されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融もしくはクリープにより破損に至る。１次系圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、原子炉容器破損時には溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、やがて原子炉下部キャビティの床に広く堆積する。原子炉下部キャビティの床には加圧器安全弁から逃がしタンクを経由して放出された冷却材の一部が溜まっており、飛散してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発する。床に溜まっていた冷却材が蒸発すると、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。溶融炉心は床上に広く薄く堆積していることから、床コンクリートを侵食するより原子炉格納容器気相部を加熱する効果が大きくなり、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態で温度上昇を続けていく。原子炉格納容器ハッチ部あるいは貫通部の温度が耐熱温度を超えると漏えいが発生するため、格納容器過温破損に至る。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉格納容器一般部の床に水を張る。原子炉格納容器内に溶融炉心の冷却に十分な水があれば格納容器過温破損は防止できる。ただし、原子炉格納容器内が過熱状態から飽和状態へ移行した後は、前述と同様の過圧破損対策を行う必要がある。

本事象の場合、原子炉格納容器の過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器内温度」である。

(2)　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

この格納容器破損モードは、１次系圧力が高い状況で原子炉容器が損傷し、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水等による炉心の冷却に失敗するため、１次系圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出され、炉心水位が徐々に低

下し、いずれは炉心露出、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融もしくはクリープにより破損に至る。１次系圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る可能性がある。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、炉心損傷を検知して、運転員等操作で加圧器逃がし弁を開放することにより、１次系を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制することができる。

本事象の場合、高圧条件での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「１次系圧力」である。

(3)　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

この格納容器破損モードは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水が接触して圧力スパイクが発生し、格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスの場合、大破断 LOCA 発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS 注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内

管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融もしくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。

本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。

(4) 水素燃焼

この格納容器破損モードは、ジルコニウムー水反応等によって発生した水素の燃焼により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋ECCS注入失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS 注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管にてジルコニウムー水反応によって、多量の水素が発生するとともに、反応熱により更に燃料棒が過熱される。これにより炉心損傷の初期に大量の水素が原子炉格納容器内へ放出される。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融もしくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後には、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、溶融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。PWRは大型格納容

器を採用しているため、火炎伝ぱ速度が亜音速の燃焼であれば、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を超えないと評価されており、格納容器破損に至ることは無いと評価されている。一方、火炎伝ぱ速度が音速を超えて衝撃波が発生する水素爆轟が発生した場合、衝撃波により原子炉格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性を排除できない。水素爆轟が発生する水素濃度としてはドライ状態で 13vol%が一つの指標とされている。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器内に設置される水素処理設備による水素処理を行う。

本事象の場合、原子炉格納容器内水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが目的であることから、評価指標は「水素濃度」である。

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

この格納容器破損モードは、溶融炉心が原子炉下部キャビティ床上へ落下した溶融炉心によりコンクリート侵食が継続し、ベースマットの溶融貫通により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスの場合、大破断 LOCA 発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS 注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融もしくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティには LOCA により放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後には、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると格

納容器破損に至り、放射性物質が地中あるいは地下水に放出されることとなる。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張り、溶融炉心の冷却を行う。

本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＭＡＡＰ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、表 2.2-1 の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「Ｉ」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。

なお、本資料の本文「2　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、重要事故シーケンスグループに対して抽出されたものであり、具体的な重要事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「Ｉ」に分類する。

表 2.2-1　ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標及び運転員等操作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や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転員等操作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及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作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
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない

2.3 物理現象に対するランク付け

本資料の本文「2　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＭＡＡＰ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、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表 2.2-1 の定義に従って、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表 2.3-1 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、物理現象ごとに考え方を示す。

2.3.1 炉心（核）関連

(1) 核分裂出力［炉心（核）］

(2) 反応度帰還効果［炉心（核）］

(3) 制御棒効果［炉心（核）］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(4) 崩壊熱［炉心（核）］

2.3.2 炉心（燃料）関連

(1) 燃料棒内温度変化［炉心（燃料）］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2)　燃料棒表面熱伝達［炉心（燃料）］

(3)　燃料被覆管酸化［炉心（燃料）］

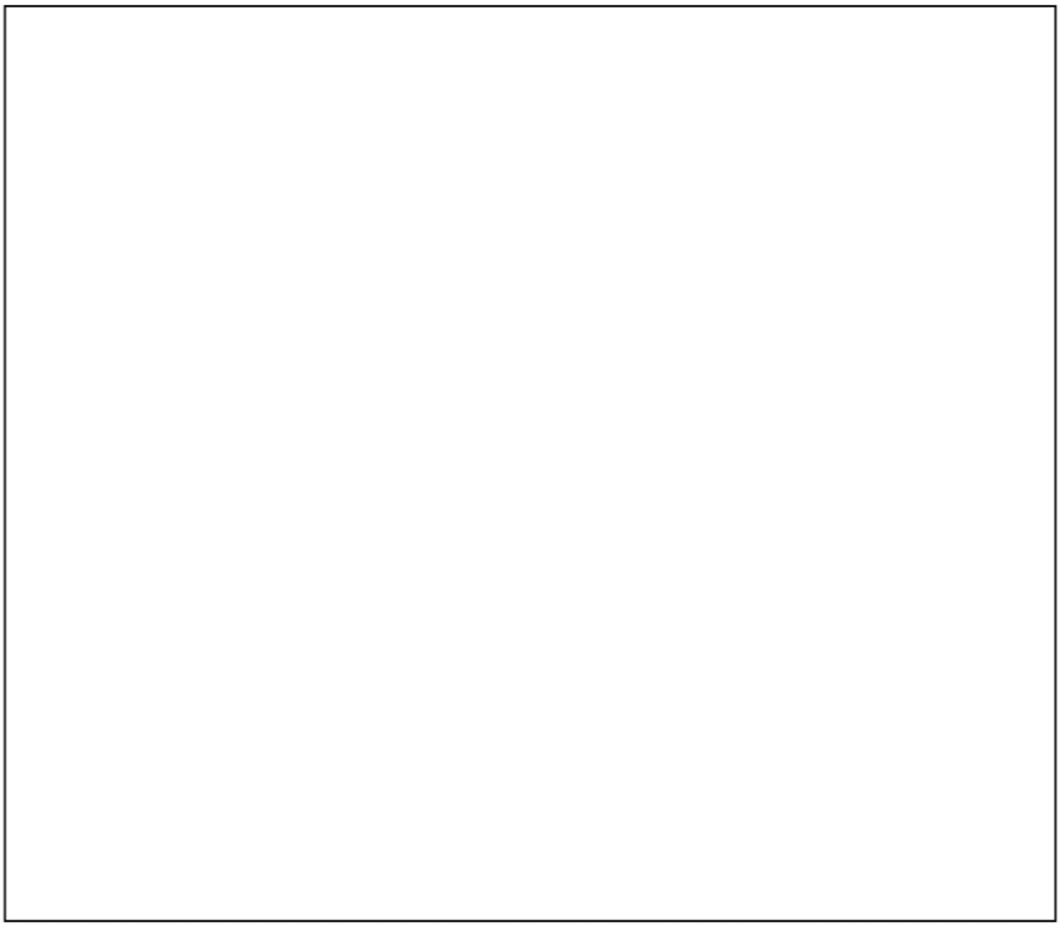
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(4) 燃料被覆管変形［炉心（燃料）］

2.3.3 炉心（熱流動）関連

(1) 沸騰・ボイド率変化［炉心（熱流動）］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(2)　気液分離（炉心水位）・対向流［炉心（熱流動）］



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) 気液熱非平衡［炉心（熱流動）］

(4) 圧力損失［炉心（熱流動）］

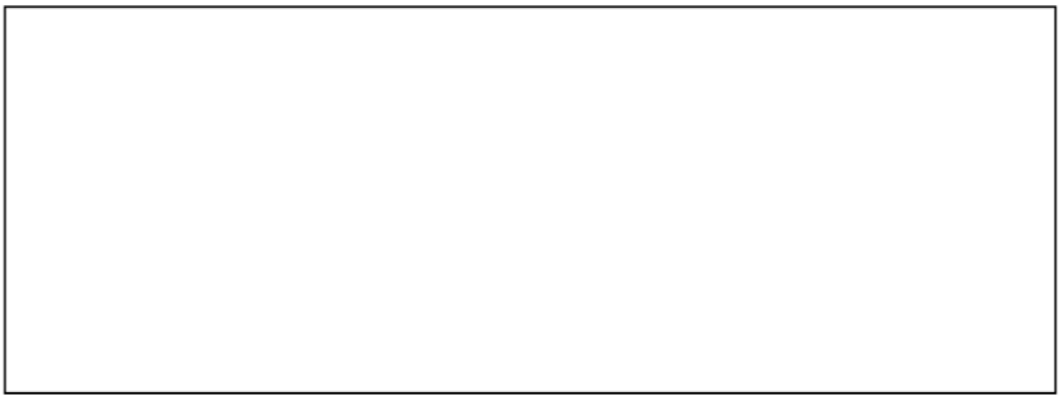
2.3.4 1次冷却系関連

(1) 冷却材流量変化（強制循環時）［1次冷却系］

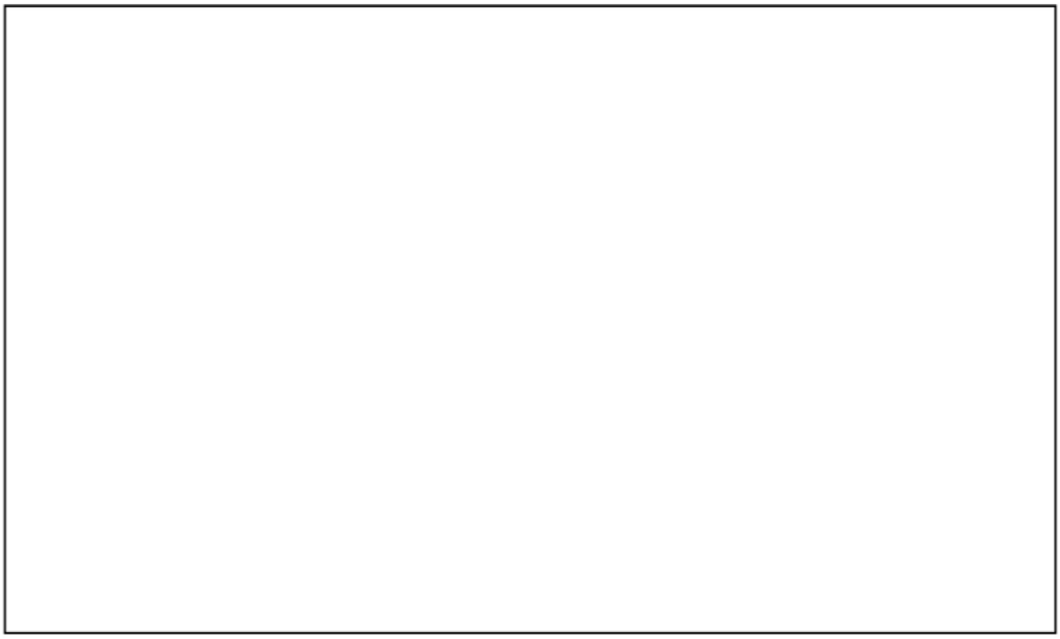
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(2)　冷却材流量変化（自然循環時）［１次冷却系］



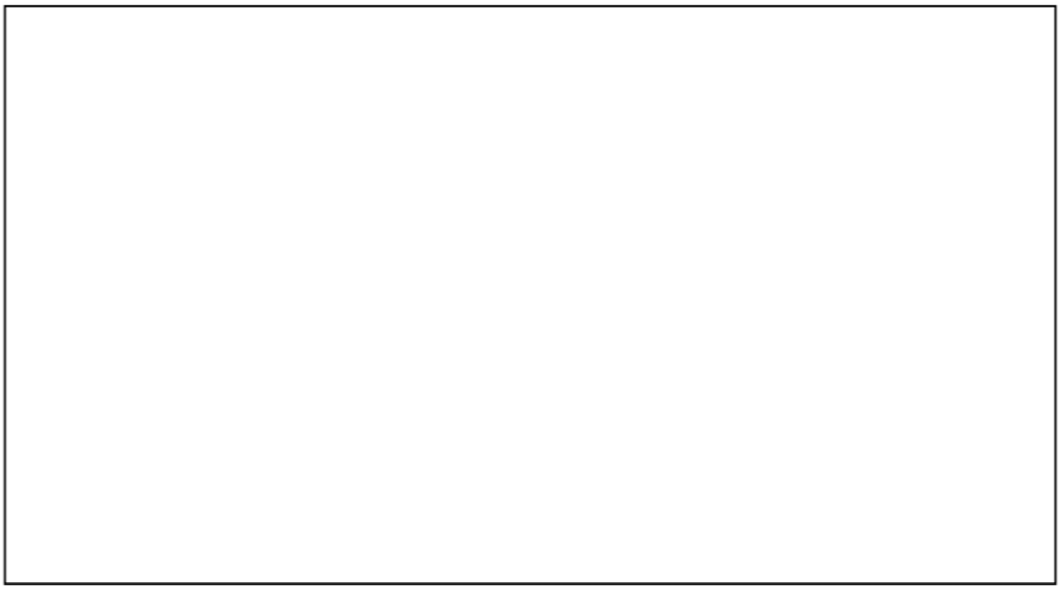
(3)　冷却材放出（臨界流・差圧流）［１次冷却系］



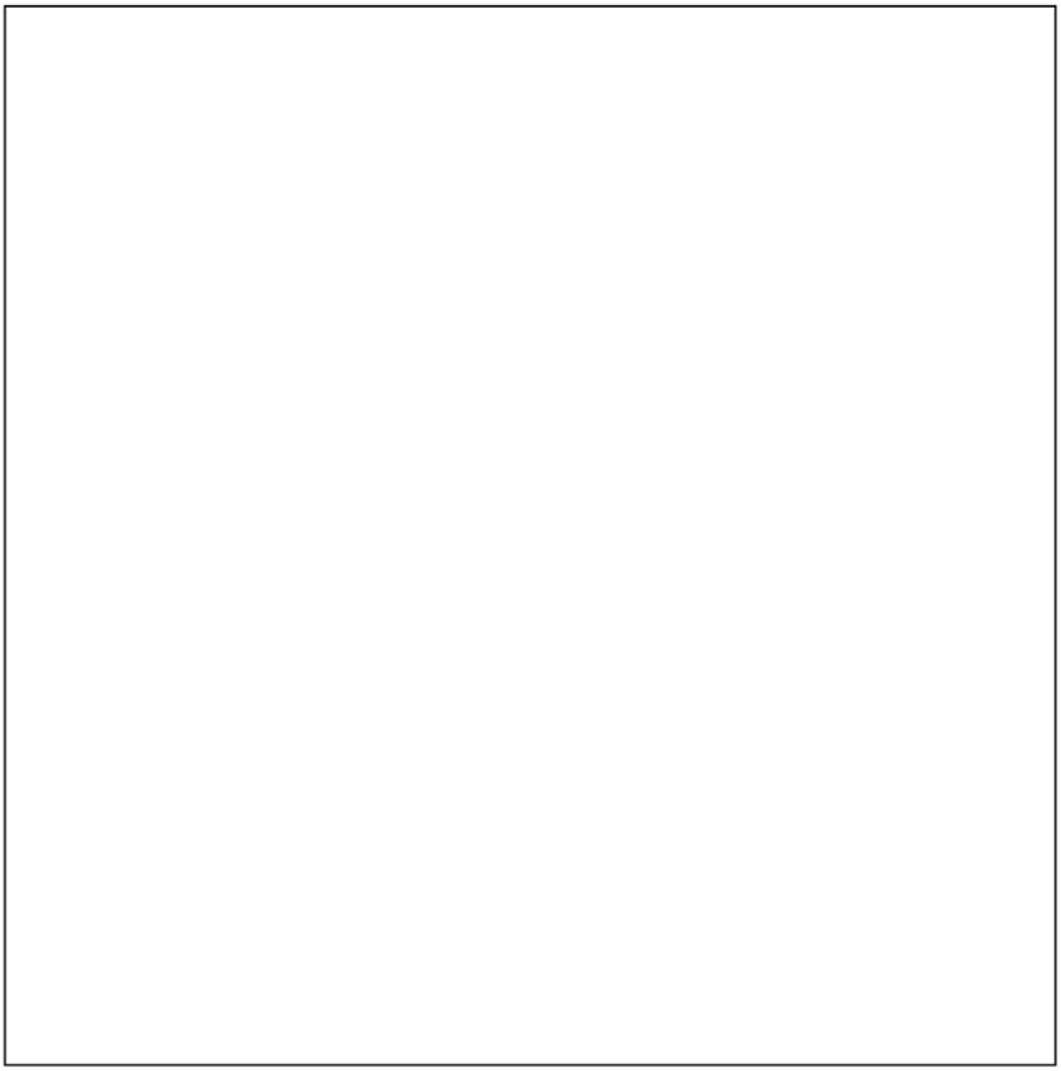
(4)　沸騰・凝縮・ボイド率変化［１次冷却系］



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(5)　気液分離・対向流［１次冷却系］



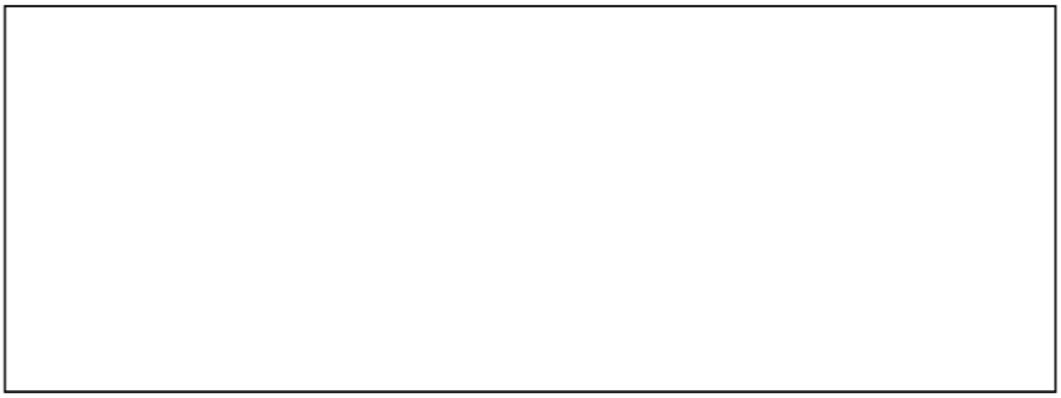
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(6) 気液熱非平衡［１次冷却系］

(7) 圧力損失［１次冷却系］

(8) 構造材との熱伝達［１次冷却系］

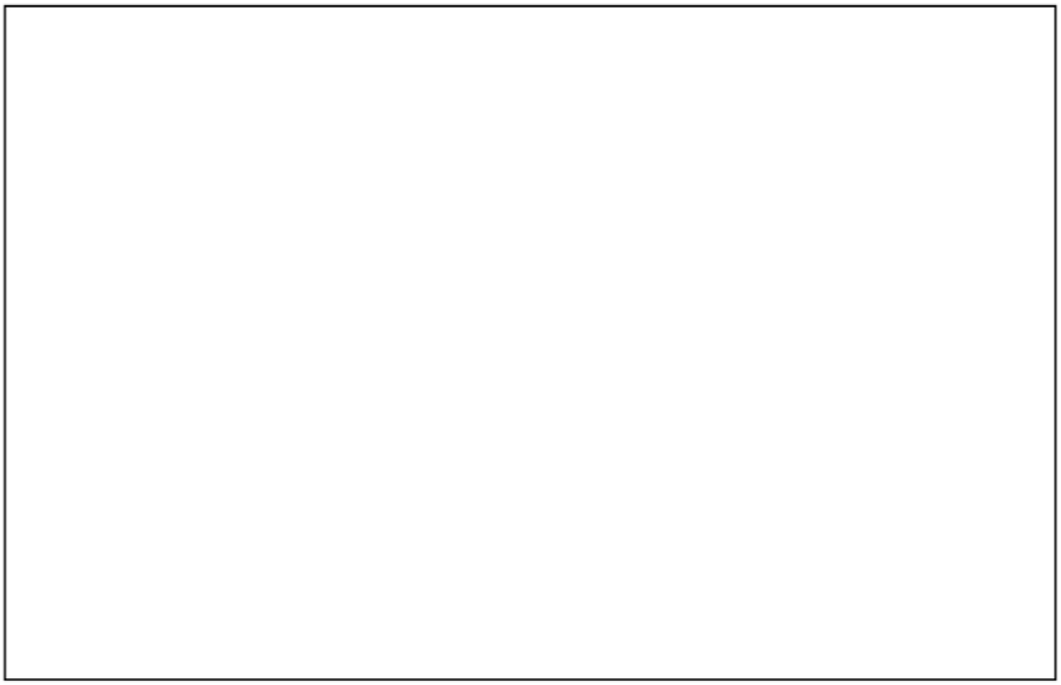
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(9)　ECCS 強制注入［１次冷却系］



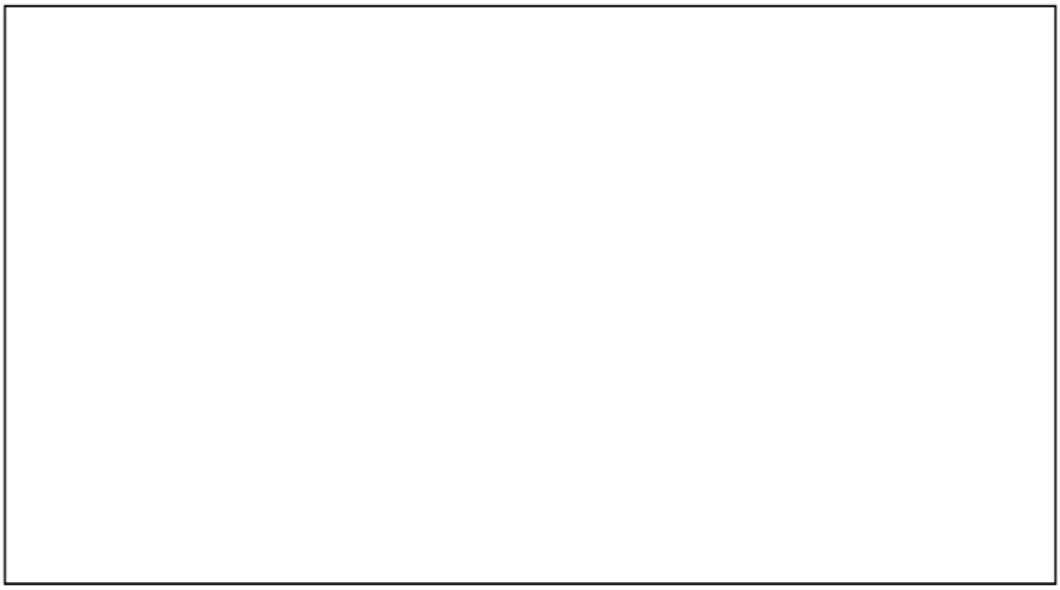
(10)　ECCS 蓄圧タンク注入［１次冷却系］



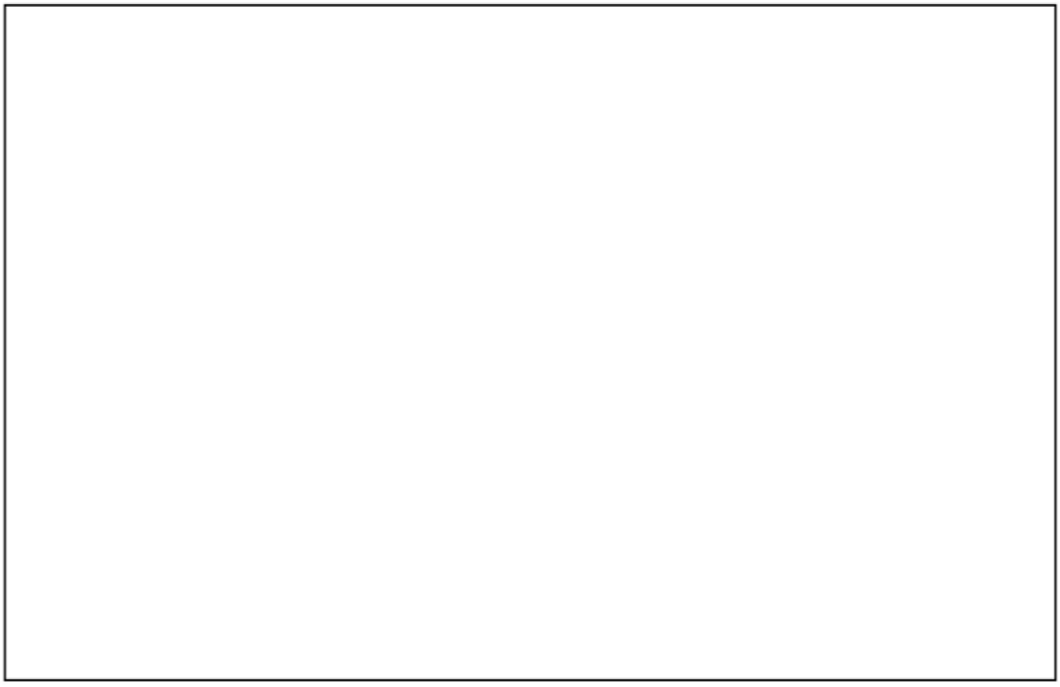
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2.3.5 加圧器関連

(1) 気液熱非平衡［加圧器］



(2) 水位変化［加圧器］



(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）［加圧器］



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

2.3.6 蒸気発生器関連

(1) １次側・２次側の熱伝達［蒸気発生器］

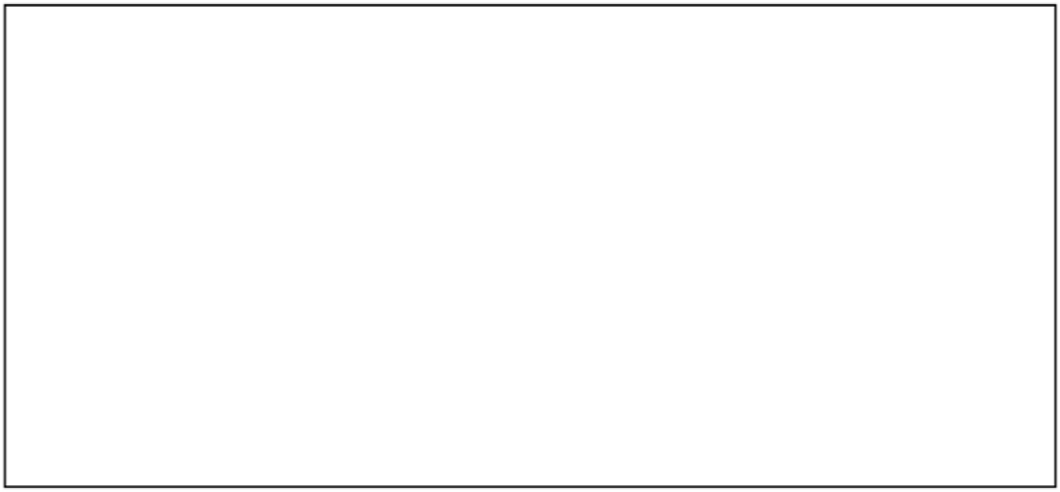
(2) 冷却材放出（臨界流・差圧流）［蒸気発生器］

(3) ２次側水位変化・ドライアウト［蒸気発生器］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(4)　2次側給水（主給水・補助給水）［蒸気発生器］

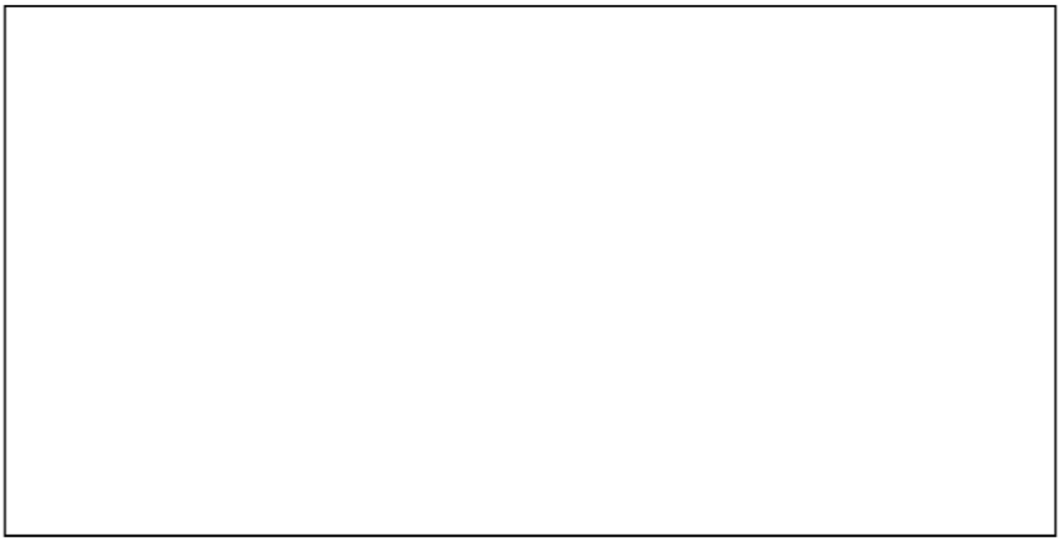


2.3.7　原子炉格納容器関連（溶融炉心挙動を除く）

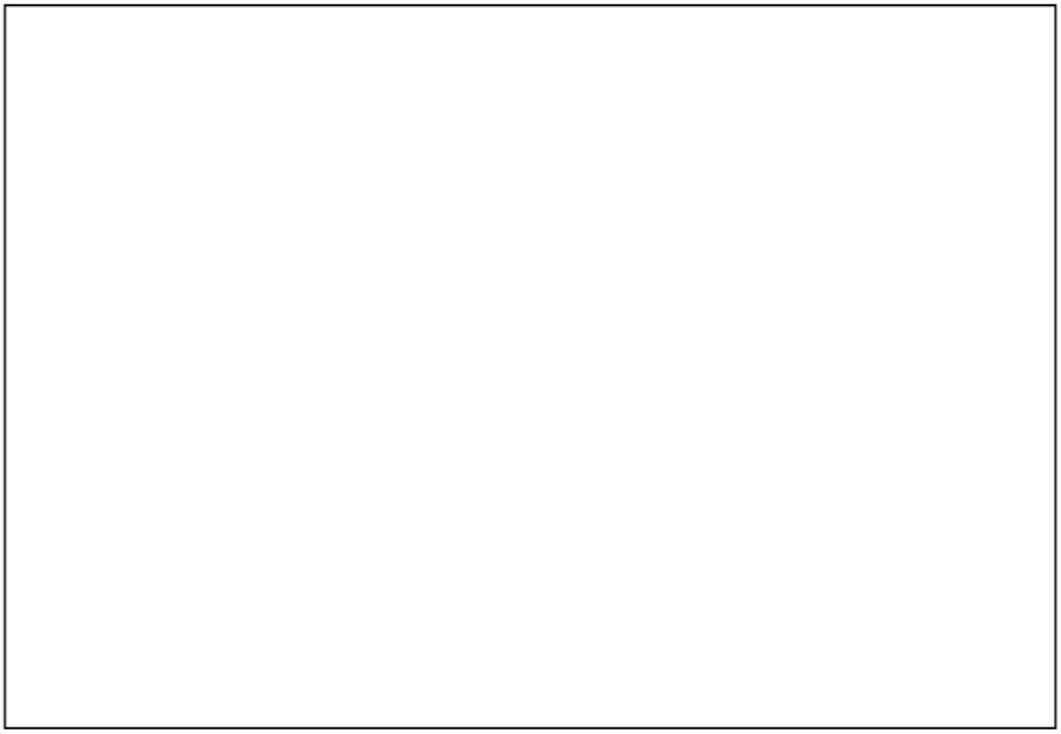
(1)　区画間・区画内の流動（蒸気・非凝縮性ガス）［原子炉格納容器］



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



(2)　区画間・区画内の流動（液体）［原子炉格納容器］



(3)　気液界面の熱伝達［原子炉格納容器］



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(4)　構造材との熱伝達及び内部熱伝導［原子炉格納容器］

(5)　スプレイ冷却［原子炉格納容器］

(6)　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［原子炉格納容器］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(7)　放射線水分解等による水素発生

(8)　水素濃度［原子炉格納容器］

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(9) 水素処理［原子炉格納容器］

2.3.8 原子炉容器（炉心損傷後）関連

(1) リロケーション

(2) 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3)　原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）

(4)　下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

(5)　原子炉容器破損、溶融

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(6) 1次系内FP挙動

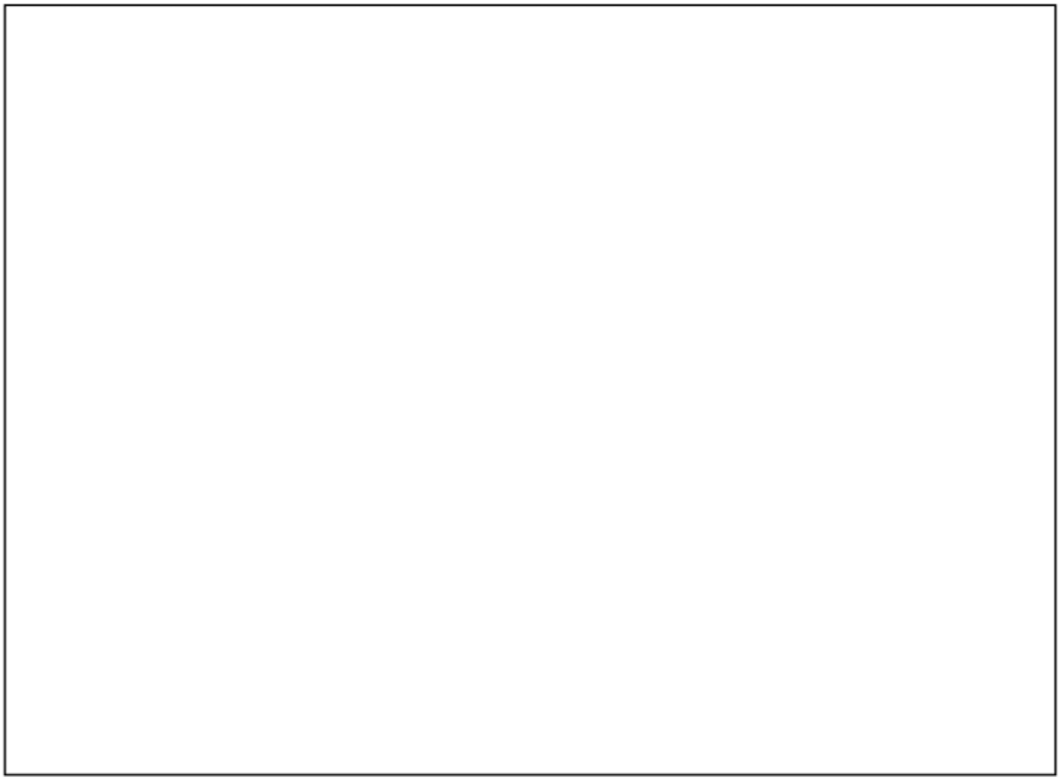
2.3.9 原子炉格納容器（炉心損傷後）関連

(1) 原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出

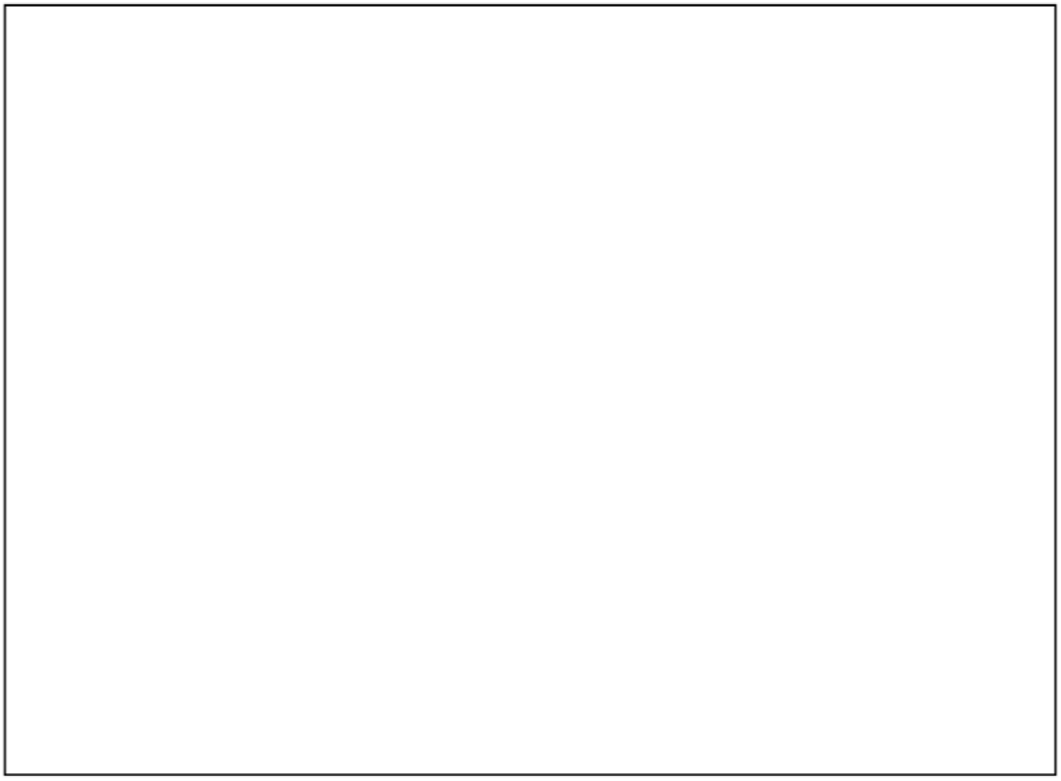
(2) 格納容器雰囲気直接加熱

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(3) 原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）



(4) 原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）



枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(5) 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり

(6) 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

(7) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(8) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

(9) 原子炉格納容器内 FP 挙動

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

表 2.3-1　有効性評価の物理現象のランク（1/4）

分類・物理現象 ＼ 評価事象・評価指標			炉心損傷防止		格納容器破損防止				
			原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
			原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	原子炉格納容器圧力・温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心	核	核分裂出力	L	I	I	I	I	I	I
		反応度帰還効果	L	I	I	I	I	I	I
		制御棒効果	L	I	I	I	I	I	I
		崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H
	燃料	燃料棒内温度変化	L	L	H	H	H	H	H
		燃料棒表面熱伝達	L	H	H	H	H	H	H
		燃料被覆管酸化	L	M	H	H	H	H	H
		燃料被覆管変形	I	L	H	H	H	H	H
	熱流動	沸騰・ボイド率変化	L	H	H	H	H	H	H
		気液分離（炉心水位）・対向流	L	H	H	H	H	H	H
		気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L
		圧力損失	L	L	L	L	L	L	L

表 2.3-1　有効性評価の物理現象のランク（2/4）

分類・物理現象 ＼ 評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	原子炉格納容器圧力・温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
１次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	I	I	L	L	L	L	L
	冷却材流量変化（自然循環時）	L	I	L	L	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	L	L	L	L	L	L	L
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	L	L
	気液分離・対向流	L	H	L	L	L	L	L
	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L
	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達	L	L	H(温)／L(圧)	H	L	L	L
	ECCS 強制注入	L	H	I	I	I	I	I
	ECCS 蓄圧タンク注入	L	L	M(温)／L(圧)	M	L	L	L
加圧器	気液熱非平衡	I	I	L(温)／I(圧)	L	I	I	I
	水位変化	L	I	L	L	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	H(温)／I(圧)	H	I	I	I

表 2.3-1　有効性評価の物理現象のランク（3/4）

分類・物理現象 ＼ 評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	原子炉格納容器圧力・温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	L	L	H(温)／L(圧)	H	L	L	L
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	M(温)／I(圧)	M	I	I	I
	２次側水位変化・ドライアウト	I	I	H(温)／I(圧)	H	I	I	I
	２次側給水（主給水・補助給水）	L	L	I(温)／L(圧)	I	L	L	L
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	L※	I	H	L	H	I	I
	区画間・区画内の流動（液体）	L※	L※	L	L	M	L	M
	気液界面の熱伝達	L	L	L	L	L	L	L
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H	L	H	L	L	L	L
	スプレイ冷却	I	I	H	L	M	M	M
	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	H	I	H	L	L	L	L
	放射線水分解等による水素発生	I	I	I	I	I	L	I
	水素濃度変化	I	I	M	L	L	H	M
	水素処理	I	I	I	I	I	I	I

※　多区画モデルを採用する場合のランク。

表 2.3-1　有効性評価の物理現象のランク（4/4）

分類・物理現象 ＼ 評価事象・評価指標		炉心損傷防止		格納容器破損防止				
		原子炉格納容器の除熱機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
		原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	原子炉格納容器圧力・温度	１次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	I	I	H	H	H	H	H
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	I	I	L	M	L	L	L
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	I	I	L	M	L	L	L
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	I	I	M	H	M	M	M
	原子炉容器破損、溶融	I	I	H	H	H	H	H
	１次系内 FP 挙動	I	I	M	M	M	M	M
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	I	I	I	I	I	I	I
	格納容器雰囲気直接加熱	I	I	I	I	I	I	I
	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	I	I	M	I	H	M	H
	原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）	I	I	M	I	H	M	H
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	I	I	L	I	L	H	H
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	I	I	M	I	L	H	H
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	I	I	M	I	L	H	H
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	I	I	M	I	L	H	H
	原子炉格納容器内 FP 挙動	I	I	M	M	M	M	M

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

ＭＡＡＰコードは、シビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータコードであり、1980 年代に初版が完成し、以降改良を重ねられてきた。当初は米国 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、プログラムが終了した現在では、EPRI に所有権が移管されている。

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、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。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重要事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧や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。また、ＭＡＡＰコードの PWR プラント用解析モデルは、ウェスチングハウス型、CE 型、三菱型等の PWR プラントに適用可能なよう、開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づき設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。

ＭＡＡＰコードの熱水力モデルでは、質量及びエネルギ保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えば LOCA 直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

なお、重要事故シーケンスの解析においては、溶融炉心・コンクリート相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象には、現時点でも研究段階のものがあり、実機規模での現象が、必ずしも解明しきれていない現象も含まれている。

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表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　重要現象に対する解析モデル（1/2）

分類	重要現象	解析モデル
炉心（核特性）	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）（3.3.2(2)） FP 挙動モデル（FP 移動に伴う崩壊熱）（3.3.8(3)）
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）（3.3.2(3)） 溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）（3.3.7(1)）
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）（3.3.2(4)）
	気液分離（炉心水位）・対向流	
１次冷却系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）（3.3.3(2)）
	構造材との熱伝達	１次系モデル（１次系破損モデル）（3.3.3(4)）
	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）（3.3.6(1)）
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）（3.3.6(2)）
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル（加圧器モデル）（3.3.3(3)）
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル（3.3.4）
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	
	２次側水位変化・ドライアウト	

表 3.2-1　重要現象に対する解析モデル（2/2）

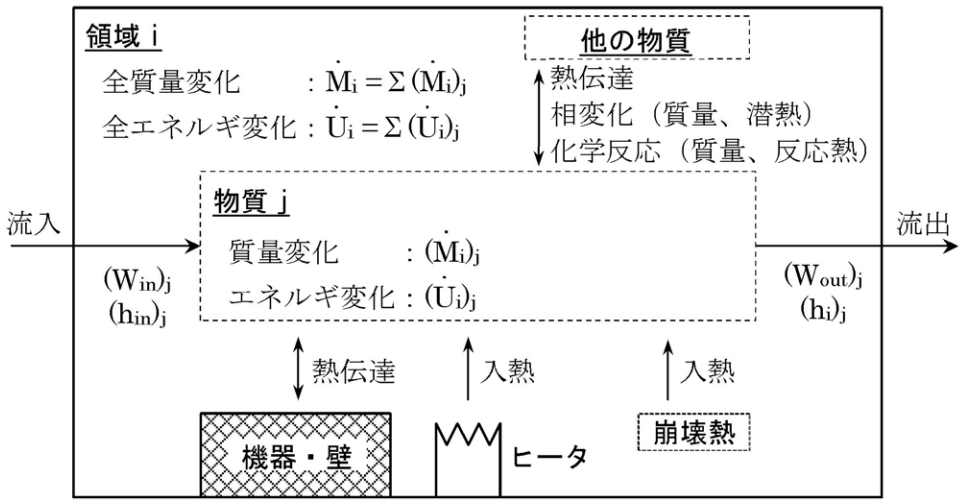
分類	重要現象	解析モデル
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）(3.3.5(2))
	区画間・区画内の流動（液体）	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	
	スプレイ冷却	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）(3.3.6(3))
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル（3.3.6(5)）
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生）(3.3.5(4))
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション）(3.3.7(2))
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）(3.3.7(3))
	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	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）(3.3.7(4))
	1 次系内 FP 挙動	FP 挙動モデル（3.3.8）
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）(3.3.7(5))
	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	FP 挙動モデル（3.3.8）

3.3 解析モデル

3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式

ＭＡＡＰコードの炉心、１次系、蒸気発生器、原子炉格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成しており、ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱っている。

各ノード（領域）の質量及びエネルギは、下図の概念で、物質毎に計算される。



領域iにおける物質jの質量変化率$(\dot{M}_i)_j$は、

$$(\dot{M}_i)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \begin{pmatrix} 相変化による \\ 質量変化 \end{pmatrix}_j \pm \begin{pmatrix} 化学反応による \\ 質量変化 \end{pmatrix}_j$$

により求める。ここで、質量変化率、$(W_{in})_j$は対象領域iの物質jの流入量、$(W_{out})_j$は領域iの物質jの流出量である。

領域iのエネルギ変化率$\dot{U}_i$は、各物質の入出熱の合計であり、

$$\dot{U}_i = \Sigma_j\left((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j\right) - \Sigma_j\left((W_{out})_j \cdot (h_i)_j\right) \pm \Sigma_j \begin{pmatrix} 相変化 \\ 割合 \end{pmatrix} \times 潜熱 \Big)_j$$

$$+ \Sigma_j \begin{pmatrix} 化学 \\ 反応熱 \end{pmatrix}_j - \Sigma_j \begin{pmatrix} 機器・壁への \\ 熱伝達 \end{pmatrix}_j \pm \Sigma_j \begin{pmatrix} 物質間 \\ 熱伝達 \end{pmatrix}_j + \Sigma_j \begin{pmatrix} ヒータ出力 \\ ・崩壊熱 \end{pmatrix}_j$$

により求める。$(h_i)_j$は対象領域iの物質jの比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱や上部プレナム内のスチールの酸化反応熱などである。崩壊熱については、FP の気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着などの状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。

各ジャンクションの流量は、

$$\Sigma_j K_j W_j |W_j| = \Sigma_i g \Delta z_i \rho_i$$

により求める。ここで、W_jはジャンクション流量、K_jは流路の抵抗係数、Δz_iはノード高さ、ρ_iはノード密度、gは重力加速度である。この式の左辺は1次系全体の流動抵抗の合計で、右辺は密度差による駆動力の合計で、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量W_jを計算する。ここで、ジャンクションは、図 3.3-3 の隣接するノード同士を接続するものである。

ＭＡＡＰコードが適用される重要事故シーケンスにおいて流体慣性が重要となる事項としては、大破断 LOCA における破断流量の計算、破断口の位置（低温側配管破断と高温側配管破断）の感度（言い換えると、炉心の逆流と流動の停滞）及び ECC バイパス等が挙げられる。これらは LOCA 直後のブローダウン期間中の炉心の流動（炉心の露出と炉心ヒートアップ）に影響する。このような短期間に発生する現象の模擬には不確かさが大きいが、その後の炉心再冠水以降は、崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となることから、圧力損失及び静水頭のバランスが適切に考慮されることにより、その流動は十分に模擬でき、適用性を有する。

3.3.2 炉心モデル

炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。

(1) ノード分割

炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Z の２次元モデルであり、ノードごと燃料、燃料被覆管、制御棒、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材、冷却材の減少と回復、水素発生、自然対流、炉心あるいは炉心内部の輻射及び対流熱伝達、燃料被覆管の変形や膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。

ノード分割は、図 3.3-1 に例示するとおりである。径方向及び高さ方向に、構造材としては、燃料（FP 組成含む）、燃料被覆管、制御棒及び構造材の質量を入力条件として与え、流体の流路としては、炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、炉内構造物応答を計算する。なお、FP 組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。ノードの分割数は、入力値により与えることが可能であり、径方向に□、高さ方向に□としている。これはＭＡＡＰコードの標準的な分割数である。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウムー水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため 10 以上が推奨される。なお、径方向の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

(2) 原子炉出力及び崩壊熱

初期の原子炉出力分布は入力条件である。炉心は、R-Z の２次元でノード分割され、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向及び軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心質量が移動しても、質量の移動に応じて崩壊熱割合も移動するので炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。

原子炉出力は、事象初期から原子炉トリップに至るまでの期間は、初期出力を維持するが、原子炉トリップが発生する場合には、出力は崩壊熱レベルまで低下する模擬としている。この模擬については、ＭＡＡＰコードが適用される重要事故シーケンスにおいて、原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、あるいは、早期に原子炉トリップに至るため、評価結果に与える影響は小さい。

崩壊熱については、時間に対するテーブルデータとして与える。また、炉心溶融後に炉心領域から外に輸送された FP や溶融炉心については、表 3.3-2 に示す核種グループ毎に崩壊熱の割合を与える。

(3) 炉心熱水力モデル

炉心の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。

熱水力のうち炉心特有なものに炉心が露出する場合の挙動がある。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelter の相関式を用いた計算を行っている。露出した炉心がヒートアップすると炉心域で気体密度の差ができ、炉心と上部プレナム間で自然循環流れが発生する。

炉心が露出する場合については、後述の炉心水位計算モデルにより燃料棒の露出と冠水の高さ位置を判定する。冠水した領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生を計算する。露出した領域では、上部プレナムとの自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。なお、これら炉心の各チャンネルのセル毎に計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は、炉心全体で合計した結果が 3.3.1 に示した基礎方程式における右辺のソース項となる。

炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素が発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分を更に加熱する。損傷した炉心にダウンカマを通して急速に注水するような場合に、炉心部での逆環状流となり、流路の中心部には水があるが、蒸気膜が高温燃料棒を覆うため、炉心の浸水部分は水プールより高温になり酸化が促進される。この酸化反応計算には Baker-Just の相関式（高温）、又は Cathcart-Pawel の相関式（低温）を用いている。この反応による物質変化と反応熱は、各質量及びエネルギ保存則で考慮

されている。

以上、炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水及び露出、炉心形状に応じて熱伝達率の計算を行っており、炉心崩壊時も含めると、以下のとおり整理される。

炉心状態		伝熱面積	熱伝達
健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達
崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達

(4) 炉心水位計算モデル

1次系が気液分離した後の原子炉容器内の水位及び二相水位の概要を図 3.3-2に示す。

原子炉容器内はダウンカマ部と炉心部では同じ水頭になるように評価し、このときダウンカマ及び炉心の水位はそれぞれ領域の中で同じであると仮定する。炉心の冠水部では崩壊熱による水蒸気が発生し、炉心内では二相状態になり二相水位はダウンカマの水位より高くなる。

ダウンカマの水位については、幾何形状に基づき水位を保有水体積との関係で与えておき、過渡時の保有水体積を計算することにより求める。

原子炉容器内の二相水位は、断面積の異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率と水の体積から計算される。平均ボイド率は水蒸気から計算される気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算される。平均ボイド率は水蒸気速度の関数として表され、

$$\alpha = \frac{\varphi}{2+C_0\varphi}$$

により計算される。αは平均ボイド率、C_0は集中定数、φはプール上端の表面ガス速度を下式により求められるチャーン流のドリフト速度U_∞で除したものであり、U_∞は

$$U_\infty = 1.53\left[\sigma g\frac{\rho_i-\rho_g}{{\rho_i}^2}\right]^{1/4}$$

により評価される。ここで、σは液相の表面張力、gは重力加速度、ρ_iは液相密度、ρ_gは気相密度である[2]。

上記のように原子炉容器内の二相水位は、流体の占める断面積及び体積が異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率及びそれぞれ水温の関

数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。

3.3.3 1次系モデル

1次系モデルは、炉心、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、1次冷却材配管等を配置した1次系ループにより構成される。水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、1次系モデルについて述べる。

(1) ノード分割

1次系モデルは、図 3.3-3 に示すように、原子炉容器、1次系配管、加圧器、蒸気発生器等の1次系の構成要素ごとにノード分割し、各ノードの形状等の特性は設計値に基づき与える。1次系ループは、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。このノード分割は、コード内に設定されたプリセットであり、国内外の典型的な PWR プラントの1次系を模擬したものである。

有効性評価において、炉心損傷防止の観点では、LOCA 事象を想定しており、初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。

(2) 1次系の熱水力モデル

1次系の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。

1次系では、ヒートシンク（原子炉容器、1次系配管及び炉内構造物）と水、気体の間の熱伝達及び蒸気発生器での熱伝達が計算される。また、1次系内の気相の自然循環や、蒸気発生器での伝熱がある場合にはリフラックス流れと呼ばれる、原子炉容器の上部プレナムから高温側配管を通り蒸気発生器までの間で発生する対向流自然循環、更には加圧器のサージ管、弁の流れを模擬している。

冷却材の流動様式は、冷却材中のボイド分布に応じて計算される。1次冷却材ポンプ運転中は強制対流であり、冷却材中に一様にボイドが生じる仮定としている。1次冷却材ポンプが停止するとボイド率が低い場合には自然循環が発生する。1次系全体平均のボイド率（グローバルボイド率）が高くなり、自然循環により液相を蒸気発生器伝熱管の頂部まで運ぶことができなくなると気液分離が発生する。なお、この時のボイド率は［　　］［　　］を根拠として、有効性評価では［　］を与えている。なお、参考文献[3]では、Westinghouse タイプの原子炉は実験に基づくと 0.4～0.7 であることが示されている。このボイド率は、1次系の流動様式が切り替わるしきい値であり、1次系の平均ボイド率が徐々に変化する場合に流動様式が切り替わる時

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

期への影響が現れる。大破断 LOCA の再冠水以降は気液分離状態であり、このボイド率の設定は影響しない。全交流動力電源喪失の場合には、蒸気発生器２次側がドライアウトして１次系からの除熱が失われる時点から１次系のボイド率が早期に上昇するため、ボイド率の設定による気液分離のタイミングに大きな差は生じないことから、事象進展への影響は小さい。

気液分離後の液相の流動は水頭差により駆動される流れになる。即ち、ダウンカマ側の液相水位と炉心側のドリフトフラックスモデルで計算された二相水位の水頭差により駆動された流れが流動抵抗を考慮して計算される。蒸気発生器出口側配管内の液相は流動せず熱収支に応じて蒸発を行う。気相は蒸気発生器におけるリフラックス冷却と発生水蒸気による流動が考慮される。

水と１次系ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時や自然循環時を個別に取り扱っている。気体と１次系ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時（乱流域、層流域及びそれらの遷移域）に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。

１次冷却材ポンプ流量は入力値として与え、その流量が１次冷却材ポンプのトリップまで維持される。１次冷却材ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコーストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。

(3) 加圧器モデル

加圧器は、加圧器本体、サージ管、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃がしタンクをモデル化しており、それらの質量及びエネルギ収支を計算している。モデル概念を図 3.3-4 に示す。

物質移動としては、加圧器への流入は、１次冷却材の膨張に伴う高温側冷却材のサージ管からの流入、加圧器スプレイからの流入がある。加圧器からの流出としては、高温側配管へのサージ管からの流出、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流出（液相と気相それぞれについて考慮）がある。また、熱移動としては、加圧器ヒータによる入熱、加圧器内に輸送された FP の崩壊熱による入熱、加圧器壁面への熱伝達がある。また、加圧器内部でのプロセスとして、流出サージ時に発生する加圧器内水のフラッシング及び気相の凝縮を考慮しており、それに伴う気相及び液相間の質量とエネルギ移動を計算している。

なお、加圧器は、破断側ループに接続されており、非破断側ループに接続される場合に比べて、非破断側ループ高温側配管から上部プレナムに流れ込む流量が小さく、上部プレナム保有水量が少なくなり、炉心冷却が悪化する傾向となるが、大破断 LOCA の場合は、加圧器が早期に空となり、短期的な影響に限定される。

加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から

臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。

加圧器逃がしタンクは、加圧器逃がし弁に接続する体積要素として模擬しており、加圧器逃がし弁が開放した際に、気相及び液相の流量及びそれに伴うエネルギの授受を計算している。ここで、臨界流にはHenry-Fauskeモデル[4]を使用している。加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクが破損し、以降、冷却材が原子炉格納容器の下部区画に放出される。

(4) １次系破損モデル

原子炉冷却材圧力バウンダリ（加圧器サージ管、高温側配管、蒸気発生器伝熱管）の破損については、原子炉容器と同様にクリープ破損を模擬している（3.3.7(4)参照）。

(5) 破断流モデル

１次系と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流、サブクール臨界流、二相臨界流及び気相臨界流を計算する。

差圧流の場合は、3.3.1に示した流動の式に、１次系と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。

臨界流については、Henry-Fauskeのモデルを採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献[5]より、Henry-Fauskeのモデルは Marvikenの実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。

3.3.4 蒸気発生器モデル

蒸気発生器モデルは、図 3.3-5 に示すように、蒸気発生器２次側を伝熱部とドーム部の２ノードに分割したモデルであり、蒸気発生器１次側と２次側との熱授受、蒸気発生器１次側から２次側への１次冷却材とFPの放出（伝熱管破断時）を考慮し、各ノードで質量及びエネルギの保存則を計算している（基礎式は3.3.1参照）。

蒸気発生器モデルは、１次系モデルと同様に破断側ループと健全側ループに設けられるが、健全側ループが複数ある場合は、それらを１ループに縮約して取り扱っている。

蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器１次側については、伝熱管１次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時はDittus-Boelter相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数を仮定する。また、伝熱管１次側が気液分離状態の場合は、伝熱管１次側水蒸気の２

次側への伝熱に伴う凝縮、即ちリフラックス冷却を模擬しており、ここで非凝縮性ガスは水蒸気の上方に分離される扱いとしている。蒸気発生器２次側は、液相が存在する領域では Jens-Lottes 相関式で熱伝達係数を求めている。伝熱部が露出した場合の気相部との熱伝達は、気体と１次系ヒートシンクと同様の計算方法を用いる。

蒸気発生器２次側の水位計算は、炉心水位と同様であり、幾何学形状と保有水量の関係から水位を計算する。

主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの冷却材放出については、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については蒸気発生器２次側の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。

給水ライン及び主蒸気ラインついては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。また、蒸気発生器２次側が加圧される場合は、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁により原子炉格納容器内に蒸気が放出される。主給水流量は、入力値を与えており、原子炉トリップ等の信号による給水隔離を模擬している。補助給水は、蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御を行っており、最大流量は、設計値に基づき入力値として与える。

3.3.5 原子炉格納容器モデル

原子炉格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、原子炉格納容器モデルについて述べる。

(1) ノード分割

壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、１次系モデルのようなプリセットではなく、入力値によって、分割数を与え、各ノードについては設計値に基づき、有効体積、形状、高さ等を、各ジャンクションについては、等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。また、各ノードでは、スプレイ、ファンクーラ等の機器も配置できる。ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を模擬するが、区画の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区画に配分するよう設定する。

原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空間毎に分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるい

は、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッダ室区画（２及び３ループプラント）の４もしくは５ノードとしている。

3.3.3 に示した１次系のノード分割（図 3.3-3、図 3.3-4）との関係では、原子炉容器（頂部ヘッドを除く）は原子炉下部キャビティ区画に存在し、その他の１次冷却材配管等は下部区画に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区画，加圧器逃がしタンクはアニュラ区画に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区画に放出される。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは原子炉下部キャビティ区画に放出される。

(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル

ＭＡＡＰコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を１点で模擬し、区画間の流動を解析するランプドモデルである。

原子炉格納容器の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動の式に関しては、

$$K_j|W^{n-1}|W = P_1 - P_2 - \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1)$$

を用いている。ここで、K_jはジャンクションの抵抗係数、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード密度、Zはジャンクションの接続位置、Lはジャンクション長さである。

各ノードでは、区画間の気体、水、非凝縮ガスの移動に伴う質量及びエネルギの変化、気体及び水の間の熱伝達、ヒートシンク（原子炉格納容器壁及び床、金属機器）に基づき、質量及びエネルギバランスを計算する。その際、気液界面での水の蒸発及び水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮並びに原子炉格納容器内のヒートシンク表面の凝縮も模擬している。水プールと原子炉格納容器床及び壁、気体と原子炉格納容器内ヒートシンクの熱伝達係数は、１次系と同様の計算方法を用いている。

大破断 LOCA の場合、破断口から下部区画に放出された水は原子炉格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまって上部区画へ流出し、残りの水は下部区画から圧力ヘッダ室区画を経て最終的には原子炉下部キャビティ区画に流出する（２及び３ループプラントの場合）。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、原子炉下部キャビティ区画に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、下部区画及びアニュラ区画を経て上部区画へと流出する。

原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環サンプ等の区画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉

格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。

原子炉格納容器内は１次元ヒートシンクモデル及びランプドヒートシンクが用いられ、これらの表面では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達が、冠水部分では水との対流熱伝達が考慮される。１次元ヒートシンクは主にコンクリート壁へ適用し、片面あるいは両面が区画に接して熱交換を行う。１次元分割は温度勾配の大きい表面は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率の高い金属ヒートシンクに適用する。ランプドヒートシンクは、熱伝導率が高く内部温度が一様であると仮定できるとし温度を１点で代表する。

原子炉格納容器の熱水力応答に関しては、１次系の破断等による、１次系と原子炉格納容器との間の流れも模擬しているが、特に大破断 LOCA のように破断流が高流量かつ高エネルギの場合には、運動量方程式を準静的に扱っているという、近似的な取り扱いのために、破断流の蒸気が一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇する傾向がある。事象進展中においても、同様の傾向が現れる可能性があるものの、それ以降のエネルギ放出は緩やかであり、顕著な影響とはならない。

(3) 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モデル

格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。ＭＡＡＰコードでは、原子炉格納容器上部区画とアニュラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギバランスを計算する。概念を図 3.3-8 に示す。ここで、ＭＡＡＰコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。

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によって発生する凝縮水は、アニュラ区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。

(4) 水素発生

原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、

・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウムー水反応による

水素発生（3.3.7(1)参照）

・溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生（3.3.7(5)参照）

を模擬する。なお、以下については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮はしていない。

・放射線水分解による水素発生

・原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生

・原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

発生した水素のノード間の移動は、１次系及び原子炉格納容器の各熱水力モデルにより計算される。

(5) 原子炉格納容器破損モデル

原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の 2 倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。また、溶融炉心によるコンクリートの侵食がある場合には、侵食深さを考慮して原子炉格納容器の破損を判定する。

3.3.6 安全系モデル

安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（静的触媒式水素再結合装置（PAR）及び電気式水素燃焼装置（イグナイタ））に関するモデルは考慮しない。

(1) ECCS

高圧注入、低圧注入それぞれについて注入特性、作動設定圧、遅れ時間を入力値として与え、１次系圧力に応じて注入流量が計算され、１次系の低温側配管に流入する。

(2) 蓄圧タンク

入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、１次系圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図 3.3-9）。

(3) 格納容器スプレイ

格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、

定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。

(4) 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの入力としては、水の温度、質量、底部面積があり、これらを使用して初期状態を設定する。ECCS 及び格納容器スプレイが作動した場合、燃料取替用水タンクの保有水が減少し、水位と水量の関係から水位計算を行う。

(5) 格納容器再循環ユニット

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に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。

入力としては、格納容器再循環ユニットの吸込及び吐出口の位置するノード、除熱特性、運転員等操作の起点及び遅れ時間を与える。

(6) 加圧器逃がし弁、安全弁

加圧器逃がし弁、安全弁については、入力としてそれぞれの弁個数、設計圧力及び流量、作動設定圧力を与える。弁の流路面積は、3.3.3(3)で述べたとおり、上記の設計圧力及び流量に整合するよう設定される。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。

(7) 主蒸気逃がし弁、安全弁

加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。

(8) 補助給水

3.3.4 参照。

3.3.7 溶融炉心挙動モデル

溶融炉心の状態として粒子ベッド（粒子状堆積物）、溶融プール、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉下部キャビティでの挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高圧溶融物放出（HPME）及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は、その防止が評価モデルであり、現象モデルとしては考慮しない。

(1) 炉心ヒートアップ

炉心は R-Z の２次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生し

た場合にリロケーションの計算を行う。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図 3.3-2 に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。

過熱した燃料棒は燃料棒内と 1 次系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応を行い酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒は更に過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率は Baker-Just の相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウムー水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることにより、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジルコニウムー水反応速度、即ち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。

ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融しリロケーションを開始する。

(2) リロケーション

炉心溶融物のリロケーションは軸方向及び径方向に質量及びエネルギの移動を考慮している。移動させる質量は UO_2 の他に炉内の構成物（Zr、ZrO_2、ステンレスなど）が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応したエネルギや FP の崩壊熱割合（初期炉心出力分布から評価）も移動させる。これら質量、エネルギ及び崩壊熱割合の移動によりリロケーション後も各ノード内の炉心溶融物のエネルギ保存式が計算できる。

軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動させる。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動させる。

リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-10 に示す。

流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水か露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束（冠水部）によって伝熱しつつ冷却されて、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる（図 3.3-10 の③）。このとき燃料棒間の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再配分されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心

損傷初期段階では、蒸気流れの再分配により、閉塞部（あるいはキャンドル状態）の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、ＭＡＡＰコードの炉心は２次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。

燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する（図 3.3-10 の②）。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる（図 3.3-10 の④あるいは⑤）。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、更に高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する（図 3.3-10 の④）。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム－水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。

閉塞した状態（図 3.3-10 の④あるいは⑤）から温度が上昇すると二相状態から完全溶融（図 3.3-10 の⑥）になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクリープ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。

(3)　下部プレナムでの溶融炉心挙動

溶融炉心が下部炉心支持板に達し、下部炉心支持板上部のクラストが融解する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。

溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、デブリ粒子が周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧力スパイク）が生じる（原子炉容器内 FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉下部キャビティと共通のモデルを使用しており、後述する（(5) a ）参照）。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素が発生する。

下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。即ち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶融プ

ールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI-2 の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には 100μm 程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープと共に大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持として TMI-2 以降研究が行われている。ＭＡＡＰコードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の概念を図 3.3-11 に示す。

下部プレナムでの伝熱は成層化した溶融炉心のそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水による熱除去は Lipinski ドライアウト熱流束又は Henry-Epstein-Fauske 相関式により計算する。粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した CHF 相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde 相関式、クラスト側面及び原子炉容器壁からの熱除去を考慮している[6]。

溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始する。その落下量（落下速度）は、破損口の口径、原子炉容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。

炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり２回考慮しており、原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図 3.3-12 に示す。

(4) 原子炉容器破損モデル

下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器の破損判定は、圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、ＭＡＡＰコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損など、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、ＭＡＡＰコードでは、原子炉容器の最初の破損後、原子炉容器内に残存した溶融炉心による２回目の破損も計算する。

以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。

ａ）計装用案内管溶接部の破損

原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。ＭＡ

ＡＰコードでは、この破損モードについて以下の２種類の判定を行っている。

第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、１次系と原子炉格納容器の間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、１次系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力と釣り合った状態となっているが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。

第二は、歪みによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。

ｂ）原子炉容器のクリープ破損

原子炉容器が、加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリープ破損を模擬している。ＭＡＡＰコードでは、このクリープ現象を、Larson-Millerパラメータ手法（応力と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用しクリープ破損寿命を予測する手法）により評価している。なお、ここで考慮している応力は、圧力、温度、溶融炉心の荷重による応力である。

下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基づき原子炉下部キャビティへのデブリジェット径が決定され、これにより、原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下量が変化し、原子炉容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、原子炉下部キャビティ内には計装案内管等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。一方、アブレーションの程度により、DCHに関係する、原子炉容器からのガス放出流量及び継続時間が影響を受けるが、有効性評価においては、高圧シーケンスにおいても、HPME及びDCHを防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による１次系減圧操作を行い、原子炉容器破損時点の１次系圧力を低下させている。

なお、日本原子力学会やEURSAFE[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。

(5) 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動

下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉容器が破損すると、溶融炉心は、１次系と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で原子炉下部キャビティへの落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。

この溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下過程及び落下後に床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。

・溶融炉心ー冷却材の相互作用（FCI）

・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）

溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと原子炉下部キャビティの冷却水と接触してエントレインされて形成されるデブリ粒子が、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、原子炉格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は原子炉格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、原子炉下部キャビティ床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCI に伴う水蒸気爆発については、国内外の知見から、発生可能性は低いと判断されることから、ＭＡＡＰコードでは取り扱わない。

溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉下部キャビティの底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。

これらの現象に関するＭＡＡＰコードのモデルについて以下に示す。

ａ）溶融炉心と冷却材の相互作用モデル

溶融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はＭＡＡＰコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図 3.3-13 に示す。

①デブリジェットの細粒化モデル

Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数は FCI 実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度

とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。

②細粒化粒子と水との伝熱モデル

細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰及び輻射熱伝達を考慮した対流熱伝達モデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。

Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、

$$m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$$

で表され、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、ρ_{jet}は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数E_0は、海外での大規模 FCI 実験に基づき設定している。ジェット速度u_{jet}は、破損口の差圧（原子炉容器内圧と原子炉格納容器圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。

細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子の密度、水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）により計算する。デブリ粒子の径に関する相関式における経験係数は、海外での大規模 FCI 実験に基づき設定される。

水中に拡散したデブリ粒子は高温かつ発熱しており、蒸気膜に覆われた状態にあることから、原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱には、粒子周囲の二相状態を考慮し膜沸騰熱伝達及び輻射熱伝達モデルを適用している。デブリ粒子から原子炉下部キャビティ水への伝熱量は、デブリ粒子の数と径（表面積）に影響される。落下した溶融炉心の温度は 3,000K 程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数 10℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温度に影響される。

デブリ粒子は混合領域の水が飽和水になるまでエネルギを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され残りが気相に放出される。即ち、発生した水蒸気の気泡が周

囲の水を巻き込み、それによる水蒸気の凝縮を模擬している。

b）溶融炉心・コンクリートの相互作用モデル

本モデルの概要を、図 3.3-14～図 3.3-16 に示す。本モデルは大きく次の３のモデルから構成される

① 溶融プールモデル

・原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定
・溶融プールは図 3.3-14 に示すように平板を仮定
・上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮
・内部の溶融プールの温度は１点で模擬
・クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して２次式で近似（図 3.3-15）
・侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価（図 3.3-16）
・炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価
・溶融炉心内部の発生ガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない

②溶融プール伝熱モデル

・上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮
・水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮
・内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮

③コンクリート侵食モデル

・コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギを考慮
・コンクリート内部の温度分布を考慮

ア）溶融プールモデル

原子炉下部キャビティ水に落下した溶融炉心（デブリジェット）は、粒子化せず原子炉下部キャビティの床に達し、溶融プールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものとがある。ＭＡＡＰコードのモデルでは、前者は、原子炉下部キャビティ床面に達した時点で、入力変数により与える面積に拡がる仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、原子炉下部キャビティ床面に重力落下し、原子炉下部キャビティの床面上の溶融プール

に達するが、ＭＡＡＰコードのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。

原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図 3.3-16 に示す。縦軸は温度であり、液化温度T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合はすべて液体となり、固化温度T_Sよりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、即ち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。なお、ＭＡＡＰコードでは、コンクリート侵食により発生するガス（水蒸気及び二酸化炭素）やスラグも考慮しており、これらは、直ちに溶融プールに浸入すると仮定している。

このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギ、クラスト内で発生するエネルギ、クラストからコンクリートに伝達するエネルギのエネルギバランスにより計算される。

上述のとおり、ＭＡＡＰコードの溶融プールモデルでは、入力変数により与える面積に拡がる均質平板となっているのに対し、実現象は複雑な挙動となると考えられる。細粒化されない塊状の溶融物の原子炉下部キャビティ床への着床後の拡がりについては、自重で拡がりつつ水や床面による除熱を伴いながら固化する。また、溶融物の水中への落下に伴う急冷や再溶融等に伴い、多孔質層が形成されることも実験的に確認されている。デブリ粒子の堆積についても、必ずしも平板状とはならない。これらの挙動は溶融物の過熱状態、水深及び溶融物量に影響すると考えられる。また、コンクリート侵食に伴うガスやスラグの浸入による伝熱挙動や化学反応による影響も考えられる。このように、原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動、特に水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題である。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。

イ）溶融プールの伝熱モデル

溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。

溶融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-14 に示す。溶融プールは単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。

まず、コンクリートと溶融炉心の伝熱について述べる。図 3.3-15 に伝熱の概念を示す。溶融プールとクラストの界面は、対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は熱伝導を仮定し、２次関数の温度勾配を持つと仮定し、クラストとコンクリートの界面が、コンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の１次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから溶融炉心への伝熱も仮定している。

次に溶融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射熱と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式であり、溶融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、

$$\frac{q}{L\rho_V} = C_K \left[\frac{\sigma g(\rho_L - \rho_V)}{\rho_V{}^2}\right]^{1/4}$$

で表される。qは熱流束、Lは蒸発の潜熱、σは表面張力、gは重力加速度、ρ_L及びρ_Vは液体及び蒸気の密度である。ここで、C_Kは係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12～0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$（=0.131）を与えている。係数 C_K については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国国立サンディア研究所（SNL）で実施された溶融炉心・コンクリート相互作用及び溶融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている溶融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m² であることに基づき$C_K = 0.1$としている。

前項で述べたように、水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、溶融プールの伝熱についても、原子炉下部キャビティ床面での拡がり挙動、溶融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象のひとつである。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。

ウ）コンクリート侵食

溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融解熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。

コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入し、溶融プール中の金属との化学反応として炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr、Cr、Fe など）の酸化反応が発生する。その結果発生する可燃性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。

コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。

3.3.8 FP 挙動モデル

過熱された炉心から FP はガス状として 1 次系内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどの FP は単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出された FP のうち希ガス以外の FP は揮発性の高い CsI においても沸点は 1,277℃であり、1 次系あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できなく気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は低くガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下した FP エアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状 FP は後述するよう素を除き気相へ出てくることはない。FP エアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動や拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、加圧器逃がしタンク内や SGTR 時の水中のスクラビングやスプレイによっても気相から除去される。以上はＭＡＡＰコードの FP 挙動モデルで模擬されている範囲である。

実際には、CsI 等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素 I_2（沸点 184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことはよう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このためＭＡＡＰコードはよう素反応モデルを試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用として FP 計算にフィードバックされな

い。

本 FP 挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。

炉心燃料からの FP 放出モデル

・ペレットが高温になり内部の FP が温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。

FP の状態変化及び輸送モデル

・FP が気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相と共に移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。

FP 移動に伴う崩壊熱分配モデル

・FP は崩壊熱を有するので、FP の移動先で FP 量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。

また、本 FP モデルにおける概要を以下に示す。

・FP は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類され、各 FP グループの質量保存が考慮される。
・1 次系及び原子炉格納容器内の FP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び炉心溶融炉心内の FP を考慮する。
・溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心と共に移動する。
・水中の FP は区画間の水の流れと共に移動する。
・崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され各エネルギ保存式に考慮される。
・FP の崩壊による発生エネルギは入力の崩壊熱データで考慮する。
・FP の崩壊による各 FP グループの質量の変化は考慮しない。

(1) 炉心燃料からの FP 放出モデル

炉心燃料からの FP 放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表 3.3-2 のように 12 グループに分類される。ＭＡＡＰコードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOH に対しては［　　］、他の核種グループについては［　　］の FP 放出速度モデルを使用する。本モデルにより燃料各ノードの温度に対応した各 FP の放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積した FP は、燃料被覆管が破損すると 1 次系内に放出され、また、原子炉容器破損後の溶融炉心・コンクリート相互作用によって FP が原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

放出されたFPグループの内、希ガス以外は、雰囲気の温度に依存してガス状からエアロゾルへ遷移する。ガス状及びエアロゾルは1次系内及び原子炉格納容器内のガス流動と共に移動する。これらFPの状態変化及び移動挙動については後述する。

(2) FPの状態変化及び輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFP蒸気は雰囲気の温度に依存して凝固しエアロゾル（微粒子）へ変化する。気相及び液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って、1次系内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画間の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づき輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定であり、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器上部に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から1次系内に放出されたFPは、原子炉容器破損前には1次系破断口あるいは加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉容器破損後には原子炉容器破損口もしくは原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。原子炉格納容器へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行し、原子炉格納容器上部に到達する。

一方、原子炉格納容器及び1次系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-17に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したＭＡＡＰコードのモデルはさまざまな実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降

の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガス凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 分圧が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する

FP ガス再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 FP 分圧が FP 飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

また、格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

(3) FP 移動に伴う崩壊熱分配モデル

FP の崩壊に伴いエネルギ発生する。ANSI 又は指定した崩壊熱曲線により計算された崩壊熱はそれぞれの FP に分配され、気相、液相及び構造物に FP 量に応じたエネルギを与える。

揮発性 FP（希ガス、CsI、RbI、CsO_2、TeO_2、Te_2 など）が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇して FP が放出されると、それらの崩壊熱は移動先の 1 次系又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギ計算に用いられる。

溶融炉心に含まれる FP もまた崩壊熱を持ち、溶融炉心のエネルギ計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部の FP も崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相エネルギに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。

沈着した気体とエアロゾル FP は、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着を考慮し、発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度は再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着した FP はその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度は再蒸発の判断に使用される。

(4) FP 化学形態の取扱いとその影響

過熱炉心から放出された希ガス以外の FP の沸点は揮発性 FP であっても 1,000℃以上であり、1 次系及び原子炉格納容器内の気相では固化してエアロゾル（微粒子化）化する。エアロゾルは凝集して大きくなるにつれ、ゆっくり沈降して構造物表面あるいはプール水中に移動する。これらの現象に対して、ＭＡＡＰコードの FP 挙動モデルでは、前述のとおり、各種のエアロゾル挙動を模擬している。

水中に移動した微粒子状 FP は気相へ出てくることはないが、実際には、特に CsI エアロゾルにおいては水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反

応性の高い化学種（OH 等のラジカル）により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素 I_2（沸点 184.3℃より全量は気体にならない）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成される。それらは、一部が時間をかけて気相に移動するが、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことは、よう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このような背景により、ＭＡＡＰコードでは、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。なお、ＭＡＡＰコードにおいて、簡易的なよう素反応モデルを試験的なオプションとして備えているものの、各 FP グループの保存則の計算にフィードバックされない、いわゆる、参照用の結果を出力する。

また、PWR では制御棒の材料に銀（Ag）が含まれており、溶融炉心中の Ag とよう素が結びついてヨウ化銀（AgI）の形で存在する場合も考えられる。AgI は水には溶けず配管等に沈着することから、AgI を考慮することで原子炉格納容器気相部のよう素量は低下する方向であるが、ＭＡＡＰコードではモデル化されていない。

このようにＭＡＡＰコードでは、よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮しており、その影響について述べる。

原子炉格納容器内の圧力や温度を評価する観点では、FP の崩壊熱が重要であり、上述の解析モデルにより、FP の輸送量及びそこでの発熱（崩壊熱）を計算する。ここで、崩壊熱は大部分が溶融炉心及び原子炉格納容器液相部で発生する。原子炉格納容器気相部に放出された有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素のうち、無機よう素及び粒子状よう素はスプレイ及び沈着によって原子炉格納容器気相部から速やかに除去される一方、有機よう素はスプレイ及び沈着により速やかに除去されない。したがって原子炉格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形態の影響としては有機よう素の寄与を評価する。本影響評価については、表 3.3-3 に示すとおり有効性評価に用いる希ガスとよう素の崩壊熱割合を前提としてよう素に対しては有機よう素の存在割合を保守的に高めに設定して行う。よう素の存在割合は、炉内の pH 環境で存在割合が大きく異なることが知られており、有機よう素の存在割合は、pH>7 の場合、NUREG-1465[8]に示されているとおり 0.15%であるが、pH に依存せず保守的に評価するため、RG1.195[9]に示される 4%を有機よう素の存在割合として用いる。評価の結果、原子炉格納容器気相部の崩壊熱割合については、有効性評価解析に用いた気相部に浮遊している主要な元素である希ガスの割合が 4%であるのに対し、有機よう素の寄与を見込んだ場合は 0.8%であることから、よう素の化学形態の差異は原子炉格納容器内の圧力や温度の評価にはほとんど影響しない。

なお、被ばく評価の観点では、ＭＡＡＰコードの評価結果の原子炉格納容器圧

力から得られる「格納容器漏えい率」を用いる。ソースタームについては、ＭＡＡＰコードから得られる放出放射能量を用いず、NUREG-1465 及び RG1.195 に基づきよう素の化学形態も含めて設定している。

以上、ＭＡＡＰコードの FP 挙動モデルにおいては、炉心燃料からの FP 放出モデル、FP の状態変化及び輸送モデル並びに FP 移動に伴う崩壊熱分配モデルを備えており、炉心溶融時の原子炉格納容器内への FP の放出及び原子炉格納容器内の FP の移行挙動を事象進展に応じて評価することができる。FP 化学形態や沈着したエアロゾルの再浮遊など、モデル上考慮していない現象もある。そこで、参考１では、ＭＡＡＰコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価結果と被ばく評価で用いる更新ソースターム（NUREG-1465）との比較を行うことで、ＭＡＡＰコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察している。

表 3.3-1　ＭＡＡＰコードのモデル一覧（1／5）

項目		計算モデル
炉心モデル	原子炉出力	・径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 ・原子炉トリップまで初期値を維持
	崩壊熱	・炉心全体の崩壊熱曲線を入力 ・径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力 ・リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動 ・FP は１２の核種グループを設定
	熱水力モデル（伝熱）	・健全形状炉心（露出時）：対流熱伝達及び輻射熱伝達 ・健全形状炉心（冠水時、ペレット－燃料被覆管）：ペレット内熱伝導＋ギャップ熱伝達（輻射熱伝達含む） ・健全形状炉心（冠水時、燃料被覆管－冷却材）：対流熱伝達＋輻射熱伝達 ・崩壊炉心（露出時）：熱伝導、（対流＋輻射熱伝達）の平均 ・崩壊炉心（冠水時）：限界熱流束 ・崩壊炉心（伝熱表面積）：炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量から計算 ・燃料被覆管酸化：Baker-Just 相関式（高温時） Cathcart-Pawel 相関式（低温時） ・燃料棒内と１次系内の圧力差で膨れによる破損を考慮 ・ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮
	水位計算モデル	・ダウンカマ部と炉心部で同じ水頭を仮定 ・炉心内の平均ボイド率は気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算
１次系モデル	熱水力モデル（流動）	・ノード及び物質毎に以下を適用 ・質量及びエネルギ保存則 ・流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算 ・気相の自然循環、リフラックス冷却を考慮 ・強制対流時はボイド率一定を仮定。自然循環時はボイド率に基づく気液分離を考慮
	熱水力モデル（伝熱）	・１次系ヒートシンクとして、原子炉容器、１次系配管及び炉内構造物を考慮 ・冷却材と１次系ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・水蒸気と１次系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達
	加圧器モデル	・気相部（水素及び気体 FP 含む）、液相部（溶解 FP 含む）に分割された熱非平衡モデル ・気相部、液相部の界面でのフラッシング及び気相の凝縮を考慮 ・加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出流は加圧器逃がしタンクに導かれ、加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクの破損を仮定
	１次系破損モデル	・Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を評価
	破断流モデル	・差圧流 ・臨界流（Henry-Fauske モデル）