

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

平成 27 年 5 月

東北電力株式会社

東京電力株式会社


中部電力株式会社

中国電力株式会社

目次

	(資料 1-1)
1. はじめに	1-1
2. 有効性評価における物理現象の抽出	2-1
2. 1 炉心損傷防止	2-7
2. 2 格納容器破損防止	2-49
2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	2-70
3. 抽出された物理現象の確認	3-1
3. 1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認	3-1
3. 2 EURSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認	3-2
4. 適用候補とするコードについて	4-1
4. 1 適用候補コードの概要	4-1
5. 有効性評価に適用するコードの選定	5-1
5. 1 炉心損傷防止	5-1
5. 2 格納容器破損防止	5-4
5. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	5-6
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について	6-1

第 1 部	SAFER	(資料 1-2)
第 2 部	CHASTE	(資料 1-3)
第 3 部	REDY	
第 4 部	SCAT	
第 5 部	MAAP	
	本文	
	添付 1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について
	添付 2	溶融炉心と冷却材の相互作用について
	添付 3	溶融炉心とコンクリートの相互作用について
第 6 部	APEX	(資料 1-4)

 今回ご説明箇所

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下、「有効性評価」という。）に適用する解析プログラム（以下、「コード」という。）に関して説明するものである。

図1-1に有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと本資料の構成を示す。

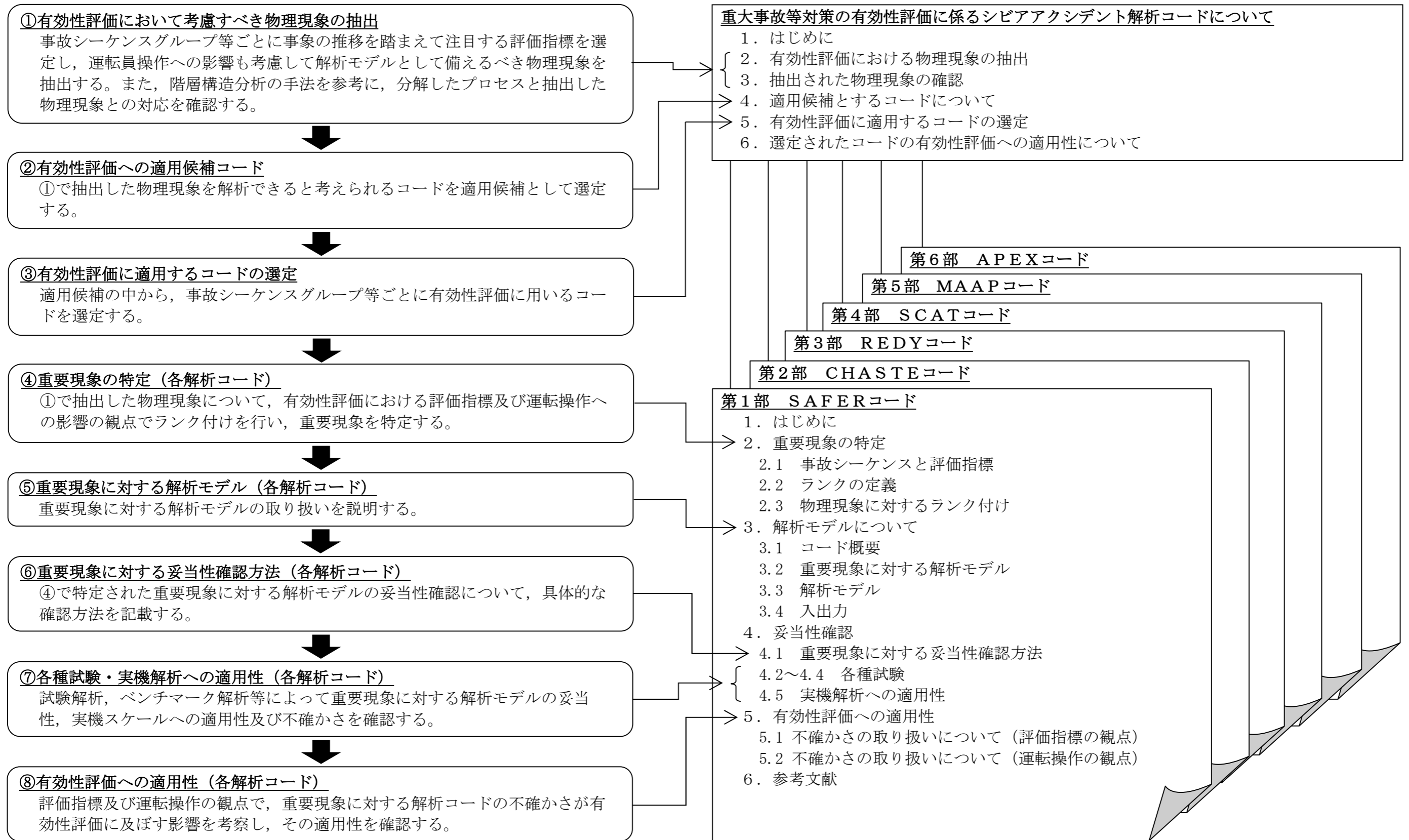


図1-1 有効性評価に適用する解析コードの説明の流れと資料構成

2. 有効性評価における物理現象の抽出

本章では、有効性評価において解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。

有効性評価における解析の目的は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性の確認であり、国内のBWRプラントが対象である。

物理現象の抽出は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「規則の解釈」という。）において、有効性評価に当たって「必ず想定する事故シーケンスグループ」、「必ず想定する格納容器破損モード」及び「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」として挙げられたシーケンスグループ及び格納容器破損モードを対象とし、その中で代表的と考えられるシーケンスを前提として行う。

2.1、2.2及び2.3節では、各事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードに対し、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たっては、3.1節で説明する階層構造分析における物理領域ごとに整理することとし、その物理領域は、事象進展に関連するBWRのシステムを質量やエネルギーの輸送に関して特徴的な現象を一括することができる比較的独立性の高いコンポーネント（炉心、原子炉压力容器、原子炉格納容器）に分類している。また、時間領域についても、出現する物理現象が大きく異なる炉心損傷前と炉心損傷後に分割した。

以下に、各物理領域について説明する。

A) 炉心 (核)

炉心(核)は、上部炉心支持板、下部炉心支持板と炉心シュラウドに囲まれた燃料集合体とチャンネルバイパスからなる領域で、核的な物理現象に関係する領域である。

原子炉がスクラムするまでの期間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度および減速材温度反応度）の変化による反応度フィードバック効果、及び制御棒反応度、ボロン濃度（ボロン反応度）の影響を受け、同時に出力分布も影響を受ける（出力分布変化）。過渡時の中性子束挙動は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）、中性子寿命、遅発中性子生成割合の影響を受ける。制御棒の位置や燃料温度分布、減速材密度分布は、炉心の出力分布に影響する。BWR炉心では、低炉心流量・高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性がある。

また、原子炉スクラム後に核分裂連鎖反応が停止すると、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が主要な熱源となる。

B) 炉心 (燃料)

炉心(燃料)は、炉心内の燃料棒の挙動に着目した領域である。

燃料棒は燃料ペレット、燃料被覆管、及びそれらの間のギャップガスにより構成される。核分裂反応により燃料棒内で発生した熱エネルギーが、冷却材へと放出される。燃料棒内温度変化は、ペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、通常は单相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達の考慮で充分であるが、ドライアウトして燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の寄与が大きくなる。沸騰遷移において、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する評価には、リウエット、クエンチ等の物理現象モデルが必要になる。

燃料温度は多くの事象解析において評価指標となる燃料被覆管温度に加え、核分裂出力の変化にも影響を与える。炉心出力が急激に上昇した場合には、ペレット-被覆管相互作用（以下、「PCMI」という。）が生じる可能性がある。また、炉心露出等により燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、発熱量が増加するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料

棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形、破裂が発生する場合には、燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心（熱流動）は、炉心の熱流動挙動に着目した領域で、燃料集合体とチャンネルバイパスからなるいわゆる炉心領域と、炉心流量に関係する下部プレナムや再循環ループ、上部プレナムからなる領域である。

炉心では入口から流入した冷却材が燃料集合体内を流れ、炉心を冷却する。炉心入口は单相流状態だが、燃料集合体内を上昇するにつれ沸騰して二相流状態となり、軸方向ボイド率分布が発生する（沸騰・ボイド率変化）。チャンネルバイパスには、下部プレナムや燃料集合体のリーク孔等から、再循環流量の一部が流入する。燃料集合体出力分布によりボイド率分布が影響を受ける結果、各燃料集合体の全圧力損失が均一化するように、燃料集合体間に流量配分が生じる（三次元効果）。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に大破断を生じたような圧力急減事象では、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。炉心とダウンカマの自然循環が途切れた場合には、炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が蒸気中に露出する場合がある。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する場合がある。炉心上部が露出した状態で上部プレナムに注水すると、燃料集合体から吹き上げる蒸気により燃料集合体内に落下する水量が制限される気液二相対向流現象（CCFL）や、上部プレナムのサブクール水により燃料集合体から吹き上げる蒸気が凝縮して、水が一気に燃料集合体内に落下するCCFLブレイクダウンが発生する場合がある。また、炉心流量が少ないと、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

D) 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器は、炉心、上部プレナム、下部プレナム、セパレータ、蒸気ドーム、ダウンカマ、ジェットポンプと再循環ループまたは再循環ポンプからなる領域で、主蒸気配管と給水系も含める。

主蒸気配管には、原子炉圧力容器の過度な圧力上昇を防止するために逃がし安全弁（SRV）が設置されており、蒸気はサブプレッション・チェンバのプール水面下に放出される。

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉压力容器内のダウンカマに水位が形成される。セパレータから出て蒸気中に巻き込まれた液滴はキャリーオーバー、セパレータ戻り水に巻き込まれた気泡はキャリーアンダーと呼ばれる。

ポンプトリップ時の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性で決まる。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマと炉心シュラウド内側の圧力損失のバランスから決まる。

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管に大破断を生じたような圧力低下事象における二相流動は、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生し、これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。水位低下により炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気が上部プレナムを經由して蒸気ドームに流出し、気液熱非平衡状態が発生する場合がある。このような原子炉圧力の急減時には、構造材から冷却材への熱伝達（構造材との熱伝達）が発生する。また、主蒸気隔離弁急閉事象のような圧力上昇事象では、蒸気の凝縮が発生する。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等に破断を生じると系外（原子炉格納容器）への冷却材放出が生じ、破断流量は臨界流または差圧流になる。压力容器内冷却材の補充源としては原子炉隔離時冷却系（R C I C）、非常用炉心冷却系（E C C S）及び代替注水設備がある。

S L C 作動時には炉内にほう酸水が拡散し、炉心の停止に必要な反応度を与える。（ほう酸水の拡散、三次元効果）

E) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、格納容器下部、ドライウェル、ウェットウェルからなる領域である。原子炉格納容器は通常、原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離された状態であるが、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等に破断を生じた場合、冷却材がドライウェルに放出される。また、格納容器領域間の流動としては、放出された蒸気がサブプレッション・チェンバのプールで凝縮され、圧力が抑制される。また、逃がし安全弁作動時には原子炉压力容器の蒸気はサブプレッション・チェンバのプールに放出されて凝縮し、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内の気相部及び構造材へ熱伝達する（気液界面の熱伝達）。サブプレッション・プール冷却としては、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系

の熱交換器で冷却することができ、また、原子炉格納容器内にスプレイ冷却することにより格納容器内雰囲気冷却する。原子炉格納容器内気相部の温度変化に対しては、構造物との熱伝達及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合には、原子炉への注水を確保し格納容器ベントにより除熱する。炉内の放射線水分解等による水素・酸素が発生するが、原子炉格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

F) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

炉心が露出し、崩壊熱や燃料被覆管の酸化反応熱により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管の熔融、熔融物の流下による燃料外形の増加（燃料のキャンドリング）により、流路の閉塞に至る。さらに温度が上昇すると、熔融プールを形成し、熔融物は次第に下方に移動し、下部プレナムに堆積する（リロケーション）。

この過程において熔融炉心との熱伝達により温度が上昇し、一部の炉内構造物が熔融する。炉心損傷後に注水がある場合には、損傷炉心は冷却されることになる。冷却材は次第に原子炉格納容器内へと放出されるが、熔融した炉心が原子炉圧力容器内に残された冷却材と相互作用すると、一部の熔融炉心は細粒化あるいは固化する（原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達／熔融炉心細粒化））。また、原子炉圧力容器内で熔融炉心の再臨界に至る可能性がある。

高温の熔融炉心から炉内構造物及び原子炉圧力容器へ、さらに、原子炉圧力容器からの輻射熱伝達により、原子炉格納容器側へ熱が移動する（構造物との熱伝達）。下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって、原子炉圧力容器破損に至る。

炉心熔融の過程で高温の水蒸気と燃料被覆管、制御材及び構造物の反応、水の放射線分解によって非凝縮性ガスが発生する（放射線水分解等による水素・酸素発生）。また、燃料被覆管破損や炉心熔融が発生すると、気相及び液相（液滴又は液体）として、燃料から核分裂生成物（FP）が放出され、冷却材の流れとともに原子炉圧力容器内に拡がっていく（原子炉圧力容器内FP挙動）。

G) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉圧力が高圧の状態では原子炉圧力容器破損に至ると、熔融炉心及び水蒸気が高圧で放出される。この過程では熔融炉心は液相（液滴）としてエントレインされ、酸化反応を伴いながら原子炉格納容器空間部に放出される（原子炉圧力容器破損後の高圧熔融炉心放出／格納容器内雰囲気直接加熱）。原子炉圧力が低圧

の場合、原子炉圧力容器破損後に溶融炉心が落下し、格納容器下部区画で拡がりながら床に堆積する。溶融炉心の落下の過程において、格納容器下部区画の内部構造物を溶融、破損させる。格納容器下部区画に水がある場合には、冷却材と相互作用し、一部、細粒化あるいは固化する（原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達／溶融炉心細粒化））。格納容器下部に堆積した溶融炉心が床面を拡がり、原子炉格納容器バウンダリに到達する場合には、原子炉格納容器を破損させる（格納容器直接接触）。

格納容器下部区画に水がある場合には、溶融炉心と格納容器下部区画プール水、コンクリートとの間で熱伝達する。水が無い場合には、高温の溶融炉心からの輻射熱伝達によって構造物が加熱される。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリートの分解により、非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。また、原子炉格納容器内で溶融炉心の再臨界に至る可能性がある。

核分裂生成物（FP）は、原子炉圧力容器内から、逃がし安全弁や破損口を介して、または溶融炉心の原子炉格納容器内への移動に伴って原子炉格納容器内に放出される（原子炉格納容器内FP挙動）。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等毎との組合せで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と、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に分類し、マトリクスの形で整理する。この整理は、最終的に解析コード選定において用いることとなる。

なお、事故シーケンスグループ等毎で抽出する各物理領域に特徴的な物理現象は、過去の同種の解析や研究から得られた知見に基づき、注目する評価指標への影響が具体的、かつ、それを模擬するために求められる解析コードの物理モデルや解析条件との対応が明確なレベルで抽出を行う。また、解析コードの選定を幅広く客観的に判断するために、評価指標に対し影響が小さい現象についても、物理現象として選定することとする。

2.1 炉心損傷防止

本節の各項では、炉心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)～(d)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) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 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。
- (d) 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。

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を選定した。さらに、この選定により、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2-1のように整理されている。表2-1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の事故シーケンスグループの事象の推移は、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている炉心損傷防止対策を考慮し、かつ、その対策に有効性があると想定される範囲について記述している。

2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失

(1) 事象の推移

高圧・低圧注水機能喪失は、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化または事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、代替注水設備等による炉心冷却機能の確保が挙げられる。高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉へ冷却材を注水することにより炉心冷却を確保することができ、低圧代替注水設備の場合には、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系により炉心冷却を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失+RCIC及びECCS（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、原子炉水位低でRCIC及びECCS（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低でMSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では、原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉への注水を開始する。SRVからの冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、高圧代替注水設備による原子炉注水開始により、原子炉水位は回復し事象は収束する。低圧代替注水設備の場合には手動操作によりSRVを開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水することにより事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉を隔離し、注水設備が高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉への注水、低圧代替注水設備の場合には原子炉減圧操作により原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後、減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び低圧代替設備の場合に必要な減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と

制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、放射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シーケンスでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の有存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。炉心上部でのCCFL、CCFLブレイクダウンは、事象進展が緩やかなこと及び代替注水設備等による原子炉注水はダウンカムまたは炉心バイパス領域に注水されるため発生しない。炉心スプレイ系による原子炉注水が行われる場合には発生する可能性があるが、短期間であるため影響は小さい。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカムに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカム水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。また、サブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.1.2 高圧注水・減圧機能喪失

(1) 事象の推移

高圧注水・減圧機能喪失は、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化または事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ原子炉減圧機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、自動減圧ロジックの追加等による原子炉減圧機能の強化及び代替注水設備等による炉心冷却機能の確保が挙げられ、原子炉水位の低下により、原子炉の自動減圧を行い、減圧後に低圧注水系等により炉心冷却を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失+RCIC及びECCS（高圧注水系）起動失敗+原子炉の減圧の失敗」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、原子炉水位低でRCIC及びECCS（高圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低でMSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。一方、原子炉が高圧に維持され低圧注水系による原子炉注水が困難な状況下では、原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、自動減圧ロジックを追加し、SRVにより原子炉を自動で急速減圧し、減圧後に低圧注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水することにより事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、格納容器の圧力及び温度は上昇するが、炉心再冠水以降は残留熱除去系を用いた除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水及び原子炉への高圧注水機能の喪失事

象を想定しているため、原子炉を隔離し、その後の自動減圧により低圧注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後、減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び減圧により冷却材を原子炉格納容器のサプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、給水及び原子炉への高圧注水機能及び減圧機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、放射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で低圧注水系による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シナリオでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の有無は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉を自動で急速減圧した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。低圧注水系による注水は、ダウンカマまたは炉心バイパス領

域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、低圧注水系からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉を自動で急速減圧した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原

原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。
ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。また、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。サブプレッション・プール冷却による格納容器内圧力及び温度制御が可能であるため、格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントは実施しない。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.3 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、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、安全機能を有する系統及び機器の交流動力電源が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、可搬型及び常設の代替交流電源設備による給電が一定時間確保できないことを想定し、常設直流電源等の確保、RCICによる炉心冷却及び、交流動力電源確保後の減圧操作及び低圧代替注水系による炉心冷却が挙げられる。

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。

具体的な事故シナリオとして「全交流動力電源喪失＋給水流量の全喪失＋RCIC及びECCSまたは低圧代替注水設備」を想定する。外部電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉、または、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗して全交流動力電源喪失となる。外部電源喪失により給水流量の全喪失となり、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低でRCICの起動に成功し、原子炉水位は回復する。原子炉水位低、または、タービン蒸気加減弁急速閉に伴いMSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。一方、直流電源が枯渇し、RCICが機能喪失した場合には、原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、交流動力電源による給電ができない一定期間直流電源の確保によりRCICによる炉心冠水維持を継続し、交流動力電源確保後に、手動操作によりSRVを開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水設備、または、低圧注水系による原子炉注水を開始することで、炉心の冠水維持を継続することで事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、格納容器の圧力及び温度は上昇するが、交流動力電源の給電開始前は代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱、交流動力電源の給電開始後は代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより、格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、交流動力電源の給電開始前はRCICにより、交流動力電源の給電開始後は低圧代替注水設備又は残留熱除去系の低圧注水モードにより炉心は冠水維持されるが、原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後、減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、安全機能を有する系統及び機器の交流動力電源の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

外部電源喪失後、タービン蒸気加減弁急速閉、または、原子炉水位低でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、外部電源が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響

を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、放射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で低圧代替注水設備又は低圧注水系による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シーケンスでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状

態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。低圧代替注水設備又は低圧注水系による注水は、ダウンカマまたは炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉压力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉压力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、低圧代替注水設備又は低圧注水系からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシン

グ)が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントによる除熱、または代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.4 崩壊熱除去機能喪失

2.1.4.1 取水機能喪失

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化または事故（LOCAを除く）の発生後、原子炉注水には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事象を想定する。具体的には、取水機能が喪失した場合を想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、RCIC等による原子炉注水を行うとともに、格納容器スプレイによる冷却及び代替ヒートシンクを用いた残留熱除去系による除熱により、格納容器の健全性を維持し、炉心冷却機能を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとして「全交流動力電源喪失＋給水流量の全喪失＋取水機能喪失」を想定する。外部電源喪失の発生後、タービン蒸気加減弁急速閉、または原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。しかし、取水機能の喪失に伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失により全交流動力電源喪失となる。外部電源喪失により給水流量の全喪失となり、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低でRCICの起動に成功し、原子炉水位は回復する。原子炉水位低、または、タービン蒸気加減弁急速閉に伴いMSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び代替ヒートシンクを用いた残留熱除去系による除熱を行うことにより、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、RCICにより原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、RCICによる原子炉注水には成功するが崩壊熱の除去機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

外部電源喪失の発生後、タービン蒸気加減弁急速閉、または原子炉水位低でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、外部電源が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管

温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スパーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シーケンスでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンカムまたは炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）

は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉压力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉压力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉压力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉压力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを経由して压力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントによる除熱、または代替ヒートシンク等を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。

2.1.4.2 RHR機能喪失

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化または事故（LOCAを除く）の発生後、原子炉注水には成功するが、崩壊熱の除去に失敗する事象を想定する。具体的には、残留熱除去系が故障した場合を想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、RCIC等による原子炉注水を行うとともに、格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱により、格納容器の健全性を維持し、炉心冷却を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとして「給水流量の全喪失＋RHR機能喪失＋RCIC及びECCS注水設備または代替注水設備」を想定する。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。また、原子炉水位低でRCICの起動に成功し、原子炉水位は回復する。原子炉水位低または手動操作によりMSIVを閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、格納容器の圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、RCICにより原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、SRVによる原子炉圧力制御及び減圧操作により冷却材を原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバのプールに放出するため低下し、炉心上部が露出する場合には、炉心燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出するため、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、RCICによる原子炉注水には成功するが崩壊熱の除去機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、β線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

給水が喪失して原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、給水が喪失してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スペーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉

心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シナリオでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンカマまたは炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を

生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRVからの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRVから放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰

囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッショ
ン・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているた
め、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器におけ
る残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施するこ
とにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性
化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象と
はならない。また、サブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要
である。

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は、原子炉の出力運転中に、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入又はほう酸水注入系によるほう酸水の注入、並びに代替原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による再循環ポンプトリップが挙げられる。ただし、本事故シーケンスグループでは代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとしている。また、残留熱除去系による除熱により、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心冷却機能を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとしては「MSIVの誤閉止+原子炉スクラム失敗」を想定する。MSIVの誤閉止による原子炉スクラムに失敗するため臨界状態が維持される。MSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、代替原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能が作動して再循環ポンプがトリップするため炉心流量が減少する。これにより原子炉出力は低めに抑制される。

原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気（冷却材）が放出され、原子炉圧力の上昇は抑制される。原子炉で発生した蒸気（冷却材）は原子炉格納容器内のサブプレッション・チェンバへ放出されるため、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力が上昇する。

MSIVの閉止により、タービン駆動給水ポンプが停止するが、モータ駆動給水ポンプの自動起動を考慮する。また、MSIVの閉止により、給水加熱器への抽気蒸気が無くなるため、給水温度は低下し、炉心入口サブクーリングが大きくなることから原子炉出力は次第に上昇する。原子炉出力の上昇により、燃料被覆管温度は上昇する。

一方、制御棒が挿入されないことから、原子炉を未臨界にするために、ほう酸水注入系を手動操作にて起動することにより、ほう酸水が徐々に注入され、負の反応度が印加されると、原子炉出力は次第に低下する。

原子炉格納容器のプール水温上昇率は原子炉出力の低下とともに緩やかとなり、残留熱除去系起動によるサブプレッション・プール冷却効果と相まって、事象は収束する。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、原子炉スクラムに失敗しているため、MSIV閉止後は、原子炉出力及び原子炉圧力が上昇する。原子炉出力の上昇は、燃料被覆管表面を沸騰遷移状態に導くことによる燃料被覆管温度の上昇を生じさせる可能性がある。また、原子炉圧力は、原子炉がスクラムしていないため、発生する大量の蒸気により上昇する可能性がある。

原子炉格納容器内は、原子炉内で発生した蒸気がSRVを介してサブプレッショ
ン・チェンバに放出されるため、原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器圧力が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び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)

本事故シーケンスでは原子炉スクラムを考慮しないため、核分裂出力に関連する熱源として、核分裂による即発熱、核分裂生成物の崩壊熱及び減速材での直接発熱を長時間に亘って考える必要がある。ほう酸水注入系起動により原子炉が停止するまでの期間においては、ボイド反応度（減速材密度反応度）、ドップラ反応度、減速材温度反応度、ボロン反応度などの反応度フィードバック効果が出力分布変化や遅発中性子寿命や中性子寿命と関連しあって原子炉出力に影響する。また、本事故シーケンスでは制御棒反応度や制御棒速度のような制御棒反応度効果を考慮しないため、事象進展において高出力で低炉心流量状態となった場合に核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三元効果）が発生する可能性がある。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内ペレットの熱伝導、燃料と燃料被覆管間のギャップ熱伝達、燃料被覆管内の熱伝導、燃料棒表面からの熱伝達により冷却材へと放出される。このうち、燃料棒表面熱伝達には冷却材の状態によって単相面熱伝達、二相壁面熱伝達の二つの状態が存在し、原子炉出力の上昇によって燃料棒がドライアウトした場合にはリウエット現象が生じる。こ

の評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。これらの物理現象によって燃料棒内温度変化が生じるが燃料温度はドップラ反応度フィードバック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。また、燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、水-ジルコニウム反応による燃料被覆管酸化が生じさらに、燃料棒内圧の上昇が大きい場合は燃料被覆管変形が生じることが考えられる。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱されるため、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。本事故シーケンスグループでは、炉心における沸騰・ボイド率の変化は、MSIV閉鎖による圧力波の伝播、炉心以外での温度成層化、チャンネルバイパス間冷却材温度差、炉心内二相水位有無により影響される。また、炉心内の圧力損失は炉心流量の流動挙動に影響を与える。原子炉水位が低下して炉心部に二相水位が生じると気液分離（水位変化）・対向流が生じて炉心の一部で過熱蒸気が発生し、気液熱非平衡が生じる。再循環ポンプトリップにより強制循環力が小さくなる場合には炉心入口流量配分が変わり得る（三次元効果）。

D) 原子炉圧力容器

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、冷却材の流動挙動の結果として与えられる。再循環ポンプのコーストダウン特性と流路慣性はトリップ時の冷却材流量変化に、炉心部の圧力損失は自然循環に移行した際の自然循環流量に影響する。MSIV閉鎖による原子炉圧力上昇時の圧力波の伝播及び原子炉出力上昇によるボイド率分布の変化や前述の冷却材流量変化は、シュラウド外の沸騰・凝縮・ボイド率変化に影響する。原子炉水位の低下はセパレータのキャリーアンダー増加を生じさせ、ダウンコマ部における気液分離（水位変化）・対向流の発生に影響する。

ほう酸水注入によるほう酸水の拡散は反応度フィードバック効果に影響する。原子炉圧力上昇によりSRVが作動してSRVの流量特性に応じて冷却材を臨界流状態で放出して原子炉圧力上昇を抑制するが、この冷却材放出は原子炉内での冷却材の保有水量に影響する。なお、冷却材の流動挙動に与える要因は、炉心以外領域と炉心内領域におけるマスバランス（圧力バランス）であるため、炉心以外での領域内で二相水位、二相流動、気液分離（水位変化）・対向流、気液熱非平衡が原子炉出力に影響することはない。なお、核分裂により継続して熱を発生してい

る本事故シーケンスでは原子炉圧力容器等の構造材との熱伝達による放熱は相対的に小さいため無視できる。

SRVから放出された冷却材は、ECCS（給水系・代替注水設備含む）からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）からの注水は、注水系統の流量特性や温度特性により保有水量の変化や炉心入口サブクールの変化に影響する。原子炉のエネルギーバランスは、主として前述の原子炉出力と冷却材の出入りに伴う変化により定まる。

再循環ポンプトリップにより、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分に影響する（三次元効果）。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、圧力及び水温が上昇する。

サブプレッション・チェンバのプール水温度が上昇するが、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却による除熱を行うことにより圧力及び温度の上昇を抑制する。本シーケンスグループでは、サブプレッション・チェンバへ放出された蒸気は、サブプレッション・チェンバプール水で凝縮してプール水温度が上昇する。放出された蒸気の、格納容器領域間の流動や、気液界面の熱伝達による雰囲気温度／圧力への影響がドライウェルやウェットウェル雰囲気温度／圧力変化へ影響することが考えられる。

なお、構造材との熱伝達及び内部熱伝導については、熱伝導による放熱を考慮しないことで圧力や温度上昇を厳しく評価することになる為は無視することが可能である。なお、スプレイ冷却や格納容器ベントは同様に結果を厳しく評価する為にその実施を仮定しない。また、本シーケンスグループでは注水機能が維持されるため炉心の冠水維持されていることから、放射線分解等による水素・酸素の発生は重要な物理現象とはならない。

2.1.6 LOCA時注水機能喪失

(1) 事象の推移

LOCA時注水機能喪失は、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）あるいは中小規模の破断（中小破断LOCA）の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能を想定した事象とする。

国内外の先進的な対策を踏まえて代替注水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の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が喪失して、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、代替注水設備等による炉心冷却機能の確保があげられる。高圧代替注水設備の場合には、高圧状態の原子炉へ冷却材を注水することにより炉心冷却を確保することができ、低圧代替注水設備の場合には、手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系により炉心冷却を確保することができる。

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。

具体的な事故シナリオとして「中小破断LOCA+ECCS（高圧注水系、低圧注水系及び自動減圧系）起動失敗」を想定する。中小破断LOCA発生後、外部電源喪失となり、炉心流量急減または、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。破断口からの冷却材の流出及び外部電源喪失に伴う給水流量の全喪失により、原子炉水位が急速に低下し、原子炉水位低でRCIC及びECCS（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低でMSIVが閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力がSRVの設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力はSRV設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では原子炉内保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、低圧代替注水設備の場合には手動操作によりSRVを開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水することにより事象は収束する。高圧代替注水設備の場合には、高圧代替注水設備による高圧状態の原子炉への注水を開始する。SRV

からの冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、代替高压注水設備による原子炉注水開始により、原子炉水位は回復し、事象は収束する。

一方、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気がSRVを介して徐々に流出し、また、高温の冷却材が破断口から流出するため、原子炉格納容器の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる冷却及び格納容器ベントによる除熱を行うことにより、圧力及び温度の上昇は抑えられる。

(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いて説明する。

本事故シーケンスグループでは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉を隔離し、注水設備が高压代替注水設備の場合には高压状態の原子炉への注水、低压代替注水設備の場合には原子炉減圧操作後に原子炉へ注水を行い炉心冷却する。原子炉隔離後、原子炉圧力はSRVの開閉により制御され、その後減圧されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、破断口からの冷却材の流出、SRVによる原子炉圧力制御及び低压代替注水設備の場合に必要な減圧操作により低下して、炉心上部が露出する場合には、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

また、原子炉格納容器は、破断口からの高温の冷却材の流出及び原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気がSRVを介して徐々に流出し、圧力及び温度が上昇する可能性がある。

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、原子炉圧力、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器温度を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器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）

本事故シーケンスは、給水も含めた原子炉への注水機能の喪失事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化が評価対象となる。

原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

中小破断LOCAの発生後、外部電源喪失となり、炉心流量急減または、原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、中小破断LOCAが発生してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シナリオではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スぺーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後で代替注水設備による注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シナリオでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気の影響は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。代替注水設備による注水は、ダウンカマまたは炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンカマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴

い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRV及び破断口からの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRV及び破断口から放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、代替注水設備からの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンカムから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

原子炉内で崩壊熱により発生した蒸気（冷却材）がSRVを介してサブプレッション・チェンバに放出され、蒸気凝縮によりサブプレッション・チェンバのプール水温が上昇し、格納容器内雰囲気加熱（気液界面の熱伝達）されることで圧力及び温度が上昇する。また、代替格納容器スプレイを行った場合は、格納容器内雰囲気がスプレイにより冷却されて温度及び圧力上昇を抑制する。サブプレッション・チェンバはベント管、真空破壊装置を介してドライウェルに接続しているため、相互に格納容器各領域間の流動の影響を受ける。

原子炉格納容器内温度上昇により、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及び内部熱伝導が生じる。原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているが、格納容器ベントを実施することにより、格納容器内圧力及び温度の上昇を抑制する。

放射線水分解等による水素・酸素発生については、原子炉格納容器内を不活性化しており、かつ本事象では炉心損傷に至ることはないため、重要な物理現象とはならない。また、サブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.1.7 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と接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定した事象とする。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、ECCS（給水系・代替注水設備を含む）による炉心冷却機能の確保が挙げられる。また、インターフェイスシステムLOCA発生箇所の隔離により冷却材の流出を停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。

具体的な事故シナリオとして、「高圧炉心注水系の吸込配管（ABWR）」、「低圧注水系の注水配管（BWR）」等の破断を想定する。配管破断発生後、炉心流量急減、または、原子炉水位低により原子炉はスクラムするため未臨界が確保される。破断口から冷却材が流出するため原子炉内保有水が減少し、炉心損傷に至る。

炉心損傷を防止するために、RCIC及びECCSにより炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り、また、インターフェイスシステムLOCAの発生箇所を隔離することによって、格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図ることにより事象は収束する。

(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。

本事故シーケンスグループでは、原子炉が隔離された場合、原子炉圧力はSRVの開閉により維持されるため、SRVの設定圧力を超えることはない。

一方、原子炉水位は、破断口からの冷却材の流出及びSRVの開閉により低下し、炉心上部が露出する場合には、燃料がヒートアップし、燃料被覆管の温度が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして、燃料被覆管温度及び原子炉圧力を評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化及び原子炉圧力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）

本事故シーケンスは、原子炉格納容器外側での配管等の破断事象を想定しているため、原子炉スクラム後の長期的な燃料被覆管温度変化、原子炉圧力変化が評価対象となる。原子炉スクラム後には核分裂連鎖反応が停止するので、 β 線等を出して崩壊する核種に起因する崩壊熱が上記の評価項目に影響する。

配管等の破断発生後、炉心流量急減、または、原子炉水位低信号でスクラムする以前と、原子炉スクラム直後の短時間は、中性子による核分裂出力が主要な熱源となる。スクラム以前の期間の中性子束は、燃料温度（ドップラ反応度）、減速材密度（ボイド反応度）の変化による反応度フィードバック効果の影響を受けるが、配管破断が発生してからスクラムするまでの時間が短いため、通常運転時からの出力分布変化はほとんどない。スクラム直後の中性子束変化は、スクラム時の制御棒反応度と制御棒速度（制御棒反応度効果）の影響を受ける。BWRプラントの炉心では、低炉心流量、高出力状態においては、核的な反応度フィードバックと熱水力特性に関連した核熱水力不安定事象（三次元効果）が発生する可能性があるが、本事故シーケンスではスクラムに成功するため、発生しない。

B) 炉心（燃料）

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。スクラム後の燃料被覆管温度変化は、燃料棒内温度変化に影響するペレット内発熱密度分布、燃料ペレット熱伝導率、ギャップ熱伝達率、燃料被覆管熱伝導率、及び燃料棒表面熱伝達率の影響を受ける。燃料棒表面熱伝達率は、単相壁面熱伝達と二相壁面熱伝達に加えて、炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合は、輻射熱伝達の影響を受ける。スぺーサによる伝熱促進現象は、炉心露出時の燃料被覆管表面最高温度（PCT）に影響する。再循環ポンプの一部がトリップした時に、炉心流量の急減により燃料棒の一部で温度が上昇する沸騰遷移が発生する可能性がある。水位が低下して炉心が露出した後でRCIC及びECCSによる注水で炉心水位が回復すると、ドライアウトした燃料棒の温度が低下する。この評価には、リウエット等の沸騰遷移に係る物理現象モデルが必要になる。

スクラムして炉心出力が低下するため、PCMIは発生しない。炉心露出時に燃料棒被覆管の温度が著しく上昇した場合には、水-ジルコニウム反応が

促進され、燃料棒被覆管が発熱するとともに、燃料被覆管が酸化される。燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、燃料棒内圧の上昇、燃料被覆管の変形が発生する可能性があり、破裂が発生して燃料被覆管変形による流路閉塞が生じると、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は冷却材により除熱され、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。本事故シナリオでは、保有水の減少により炉心に二相水位（気液分離（水位変化））が形成され、炉心上部が露出して燃料被覆管の温度上昇が生じ、炉心の冠水状態からの露出及び再冠水過程においては、沸騰・ボイド率の変化が熱伝達に影響する。炉心が露出した場合には、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が発生する。過熱蒸気が存在は、燃料棒表面熱伝達に影響する。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、チャンネルバイパスと燃料集合体下部の圧力差に基づき、通常運転時とは逆に、チャンネルバイパスの冷却材がリーク孔等から燃料集合体に流入する。燃料集合体毎の崩壊熱差によって、炉心の燃料集合体のボイド率分布や二相水位が異なる（三次元効果）。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。RCIC及びECCSによる注水は、ダウンカマまたは炉心バイパス領域への注水なので、炉心上部での対向流による落下水の抑制現象（CCFL）は発生しない。再循環ポンプが停止するため、下部プレナムで水が停滞し、温度成層化が発生する可能性がある。

これらの二相流動状態や水頭に基づく炉心の圧力損失は原子炉の流動挙動に影響を与える。

D) 原子炉圧力容器

再循環ポンプにより炉心へ流入した冷却材は、炉心で三次元のボイド率分布を生じ、上部プレナム部でより均一なボイド率分布となったのち、セパレータへ流入する。セパレータによって気液分離された戻り水は、給水と混合され、原子炉圧力容器内のダウンカマに水位が形成される。

再循環ポンプがトリップし、炉心流量が減少すると、下部プレナムの流量配分が変化するものと予想されるが、下部プレナムにある多くの構造材により流量はミキシングされるので、炉心入口流量配分に与える影響は小さい（三次元効果）。

ポンプトリップ後の短期的な冷却材流量変化はジェットポンプや再循環ポンプのコーストダウン特性や流路慣性が影響する。ポンプトリップ後の自然循環流量はダウンコマ水頭、炉心部の圧力損失及び沸騰によるボイド率変化が影響する。

SRVを使用した原子炉の圧力制御もしくは原子炉減圧による冷却材の放出に伴い、気液分離（水位変化）・対向流となった二相流動様式が燃料被覆管温度変化と原子炉圧力変化に影響する。SRV及び破断口からの冷却材放出流量は、臨界流あるいは差圧流として評価できる。SRV及び破断口から放出した冷却材は、本事故シーケンスでは、RCIC及びECCSからの注水により補われる。ECCS（給水系・代替注水設備含む）注水は、冷却材の保有水量の変化及び凝縮によるボイド率変化を与える主要な現象として捉えられる。

原子炉減圧操作を実施した場合には、下部プレナム等で減圧沸騰（フラッシング）が発生する。これに伴い発生したボイドにより形成された二相水位はボイド率変化に応じて変化する。また、MSIV閉止直後の圧力上昇時には、蒸気の凝縮が発生する。原子炉圧力容器内の構造物蓄熱量は、構造材との熱伝達として長期の原子炉圧力容器内圧力変化に影響する。

炉心が露出した場合に発生する過熱蒸気は、上部プレナム、ドライヤ、蒸気ドームを經由して圧力容器外へ流出するまでに、ダウンコマから発生した飽和蒸気や構造材と熱伝達してほとんど飽和温度になり、原子炉格納容器圧力変化及び原子炉格納容器温度変化の観点で、気液熱非平衡は主要な物理現象とはならない。

ほう酸水の拡散は本シーケンスでは実施しないことから考慮不要である。

E) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器内挙動が、燃料被覆管温度へ影響を与えることはないことから、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）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	
分類	物理現象	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉压力容器 圧力
		炉心（核）	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	○		○	○	○	—	○	○	
崩壊熱	○		○	○	○	○	○	○	
三次元効果	—		—	—	—	○	—	—	
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○	
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	
	沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○	
	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	○	○	○	○	○	○	○	
	三次元効果	○	○	○	○	○	○	○	

○：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）（2/3）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	
分類	物理現象	評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力
		（逃がし安全弁含む） 原子炉圧力 容器	冷却材流量変化	○	○	○	○	○	○
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（水位変化）・対向流	○		○	○	○	—	○	○	
気液熱非平衡	—		—	—	—	—	—	—	
圧力損失	○		○	○	○	○	○	○	
構造材との熱伝達	○		○	○	○	—	○	○	
ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	○		○	○	○	○	○	○	
ほう酸水の拡散	—		—	—	—	○	—	—	
三次元効果	○		○	○	○	○	○	○	

○：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）

評価事象		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
分類	物理現象	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力容器 圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度
	評価指標							
原子炉格納容器	冷却材放出	○	○	○	○	○	○	—
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	○	○	—
	サプレッション・プール冷却	—	○	○	○	○	—	—
	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	○	—	○	○	—	○	—
	放射線水分解等による水素・酸素発生	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器ベント	○	—	○	○	—	○	—

○：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。

2.2.1 炉心損傷前の原子炉压力容器内における現象

事象発生後短期に炉心損傷に至る事故シーケンスにおいて、炉心損傷前の炉心領域に対して、2.1節で抽出された物理現象の中で、事象進展に対する影響があると考えられる物理現象は「崩壊熱」のみであると考えられるが、格納容器破損防止評価では、2.1節の炉心損傷防止において抽出された物理現象について、基本的にすべての物理現象を対象とする。

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、原子炉スクラムにより出力が直ちに低下する事象では、過渡中の出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

- ・三次元効果（炉心（核）、炉心（熱流動）、原子炉压力容器）

炉心損傷に至る前の炉心および原子炉压力容器内における熱水力的な三次元効果（炉心不安定事象、炉心部における流量配分効果）については、冷却材喪失に伴い炉心損傷に至る事象においては、事象進展に影響を及ぼす主要な物理現象とはならない。また、ほう酸水の拡散における三次元的な効果については、ほう酸水注入を実施しないため、考慮不要である。

- ・沸騰遷移（炉心（燃料））

事象初期の短期間における炉心損傷前の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。

- ・ほう酸水の拡散（原子炉压力容器）

本事故シーケンスではほう酸水注入は実施しない。

2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(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-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、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、代替注水設備による原子炉圧力容器内の損傷炉心への注水、または、原子炉圧力容器が破損する場合には格納容器下部への注水を実施し、溶融燃料を冷却すること、及び代替格納容器スプレイにより、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が挙げられる。また、原子炉格納容器圧力の上昇時には格納容器ベントにより原子炉格納容器の過圧による破損を防止する。

(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いて説明する。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) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

事象初期において炉内への注水に失敗するため、逃がし安全弁、もしくはLOCA時の破断口からの原子炉圧力容器内の冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素が発生する。酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、溶融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の炉内構造物は、溶融燃料からの輻射熱伝達により溶融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。溶融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると溶融プールを形成し、溶融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備等による炉内注水で、炉心が再冠水し、損傷炉心冷却に成功する場合には、原子炉圧力容器破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心冷却に失敗する場合には、溶融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、溶融炉心は炉心支持板に達し、炉心支持板の隙間から徐々に下部プレナム領域へリロケーションを開始する。溶融炉心は下部プレナムに残存する冷却材に落下するため、溶融炉心と冷却材との相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。

一連の過程で炉心燃料から放出されたFPは、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され（原子炉圧力容器内FP挙動）、一部は原子炉圧力容器外へ放出される。放射線水分解等により発生する水素・酸素についても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、炉心溶融落下に至る間に炉内に注水される場合には、溶融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には構造材－水反応に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁もしくはLOCA時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出）、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出される、炉心損傷時には同時に、構造材－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素、及び冷却材の放射線分解による水素、酸素が発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・プール表面での蒸気蒸発、凝縮及び気液界面伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気圧力及び温度が上昇する。サプレッション・プール水表面での気液界面の熱伝達により、圧力上昇は抑制される。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及び内部熱伝導が生じる。

原子炉格納容器における残留熱除去系による除熱機能が喪失しているため、

格納容器スプレイ冷却により、格納容器圧力および温度を維持するが、格納容器スプレイは、サブプレッション・チェンバ内のベント配管が水没しないように停止する。スプレイ停止後は、崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベントを実施することにより格納容器圧力を抑制する。

格納容器内において、放射線水分解等による水素・酸素が発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷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、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内FP挙動）。なお、本事故シーケンスグループでは、サブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉圧力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

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、原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融燃料なら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、逃がし安全弁の開放による原子炉圧力容器の減圧を行う。

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、原子炉圧力容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉圧力容器から放出される。このとき、原子炉圧力容器の減圧操作により、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いて説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での熔融物の噴出を防止するための原子炉圧力容器の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、評価指標は原子炉圧力とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

事象初期において炉内への注水に失敗するため、逃がし安全弁からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。

代替注水設備による注水が実施できない場合には、原子炉圧力容器の高圧破損を防止するために逃がし安全弁による手動減圧操作を実施するため、原子炉圧力は急速に低下するとともに、炉内の冷却材も逃がし安全弁から格納容器へと放出される。

過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素が発生する。酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行し、その後、熔融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、熔融炉心は炉心支持板に達し、炉心支持板の隙間から徐々に下部プレナムへ蓄積する（リロケーション）。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が生じ、熔融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内 F C I（熔融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。

一連の過程で炉心燃料から放出されたFPは、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉圧力容器外に放出される（原子炉圧力容器内 F P 挙動）。放射線水分解等により発生する水素・酸素についても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、炉心溶融落下に至る間に炉内に注水される場合には、溶融炉心の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には構造材－水反応に伴う発熱により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持される可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁から溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出（冷却材の放出）され、炉心損傷時には同時に、構造材－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素、及び冷却材の放射線分解による水素、酸素が発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・プール表面での蒸気蒸発、凝縮及び気液界面伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気圧力の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及び内部熱伝導が生じる。

原子炉圧力容器の破損後、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。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの間で相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融燃料は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。溶融炉心落下に伴い、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。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、水の放射線分解等による水素・酸素が発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷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、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内FP挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベントおよびサブレーション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。また、原子炉圧力容器の減圧に失敗し、原子炉圧力容器が高圧破損する場合には、放出された溶融炉心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（原子炉圧力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）があるが、これらの現象は、急速減圧により原子炉圧力容器破損時の圧力を低減することにより防止される。

2.2.4 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の推移

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は、原子炉圧力容器から流出した溶融燃料が原子炉圧力容器外の冷却材と接触して一時的な圧力の急上昇が発生（圧力スパイク）し、原子炉格納容器内構造物に対する機械的荷重が生じる（水蒸気爆発）事象である。水蒸気爆発については、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられるが、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の発生の可能性があることから、ここでは圧力スパイクにより、原子炉格納容器の過圧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、代替格納容器スプレイ、格納容器ベント、原子炉圧力が高い場合の原子炉圧力容器の減圧操作を想定する。

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、原子炉圧力容器下鏡部温度を上昇させ、いずれは原子炉圧力容器破損に至る。格納容器下部には、代替注水設備を用いた注水により、原子炉圧力容器破損前に冷却材プールが形成される。このため、原子炉圧

力容器破損後、熔融炉心が格納容器下部に落下すると、格納容器下部床面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いて説明する。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) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

事象初期において炉内への注水に失敗するため、原子炉圧力容器の炉心燃料は、逃がし安全弁もしくはLOCA時の破断口からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素が発生する。酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による炉内注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉圧力容器の破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗する場合には、熔融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、熔融炉心は炉心支持板に達し、炉心支持板の隙間から徐々に下部プレナムへリロケーションする。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が生じ、熔融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。一連の過程で炉心燃料から放出されたFPは、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉圧力容器外に放出される（原子炉圧力容器内FP挙動）。放射線水分解等により発

生ずる水素・酸素についても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、炉心溶融落下に至る間に炉内に注水される場合には、炉心溶融の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には構造材－水反応に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁もしくはLOCA時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出）、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出され、炉心損傷時には同時に、構造材－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素、及び冷却材の放射線分解による水素、酸素が発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・プール表面での蒸気蒸発、凝縮及び気液界面伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気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及び内部熱伝導が生じる。

原子炉圧力容器の破損後、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。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの間で相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融燃料は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。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。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、水の放射線分解等による水素・酸素が発生するが、格

格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出されるF Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内F P挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベントおよびサブプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

2.2.5 水素燃焼

(1) 事象の推移

水素燃焼は、炉内水位維持に失敗して炉心損傷し、ジルコニウム-水反応による水素発生、放射線水分解による水素および酸素が発生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、窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化を行うことにより原子炉格納容器内の酸素濃度を抑制する。また、残留熱除去系等による除熱が実施できない場合には、格納容器ベントにより格納容器過圧破損を防止するとともに、可燃性ガスを格納容器外に排出する。その他の格納容器破損モードの防止策として、原子炉圧力が高い場合の原子炉圧力容器の減圧操作も想定する。

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、炉心損傷に至る。発生した水素は、原子炉冷却材と共に原子炉格納容器に放出される。炉心損傷後は、代替注水設備による炉内注水を実施することにより、炉心を再冠水させて原子炉圧力容器の破損を防止する。

炉心溶融が進展し、炉心燃料が下部プレナムへ移行する場合には、代替注水設備を用いた格納容器下部への注水により、原子炉圧力容器の破損前に冷却材プールが形成させる。

その後、代替注水設備を用いた格納容器スプレイにより、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。格納容器スプレイは、サブプレッション・チェンバのベント配管が水没しないように停止する。スプレイ停止後は、崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベントを実施することにより格納容器圧力を抑制する。格納容器除熱と

して、RHR等の復旧を期待する場合には、復旧後にサプレッション・プールを水源とした低圧注水モードで熱交換器を通じて炉内注水を行うことにより原子炉および格納容器を冷却する。

(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、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が、BWRは窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われていることから、酸素濃度が抑制が重要である。したがって、評価指標は酸素濃度とする。

A) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

事象初期において炉内への注水に失敗するため、原子炉圧力容器の炉心燃料は、逃がし安全弁からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始する。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素が発生する。酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、熔融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の炉内構造物は、熔融燃料からの輻射熱伝達により熔融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。熔融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると熔融プールを形成し、熔融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による炉内注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉圧力容器破損は防止される。なお、代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉圧力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

一連の過程で炉心燃料から放出されたF Pは、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉圧力容器外に放出される（原子炉圧力容器内F P挙動）。放射線水分解等により発生する水素・酸素についても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）熔融開始後、炉心熔融落下に至る間に炉内に

注水される場合には、炉心溶融の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には構造材-水反応に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁から、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出（冷却材の放出）され、炉心損傷時には同時に、構造材-水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に伴う水素、及び冷却材の放射線分解による水素、酸素が発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・プール表面での蒸気蒸発、凝縮及び気液界面伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気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及び内部熱伝導が生じる。

格納容器除熱として、残留熱除去系等の復旧を期待する場合には、復旧後にサプレッション・プールを水源とした低圧注水モードで熱交換器を通じて炉内注水を行うことにより原子炉および格納容器を冷却する（サプレッション・プール冷却）。

残留熱除去系等による除熱機能が喪失している場合、格納容器スプレー冷却により、格納容器圧力および温度を維持するが、格納容器スプレーは、サプレッション・チェンバ内のベント配管が水没しないように停止する。スプレー停止後は、崩壊熱により原子炉格納容器圧力が上昇するが、格納容器ベントを実施することにより格納容器圧力を抑制する。

格納容器内において、水の放射線分解等による水素・酸素が発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出されるF Pは、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内F P挙動）。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗した場合には、原子炉圧力容器の破損に至るが、この場合に考慮する物理現象については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

2.2.6 熔融炉心・コンクリート相互作用

(1) 事象の推移

熔融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉格納容器下部の床上へ流出した熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部側壁及び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、格納容器下部への注水により、あらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉圧力容器破損により落下した熔融炉心を冷却してコンクリート侵食を抑制することである。また、原子炉圧力が高い場合には、原子炉圧力容器の減圧操作を想定する。

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、熔融した炉心は、炉心支持板を破損させ、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、原子炉圧力容器下部ヘッドの温度を上昇させる。その後、原子炉圧力容器破損に至る。

格納容器下部には、代替注水設備を用いた格納容器下部への注水により、原子炉圧力容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下する熔融炉心は格納容器下部床面に堆積し、プール水および代替注水設備により注水される冷却材による冷却を伴いつつ、格納容器下部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、熔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。

(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いて説明する。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) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

事象初期において炉内への注水に失敗するため、原子炉圧力容器の炉心燃料は、逃がし安全弁もしくはLOCA時の破断口からの原子炉圧力容器内冷却材の放出に伴う水位低下により、炉心燃料は露出し、ヒートアップを開始す

る。過熱した燃料棒表面では燃料被覆管と水蒸気による酸化反応により水素が発生する。酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱され、燃料被覆管は損傷に至り、高温領域から燃料ペレットが崩壊を始める。事象進展に伴い、溶融物が流下すると燃料外径が増加（キャンドリング）し、流路の閉塞が発生する。制御棒等の炉内構造物は、溶融燃料からの輻射熱伝達により溶融して（構造材との熱伝達）、炉心部の下方ノードへ移行する。溶融燃料についても、流路の閉塞により冷却材や蒸気による流入が停止すると溶融プールを形成し、溶融プールの下部に形成されたクラストが破損すると、下方ノードへと移行していく。

代替注水設備による炉内注水により炉心が再冠水し、損傷炉心の冷却に成功した場合には、原子炉圧力容器の破損は防止される。

代替注水設備による損傷炉心への注水に失敗する場合には、溶融炉心の炉心部下方への移行を抑止することができず、溶融炉心は炉心支持板に達し、炉心支持板の隙間から徐々に下部プレナムへリロケーションする。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が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気が発生させつつ冷却される。さらに下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達により、原子炉圧力容器破損に至る。

一連の過程で炉心燃料から放出されたFPは、原子炉圧力容器内を水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は原子炉圧力容器外に放出される（原子炉圧力容器内FP挙動）。放射線水分解等により発生する水素・酸素についても同様に原子炉圧力容器外へ放出される。

制御棒（中性子吸収材含む）溶融開始後、炉心溶融に至る間に炉内に注水される場合、炉心溶融の再臨界に至る可能性が考えられるが、炉心部から制御棒が溶融落下するまでに、炉心燃料の溶融は進展し、注水時には構造材－水反応に伴う発熱反応により炉心溶融が促進されるため、再臨界に至る炉心燃料形状が継続的に維持されている可能性は十分小さい。

B) 原子炉格納容器（炉心損傷後含む）

逃がし安全弁もしくはLOCA時の破断口から高温の冷却材（冷却材の放出）、溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気が原子炉格納容器内へ放出される、炉心損傷時には同時に、構造材－水反応（燃料被覆管の酸化反応等）に

伴う水素、及び冷却材の放射線分解による水素、酸素が発生し、格納容器内へ放出される。

これらの水蒸気、非凝縮性ガスは、原子炉格納容器各領域間の流動に伴い格納容器内全体に広がってゆき、サプレッション・プール表面での蒸気蒸発、凝縮及び気液界面伝達等の過程を経て、格納容器内雰囲気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及び内部熱伝導が生じる。

原子炉圧力容器の破損後、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。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の冷却材プールの間で相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化（原子炉圧力容器外 F C I（溶融炉心細粒化））し、水との熱伝達（原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達））により水蒸気を発生させつつ冷却される。格納容器下部領域には制御棒駆動装置等の構造物が存在するため、溶融炉心落下時に、これら内部構造物を破損、溶融する可能性がある。

格納容器下部に落下した溶融燃料は、格納容器下部床面に拡がり、格納容器下部の冷却材プールやコンクリートと熱伝達するが、格納容器バウンダリは、溶融炉心と直接接触する（格納容器直接接触）ことがない構造になっている。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。この時、溶融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材もデブリ内に取り込んでいると考えられることから、溶融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。

格納容器内において、水の放射線分解等による水素・酸素が発生するが、格納容器内を不活性化しているため脅威とはならない。

炉心損傷後に原子炉圧力容器内の損傷炉心から放出される F P は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、格納容器内各領域において熱源となる崩壊熱分布に影響を与える（原子炉格納容器内 F P 挙動）。

本事故シーケンスグループでは、スプレイ冷却、格納容器ベントおよびサプレッション・プール冷却は実施しないことから考慮不要である。

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（1/5）

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	原子炉压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
分類	評価指標	原子炉格納容器 圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
	物理現象					
炉心 (核)	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	○	○	○	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○
	三次元効果	—	—	—	—	—
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	沸騰遷移	—	—	—	—	—
	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	○	○	○	○	○
	三次元効果	—	—	—	—	—

○：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）（2/5）

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）	高压溶融物放出 / 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
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	○	○	○	○
	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注水（給水系・代替注水設備含む）	○	—	—	○	○
	ほう酸水の拡散	—	—	—	—	—
	三次元効果	—	—	—	—	—

○：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）（3/5）

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）	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压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
分類	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器	冷却材放出	○	○	○	○	○
	格納容器各領域間の流動	○	○	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	－	－	－	○	－
	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	○	－	－	○	－
	放射線水分解等による水素・酸素発生	○	○	○	○	○
	格納容器ベント	○	－	－	○	－

○：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）（4/5）

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）	高压熔融物放出／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
分類	物理現象	原子炉格納容器 圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容 器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む) (炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 F C I（熔融炉心細粒化）	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）	○	○	○	○	○
	熔融炉心の再臨界	—	—	—	—	—
	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	○	○	○	○	○
	放射線水分解等による水素・酸素発生	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内 F P 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

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（5/5）

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）	高压熔融物放出／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
分類	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損後の高压熔融炉心放出	—	—	—	—	—
	格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—	—
	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり	○	○	○	○	○
	内部構造物の熔融、破損	○	○	○	○	○
	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）	○	○	○	○	○
	格納容器直接接触	—	—	—	—	—
	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	○	○	○	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	○	○	○	○	○
	熔融炉心の再臨界	—	—	—	—	—
原子炉格納容器内 F P 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

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操作等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。

運転停止中の原子炉において想定する事故シーケンスのうち、「反応度の誤投入」を除く以下の事故シーケンスでは、解析コードを用いない事象進展の評価を実施することから、本節では、「反応度の誤投入」事象を対象に、物理現象の抽出を行う。

- ・崩壊熱除去機能喪失
- ・全交流電源
- ・原子炉冷却材の流出

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僅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み合わ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ない物理現象を「-」で表している。

2.3.1 反応度の誤投入

(1) 事象の推移

反応度の誤投入は、原子炉の運転停止中に、制御棒1本が全引抜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、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象が発生することを想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、実効増倍率及び制御棒反応度価値の事前評価による臨界近傍での高い制御棒価値を生じ得るような制御棒パターン形成の防止、操作手順の策定による制御棒の誤選択防止と操作量の制限、並びに起動領域モニタ或いは中間領域モニタによる状態監視を実施し、出力の過度な上昇を防止する。また、炉心が臨界を超過して過度な中性子束上昇に至ったときにはスクラムによる負の反応度投入、制御棒挿入等により出力を抑制するとともに未臨界を確保する。これらの対策によって事象の拡大を防止し、燃料の著しい損傷の防止を図る。

原子炉停止中に、制御棒1本が全引抜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、臨界近接を認知できずに臨界に至った場合、起動領域モニタの原子炉周期短信号或いは中間領域モニタの中性子束高信号が発生して、原子炉はスクラムする。そのため、一時的に臨界超過に至るものの、燃料健全性には影響がなく、また、スクラムにより未臨界は確保される。また、原子炉の水位に有意な変動はない。

(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。本事故シーケンスグループでは出力上昇による燃料破損の可能性があるため、燃料エンタルピが評価指標になる。

本事故シーケンスグループの有効性評価においては、燃料エンタルピの最大値が「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界を超えているか否か、及び、「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PCMIによるピーク出力部燃料エンタルピの増分における破損しきい値と比較することによって、燃料棒の破損の有無を確認する。

なお、ABWRでは起動領域モニタによるペリオドトリップ機能とFMCRDの遅い制御棒引抜速度により引抜制御棒反応度投入量が従来型BWRより小さく、炉心が即発臨界になることはないことから、投入反応度が即発臨界に至ることがないことをもって、燃料健全性に影響が無い事を確認する。

事象中の燃料エンタルピ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)

本事故シーケンスにおいては、制御棒引き抜きに伴い炉心に正の反応度が印加されることにより核分裂出力が増加するが、起動領域モニタ或いは中間領域モニタにより原子炉がスクラムし炉心に負の反応度が投入されることで未臨界に至る。この制御棒反応度効果が、本事故シーケンスにおいては特に重要となる。

引抜制御棒周りの局所的な核分裂出力増加に伴い、燃料温度の上昇、減速材密度低下及び減速材温度増加が発生し、これによる反応度フィードバック効果（ドップラ反応度、減速材密度反応度、減速材温度反応度）は、核分裂出力へ影響を与える。また、反応度フィードバックは動的反応度の大小が重要であるため、遅発中性子割合も影響する。

さらに、制御棒引き抜きに伴う出力分布変化は直接的に燃料エンタルピ分布に影響を与えるが、反応度フィードバック効果を通じても燃料エンタルピに影響する。

本事故シーケンスグループは、局所的かつ一時的な出力上昇事象であるため、炉心の核熱不安定事象（三次元効果）は生じないと考えられるため、燃料エンタルピに与える影響はない。また、臨界超過による核分裂出力が支配的であり、崩壊熱は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心(燃料)

前項の核分裂により燃料棒内で発生した熱は、燃料ペレット及び被覆管の熱伝導とギャップ部及び燃料棒表面の熱伝達を通して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変化は燃料エンタルピに影響する。被覆管-冷却材の熱伝達は出力増加に伴い、液単相、核沸騰、沸騰遷移を経て膜沸騰状態となると、燃料棒表面熱伝達が著しく悪化し、燃料エンタルピは大きくなるため、沸騰遷移と燃料棒表面熱伝達（液単相、核沸騰、膜沸騰）が燃料エンタルピに影響する主要な現象となり得る。

沸騰遷移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、沸騰遷移を経て膜沸騰状態に至り、燃料被覆管温度が非常に高くなった場合は、酸化反応による熱発生が燃料エンタルピに影響を与えることが考えられる。また、急激な出力上昇を伴う場合、燃料被覆管の変形が発生し得るが、燃料エンタルピにより燃料破損の有無を評価しており、さらに本事故シーケンスではそれほど大

きな出力上昇は発生せず燃料被覆管の変形による流路閉塞が生じることもないため、燃料被覆管の変形は重要な物理現象とはならない。

なお、本事故シーケンスで投入反応度が1ドルを超えない場合には、炉心出力上昇が緩やかで燃料温度はほとんど上昇しないことから、これらの物理現象は重要な物理現象とはならない。

C) 炉心(熱流動)

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却系により除熱され、炉心の熱流動挙動は、燃料エンタルピに直接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、出力上昇に伴い炉心において沸騰・ボイド率変化が生じる場合には、減速材密度反応度、燃料棒の熱伝達、圧力損失などに影響を及ぼす。核分裂出力は局所的に増加するため、ボイド発生による流量配分（三次元効果）が起こり得る。

また、本事故シーケンスグループは気液分離(水位変化)による炉心の露出は生じず、急激な出力上昇が起きないため、対向流（CCFL）、又は蒸気の過熱に伴う気液の熱非平衡も生じない。

なお、本事故シーケンスで投入反応度が1ドルを超えない場合には、炉心出力上昇が緩やかでボイドは発生しないことから、これらの物理現象は重要な物理現象とはならない。

D) 原子炉圧力容器

本事故シーケンスは、低温、大気圧、炉心入口サブクーリングが大きい低流量一定状態であり、また、急激な出力上昇及びそれに伴う大幅な蒸気発生、圧力変化が起きないため、冷却材流量変化、沸騰・凝縮・ボイド率変化、圧力損失変化、下部プレナムでの流量配分のような三次元効果、気液分離・対向流、気液熱非平衡、冷却材放出（臨界流量、差圧流）が顕著に生じる状態とはならないことから、原子炉圧力容器の冷却材流動は主要な現象とはならない。

また、構造材との熱伝達についても、炉内温度がほとんど上昇しないことから考慮不要である。ECCS注入（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散は本シーケンスグループでは実施しないことから考慮不要である。

表2-3 抽出された物理現象一覧(運転停止中原子炉) (1/2)

評価事象		反応度の誤投入
分類	評価指標	燃料エンタルピ ^o
	物理現象	
炉心 (核)	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	○
	崩壊熱	—
	三次元効果	—
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○
	燃料棒表面熱伝達	○
	沸騰遷移	○
	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	○
	三次元効果	○

○：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)

評価事象		反応度の誤投入
分類	評価指標	燃料エンタルピー
	物理現象	
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	—
	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 (水位変化) ・対向流	—
	気液熱非平衡	—
	圧力損失	—
	構造材との熱伝達	—
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	—
	ほう酸水の拡散	—
	三次元効果	—

○：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

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 BWRプラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認

2章において、事故シーケンスグループ等毎に、事象進展及び運転員等操作を踏まえ分析して抽出した物理現象について、評価が可能な解析コードの選定と適用性確認を行うため、米国 NRC の RG 1.203 や日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」で用いている EMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とするBWRプラントの物理領域を展開して階層化した。図 3-1、3-2 には、階層化結果及び 2章で抽出した物理現象との対応を示す。

また、以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

構成要素	内容
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム (物理領域)	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール (物理領域)	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体あるいは蒸気
幾何学的形態	移動時の幾何学的な形態 (プール、液滴、気泡、液膜等)
場	流れにより輸送される物理量が幾何学的形態ごとに形成する場 (質量、運動量、エネルギー、圧力など)
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域（サブシステム、モジュール）として、炉心（核、燃料、熱流動）、原子炉压力容器、原子炉格納容器及び炉心損傷後の原子炉压力容器、原子炉格納容器を定めた。この物理領域は、2章の物理現象の抽出においても、整理上用いている。

各物理領域に含まれる、解析対象とする成分（物質）については、同種の場合の方程式（関連する物理量（質量、エネルギー、運動量）の輸送を解くための方程式）で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量（力）の輸送を輸送プロセスとした。ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場合の方程式で表現される場合（液膜と液滴、各種の異なるFP等）には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセス（液膜—液滴の相互変化等）は表現していない。また、サブシステム、モジュール間の輸送については、総量的な概念に留めている。

なお、炉心（核及び燃料）については、熱流動現象を中心とする他のモジュールと性格が異なるが、モジュール間の関係を明確にするため、便宜的に同様に同一の場合の方程式で表現される単位に分類し、それに関連する物理プロセスを整理した。炉心損傷後については、損傷後の物理現象として特徴的なもののみを記載しており、炉心損傷前の項で既に述べられている現象については、損傷後においても特徴的なもの以外は記載していない。

図 3-1、図3-2に示すとおり、評価において解析コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

以上により、抽出された物理現象について、解析コードにおいて必要な解析モデルの範囲が明確となった。実際には、評価対象とする事故シーケンスグループ等毎に抽出される物理現象によって、解析コードに求められる解析モデルの記述のレベルは異なっており、これについては、5章の解析コードの選定において、複数の候補からコードを選定する際に考慮する。

3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認

炉心損傷後の物理現象に関しては、EC 5th Framework Program (1999-2002) にて作成された EURLSAFE (2001-2003) をベースに、5つの領域（压力容器内現象、压力容器外溶融炉心挙動、動的負荷、長期的な負荷、核分裂生成物）において 21 の物

理現象に絞り込んだ PIRT が作成されている¹⁾。

EURSAFE における炉心損傷後の現象と有効性評価において抽出された物理現象の対応関係を図 3-3 に示す。EURSAFE における物理現象のうち、今回の有効性評価において抽出されていない現象が存在するが、その理由は、以下のとおりである。

(1) 原子炉压力容器外の溶融炉心挙動

A) 「原子炉压力容器破損及び溶融炉心放出」

原子炉压力容器破損及びそれに伴い溶融炉心が破損口から原子炉压力容器外に放出される現象である。有効性評価では、代替注水設備により事前に水張りした格納容器下部の冷却材プールへの溶融炉心放出を想定しており、細粒化やエントレインメントについて考慮していることから、有効性評価において抽出した物理現象である「原子炉压力容器外 FCI」に対応する。なお、高圧時の溶融炉心放出については、「高圧溶融物放出／格納容器直接加熱」に対応する。

B) 「溶融炉心・セラミック相互作用（コアキャッチャ）」

国内のBWR において、コアキャッチャは設置されていないことから、対応する現象は抽出されない。

(2) 動的負荷

A) 「水蒸気爆発」

格納容器破損モードとして水蒸気爆発は、国内BWRでは発生しないと判断しており、対応する現象は抽出されない。

B) 「水素燃焼と爆轟」

BWRプラントは出力運転時に格納容器内は窒素置換されているため、炉心損傷に伴い、水-ジルコニウム反応、水の放射線分解等による水素・酸素が大量に発生したとしても、水素爆轟および水素燃焼には至らないことを有効性評価において確認している。したがって、対応する現象は抽出されない。

C) 「原子炉格納容器及び機器の動的挙動」

水蒸気爆発、水素燃焼又は爆轟に伴う原子炉格納容器及び機器の瞬時の機械的な挙動に関する現象である。上記 A) 及び B) のとおり、対応する現象は抽出されない。

(3) 長期負荷

A) 「原子炉格納容器及びベースマットの機械的挙動」

原子炉格納容器及びベースマットに対する長期の機械的な挙動に関するもので、貫通部での漏えい等、原子炉格納容器の健全性が失われてゆく過程での構造物に係る現象である。こうした機械的挙動については、格納容器破損防止の観点で各評価項目（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度、ベースマット侵食深さ）について有効性を確認することから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

(4) 核分裂生成物

A) 「格納容器バイパス放出」

有効性評価においては、格納容器バイパス事象における炉心損傷防止対策の有効性を確認することとしており、対応する物理現象は抽出されない。

B) 「よう素の化学形態」

よう素は、化学形態（粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素）に応じて原子炉格納容器内での沈着等の挙動が異なる。格納容器内での粒子状よう素の挙動は、他のエアロゾル挙動に含まれ、「原子炉格納容器内 FP 挙動」として抽出し考慮されている。粒子状よう素及び元素状よう素は、沈着等で気相部から除去されるが、有機よう素は気相部に留まる。有機よう素は、よう素全体に占める割合が小さく、気相部において有機よう素から発生する崩壊熱も小さい。したがって「よう素の化学形態」の取扱いの差異は原子炉格納容器圧力及び温度評価には殆ど影響しないことから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

以上より、EURSAFEにおける炉心損傷後の物理現象と、有効性評価において抽出された物理現象との関係を整理し、有効性評価解析を実施する上で、新たに抽出すべき物理現象がないことを確認した。

1) D. Magallon et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)”, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.

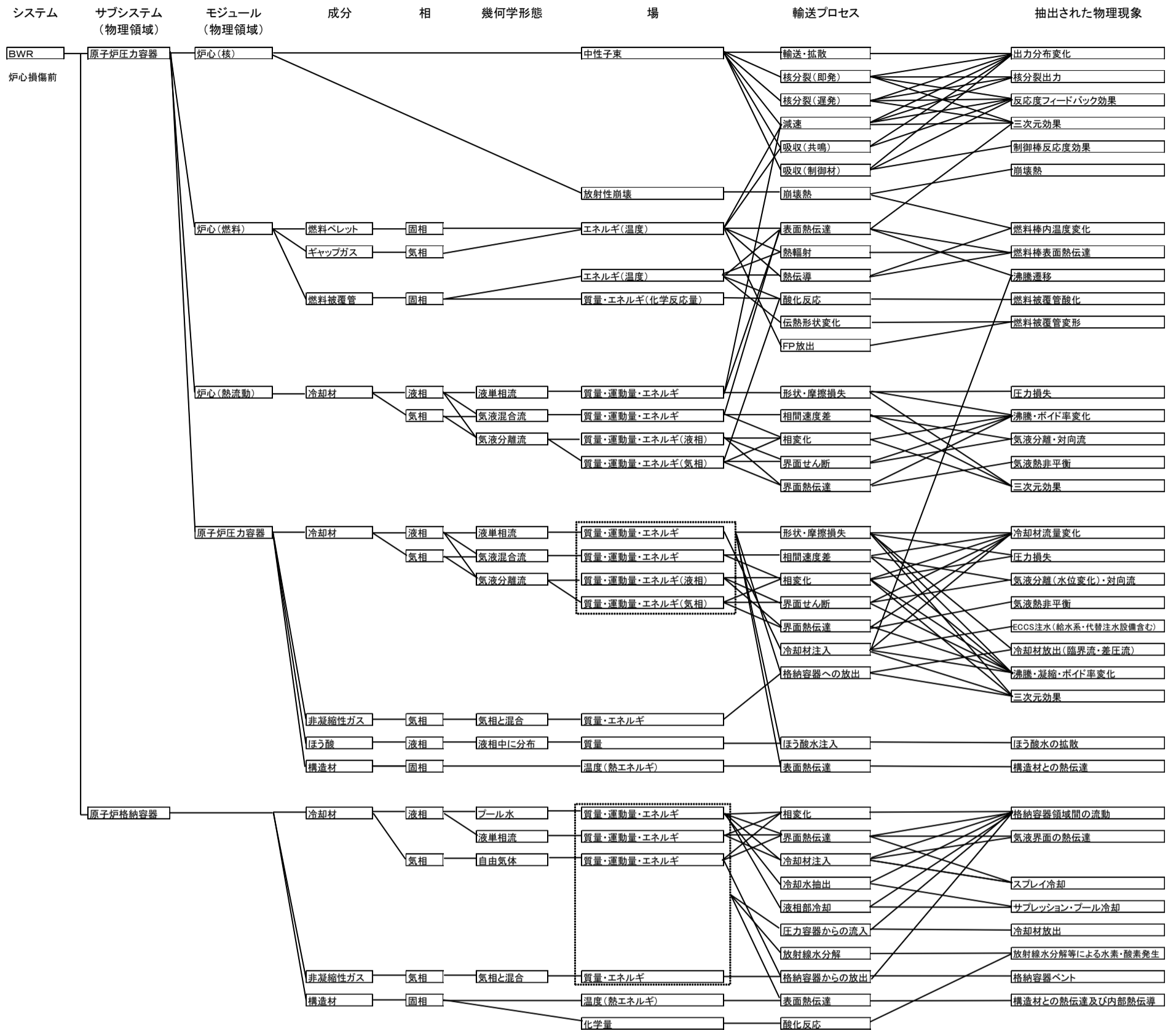


図 3-1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (炉心損傷前)



図 3-2 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (炉心損傷後)

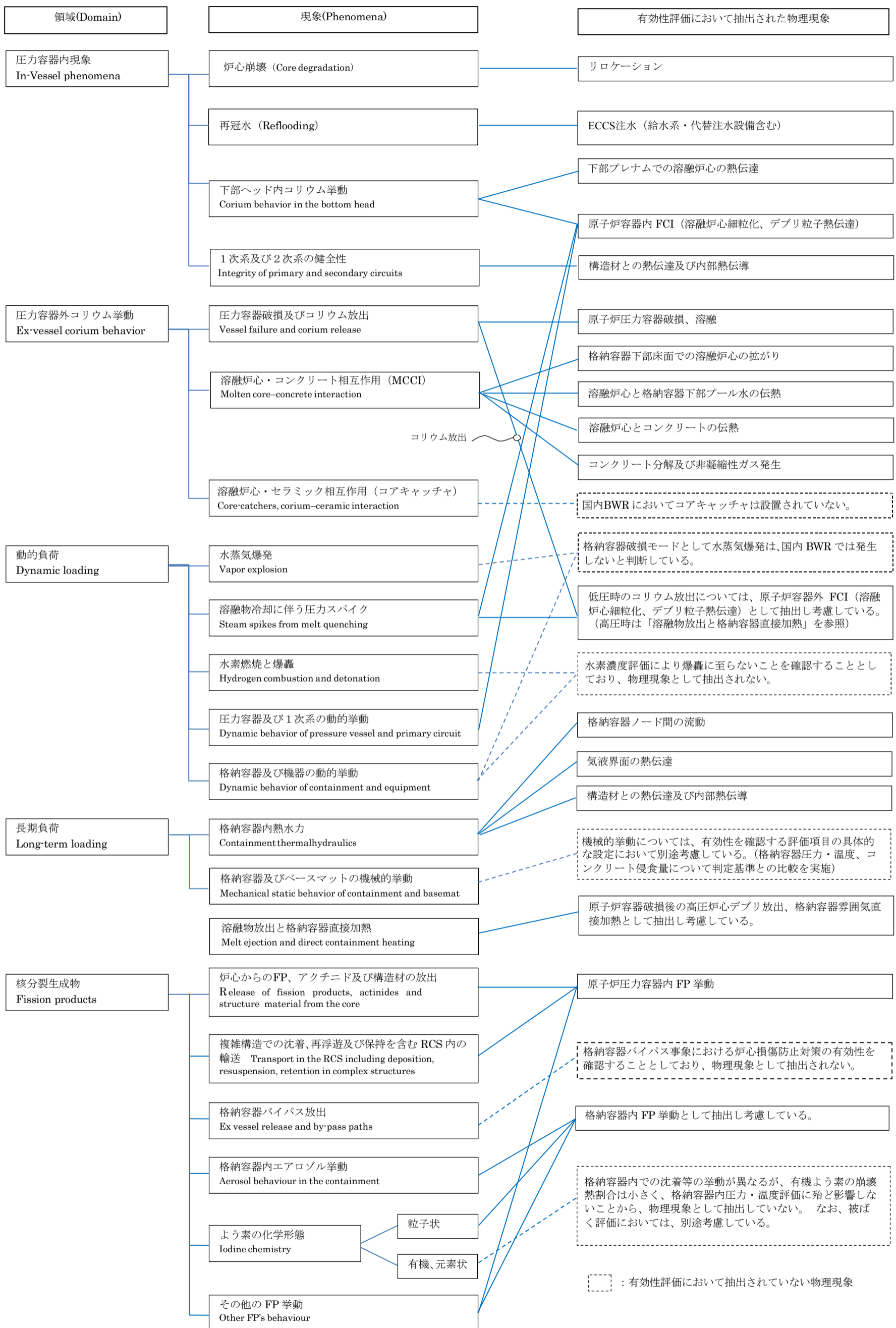


図 3-3 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

4. 適用候補とするコードについて

前項で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、原子炉、プラント挙動及び格納容器挙動が評価可能なコードとして、以下を有効性評価に適用するコードの候補とした。

- ① S A F E R
- ② C H A S T E
- ③ R E D Y
- ④ S C A T
- ⑤ M A A P
- ⑥ A P E X
- ⑦ 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- ⑧ I S C O R
- ⑨ L A M B
- ⑩ 短期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑪ 長期間格納容器圧力応答解析コード
- ⑫ 可燃性ガス濃度解析コード
- ⑬ T R A C

これらのコードのうち、①～④及び⑥～⑫は従来の国内 BWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードである。⑤については、原子炉設置変更許可申請書における適用実績はないが、表 4-1 に示すような実績を有する。なお、⑬については、表 4-1 に示すような実績を有するものの、従来の設置許可申請において適用実績のある解析コードが適用可能であるため、選定されたコードとの比較対象として、適宜、参考として解析結果の比較に用いることとする。

4.1 適用候補コードの概要

4.1.1 S A F E R

S A F E R は長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を 9 ノードに分割し、原子炉圧力及び各ノードの水位変化等を計算する。炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート及び炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象 (CCFL) 及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象 (CCFL ブレークダウン) を考慮することができる。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃

料ペレット、燃料被覆管及びチャンネルボックス等の温度計算を行なう。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（ジルコニウム-水反応）を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、ECCS 等の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。

4.1.2 CHASTE

CHASTEは、燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大9ノードに分割し、燃料集合体内燃料棒を1本毎に全て取り扱い、その熱的相互作用（輻射等）を考慮している。また、ジルコニウム-水反応を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管のふくれと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は、SAFERで求めた値を用いる。

本コードの入力は、原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化、炉心露出時間及び再冠水時間、炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性、燃料集合体及び炉心に関するデータ及び熱伝達係数変化であり、出力として、燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管酸化量等が求められる。

4.1.3 REDY

REDYは、炉心、圧力容器、圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、格納容器等のプラント全体を模擬し、6群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力学的挙動を計算する。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、格納容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、

サブプレッションチェンバプール水温度等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、格納容器圧力、サブプレッションチェンバプール水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデルを追加したものである。

4.1.4 SCAT

SCATは、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水学的挙動を計算する。

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、チャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL 相関式に基づく限界出力比(CPR)、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達評価式とリウエット相関式を適用している。

4.1.5 MAAP

MAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウエル、ウェットウエルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破損、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行／沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート侵食量、放射性物質の格納容器内の分布等が求めら

れる。

4.1.6 A P E X

有効性評価に適用するコード候補としてここで挙げたA P E Xコードは、炉心動特性解析を行うA P E Xコードと、単チャンネル熱水力解析を行うS C A T (R I A用) からなる。

A P E Xは、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元(R-Z)拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間(エンタルピステップ)は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。

A P E Xコードの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

S C A T (R I A用) コードは、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと被覆管の間の空隙部であるギャップ部、被覆管で構成し、ノード毎に径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力学の挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。

S C A T (R I A用) コードの入力は、A P E Xコードの出力から得られた炉心平均出力変化、炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体熱水力データ、燃料物性データ、ギャップ熱伝達係数、ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。

4.1.7 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード

三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードは、沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性を解析するコードで、三次元の拡散方程式により原子炉全体の出力分布や実効増倍率を計算する。さらに、その出力分布を基に熱的評価計算及び燃焼計算を行う。本コードの用途は多岐にわたり、制御棒運用計画、燃焼度管理、原子炉停止余裕の計算等に使用される。出力運転時の計算では、ボイドの発生によ

るボイド分布を考慮した出力分布となるよう収束計算を行う。

本コードの入力は、炉心の幾何学的形状、単位燃料集合体核計算で得られた核定数、熱水力計算に必要なデータ、制御棒パターン、炉心熱出力等の炉心状態を表すデータであり、出力として炉心出力分布、ボイド分布、燃焼度分布、実効増倍率が求められる。

4.1.8 I S C O R

I S C O Rは、定常状態における炉心内の熱水力特性を解析するコードであり、炉心内の全燃料集合体を幾つかにタイプ分けし、各タイプごと及び炉心全体の熱水力特性を計算する。

具体的には、設計出力分布を使用して、各燃料集合体への冷却材流量配分を、燃料集合体入口と出口間の圧力差が全燃料集合体において等しくなるように繰り返し計算により求め、熱的余裕、炉心圧力損失等の熱水力特性を計算する。

本コードの入力は、炉心熱出力、炉心流量等の炉心状態を表すデータ、出力分布に関するデータ、燃料集合体の幾何学的形状及びその他熱水力計算に必要なデータであり、出力として限界出力比、圧力損失、ボイド分布等が求められる。

4.1.9 L A M B

L A M Bは、短期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードであり、圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故を取り扱うことができる。本コードは、圧力容器及び再循環系を7つのノードに分割し、質量、運動量及びエネルギー保存則に基づく方程式を解くことにより、定常状態から事故発生後数十秒間の各ノード内の冷却材の質量、圧力及びエンタルピ、ノード間の冷却材流量等の時間変化を計算する。炉心流量の変化としては、破断直後からの原子炉冷却材再循環ポンプのコーストダウンによる流量の変化を詳細に計算することができる。

本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、再循環ポンプ特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、ブローダウン中の燃料棒の限界出力過渡変化解析に使用する原子炉圧力、炉心流量及び炉心入口エンタルピの時間変化、破断口からの流出流量等が求められる。

4.1.10 短期間格納容器圧力応答解析コード

短期間格納容器圧力応答解析コードは、L O C A直後の冷却材ブローダウン

期間中の格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは、格納容器をドライウエルとサブプレッションチェンバの2ノードに分割し、各ノードについて質量保存則に基づく方程式、エネルギー保存則に基づく方程式、運動方程式及び状態方程式を解くことにより、格納容器内圧力及び温度を計算する。なお、格納容器内構造物との間の熱の授受は保守的に考慮していない。

本コードの入力は、格納容器内各部の圧力、温度、湿度等の初期条件、自由空間体積、流路面積及び流路抵抗並びに一次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量であり、出力として格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。

4.1.11 長期間格納容器圧力応答解析コード

長期間格納容器圧力応答解析コードは、LOCA後の冷却材ブローダウン期間以降の原子炉格納容器スプレイ冷却系作動期間中における長期間格納容器内圧力及び温度の変化を解析するコードである。本コードは、格納容器をドライウエルとサブプレッションチェンバの2ノードに分割し、各ノードについて質量保存則に基づく方程式、エネルギー保存則に基づく方程式、運動方程式及び状態方程式を解くことにより、格納容器内圧力及び温度を計算する。また、ECCSモデル、格納容器スプレイモデル及び熱交換器モデルが組み込まれている。

本コードの入力は、格納容器内各部の圧力、温度、湿度等の初期条件、自由空間体積、流路面積及び流路抵抗のほか、ECCS流量、格納容器スプレイ流量、熱交換器容量、海水温度等であり、出力として格納容器内圧力及び温度の時間変化が求められる。

4.1.12 可燃性ガス濃度解析コード

可燃性ガス濃度解析コードは、LOCA後の格納容器内の可燃性ガス濃度を解析するコードである。本コードは、格納容器をドライウエルとサブプレッションチェンバの2ノードに分割し、各ノードについて質量バランスの式によって水素及び酸素の濃度変化を計算する。各ノード間のガスの移動は、圧力バランスの式により求める。水素及び酸素の発生源としては、ジルコニウム-水反応（水素）及び水の放射線分解（水素及び酸素）を考慮する。また、可燃性ガス濃度制御系のモデルが組み込まれている。

本コードの入力は、格納容器内各部の圧力、温度、湿度等の初期条件、自由空間体積、流路面積及び流路抵抗の他、ジルコニウム-水反応割合及び水の放射線分解率並びに可燃性ガス濃度制御系容量及び作動時間であり、出力として、格納容器内の水素及び酸素濃度の時間変化が求められる。

4.1.13 TRAC

TRACは、三次元2流体モデル、炉心については三次元中性子動特性モデルを有するコードである。TRACのモデル構成はモジュール手法に基づいており、熱水力モデルとして、配管、ポンプ、弁、分岐管、チャンネル、ジェットポンプ、ベッセルの基本コンポーネントがある。システム解析は、これらのコンポーネントをブロック構成して行う。使用するコンポーネントの数は任意で、その接続やコンポーネント内の詳細は入力データによって指定する。このため、単純な個別効果試験からBWR実プラントまで、様々な規模の設備について解析することができるコードである。

TRACの熱水力に用いる2流体モデルは、気液相についての質量、運動量、エネルギーの保存式を解く。質量、運動量、エネルギーの保存式は、気液相間および壁面について摩擦や熱伝達を扱う構成相関式を用いた種々の基本モデルによって完結している。流動様式マップはコード全般にわたり同一のものが適用されており、構成相関式は流動様式にしたがって選択される。

表 4-1 各コードの使用実績

コード	適用実績
MAAP	<p>米国産業界が実施した IDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム) 及び米国 EPRI を中心とした MUG (MAAP User's Group) のもとで開発されてきたコードである。国内では、個別プラントの PRA やストレステスト等において、米国では、設計認証申請において使用される等、国内外において使用実績が豊富な代表的解析コードである。</p>
TRAC	<p>TRAC は、ロスアラモス国立研究所 (LANL) で PWR 用に開発された TRAC-P1A と称するバージョンが最初のものである。BWR 向けの TRAC の開発は GE 社とアイダホ国立研究所 (INEL) の協力によって 1979 年に始まり、1985 年以降、過渡・安定性・ATWS 解析用に TRAC を高度化することを目的に、開発が継続された。米国の設計認証申請においても、TRAC コードによる事故解析が実施されている等の適用例がある。</p>

※ 本表では、国内 BWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードは除く。

5. 有効性評価に適用するコードの選定

有効性評価に適用するコードを選定するにあたって、コードが備えるべき物理現象モデルは2章で抽出されたとおりであり、4章で述べた候補コードの特徴を踏まえ、必要な物理モデルの有無、模擬性能の優劣及び利便性の観点から、適用するコードの選定を行った。以下に、コード選定における考え方を整理する。なお、最終的に選定された有効性評価に使用するコード一覧を表5-14に示す。

5.1 炉心損傷防止

5.1.1 高圧・低圧注水機能喪失

2.1.1項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-1に示す。

評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードとしてSAFERを用いることとした。また、SAFERによる炉心ヒートアップ解析結果において、燃料被覆管が高温となり、燃料棒やチャンネルボックスの幾何学的配置を考慮した詳細な輻射伝熱計算が必要となる場合には、合わせてCHASTEを用いることとした。

他に燃料被覆管温度上昇を伴う事故時の炉心部や圧力容器内を評価対象としているものにMAAPが挙げられるが、MAAPは、過渡変化時のスクラムまでの出力変化を取り扱えないため、燃料被覆管温度の詳細な挙動や膨れ／破損評価には適していない。

評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、SAFERは格納容器内の熱水力現象を取り扱うモデルを有しておらず、格納容器内において考慮すべき現象に必要な現象モデルをすべて有しているMAAPを用いることとした。

MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.1.2 高圧注水・減圧機能喪失

2.1.2項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-2に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとし、

評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、MAAPを用いることとした。

5.1.3 全交流動力電源喪失

2.1.3項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-3に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとし、評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、MAAPを用いることとした。

5.1.4 崩壊熱除去機能喪失

5.1.4.1 取水機能が喪失した場合

2.1.4.1項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-4に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとし、評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、MAAPを用いることとした。

5.1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

2.1.4.2項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-4に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとし、評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、MAAPを用いることとした。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

2.1.5項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-5に示す。

本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能が喪失するため、炉心部の解析モデルについては、原子炉停止機能が喪失した状態での、炉心内ボイド率変化、燃料温度変化及びボロン濃度の変化に伴う原子炉出力応答が適切に評価できること及び炉心損傷に繋がる燃料被覆管温度上昇や燃料被覆管の酸化量増加を適切に把握できることがコード選定の要件として挙

げられる。

また、炉心部以外の解析モデルについては、評価指標である原子炉圧力、SRV の作動によるサプレッション・チェンバのプール水温の上昇、RHR によるサプレッション・チェンバのプール水の冷却や格納容器圧力を評価できることが要件として挙げられる。

以上のうち、炉心部の解析モデルに関する要求に対しては、出力応答の評価において、ボイド率変化、出力変化といった事象推移を考慮するために、これらの過渡変化に伴う核的挙動を考慮した炉心動特性モデルが必要となる。また、燃料被覆管温度上昇を適切に把握するためには、特に出力上昇やチャンネル内の冷却材条件の変化を伴う本事象に対して、事象進展中の燃料棒表面熱伝達係数の変化を取り込んだ評価が行える必要がある。

したがって、これら原子炉出力、原子炉圧力、サプレッション・チェンバのプール水温及び格納容器圧力変化を事象進展に見合った評価とするため、すべてを同時に評価することが可能なREDYを用いることとした。また、評価指標である燃料被覆管温度については、出力上昇に伴う沸騰遷移時の燃料被覆管温度の評価モデルを有するSCATを用いることとした。

なお、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないことから適さない。

5.1.6 LOCA時注水機能喪失

2.1.6項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-6に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとし、評価指標である格納容器の圧力及び温度に対しては、MAAPを用いることとした。

5.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

2.1.7項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表5-7に示す。

5.1.1項での議論と同様に、評価指標である燃料被覆管温度及び原子炉圧力に対しては、SAFER及び必要に応じてCHASTEを用いることとした。

なお、本事故シーケンスグループは、格納容器バイパス事象であり、格納容器の圧力及び温度を評価指標としていないため、これらの評価指標に対するコードの選定は不要である。

5.2 格納容器破損防止

5.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

2.2.2 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-8 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードはMAAPのみであることから、MAAPを用いることとした。

なお、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

2.2.3 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-9 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードはMAAPのみであることから、MAAPを用いることとした。

なお、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

2.2.4 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-10 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードはMAAPのみであることから、MAAPを用いることとした。

なお、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.4 水素燃焼

2.2.5 項で抽出した本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-11 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードはMAAPのみであることから、MAAPを用いることとした。

なお、MAAPは水の放射線分解による水素及び酸素の発生モデルを備えていないが、同コードで得られる崩壊熱からそれらの発生量を評価することが可能である。また、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

2.2.6 項に述べたように、本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-12 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードはMAAPのみであることから、MAAPを用いることとした。

なお、MAAPは、炉心動特性モデルを備えていないが、事象初期に原子炉はスクラムし、事故後短期間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため、崩壊熱を考慮できれば、格納容器の長期的な評価に対しては適用性を有する。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1 反応度の誤投入

2.3.1 項で抽出した本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-13 に示す。

評価指標に対して、考慮すべき現象に対する現象モデルを兼ね備えたコードとしてAPEX及びSCAT（RIA用）を用いることとした。

ここで、2.3.1 項で述べたとおり、ABWRでは、投入反応度が即発臨界に至ることがないことをもって、燃料エンタルピの評価に替えることができるため、SCATは必要に応じて用いることとする。

表 5-1 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：高圧・低圧注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-2 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：高圧注水・減圧機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV*	長期 PCV*	可燃性ガス*
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-3 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サブプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-4 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：崩壊熱除去機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サブプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-5 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉停止機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	出力分布変化	○*	-	○*	○*	-	○	○*	-	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
	三次元効果	-	-	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水の拡散	-	-	○	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-6 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：LOCA時注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-7 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
 (炉心損傷防止：格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	崩壊熱	○*	○*	○	○*	○	-	○*	-	-	○*	○*	○*	○*
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-
原子炉压力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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 (水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短時間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長時間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-8 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV*	長期 PCV*	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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（水位変化）・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(炉心損傷後)	格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の熔融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(熔融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-9 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV*	長期 PCV*	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-10 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
 (格納容器破損防止：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)(炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-11 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス*
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	サブプレッション・プール冷却	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	格納容器ベント	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力容器(逃がし安全弁後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器(炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-12 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV**	長期 PCV**	可燃性ガス**
炉心(核)	核分裂出力	○*	○*	○	○*	○*	○	○*	○	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
	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	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
原子炉格納容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	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(水位変化)・対向流	○	-	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-
	構造材との熱伝達	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	冷却材放出	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	格納容器各領域間の流動	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	○
	気液界面の熱伝達	-	-	○*	-	○	-	-	-	-	-	○	○	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉格納容器 (逃がし安全弁含む) (炉心損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器破損	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	放射線水分解等による水素・酸素発生	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	○
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	内部構造物の溶融、破損	-	-	-	-	○*	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器外 FCI(溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-
	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	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-13 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：反応度の誤投入)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード												
		SAFER	CHASTE	REDY	SCAT	MAAP	APEX	SCAT (RIA 用)	三次元*	ISCOR	LAMB	短期 PCV*	長期 PCV*	可燃性ガス*
炉心(核)	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	○*	-	○	-	○*	○	-	○	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
	沸騰遷移	○*	-	-	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	○	○	-	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-
	圧力損失	○	-	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-
	三次元効果	○*	-	○*	○*	-	-	○*	-	-	-	-	-	-

【記号の説明】

- ：必要なモデルを備えている
- *：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
- ：必要なモデルを備えていない

- ※ 三次元：三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード
- 短期 PCV：短期間格納容器圧力応答解析コード
- 長期 PCV：長期間格納容器圧力応答解析コード
- 可燃性ガス：可燃性ガス濃度解析コード

表 5-14 有効性評価において使用するコード一覧

事故シーケンスグループ	適用コード
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER (CHASTE) MAAP
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER (CHASTE) MAAP
全交流動力電源喪失	SAFER (CHASTE) MAAP
崩壊熱除去機能喪失	SAFER (CHASTE) MAAP
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT
LOCA時注水機能喪失	SAFER (CHASTE) MAAP
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER (CHASTE)

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	MAAP
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP
格納容器直接接触 (シェルアタック)	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
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	—
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用) ※

※ ABWRでは必要に応じて用いる。

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について

重大事故等対策の有効性評価を行うにあたって、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策及び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おいて想定する事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードのそれぞれにおいて、関連する物理現象を抽出し、それらの物理現象に関する解析モデルを備えたコードとして、有効性評価へ適用するコードを選定した。

これらの各コードについての解析モデルの妥当性及び有効性評価への適用性の検討結果については、第1部～第6部に示す。

なお、設計基準（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理したものを添付資料1に示す。

許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

本有効性評価解析における物理現象を踏まえ、原子炉、プラント挙動の評価を行う解析コードとして、SAFER/CHASTE、REDY/SCAT、APEXを用いるが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表 1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表 3 APEX における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
初期運転条件	過出力条件	定格条件	有	従来許認可解析条件に対して SA 有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが、事故後の炉心及び圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
初期原子炉水位	通常水位 (ABWR) スクラム水位 (BWR)	通常水位	有	
事象	高圧炉心注水系配管両端破断 (ABWR) 再循環配管両端破断～小破断 (BWR)	全給水流量喪失 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材喪失 (圧力容器底部ドレン配管破断、または、再循環配管小破断) インターフェイスシステム LOCA	有	原子炉隔離後、減圧、注水による炉心冷却の観点からは、再循環配管小破断事象と同等の事象であり、モデル適用範囲内であり、差異による影響はない。
原子炉スクラム	炉心流量急減 (ABWR) 原子炉水位低レベル3 (BWR)	原子炉水位低レベル3、タービン蒸気加減弁急閉、原子炉水位低レベル3	有	条件の差はあるが、スクラムのタイミングの差は適切に核分裂出力変化に反映されることから、評価手法としての差異はない。
核分裂出力変化	原子炉冷却材喪失事故用	各事故シーケンスに応じて設定	有	条件の差はあるが、核分裂出力変化と崩壊熱を事象毎に設定しており、評価手法としての差異はない。
崩壊熱	GE(平均)+3σ	ANSI/ANS-5.1-1979	有	

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/10)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響
燃料タイプ	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料の単一炉心、または、混在炉心	9×9燃料(A型)単一炉心	有	条件の差はあるが、熱水力特性はほぼ同等であること、及び、核的特性は単一炉心で構成された場合の中間的なものになることから影響は小さい。
燃料棒最大線出力密度	44.0 kW/m×1.02	44.0 kW/m×1.0	有	従来許認可解析条件に対してSA有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており条件に差があるが、事故後の炉心及び压力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
局所出力ピーキング係数	PCTを厳しくする評価する平坦分布を仮定	同左	無	差異はない。
ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中を通してPCTを厳しくする値	同左	無	差異はない。
燃料棒破裂の判定	PCT評価：ベストフィット曲線 被ばく評価：平均値-2σ曲線	ベストフィット曲線	無	従来許認可解析と同一のベストフィット曲線を用いているため、差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
逃がし安全弁	安全弁機能	逃がし弁機能	有	従来許認可解析条件に対して SA 有効性評価ではノミナル条件を前提に設定しており、期待する減圧機能の違いによる差があるが、減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
原子炉減圧	自動減圧系	逃がし弁手動操作	有	
外部電源	事故と同時に喪失	事故と同時に喪失、または、健全	有	外部電源が健全な場合は、再循環ポンプトリップ動作タイミングに差があるが、事故後の炉心及び圧力容器内の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。
ECCS, RCIC 及び代替注水系	安全要求仕様値	同左	無	差異はない。
破断口, SRV からの冷却材の流出	平衡均質流モデル及び差圧流モデル	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/10)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
燃料被覆管と冷却材間の 熱伝達係数	核沸騰 (ボイド率の関数とする相関式)	同左	無	差異はない。 炉心冠水時の熱水力挙動は従来許認可 解析と同様であり、ボイド率依存の核沸 騰熱伝達モデルは適用可能。
	膜沸騰 (噴霧流冷却の相関式と修正 Bromley の式をボイド率の関数と して使用する相関式)	同左	無	差異はない。 過渡事象発生直後の高流量／高圧条件 から炉心再冠水後の低流量／低圧条件 まで適用可能。
	遷移沸騰 (核沸騰と膜沸騰の熱伝達係数を 燃料被覆管過熱度で内挿した相関 式)	同左	無	差異はない。 核沸騰熱伝達係数と膜沸騰熱伝達係 数の内挿値を適用するため、同じく適用可 能。
	蒸気单相 (Dittus-Boelter の式)	同左	無	差異はない。 炉心露出によるヒートアップ挙動は、従 来許認可解析と同様であり、SA 対策設 備有効性評価解析において長時間持続 する場合にも適用可能。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)

項目	従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響
燃料被覆管と冷却材間の熱伝達係数	噴霧流 (Sun-Sahaの式)	同左	無	差異はない。 炉心露出時に原子炉注水による再冠水過程において炉心に液滴が混入する状態は従来許認可解析と同様であり、SA対策設備有効性評価解析において長時間持続する場合にも適用可能。
	スプレイ(落下水) (スプレイ冷却実験データに基づく相関式)	同左	無	差異はない。 従来許認可解析でもスプレイ冷却の効果が小さいことから適用を除外しており、SA対策設備有効性評価解析でも適用を除外している。
	濡れ (濡れた後の熱伝達係数はAndersenのモデルに基づく)	同左	無	差異はない。 濡れによる冷却効果小さく、高出力燃料集合体では保守的に落下水は無視しているため、適用されない。
	輻射 (燃料集合体幾何形状に依存する輻射形態係数、輻射率、灰色体輻射係数に基づき導出した式)	同左	無	差異はない。 燃料集合体内幾何形状に依存し、幾何形状は変更ないため適用可能。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可との差異	差異による影響
炉心 (核)	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 崩壊熱	事象発生後早期に原子炉がスクラムし未臨界となるが、スクラムまでは核分裂出力、スクラム後は崩壊熱を考慮して適切に原子炉出力変化を設定している。	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(7/10)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	沸騰遷移により燃料棒温度上昇 (ABWR, BWR)	沸騰遷移による燃料棒温度上昇評価は、従来許認可解析の範囲で評価されている。	無	差異はない。
		炉心露出により燃料棒温度上昇 (BWR) 炉心露出 : 約 3 分以内 再冠水 : 約 10 分以内	炉心露出により燃料棒温度上昇 炉心露出 : 約 10~20 分間 再冠水 : 約 1 時間以内	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ると温度が低下する基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
	燃料被覆管酸化	無視し得る程度	1%以下	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響があるが、評価式である Baker-Just の式は、燃料被覆管温度が高温になる場合にも実験により妥当性が確認されている。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂は発生しない	膨れは発生するが破裂は発生しない	有	燃料被覆管温度が高温になるため影響がある。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心(熱 流動)	沸騰・ポイド率変化	減圧沸騰により発生したポイドにより形成された二相水位変化により炉心が露出し燃料被覆管温度が上昇する。	同左	無	差異はない。
	気液分離(水位変化)・対向流	気液分離(水位変化)：同上 対向流： 炉心スプレイが作動する場合にCCFL、CCFLブレイクダウンが発生する。	気液分離(水位変化)： 露出する場合は露出期間が長時間になる。 対向流：同左	有	炉心露出期間が長時間となるため影響があるが、炉心露出、炉心再冠水、除熱量が発熱量を上回ると温度が低下する基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
	気液熱非平衡	炉心露出時に燃料棒のヒートアップにより蒸気が過熱される。	同左	無	差異はない。
	圧力損失	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失は減少する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、炉心流量が早期に低下するため影響は小さい。
	三次元効果	下部プレナムまたは炉心バイパス部から集合体内に冷却材が流入する場合に圧力損失が均一となるよう流量配分される。	同左	無	差異はない。

表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 圧力容 器(逃が し安全 弁を含 む)	冷却材流量変化	事故と同時に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	事故直後に再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下する。	有	再循環ポンプトリップのタイミングにわずかな差異があるが、影響は小さい。
		炉心露出時は原子炉水位が低下して、炉心シュラウド内外の自然循環が維持できない。	同左	無	差異はない。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	自動減圧系による原子炉の急速減圧、あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧、あるいは、破断口からの冷却材放出により炉心露出が発生する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、冷却材放出の基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
沸騰・凝縮・ボイド率変化	自動減圧系による原子炉の急速減圧、あるいは、LOCA後の冷却材流出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	逃がし弁手動操作による原子炉の急速減圧、あるいは、LOCA後の冷却材流出による減圧沸騰により発生したボイド量の変化に応じて二相水位が変化する。また、原子炉注水により蒸気は凝縮される。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減圧開始と仕様が異なる以外、減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。	

表1 SAFER/CHASTE における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)

項目		従来許認可解析 (原子炉冷却材喪失事故)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 圧力容 器(逃が し安全 弁を含 む)	気液分離(水位変化)・ 対向流 圧力損失	これらの物理現象は炉心以外 の領域では直接的には影響し ない。	同左	無	差異はない。
	構造材との熱伝達	自動減圧系による原子炉減圧 過程において、構造材の保有熱 が冷却材へ移行する。	逃がし弁手動操作による原子 炉減圧過程において、構造材の 保有熱が冷却材へ移行する。	有	減圧手段の違いによる影響があるが、減 圧開始と仕様が異なる以外、減圧に伴う 基本的な挙動は、従来許認可解析と同様 である。
	ECCS 注水(給水系・ 代替注水設備含む)	ECCS による原子炉注水によ り炉心が冷却される。	ECCS、または、代替注水設備 による原子炉注水により炉心 が冷却される。	有	原子炉注水設備の差異による影響はあ るが注水特性が異なる以外、基本的な挙 動は、従来許認可解析と同様である。
	三次元効果	事故と同時に再循環ポンプが トリップするため、炉心流量急 減過程において下部プレナム 内の流量配分の不均等は発生 しない。	事故直後に再循環ポンプがト リップするため、炉心流量急減 過程において下部プレナム内 の流量配分の不均等は発生し ない。	有	再循環ポンプトリップのタイミングに わずかな差異があるが、影響は小さい。

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/9)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
初期運転条件	原子炉出力；過出力条件 炉心流量；運転特性図考慮 原子炉圧力；過出力条件	原子炉出力；定格出力条件 炉心流量；運転特性図考慮 原子炉圧力；定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、SA 対策設備有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。
初期原子炉水位	通常水位	通常水位	無	差異はない。
事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁の誤閉止	無	差異はない。
原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。
炉心条件	9×9 燃料(A 型)／(B 型)／8×8 燃料／MOX 燃料の混在炉心、又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A 型)／MOX 単一炉心、又は 9×9(A 型)と MOX 混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な混在炉心を選定しているが、SA 対策設備有効性評価では、代表的な炉心条件として単一炉心又は MOX 混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。
ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数	同左	無	差異はない。
ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	差異はない。
代替制御棒再循環トリップ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/9)

項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。
ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。
予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MSIV 閉による給水加熱喪失による出力上昇による結果が厳しくなる条件を設定。
崩壊熱	一次遅れ特性	4 群または 11 群モデル (ANS/ANS-5.1-1979 相当)	有	SA 対策設備有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。
外部電源	健全	同左	無	差異はない。
SRV 仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に伴い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力からの開設定値までの差は同じため、減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。
再循環ポンプ慣性	設計値×1.1 倍	設計値	有	従来許認可解析では再循環ポンプの設計のばらつきを考慮した条件としているが、有効性評価解析では設計値を使用した現実的条件としている。なお、RPT による出力抑制は従来許認可解析と同様である。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/9)

項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
RCIC	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上 RCIC の動作有無は考慮不要であったが、SA 対策設備有効性評価では原子炉がスクラムしないため RCIC 作動の影響を確認している。
高圧 ECCS	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧 ECCS の動作有無は考慮不要であったが、SA 対策設備有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧 ECCS 作動の影響を確認している。
原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため格納容器側評価は実施しないが、SA 対策設備有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。
RHR	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、格納容器側評価は実施しないが、SA 対策設備有効性評価では格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。

表 2-1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/9)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィードバック効果	加圧事象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を選定して、ボイド/ドップラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。 また、反応度効果としては、ボイド/ドップラ/スクラム/制御棒の反応度を考慮している。	同左 また、反応度効果としては、ボイド/ドップラ/ボロン反応度を考慮している。	有	加圧事象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。
	崩壊熱	崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れ+一定値を仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。
	三次元効果	REDY コードでは、核熱水力不安定事象について考慮していない。	同左	無	差異はない。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。 また、ATWS 事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。
	燃料棒表面熱伝達	燃料表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCAT コードにて実施（最小限界出力比（MCPR）が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。）	同左 熱的評価については、SCAT コードにて実施（燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を下回らないことを確認。）	無	
	沸騰遷移	(SCAT コードによる評価)	(SCAT コードによる評価)	—	—
	燃料被覆管酸化	(SCAT コードによる評価)	(SCAT コードによる評価)	—	—
	燃料被覆管変形	(SCAT コードによる評価)	(SCAT コードによる評価)	—	—

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心(熱 流動)	沸騰・ボイド率変化	原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が增加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。
	気液分離(水位変化)・対向流 気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。
	圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。
	三次元効果	REDY コードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 圧力容 器(逃が し安全 弁を含 む)	冷却材流量変化	事象発生時に再循環ポンプがトリ ップした際の炉心流量変化の速さ が、SCAT コードで評価する MCPR に影響するため、再循環ポ ンプ慣性時定数は設計値の 1.1 倍 を仮定している。	事象発生時に再循環ポンプがトリ ップした際の炉心流量変化の速さ が、SCAT コードで評価する沸騰 遷移のタイミングに影響すると考 えられる。より現実的な評価を実 施するため設計値を使用してい る。	有	再循環ポンプ慣性時定数 10% の差 は、SCAT コードで評価する沸騰 遷移のタイミングに影響するがこ とが考えられる。
	冷却材放出 (臨界流・ 差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達 すると蒸気を放出して原子炉圧力 上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率 変化	これらの物理現象は炉心以外の領 域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。
	圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/9)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響	
原子炉 圧力容 器(逃が し安全 弁を含 む)	ECCS 注水 (給水系・ 代替注水設備含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 系は考慮しない。 ・ 給水ポンプ予備機は考慮しない。 ・ 給水加熱喪失を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 系を考慮。 ・ 予備機を含めた給水系を考慮。 ・ 同左 	有	原子炉がスクラムしないため、給 水加熱喪失による出力上昇が燃料 被覆管温度へ影響する可能性があ る。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注水は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほ う酸水の原子炉への注水を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラ ムにより原子炉停止となるが、SA 対策設備有効性評価解析では、ほ う酸水注入による原子炉停止とし ており、原子炉停止までの時間が 長く、サプレッション・プール水 温及び格納容器圧力評価に影響す る。
	三次元効果	REDY コードでは、燃料集合体間 の流量配分について考慮していな い。	同左	無	差異はない。

表 2 - 1 REDY における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 格納容 器	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、サブプレッション・プールの水温が上昇する。	有	サブプレッション・プール水温及び格納容器圧力評価に影響する。
	格納容器各領域間の流動	考慮しない	格納容器を 1 ノードでモデル化し、空間部温度はサブプレッション・プール水温度と同じにすると仮定している。	有	サブプレッション・プール水温及び格納容器圧力評価に影響する。
	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHR による除熱を考慮	有	サブプレッション・プール水温及び格納容器圧力評価に影響する。
	気液界面の熱伝達	考慮しない	(格納容器各領域間の流動に同じ)	有	サブプレッション・プール水温及び格納容器圧力評価に影響する。

表 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/9)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
初期バンドル出力	初期 MCPR が OLMCPR となる値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁の誤閉止	無	従来許認可解析と同一の事象であり、差異はない。
原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件であり、条件の差異が生じる。スクラム機能喪失時は沸騰遷移が生じ、燃料被覆管温度が上昇する。沸騰遷移後の挙動は、SCAT コードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。
燃料タイプ	9×9(A 型), 9×9(B 型), MOX	9×9(A 型), MOX	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。

表 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/9)

項 目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
初期 MCPR	OLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
BT 判定 MCPR	SLMCPR	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
ホットチャンネルの軸方向出力分布	中央出力ピーク分布	同左	無	従来許認可解析と同一の分布であり、差異はない。
最大線出力密度	44.0kW/m×1.0	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
局所出力ピーキング係数	上記の初期 MCPR とピーク位置での線出力密度を満たすよう調整した値	同左	無	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。
ホットチャンネルのギャップ熱伝達係数 平均出力ロッド ホットロッド	燃焼期間中のバンドル平均の最大値 (軸方向一定値) 平均出力ロッドに同じ	同左 最大線出力密度 44kW/m 相当 (軸方向分布考慮)	無 有	従来許認可解析と同一の設定であり、差異はない。 原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために、ホットロッドのギャップ熱伝達係数に差異が生じる。軸方向分布を考慮したギャップ熱伝達係数を適用することで、適切に評価できる。

表 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/9)

項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
燃料被覆管と冷却材間の 熱伝達係数 サブクール： サブクール沸騰、核沸騰： 膜沸騰： リウエット：	Dittus-Boelter の式 Jens-Lottes の式 使用しない 使用しない	同左 同左 修正 Dougall-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準」における相関式 2	無 無 有 有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸騰遷移後における燃料被覆管温度挙動を評価するために、熱伝達モデルに差異が生じる。日本原子力学会標準で推奨される相関式を適用することで、適切に評価できる。 また、核沸騰までの挙動は従来許認可解析と同等であり、サブクール、サブクール沸騰、及び核沸騰で適用する相関式については従来許認可解析コードの取扱いの範囲内に収まる。
ボイドモデル				
サブクールボイドモデル 気泡離脱点： 蒸気生成：				
圧損モデル 単相摩擦損失係数： 二相摩擦増倍係数： 局所二相増倍係数：				

表 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度フィー ドバック効果	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—
	崩壊熱	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—
	三次元効果	(REDY コードによる評価)	(REDY コードによる評価)	—	—

表 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心 (燃料)	燃料棒内温度 変化 燃料棒表面熱 伝達 沸騰遷移	出力が上昇してMCPRが低下するが、沸騰遷移は生じず、核沸騰状態で事象は推移する。	原子炉出力が急激に上昇するため、沸騰遷移が生じて膜沸騰状態に移行する。その後、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態へ移行する。燃料被覆管温度は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して上昇する。	有	原子炉停止機能喪失事象では、沸騰遷移が生じるため、事象の挙動に差異が生じる。沸騰遷移後の挙動は、SCAT コードが取扱う従来許認可解析の範囲外である。そのため、原子炉停止機能喪失事象を適切に評価するように、熱伝達係数、ボイドモデル等を従来許認可解析から変更している。
	燃料被覆管酸化	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	沸騰遷移発生によって燃料被覆管温度が高温となるため、水-ジルカロイ反応が発生する。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、燃料被覆管温度が高温となるため、取扱う燃料被覆管酸化量の評価に差異が生じる。そのため、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応に Baker-Just の式を適用して燃料被覆管酸化量を計算する。
	燃料被覆管変 形	無し	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/9)

項 目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
炉心(熱 流動)	沸騰・ボイド率 変化	ボイド率は低下していく。	スクラムしないためボイド率は高 いまま維持される。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、ス クラム機能喪失を仮定しており、ボイド 率の挙動に差異が生じる。しかし、原子 炉停止機能喪失でのボイド率は過渡解 析のボイド率最大値と同等であるため、 差異による影響はない。
	気液分離(水位 変化)・対向流	炉心部に二相水位は形成されな い。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	気液熱非平衡	無し。	沸騰遷移発生によって蒸気が過熱 される可能性がある。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、沸 騰遷移発生により、気液熱非平衡に差異 が生じる。そのため、原子炉停止機能喪 失事象を適切に評価するように、燃料被 覆管-冷却材間の熱伝達係数を従来許 認可解析から変更している。
	圧力損失	流量に影響を与えない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	三次元効果	(燃料集合体間の流量配分) 炉心径方向出力分布の変化は小さ く、流量配分による冷却材流量変 化への影響は小さい。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/9)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 圧力容 器 (逃が し安全 弁を含 む)	冷却材流量変 化	原子炉水位低によって再循環ポン プトリップし、自然循環流量相当 まで流量が低下する。	ATWS 圧力高や原子炉水位低によっ て再循環ポンプトリップし、自然 循環流量相当まで低下する。	無	従来許認可解析との差異はない。
	冷却材放出(臨 界流・差圧流)	MSIV 誤閉止による原子炉圧力の上 昇によって逃がし安全弁が作動す る。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	沸騰・凝縮・ボ イド率変化	炉心以外の領域における本物理現 象が評価指標に与える影響はな い。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。
	圧力損失	炉心以外の領域における本物理現 象が評価指標に与える影響はな い。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

票 2 - 2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/9)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 圧力容 器 (逃が し安全 弁を含 む)	ECCS 注水 (給 水系・代替注水 設備含む)	・ T/D 給水ポンプトリップ	・ T/D 給水ポンプトリップ ・ M/D 給水ポンプ起動 ・ HPCS、RCIC 起動	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、 M/D 給水ポンプ起動を仮定しており、入 口サブクーリングが増加するため、入口 サブクーリングに差異が生じる。入口サ ブクーリングの増加は GEXL 関連式の検 証範囲内と考えられるため、差異による 影響はない。
	ほう酸水の拡 散	ほう酸水注入系は起動しない。	ほう酸水注入系の起動によって原 子力出力を抑制し、原子炉停止を 達成する。(REDY コードによる評 価)	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、ほう 酸水注入系の起動を考慮するため、ほう 酸水の効果に差異が生じる。燃料被覆 管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸 水注入系による出力抑制の効果が現れ る段階より早いため影響はないと考え られる。そのため差異による影響はな い。
	三次元効果	(下部プレナムの流量配分) 再循環ポンプは対称にトリップす るため影響はない。	同左	無	従来許認可解析との差異はない。

表 2-2 SCAT における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/9)

項目		従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉 格納容器	冷却材放出	原子炉格納容器の挙動を評価しないため本物理現象は考慮しない。原子炉格納容器における本物理現象が評価指標に与える影響はない。	逃がし安全弁を介して原子炉格納容器の圧力及びプール水温が上昇する (REDY コードによる評価)。	有	原子炉停止機能喪失事象の解析では、原子炉格納容器の挙動を評価するため、物理現象の考慮有無に差異が生じる。いずれも REDY コードにて適切に評価でき、SCAT コードによる評価において差異による影響はない。
	格納容器各領域間の流動	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化に影響する (REDY コードによる評価)。	有	同上
	サプレッション・プール冷却	同上	残留熱除去系によるサプレッション・プール冷却を行うことにより原子炉格納容器の圧力及びプール水温の上昇を抑制する (REDY コードによる評価)。	有	同上
	気液界面の熱伝達	同上	原子炉格納容器の雰囲気温度及び圧力変化へ影響する。(REDY コードによる評価)	有	同上

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(1/10)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
初期炉心条件	事故：低温臨界状態/高温待機臨界状態 過渡(BWR5)：高温待機臨界状態 過渡(ABWR)：低温臨界状態	低温停止状態	有	低温停止状態を初期炉心条件としており、差異が生じる。ただし、個々の炉心パラメータ自体は従来許認可解析の低温臨界条件と同一であり、また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であることから、差異による影響は無い。
事象	事故：制御棒落下 過渡：制御棒の誤引抜	制御棒の誤引抜	無	過渡解析と同一の事象であり、従来許認可解析のモデル適用範囲内である。
初期実効増倍率	1.00(通常の制御棒引抜操作で臨界に達している)	1.00(保守的に初期状態で臨界を想定)	無	停止中の制御棒誤引抜解析では保守側に初期実効増倍率を1.00としており、初期実効増倍率条件の差異はない。
初期制御棒パターン	臨界状態に対応した制御棒パターン	制御棒1本全引抜	有	停止中の制御棒誤引抜解析では制御棒1本全引抜状態を初期条件としており、条件の差異が生じる。事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、差異による影響はない。

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/10)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
初期出力	事故(低温臨界状態)：定格の 10^{-8} 事故(高温待機臨界状態)：定格の 10^{-6} 過渡(低温臨界状態)：定格の 10^{-8} 過渡(高温待機臨界状態)：定格の 10^{-3}	定格の 10^{-8}	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期出力としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異は無い。
初期燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度	低温臨界状態：20℃ 高温待機臨界状態(BWR5)：286℃ 高温待機臨界状態(ABWR)：287℃	20℃	無	停止中の制御棒誤引抜解析では低温臨界状態に対応した初期温度としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異は無い。
初期燃料エンタルピ	低温臨界状態：8kJ/kgUO ₂ 高温待機臨界状態：75kJ/kgUO ₂	8kJ/kgUO ₂	無	初期温度に対応した燃料エンタルピとしており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異は無い。
初期原子炉圧力	低温臨界状態：0.0MPa[gage] 高温待機臨界状態(BWR5)：7.03MPa[gage] 高温待機臨界状態(ABWR)：7.17MPa[gage]	0.0MPa[gage]	無	原子炉低温停止状態に対応した初期圧力としており、事故・過渡解析(低温臨界状態)との差異は無い。

表 3 APEX/SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)

項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認可 との差異	差異による影響
初期炉心流量	定格の 20% (再循環ポンプによる冷却材循 環)	定格の 2% (崩壊熱除去系による冷却材循 環)	有	停止中の制御棒誤引抜解析では崩壊熱 除去系による冷却材循環を仮定してお り、初期流量に差異が生じる。事故後の 炉心の基本的な挙動は従来許認可解析 と同様であり、差異による影響はない。
局所出力ピーキング係数	最大出力となる燃料集合体断面に 対応する値 燃焼度条件 サイクル初期：未燃焼 サイクル末期：当該燃料の燃焼度 より小さい燃焼度	最大出力となる燃料集合体断面に 対応する値 燃焼度条件 未燃焼	無	従来許認可と同一の局所出力ピーキン グ係数を使用しており、差異は無い。
ギャップ熱伝達	Ross & Stoute の式	同左	無	従来許認可と同一の熱伝導方程式を使 用しており、差異は無い。

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(4/10)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
燃料棒表面熱伝達	単相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 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相関式 膜沸騰状態(高温待機時)：Dougall-Rohsenow の式	同左	無	従来許認可解析と同一の熱伝達相関式を用いており、差異は無い。また、事故後の炉心の基本的な挙動は従来許認可解析と同様であり、熱伝達係数については従来許認可解析コードの取扱いの範囲内に収まる。
沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式 高温待機時：GEXL 相関式での MCPR が限界値	同左	無	従来許認可解析と同一の沸騰遷移判定式を用いており、差異は無い。

表 3 APEX/SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)

項 目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制 御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引 抜)	従来許認可 との差異	差異による影響
引抜/落下制御棒	事故：インシーケンス制御棒引抜 で許可された制御棒 1 本 過渡 (BWR5)：インシーケンス制 御棒引抜で許可された制御棒 1 本 過渡 (ABWR)：インシーケンス制 御棒引抜で許可された制御棒 26 本	初期引抜制御棒に隣接する制御棒 1 本	有	停止中の制御棒誤引抜解析は引抜制御 棒に隣接する制御棒 1 本の引抜を仮定し ており、引抜制御棒に差異が生じる。事 故後の炉心の基本的な挙動は従来許認 可解析と同様であり、差異による影響は ない。
引抜/落下制御棒価値	事故：1.3% Δk 過渡 (BWR5)：1.3% Δk 過渡 (ABWR)：3.5% Δk	誤引抜制御棒全引抜時の反応度価 値	有	停止中の制御棒誤引抜解析は誤引抜制 御棒全引抜時の反応度価値を用いるた め、制御棒価値に差異が生じる。事故後 の炉心の基本的な挙動は従来許認可解 析と同様であり、差異による影響はな い。
制御棒引抜/落下速度	事故 (BWR5)：0.95m/s 事故 (ABWR)：0.7m/s 過渡 (BWR5)：9.1cm/s 過渡 (ABWR)：3.3cm/s	BWR5：9.1cm/s ABWR：3.3cm/s	無	従来許認可 (過渡) と同一の制御棒引抜 速度としており、差異は無い。

表3 APEX/SCAT(RIA 用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)

項目	従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
スクラム条件	事故：中性子束高（平均出力領域モニタ） 過渡（中間領域モニタ採用プラント）：中性子束高 過渡（起動領域モニタ採用プラント）：原子炉周期短	中間領域モニタ採用プラント：中性子束高 起動領域モニタ採用プラント：原子炉周期短	無	従来許認可（過渡）と同一のスクラム条件としており、差異は無い。
検出器バイパス条件	事故：平均出力領域モニタに単一故障を仮定する。 過渡（BWR5）：A、B チャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス 過渡（ABWR）：A、B、C グループともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	BWR5：A、B チャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス ABWR：A、B、C グループともに引抜制御棒に最も近い検出器を1個ずつバイパス	無	従来許認可（過渡）と同一の検出器バイパス条件としており、差異は無い。
スクラム動作遅れ	事故：0.09 秒 過渡（中間領域モニタ採用プラント）：0.09 秒 過渡（起動領域モニタ採用プラント）：0.2 秒	中間領域モニタ採用プラント：0.09 秒 起動領域モニタ採用プラント：0.2 秒	無	従来許認可（過渡）とスクラム動作遅れとしており、差異は無い。

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(7/10)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
炉心 (核)	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	<p>事故：制御棒落下により急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。急激な出力上昇はドップラ反応度の負のフィードバックにより抑えられるとともに、平均出力領域モニタの中性子束高スクラム信号が発生して、原子炉はスクラムする。</p> <p>過渡：制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。</p>	<p>制御棒が連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する。出力上昇後にスクラム信号が発生して原子炉はスクラムする。</p>	有	<p>停止中の制御棒誤引抜解析は炉心外周部の制御棒が局所的に引き抜かれることから、出力ピーキングが従来許認可解析より大きくなるが、事象を通じての炉心挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。</p>

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 沸騰遷移	事故：炉心出力が急激に上昇するため、最高出力燃料棒は沸騰遷移し膜沸騰状態に至る。膜沸騰状態では燃料の除熱量が低下し、燃料温度は1000℃を超える温度で推移する。 過渡：炉心出力の上昇は事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移に至らない。	炉心出力の上昇は従来許認可の事故と比較して緩やかであることから、最高出力燃料棒は沸騰遷移には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。
	燃料被覆管酸化	事故：燃料被覆管の高温化に伴う水-ジルカロイ反応が発生する。 過渡：燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	燃料被覆管温度の上昇量が小さく、燃料被覆管温度は水-ジルカロイ反応が発生する程度には至らない。	無	従来許認可解析からの差異はない。

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率 変化	事故：炉心出力が急激に上昇するため、ボイドが発生する。 過渡：サブクールのない高温待機状態の場合、ボイドが発生する。低温状態の場合、サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドは殆ど発生しない。	サブクール度が大きく、また、事象を通じての表面熱流束上昇量も小さいことから、ボイドは殆ど発生しない。	無	従来許認可解析からの差異はない。
	三次元効果	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失による流量配分への三次元効果が生じ得る。低温状態の場合、ボイドが殆ど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドが殆ど発生しないことから、圧力損失による流量配分への三次元効果は生じない。	無	従来許認可解析(過渡)との差異は無い。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。

表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較(10/10)

項目		従来許認可解析 (事故：制御棒落下) (過渡：原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉運転停止中の制御棒誤引抜)	従来許認可との差異	差異による影響
炉心 (熱流動)	圧力損失	事故：ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。 過渡：高温待機状態の場合、ボイド発生に伴い、圧力損失への影響が生じる。低温状態の場合、ボイドが殆ど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。	サブクール度の大きい低温状態であり、ボイドが殆ど発生しないことから、圧力損失への影響は生じない。	無	従来許認可解析(過渡)との差異は無い。また、事象を通じての燃料挙動は従来許認可(事故)の範囲を超えることはない。