

### 2.1.5 原子炉停止機能喪失

#### (1) 事象の推移

原子炉停止機能喪失（ATWS）は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉トリップに期待できないため、原子炉が高出力で維持され1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇することで炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、自動作動の緩和設備（以下、「ATWS 緩和設備」という。）を設け、主蒸気隔離（及びタービントリップ）により蒸気発生器による除熱能力を低下させて、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させるとともに、その後の補助給水作動により炉心の冷却を確保することである。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する事象であり、確率論的リスク評価（PRA）上は、1つの事故シーケンスとして取り扱われるが、実際の事象の推移は起因となる過渡変化によって異なっている。以下ではATWS 緩和設備の作動に期待する事象について述べる。

原子炉の出力が上昇する事象としては、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」、1次冷却材流量が低下する事象としては、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「外部電源喪失」、2次系の除熱が悪化する事象としては、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」が挙げられる。

いずれの場合も、原子炉トリップに期待できない場合には、主蒸気流量と主給水流量のミスマッチにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少するが、ATWS 緩和設備は、これを検知して必要な機器を自動作動させる。主蒸気隔離を行うことにより、2次系からの除熱が悪化することから、1次冷却材温度が上昇するが、負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下し、その後、補助給水により炉心の冷却を確保することで、事象収束に向かうことになる。

#### (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、上述のとおり、起因事象によって事象の様相が異なることを踏まえ、ATWS 緩和設備作動の際に期待する機能が多い「主給水流量喪失」の場合を中心として、2次系の除熱が悪化する事象である「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を前提とした物理現象の抽出を行う。

事象発生時には、原子炉トリップに期待できず、原子炉が高出力で維持されて、1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇する。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに

期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして1次系圧力及び燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の1次系圧力及び燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

#### A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び1次系圧力に影響する。事象初期の期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、炉心出力が十分に低下した後の中期及び長期冷却では、放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

なお、ATWS は、制御棒による原子炉停止機能を喪失していることから、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図る必要がある事象であるため、1次冷却材温度や燃料温度といった炉内の物理パラメータの変化に応じた反応度帰還効果は、他の事故シーケンスグループに比べて重要であり、対象とする事故シーケンスによっては、空間的・時間的な出力分布変化を考慮した現象として捉えることが望ましい。

そのため、解析コードの ATWS への適用性を評価するに当たっては、反応度帰還効果をドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果、ほう素濃度効果及び動特性パラメータ（遅発中性子パラメータや中性子速度）に細分化して取り扱う必要がある。

#### B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は、燃料被覆管温度に直接影響し、また、炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果を介して1次系圧力に影響を与える主要な現象である。燃料棒表面熱伝達は燃料棒内温度に関する境界条件であり、限界熱流束 (CHF)を超えて DNB に至ると燃料被覆管温度が大きく上昇するが、ATWS では ATWS 緩和設備により出力を低下させて、DNB 発生を防止する。このため、解析評価では DNB 発生後の急激な燃料被覆管温度上昇を対象とせず、DNB 後の熱伝達挙動や燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生は考慮しない。

### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱されるが、評価指標である燃料被覆管温度が上昇する条件となる限界熱流束（CHF）は局所的な出力や冷却材条件に依存する。このため、本事象シーケンスグループの評価では、炉心内の3次元熱流動（乱流混合効果を含む）による冷却材の再配分について考慮する。この際、サブクール沸騰を含むボイド率の分布は主要な影響現象となる。但し、高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあるため、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

### D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

本事故シーケンスグループでは、1次系は高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあり、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。また、RCP コーストダウンが生じる場合には、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

なお、本事故シーケンスグループでは、LOCA 事象を含まないことから、破断口からの冷却材放出はない。

ほう酸は液相中の溶質として振る舞い、その質量保存則によりほう素濃度分布を捉えることができる。

### E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁及び安全弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2次冷却系からの除熱機能喪失後に、1次冷却材温度の上昇に伴い1次冷却材体積が膨張し、

加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより1次系圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次系の保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

#### F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

評価指標として1次系圧力に注目する場合、2次系の除熱性能の低下する事故シーケンスについて考慮する必要がある、特に2次側で給水の喪失により水位が減少しドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い2次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。

2次側給水（補助給水）は、原子炉出力低下後の長期的な崩壊熱の除去に寄与する。

1次側の冷却材挙動は、D)項の内容に準じる。ATWSでは高温、高圧状態が維持されるため、1次系は概ね単相流あるいは均質二相流の状態にあり、1次側の蒸気凝縮は生じない。

#### G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度及び1次系圧力への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

### 2.1.6 ECCS 注水機能喪失

#### (1) 事象の推移

ECCS 注水機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 LOCA）あるいは中小規模な破断（中小破断 LOCA）が発生した場合に、低圧注入系あるいは高圧注入系の機能が喪失し炉心損傷に至る事象を想定する。

国内外の先進的な対策を踏まえて代替注入設備が計画されているが、大破断 LOCA の場合事象進展が速く、対策の有効性を示すことは困難と考えられる。こ

のため、対策に有効性があると想定される範囲としては、中小破断 LOCA 時に高圧注入系が機能喪失する場合とする。

中小破断 LOCA 時においても、破断サイズが比較的大きい場合、破断流量が多いことから 1 次系圧力は速やかに低下する。このため、一時的に炉心が露出し燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に蓄圧注入系が作動することから炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。

一方、破断サイズが小さい場合には、1 次系圧力の低下が緩やかであるため、蓄圧注入系が作動する以前に炉心が露出して炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策は、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた 2 次系強制冷却により、1 次系を冷却及び減圧し蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することであるが、事象進展が比較的速いため対策の実施に係る時間余裕が短い。蓄圧注入による炉心冷却回復後は、低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入により長期にわたる炉心の冷却が維持される。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い 1 次系圧力が低下し、原子炉圧力低原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。その後、ECCS 作動信号により補助給水が開始するが、本事象では高圧注入系からの注入はない。

このため、炉心は 1 次系保有水量の減少に伴い露出し、燃料被覆管温度が上昇し、いずれは炉心損傷に至る。

これを防止するために主蒸気逃がし弁開操作を開始し、2 次系を強制減圧することにより 1 次系を冷却及び減圧させる。1 次系の減圧が進むと蓄圧注入系が自動的に注入を開始することから炉心水位が上昇し、燃料棒の冷却が回復することから燃料被覆管温度が低下し炉心損傷を防止することができる。

さらに、減圧が進むと低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入が開始することから、炉心水位と 1 次系保有水量は順調に回復し、炉心の冷却は維持できる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように 1 次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1 次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

#### A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

#### B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

#### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡

が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

#### D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。中小破断 LOCA による冷却材の流出に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

破断口から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入（低圧注入及び代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

#### E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次系の保有水量及び圧力挙動に影響するが、本事象シーケンスグループでは、圧力は低下傾向にあるため加圧器逃がし弁や安全弁からの冷却材の放出は生じない。

#### F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による 1 次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより 1 次系を冷却及び減圧して 1 次系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器 2 次側はドライアウトすることではなく、除熱源として作用するため、1 次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

#### G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度挙動への影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

### 2.1.7 ECCS 再循環機能喪失

#### (1) 事象の推移

ECCS 再循環機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 LOCA）あるいは中小規模の破断（中小破断 LOCA）が発生した場合に、ECCS の作動により炉心へ冷却材補給には成功するが、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への冷却材補給が停止し、炉心損傷に至る事象を想定する。大破断 LOCA の場合は、低圧注入系の再循環機能喪失を想定し、中小破断 LOCA の場合は、高圧注入系の再循環機能喪失を仮定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、大破断 LOCA の場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環があり、代替再循環により炉心注水を行うことで、炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。中小破断 LOCA の場合は、原子炉を減圧した上で低圧再循環あるいは代替再循環により炉心冷却機能を確保する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に ECCS が作動することから原子炉容器水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。全炉心が冠水した後は、炉心にはダウンカマに流入する ECCS 注入水の水頭により冷却材が供給され安定した崩壊熱の除去がなされる。

しかし、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は



炉心損傷に至ることはない。しかし、冷却材の流出により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。

これを防止するために、低圧注入系の再循環機能が喪失している場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環のラインアップを行ない、冷却材を補給する。1次系圧力が、低圧注入系あるいはスプレイ系の締切圧力を上回り、注入が不能の場合には、蒸気発生器の主蒸気逃がし弁強制開操作を行うことで1次系を冷却及び減圧し注入を促す。

これにより、その後も継続した炉心注水が行われることから、長期にわたり炉心冷却が可能となり、炉心損傷を防止することができる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度は問題とならないと評価できることから、原子炉格納容器圧力及び温度は評価指標としない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

なお、本事象は、主に ECCS 再循環機能喪失後の事象推移に着目しているため、再循環機能喪失時点での1次系の状態量及びそれ以降の現象が評価指標に影響を与える。したがって、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転期間の現象については、再循環機能喪失時点での状態量に影響するものを中心に抽出することとする。

### A) 炉心 (核)

LOCA 時には、核分裂出力は事故後直ちに、あるいは原子炉トリップにより急激に低下するため、再循環切替時点での1次系の状態には影響せず、出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

崩壊熱による出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

### B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じる可能性があり、燃料被覆管温度の上昇に影響のある炉心の露出過程及び露出後の熱伝達に影響する沸騰・ボイド率変化が主要な物理現象である。炉心の露出に際しては気液の分離（水位変化）、相対速度が大きく影響する。炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、再循環切替時には上述のように炉心及びダウンカマ部における水位変化が重要となる。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

### D) 1次冷却系

再循環切替までは、蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入（高圧注入又は低圧注入）により、全炉心が冠水した状態でダウンカマにおいて気液分離による水位が形成され、維持されている。炉心にはダウンカマの水頭により冷却材が供給され、安定した崩壊熱の除去がなされている。

この状態から ECCS 再循環機能を喪失すると、代替注入により水位回復するまでには、冷却材の放出の継続により炉心水位の低下、炉心露出に至る可能性がある。

この状態に影響を与えるのは、ダウンカマと炉心の水頭バランスに影響を与える炉心発生蒸気のループでの圧力損失と、上部プレナム、高温側配管でのボイド率、気液分離による水位挙動である。また、ECCS 注入水と1次系内蒸気の熱非平衡も1次系内の流動に影響を与える可能性が考えられる。

1次冷却材配管、原子炉容器等の構造材との熱伝達は、上記のボイド率に影響を与える可能性が考えられるが、再循環時点では有意な熱放出は終了しており影響は小さいと予想される。

#### E) 加圧器

再循環切替時点では、加圧器は完全に空であり、1次系の挙動に影響を与えない。

#### F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却が実施される場合には、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより1次系を冷却及び減圧して1次系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器2次側による冷却が実施される場合には、1次側において蒸気の凝縮現象が発生し、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

#### G) 原子炉格納容器

大破断 LOCA の場合には、原子炉格納容器圧力が1次系の圧力挙動に影響を与える。物理現象としては2.1.4(2)と同様であるが、本事象シーケンスグループでは、格納容器スプレイ系統の作動を想定しており、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は必要としない。

再循環過程においては、格納容器再循環サンプル水の温度、熱交換器による除熱能力が、注入水及びスプレイ温度に影響を与える。

### 2.1.8 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

#### (1) 事象の推移

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は破損により、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器が破損し原子炉冷却材が系外に流出する LOCA 事象を想定する。破断箇所の隔離に失敗すると、ECCS の水源である燃料取替用水タンク（あるいはピット）の保有水が枯渇すると冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁の手動開操作による2次系強制冷却により1次系を冷却及び減圧するとともに、1次系から系外への流出量を減少させ、注入モードによる炉心冷却をより長く維持する。また、加圧器逃がし弁手動開操作を実施し、減圧及び漏えい量を低減させる。破損側余熱除去系を系統分離し、健全側系列による余熱除去運転に移行することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去運転が不能の場合、燃料取替用水タンク（あるいはピット）への水の補給を継続し、その水を充てんポンプにより注入することで炉心冷却をできるだけ長く維持し、復旧のための時間余裕を増加させることができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はECCSを用いた炉心注入によって除去されるが、当初は流出流量が注入流量を上回るため、1次系保有水は減少する。原子炉冷却材の系外流出により1次系圧力は低下し、余熱除去ポンプ入口逃がし弁及び余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹き止まり圧力に達することにより、上記逃がし弁からの漏えいは停止し、1次系保有水量は増加に転じる。主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却、減圧及び加圧器逃がし弁開操作により、1次系圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん注入系へ切り替えると、注入流量の減少により一時的に1次系保有水が減少するが、1次系圧力は低下していることから1次系保有水量は安定し、漏えい停止（現場での弁閉止操作）まで炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断に伴い1次冷却材が大気に放出されることを踏まえ、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

### A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

### B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

#### D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

#### E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次冷却材回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

#### F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることではなく、除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

#### G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

### 2.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

#### (1) 事象の推移

格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器1基の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象に加えて、破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、ECCS等により1次系への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による1次系の減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん系による1次系への注入及び加圧器逃がし弁開操作による1次系からの放出により炉心冷却を実施する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が2次系に流出するため、1次系圧力が低下し、原子炉トリップに至る。その後、破損側主蒸気安全弁が開固着し、1次系圧力及び加圧器水位が低下することでECCSが作動する。主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁開操作により、1次系温度及び圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん注入系へ切り替え操作を実施する。さらに、余熱除去運転に移行することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡になった時点

で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。この期間中、炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断した伝熱管を通じて1次系から2次系に流出した冷却材が大気に放出されることから、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

### A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

### B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。



CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

#### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりやが支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

#### D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。蒸気発生器伝熱管破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

蒸気発生器伝熱管破損の破断口では、臨界流あるいは差圧流として1次冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

#### E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次冷却材保有水量の回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されて、圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

#### F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることなく、本事故シーケンスグループで注目する原子炉トリップ後の中期及び長期冷却では、余熱除去系により十分な炉心冷却が行われるため、1次側での蒸気凝縮は生じない。

#### G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（1/3）

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェイスシstem LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
物理現象									燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心（核）	核分裂出力	○	○	○	○	○	○	—	○	○
	出力分布変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○(*1)	○	—	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	—	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束（CHF）	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	—(*2)	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	—	—(*2)	○	○	○	○
炉心（熱流動）	3次元熱流動	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	—	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○	—	○	○	—	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(\*1)解析コードの適用性を評価する際には細分化を行う。(\*2) 燃料被覆管温度評価上、DNBを生じないことが前提となるため、対象とならない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（2/3）

分類	評価事象 物理現象	評価指標	2次冷却系	全交流動力	原子炉補機	原子炉格納	原子炉停止	ECCS 注水	ECCS 再循	格納容器バイパス	
			からの除熱 機能喪失	電源喪失	冷却機能喪失	容器の除熱 機能喪失	機能喪失	機能喪失	環機能喪失	インターフ ェイスシス テム LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損
			燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	原子炉格納 容器圧力	1次系圧力 、燃料被覆 管温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、漏え い量	燃料被覆管 温度、漏え い量
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）		○	○	○	○	○	○	—	○	○
	冷却材流量変化（自然循環時）		○	○	○	○	○	○	—	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		○	○	○	○	—	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ポイド率変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離・対向流		○	○	○	○	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	—	○	○	○	○
	圧力損失		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化		○	○	○	—	○	○	—	○	○
	ECCS 強制注入		○	○	○	○	—	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入		○	○	○	○	—	○	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡		○	—	—	—	○	—	—	○	○
	水位変化		○	○	○	○	○	○	—	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		○	—	—	—	○	—	—	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（3/3）

分類	評価事象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス		
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	インターフェイスシstem LOCA
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト		○	—	—	—	○	—	—	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）		—	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液界面の熱伝達		—	○	○	○	—	—	○	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		—	○	○	○	—	—	○	—	—	—
	スプレイ冷却		—	—	—	—	—	—	○	—	—	—
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却		—	—	—	○	—	—	—	—	—	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象、—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

## 2.2 格納容器破損防止

本節の各項では、格納容器破損防止に係る格納容器破損モード毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の (a) ～ (i) の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

ここでは、格納容器破損モードの特徴を踏まえて、本資料で説明する解析コードで取り扱う範囲の評価項目に対応する評価指標を選定する。

抽出された物理現象は、格納容器破損モードとの組合せでマトリクスの形で表 2-2 のように整理されている。表 2-2 では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、格納容器破損モードのうち格納容器直接接触は、工学的に発生しないことから対象外とする。

### 2.2.1 炉心損傷前の原子炉系における現象

炉心損傷に至る起因事象としては、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに

において、炉心冷却に失敗する場合を想定することから、2.1 節において抽出された物理現象のすべてが対象となる。ただし、以下の現象については、物理現象自体が生じない又は評価指標に対する影響が小さいため物理現象として抽出しない。

- ・出力分布変化（炉心（核））
  - 炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存し、出力が直ちに低下する事象では、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。
- ・限界熱流束（CHF）（炉心（燃料））
  - 事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化に影響する現象であり、炉心損傷に至る事象においては、主要な物理現象とはならない。
- ・3次元熱流動（炉心（熱流動））
  - 1次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり<sup>3</sup>が支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。
- ・ほう素濃度変化（炉心（熱流動）、1次系）
  - 蓄圧タンク等からのほう素添加により、未臨界が維持されるため、ほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、ほう素濃度変化の出力への影響は小さい。

また、核分裂出力、反応度帰還効果、制御棒効果の物理現象に関して、事象開始直後に原子炉トリップに至る場合は、事象進展に殆ど影響しないものの、解析を実施する上で必要な物理現象であることから「○」としている。

## 2.2.2 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

### (1) 事象の推移

原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷は、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、格納容器スプレイ機能が喪失した状態で、原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器が破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した熔融炉心を冷却すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニッ

トを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器気相部の冷却を行い、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することである。また、1次系圧力が高い状態の場合、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を行い、溶融物の飛散を防止する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の水の一部が保有熱及び崩壊熱によって蒸散する。原子炉下部キャビティで発生した水蒸気は原子炉格納容器を加圧、加熱するが、代替格納容器スプレイによって、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。

その後、格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却によって、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇傾向から低下傾向となり、事象収束に向かうことになる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損を防止する対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力及び温度とする。

### A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。



また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が動作し、水素を再結合させる。

## B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

### C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティにおける溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

## 2.2.3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

### (1) 事象の推移

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は、原子炉容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融燃料並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止するために、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を行う。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器から放出される。このとき、1次系強制減圧により十分な減圧が達成されていれば、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱には至らない。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での溶融物の噴出を防止するための1次系減圧対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は1次系圧力とする。

### A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプルに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプル及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が動作し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

#### B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

#### C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融燃料は蒸气流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

## 2.2.4 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

### (1) 事象の推移

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は、原子炉容器から流出した溶融燃料が原子炉容器外の冷却材と接触して一時的な圧力の急上昇（圧力スパイク）が発生し、原子炉格納容器内の構造物が破壊されることによって原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象では、圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇の程度を把握し、原子炉格納容器の健全性を確認することを目的としており、この事象を防止するための対策はないが、その他の格納容器破損モードの防止策として、代替設備による格納容器スプレイを使用した格納容器内注水、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッダの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造物表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される

このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の冷却材と接触して圧力スパイクが発生する。

### (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損が生じないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力とする。

#### A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が現象として挙げられる。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が動作し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

## B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

### C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融燃料は蒸气流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拵がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

## 2.2.5 水素燃焼

### (1) 事象の推移

水素燃焼は、ECCS 注入に失敗して炉心損傷し、ジルコニウム-水反応、放射線水分解及び金属腐食等によって多量の水素が発生し、かつ格納容器スプレイが成功して発生した水素の濃度が高めに推移する事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素処理を行うことにより原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。その他の格納容器破損モードの防止策として、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心の冷却能力が低下し、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応により反応熱とともに水素が発生し、その後も燃料温度の上昇が継続しいずれ炉心損傷に至る。発生した水素は、1次冷却材と共に原子炉格納容器に放出される。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食され、水素を含むガスが発生する。

その後、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート侵食及び水素発生が停止し、事象収束に向かうことになる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器内の水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は水素濃度とする。

### A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内では、1次系から高温の冷却材、崩壊熱等によって発生した水蒸気が流入し、フラッシングしつつ区画間・区画内を流れて広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。



原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

水素は燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し冷却材と共に原子炉格納容器に放出され、区画間・区画内を流れて広がってゆき、各部の水素濃度を上昇させるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、原子炉格納容器内の水素濃度が急激に上昇し、原子炉格納容器圧力にも有意な影響が現れる。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した PAR の働きで、水素を再結合（水素処理）することで水素濃度を緩やかに低下させる。

なお、電気式水素燃焼装置（イグナイタ）が設置されている場合は、イグナイタへの通電で周囲の空気が水素の発火温度まで上昇して水素が自己燃焼し、更にもその周囲の水素も火炎伝播によって燃焼することにより、燃料被覆管の酸化反応により急激に上昇した水素濃度を短時間で低下（水素処理）させる効果が期待できる。

#### B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

#### C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器へと放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

## 2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

### (1) 事象の推移

溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉格納容器内の床上へ流出した溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが分解、侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策は、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した溶融炉心を冷却してコンクリート侵食を抑制すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティのプール水を維持することである。また、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッダの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食される。

その後、溶融炉心の冷却が進むと、コンクリート侵食は停止し、事象収束に向かうことになる。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、コンクリート侵食を抑制するための対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標はコンクリート侵食量とする。

### A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプルに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプル及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要

があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

評価指標である水素濃度に影響する現象としては、前述の燃料被覆管の酸化反応による水素発生以外に、冷却材の放射線分解による水素発生が挙げられる。酸化反応による水素発生は、燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると水素濃度の他に原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が動作し、水素を再結合させる。

#### B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した熔融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

#### C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心は原子炉格納容器へと放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で熔融炉心が放出される場合、熔融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、熔融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した熔融燃料は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1 次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（1/4）

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	熔融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	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	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（2/4）

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	○	○	○	○	○
	冷却材流量変化（自然循環時）	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	○
	気液分離・対向流	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○
加圧器	気液熱非平衡	○	○	○	○	○
	水位変化	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（3/4）

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	(○)	○	○	○
	気液界面の熱伝達	○	(○)	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	(○)	○	○	○
	スプレイ冷却	○	(○)	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	○	(○)	○	○	(○)
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	○	－
	水素濃度変化	○	○	○	○	○
水素処理	○	(○)	(○)	○	(○)	

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(○)：評価指標には影響が生じないが、従属的に発生する現象



表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（4/4）

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
(炉心損傷後) 原子炉容器	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	○	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 FP 挙動	○	○	○	○	○
(炉心損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	*	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	*	－	－	－
	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	○	○	○	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	○	○	○	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○	○	○	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○	○	○	○	○
原子炉格納容器内 FP 挙動	○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(○)：評価指標には影響が生じないが、従属的に発生する現象、\*：1次系強制減圧により防止されることから生じない

## 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

本節の各項では、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループ毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の (a) ～ (c) の評価項目に対応したものである。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転員等操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつわずかな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で表 2-3 のように整理されている。表 2-3 では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループのうち、反応度の誤投入については当該事象が生じない措置を講じていることから対象外とする。

### 2.3.1 崩壊熱除去機能喪失

#### (1) 事象の推移

崩壊熱除熱機能喪失は、原子炉の停止中に運転中の余熱除去システムの故障によって崩壊熱除熱機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による原子炉冷却材の補給機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に崩壊熱除熱機能が喪失すると崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が加圧器の開口部から流出する。これにより 1 次系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、代替注水設備により炉心への注水を実施する。蓄圧タンクが待機状態であれば蓄圧タンク注入を実施する場合もある。

代替注水設備による注水により、崩壊熱による 1 次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な 1 次系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1 次系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

### A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

### B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率は燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の 1 次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1 次系保有水の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向

の拡がりが必要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

#### D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループではRCPが停止状態であり、余熱除去系統によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

1次系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

炉心冷却材の沸騰により低下した冷却材の保有水量は、ECCSからの注入により補われる。ECCS強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

#### E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損失を適切に評価することにより1次系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

#### F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

#### G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

### 2.3.2 全交流動力電源喪失

#### (1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は、原子炉の停止中に外部電源を喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失することによって、余熱除去系統による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替電源設備による原子炉冷却材の補給機能の確保があり、代替電源を確保するとともに、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける事象の推移は前項の崩壊熱除去機能喪失(2.3.1(1))と同様である。

#### (2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が前項の崩壊熱除去機能喪失と同様であるため、抽出される物理現象は2.3.1(2)と同様である。

### 2.3.3 原子炉冷却材の流出

#### (1) 事象の推移

原子炉冷却材の流出は、原子炉の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の操作の誤りによって原子炉冷却材が系外に流出するとともに、余熱除去系統による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に系統操作の誤りによって1次冷却材が流出すると1次系水位が低下して運転中の余熱除去系統系が機能喪失する。崩壊熱除去機能が喪失して崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が余熱除去系及び加圧器の開口部から流出する。これにより1次系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、充てん/高圧注入ポンプ又は充てんポンプにより炉心への注水を実施する。

充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる注水により、崩壊熱による1次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な1次系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

## (2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1次系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

### A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

### B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

### C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが必要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気

液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

#### D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループではRCPが停止状態であり、余熱除去系統によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

余熱除去系統及び1次系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次冷却材の保有水量、流動挙動に影響する。

炉心冷却材の沸騰により低下した冷却材の保有水量は、充てん系からの注入により補われる。充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプは、1次冷却材の保有水量及びほう素濃度の変化率を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

#### E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損出を適切に評価することにより1次系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

#### F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

#### G) 原子炉格納容器圧力

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コード

を用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。



表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（1/2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	評価指標	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○
	限界熱流束 (CHF)	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（2/2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	評価指標 物理現象	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)
1 次 冷 却 系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	—
加 圧 器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸 気 発 生 器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	—	—	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象