなく、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	20人	<ul style="list-style-type: none"> <li>【取水機能が喪失した場合】 20人</li> <li>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</li> <li>【取水機能が喪失した場合】 20人</li> <li>【残留熱除去機能が喪失した場合】 19人</li> </ul>
		2.4-⑤ 手動停止／サポート系喪失（手動停止） + R H R 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・手動停止による全制御棒挿入後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入操作後に事故が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【取水機能が喪失した場合】 20人</li> <li>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</li> </ul>	
		2.4-⑥ 手動停止／サポート系喪失（手動停止） + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・手動停止による全制御棒挿入後、「給水流量の全喪失」が発生する。給水流量の全喪失の対応として「主蒸気隔離弁閉」操作も想定する。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁（安全弁機能）が開放される。このとき、逃がし安全弁（安全弁機能）が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入操作後に事故が発生すること及び原子炉の減圧（逃がし安全弁の再閉鎖失敗による減圧の有無）であり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【取水機能が喪失した場合】 20人</li> <li>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</li> </ul>	
		2.4-⑦ サポート系喪失（自動停止） + R H R 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>・「交流電源故障（区分Ⅱ）」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラムする。</li> <li>・原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>・低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は「交流電源故障（区分Ⅱ）」が発生することであり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> <li>・崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は「交流電源故障（区分Ⅱ）」が発生することであり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【取水機能が喪失した場合】 20人</li> <li>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</li> </ul>	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (5/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + R H R 失敗	2.4-⑧ サポート系喪失（自動停止） + 逃がし安全弁再開鎖失敗 + R H R 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>サポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>「交流電源故障（区分Ⅱ）」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁（安全弁機能）が開放される。このとき、逃がし安全弁（安全弁機能）が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は「交流電源故障（区分Ⅱ）」及び原子炉の減圧（逃がし安全弁の再開鎖失敗による減圧の有無）が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</p>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去機能が喪失した場合】 19人</p>
		2.4-⑨ サポート系喪失（直流電源故障） （外部電源喪失） + D G 失敗（H P C S 成功）	<ul style="list-style-type: none"> <li>区分Ⅰサポート系喪失に伴う「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）が故障する。</li> <li>原子炉水位の低下により、高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は直流電源設備が故障し原子炉隔離時冷却系に期待できないことであるが、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能であり事象進展は同じであるため、人数に増減なし。</li> </ul>	20人	
		2.4-⑩ サポート系喪失（直流電源故障） （外部電源喪失） + D G 失敗 + 逃がし安全弁再開鎖失敗（H P C S 成功）	<ul style="list-style-type: none"> <li>区分Ⅰサポート系喪失に伴う「外部電源喪失」により、原子炉スクラム及び「給水流量の全喪失」が発生する。また、同時に非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）が故障する。</li> <li>原子炉水位の低下により、高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁（安全弁機能）が開放される。このとき、逃がし安全弁（安全弁機能）が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は直流電源設備が故障し原子炉隔離時冷却系に期待できないことであるが、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能であり事象進展は同じであるため、人数に増減なし。</li> </ul>	20人	
		2.4-⑪ 小破断 L O C A + R H R 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「小破断 L O C A」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉隔離時冷却系の機能に期待できないこと及び原子炉冷却材が格納容器に漏えいすることで、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> <li>なお、事故事象の有効性評価としては期待できる緩和設備をより少なくしている「L O C A 時注水機能喪失」にて確認される。</li> </ul>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</p>	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (6/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + RHR 失敗	2.4-⑫ 中破断LOCA + RHR 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「中破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。なお、中破断LOCAのため原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の継続に期待できないが、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は回復する。</li> <li>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水位が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉隔離時冷却系の機能に期待できないこと及び原子炉冷却材が格納容器に漏えいすることで、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> <li>なお、事故事象の有効性評価としては期待できる緩和設備をより少なくしている「LOCA時注水機能喪失」にて確認される。</li> </ul>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</p>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去機能が喪失した場合】 19人</p>
		2.4-⑬ 大破断LOCA + RHR 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「大破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動し、原子炉注水が開始される。なお、大破断LOCAのため原子炉隔離時冷却系の機能に期待できないが、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は回復する。</li> <li>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動準備操作が完了し、原子炉注水が開始され、原子炉水位は維持される。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）若しくは緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施する。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉隔離時冷却系の機能に期待できないこと及び原子炉冷却材が格納容器に漏えいすることで、格納容器圧力の上昇が早くなることであるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> <li>なお、事故事象の有効性評価としては期待できる緩和設備をより少なくしている「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて確認される。</li> </ul>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去系が故障した場合】 19人</p>	<p>【取水機能が喪失した場合】 20人</p> <p>【残留熱除去機能が喪失した場合】 19人</p>
原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	2.5-① サポート系喪失（自動停止） + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>サポート系1区分の喪失の場合、一般的に他の区分が健全であるため対応手段が著しく制限される状態ではないが、事象を厳しくするため起因事象として緩和設備への影響が大きい「交流電源故障」を代表として設定する。</li> <li>「交流電源故障（区分II）」発生により、給復水系の制御機能等が喪失し、原子炉スクラム信号が発信又は手動スクラムを実施するが、原子炉スクラムに失敗する。</li> <li>ほう酸水注入系により原子炉出力が抑制され、未臨界に至る。</li> <li>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は、給水の停止後に原子炉停止機能喪失となり、原子炉水位が低めに維持され原子炉出力が低くなるため、原子炉出力の観点で余裕がある。また、使用できる残留熱除去系の系統数等であるが、中央制御室の当直運転員による対応となることから要員数は変化しない。</li> </ul>	10人	10人
		2.5-② 小破断LOCA + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「小破断LOCA」発生後、原子炉冷却材流出により、原子炉スクラム信号が発信又は手動スクラムを実施するが、原子炉スクラムに失敗する。</li> <li>代替制御棒挿入機能の動作により、原子炉は未臨界になる。</li> <li>代替制御棒挿入機能に期待できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉出力を抑制する。</li> <li>給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の当直運転員による対応となることから要員数は変化しない。</li> </ul>	10人	
		2.5-③ 中破断LOCA + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「中破断LOCA」発生後、原子炉冷却材流出により、原子炉スクラム信号が発信又は手動スクラムを実施するが、原子炉スクラムに失敗する。</li> <li>代替制御棒挿入機能の動作により、原子炉は未臨界になる。</li> <li>代替制御棒挿入機能に期待できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉出力を抑制する。</li> <li>給水系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の当直運転員による対応となることから要員数は変化しない。</li> </ul>	10人	

第1表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (7/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	2.5-④ 大破断LOCA + 原子炉停止失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「大破断LOCA」発生後、原子炉冷却材流出により、原子炉スクラム信号が発信又は手動スクラムを実施するが、原子炉スクラムに失敗する。</li> <li>代替制御棒挿入機能の動作により、原子炉は未臨界になる。</li> <li>代替制御棒挿入機能に期待できない場合は、ほう酸水注入系により原子炉出力を抑制する。</li> <li>給水系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異として、LOCAへの対応が生じるが、中央制御室の当直運転員による対応となることから要員数は変化しない。</li> </ul>	10人	10人
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	2.6-① 小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「小破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉は高圧状態にあるため、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除熱機能を喪失しているため、格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）を実施することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は冷却材の漏えい量であり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	19人
		2.6-② 小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「小破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧を試みるが失敗する。</li> <li>過渡時自動減圧回路の作動により逃がし安全弁（自動減圧機能）が自動開放することで原子炉圧力が低下し、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は低圧炉心スプレイ及び残留熱除去系が使用できることであり、可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント操作が不要となるため、対応人数は減少する。</li> </ul>	10人	
		2.6-③ 中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>「中破断LOCA」発生後、原子炉水位が低下し、原子炉スクラムする。</li> <li>原子炉水位の低下により、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が自動起動し、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧を試みるが失敗する。</li> <li>過渡時自動減圧回路の作動により逃がし安全弁（自動減圧機能）が自動開放することで原子炉圧力が低下し、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水により原子炉水位は維持される。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は低圧炉心スプレイ及び残留熱除去系が使用できることであり、可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント操作が不要となるため、対応人数は減少する。</li> </ul>	10人	
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	—	—	12人
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）	2.8-① 最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後R C I C 停止）	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波を起因とする「最終ヒートシンク喪失」が発生し、手動により原子炉を停止する。</li> <li>同時に非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系が故障するが、原子炉隔離時冷却系により、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が65℃に到達後に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は全制御棒挿入操作後に事故が発生することであり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	24人



第1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の評価結果 (8/8)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉建屋内浸水による緩和機能喪失(最終ヒートシンク喪失)	2.8-② 最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波を起因とする「最終ヒートシンク喪失」が発生し、手動により原子炉を停止する。</li> <li>同時に非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系が故障するが、高圧代替注水系の起動操作を実施することで、原子炉注水が開始される。</li> <li>低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が65℃に到達後に、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉隔離時冷却系の機能に期待できないこと及び全制御棒挿入操作後に事故が発生することであり、原子炉隔離時冷却系の機能に期待できない全交流動力電源喪失(TBD)と比べて事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は全交流動力電源喪失(TBD)にて確認しているため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	
		2.8-③ 最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波を起因とする「最終ヒートシンク喪失」が発生し、手動により原子炉を停止する。</li> <li>同時に非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系が故障するが、原子炉隔離時冷却系により、原子炉注水が開始される。</li> <li>主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁(安全弁機能)が開放される。このとき、逃がし安全弁(安全弁機能)が開固着することで、原子炉圧力は低下を始めるが、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作を実施することで、原子炉注水が開始され、原子炉水位は回復する。</li> <li>崩壊熱除去機能を喪失しているため、常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)による格納容器除熱操作を実施することで原子炉水位は維持され、格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向となる。</li> <li>重要事故シナリオとの差異は原子炉の減圧(逃がし安全弁の再閉鎖失敗による減圧の有無)及び全制御棒挿入操作後に事故が発生することであり、原子炉の減圧(逃がし安全弁の再閉鎖失敗による減圧の有無)のある全交流動力電源喪失(TBP)と比べて事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は全交流動力電源喪失(TBP)にて確認しているため、人数に増減なし。</li> </ul>	24人	

第 2 表 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故の評価結果

事故シーケンス グループ等	その他の事故シーケンス	事象進展及び人数の増減理由	必要 要員数	重要事故 シーケンスに 必要な要員数
想定事故 1 (冷却機能又は注水 機能喪失)	想定事故以外の事故シー ケンスなし	-	-	17 人
想定事象 2 (使用済燃料プール 内の水の小規模な喪 失)	想定事故以外の事故シー ケンスなし	-	-	17 人

第3表 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故の評価結果

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	その他の事故シナリオ	事象進展及び人数の増減理由	必要要員数	重要事故シナリオに必要な要員数
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障（RHR喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.1-① 残留熱除去系の故障（RHR喪失） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転中の残留熱除去系海水系の機能喪失に伴う、運転中の残留熱除去系の機能喪失により、原子炉冷却材の温度が上昇する。本事象に対して、重要事故シナリオと同様、待機中の残留熱除去系による注水を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は起因事象のみであり、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	11人	11人
		5.1-② 外部電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失後、非常用ディーゼル発電機等により非常用電源は確保するものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系の再起動に失敗することにより、原子炉冷却材の温度が上昇する。本事象に対して、重要事故シナリオと同様、待機中の残留熱除去系による注水を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオに対する評価では外部電源喪失を仮定しており、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	11人	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 ＋交流電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.2-① 外部電源喪失 ＋直流電源喪失 ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動に必要なバッテリーの故障により全交流動力電源喪失に至り、原子炉冷却材の温度が上昇する。本事象に対しては、重要事故シナリオと同様、常設代替高圧電源設備により電源を回復後、低圧代替注水系（常設）により原子炉への注水を実施する。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は所内直流電源の喪失の有無であるが、常設代替高圧電源装置は常設代替直流電源設備により起動することから、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	19人	19人
原子炉冷却材流出	原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	5.3-① 原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・起因事象が「原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA）」となる。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は起因事象のみであり、事象進展も同様であることから、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	9人	9人
		5.3-② 原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・起因事象が「原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）」となり、事象の認知が早くなる。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は起因事象のみとなり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	9人	
		5.3-③ 原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA） ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・起因事象が「原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）」となり、事象の認知が早くなる。</li> <li>・重要事故シナリオとの差異は起因事象のみとなり、事象進展は緩やかとなるが、必要な操作は同様であるため、人数に増減なし。</li> </ul>	9人	
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	重要事故シナリオ以外のシナリオなし	—	—	—

## 必要な要員数の観点での評価事故シーケンスの代表性の整理

設置許可基準規則第 37 条第 2 項に規定されている「重大事故が発生した場合」の評価では、格納容器破損モードに至るおそれのあるプラント損傷状態（PDS）の中から、当該破損モードに至る場合にその破損モードが最も厳しく表れると考えられる PDS を選定し、その PDS に属する事故シーケンスの中から最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。ここでは、各 PDS 及び炉心損傷後の対応に必要な要員数の観点から、評価事故シーケンスの代表性を整理する。

今回の PRA により抽出した PDS を第 1 表に示す。また、設置許可基準規則第 37 条第 1 項の「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」の評価結果をもとに、各 PDS に至る原因となるプラント機能の喪失が発生した場合に炉心損傷を防止するために必要な要員数を合わせて示す。

なお、第 1 表のうち、TW（崩壊熱除熱機能喪失）、TC（原子炉停止機能喪失）は格納容器先行破損事象であり、ISLOCA（インターフェイスシステム LOCA）は格納容器バイパス事象である。いずれも炉心損傷の前に格納容器が機能喪失する PDS であるため、評価事故シーケンスの選定の起点となる PDS の選定対象からは除外している。

本来、重大事故等対処設備に期待しない PRA から抽出された各 PDS は、第 1 表の炉心損傷防止に必要な数の要員が適切な対応をとることによって炉心損傷を防止できるものであるが、何らかの対応の失敗によって炉心損傷に至るものと仮定する。

この仮定の上でも、評価事故シーケンスの起点（事象発生時）において必要な要員数は、第 1 表の炉心損傷防止に必要な人数であり、この観点で最も厳しい P D S は、全交流動力電源喪失を伴う P D S（長期 T B、T B U、T B P 及び T B D）の 24 名及び参集要員 6 名である。

次に、重大事故等対処設備に期待しない場合、各格納容器破損モードに進展し得る P D S を、その中で要員数の観点で厳しい P D S 及び評価事故シーケンスの起点として選定した P D S を第 2 表に示す。

第 2 表の格納容器破損モードは、全て選定した P D S に全交流動力電源喪失を想定しており、全交流動力電源喪失の対応には要員数の観点で最も厳しい P D S である長期 T B、T B U、T B P 及び T B D に必要な要員数が必要となることから、P D S の観点では、選定した P D S は要員の観点で最も厳しい P D S を包絡している。また、炉心損傷後は重大事故等対処設備を用いた原子炉注水や格納容器熱除去等を実施する必要があるが、これらの対応に必要な要員数は P D S によらずほぼ同じであり、これに加えて電源復旧が必要となる場合が、必要な要員数の観点で厳しいと考えられる。このことから、今回選定した評価事故シーケンスは必要な要員数の観点においても他の事故シーケンスを包絡していると考ええる。

以上より、要員の観点で厳しい P D S 及び炉心損傷後の事故シーケンスを考慮しても、現在の要員数で重大事故への対応は可能であり、必要な要員数を考慮しても評価事故シーケンスは代表性を有していることを確認した。

第1表 P R Aにより抽出したP D Sと炉心損傷防止に際して  
必要な要員数

P D S	P C V破損 時期	R P V 圧力	炉心損傷 時期	炉心損傷防止に 必要な人数 <sup>※1</sup>
T Q U V	炉心損傷後	低圧	早期	19人
T Q U X	炉心損傷後	高圧	早期	10人
長期T B	炉心損傷後	高圧	後期	24人
T B D, T B U	炉心損傷後	高圧	早期	24人
T B P	炉心損傷後	低圧	早期	24人
L O C A	炉心損傷後	低圧	早期	19人 <sup>※2</sup>
T W (取水機能喪失) <sup>※3</sup>	炉心損傷前	—	後期	20人
T W (R H R 喪失) <sup>※3</sup>	炉心損傷前	—	後期	19人
T C <sup>※3</sup>	炉心損傷前	—	早期	10人
I S L O C A <sup>※3</sup>	炉心損傷前	—	早期	12人

※1 「重大事故に至るおそれがある事故発生した場合」の評価結果から抽出

※2 「中破断L O C A ( S 1 E ) + E C C S 注水機能喪失」及び「小破断L O C A ( S 2 E ) + E C C S 注水機能喪失」による炉心損傷防止の評価結果から抽出

※3 炉心損傷の前に格納容器が機能喪失するため、評価事故シーケンスの選定の起点となるP D Sの選定対象からは除外したP D S

第2表 要員及び事象の厳しさの観点からの

各格納容器破損モードのPDSの整理

格納容器破損モード	該当するPDS	要員の観点で 厳しいPDS	選定したPDS
雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過圧 破損)	T Q U V	長期 T B T B U T B P T B D	L O C A * 1
	T Q U X		
	長期 T B		
	T B U		
	T B P		
	T B D		
	L O C A		
雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過温 破損)	T Q U X	長期 T B T B U T B D	L O C A * 1
	長期 T B		
	T B U		
	T B D		
	L O C A		
高圧溶融物放出／格納 容器雰囲気直接加熱 (D C H)	T Q U X	長期 T B T B U T B D	T Q U X * 1
	長期 T B		
	T B U		
	T B D		
原子炉圧力容器外の溶 融燃料-冷却材相互作用 (炉外 F C I)	T Q U V	長期 T B T B U T B P T B D	T Q U V * 1
	T Q U X		
	長期 T B		
	T B U		
	T B P		
	T B D		
	L O C A		
溶融炉心・コンクリート 相互作用 (M C C I)	T Q U V	長期 T B T B U T B P T B D	T Q U V * 1
	T Q U X		
	長期 T B		
	T B U		
	T B P		
	T B D		
水素燃焼	—	—	L O C A * 1, 2

※1 格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオを評価するため、有効評価においては全交流動力電源喪失を重量させるものとしている。

※2 水素燃焼については、原子炉運転中は格納容器内雰囲気を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、PRAで定量化する格納容器破損モードから除外しているが、窒素置換の有効性を確認する観点で、評価対象の格納容器破損モードとしている。

## 水源，燃料，電源負荷評価結果について

### 1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において，重大事故等対策を外部支援に期待することなく 7 日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに，電源負荷の積上げが給電容量内にあることを確認する。

### 2. 事故シーケンスグループ等別の必要量について

重大事故等対策の有効性評価における水源，燃料に関する評価結果を第 1 表及び第 2 表に整理した。

また，同様に常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について，必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを第 3 表に整理した。

### 3. まとめ

重大事故等対策の有効性評価において，水源，燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても，発電所構内に備蓄している水源及び燃料により，必要な対策を 7 日間継続することが十分に可能であることを確認した。

また，常設代替交流電源設備から給電する場合の電源負荷についても，常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることを確認した。



第1表 水源の必要量 (1/2)

事故シーケンスグループ等	必要水量/水源総量
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約 5,350m <sup>3</sup> /約 8,600m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	(外部水源を消費しない)
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期TB)	約 2,130m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	約 2,130m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)	約 2,160m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 620m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (常設)
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約 5,410m <sup>3</sup> /約 8,600m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
2.5 原子炉停止機能喪失	(外部水源を消費しない)
2.6 LOCA時注水機能喪失	約 5,320m <sup>3</sup> /約 8,600m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約 490m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (常設)
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約 2,130m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・低圧代替注水系 (可搬型) ・代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)

第1表 水源の必要量 (2/2)

事故シーケンスグループ等	必要水量/水源総量
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約 400m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約 5,490m <sup>3</sup> /約 8,600m <sup>3</sup> ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約 380m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・ 格納容器下部注水系 (常設)
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	約 380m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・ 格納容器下部注水系 (常設)
3.4 水素燃焼	約 400m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 380m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) ・ 格納容器下部注水系 (常設)
4.1 想定事故 1	約 2,120m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 代替燃料プール注水系 (注水ライン)
4.2 想定事故 2	約 2,120m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 代替燃料プール注水系 (注水ライン)
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	(外部水源を消費しない)
5.2 全交流動力電源喪失	約 110m <sup>3</sup> /約 4,300m <sup>3</sup> ・ 低圧代替注水系 (常設)
5.3 原子炉冷却材の流出	(外部水源を消費しない)
5.4 反応度の誤投入	(外部水源を消費しない)

■は、必要量が最大のものを示す。

第2表 燃料の必要量 (1/4)

事故シーケンスグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約 755.5kL/約 800kL：外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 6.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×1 (補給)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	約 755.5kL/約 800kL：外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期TB)	約 352.8kL/約 800kL：全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	約 352.8kL/約 800kL：全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)	約 352.8kL/約 800kL：全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 352.8kL/約 800kL：全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)

※1 有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、燃料評価としては外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動したことを想定する。

は、必要量が最大のものを示す。

第2表 燃料の必要量 (2/4)

事故シーケンスグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 6.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×1 (補給)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.5 原子炉停止機能喪失	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.6 LOCA時注水機能喪失	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 6.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×1 (補給)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約 755.5kL/約 800kL: 外部電源喪失 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)

※1 有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、燃料評価としては外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が起動したことを想定する。

■は、必要量が最大のものを示す。

第2表 燃料の必要量 (3/4)

事故シーケンスグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL/約 210kL ・可搬型窒素供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 6.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) × 1 (補給)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)
3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL/約 210kL ・可搬型窒素供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材 相互作用	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL/約 210kL ・可搬型窒素供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)
3.4 水素燃焼	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL/約 210kL ・可搬型窒素供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 352.8kL/約 800kL: 全交流動力電源喪失 ・常設代替高压電源装置 (5 台分) (約 352.8kL)	約 18.5kL/約 210kL ・可搬型窒素供給装置 (約 18.5kL) × 1	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1 台分) (約 70.0kL)

は、必要量が最大のものを示す。

第2表 燃料の必要量 (4/4)

事故シーケンスグループ等	軽油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	可搬型設備用軽油タンク (7日間必要燃料/備蓄量)	緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク (7日間必要燃料/備蓄量)
4.1 想定事故1	約 755.5kL/約 800kL：外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
4.2 想定事故2	約 755.5kL/約 800kL：外部電源喪失 <sup>※1</sup> ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	約 12.0kL/約 210kL ・可搬型代替注水中型ポンプ (約 6.0kL) ×2 (注水)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	約 755.5kL/約 800kL：外部電源喪失 ・非常用ディーゼル発電機 (約 242.0kL) ×2 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 (約 130.3kL) ・常設代替高圧電源装置 (2台分) (約 141.2kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.2 全交流動力電源喪失	約 352.8kL/約 800kL：全交流動力電源喪失 ・常設代替高圧電源装置 (5台分) (約 352.8kL)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	約 70.0kL/約 75kL ・緊急時対策所用発電機 (1台分) (約 70.0kL)
5.3 原子炉冷却材の流出	(外部電源喪失を考慮しない)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	(緊急時対策所用発電機の 運転を考慮しない)
5.4 反応度の誤投入	(外部電源喪失を考慮しない)	(可搬型設備の運転を考慮しない)	(緊急時対策所用発電機の 運転を考慮しない)

※1 有効性評価において可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水を想定しているが、燃料評価（軽油貯蔵タンク）としては、常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水を考慮する。

■は、必要量が最大のものを示す。

第3表 電源負荷の必要量 (1/2)

事故シーケンスグループ等	常設代替高圧電源装置電源負荷 (最大負荷/給電容量)
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	約 1,141kW/約 2,208kW
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	約 951kW/約 2,208kW
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長期TB)	約 4,510kW/約 5,520kW <sup>※1</sup>
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	約 4,510kW/約 5,520kW
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TBP)	約 4,510kW/約 5,520kW <sup>※1</sup>
2.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	約 3,186kW/約 5,520kW
2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	約 1,141kW/約 2,208kW
2.5 原子炉停止機能喪失	約 951kW/約 2,208kW
2.6 LOCA時注水機能喪失	約 1,141kW/約 2,208kW
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約 1,141kW/約 2,208kW
2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失	約 2,836kW/約 5,520kW <sup>※1</sup>

※1 直流電源については、電源負荷の制限により、24時間電源供給が可能である。

は、負荷が最大のもを示す。

第3表 電源負荷の必要量 (2/2)

事故シーケンスグループ等	常設代替高圧電源装置電源負荷 (最大負荷/給電容量)
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	約 2,426kW/約 5,520kW
3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	約 2,666W/約 5,520kW
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱	約 2,769kW/約 5,520kW
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 －冷却材相互作用	約 2,769kW/約 5,520kW
3.4 水素燃焼	約 2,426kW/約 5,520kW
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	約 2,769kW/約 5,520kW
4.1 想定事故1※1	約 407kW/約 2,208kW
4.2 想定事故2※1	約 407kW/約 2,208kW
5.1 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時 冷却機能喪失)	約 951kW/約 2,208kW
5.2 全交流動力電源喪失	約 3,276kW/約 5,520kW
5.3 原子炉冷却材の流出	(常設代替高圧電源装置の運転を考慮しない)
5.4 反応度の誤投入	(常設代替高圧電源装置の運転を考慮しない)

※1 有効性評価において可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水を想定しているが、電源評価としては常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水を考慮する。