

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る
炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に
使用する計算コードについて

1. はじめに	2
2. 有効性評価における物理現象の抽出	3
2.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象の抽出	4
2.1.1 ULOF	4
2.1.2 UTOP	4
2.1.3 ULOHS	4
2.1.4 LORL	4
2.1.5 PLOHS	4
2.1.6 SBO	4
2.1.7 LF	4
2.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象の抽出	5
2.2.1 ULOF 及び UTOP	6
2.2.2 ULOHS	21
2.2.3 PLOHS 及び LORL	21
3. 抽出された物理現象の確認	22
3.1 「常陽」の階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認	22
4. 有効性評価に適用する計算コードの概要	28
4.1 Super-COPD	29
4.2 ASFRE	30
4.3 SAS4A	31
4.4 SIMMER-III及びIV	32
4.5 FLUENT	33
4.6 AUTODYN	34
4.7 PLUG	35
4.8 CONTAIN-LMR	36
5. 計算コードの有効性評価への適用性	37

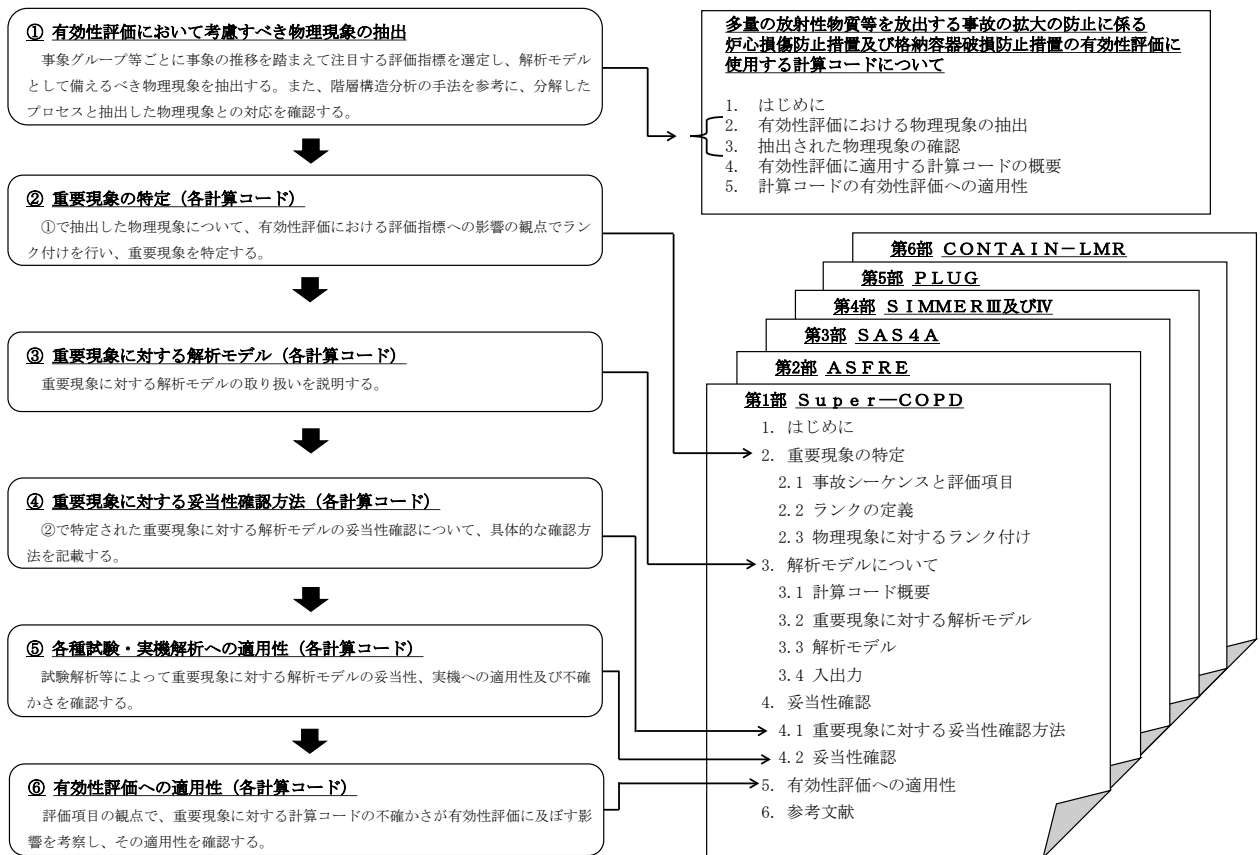
第1部 Super-COPD	1-1
第2部 ASFRE	2-1
第3部 SAS4A	3-1
第4部 SIMMER-III及びIV	4-1
第5部 PLUG	5-1
第6部 CONTAIN-LMR	6-1

参考資料1 AUTODYN	参考1-1
参考資料2 FLUENT	参考2-1

1. はじめに

本資料は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するための措置のうち、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故に対して講じる炉心損傷防止措置及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するために講じる格納容器破損防止措置の有効性評価に適用する計算プログラム（以下「計算コード」という。）に関して説明するものである。

第 1.1 図に有効性評価に適用する計算コードの説明の流れと本資料の構成を示す。



第 1.1 図 有効性評価に適用する計算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、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性の確認である。

物理現象の抽出は、「第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 1：炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定）」において、選定した事象グループを対象とし、その中で代表的と考えられる事故シーケンスを前提として行う。

2.1 節では炉心損傷防止措置の有効性評価、2.2 節では格納容器破損防止措置の有効性評価に対して解析上必要な物理現象を抽出する。

2.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象の抽出

【後日提示】

2.1.1 ULOF

【後日提示】

2.1.2 UTOP

【後日提示】

2.1.3 ULOHS

【後日提示】

2.1.4 LORL

【後日提示】

2.1.5 PLOHS

【後日提示】

2.1.6 SBO

【後日提示】

2.1.7 LF

【後日提示】

2.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象の抽出

UTOP 及び ULOF 並びに PLOHS 及び LORL の格納容器破損防止措置の有効性評価にあつては、事象の進展が複雑となるため、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。本節の各項では、UTOP 及び ULOF 並びに PLOHS 及び LORL においては、各過程の事象の推移を踏まえて、ULOHS においては、事故シーケンス全体の事象の推移を踏まえて、注目する評価指標に対して影響すると考えられる物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その 3：格納容器破損防止措置）」に示す、以下の評価項目に対応したものである。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。
- (3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。
- (5) 炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。
- (6) 炉心が熔融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。

2.2.1 ULOF 及び UTOP

ULOF 及び UTOP における事象の進展を第 2.2.1.1 図に示す。ULOF 及び UTOP の評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事象の進展が複雑となるため、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて、解析を行う。事故の開始からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程を起因過程、その後、ラップ管の溶融から炉心溶融が全炉心規模に進展する過程を遷移過程と呼び、炉心物質の温度と配位の変化によって生じる反応度と出力の変動を解析する。起因過程又は遷移過程において即発臨界超過により大きなエネルギー放出がある場合には機械的応答過程において機械的エネルギーの発生、原子炉容器の構造応答及び遮へいプラグの応答とナトリウム噴出を解析する。格納容器応答過程では噴出ナトリウムに対する格納容器の応答を解析する。機械的エネルギーの発生の有無にかかわらず、溶融炉心物質の移行・再配置とその後の長期冷却を再配置・冷却過程にて解析する。

2.2.1.1 起因過程

2.2.1.1.1 事象の推移と評価指標

(1) ULOF

本事象グループは、原子炉出力運転中に炉心流量が減少し、安全保護系の動作による原子炉の自動停止が必要とされる時点で原子炉停止機能の喪失が重なる事象である。本事象グループでは、外部電源喪失時に原子炉停止に失敗する 2 つの評価事故シーケンス（原子炉トリップ信号発信失敗又は原子炉保護系動作失敗）が選定されたが、格納容器破損防止措置の有効性評価の対象となる事故シーケンスは共通であるため、前者の評価事故シーケンスを対象とする。本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止した後、電源喪失による原子炉トリップ信号の発信に失敗する。本事故シーケンスに対しては「1 次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、十分に原子炉出力が低下しないことから、炉心部での冷却材の沸騰が生じ、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第 2.2.1.2 図に示す。実際の炉内の現象としては、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では各物理現象の因果関係に着目して典型的な事象進展について時系列的に示している。

格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目としては原子炉冷却材バウンダリの健全性や格納容器健全性の維持が挙げられるが、起因過程ではこれらの評価項目に影響を及ぼすパラメータを評価指標として設定する。起因過程解析においては、反応度変化、即発臨界超過の有無及び放出熱エネルギー（それを代表する指標である炉心平均燃料温度）が起因過程の各現象に大きな影響を与え、事象進展を支配する重要なパラメータである。この内、炉心平均燃料温度は反応度変化や即発臨界超過によって生じた原子炉出力の変動の結果として得られる値であり、各物質の流動性や圧力等の起因過程の炉心の状況を直接表す指標である。そのため、評価指標は「炉心平均燃料温度」とする。ここで炉心平均燃料温度は全炉心領域のある時点における燃料の平均温度である。

(2) UTOP

本事象グループは、炉心流量が確保された状態で過出力が生じ、安全保護系の動作による原子炉の自動停止が必要とされる時点で原子炉停止機能の喪失が重なる事象である。本事象グループでは、出力運転中の制御棒の異常な引抜き時に原子炉停止に失敗する2つの評価事故シーケンス（原子炉トリップ信号発信失敗又は原子炉安全保護系動作失敗）が選定されたが、格納容器破損防止措置の有効性評価の対象となる事故シーケンスは共通であるため、前者の評価事故シーケンスを対象とする。本評価事故シーケンスは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗する。制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出力冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止することとしているが、この機能の喪失も仮定すると、原子炉出力が上昇し、炉心の著しい損傷に至る。

本事象の典型的な事象進展について、事象進展チャートを第2.2.1.3図に示す。実際の炉内の現象としては、各物理現象が並列的に進展していくが、本図では典型的な事象進展について時系列的に示している。ULOFと同様、評価指標は「炉心平均燃料温度」である。

2.2.1.1.1 物理現象の抽出

第2.2.1.2図及び第2.2.1.3図に示した事象進展チャートに抽出された物理現象のうち「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき物理現象を抽出する。

(1) 燃料定常照射挙動

本物理現象は過渡事象が生じる前までの燃料要素の照射（炉心の運転）に関する燃料要素内の各種挙動を指す。主な現象としては燃料の再組織化に伴う燃料密度の変化、核分裂生成物（以下「FP」という。）の生成と移動、燃料及び被覆管の幾何形状変化と熱的条件の推移が見られる。これらの現象により形成された燃料要素の条件（熱、幾何形状、物質配位）が過渡事象での初期条件を与えることになるため、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

本物理現象は事象進展に伴う炉心内の反応度変化（燃料ドップラ反応度、燃料及び構造材（スチール）の密度反応度（軸伸び反応度）、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度、燃料及び構造材（スチール）の移動反応度）により原子炉出力の変動が生じる現象である。なお、起因過程はラップ管の溶融貫通が発生する前までの範囲を対象としているため、事象進展に影響を及ぼす構造材は主に被覆管であり、構造材の密度反応度及び移動反応度は多くの場合、被覆管の密度反応度及び移動反応度と言い換えることができる。

燃料ドップラ反応度は燃料の昇温により共鳴吸収の確率が上昇することで生じる反応度変化である。燃料の密度反応度は燃料が昇温により軸方向に膨張し、反応度価値の高い軸方

向中心付近の密度の減少と反応度価値の低い軸方向端部への燃料の移動によって生じる反応度変化である。被覆管の密度反応度は被覆管が昇温により同様に軸方向に膨張し、被覆管が薄くなることでその部分での中性子吸収が減少するために生じる反応度変化である。冷却材密度及びナトリウムボイド反応度は、冷却材の昇温による密度変化や冷却材の沸騰によるボイドの発生によって、炉心中心部では主にナトリウムによる中性子減速が抑制されるために反応度が増加し、炉心上下端部及び炉心外周部では主に中性子漏えいの効果により反応度が減少することを指す。特に「常陽」のように小型の高速炉では後者の効果が大きく、冷却材の昇温や冷却材の沸騰は概ね反応度の減少を引き起こす。燃料の移動反応度は燃料が熔融又は冷却材流路に放出され、反応度価値の異なる領域に燃料が移動することで生じる反応度変化である。被覆管の移動反応度は、炉心中心部の被覆管が熔融、移動することで被覆管が薄くなり、その部分での中性子吸収が減少することにより反応度が増加することを指す。起因過程解析においてはこの反応度変化の推移が事象進展を支配していることから、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。

(3) 制御棒引き抜き挙動

本物理現象は何らかの原因で制御棒が連続的に引き抜かれるという現象である。ULOF では制御棒の挿入や引き抜きはないと想定しているため、この物理現象は生じない。UTOP では起因事象として制御棒の引き抜きを想定しており、制御棒の引き抜きにより生じる反応度の増加が、その後の事象進展に大きく影響することから、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。

(4) 局所的な出力分布の歪み

本物理現象は制御棒の引き抜き等により炉心内の中性子束分布に歪みが生じ、それに伴い出力分布に関しても局所的な歪みが生じるという現象である。ULOF では制御棒の挿入や引き抜きはないと想定しているため、この物理現象は生じない。UTOP では制御棒の引き抜きを想定しているが、一般に高速炉における中性子の平均自由行程は軽水炉に比べて大きく、制御棒の引き抜きといった局所的な変動に対して中性子束の空間的な分布の変動は小さい。そのため、過渡事象に比べれば出力の変動は小さく、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響も小さい。

(5) 1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）

本物理現象は外部電源喪失等によりポンプ機能が喪失し、1次系冷却材流量が減少する現象である。ULOF では冷却材流量の減少の仕方によって破損時刻が変わることから、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。UTOP ではポンプ機能の喪失は生じないと想定しているため、この物理現象は生じない。

(6) 冷却材熱流動挙動

本物理現象は冷却材流路中での冷却材の熱的挙動と流動挙動を指す。熱的挙動は被覆管や

構造材からの熱伝達、相変化、ナトリウムの流動による熱輸送といったものから影響を受ける。また、流動挙動はナトリウムの粘性、流路壁（被覆管、構造材）との摩擦、流路面積の変化、相変化、1次熱輸送系のポンプヘッドや自然循環力等から影響を受ける。ULOF ではポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、冷却材の昇温が生じることで冷却材の密度変化による反応度変化が生じ、事象進展に大きな影響を与える。加えて、この物理現象はその後の冷却材の沸騰挙動にも影響するため、評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。UTOP ではポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、大きな反応度変化が生じないことから、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響はULOFに比べ小さい。

(7) 燃料要素の熱的挙動

本物理現象は燃料要素の相変化を含む熱的な挙動を指す。UTOP では原子炉出力の上昇によって燃料が昇温し、共鳴吸収の確率が上昇することで反応度が減少する（ドップラ効果）。この現象は燃料の昇温に反応して反応度を減少させる方向に働くため、事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、燃料が熔融すると、径方向中心部に熔融キャビティを形成するが、この熔融キャビティの圧力（キャビティ圧）は燃料ペレットや被覆管への負荷要因の一つであり、燃料の破損挙動に大きく影響する。このことから UTOP では本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）への影響が大きい現象であると言える。ULOF では冷却材流量の減少によって冷却材が昇温し、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度による反応度の減少で燃料が降温する。この場合、ドップラ効果は反応度を増加させる方向に働くが、冷却材の昇温による反応度変化に比べるとその変化量は小さい。一方、上述の通り、燃料熔融によるキャビティ圧の増加は燃料の破損挙動に大きく影響するものであり、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）への影響が大きい現象であると言える。

(8) 燃料要素の機械的挙動

本物理現象は燃料及び被覆管の昇温や応力の変化に応じた膨張や変形を指す。UTOP では原子炉出力の上昇によって燃料が昇温、膨張する。燃料の軸方向への膨張は反応度価値の高い軸方向中心位置の密度減少につながるため、反応度が減少する。この反応度変化はドップラ効果による反応度変化と同様に出力上昇速度を減少させる方向に働くため、事象進展の緩和に重要な役割を担っている。また、変形挙動は熱的な挙動と密接に関連しており、例えば変形によって燃料と被覆管の間のギャップが閉じると、ギャップ熱伝達率が増加し、燃料要素に関する熱的な挙動が変化する。上述の通り、燃料要素の熱的挙動はULOF及びUTOPともに評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。これらの点を鑑みると、本物理現象は評価指標に大きく影響する現象であると言える。

(9) 冷却材沸騰挙動

本物理現象は冷却材流量の減少や原子炉出力の上昇等によって冷却材の昇温が生じ、部分的あるいは広範な沸騰（ボイド化）に至る現象である。冷却材のボイド化が中性子のナトリ

ウムへの吸収量及び炉心部からの漏洩量に寄与し、反応度変化が生じる。ULOF ではポンプ機能の喪失により冷却材流量の減少が生じているため、沸騰が生じやすく、投入される反応度の大きさという点でも他の反応度要因に比べて比較的大きいことから、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。UTOP ではポンプの定格運転が継続されているため、冷却材温度の変動は小さく、冷却材の沸騰に至り難いことから、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響はULOF に比べ小さい。

(10) プレナムガスブローアウト

本物理現象は被覆管の昇温による強度の低下に伴い被覆管が破損し、破損位置からプレナムガスが冷却材流路内へ放出される現象である。プレナムガスは燃料と被覆管の間のギャップを通じて破損口から冷却材流路内へ放出され、放出される位置は被覆管の強度（被覆管の温度）に依存する。本物理現象が生じると、プレナムガスが冷却材流路に放出されることでボイド領域が拡大し、反応度変化が生じることになるが、本物理現象は冷却材のボイド領域が既に拡大した被覆管温度の高い条件で発生するため、ナトリウムボイド反応度への影響は小さい。よって、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響は小さい。

(11) 被覆管の溶融と移動挙動

本物理現象は冷却材のドライアウト等により被覆管の除熱ができなくなった状態で被覆管が昇温、溶融し、ナトリウム蒸気流からの摩擦又は溶融被覆管の自重により溶融した被覆材が移動する現象である。被覆管が移動し薄くなると、その部分での中性子吸収が減少するため、正の反応度が投入されることになる。ULOF では冷却材流量の減少が生じているため、冷却材がドライアウトすると比較的短時間に被覆管溶融に至る。加えて、負のナトリウムボイド反応度により事象進展が緩慢である場合には、後述の燃料の破損に至るまでに十分な時間があり、被覆管の移動による反応度変化が事象進展に与える影響が相対的に増加する。よって、この物理現象はULOF では評価指標（炉心平均燃料温度）への影響が大きい。一方、UTOP では被覆管は十分に冷却されており、被覆管の溶融に至る前に燃料の破損に至るため、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響は小さい。

(12) 燃料の破損挙動

本物理現象は燃料の溶融等によって燃料要素が燃料を保持することが出来なくなり、冷却材流路内に燃料が放出される現象を指す。集合体の広い範囲で冷却材の沸騰が生じた場合には、被覆管は昇温して強度が喪失する。燃料ペレットも昇温により中心部は溶融し、周辺部は膨張して強度が低下することにより、形状を保てなくなる。この場合、被覆管も燃料ペレットも共に強度を喪失しているため、燃料が崩壊するような形で冷却材流路内に放出される（燃料崩壊）。冷却材が未沸騰あるいは集合体の一部分のみでしか冷却材の沸騰が生じていない場合には、被覆管が十分に冷却され、強度が保持されている。この場合は、燃料ペレットが十分に溶融し、燃料要素内の圧力が上昇すると、この圧力による負荷が被覆管にき裂（リップ、破損口）を生じさせ、燃料は冷却材流路に放出される（燃料ピン破損）。破損時刻や

破損位置は破損後の冷却材流路内での物質挙動に大きく影響し、それは大きな反応度変化をもたらすため、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。

(13) 燃料の軸方向移動挙動

本物理現象は燃料の破損に伴い、冷却材流路内に放出された燃料が軸方向に移動していく挙動を指す。この燃料の軸方向移動挙動の駆動力としてはナトリウム蒸気圧と FP ガス圧が主であるが、燃料が高温になればスティール蒸気圧や燃料蒸気圧も効くこととなる。冷却材流路内での燃料の移動に関しては冷却材流路内の流動の状態と他の物質との運動量交換によって決定される。燃料の軸方向の移動が生じると、多くの場合反応度価値の低い軸方向上下端部に向かって燃料が移動することになるため、反応度が減少する。UTOP では制御棒の引抜きによって反応度が増加していくため、燃料の軸方向移動による反応度の減少量が十分に大きければ事象は収束に向かうが、そうでない場合には原子炉出力が上昇し、炉心の損傷が拡大し得る。反応度変化の大きさという点でも他の反応度要因に比べて比較的大きく、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する。一方、ULOF では負のナトリウムボイド反応度により反応度が大きく減少しているため、燃料の軸方向移動による反応度は炉心の損傷拡大に大きく影響しない。よって、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響度は中程度である。

(14) スティールの軸方向移動挙動

本物理現象は燃料崩壊に伴い、冷却材流路内に移行したスティールが軸方向に移動していく挙動を指す。冷却材流路内でのスティールの駆動力は燃料と同じであるため、概ね燃料と同様に移動するが、反応度変化の大きさは燃料の移動に比べて小さい。よって、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）への影響は小さい。

(15) 燃料スタブモーション

本物理現象は燃料要素において炉心軸方向中心領域で燃料崩壊が生じた場合に、燃料崩壊位置よりも上部（又は下部）の未崩壊燃料（以下「燃料スタブ」という。）が燃料崩壊領域に落下（又は上昇）するという現象である。「常陽」のような上部ガスプレナムを想定した場合にはプレナムガス圧と重力が燃料スタブの駆動力となり、燃料スタブを保持する被覆管の拘束強度の低下（被覆管の昇温）により本物理現象が発生する。この駆動力を受けて燃料スタブは移動し、被覆管との摩擦や、燃料スタブの移動先に堆積している燃料との相互作用等によって停止する。燃料スタブモーションが生じると反応度価値の高い軸方向中心部に燃料が移動することになるため、反応度は上昇する。一方で、上述の通り、被覆管の昇温はプレナムガスブローアウトを引き起こし、駆動力であるプレナムガスを減少させ、燃料スタブモーションが起こりにくくなる。実験的知見としては、CABRI 炉内試験の結果を見ると、上部の燃料スタブ落下は沸騰が発生あるいは拡大する前に出力パルスを印加した試験でのみ観測されている現象である。負のナトリウムボイド反応度により緩慢な事象進展となり、冷却材の沸騰が拡大した後に燃料破損に至る「常陽」の ULOF 条件では生じ難い物理現象である

と言える。加えて、「常陽」では ULOF 条件、UTOP 条件は共に負のナトリウムボイド反応度によって緩慢な事象進展となるため、燃料スタブの移動先に堆積している燃料のエンタルピーが低く、大きな抵抗となる。これにより燃料スタブの移動は制限されると考えられる。よって、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響は小さい。

(16) 燃料と冷却材の熱的・機械的相互作用（FCI : Fuel-Coolant Interaction）挙動

本物理現象は主に冷却材が未沸騰の又は部分的に沸騰した集合体で燃料破損が生じた際に生じ、冷却材が高温の燃料と直接熱交換することで蒸気圧力が発生し、急速にボイド化が進む現象である。冷却材がボイド化すると「常陽」炉心では主にナトリウムによる中性子漏洩の効果が大きくなり、反応度が減少する。UTOP ではこの反応度の減少が出力上昇速度を減少させる方向に働くが、燃料の軸方向動による反応度変化に比べるとその変化量は小さく、評価指標（炉心平均燃料温度）への影響度は中程度である。ULOF では冷却材流量が減少し、負のナトリウムボイド反応度により LOF が十分に進展してから燃料破損に至るため、本物理現象は生じ難い。よって、この物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響は小さいと言える。

(17) 燃料－構造材熱伝達挙動

本物理現象は冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質からの熱伝達によりラップ管（構造材）が昇温する現象を指す。燃料の破損後の冷却材流路では、燃料やスティール、ナトリウム、そして FP が様々な形態（固体、液相、気相）で熱的、機械的に作用し合っている。ラップ管も冷却材流路中に放出された燃料等の高温物質と熱伝達をすることで昇温し、十分な冷却がなされない場合には熔融、破損に至る。ラップ管が熔融、破損した場合には、隣接集合体にもその影響が生じる可能性がある。ただし、起因過程の解析対象範囲は、ある集合体の破損がラップ管の熔融貫通等によって隣接集合体に伝搬する前の段階までとしており、起因過程の事象進展への影響としては小さい。

(18) 燃料とスティールの固化挙動

本物理現象は冷却材流路中に放出された熔融燃料や熔融スティールが冷たい冷却材や構造材等と熱伝達を行うことによって再固化し、冷却材流路中に堆積する現象である。流路中に堆積物が存在すると流路中の物質の流れが滞ることとなり、燃料の軸方向移動による反応度の減少が抑制される可能性がある。ただし、固化挙動が顕著になる領域は上部反射体等の比較的低温な領域であり、影響は限定的である。そのため、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）への影響は小さい。

2.2.1.2 遷移過程

2.2.1.2.1 事象の推移と評価指標

燃料の損傷が集合体内にとどまる起因過程とは異なり、ラップ管の熔融から炉心熔融が全炉心規模に進展する遷移過程では冷却材の流動条件の違いが事象推移に及ぼす影響は相対的に小さ

くなるため、ULOF と UTOP で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事象推移に影響を及ぼす物理現象は共通のものとなる。遷移過程では第 2.2.1.4 図のように事象が推移する。

遷移過程において大規模な燃料凝集による正の反応度挿入が卓越する場合には、即発臨界超過に至り、いわゆる出力逸走によって急激に熱的エネルギーが放出される可能性がある。ごく短時間の出力逸走の結果炉心燃料はほぼ断熱的に加熱されるため、放出される熱エネルギーの大きさは結果として炉心全体での燃料温度の上昇ととらえることができる。すなわち、即発臨界超過による熱エネルギー放出の大きさを代表するとともに、後続の機械的応答過程で解析する機械的エネルギー発生のパテンシャルを表す評価指標として「炉心平均燃料温度」を用いる。

熱的な影響に関しては、遷移過程の解析結果を基に後続の再配置・冷却過程の解析に必要な炉心物質の分布や状態が決定される。遷移過程の事象推移の中で溶融した炉心燃料の一部は、制御棒案内管 (CRGT)、炉心側面の反射体・遮蔽体ギャップ等を通じて炉心外に流出する。「炉心からの燃料流出量」は炉心残留燃料による即発臨界超過のパテンシャルを左右する重要なパラメータであるとともに、再配置・冷却過程の解析条件を決定する重要な評価指標である。なお、「炉心平均燃料温度」は燃料流出の駆動力に関わる評価指標でもある。

2.2.1.2.1 物理現象の抽出

起因過程の終状態において破損していた燃料集合体に隣接する集合体が損傷集合体から熱負荷を受ける。「常陽」においては、冷却材ボイド反応度は負であることと、起因過程の終状態では損傷集合体を除いて冷却材が残存していることから、隣接集合体の冷却材が沸騰（ボイド領域の拡大）して損傷が進展する際にも負のボイド反応度が挿入される。冷却材が沸騰してボイド化した集合体では、燃料ピンが溶融して破損する（燃料ピンの溶融・破損）。損傷した燃料が重力により密に凝集すれば正の反応度が挿入される。燃料ピンの破損時には燃料ペレットの燃料結晶の粒内あるいは粒界に固溶していた FP ガスが放出される（FP ガス放出）。負のボイド反応度の影響により、時間の経過とともに炉心出力は低下を続けるが、損傷集合体内の溶融した燃料・被覆管・ラップ管からの熱伝達により隣接する集合体の損傷ラップ管が溶融して（構造壁（ラップ管）の溶融破損）損傷領域が徐々に拡大する可能性がある。この過程で、冷却材のボイド化に伴う負の反応度を超えるほどの損傷燃料の凝集（損傷燃料の堆積）に伴う正の反応度が挿入された場合、核出力の上昇に伴う発熱の増加によって残りの燃料ピン破損が進展し、最終的に全炉心規模の損傷に至る可能性がある。

広域で損傷した固体状の燃料が重力沈降の結果として炉心下部に堆積（損傷燃料の堆積）することで反応度が即発臨界（1\$）を超過する可能性がある。この結果、炉心領域では全炉心規模の溶融炉心プールが形成される。全炉心プールでは水平方向の燃料移動を伴う大規模な燃料凝集運動（燃料スロッシング）により、即発臨界超過の結果大きなエネルギー放出に至る可能性がある。溶融炉心プールが形成された場合、炉心からの燃料流出（燃料流出（ピン束流路、制御棒案内管、反射体・遮蔽集合体間ギャップ））による負の反応度が挿入されるが、一方で溶融燃料が炉心周辺部に残留する冷却材と接触した際の燃料-冷却材相互作用（FCI）により径方向の燃料凝集が生じて正の反応度が挿入される可能性もある。炉心からの燃料流出による負の反応度効果が卓越し

て深い未臨界状態に至れば、遷移過程の事象推移は核的に収束する。

以上に抽出した物理現象において、第 2. 2. 1. 4 図に示した「常陽」遷移過程の事象推移に影響を及ぼす可能性のある物理現象の評価指標に対する影響を検討した結果を以下に示す。

(1) 損傷炉心の核的挙動

本物理現象は、時間的に変化する物質分布に基づいて核出力が動的に変化する際に生じる核発熱である。炉心平均燃料温度を決定する重要な現象ではあるが、大規模な燃料凝集を発生するほど燃料が高温である場合、反応度変化量は物質分布の変化量に大きく依存する。このため、核動特性自体の評価指標に対する影響は相対的に小さい。

(2) ボイド領域の拡大

本物理現象は冷却材沸騰領域の拡大に伴うボイド反応度が挿入されるとともに、冷却材としての機能を失うことで炉心損傷進展の早さにかかわる現象ではある。ただし、大規模な燃料凝集を引き起こす際には炉心内の冷却材はほぼすべてボイド化していること、燃料凝集に対して直接的な影響がないことから、影響は小さい。

(3) 燃料ピン溶融・破損

本物理現象は燃料ペレットの溶融割合及び被覆管による支持力の有無に伴う燃料ピンの破損挙動に該当する。炉心損傷進展の早さに関わる現象ではあるが、燃料の大規模な凝集を引き起こす現象ではないため影響は小さい。

(4) FP ガス放出

本物理現象は燃料ピンの破損時に放出される FP ガスの影響を示す。炉心溶融プール拡大時に炉心上下端で閉塞を起こした燃料集合体内に充満した FP ガス、又は急激な燃料ピンの昇温に伴い炉心内に大量の FP ガスを放出するような場合は、燃料の大規模凝集を引き起こす可能性もあるが、負のボイド反応度を持つ「常陽」においては燃料ピンの昇温が穏やかであることから集合体上部・下部の閉塞形成までに FP ガスが流出すると考えられる。評価指標の一つである燃料凝集に与える影響は小さい。

(5) 構造壁の溶融破損

損傷炉心領域の拡大に関わる集合体管壁及び制御棒案内管の管壁が高温炉心物質からの熱輸送により溶融破損することを意味する。損傷領域の拡大は燃料凝集の規模、制御棒案内管の管壁の溶融破損は燃料流出のタイミング及び FCI 発生に関わる挙動であり、燃料凝集と燃料流出に強く影響する。

(6) FCI

本物理現象は損傷炉心拡大時に CRGT や反射体の構造材が破損する又は炉心下部・上部からの冷却材の流入によって、高温の炉心物質と冷却材が接触し、急速に蒸発するときに生じ

る圧力である。燃料スロッシングを引き起こす可能性のある物理現象であり、その発生圧力による燃料凝集量によって炉心平均燃料温度が左右される。

(7) 燃料スロッシング

本物理現象は、熔融炉心プールで生じた蒸気圧を駆動力として発生する熔融炉心プールのスロッシング現象を指す。この現象により燃料の凝集規模が決まるため、評価指標（炉心平均燃料温度）に対する影響は大きい。

(8) 燃料流出

本物理現象は燃料集合体上・下部のピン束流路、炉心側面の反射体・遮へい体ギャップ及び制御棒案内管を通しての炉心からの燃料流出挙動を表す。反射体・遮蔽体ギャップ及びCRGTについては、SIMMER-IVによる3次元解析時に表現される。ピン束流路へは燃料が熔融状態において炉心内圧力が高まった場合、反射体・遮へい体ギャップへは熔融燃料が炉心側面に達した場合、制御棒案内管へは管壁破損時に周辺の燃料が熔融状態であり、且つ閉塞が形成されない場合に流出可能である。本物理現象は炉心からの燃料流出量に直接影響し、大規模な燃料凝集発生前に流出する場合は燃料凝集量にも影響する。

2.2.1.3 機械的応答過程

(1) 事象の推移と評価指標

機械的応答過程では機械的エネルギーによる構造応答評価及びナトリウム噴出量の解析を行う。本過程の解析は、機械的エネルギーの解析、原子炉容器の構造応答解析及びナトリウム噴出量の解析を組み合わせることにより行う。機械的応答過程の解析の流れを第2.2.1.5図に示す。

遷移過程において大規模な燃料凝集による正の反応度挿入が卓越して即発臨界超過に至り、出力逸走によって急激に熱的エネルギーが放出された場合、高温高压となった炉心物質は炉心の上部にあるピン束流路を通して上部プレナムに放出される。この過程で上部プレナム内にあるナトリウムは上方に加速されるとともに、カバーガスは圧縮されて圧力が上昇し、機械的エネルギーが発生する。この過程で発生する機械的エネルギー及び圧力によって原子炉容器は機械的に変形し、また炉容器上部の遮へいプラグの間隙を通して格納容器床上にナトリウムが漏えいする可能性がある。このように、即発臨界超過による炉容器の機械的な影響を支配する物理量は上部プレナム内のナトリウムとカバーガスが有する機械的エネルギーであることから、機械的影響の大きさを代表する評価指標として「機械的エネルギー」を用いる。

(2) 物理現象の抽出

遷移過程において出力逸走によって急激に熱的エネルギーが放出された場合、燃料は急速に加熱され、出力分布に応じた温度分布を持つ。この温度分布に従った蒸気圧分布によって炉心内で急速に炉心物質の移動と圧力及び温度の均一化が進む（炉心内の圧力と温度の均一

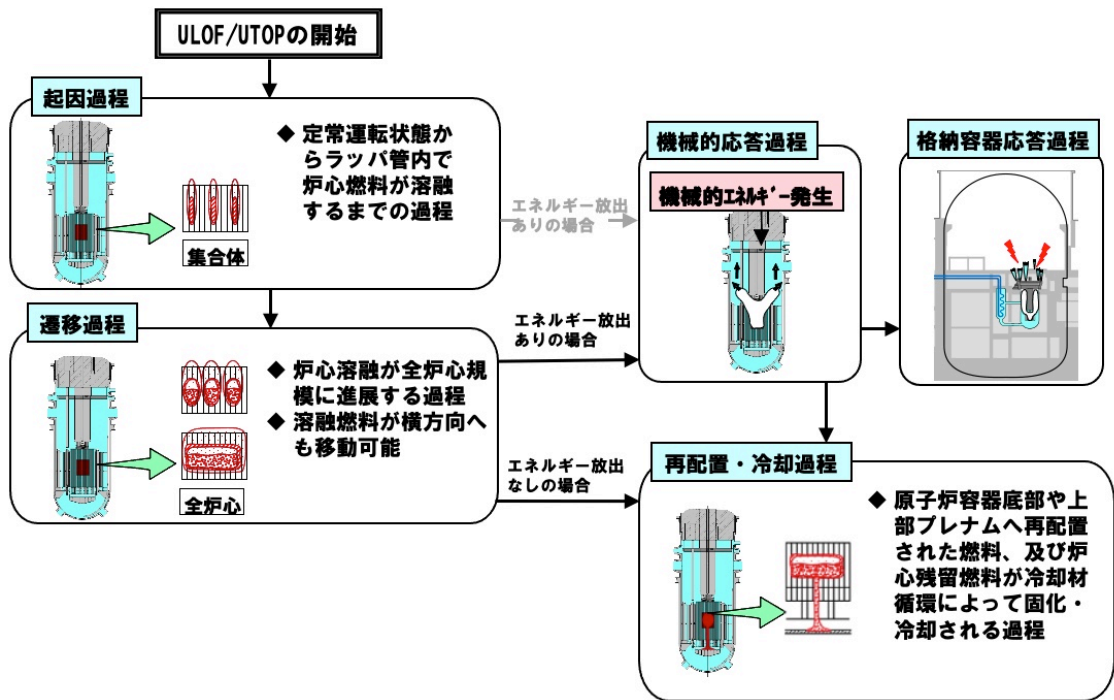
化)。この過程と並行して、出力逸走によって高温となった熔融燃料から炉心内の熔融ステールへの熱移行が発生する（燃料からステールへの熱移行。その後、炉心内の圧力によって炉心物質は炉心上方にある反射体、ガスプレナム、制御棒などの構造（炉心上部構造）を通して上部プレナムへ移動する。この過程で、炉心物質から低温の炉心上部構造への伝熱と凝縮による熱損失（炉心上部構造への熱損失）、炉心上部構造を通過する際の流動抵抗（炉心上部構造による圧力損失）が発生する。炉心物質からの伝熱により炉心上部構造の一部は熔融・破損して炉心物質に混入する（炉心上部構造材の熔融と炉心物質への混入）。上部プレナムの底部に達した炉心物質はナトリウムと FCI を起こす。FCI によって発生したナトリウム蒸気は上部プレナムのナトリウムプールの底部に蒸気泡を形成し、その界面でナトリウムへ凝縮する一方で、上部ナトリウム内のナトリウムを上方に加速する（蒸気泡の成長）とともに、カバーガスを圧縮することで機械的エネルギーを発生させる。FCI の圧力とカバーガスの圧力、及び上部プレナム内のナトリウム流動の動圧により炉容器は機械的な負荷を受ける（流体圧力による炉容器変形）。カバーガスの圧力によって炉容器上部の遮へいプラグの固定ボルトが変形し（遮蔽プラグ固定ボルトの変形）、遮へいプラグの間隙を通してナトリウムが格納容器床上に漏洩する（プラグ間隙内のナトリウム流動）。

2.2.1.4 再配置・冷却過程

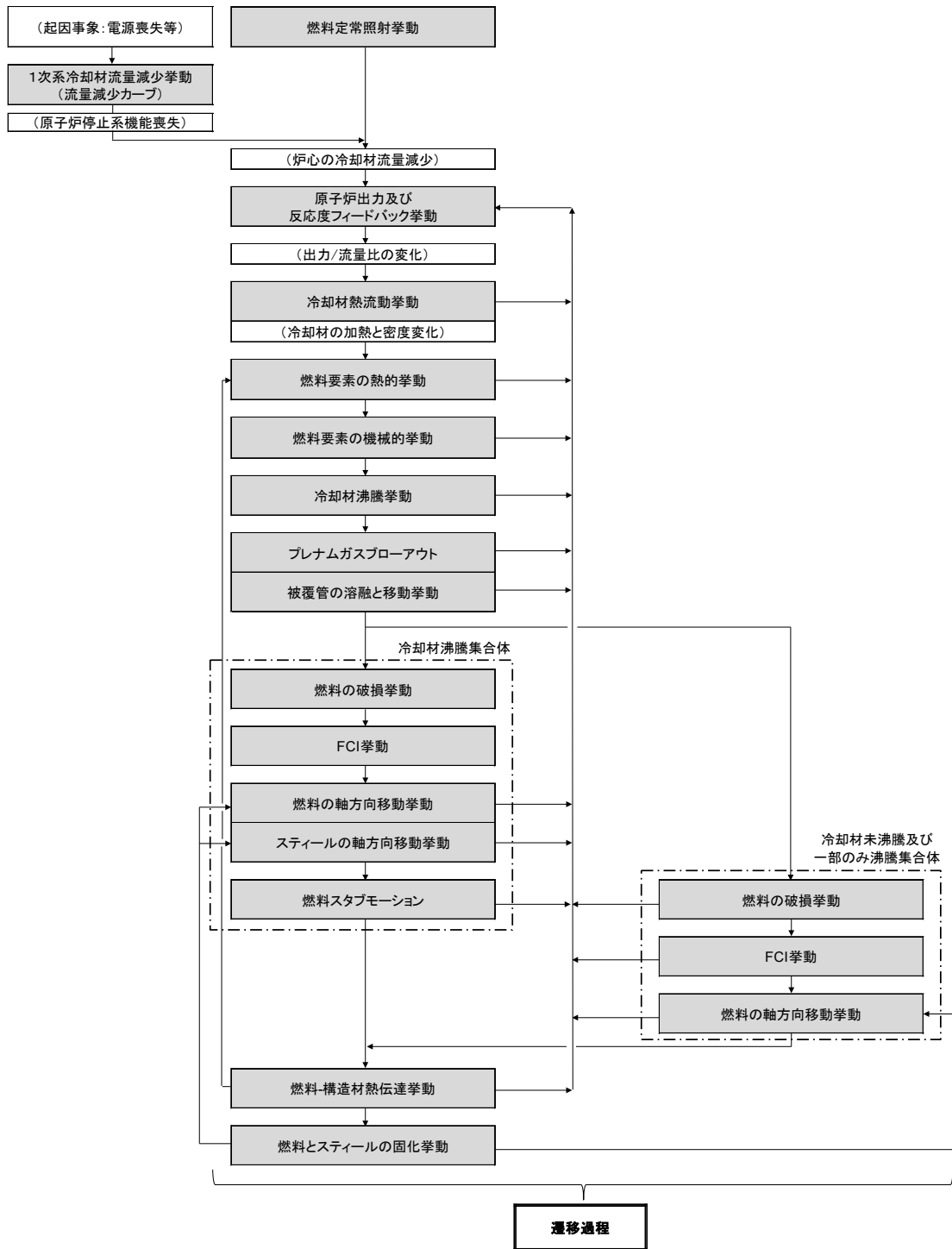
【後日提示】

2.2.1.5 格納容器応答過程

【後日提示】



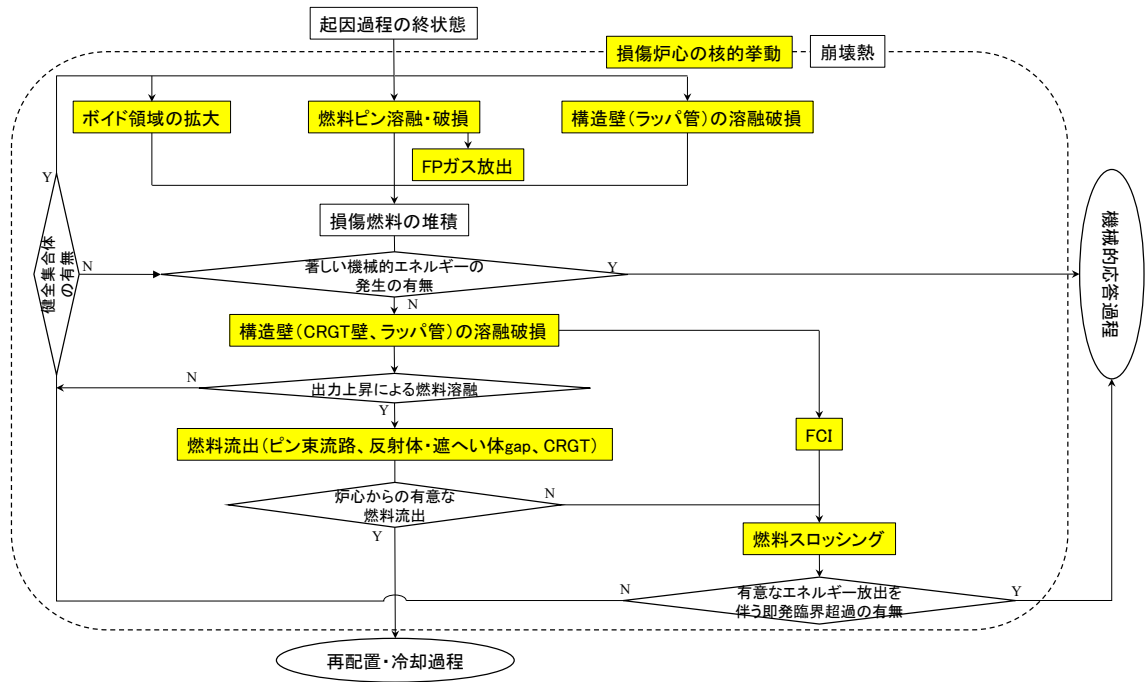
第 2. 2. 1. 1 図 ULOF 及び UTOP における事象の進展



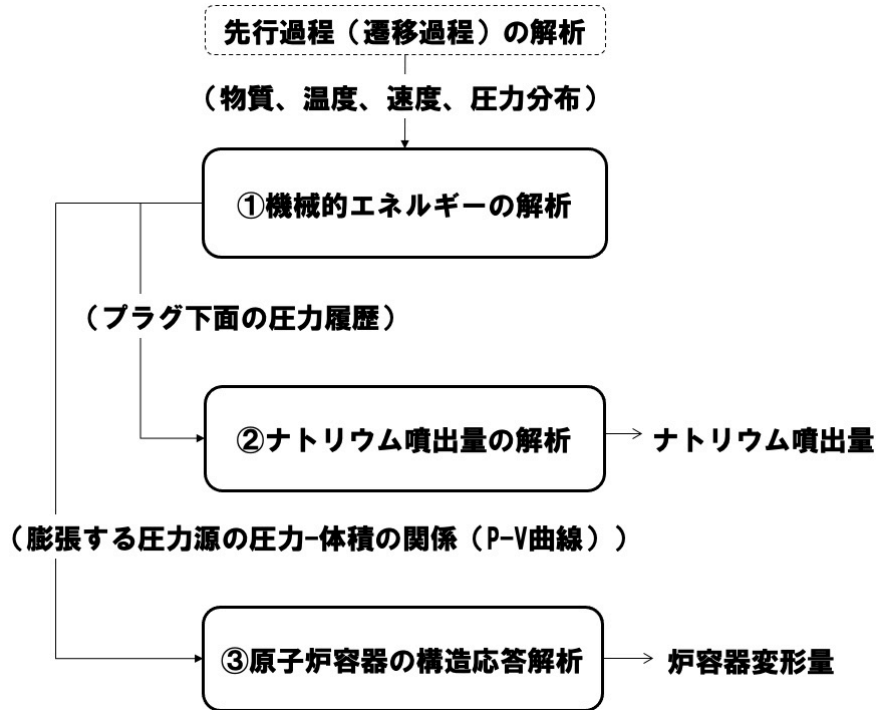
第 2. 2. 1. 2 図 起因過程の事象進展チャート (ULOF)



第 2. 2. 1. 3 図 起因過程の事象進展チャート (UTOP)



第 2. 2. 1. 4 図 遷移過程の事象相関図



第 2. 2. 1. 5 図 機械的応答過程解析の手順

2.2.2 ULOHS

【後日提示】

2.2.3 PLOHS 及び LORL

【後日提示】

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 「常陽」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、抽出した物理現象について、計算コードの適用性確認を行うため、米国 NRC の RG1.203 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「常陽」の物理領域を展開して階層化した。第 3.1 図から第 3.3 図には、階層化結果及び第 2 章で抽出した物理現象との対応を示す。

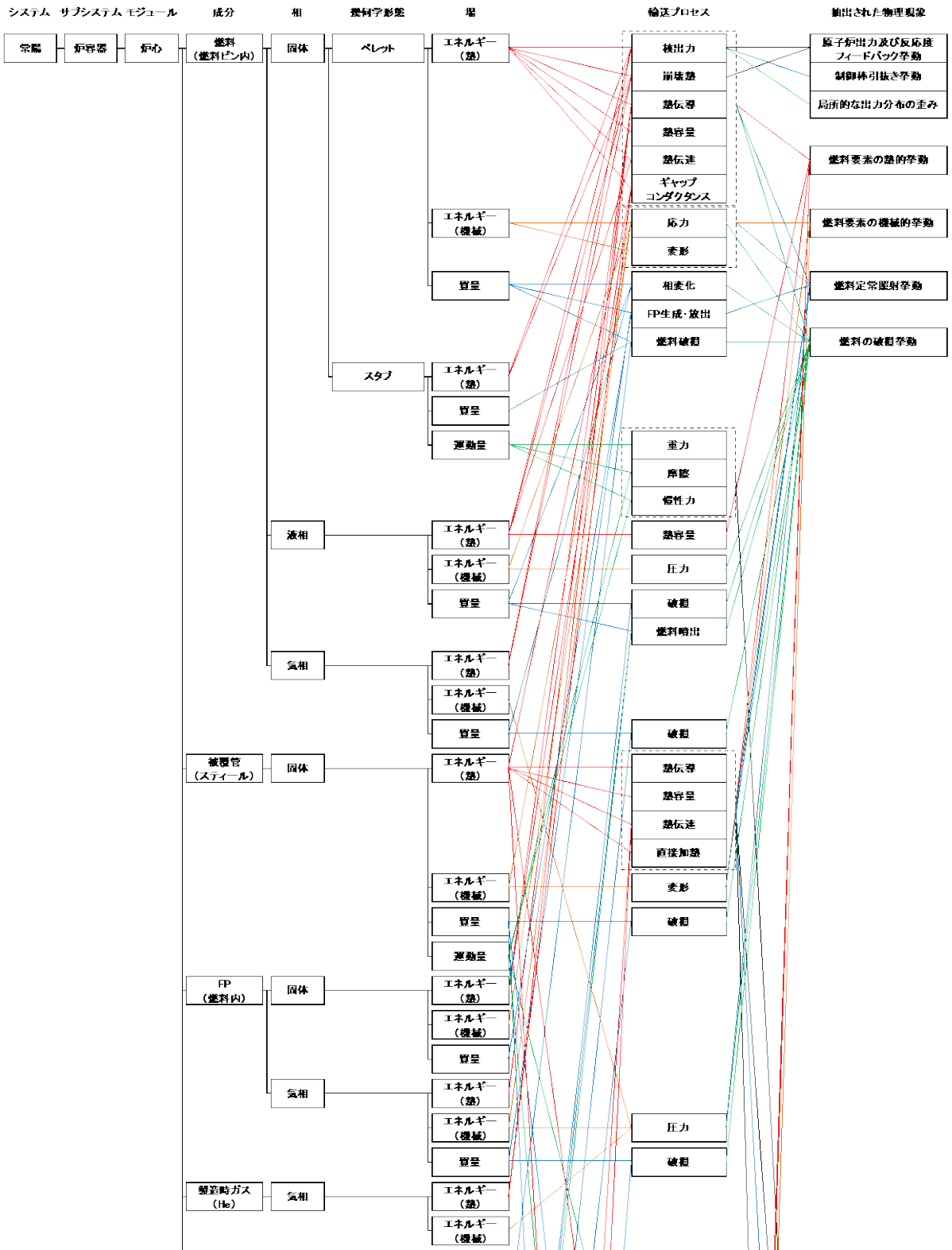
以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

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形態ごとに形成する場 (質量、運動量、エネルギー、圧力等)
輸送プロセス	システム各部における構成相関の移動と相互作用を決定するメカニズム

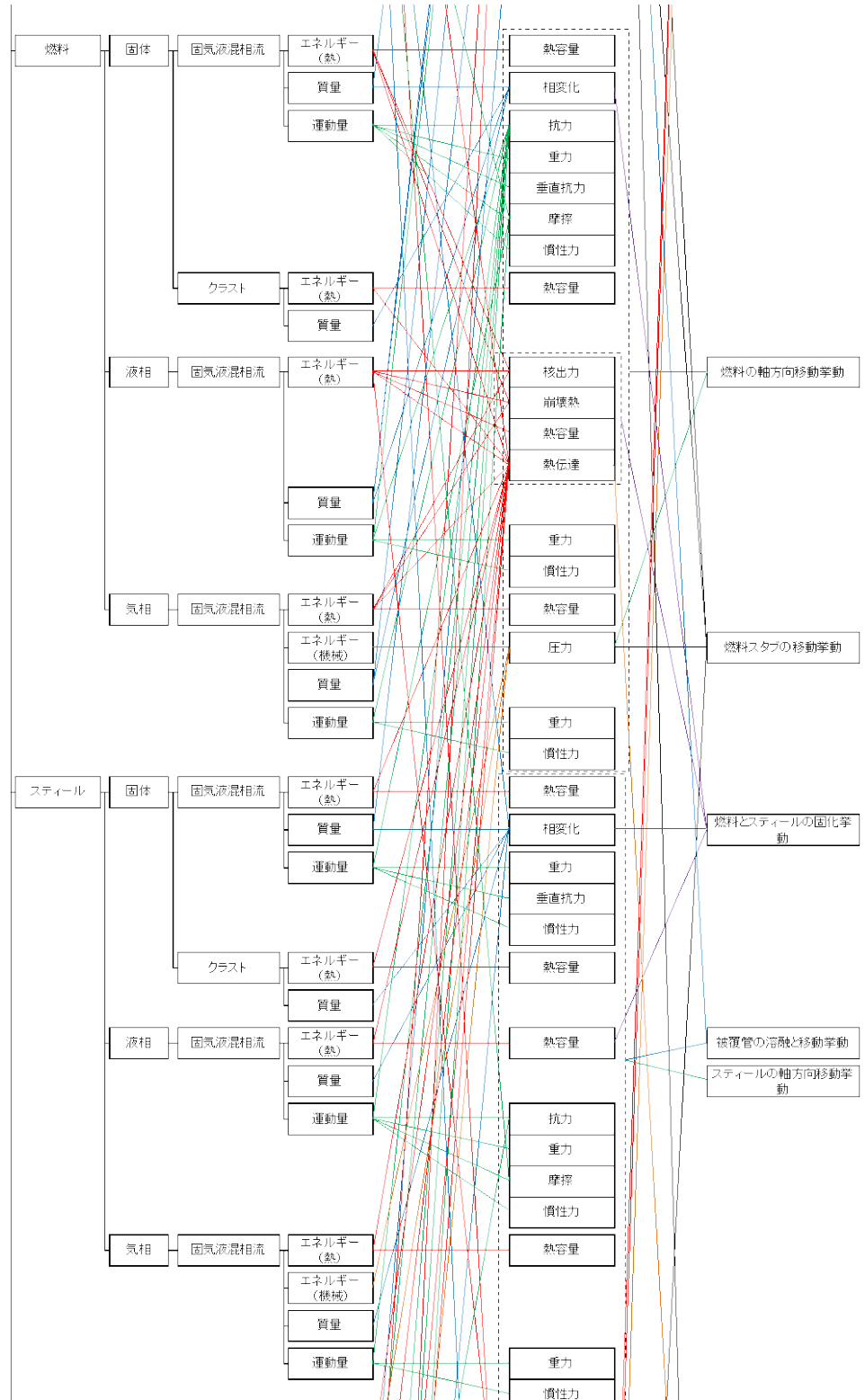
構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域(サブシステム、モジュール)として、炉容器、炉心、炉心上下構造材、制御棒案内管、径方向集合体、上部プレナム、下部プレナムを定めた。

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の方程式で表現される場合には、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は表現していない。

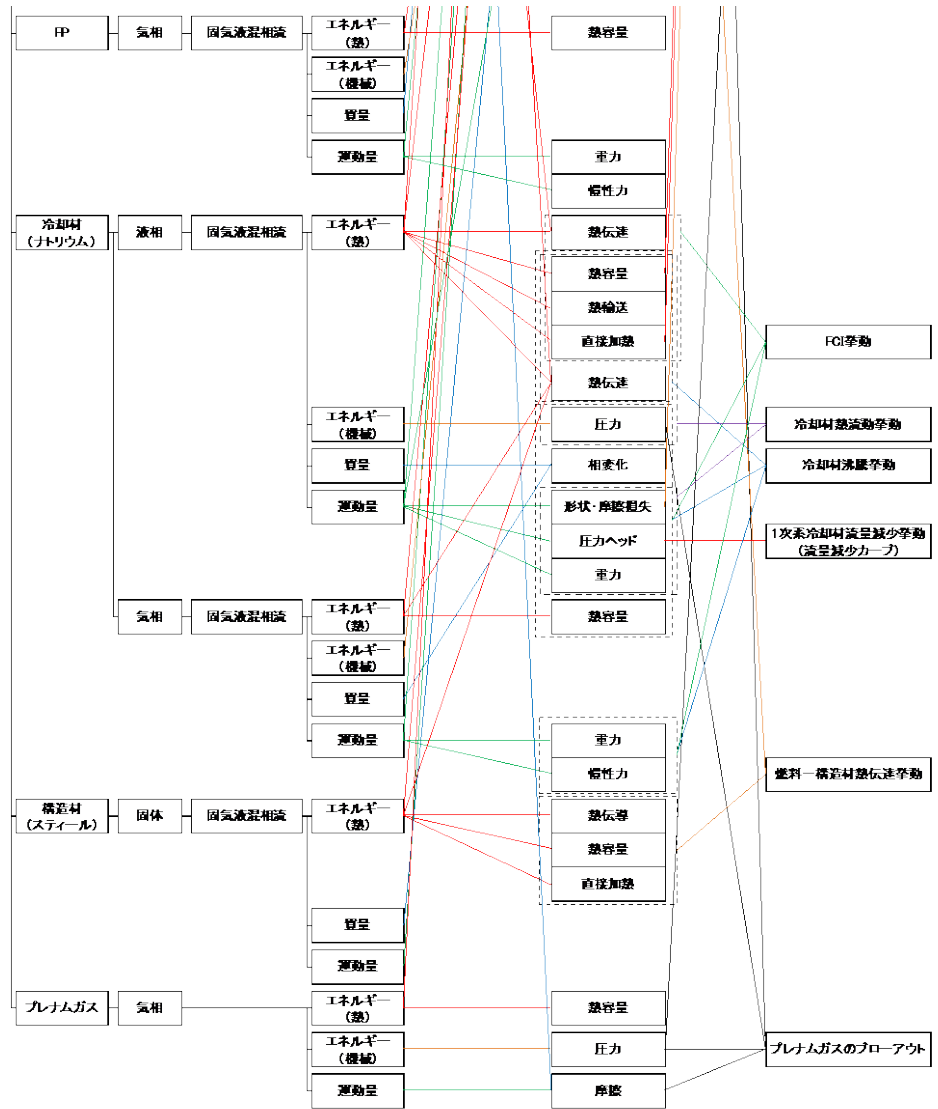
第 3.1 図、第 3.2 図、第 3.3 図に示すとおり、評価において計算コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。



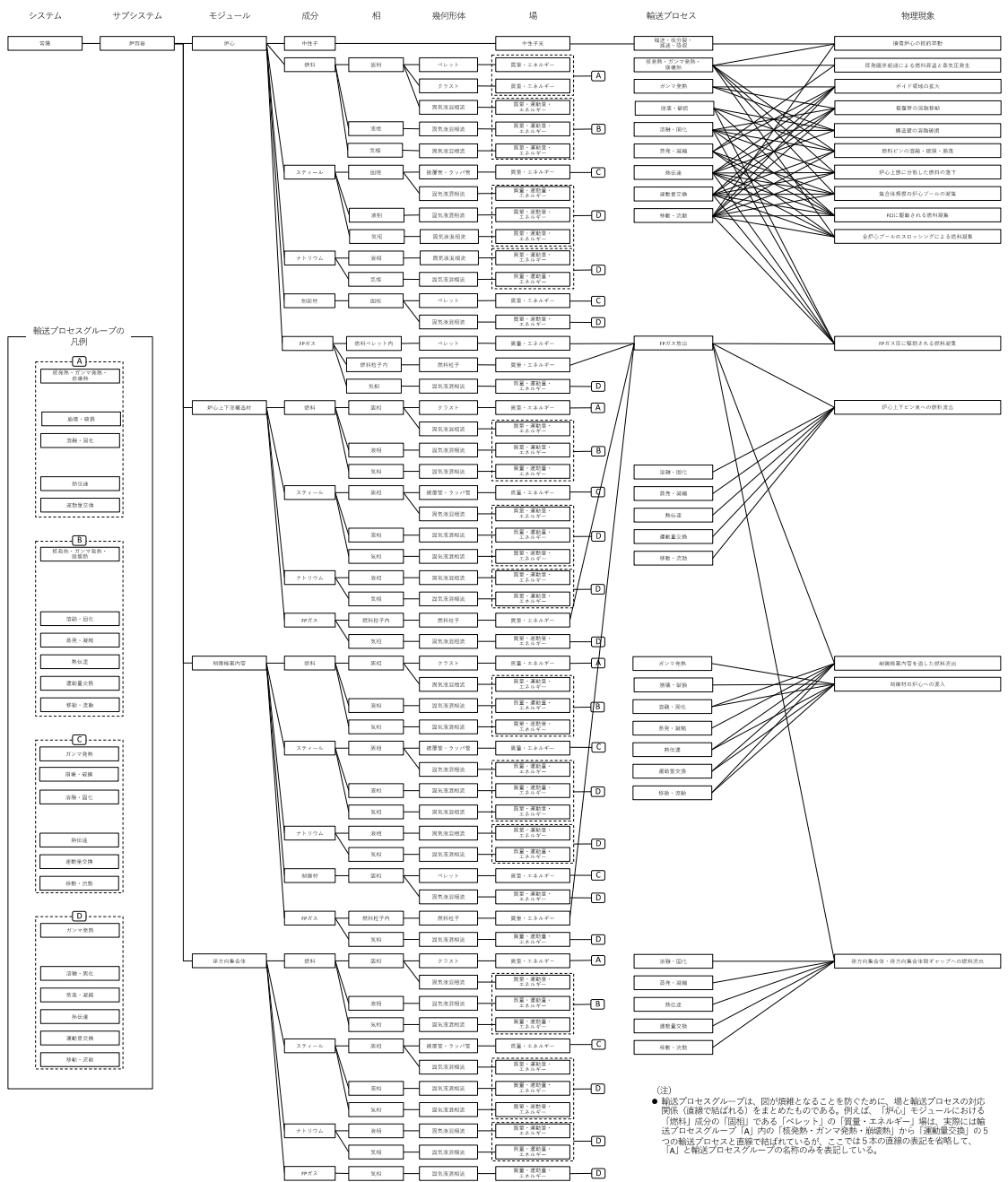
第 3.1 図 「常陽」 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (1/3)



第 3.1 図 「常陽」 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (2/3)



第 3.1 図 「常陽」 起因過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応 (3/3)



第 3.2 図 「常陽」 遷移過程の階層構造分析と抽出された物理現象の対応

4. 有効性評価に適用する計算コードの概要

2章で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価が可能な計算コードとして、以下を有効性評価に適用する計算コードとして選定した。

- ① S u p e r - C O P D
- ② A S F R E
- ③ S A S 4 A
- ④ S I M M E R - Ⅲ 及びⅣ
- ⑤ F L U E N T
- ⑥ A U T O D Y N
- ⑦ P L U G
- ⑧ C O N T A I N - L M R

以下に①～⑧の計算コードの概要を示す。

4.1 Super-COPD

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードであり、炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算、並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

4.2 ASFRE

ASFREは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。各サブチャンネル内でスパイラルワイヤの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故の評価を行うため、任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができる。

4.3 SAS4A

SAS4Aは、起因過程において炉心内で発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードであり、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用したSAS3Dの次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で開発された計算コードで、原子力機構では1980年代に導入し、酸化燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

SAS4Aでは炉心を構成する燃料集合体を出力ー流量比等の条件によりグループ化し（SASチャンネル）、炉心全体を10～30程度のSASチャンネルで代表させる。各チャンネルは上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。

1つのSASチャンネルは平均的燃料要素1本とそれに付随する冷却材流路及び構造材（ラッパ管）で構成され、燃焼度に応じた定常照射挙動、定常時及び過渡時の燃料要素の径方向伝熱、熱膨張や変形挙動、並びに冷却材の沸騰挙動を含む軸方向熱流動を計算する。

燃料要素の破損後の冷却材流路中の溶融燃料等の挙動については、冷却材が沸騰したチャンネルにおいてはナトリウム蒸気流による軸方向溶融被覆管移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う軸方向燃料移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいては溶融燃料と冷却材の接触・熱交換に伴う燃料ー冷却材相互作用（FCI: Fuel-Coolant Interaction）と軸方向燃料移動挙動を計算する。

4.4 S I M M E R - III 及び IV

S I M M E R - IV 及び S I M M E R - III は損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、それぞれ 3 次元直交座標及び 2 次元円筒座標で原子炉体系を模擬することができる。本計算コードは、多相多成分熱流動を計算する流体力学モジュール、空間依存動特性を含む核計算モジュール、並びに固体の燃料要素及びラップ管を扱う構造材モジュールから構成され、有効性評価においては S I M M E R - III は補助的にしか使用していないため以下には S I M M E R - IV として記載するが、幾何学的計算体系と多成分対流モデルを除くすべての物理モデルは同一である。なお、米国ロスアラモス国立研究所で開発され従来使用された S I M M E R - II と同じ名称を踏襲しているが、S I M M E R - IV は原子力機構により高度化モデルを含めて新たに開発した S I M M E R - III を 3 次元に拡張したものである。

S I M M E R - IV は燃料、スチール、ナトリウム、FP ガス等の炉心物質を固体、液体及び気体状態で異なる成分として区別して取り扱い、流体力学モジュールでは多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換が計算される。固体粒子は流動性を持つとして扱うが、液体成分と区別して扱われる。構造材モジュールでは燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動が計算される。また、集合体壁の存在により流体の対流が制約される。核計算モジュールでは炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び準静近似の動特性により反応度と出力が計算される。

4.5 FLUENT

FLUENTは、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つであり、その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。また、ナトリウム冷却高速炉プラントについてもこれまでに種々の熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。

4.6 AUTODYN

AUTODYNは爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子、及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。

AUTODYNは種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造壁に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性、並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

4.7 PLUG

PLUGは、原子炉容器の遮へいプラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は連結するボルトの運動をモデル化するとともに、遮へいプラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードである。

PLUGでは、種々の遮へいプラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器床上との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

4.8 CONTAIN-LMR

CONTAIN-LMRは、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための計算コードであり、米国サンディア国立研究所で開発を開始され、原子力機構では1980年代に導入し、独自のモデル改良及び検証を行ってきた。

CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等）は平均値で記述される。また、セル内には複数の構造物（床、壁、天井、内部構造物）を設定することができる。構造物内部の温度変化は1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮、エアロゾルの沈着等を考慮できる。

CONTAIN-LMRは、ナトリウム燃焼、デブリー-コンクリート相互作用、ナトリウム-コンクリート反応、水素燃焼等の個別現象解析コードを統合したモジュラー型のコードシステムであり、格納容器内の広範の事故解析に適用可能である。

5. 計算コードの有効性評価への適用性

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価を行うに当たって、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計算コードとして、有効性評価へ適用する計算コードを選定した。

これらの計算コードのうち、商用コードである⑤及び⑥を除く計算コード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。また、商用コードである⑤及び⑥に対する検討結果については、参考1及び参考2に示す。