

SAS4A のモデル及び妥当性確認について

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する多量の放射性物質等を放出する事故への対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、SAS4Aコードについて、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1. 事故シーケンスと評価指標

SAS4Aコードが適用される格納容器破損防止措置における事象グループについて、具体的な事故シーケンス（評価事故シーケンス）、及びその事象の推移と評価指標について記述する。なお、本資料は各事象の事故の開始から炉心損傷の初期段階（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）までの過程（起因過程）を対象とする。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF：Unprotected Loss Of Flow）

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）を選定したが、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。本事象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1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。

本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り一つの計算コードのみで解析できないため、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。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を示す。

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP : Unprotected Transient Over-Power)

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)を選定したが、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. ランクの定義

本資料の2で抽出された物理現象のうちSAS4Aコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、**第1表**の定義に従って「H」、「M」、「L」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

2.3. 物理現象に対するランク付け

本資料の2で抽出された物理現象のうちSAS4Aコードで解析する評価事故シーケンスにおいて考慮すべき物理現象を対象に、2.1で述べた事象進展を踏まえ、**第1表**の定義に従って、評価指標への影響に応じて**第2表**のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

以下、物理現象ごとに上記のランキングの考え方に基づく検討の結果を示す。

(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。)ガスの生成と移動、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)に大きく影響する現象(High)である。

(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、起因過程はラッパ管の溶融貫通が発生する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に関する反応度は被覆管に関する反応度である。

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洩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溶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溶融、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れらの反応度フィードバック挙動が事象進展を支配することから、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する現象（High）である。

(3) 制御棒引抜き挙動

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（Low）。UTOP では起因事象として制御棒の引抜きを想定しており、制御棒の引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、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する現象（High）である。

(4) 局所的な出力分布の歪み

本物理現象は制御棒の引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（Low）。UTOP では制御棒の引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。また、小型炉心の「常陽」ではこの効果は極めて小さい。このため、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（Low）。

(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という現象である。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）に大きく影響する現象（High）である。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（Low）。

(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等から影響を受ける。また、流動挙動はナトリウムの粘性や流路壁（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、本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）に大きく影響する現象（High）である。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）への影響度は中程度（Medium）である。

(7) 燃料要素の熱的挙動

本物理現象は燃料要素の溶融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、燃料が溶融すると、径方向中心部に溶融キャビティを形成するが、この溶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（High）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、燃料溶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（High）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するため、燃料要素に関する熱的な挙動にも影響する。したがって、本物理現象は ULOF、UTOP 共に評価指標に大きく影響する現象（High）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）に至るという現象である。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、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する現象（High）である。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）への影響度は中程度（Medium）である。

(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。プレナムガスブローアウトが生じると、冷却材流路のボイド領域が拡大し、反応度変化が生じることになるが、そもそも被覆管の破損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下で発生するため、ナトリウムボイド反応度への影響は小さい。よって、本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（Low）。

(11) 被覆管の溶融と移動挙動

本物理現象は冷却材の沸騰及びドライアウトにより被覆管からの除熱が低下した状態で被覆管が昇温、溶融し、溶融した被覆材が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移動するという現象である。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、本物理現象はULOF では評価指標（炉心平均燃料温度）への影響が大きい（High）。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）への影響度は小さい（Low）。

(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）。冷却材が未沸騰であるかあるいは部分的に沸騰している場合には、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、燃料要素内のキャビティ圧が上昇すると、この圧力による負荷が被覆管にき裂（破損口）を生じさせ、溶融燃料は冷却材流路に放出される（燃料ピン破損）。燃料破損の時刻及び破損位置は破損後の冷却材流路内での物質挙動及びこれに伴う反応度変化に大きく影響するため、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）に大きく影響する現象（High）である。

(13) 燃料の軸方向移動挙動

本物理現象は燃料の崩壊に伴い冷却材流路内に拡がった燃料、又は溶融キャビティから冷却材流路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は主にナトリウム蒸気とFPガスにより駆動されるが、燃料が高温になればスティール蒸気や燃料蒸気も効くこととなる。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。また、UTOPでは冷却材が未沸騰のまま燃料破損が生じ、後述の燃料-冷却材相互作用に伴い急速にナトリウム蒸気が発生するため、燃料は大きく移動し得る。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、本物理現象は評価指標(炉心平均燃料温度)に大きく影響する現象(High)である。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(Medium)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、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(Low)。

(15) 燃料スタブの移動挙動

本物理現象は燃料要素の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」のように上部ガスプレナムを設置している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。燃料スタブの移動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、(10)で述べたように、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、燃料スタブの移動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印加した限られた条件下の試験でのみ観測された現象である。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は固体粒子を含む低温状態にあり、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、本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(Low)。

(16) 燃料-冷却材相互作用(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。一方、前述の燃料の軸方向移動挙動で述べた通り、急速なナトリウム蒸気の発生は燃料を大きく移動させる。よって、UTOP では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（High）。ULOF では冷却材流量が減少し、沸騰が拡大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、本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（Low）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、スチール、ナトリウム、及びFPガスが様々な形態（固体、液相、気相）で熱的、流体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、ある燃料集合体のラップ管が熔融貫通するまでとしており、起因過程の事象進展への影響としては小さい（Low）。

(18) 燃料とスチールの固化挙動

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チ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、影響度は限定的である。このため、本物理現象は評価指標（炉心平均燃料温度）への影響度は小さい（Low）。

3. 解析モデルについて

3.1. コード概要

炉心損傷事象の起因過程解析コード「SAS4A」は、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コードは起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって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る。SAS4Aコードの概念を第3図に示す。SAS4Aでは炉心を構成する燃料集合体を出力－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10～33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、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料－被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料の破損後の冷却材流路中の熔融燃料等の挙動については、軸方向1次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解くことにより、冷却材が沸騰したチャンネルにおいてはナトリウム

蒸気流による熔融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰チャンネルにおいてはF C I 挙動と燃料の移動挙動を計算する。

S A S 4 Aコードでは燃料集合体間の相互作用については考慮されていないので、ラップ管の熔融・破損以後の遷移過程については、S I M M E R - I V (又はS I M M E R - I I I) で解析される。

3.2. 重要現象に対する解析モデル

2 章において、重要現象に分類された物理現象（「H」または「M」に分類された物理現象）について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを**第3表**に示す。

3.3. 解析モデル

3.3.1. 燃料要素照射計算モデル

本モデルでは事故開始前の定常運転時の燃料照射挙動である、燃料の再組織化、固体燃料のF P ガスによる膨張（以下「燃料スエリング」という。）に伴う膨張、F P ガスの放出等がモデル化されている。F P ガスに関しては入力で指定した核分裂当りのF P ガス発生量と核分裂当りの発生エネルギーから、各メッシュの出力に応じたF P ガスの生成量が算出される。生成されたF P ガスは燃料中のガス保持量と温度に応じてガスプレナム部への放出量が計算され、それ以外のF P ガスは燃料内に保持される。ガスプレナムは燃料-被覆管ギャップに繋がっており、ギャップ熱伝達率の計算の際にはガスプレナム中に放出されたF P ガスによるギャップガスの伝熱の低下が考慮される。

3.3.2. 熱計算モデル

本モデルでは燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達率、及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を求める。また、冷却材流路での熱輸送に関しては、被覆管と構造材からの熱流束、冷却材の発熱、冷却材の軸方向流れを考慮したエネルギーバランスを解く。これらの方程式における発熱項としては、核分裂及び崩壊熱による燃料の発熱、中性子及びガンマ線による直接加熱を考慮している。

冷却材と被覆管及び構造材との熱伝達は対象が液体金属であるため、低プラントル数での対流熱伝達係数を用いている^[1]。

ギャップ熱伝達率のモデルはURGAPモデルを用いる^[2]。このモデルは、燃料と被覆管の表面の間の輻射熱伝達、燃料と被覆管の間のガスを通じた伝導、固体同士の熱伝達（燃料と被覆管が接触状態の場合）、ギャップ中のF Pによる熱抵抗の4つの熱伝達成分からなり、燃料-被覆管ギャップ幅や接触圧等の条件に応じたギャップ熱伝達率を計算する。

3.3.3. 燃料要素変形計算モデル

本モデルでは燃料要素の応力計算に係る領域として中心空孔、熔融燃料領域、固体燃料領域、塑性燃料領域、クラック（燃料ペレットのひび割れ）燃料領域、燃料-被覆管ギャップ、被覆管に分け、2次元軸対象のモデルとしている（**第4図**）。燃料と被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張からフックの法則を用いて応力と歪みを算出するとともに、燃料スエリングやクラックも考慮して軸方向及び径方向に変形する。このとき、本モデルでは平面歪み状態（軸方向への伸びは径方向及び周方向位置によらず一様）を仮定し、軸対称であるためせん断応力はゼロとして計算している。

3.3.4. 冷却材過渡挙動モデル

本モデルではナトリウムの沸騰に伴う冷却材流路のボイド化挙動を1次元の多気泡モデルで模擬する。ナトリウム沸騰時の冷却材流路は蒸気泡と液体スラグの領域からなり、多気泡スラグモデルとも呼ばれる。モデルでは様々な流路面積と非均一な軸方向ノードを扱うことができる。蒸気泡が発達すると被覆管と構造材表面のナトリウム液膜を残して広がり、ナトリウム液膜は蒸発や凝縮により厚さが変化する。

蒸気泡の発達には液体スラグの駆動力として働くため、蒸気泡の圧力計算と液体スラグの運動量計算を結合して解く。モデルの概要を第5図に示す。

(1) 液体スラグ領域

液体スラグ領域ではナトリウムスラグの運動量方程式を解き冷却材の質量流量を求める。質量流量の計算にはナトリウムスラグ上下部の蒸気泡内の蒸気圧又は出入口圧力に加え、冷却材流路の形状や摩擦による圧力損失も考慮する。

$$\frac{1}{A_c} \frac{\partial w}{\partial t} + \frac{\partial P}{\partial z} + \frac{1}{A_c} \frac{\partial (wv)}{\partial z} = - \left(\frac{\partial P}{\partial z} \right)_{fr} - \left(\frac{\partial P}{\partial z} \right)_K - \rho_c g$$

ρ_c : 冷却材密度 [kg/m³]

A_c : 冷却材流路面積 [m²]

w : 冷却材質量流量 [kg/s]

v : 冷却材速度 [m/s]

P : 圧力 [Pa]

g : 重力加速度 [m/s²]

fr : 摩擦圧力損失

K : オリフィス圧力損失

(2) 蒸気泡領域 (圧力均一条件)

沸騰開始初期の発達段階の蒸気泡では蒸気泡内を飽和条件とし、温度及び圧力分布が均一であると仮定して蒸気泡内のエネルギーバランスを解く。蒸気泡内のエネルギーバランスは被覆管や構造材との熱収支と蒸気の温度変化、ナトリウムの蒸発・凝縮で記述でき、各蒸気泡のエネルギー収支の式をガウスの消去法により解くことで各蒸気泡の温度を求める。蒸気泡内は飽和条件としているため、算出された温度より蒸気泡内の圧力を求める。

(3) 蒸気泡領域 (圧力勾配条件)

ある一定以上に成長した蒸気泡については気泡内の蒸気流による圧力勾配をモデル化する。本モデルでは飽和条件を仮定し、蒸気泡内のノード毎に蒸気の連続の式と運動量方程式をガウスの消去法により解く。

連続の式は蒸気の軸方向への移動と被覆管及び構造材との熱収支によるナトリウムの蒸発・凝縮により記述される。本モデルではナトリウムが蒸発した場合には運動量は変化しないと仮定している。運動量方程式ではナトリウム凝縮以外に、冷却材流路での形状や摩擦についても考慮しており、摩擦損失係数では Wallis の相関式^[3]による二相流への補正を行う。

3.3.5. 被覆管溶融移動モデル

溶融したスティールは燃料ペレット表面に接する円還流として扱われ、被覆管の移動挙動では、ナトリウム蒸気流と燃料ペレット表面からの摩擦力及び重力が考慮される。また、燃料ペレットとナトリウム蒸気流との間での伝熱も考慮し、溶融スティールの固化もモデル化されている。

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c A_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c A_c u_c) = 0$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c h_c A_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c h_c A_c u_c) = \phi_c P_r$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_c A_c u_c) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_c A_c u_c^2) + A_c \frac{\partial P}{\partial z} = -A_c F_c + A_v F_v - \rho_c A_c g$$

ρ_c : 溶融スティールの密度 [kg/m³]

A_c : 溶融スティールの流路中の面積 [m²]

A_v : ナトリウム蒸気の流路中の面積 [m²]

u_c : 溶融スティールの速度 [m/s]

h_c : 溶融スティールのエンタルピー [J/kg]

ϕ_c : 溶融スティールに流入する熱流束 [W/m²]

P_r : 溶融スティールの周長 [m]

F_c : 溶融スティールにかかる燃料ペレットからの摩擦力 [N/m³]

F_v : ナトリウム蒸気と溶融スティール間の摩擦力 [N/m³]

P : 圧力 [Pa]

g : 重力加速度 [m/s²]

3.3.6. 燃料破損予測モデル

SAS4Aコードは燃料温度や燃料の溶融割合、被覆管応力等の燃料要素の条件に応じて破損位置及び破損時刻を計算する。破損判定基準に用いるオプション及びパラメータは入力で指定することができ、溶融割合を判定基準とした場合には、入力で指定した判定基準値を満たした位置及び時刻で破損が生じるものとする。

3.3.7. 破損後物質移動モデル

本モデルでは未沸騰又は部分沸騰集合体での破損後挙動、及び沸騰集合体での破損後挙動に分けて計算を行う。ここでは前者を未沸騰時破損後挙動解析モデル、後者を沸騰時破損後挙動解析モデルと呼ぶ。未沸騰時破損後挙動解析モデルでは、被覆管破損口を通じて燃料要素内の溶融燃料が冷却材流路内に放出され、冷却材と混合して生じるFCI挙動を模擬する。沸騰時破損後挙動解析モデルでは、被覆管が強度を失い燃料が崩壊する形で冷却材流路内に分散する状況を模擬する。

前者の集合体で燃料ピン破損が生じた場合においても、燃料要素の加熱が進み、被覆管の強度が低下すれば燃料崩壊に至るため、被覆管温度等に応じて未沸騰時破損後挙動解析モデルから沸騰

時破損後挙動解析モデルへ移行できるようになっている。また、冷却材流路内の物質の流動は流動様式マップを用いて模擬している。

(1) 未沸騰時破損後挙動解析モデル

本モデルでは燃料要素内溶融キャビティでの運動を扱う 1 速度場モデルと冷却材流路側の運動を扱う 2 速度場モデル（溶融燃料+溶存ガス、ナトリウム蒸気+液体ナトリウム+FPガス+燃料蒸気）を用い、連続の式、エネルギー保存式、運動量保存式を解くことにより破損後の物質移動挙動を模擬する。モデルの概要を第 6 図に示す。

エネルギーに関しては溶融燃料、燃料蒸気、ナトリウムとFPガスの方程式により記述され、相互の伝熱に加えて健全な被覆管及び構造材との伝熱も考慮する。被覆管破損口からの燃料・FPガス放出はキャビティ内の該当ノードと冷却材流路の該当ノードの圧力が平衡状態になると仮定し、放出量等を求める。このとき、放出された燃料とFPガスはキャビティ内への逆流は考慮しない。

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x A_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x A_x u_x) = 0$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x h_x A_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x h_x A_x u_x) = Q_x \rho_x A_x - \sum_j \frac{\partial}{\partial z}(H_{x,j} A_{x,j} \Delta T_{x,j})$$

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho_x A_x u_x) + \frac{\partial}{\partial z}(\rho_x A_x u_x^2) + A_x \frac{\partial P}{\partial z} = \sum_l \Gamma^l - \rho_x A_x g$$

ρ : 密度 [kg/m³]

A : 各物質の流路中の面積 [m²]

u : 速度 [m/s]

h : エンタルピー [J/kg]

Q : 発熱率 [W/kg]

$H_{x,j}$: 物質 j との熱伝達係数 [W/m²/K]

ΔT : 物質 j との温度差 [K]

Γ^l : 各種物質との運動量交換 [kg/s²]

P : 圧力 [Pa]

g : 重力加速度 [m/s²]

x : 構成物質

燃料の破損後の冷却材流路の圧力はナトリウム蒸気、FPガス、燃料蒸気、液体ナトリウムの和で表され、ドルトンの法則に従い冷却材流路の圧力は分圧の和で評価する。FCI 挙動については冷却材中に放出された溶融燃料と冷却材との相互作用を模擬するために粒子流を定義し、燃料粒子と冷却材との伝熱面積を決める燃料粒子径を入力で与えることで燃料粒子と冷却材との急速な伝熱を模擬している。

(2) 沸騰時破損後挙動解析モデル

本モデルでは燃料要素内溶融キャビティでの運動を扱う1速度場モデルと冷却材流路側の運動を扱う3速度場モデル（溶融燃料+溶融スチール、固体燃料+固体スチール、ナトリウム蒸気+液体ナトリウム+燃料蒸気+スチール蒸気）を用い、連続の式、エネルギー保存式、運動量保存式を解くことにより破損後の物質移動挙動を模擬する。モデルの概要を第6図に示す。

エネルギーに関しては溶融燃料、溶融スチール、燃料チャンク、スチールチャンク、過熱蒸気のナトリウムとFPガス、二相流のナトリウムとFPガス、燃料蒸気、スチール蒸気の8個の方程式により記述され、相互の伝熱に加えて健全な被覆管及び構造材との伝熱も考慮する。また、燃料崩壊は燃料が崩れた状態を模擬しているため、燃料ピン破損とは異なり冷却材流路中に移行した物質の初期運動量はゼロとして扱う。

燃料の破損後の冷却材流路の圧力はナトリウム蒸気、FPガス、燃料蒸気、スチール蒸気の分圧の和で表される。各物質の分圧はそれぞれの気体の状態方程式を用いて計算される。

(3) 流動様式マップ

流動様式マップを第7図に示す。未沸騰時破損後挙動解析モデルでは、燃料の破損時の被覆管破損口からの溶融燃料の放出を模擬するため、流動様式として粒子流、気泡燃料流、環状燃料流を用いている。流路内の液体ナトリウム割合が大きい場合は粒子流として扱うが、流路内の燃料割合が大きくなった場合には燃料中の溶融燃料割合の大きさによって気泡燃料流と環状燃料流に振り分けられる。

沸騰時破損後挙動解析モデルでは冷却材流路内にスチールも含まれているため、流動様式として気泡燃料流、環状燃料流、気泡スチール流、環状スチール流を用いる。スチール流と燃料流は流路内のスチールと燃料の比によって判定し、気泡流と環状流は燃料又はスチールの溶融割合から判定を行う。

流動様式に応じて伝熱や運動量交換を行うことのできる物質を設定しており、運動量保存式における他の物質との運動量交換の項とエネルギー保存式における他の物質との伝熱の項に反映される。

3.3.8. 反応度フィードバックモデル

SAS4Aコードでは核動特性計算で考慮する反応度フィードバック効果として、燃料ドップラ反応度、燃料及び被覆管の密度反応度、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度、燃料及び被覆管の移動反応度を考慮する。反応度変化の計算には、予め摂動計算によって反応度ワースマップを求めており、炉心物質の温度や密度の変化と掛け合わせることで、各種反応度の変化量が算出される。算出された各種反応度の和である全反応度を用いて、1点炉動特性方程式を解くことで原子炉出力の変化が求められる。

(1) 反応度ワースマップ

反応度ワースマップは予め3次元摂動計算によって求められた各メッシュの反応度係数であり、SAS4Aコードではこの値を入力として扱う。燃料ドップラ反応度は燃料温度に対する反応度係数、それ以外の反応度（燃料及び被覆管の密度反応度、ナトリウムボイド反応度、燃料及び被覆管の移動反応度）は各物質の密度（質量）に対する反応度係数である。反応度の計算としては、炉心物質の熱流動挙動を計算する他のモジュールにより求められた炉心物質の温

度や密度の変化を反応度ワースマップと掛け合わせることで、各種反応度が算出される。

(2) 1点炉動特性方程式

1点炉動特性方程式は中性子の空間分布が時間と共に変化しないとの仮定の下で、反応度の推移から中性子束（出力）の時間変化を導出する方程式である。SAS4Aコードでは遅発中性子割合等の動特性パラメータを入力として与え、反応度ワースマップより得られた反応度から原子炉の出力変化を求める。

4. コードの検証及び妥当性確認

4.1. 重要現象に対する妥当性確認方法

SAS4AコードはSAS3Dコードの後継コードであり、これらの計算コードはCABRI炉内試験等の知見を基にコード開発と並行して検証が行われてきた^{[6], [8]}。

代表的なSAS4Aコードの評価マトリクスを第4表に示す。第4表はSAS4Aコードが解析する全事象を包絡するように、2章で重要現象として抽出された物理現象を列挙している。各試験解析の内容については以下の通り。

(1) Phénix 炉における燃料要素の照射試験

CABRI プログラム^[7]における各試験には仏の Phénix 炉で照射された RIG1 ピンや VIGGEN-4 ピンと呼ばれる燃料要素が用いられている^[8]。これらの燃料要素の中から過渡試験に供する燃料要素と同等の特性を有する燃料要素を選定し、X線・中性子線ラジオグラフィや断面金相写真、溶解法による燃料保持ガス分布測定等の詳細な照射後試験（PIE：Post-Irradiation Examination）を実施しており、これにより定常照射時の燃料挙動と過渡試験の初期条件を確認することができる。

Phénix 炉における燃料要素の照射試験の解析により燃料定常照射挙動について妥当性確認を行う。

(2) CABRI 炉内試験

CABRI 炉は、強制循環冷却による短時間の定常出力運転が可能なスイミングプール型の軽水冷却熱中性子パルス炉であり、炉心中央の試験孔に試験体を封入したナトリウムループを設置し、試験燃料に過渡出力変化を与え、併せてループ側のナトリウム流量を制御することにより、多様な事故条件の模擬を行うことができる（第8図）。試験体内では、燃料冷却部の上流と下流側での流量、圧力、ボイド計及び流路に沿って設置された多数の熱電対による詳細な熱流動測定、マイクロフォンによる音響測定（沸騰気泡及び燃料の破損信号）、燃料要素頂部に設置した変位計による燃料ピン長の測定が行われている。また、試験体の外側には軸方向に並んだ多数の中性子検出器を有する中性子ホドスコープと呼ばれる特別の計測装置が設置され、試験燃料の核分裂で放出される高速中性子を選択的に測定することにより燃料の密度・形状変化を高い精度と空間・時間分解能で測定することができる。これらの測定により燃料要素や冷却材流路中の燃料の過渡挙動に関する定量的な情報を得ることができる。

実際に行われた試験では第9図に示すように、原子炉出力を一定にした状態でナトリウム流量を減少させた単純LOF（Loss Of Flow）型の過渡試験や、ナトリウム流量を一定にした状態で燃料要素に対して過出力をかけた単純TOP（Transient Over-Power）型の過渡試験、ナトリウム流

量の減少と過出力の印加を組み合わせた TUCOP (Transient Under-Cooling Over-Power) 型の過渡試験としては、沸騰直後に過出力をかけることにより被覆管の強度がまだ保たれている状態で内圧が上昇して被覆管の機械的破損に至った試験や、十分にナトリウム流量が減少して被覆管が昇温し、被覆管の強度が低下した状態で過出力をかけて破損させる試験がある。

CABRI 炉内試験の解析により過渡における燃料要素の熱的及び機械的な挙動、冷却材の沸騰挙動、被覆管の溶融と移動挙動、燃料の破損に伴う F C I 挙動、燃料の破損に伴う燃料の軸方向移動挙動について妥当性確認を行う。

S A S 4 A コードにおいて反応度フィードバックは、反応度ワースマップを入力として与え、過渡計算で得られた炉心物質の密度変化や温度変化に基づいて反応度変化を計算する。反応度ワースマップは入力値で与えていることから、S A S 4 A コードの解析モデルとしての不確かさはない。原子炉出力の変動は反応度ワースマップにより得られた反応度を用いて 1 点炉動特性方程式により評価するが、1 点炉動特性方程式は一般的な理論式であり、また、各反応度要因に関しては他のモデルにより導出されるものであるため、S A S 4 A コードにおける反応度フィードバックの妥当性評価は不要とした。

S A S 4 A コードにおいて制御棒引抜き挙動と 1 次系冷却材流量減少挙動は入力値で与えていることから、S A S 4 A コードの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要とした。

4.2. 妥当性確認 (試験解析)

妥当性確認においては、**第 4 表**に示す各試験に対して S A S 4 A コードによる試験解析を実施し、試験データと解析結果を比較、検討した^{[8]-[12]}。

(1) Phénix 炉における燃料要素の照射試験

a) 試験結果と解析結果

照射試験後の F P ガスの生成量、放出量、保持量の総量及び F P ガス保持量の軸方向及び径方向分布は試験結果と同等の解析結果が得られており、各種総量は数%の差、F P ガス保持量の分布では一部で 30%程度の差がある場所もあるが、概ね 10%未満の差となっている。また、燃料の幾何形状や燃料組成の軸方向分布に関しても解析結果は試験結果を概ね再現できている。

b) 燃料定常照射挙動に関する不確かさの評価

燃料要素内の燃料組成分布、燃料の幾何形状 (内径及び外径) は燃料要素の温度条件に大きく依存するが、これらの解析結果が試験結果と良く一致していることから、定常照射時の熱的な挙動に関しては適切な計算ができていると考えられる。一方、F P ガス挙動に関しては、F P ガス生成量、F P ガス放出率の総量は試験結果と良く一致しているが、F P ガス保持分布の一部では差が大きくなっている。よって、F P ガスの保持量に関しては感度解析により不確かさの影響を評価しておくことが望ましいと判断される。

(2) CABRI 炉内試験

a) 試験結果と解析結果

過渡時の熱的な状態を示す冷却材温度については、流路に沿って設置された多数の熱電対によって得られた軸方向の温度分布を比較する。**第 10 図**に示す試験ではナトリウム流量の減少によ

りナトリウム温度が次第に上昇し、沸騰に至っている。冷却材温度の軸方向分布は試験結果と概ね一致しており、解析では過渡時の熱的な挙動を良く再現できている。

燃料の機械的挙動としては、CABRI 炉内試験では中性子ホドスコープを用いて燃料頂部の位置を評価しており、これにより過渡中の燃料の軸方向膨張量を比較することができる。第 11 図に示す値は過渡開始時刻からの燃料頂部の伸びを表している。この軸方向伸びの試験結果は不確かさ幅が 2mm 程度であるから、解析は試験を概ね再現できていると言える。

冷却材沸騰挙動については、熱電対の応答とボイド計によりその挙動を測定することができる。ボイド境界位置の拡大挙動は試験結果と概ね一致しており（第 12 図）、解析では冷却材沸騰挙動を良く再現している。

被覆管の溶融と移動挙動については、試験後検査により得られた被覆管の移動範囲と比較して広く移動する傾向があり、試験結果に比べて被覆管が上下方向に大きく移動する。被覆管の移動は反応度の上昇に寄与するものであり、被覆管の溶融と移動挙動の過大評価は保守的な評価結果となるため、解析モデルとしては妥当である。

燃料の破損挙動については、マイクロフォンによる音響測定と中性子ホドスコープにより破損時刻と破損位置を測定している。第 5 表より解析の破損時刻は試験結果と 1ms 程度の差で一致しており、破損位置も試験結果と良い一致を示していることから、解析モデルとしては妥当である。

破損後の燃料の軸方向移動挙動については、規格化燃料反応度値を用いてその挙動を比較する。規格化燃料反応度値は、燃料の軸方向質量分布を出力で重み付けした平均値であり、破損前の燃料の分布を 1 と規格化している。燃料が、出力の高い軸方向中心付近から出力の低い上下方向に移動すると規格化燃料反応度値は下がるため、規格化燃料反応度値は燃料の分散の度合いを表すものである。CABRI 炉内試験では中性子ホドスコープを用いて試験中の燃料の密度変化等を推定し、この推定結果から規格化燃料反応度値を求めている。解析結果は試験結果と概ね一致しており（第 13 図）、解析では燃料の軸方向移動挙動を良く再現できている。

F C I によるボイド拡大挙動については、破損後の冷却材出入口流量応答を用いてその挙動を比較する。これは、F C I による蒸気圧力の発生と急速なボイド化が冷却材出入口流量に大きく影響するため、流量応答が F C I の挙動を示す指標となるからである。第 14 図に示す結果では燃料の破損後、F C I の一時的な圧力上昇によって上下方向にボイドが拡大し、その後の圧力の減少により冷却材流量の回復が見られている。流量応答の推移を概ね再現しており、解析モデルとしては妥当である。

b) 過渡挙動に関する不確かさの評価

燃料要素の熱的挙動は冷却材の温度に直接関連するとともに、熱膨張率を介して燃料軸膨張挙動とも関連している。また、燃料の破損挙動には溶融キャビティの形成によるキャビティ圧も影響するが、この溶融キャビティの形成は燃料要素の熱的挙動によるものである。加えて、燃料要素の熱的挙動と燃料要素の機械的挙動はギャップ熱伝達率等を通じて互いに影響し合っており、燃料要素の機械的挙動も燃料軸膨張挙動や燃料の破損挙動に関連している。上述の通り、これらの挙動に関する解析結果は試験結果を概ね再現できていることから、解析では燃料要素の熱的挙動・機械的挙動、冷却材熱流動・沸騰挙動、燃料の破損挙動を適切に模擬できていると言える。また、F C I 挙動、燃料の軸方向移動挙動に関しても、これらの物理現象に関する解析結果は試験結果を概ね再現できていることから、解析ではこれらの物理現象についても適切に模擬でき

ていると言える。よって、評価指標への不確かさの影響は小さいと判断できる。

5. 実機解析への適用性

(1) 燃料定常照射挙動

Phénix 炉における燃料要素の照射試験の解析結果より、F P ガスの保持量は局所的に見ると最大で 30% 程度の不確かさがあるが、F P ガスの保持量の総量や大まかな分布は良く模擬できていることを確認した。また、燃料の幾何形状や燃料組成の軸方向分布といった定常照射時の熱的挙動及び機械的挙動を概ね再現できることも確認した。

したがって、実機解析においては、F P ガス保持量の不確かさを考慮することにより、S A S 4 A コードは燃料定常照射挙動に適用できる。

(2) 冷却材熱流動挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、冷却材の熱流動挙動を表す指標である過渡時の冷却材温度分布の不確かさは小さく、冷却材の熱的挙動は適正に評価されることを確認した。後述の燃料要素の熱的挙動の項で示す通り、CABRI 炉の熱的条件が実機条件と同様であるという点や、後述の冷却材沸騰挙動の項で示す通り、後続の冷却材の沸騰挙動においても適正に挙動が再現されているという点から、S A S 4 A コードの冷却材熱流動挙動に関するモデルは実機解析へ適用できると判断される。

(3) 燃料要素の熱的挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、過渡時の冷却材温度分布の不確かさは小さく、燃料要素の熱的挙動は適正に評価されることを確認した。また、燃料要素の熱的挙動は熱膨張率やギャップ熱伝達率を介して燃料要素の機械的挙動と関連しているが、後述の通り、燃料要素の機械的挙動に関しても適正に模擬できていることから、本物理現象の不確かさは小さいと考えられる。

CABRI 炉ではドライバー炉心が熱中性子炉であることから燃料ペレット外周部での熱中性子束の吸収により実機に比べて燃料内中性子束の径方向分布は相対的に外側が高くなるが、CABRI 試験では過渡に先立ち 480~600W/cm の高線出力状態で短時間の定常出力運転を行うことにより、燃料径方向中心部の初期温度を高くすることで、過渡時の温度分布を実機条件と同様の分布になるよう調整している。加えて、実機では燃料要素がバンドル体系となつてはいるが、冷却材として用いているナトリウムが高い熱伝導性を有していることから温度分布は平坦であり、燃料要素の過渡挙動の同時性が高く、燃料集合体全体の挙動を単一のピンの燃料要素で代表させることが可能であると考えられる。

以上より、S A S 4 A コードの燃料要素の熱的挙動に関するモデルは実機解析へ適用できると判断される。

(4) 燃料要素の機械的挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、燃料頂部の軸方向伸びの不確かさは小さく、燃料要素の機械的挙動は適正に評価されることを確認した。また、前述の通り燃料要素の機械的挙動は燃料要素の熱的挙動とも関連しており、燃料要素の熱的挙動に関しても適正に模擬できていることから、本物理現象の不確かさは小さいと考えられる。

CABRI 試験は原子炉中の燃料要素の状態を模擬した炉内試験で、機械的物性は実機と同等の条件となっていることから、燃料要素単ピンでの挙動としては実機での挙動と同等である。加えて、前述の通り、燃料要素の同時性が高いことから、各集合体の挙動を単一のピンの燃料要素の挙動評価により

代表させることが可能であると考えられる。

以上より、S A S 4 A コードの燃料要素の機械的挙動に関するモデルは実機解析へ適用できると判断される。

(5) 冷却材沸騰挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、冷却材の沸騰時刻や沸騰拡大挙動を良く模擬できていることを確認した。

冷却材沸騰挙動に関しては、ピンバンドル体系でのナトリウムの沸騰挙動に関する試験^[13]より、大きな気液密度比と熱伝導度を有するナトリウムの沸騰現象の特徴として、ごく短時間にバンドル全体を覆う大きな蒸気泡が形成され、1次元ピストン状に気泡の拡大・収縮が繰り返され、その後蒸気泡が加熱面全体に広がった後にドライアウトが生じることが確認されている。これはつまり、ナトリウムの高い熱伝導度がバンドル全体の径方向温度分布を平坦化し、ナトリウムの大きな気液密度比が急激な蒸気泡の拡大を引き起こすことにより、バンドル中の沸騰挙動は径方向に関しては極めて同時性の高い挙動となり、軸方向1次元での挙動として取り扱うことが可能であること、言い換えれば、バンドル体系の沸騰挙動を単一のピンで代表し得ることを示唆しているものである。加えて、ピンバンドル体系に対してS A S 4 Aの前身であるS A S 3 Dによる解析^[14]では、沸騰挙動を適切に模擬できることが示されている。

以上より、S A S 4 A コードの冷却材過渡挙動モデルは実機解析に適用できる。

(6) 被覆管の溶融と移動挙動

CABRI 炉内試験との比較により、被覆管の移動挙動を過大評価し、被覆管が上下方向に大きく移動することを確認しているが、実機解析では被覆管が燃料端部へ移動することで反応度が增加する方向に評価される。

前述の通り、燃料要素の同時性が高いことから、各集合体の挙動を燃料要素の挙動評価により代表させることが可能であると考えられる。

したがって、S A S 4 Aの被覆管の溶融と移動挙動に関するモデルは実機解析に適用できると判断される。

(7) 燃料の破損挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、破損時刻や破損位置（範囲）を概ね再現できていることを確認した。

燃料の破損挙動は被覆管や燃料ペレットの温度と強度の関係という局所的な現象により決定されるため、単ピン体系であるかバンドル体系であるかによらず局所的な状態を評価することで燃料の破損挙動の予測が可能である。加えて、前述の通り、燃料要素の同時性が高いことから、各集合体の挙動を単一のピンの燃料要素の挙動評価により代表させることが可能であると考えられる。

一方、燃料の破損後の挙動は破損前の挙動と比べると複雑になり、物理現象としての不確かさが増加すると考えられる。重要現象に対する各解析モデルは試験解析によりその妥当性は確認できているが、実機解析では破損後の挙動を保守的に評価できるように、破損後の挙動に大きな影響を与える破損判定に燃料の溶融割合を用いることとする。破損時の燃料の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑えられることから、破損判定として用いる燃料の溶融割合によって保守的な評価とすることができる。この燃料の溶融割合は解析条件に応じて設定される必要

がある。また、燃料の溶融割合を破損判定とすると破損位置が軸方向中心位置となるため、燃料ピン内の溶融燃料が炉心中心方向に集中することになるため反応度が増加し、保守的な評価となる。

したがって、SAS4Aコードの燃料の破損挙動に関するモデルは破損後の挙動を保守的に評価するために破損判定として解析条件に応じた燃料の溶融割合を用いることにより、実機解析へ適用できると判断される。

(8) 燃料の軸方向移動挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、燃料の軸方向移動挙動による燃料分布の推移は概ね模擬できていることを確認した。

燃料破損後の燃料の軸方向移動挙動に関しては、3本ピン体系でのULOF試験の結果より、燃料の軸方向移動及び固化挙動が局所的な燃料エンタルピーに支配されており、それを実機のバンドル体系に適用することが可能であること^[15]が示されている。加えて、燃料の軸方向移動挙動に関するバンドル体系での試験解析（SAS4A若しくはSAS4Aの前身であるSAS3Dによる解析）の結果^{[16][17]}から、単ピンモデルによる解析でバンドル体系での燃料の軸方向移動挙動を適切に模擬できることが示されている。

したがって、SAS4Aコードの燃料の軸方向移動挙動に関するモデルは実機解析へ適用できると判断される。

(9) FCI 挙動

CABRI 炉内試験の解析結果より、FCIによるナトリウム蒸気圧力の発生と急速なボイド化に対応する流量応答の推移は概ね模擬できていることを確認した。

冷却材沸騰挙動の項で示した通り、多数ピンを使ったバンドル試験からの知見と1次元の解析モデルを用いたバンドル体系の解析より、冷却材ボイドの拡大挙動は1次元モデルによる評価を行ったとしても事象進展に大きな影響はないと考えられる。

したがって、SAS4AのFCI挙動に関するモデルは実機解析に適用できると判断される。

6. まとめ

以上より、起因過程の重要現象に関するSAS4Aコードの解析モデルは各試験の結果と比較して妥当であることを確認するとともに、各解析モデルの不確かさを把握した。把握した不確かさを考慮することによりSAS4Aコードは炉心損傷事象の起因過程を適切に評価できる。

7. 参考文献

- [1] W. M. Rohsenow and J. P. Hartnett, Eds., Handbook of Heat Transfer, McGraw-Hill Book company, New York (1973).
- [2] K. Lassmann and F. Hohlefeld, The Revised URGAP Model to Describe the Gap Conductance Between Fuel and Cladding, Nucl. Eng. Design 103 (1987).
- [3] G. B. Wallis, One-Dimensional Two-phase Flow, McGraw-Hill Book Company, New York (1969).
- [4] K. J. Miles and D. J. Hill, "DEFORM 4: Fuel Pin Characterization and Transient Response in the SAS4A Accident Analysis Code System," Proceedings of the International Meeting on Science and Technology of Fast Reactor Safety, British Nuclear Energy Society, Guernsey, UK, May 12-16, 1986.

- [5] A. M. Tentner et al., “Fuel Relocation Modeling in the SAS4A Accident Analysis Code System,” Proceedings of the International Meeting on Science and Technology of Fast Reactor Safety, British Nuclear Energy Society, Guernsey, UK, May 12-16, 1986.
- [6] 佐藤一憲, 飛田吉春 他 “CABRI 炉内試験等の知見を反映した「もんじゅ」ULOF 事象解析”, JAEA-Research 2007-055 (2007).
- [7] 佐藤一憲, “高速炉の安全性にかかわる CABRI 炉内試験の狙いと主要な成果”, サイクル機構技報 No.23 (2004.6).
- [8] 佐藤一憲, “国際共同 CABRI 炉内試験計画の進展とその成果 -動燃技報 No.82 号”, 動燃技報, PNC TN1340 92-002, (1992), pp38-55.
- [9] K. Kawada, K. Takahashi and Y. Tobita, “Preliminary Result of Validation Study in SAS-SFR (SAS4A) Code in Simulated TOP and Undercooled Overpower Conditions”, Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-10) (2014), Paper No. NUTHOS10-1187.
- [10] S. Ishida and I. Sato, “SAS4A analysis of CABRI experiments for validation of axial fuel expansion model”, Proceedings of the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15), Pisa, Italy, May 12-17, 2013.
- [11] Y. Imaizumi and Y. Fukano, “SAS4A analyses of CABRI in-pile experiments simulating unprotected-loss-of-flow accidents in SFRs”, Proceedings of 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016), San Francisco, California, USA, April 17-20, 2016.
- [12] 佐藤一憲, “CABRI-2 炉内試験総合評価 (3) : 単相冷却材中での破損後挙動”, 日本原子力学会 1994 春の年会, 1994.
- [13] K. Haga, Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly simulator, Nuclear Engineering and Design, Vol. 82 (1984), pp. 305-318.
- [14] T. E. Kraft, et al., Simulations of an unprotected loss-of-flow accident with a 37-pin bundle in the sodium loop safety facility, Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety Technology, Vol. 2 (1979), pp. 896-904.
- [15] Y. Onoda, et al., “Three-pin Cluster CABRI Tests Simulating the Unprotected Loss-of-Flow Accident in Sodium Cooled Fast Reactors”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 2 (2011), p. 188-204.
- [16] E. E. Morris, et al., “Modeling and analysis of the unprotected loss-of-flow accident in the Clinch River breeder reactor”, Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, USA, April 21- 25, 1985.
- [17] J. A. Morman, A. M. Tentner and D. J. Dever, “SAS validation and analysis of in-pile TUCOP experiments”, Proceedings of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, USA, April 21- 25, 1985.

第1表 SAS4Aコードにおけるランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証/妥当性評価は記載しない

第2表 SAS4Aコードにおける物理現象のランクテーブル

	物理現象	ULOF	UTOP
(1)	燃料定常照射挙動	<u>H</u>	<u>H</u>
(2)	原子炉出力及び反応度フィードバック挙動	<u>H</u>	<u>H</u>
(3)	制御棒引抜き挙動	L	<u>H</u>
(4)	局所的な出力分布の歪み	L	L
(5)	1次系冷却材流量減少挙動（流量減少カーブ）	<u>H</u>	L
(6)	冷却材熱流動挙動	<u>H</u>	M
(7)	燃料要素の熱的挙動	<u>H</u>	<u>H</u>
(8)	燃料要素の機械的挙動	<u>H</u>	<u>H</u>
(9)	冷却材沸騰挙動	<u>H</u>	M
(10)	プレナムガスのブローアウト	L	L
(11)	被覆管の溶融と移動挙動	<u>H</u>	L
(12)	燃料の破損挙動	<u>H</u>	<u>H</u>
(13)	燃料の軸方向移動挙動	M	<u>H</u>
(14)	スチールの軸方向移動挙動	L	L
(15)	燃料スタブの移動挙動	L	L
(16)	F C I 挙動	L	<u>H</u>
(17)	燃料-構造材熱伝達挙動	L	L
(18)	燃料とスチールの固化挙動	L	L

第3表 重要現象に対するSAS4Aコードの解析モデル

重要現象	解析モデル
燃料定常照射挙動	燃料要素照射計算モデル (3.3.1)
原子炉出力及び反応度フィードバック挙動	反応度ワースマップ (3.3.8) 1点炉動特性方程式 (3.3.8)
制御棒引抜き挙動	境界条件
1次系冷却材流量減少挙動	境界条件
冷却材熱流動挙動	熱計算モデル (3.3.2) 冷却材過渡挙動モデル (3.3.4)
燃料要素の熱的挙動	熱計算モデル (3.3.2)
燃料要素の機械的挙動	燃料要素変形計算モデル (3.3.3)
冷却材沸騰挙動	冷却材過渡挙動モデル (3.3.4)
被覆管の溶融と移動挙動	被覆管溶融移動モデル (3.3.5)
燃料の破損挙動	燃料破損予測モデル (3.3.6)
燃料の軸方向移動挙動	未沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7) 沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7) 流動様式マップ (3.3.7)
F C I 挙動	冷却材過渡挙動モデル (3.3.4) 未沸騰時破損後挙動解析モデル (3.3.7)

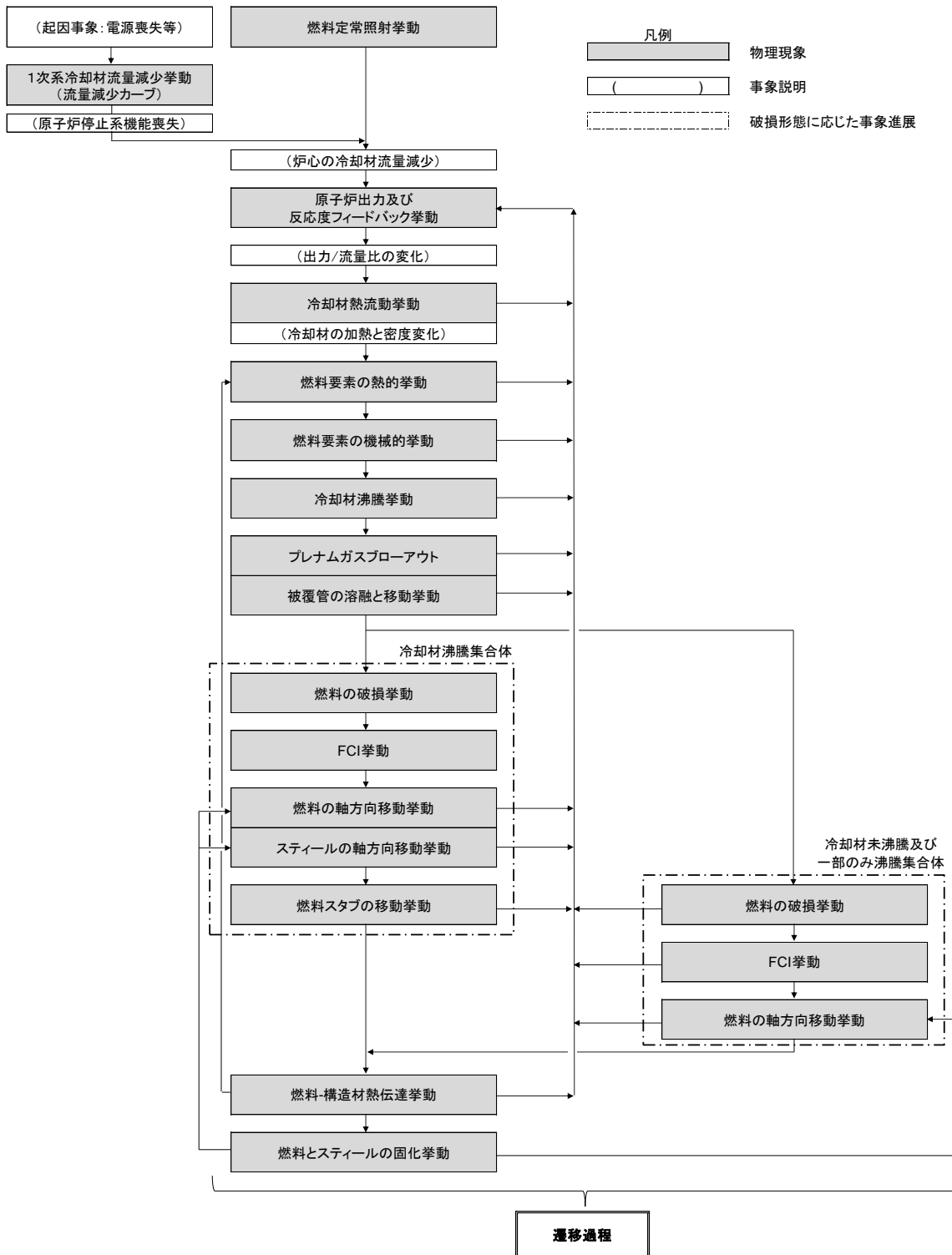
第4表 SAS4Aコードにおける重要現象に対する妥当性確認方法

重要現象	解析モデル	Phénix 炉における燃料要素の照射試験	CABRI 炉内試験
燃料定常照射挙動	燃料要素照射計算モデル	○	—
原子炉出力及び 反応度フィードバック挙動*	反応度ワースマップ 1点炉動特性方程式	—	—
制御棒引抜き挙動*	境界条件	—	—
1次系冷却材流量減少挙動*	境界条件	—	—
冷却材熱流動挙動	熱計算モデル 冷却材過渡挙動モデル	—	○
燃料要素の熱的挙動	熱計算モデル	—	○
燃料要素の機械的挙動	燃料要素変形計算モデル	—	○
冷却材沸騰挙動	冷却材過渡挙動モデル	—	○
被覆管の溶融と移動挙動	被覆管溶融移動モデル	—	○
燃料の破損挙動	燃料破損予測モデル	—	○
燃料の軸方向移動挙動	未沸騰時破損後挙動解析モデル 沸騰時破損後挙動解析モデル 流動様式マップ	—	○
F C I 挙動	冷却材過渡挙動モデル 未沸騰時破損後挙動解析モデル	—	○

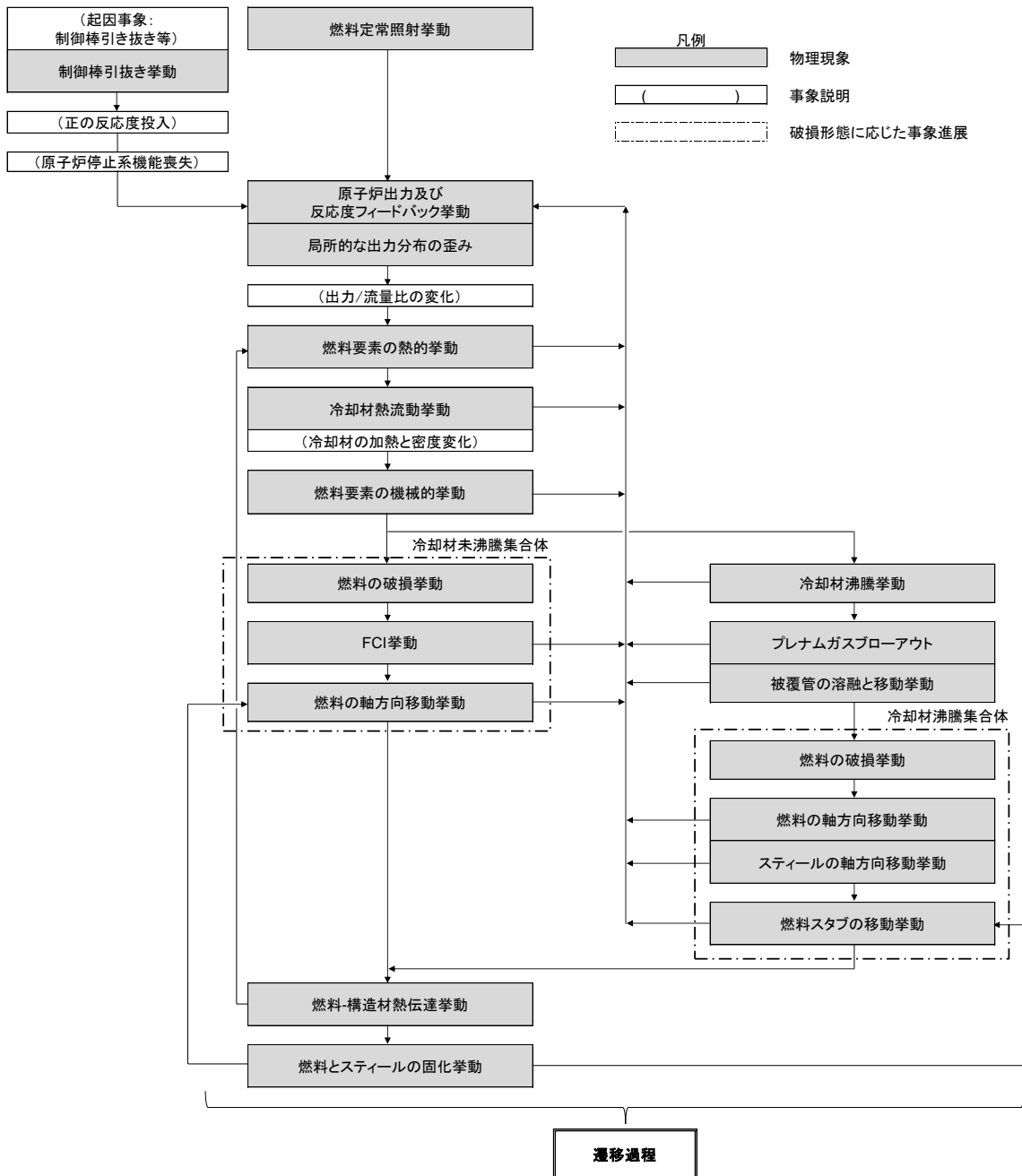
* 4.1 に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

第5表 SAS4Aコードによる破損位置及び破損時刻の比較^[9]

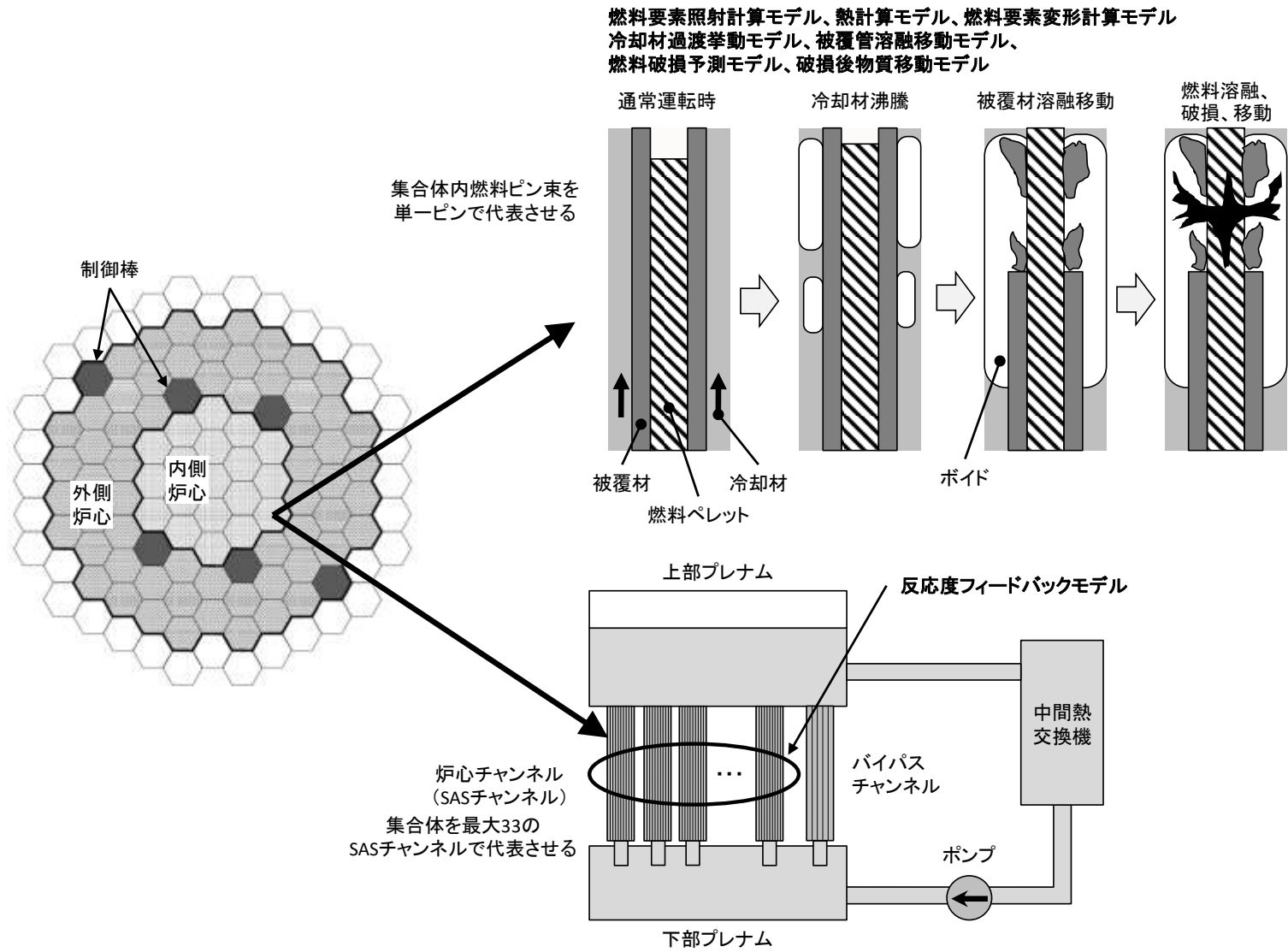
著作権の問題により公開できません。



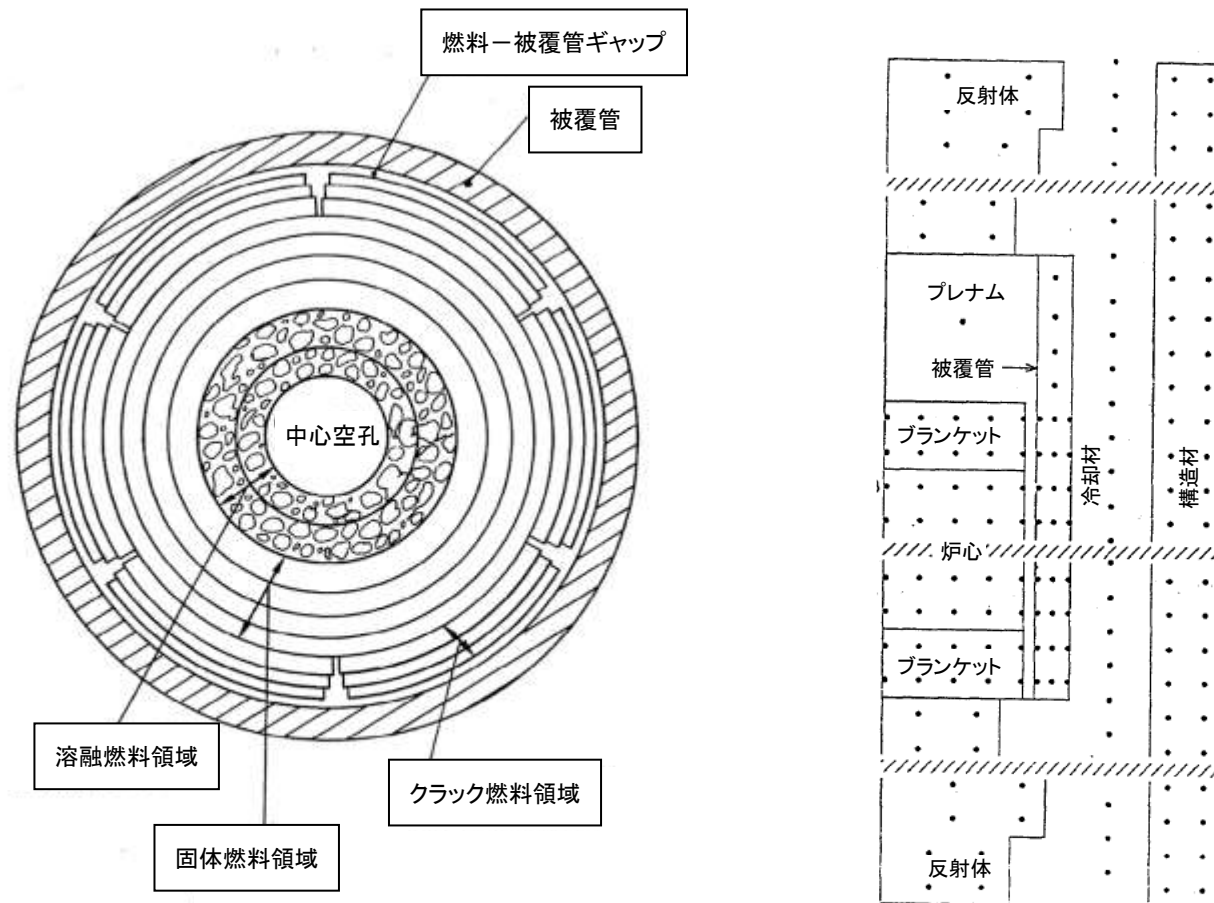
第1図 起因過程の事象進展チャート（ULOF）



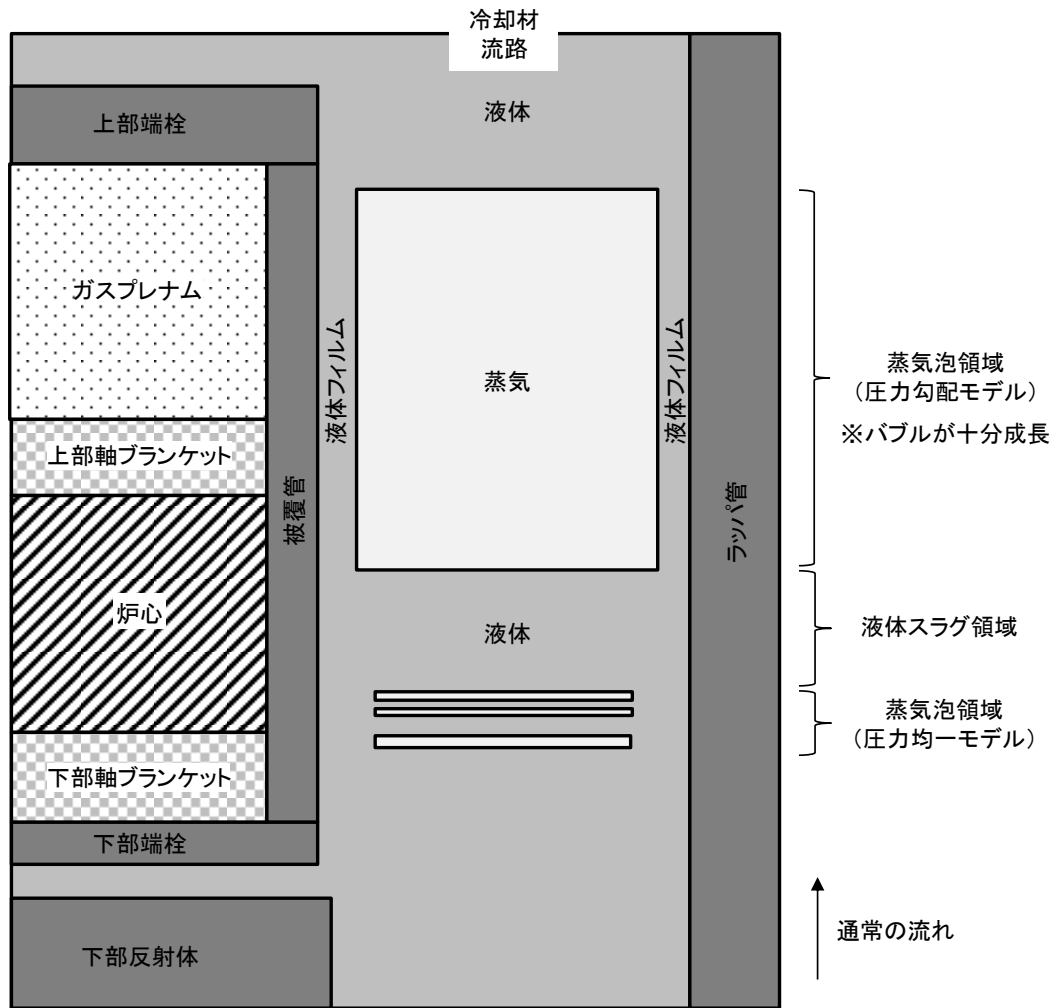
第2図 起因過程の事象進展チャート (UTOP)



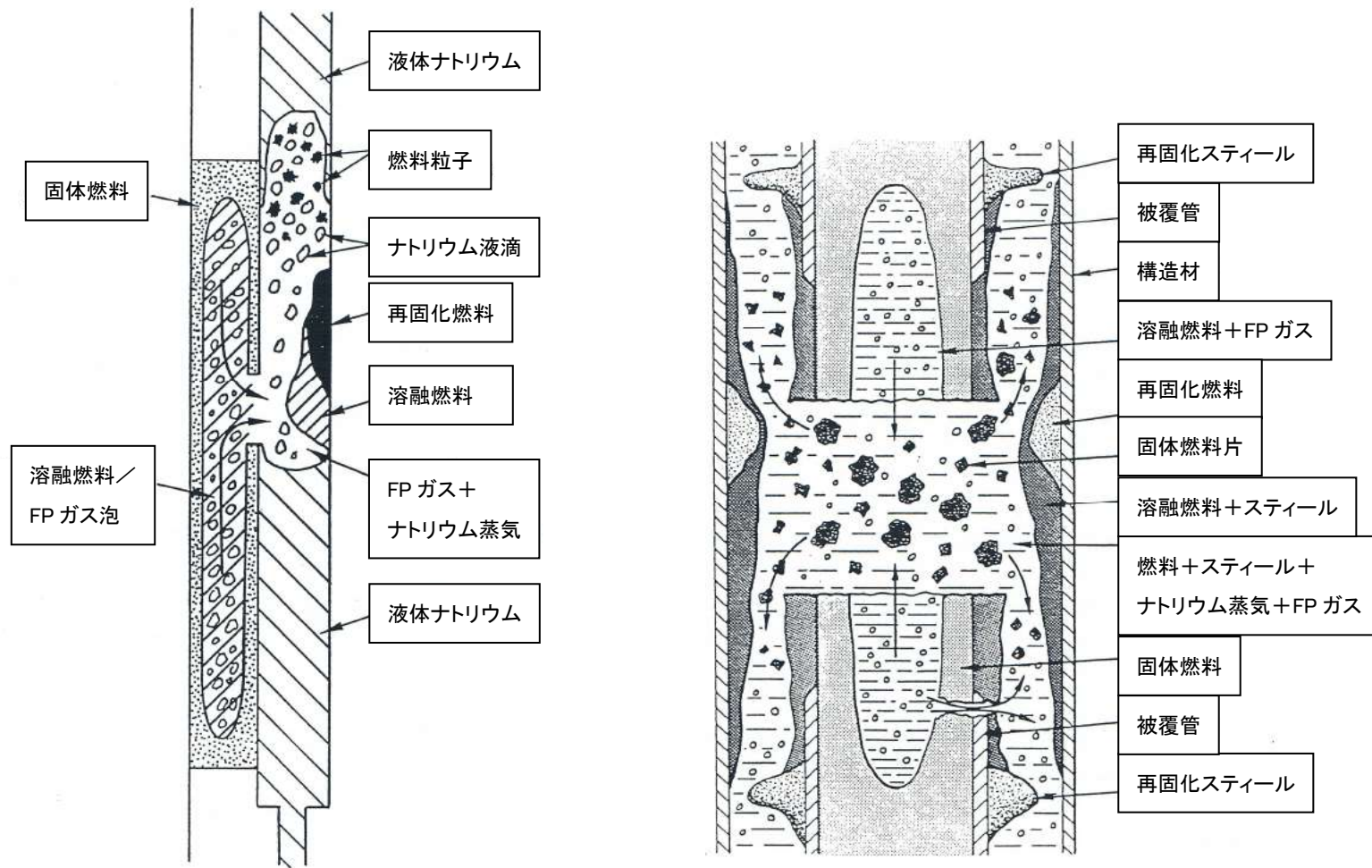
第3図 SAS4Aコードの概念



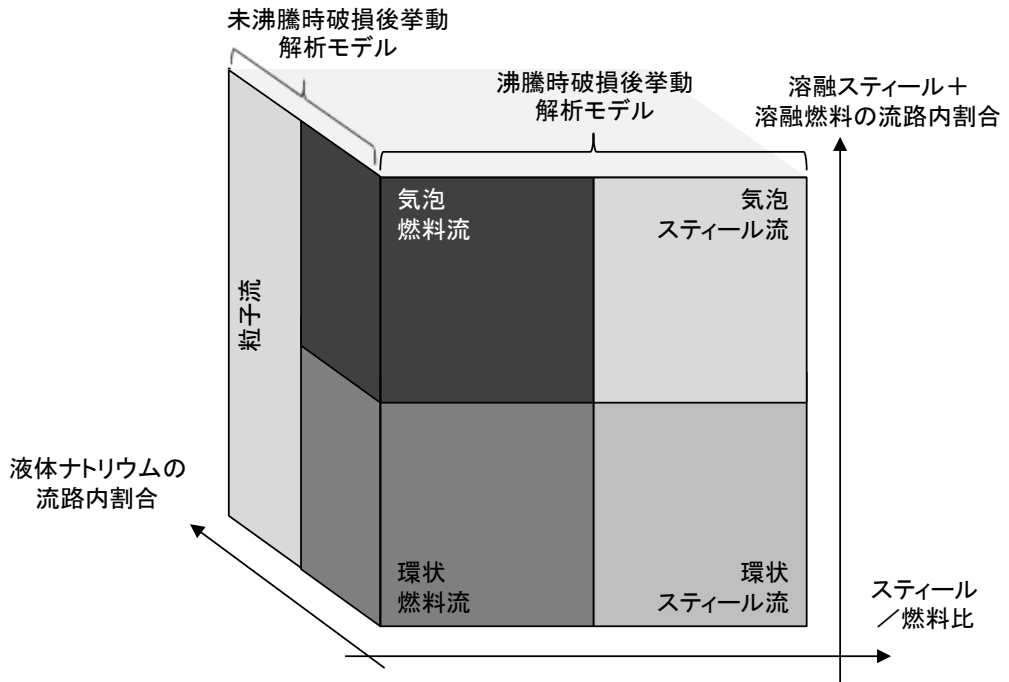
第4図 SAS4Aコードの燃料要素変形計算モデル^[4]



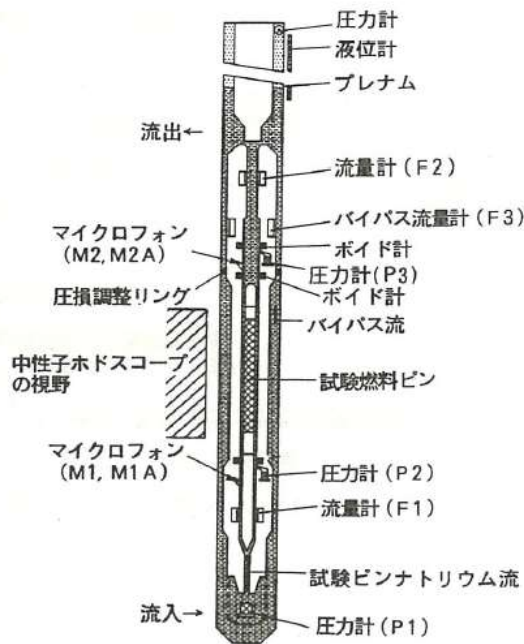
第5図 SAS4Aコードの冷却材過渡挙動モデル



第6図 SAS4Aコードの未沸騰時破損後挙動解析モデル（左図）と沸騰時破損後挙動解析モデル（右図）の概念^[5]

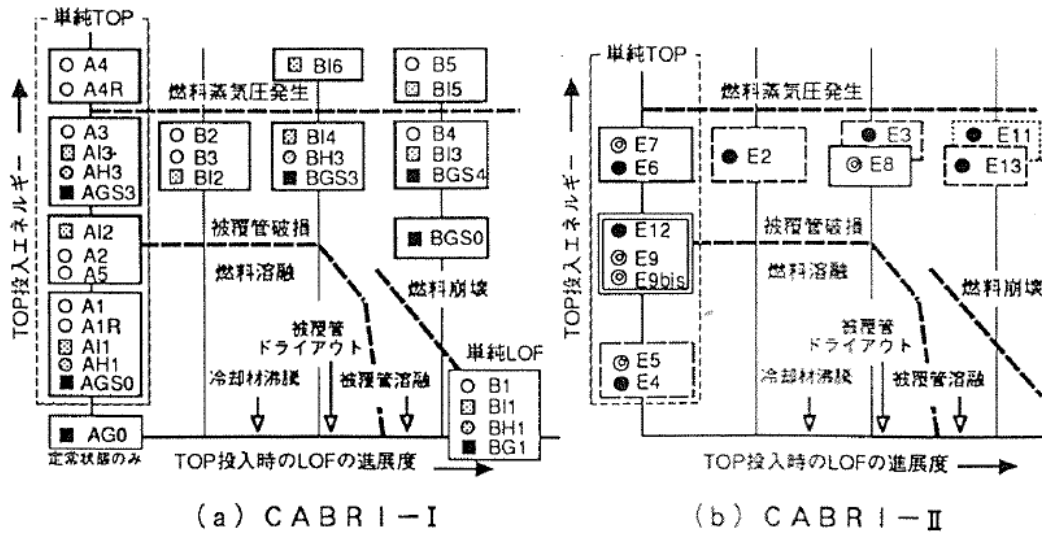


第7図 SAS4Aコードの流動様式マップ

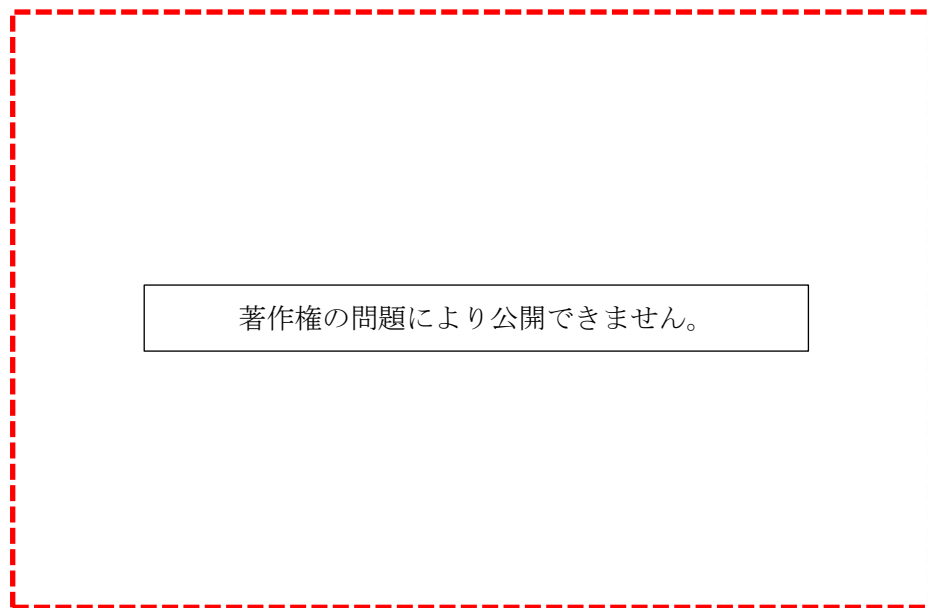


第8図 CABRI 試験体計装およびナトリウムループの概念^[8]

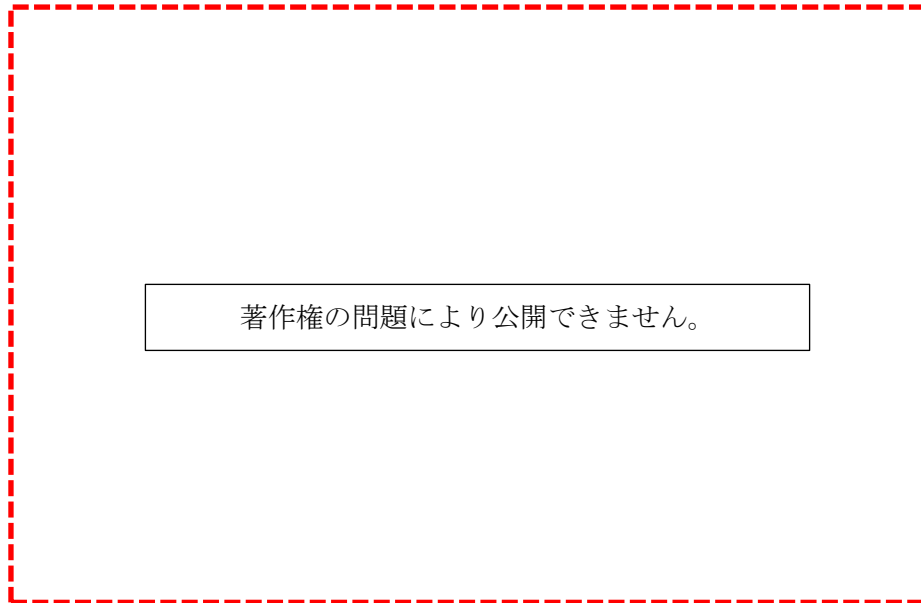
使用燃料	○: 未照射燃料 □: CABRI Rig 1 ■: CABRI Rig 2 ⊙: CABRI Rig 3	⊙: Ophelie-6 ●: Vigen-4		
過出力条件	高過出力条件 (10~100kJ/g·s)	中過出力条件 (1~5kJ/g·s)	ダブルピーク 中過出力条件	ランプ状出力上昇: 数% P ₀ /s (10 ⁻³ ~ 10 ⁻² kJ/g·s)



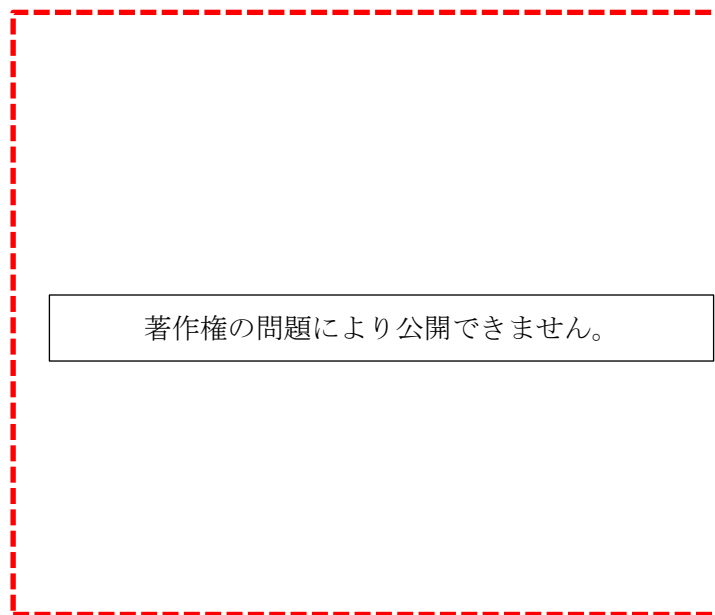
第9図 CABRI-I及びCABRI-IIの試験マトリクス^[8]



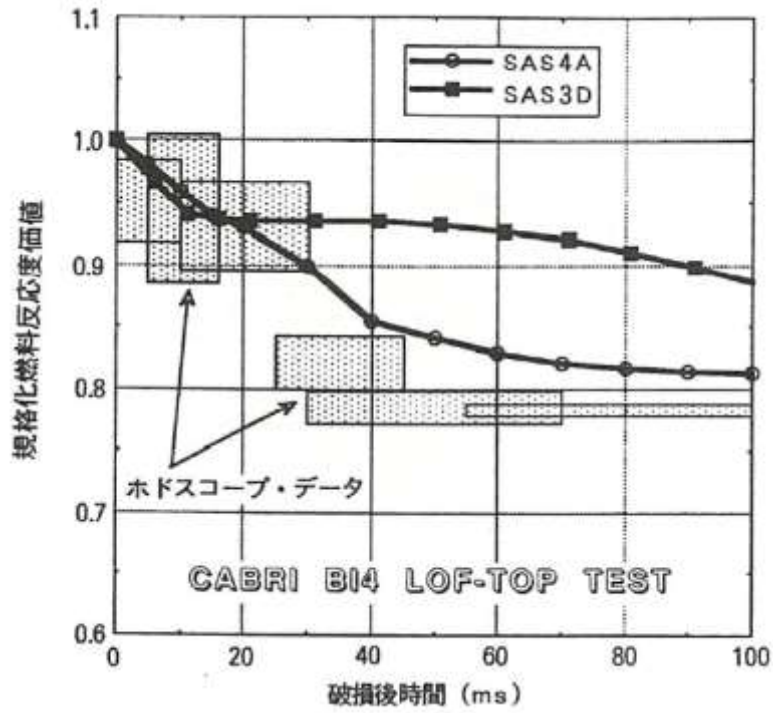
第10図 SAS4AコードによるBI3試験の冷却材温度軸方向分布の比較^[10]



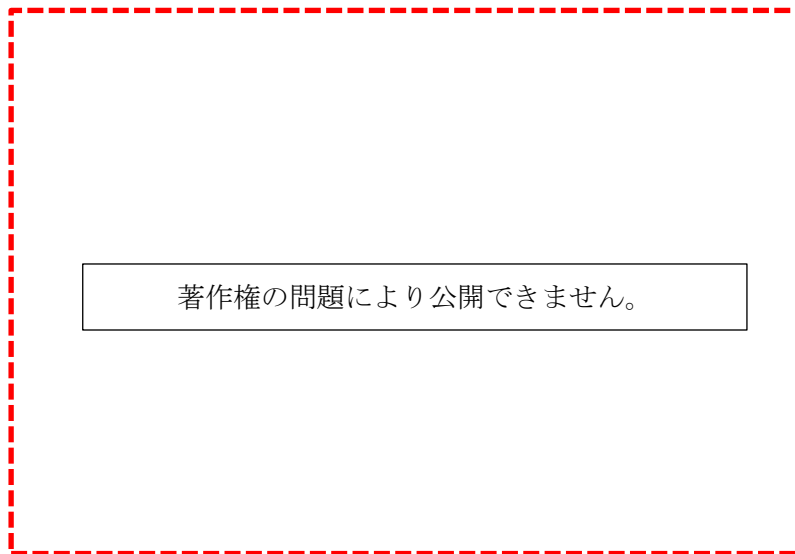
第 11 図 SAS 4 A コードによる燃料の軸方向膨張量の比較^[10]



第 12 図 SAS 4 A コードによる EFM1 試験の冷却材沸騰拡大挙動の比較^[11]



第 13 図 SAS 4 A コードによる B14 試験の規格化燃料反応度値の比較^[8]



第 14 図 SAS 4 A コードによる E6 試験の冷却材出入口流量応答の比較^[12]