

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 PWR 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 PWR プラントの物理領域を展開して階層化した。

図 3-1 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	輸送されるパラメータ（質量、運動量、エネルギー等）
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）、1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、及び炉心損傷後の原子炉容器、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 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。

なお、異なる場の関係を示すために記載している輸送プロセス等で、対応する物理現象の無いものもあるが、解析上、新たに抽出すべき物理現象はないものと判断している。

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勘案される。

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

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 EURSAFE (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 3-2 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) 原子炉容器内現象

A) 「再冠水」

過熱炉心が再冠水する場合に急激に炉心が冷却される現象であり、その過程で発生する水蒸気による金属水反応に伴い、水素の追加発生が生じ得る。重大事故対処設備の有効性評価において、炉心損傷後の再冠水を考慮するシーケンスがないことから、対応する現象は抽出されない。

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.

(2) 原子炉容器外の溶融炉心挙動

A) 「原子炉容器破損及び溶融炉心放出」

原子炉容器破損及びそれに伴い溶融炉心が破損口から原子炉容器外に放出される現象である。有効性評価では、水張りした原子炉下部キャビティへの低圧で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、「溶融物放出と格納容器直接加熱」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）」

国内の既設 PWR 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。

(3) 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 PWR 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」

爆轟については、有効性評価では水素濃度評価により、爆轟に至らないことを確認しており、対応する現象は抽出されない。水素燃焼については、別途 AICC モデルによる圧力上昇評価により原子炉格納容器の健全性評価を実施しており、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。

(4) 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を意味している。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。

(5) 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、気相部に留まるため崩壊熱にわずかに寄与するが、崩壊熱の大部分は溶融炉心部及び液相部で発生することから、有機よう素の崩壊熱割合は小さい。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。

なお、被ばく評価では、よう素の化学形態については、NUREG-1465 等に基づいて粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素の存在割合を設定し、それぞれのよう素の性状に応じて沈着又は原子炉格納容器内でのスプレーによる挙動等のモデルを選定している。

また、よう素を含む核種グループ毎に、FP の放出率については NUREG-1465 等に基づく放出時間及び割合を、沈着等の挙動については CSE 実験²や米国 Standard Review Plan 6.5.2 のモデル等を用いており、その取扱いに基づく重大事故時の FP 放出は、個別の事象進展解析に基づく評価よりも保守的な結果を与えることを、第 3 部 MAAP コードにおいて確認している。

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。

² : BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report”

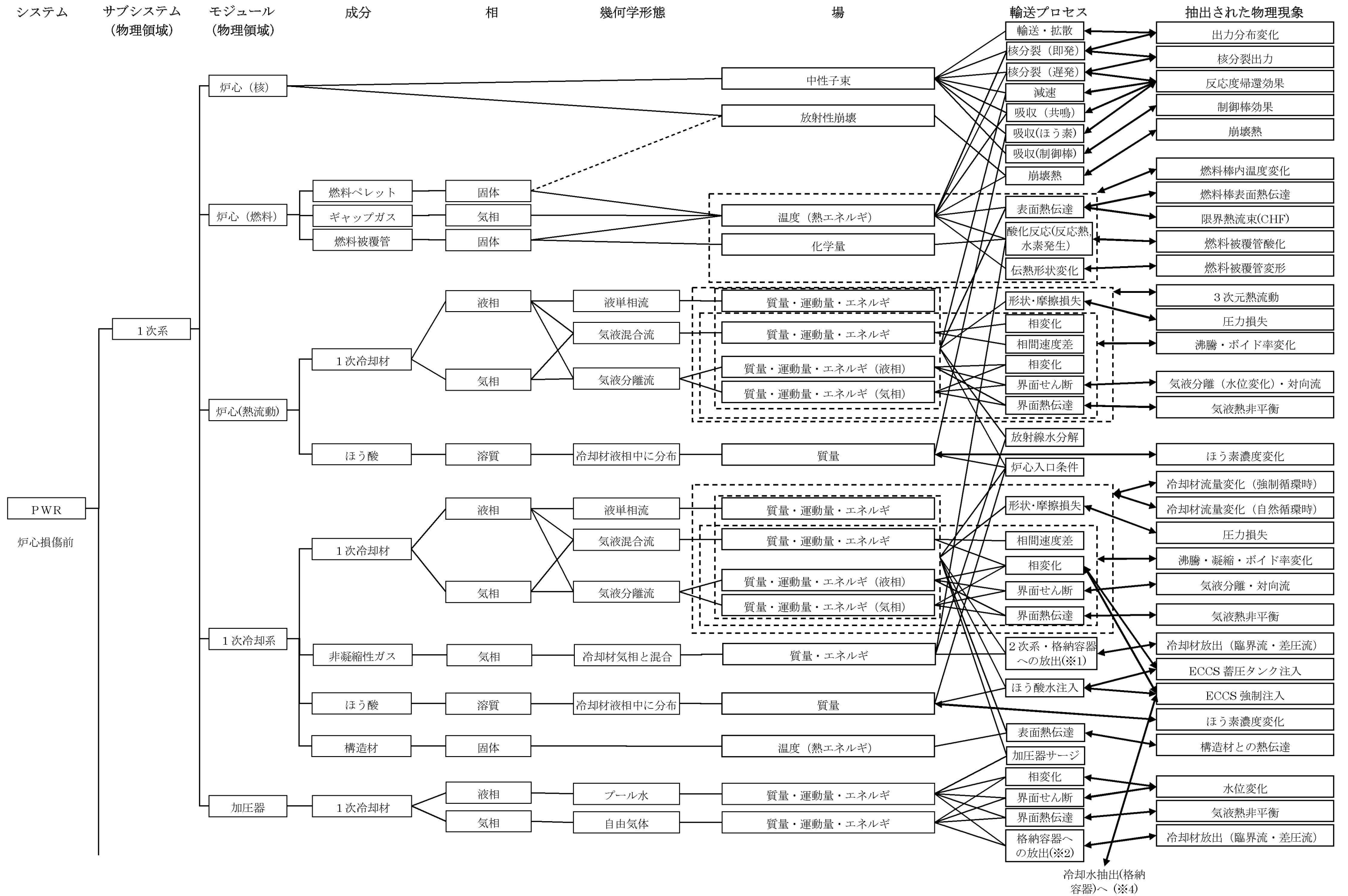


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(1/4)

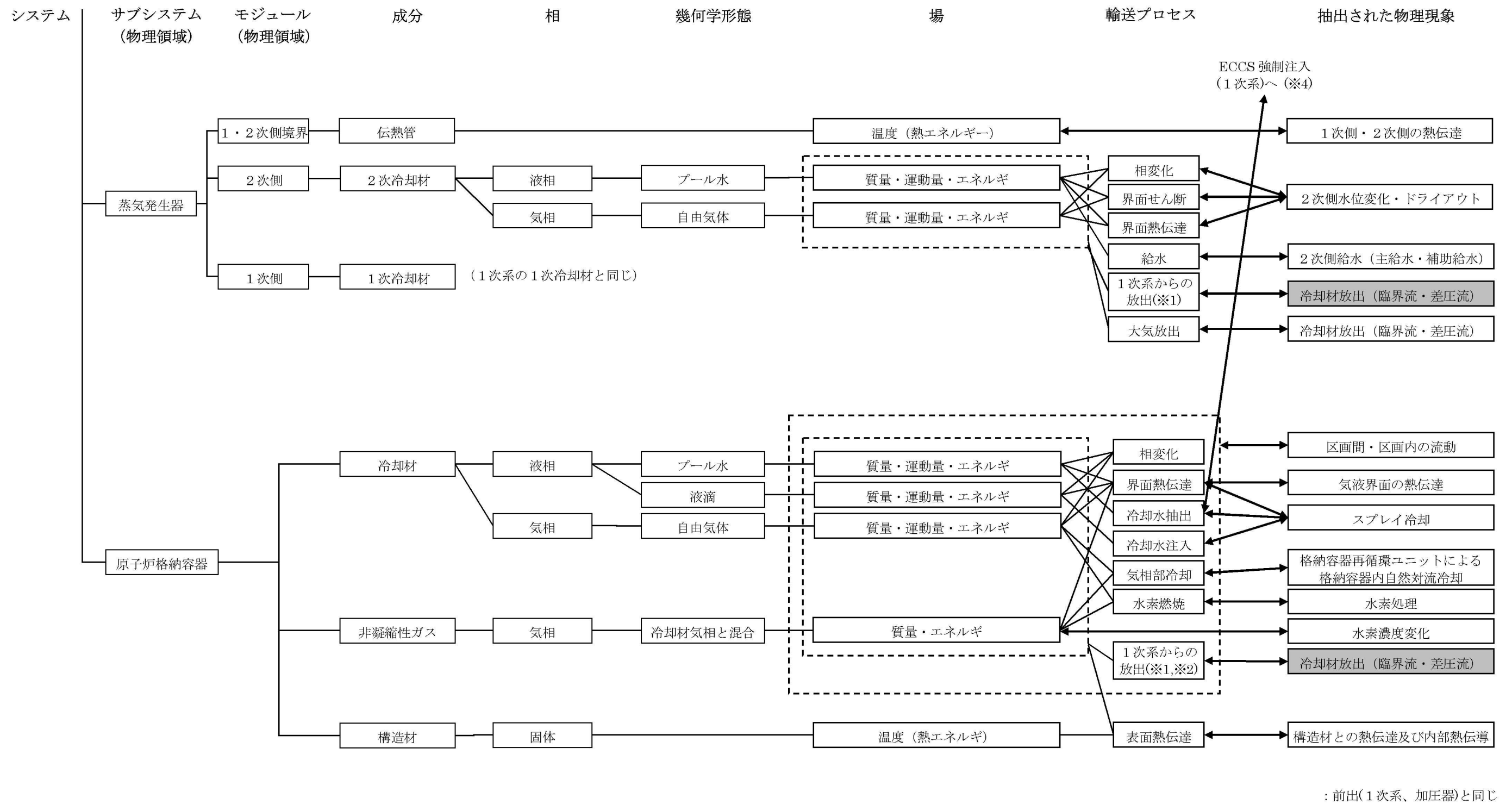


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(2/4)

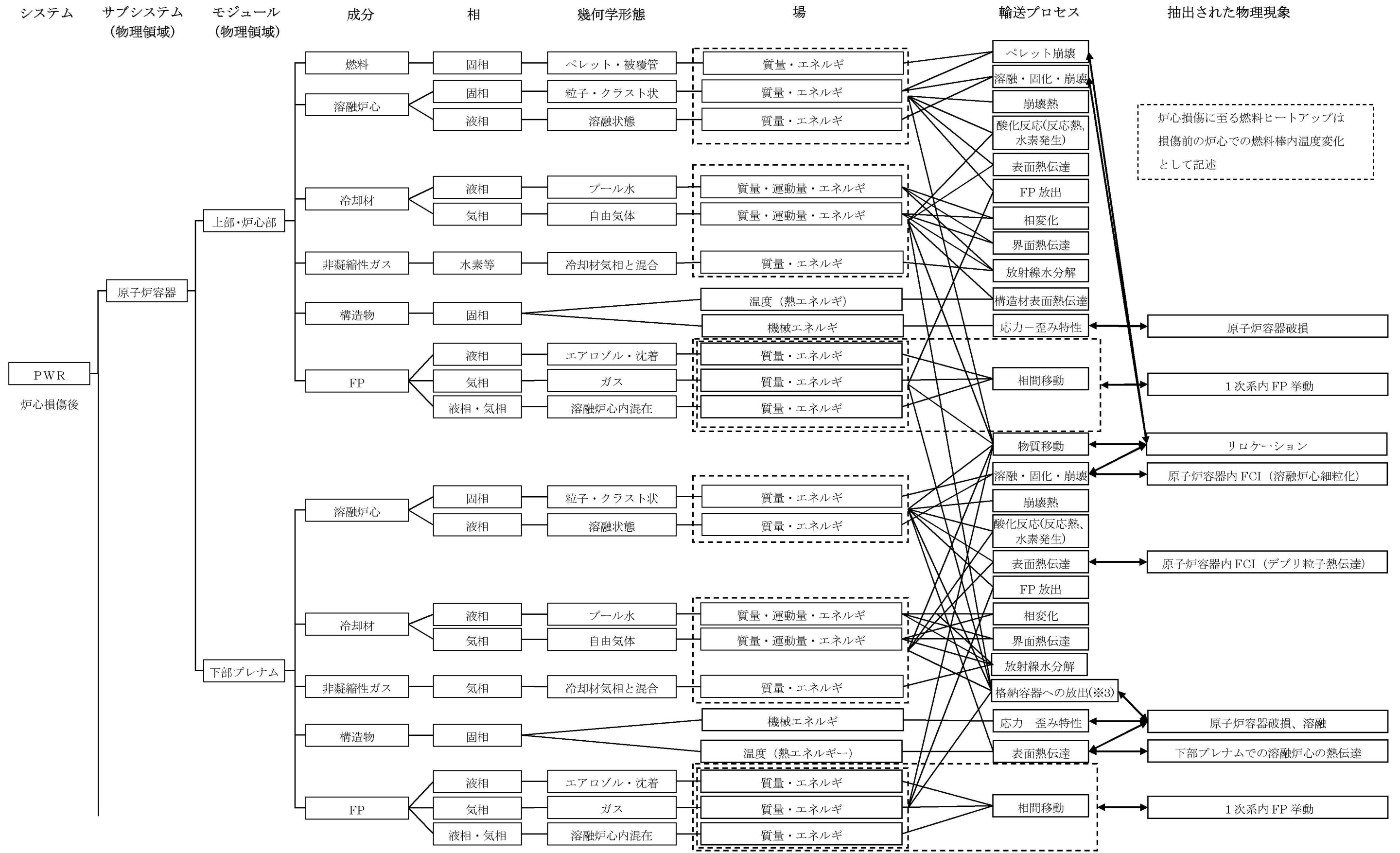


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (3/4)

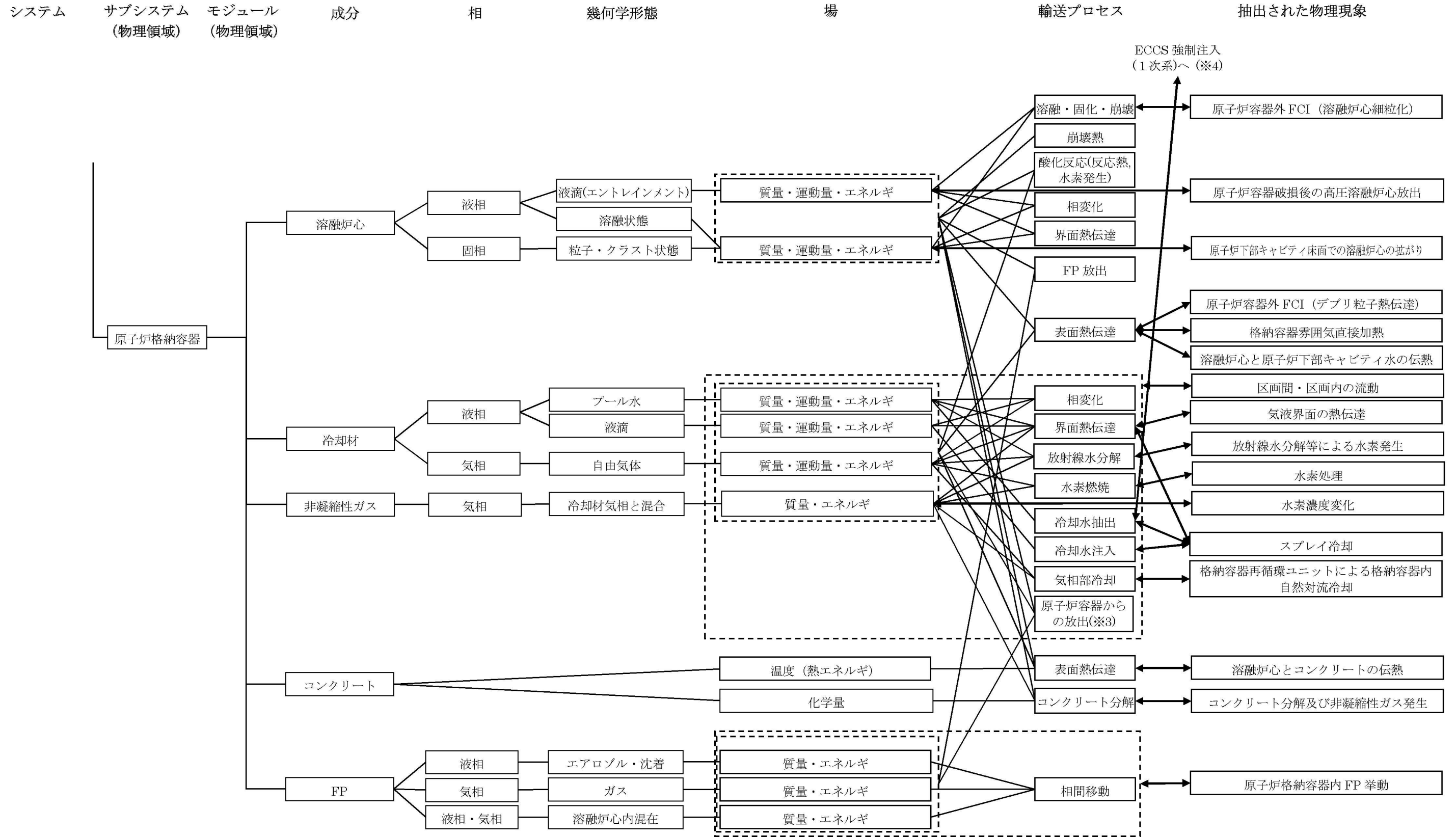


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (4/4)

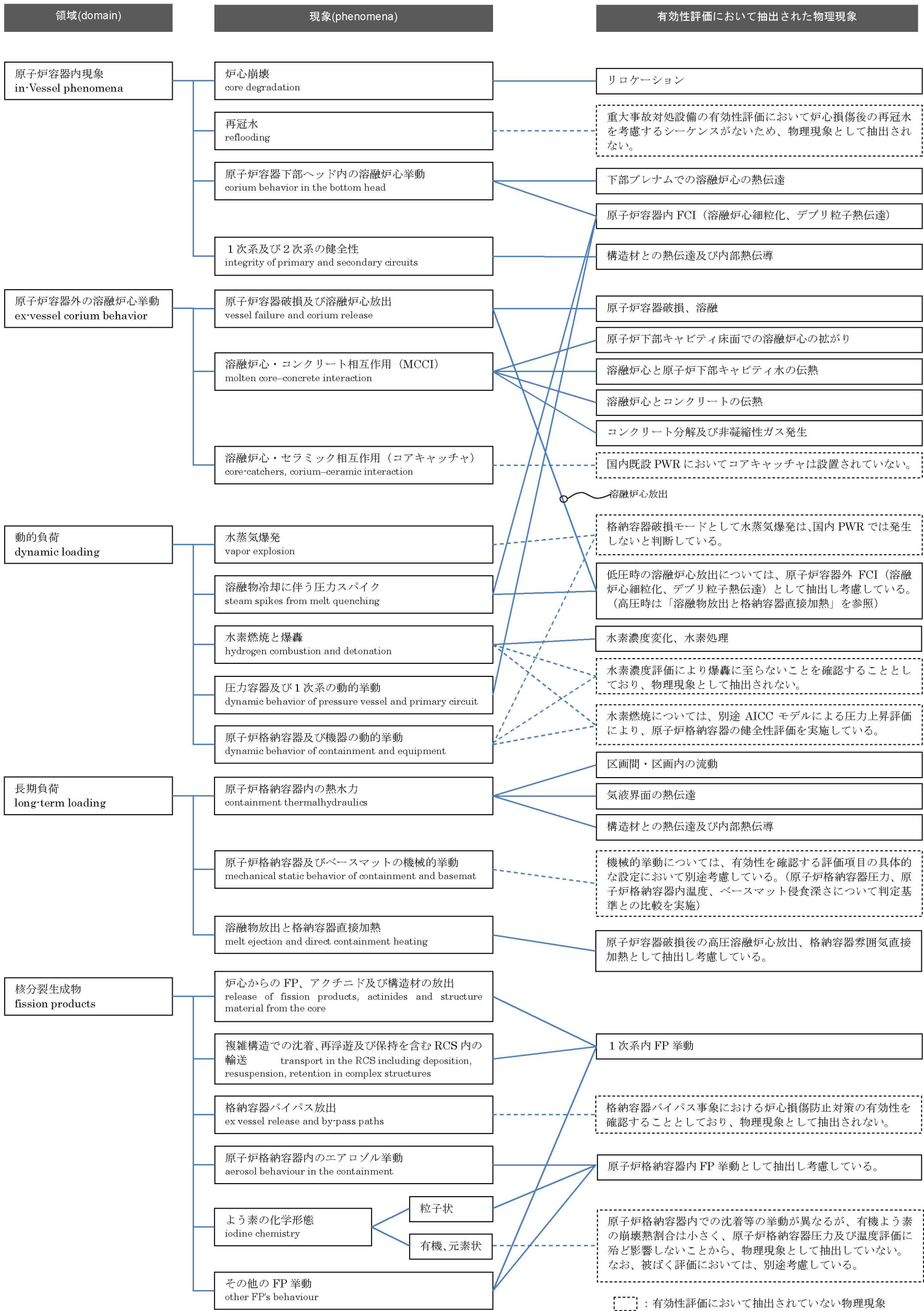


図 3-2 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

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、プラント挙動全体を評価可能なコード及び原子炉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。なお、炉心動特性、燃料及び炉心熱流動特性のみを評価対象としたコードは除外した。

- ①MARVELコード
- ②SATAN-Mコード（関連コード含む）
- ③SATAN-M（Small LOCA）コード（関連コード含む）
- ④COCOコード
- ⑤M-RELAP5コード
- ⑥SPARKLE-2コード
- ⑦MAAPコード
- ⑧GOTHICコード

これらのコードのうち、①～④は従来の国内 PWR 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。⑤～⑧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。

4.1 適用候補コードの概要

4.1.1 MARVELコード

MARVELコードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時（LOCAを除く）の熱流動解析を行う許認可解析コードである。1次系、2次系及び関連補機を複数のボリウムに分割し、液相の質量及びエネルギー保存則を解き、各ボリウムの冷却材の温度、密度及び流量を計算する。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学特性は、二つの等価ループに分けて扱われる。

なお、類似するコードとして、米国 Westinghouse 社の LOFTRANコードがあげられるが、取り扱う保存則や機能はMARVELコードと同等であることから、MARVELコードを代表とする。

4.1.2 SATAN-Mコード（関連コード含む）

大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-Mコード：大破断 LOCA 時のブローダウン過程を対象に、1次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピー、密度、ノード間の流量等を

算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

WREFLOODコード：リフィル期間における1次系の模擬をSATAN-Mコードに引き続き行う。

BASH-Mコード：再冠水期間における1次系の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。

LOCTA-Mコード：SATAN-Mコード、WREFLOODコード、BASH-Mコードの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

なお、大破断LOCA時の原子炉格納容器健全性評価の圧力、温度解析は後述のCOCOコードが用いられるが、その際、以下のコードが組み合わせて用いられており、これらについても、SATAN-Mコードの関連コードとする。

SATAN-VIコード：ブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mコードと同等なコードである。

WREFLOODコード：リフィル及び再冠水期間における1次系全体の模擬をSATAN-VIコードに引き続き行う。

4.1.3 SATAN-M (Small LOCA) コード (関連コード含む)

中小破断LOCA時のECCS性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-M (Small LOCA) コード：小破断LOCA時の1次系全体の模擬を目的としたコードであり、1次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

LOCTA-IVコード：燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) コードの出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

4.1.4 COCOコード

COCOコードは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

4.1.5 M-RELAP 5 コード

M-RELAP 5 コードは、制御系、熱水力、熱構造物、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。1次系、2次系及び関連補機を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。

燃料棒熱解析では、燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップ毎に得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導、及び壁面熱伝達を解き、判断基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

なお、類似するコードとして、米国 EPRI (Electric Power Research Institute) の RETRAN コードがあげられるが、RETRAN コードは RELAP 4 コードがベースであり、基礎式、解法、モデルについて RELAP 5 コードと優劣は見られないことから、RELAP 5 コードをベースに改良を行った M-RELAP 5 コードを代表とする。

4.1.6 SPARKLE-2 コード

SPARKLE-2 コードは、プラント特性コード M-RELAP 5 の炉心動特性を 1 点炉近似から 3 次元動特性に変更したコードであり、具体的には 3 次元炉心動特性コード COSMO-K 及び 3 次元炉心熱流動特性コード MIDAC を結合し、1 次系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

炉心の核計算は 1 点炉近似から 3 次元動特性に変更し、熱流動計算はドリフトフラックスモデルを採用することにより、過渡時の出力分布変化やボイド生成に伴う反応度帰還効果を適切に評価することができる。また、高温集合体内のサブチャンネル解析を別途行うことで、上述の効果をとり込んだ最小 DNBR、燃料中心温度を評価する。

4.1.7 MAAP コード

MAAP コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1 次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル

化するとともに、工学的安全施設のモデルや重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。なお、熱水力モデルは、質量及びエネルギー保存則を解き、運動量方程式を準静的な取扱いとしている。また、FP に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って 1 次系や原子炉格納容器に放出される FP の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

なお、MAAP コードの他に、シビアアクシデント時の炉心損傷に係る特有現象を取り扱うコードとしては、MELCOR コード（米：NRC）、THALES 2 コード（日：JAERI）、ASTEC コード（独仏）と SCDAP/RELAP5 コード（米：INL/ISS 社）がある。MELCOR コードは商用が認められないこと、また、その他は開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いコードであることから、必ずしも有効性評価に適さないと判断される。

4.1.8 GOTHIC コード

GOTHIC コードは質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、或いは有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。一般に、集中定数系は区画間の流体移動のモデル化に、また、分布定数系はドーム部等の対流による流体拡散が伴う領域のモデル化に適している。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素再結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、原子炉格納容器内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

なお、水素燃焼解析及び水素拡散・混合挙動の解析ツールとして、汎用の CFD（Computational Fluid Dynamics）解析コードも候補として考えられ、また、その検証についても、PANDA 試験等の解像度の高いデータが採取されつつある。但し CFD 解析コードの能力を生かして、ブルーム（煙の上昇）挙動のレベルまで模擬するためには、詳細なメッシュ分割が必要であり、また、蒸気と水素の分離的な運動まで考慮するのであれば、蒸気と水素を別々の運動量式で扱えるモデルが必要である。

有効性評価における水素燃焼解析では、各区画やドーム部における水素の分布が適切に再現できることが重要である。GOTHIC コードを用いた評価においては、

NUPEC 試験の中で様々な条件で実施された試験に対し、CFD 解析コードのように詳細な空間分割としなくとも、区画間における移流やドーム部における成層化を含めた原子炉格納容器内の水素挙動を模擬できていることを確認している。このため、異なるシーケンスにおける水素濃度分布の評価に対しては、現象の模擬のために必要な精度にまで空間を分割することで対応が可能である。したがって、各区画やドーム部における水素の分布を適切に再現するためには、CFD 解析コードは必ずしも必要ではなく、GOTHICコードを適用することは合理的であると考えられる。

表 4-1 各コードの使用実績

コード	適用実績
M-RELAP5	米国 INL の RELAP5-3D コードをベースに三菱重工業(株)が開発した過渡及び事故解析コードである。米国において、US-APWR の安全解析(小破断 LOCA)に適用している。また、本コードがベースとしている RELAP5 コードは、欧米において Non-LOCA、LOCA(大小の双方を含む)の安全解析への適用例がある。
SPARKLE-2	プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 コードであり、ベースとしている RELAP5-3D コードについては、欧米において実績がある。炉心部分の COSMO-K コード/MIDAC コードに関しては、国内外での適用実績は無いが、解析モデルに関して、三菱重工業(株)による文献(MHI-NES-1052 及び MHI-NES-1055)においてその妥当性が示されている。
MAAP	米国 IDCOR プログラム(Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権が EPRI に移管されたコードである。国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
GOTHIC	米国 NAI 社が COBRA-NC コードをベースに開発し EPRI が所有するコードであり、米国においては、各種プラントの原子炉格納容器に対する DBA 解析、SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。

※ 本表では、国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付十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当たって、解析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 5-18 に示す。

5.1 炉心損傷防止

5.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

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。

本事故シーケンスグループの評価は、1次系におけるフールドアンドブリード運転の有効性を確認するものであり、1次系モデルを有する、MARVELコード、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、MERELAP5コード、SPARKLE-2コード、MAAPコードが候補に挙げられる。

2.1.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは小破断 LOCA 事象やフールドアンドブリード運転による1次冷却材の減少が生じ、炉心部や1次系において気液の熱非平衡や分離といった現象を考慮する必要がある。したがって、これらの物理現象を踏まえた最適評価を行う場合には気液のエネルギー、運動量保存式を独立に取り扱える二流体あるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。一方、評価指標である燃料被覆管温度に対しては、小破断 LOCA 時の炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇が最も主要な現象となり、炉心内の3次元的な核、熱流動現象の模擬は要求されない。

MARVELコードは、1次系内の流動を液単相流を前提として解くコードであるため、上述のような二相流動現象を適切に取り扱えない。また、SPARKLE-2コードも、炉心部において2流体モデルによる模擬ができず、本事故シーケンスグループのように1次系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じるような状態の模擬には適さない。

さらに、SATAN-Mコード及びSATAN-M (Small LOCA) コードは、2流体モデルに準じる解析モデルを持つが、基礎方程式においてエネルギー保存則を気液混合で取り扱っており、加圧器における気液の熱非平衡を評価できない。このため2次系からの除熱機能喪失による1次冷却材温度上昇に伴う、加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動とそれによる1次系の圧力上昇を適切に評価できない。また、SATAN-Mコードは、大破断 LOCA の事故シナリオを前提としたコ

ードであり、各部の水頭差、ボイド分布の影響を適切に考慮できないため小規模な漏えいの解析には適していない。

MAAPコードについても、本事故シーケンスグループにおいて、加圧器挙動の評価のために高温側配管から加圧器にかけてのボイド率評価が重要となるのに対し、高温側配管を炉心と区別していない等、1次系のノード分割が粗く精度の高い模擬が難しいことから適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてM-RELAP5コードを選定した。

5.1.2 全交流動力電源喪失

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。

2.1.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳に伴う RCP シール LOCA 発生時において、2次系によるクールダウン操作を主とする炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって前節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5コードであることより、1次系評価のためのコードとしてはM-RELAP5コードを共通して用いることとした。

一方、原子炉格納容器圧力に関しては、MAAPコード、COCOコード及びGOTHICコードが候補に挙げられる。

MAAPコードとGOTHICコードについては、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価するのに適しているのに対し、COCOコードは、原子炉格納容器を単ノードで模擬しており、従来の設置許可申請における原子炉格納容器の健全性評価において実績がある。

全交流動力電源喪失時においては、破断規模の大きい LOCA と比較して原子炉格納容器圧力の上昇は緩やかなため原子炉格納容器内の状態量の分布は必要ではなく、格納容器内自然対流冷却の成立性は、格納容器破損防止の雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価に包含されると判断し、実績のあるCOCOコードを選択した。このことにより、1次系の模擬には上記のとおりM-RELAP5コードを用いるため、原子炉格納容器圧力評価にはM-RELAP5コードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

5.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

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。

前項の全交流動力電源喪失と同じ事象の推移及び評価指標であるため、M-R E L A P 5 コード及びC O C O コードを選択した。

5.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

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。

2.1.4 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、LOCA が発生して 1 次系からの冷却材が放出され、原子炉格納容器の除熱機能が喪失する場合の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系モデル及び原子炉格納容器モデルの両方を有するM A A P コードとS A T A N-M コードが候補として挙げられる。(MARVEL コード、S A T A N-M (S m a l l -L O C A) コード、M-R E L A P 5 コード、S P A R K L E - 2 コードについては、原子炉格納容器モデルを有しておらず、G O T H I C コードについては、1 次系モデルを有していないことから、本事故シーケンスグループの評価には他のコードとの組合せ及びその検証が必要であり、現状での適用は困難である。)

本事故シーケンスグループには LOCA 事象が含まれ、一般には、炉心部や 1 次系において気液の熱非平衡や分離・対向流といった現象が出現し気液のエネルギー方程式、運動方程式を独立に取り扱える二流体モデルあるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。

S A T A N-M コードは、この条件を満足しているが、格納容器再循環ユニットのモデルを備えていないこと、及び大破断 LOCA の評価が目的であり事故シーケンスグループ内の大破断 LOCA 以外の事象には適さない。

M A A P コードは、上記の条件については簡易的な模擬と言えるが、本事故シーケンスグループが格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性の確認を目的としていることから、1 次系モデルとしては、時間オーダーでの放出質量及びエネルギーの積算値が重要であり、短期的な応答を精緻に解くための二流体モデルあるいはそれに準じるモデルは必ずしも必要ない。また、炉心動特性及び反応度効果に関する現象に関する解析モデルは備えていないが、当該現象は起因事象の LOCA 発生後に原子炉トリップに至るごく短期間においてのみ考慮される現象であり、事象進展に大きな影響を与えるものではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定する場合には考慮は不要である。

以上より、本事故シーケンスグループの評価に適切なコードとしてM A A P コードを選定した。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

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の評価は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する場合の ATWS 緩和設備の有効性を確認するものであり、1 次系及び 2 次系モデルを有する、MARVEL コード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コードが候補に挙げられる。

2.1.5 節に述べたように、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以下のような機能を有することがコード選定の要件として挙げられる。まず、原子炉停止機能が喪失した状態での、燃料温度変化及び冷却材密度変化に伴う炉心の出力応答が適切に評価できることが求められる。次に、事象シーケンスによっては、炉心損傷（燃料被覆管温度上昇）に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握できることが要求される。一方、LOCA 現象を含まず、高圧条件が維持されることから、炉心を含む 1 次系内の熱流動現象は概ね均質流として扱うことができ、気液のエネルギー方程式や運動方程式には 2 流体モデルのような独立性は必ずしも要求されない。

さらに、炉心部以外の解析モデルに対する要求としては、評価指標として 1 次系圧力に注目する場合には 2 次系の冷却機能低下を考慮した事故シーケンスが重要となることから、蒸気発生器の 2 次側水位を適切に評価できることが挙げられる。また、加圧器インサージ時の圧力上昇を適切に取り扱うために加圧器内での気液熱非平衡と水位変化をモデル化できる必要がある。

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、1 次冷却材密度変化、ボイド生成、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反応度係数を用いる 1 点炉近似動特性、もしくは過渡変化に伴う核的挙動を直接評価できる 3 次元炉心動特性が必要となる。また、燃料被覆管温度上昇に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握するためには、特に出力上昇や局所的なボイド生成に伴う事故シーケンスに対して事象進展中の出力分布変化を取り込んだ評価とする必要がある。これら出力応答及び DNB 発生条件を事象進展に見合った評価とするためには、過渡変化に伴う核的挙動及び出力分布変化を同時に評価することが可能な 3 次元炉心動特性を採用する SPARKLE-2 コードを用いることが合理的である。

また、蒸気発生器 2 次側や加圧器内の解析モデルに関しては、M-RELAP5

コード又はSPARKLE-2コードが2流体モデル及び多ノード分割により、これを適切に模擬できる。MARVELコード、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コードについては、蒸気発生器2次側について簡略化されたモデルを採用しているため、蒸気発生器2次側のドライアウト時の伝熱特性の評価に適さない。さらに、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コードでは気液の熱非平衡を伴う加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動を評価できない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてSPARKLE-2コードを選定した。

5.1.6 ECCS 注水機能喪失

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。

2.1.6 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、中小破断 LOCA 時に高圧注入系の機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた2次系強制冷却により1次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで炉心冷却を確保する炉心損傷防止対策の有効性を確認することから、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、中小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。5.1.1 節の議論と同様に本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5コードであることより、M-RELAP5コードを共通して用いることとした。

なお、大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能喪失について、解析評価を実施する場合は、4.1 節の適用候補コードの概要にて述べたコードのうち、大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価用に開発されたSATAN-Mコード（関連コード含む）が適用可能であるが、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている対策の有効性を示すことは困難であると予想される。他に LOCA 時の1次系を評価範囲としているのは、MAAPコードとM-RELAP5コードであるが、MAAPコードは、1次系模擬が簡略化されており、低圧注入機能のみが喪失した際の再冠水過程における詳細な挙動を解くのに適していない。M-RELAP5コードについても、再冠水過程の模擬性能が不十分であり、大破断 LOCA 評価には適していない。

5.1.7 ECCS 再循環機能喪失

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。

2.1.7 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、ECCS 再循環機能が喪失する事故シーケンスを対象に、代替再循環により炉心冷却を確保する炉心損

傷防止対策の有効性を確認するものであり、中小破断 LOCA 時には 2 次系による原子炉減圧操作が加わる。

再循環切替時には、水源である格納容器再循環サンプの状態が、原子炉格納容器内の状態に依存すること、大破断 LOCA 時には 1 次系圧力が原子炉格納容器圧力より若干高い圧力で推移し原子炉格納容器圧力の影響を受けることから、原子炉系モデルの他に原子炉格納容器モデルが必要である。また、再循環切替時点における 1 次系の保有水分分布を適切に評価できることが重要である。

このため、両方のモデルを有する MAAP コードと SATAN-M コードか、あるいは 1 次系の LOCA を取り扱える M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せが候補として挙げられる。

SATAN-M コード及び関連コードは、設計基準の大破断 LOCA 時における ECCS 性能評価を対象としたコードであるが、事象の収束が判断可能な事故後数 100 秒間の詳細な評価を目的としており、再循環モデルを有していない等、長期の評価には適さない。

MAAP コードは、運動量を動的に取り扱えないことから LOCA 時の初期の 1 次系内の流動変化に伴う燃料被覆管温度挙動の評価については適さないが、本事故シーケンスグループの評価は、1 次系圧力が高い場合の 2 次系による減圧及び代替再循環による炉心冷却の維持の確認が目的であり、再循環切替時点では、大破断 LOCA 直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから、基本的に適用可能と考えられる。M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せについては、中小破断 LOCA に限定すると、破断流が臨界流であり 1 次系圧力が原子炉格納容器圧力の影響を受けないため、原子炉系と原子炉格納容器の挙動を必ずしも同時に解く必要はないため適用性に問題はない。しかし、1 次系と原子炉格納容器の連成解析がなされないことから大破断 LOCA には適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価には、原子炉格納容器除熱機能喪失と同じく、MAAP コードを共通に用いることとした。

なお、1 次系内保有水分分布を適切に評価できることが重要であることを踏まえ、「第 1 部 M-RELAP5 コード」において、大破断 LOCA 時に再循環失敗した場合の M-RELAP5 コードの炉心水位挙動の評価性能について確認した上で、「第 3 部 MAAP コード」においては、M-RELAP5 コードとの比較を通じて有効性評価上考慮すべき MAAP コードの不確かさを定量化している。

5.1.8 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

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 5-8 に示す。

2.1.8 節に述べたように、本事故シーケンスグループの 1 次冷却系の評価は、1 次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の 2 次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

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 5-9 に示す。

2.1.9 節に述べたように、本事故シーケンスグループの 1 次冷却系の評価は、1 次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の 2 次冷却系からの除熱機能喪失で述べた小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力と同等の能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのは M-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

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）

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。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、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特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、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特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、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特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.4 水素燃焼

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 5-13 に示す。

本格納容器破損モードの評価は、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応等で発生した水素の激しい燃焼による原子炉格納容器の破損が、原子炉格納容器の大きさとあいまって PAR により防止されることを確認するものであり、水素の発生量の評価と原子炉格納容器内の水素濃度分布の解析が必要である。原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードとしては MAA P コードが挙げられる。

MAA P コードは、炉心動特性を備えていないが、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特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

原子炉格納容器内の水素濃度評価には、MAA P コード及び G O T H I C コードが候補に挙げられる。1 次系の模擬には上記のとおり MAA P コードを用いるため、原子炉格納容器内の水素濃度評価には MAA P コードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

MAA P コードは、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価することが可能であるが、物理的な区画を 1 次元流れで模擬するものであり、原子炉格納容器内のドーム部の空間分布の評価には適さない。一方、G O T H I C コードは、物理的な区画の模擬に加え、空間分布を 3 次元で模擬可能であることから、局所の水素濃度分布やドーム部での水素の成層化を取り扱える。

このため、本格納容器破損モードの評価のうち水素燃焼においては G O T H I C コードを選択した。

5.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 5-14 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードは MAA P コードのみである。

MAA P コードは、炉心動特性を備えていないが、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特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失

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 5-15 に示す。

2.3.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.2 全交流動力電源喪失

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 5-16 に示す。

2.3.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.3 原子炉冷却材の流出

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 5-17 に示す。

2.3.3 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

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：2次冷却系からの除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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：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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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：原子炉補機冷却機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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：原子炉格納容器の除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
(燃料炉心)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
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	△	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○		
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器	気液界面の熱伝達	—	○	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	△	△	△	△	○	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	○	—	—	—
	反応度帰還効果	△	△	△	△	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
(燃料)炉心	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—	—	○	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	○	△	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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：ECCS 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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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：ECCS 再循環機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	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	△	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○		
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器	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	—	○	—	—	—	○	○	○

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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
(炉心損傷防止：格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (1/2)
 (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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (2/2)
 (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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、熔融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1 次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	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	—	—	—	—	—	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (1/2)
(格納容器破損防止：高圧熔融物放出／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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (2/2)
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス、液体）	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
原子炉心損傷後（原子炉格納容器）	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1 次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉心損傷後（原子炉格納容器）	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	—	—	—	—	—	○	—	—
	格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (1/2)
 (格納容器破損防止：原子炉圧力容器外の熔融燃料－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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (2/2)
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス、液体）	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1 次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (1/2)
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

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 (2/2)
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス、液体）	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	放射線水分解等による水素発生	—	—	—	—	—	—	○*	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
（原子炉損傷後）原子炉容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
（原子炉損傷後）原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)
(格納容器破損防止：熔融炉心・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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)
(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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス、液体）	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1 次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—

○：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

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-15 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：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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心移	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	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	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-16 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：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							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心移	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	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	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-17 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：原子炉冷却材の流出)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心移	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	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	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない