

軽水炉の炉心溶融事故解析研究

阿部清治





軽水炉の炉心溶融事故解析研究

平成6年9月

阿部清治

要 旨

炉心溶融事故解析とは、原子炉炉心が溶融するような奇酷な事故を対象として、原子炉冷却系内及び格納容器内で事故はどのように進展するのか、その結果、燃料中の核分裂生成物 (Fission Product: FP) はどれ程放出され、それはプラント中をどのように移行し、格納容器破損時にどれ程の量が環境中に放出されるかを解析することである。解析の最終結果であるFPの環境への放出量は、「事故時ソースターム」と呼ばれている。本解析は一般に、確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA) の一環として実施される。

1975年に米国において、原子力発電所に対する世界で最初のPSAである「原子炉安全研究 (Reactor Safety Study: RSS)」の最終報告書が公開されたが、そこでのソースターム評価は、極く簡単なモデルに基づくものであった。しかしながら、1979年に米国スリーマイル島 (Three Mile Island: TMI) 原子力発電所2号機で炉心が溶融する事故が発生し、それまで仮想的なものでしかなかった炉心溶融事故が現実にも起り得る事故であることが示された。一方で、同事故によるFPの環境放出量は、RSS等従来の想定に比べて極めて微々たるものであった。このため、1980年代には、炉心溶融事故時に起き得る諸現象についてより正確な知見を得ることと、そうした知見に基づいて、より精度良く炉心溶融事故の進展とソースタームを推定する手法を確立することが課題となった。

1980年代の初期に、原子炉冷却系内及び格納容器内での炉心溶融事故の進展を解析する計算コードとしては、RSSの知見に基づいて開発されたMARCHコードがあった。しかしながら、同コードでは、炉心溶融事故時の重要な現象を、単純過ぎるモデルで取り扱っているように思われた。例えば、原子炉冷却系内各部の水位は、炉心温度や安全系の作動タイミング、PWRの蒸気発生器での熱伝達等に支配的影響を及ぼすと考えられる。しかし、同コードのモデルでは、原子炉冷却系全体を単一の円筒で模擬し、炉心水位やダウンカマ水位、PWRの加圧器や蒸気発生器1次側の水位を同一にしてしまうものであり、精度の良い解析結果を得ることは望み難かった。また、燃料棒の溶融落下は、燃料棒の温度変化や水素の発生量に大きな影響を及ぼすと考えられた。しかしながら、同コードのモデルでは、燃料棒の溶融ノードに過剰な熱が加わった場合に、原則としてそれを周囲のノードに振り分けるものであり、TMI事故で見られたような溶融部分が落下する現象をモデル化するものではなかった。

このため、i) 原子炉冷却系内各部の水位を精度良く計算でき、また、ii) 燃料棒の

溶融部分の落下挙動を表現できるような、THALES計算コード体系が開発された。同コード体系は、PWR及びBWRそれぞれにおける原子炉冷却系内事故進展を解析するTHALES-PM及びTHALES-BMコードと、PWR及びBWRの両炉型に適用し得る格納容器内事故進展解析コードTHALES-CV2から成る。

上述i)の流動計算のためには、設計基準事象解析コード同様、原子炉冷却系を多数のボリュームに分割することが不可欠である。一方、PSAでは数多くの事故シーケンスを長時間にわたって解析する必要があることから、設計基準事象解析コードよりはるかに高速の計算も要求される。このため、多数ボリュームで計算速度を速める、新しい非定常流動計算手法が考案された。この手法の計算体系は設計基準事象解析コードに広く採用されているノード・ジャンクション型モデルと同様である。しかしながら、解析手法は全く異なっており、ノード・ジャンクション型モデルでは各ボリュームに含まれる流体の体積がそのボリュームの幾何的体積に等しくなる条件で圧力を計算するのに対し、新しく考案された手法では原子炉冷却系全体に含まれる流体の体積が系全体の幾何的体積に等しくなる条件で圧力を計算する。

同手法については、その評価・検証のために、同手法を組み込んだTHALES-BMコードと、米国の電力研究所(Electric Power Research Institute: EPRI)が設計基準事象の進展の詳細解析のために開発したRETRANコードとの比較解析が行われた。トランジェントに始まる事故シーケンスについては、両コードの解析結果は、原子炉冷却系内各部の水位も燃料被覆管の温度も極めて良く一致した。LOCAに始まる事故シーケンスについては、両コードの解析結果には相違があったが、炉心溶融事故時の諸現象の不確実さに比べれば、十分小さな相違であった。また、THALES-BMコードの計算時間は、RETRANコードの100分の1程度であった。これから、THALESでの原子炉冷却系内事故進展解析のために考案された流動解析手法が、炉心溶融事故解析のためには十分な精度と高速性を有することが示された。

上述ii)の燃料棒溶融落下挙動は、THALESの開発当時ももとより、現在でも十分に解明されていない現象である。従って、THALESでのモデル開発では、現象を忠実に模擬することよりは、様々な溶融ノード落下モデルを用意することにより、モデルが異なった時の影響を把握することが図られた。

THALESコード体系と、別途開発されたFPの放出・移行挙動解析コードARTの結合により、炉心溶融事故の進展からソースタームまでを一貫解析できる総合的なコ

ード体系THALES/ARTが確立された。それを用いて、PWRとBWRについて、原子炉冷却系内事故進展、格納容器内事故進展、FPの放出・移行挙動に関する感度解析計算が実施された。

この解析を通じて、THALES/ARTコード体系が、PWRとBWRの広範な事故シーケンスにおける炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行に関し、定性的には合理的に説明ができる計算結果を出すことが示された。また、THALES/ARTコード体系の有する特徴である、原子炉冷却系内流動計算モデル、燃料棒溶融落下モデル等が、事故の進展やFPの放出・移行挙動を解析する上で大きな役割を果たすものであることも示された。

一連の解析の結論は以下のとおりである。

- ①炉心溶融事故の進展やソースタームは、対象とするプラントの形状と想定する事故シーケンスによって著しく異なる。
- ②原子炉冷却系内での事故進展の速さは、どれ程の冷却材が炉心冷却に寄与するかに支配され、それはLOCAにおける破断口的位置及び口径、PWRの蒸気発生器での熱伝達、安全注入系の作動・不作動等によって決まる。
- ③格納容器内での事故進展の速さは、格納容器冷却系の作動・不作動と、原子炉キャビティの形状(格納容器床の水が流れ込むか否か)に支配される。
- ④ソースタームは、i)原子炉容器内でどれ程のFPが放出されるか、ii)原子炉冷却系内でどれ程のFPが沈着するか、iii)原子炉キャビティでどれ程のFPが放出されるか、iv)格納容器内でどれ程のFPが沈着するか、の4項目に分けて考えると分かり易い。
- ⑤原子炉容器内でのFPの放出量は燃料もしくはその融体の温度に支配されることが知られているが、この温度に対しては燃料棒溶融落下モデルが大きな影響を及ぼす。
- ⑥原子炉冷却系内でのFPの沈着量は、ほとんどの場合無視できない割合である。従って、事故の途中で取束やFPの再蒸発を考えない限り、原子炉容器内でのFPの放出量が大きい程ソースタームが小さくなる傾向がある。
- ⑦原子炉キャビティ内でのFPの放出量は、キャビティ中の融体の温度に支配され、それに対しては原子炉キャビティに水が流れ込むか否かが大きな影響を及ぼす。
- ⑧格納容器内でのFPの沈着量には、FPの放出が激しくなる時刻から格納容器が破損する時刻までの経過時間が大きな影響を及ぼす。格納容器の破損時刻には、原子炉キャビティに水が流れ込むか否かが大きな影響を及ぼす。

炉心溶融事故時の諸現象については、今でも不確かさが大きいので、本研究と同時期あるいはそれ以降になされた他の炉心溶融事故解析研究で得られたソースタームの値等は本論文の値と必ずしも一致していない。しかしながら、上述の定性的な結論は、他の研究によってもほぼこの通り確認されている。

この他のTHALESの応用として、米国PBF (Power Burst Facility) のSFD (Severe Fuel Damage) 実験の解析が行われた。最初のSFD実験である「スコーピング試験」についての解析では、実測された試験燃料集合体の温度上昇が精度良く再現されると共に、実験中に現われた温度急上昇の原因について、それが試験燃料集合体の下方で突然激しくなったジルコニウムの酸化反応によるものであるとの新しい解釈が提示された。

高転換加圧水型炉 (HCPWR) の1次冷却系内事故進展の解析では、HCPWRで炉心溶融事故が起きたと仮定した場合、事故の進展速度は従来型PWRと大差ないものであることが示された。

PWRのフィード・アンド・ブリード運転の有効性解析では、LOCAシーケンスとトランジェント・シーケンスを対象に様々なケースの解析が行われ、1次系の加圧器逃し弁 (PORV) を開くことによるブリードや、2次系の主蒸気逃し弁 (MSRV) を開くブリードの有効な場合や無効な場合が明らかにされた。

目次

1. はじめに	1
1.1 軽水炉の炉心溶融事故とその解析	1
1.2 研究の概要	6
1.3 本論文の記載内容	14
2. 炉心溶融事故解析コード体系の開発	15
2.1 THALES/ARTコード体系開発の経緯と同コード体系の構成及び特徴	15
2.2 炉心の温度上昇・溶融落下解析コードTHALES-Mの開発	20
2.2.1 THALES-Mコードの概要	20
2.2.2 燃料棒及び特定構造物の溶融落下モデル	26
2.2.3 燃料棒及び構造物の温度上昇計算モデル	29
2.3 原子炉冷却系内事故進展解析コードTHALES-PM, THALES-BMの開発	37
2.3.1 THALES-PM, THALES-BMコードの概要	37
2.3.2 新しい原子炉冷却系内流動計算手法の考案	44
2.3.3 THALES-PM, THALES-BMコードの圧力・流量・水位計算モデル	49
2.3.4 THALES-PM, THALES-BMコードの質量・熱量移行計算モデル	54
2.4 格納容器内事故進展解析コードTHALES-CV2の開発	56
2.4.1 THALES-CV2コードの概要	56
2.4.2 THALES-CV2コードの質量・熱量移行計算モデル	62
2.5 コード体系開発のまとめ	80
3. THALESの評価・検証のための解析	82
3.1 コードの評価・検証解析の概要	82
3.2 THALES-MコードによるPBF/SFD実験の解析	85
3.3 THALES-BMコードとRETRANコードの比較解析	99
3.4 THALES-CV2コードとMARCHコードの比較解析	108
3.5 コードの評価・検証解析の結論	111

4. 炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行挙動に関する感度解析	114
4.1 感度解析の概要	114
4.2 PWRについての感度解析計算	117
4.2.1 標準ケースの計算条件と計算結果	117
4.2.2 感度解析ケースの計算条件と計算結果	130
4.2.3 PWRについての感度解析計算の結論	143
4.3 BWRについての感度解析計算	145
4.3.1 標準ケースの計算条件と計算結果	145
4.3.2 感度解析ケースの計算条件と計算結果	157
4.3.3 BWRについての感度解析計算の結論	164
4.4 感度解析計算の結論	166
4.4.1 事故進展やソースタームの支配因子	166
4.4.2 他のソースターム評価の結論との比較	169
5. 炉心溶融事故対策等へのTHALESの応用	171
5.1 コードの応用研究の概要	171
5.2 高転換加圧水型炉の炉心溶融事故の進展に関する検討	172
5.3 事故時の運転員対応が原子炉容器溶融貫通時間に与える影響に関する検討	176
5.4 PWRのフィード・アンド・ブリード運転の有効性解析	188
5.4.1 解析の概要	186
5.4.2 小破断LOCA時HPI不作動シーケンスについての検討	189
5.4.3 全給水喪失シーケンスについての検討	196
5.4.4 炉心溶融開始前に安全注入が可能になる条件についての考察	201
5.4.5 解析の結論	206
6. まとめと結論	208
6.1 研究内容のまとめ	208
6.2 研究の結論	209
6.3 本研究以後の炉心溶融事故解析研究	211
参考文献	212
謝辞	219

付録A. 原子力発電所の確率論的安全評価手法の概要	A-1
付録B. THALES開発に先立って実施した炉心温度上昇に関する感度解析計算	B-1
付録C. 熱水力計算コード作成法に関する検討と汎用プログラム群の開発	C-1
付録D. 本研究以降の原研の炉心溶融事故解析研究	D-1

表リスト

第2-1表	ANSのFP崩壊熱計算式の係数	31
第3-1表	SFD実験における熱発生と熱消費	90
第4-1表	PWRについての感度解析計算での各標準ケースの計算条件	116
第4-2表	計算終了時(16.7時間)におけるヨウ化セシウムの存在量分布 (炉心内着積量に対する割合)	129
第4-3表	PWRについての感度解析計算で対象としたパラメータ	130
第4-4表	燃料棒溶融落下モデルが水素発生量に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	136
第4-5表	事故シーケンスに関する計算条件	146
第4-6表	BWRについての感度解析計算で対象としたパラメータ	157
第5-1表	HCPWRとIndian Point 3号機の諸元	173
第5-2表	例題1で各ケース毎に計算された主要事象発生までの時間(分)	180
第5-3表	例題2で各ケース毎に計算された主要事象発生までの時間(分)	183
第5-4表	全給水喪失事故時PORV開操作ケースの計算結果(HPIも不動作と仮定)	198
第B-1表	(B-3)式の各パラメータの値	B-7
第B-2表	水位下での発熱割合と炉心出口蒸気温度の関係	B-7

図リスト

第1-1図	原子炉冷却系内各部の水位の重要性	8
第1-2図	THALES/ARTコード体系の計算手順	10
第1-3図	THALES/ARTコード体系の開発・応用の経緯	12
第2-1図	開発初期に想定したTHALESコード体系の構成	16
第2-2図	THALES/ARTコード体系の構成	17
第2-3図	米国NRCのソースターム評価コード体系STCPの構成	18
第2-4図	THALES-Mコードが想定する原子炉容器内での事故進展	21
第2-5図	THALES-Mコードの計算体系	22
第2-6図	THALES-Mコードの計算手順	24
第2-7図	THALES-Mコードの損壊燃料棒ノード落下モデル	27
第2-8図	「ベレット-被覆管-デブリー-冷却材」間の伝熱回路	34
第2-9図	THALES-PMコードにおける1次冷却系のボリューム区分例	39
第2-10図	THALES-BMコードにおける原子炉冷却系のボリューム区分	40
第2-11図	THALES-PMコードの計算手順	42
第2-12図	THALESの流動計算用のシステム・モデル例	46
第2-13図	BWRのループ流量計算モデルの概念図	50
第2-14図	均質流モデル模式図	52
第2-15図	対向流モデル模式図	53
第2-16図	蒸気発生器伝熱モデル概念図	55
第2-17図	PWR大型ドライ格納容器のコンパートメント区分例	57
第2-18図	BWR Mark I型格納容器のコンパートメント区分例	58
第2-19図	THALES-CV2コードの計算手順	60
第2-20図	原子炉キャビティでの融体 - 水及び融体 - コンクリート反応モデル	64
第2-21図	原子炉キャビティ・モデルの計算手順	66
第2-22図	格納容器スプレイ・モデルの概念図	70
第2-23図	構造物・冷却材間熱伝達モデルの概念図	72
第2-24図	水素燃焼モデルの計算手順	73
第2-25図	BWRのベント管と真空破壊装置を通じての流動計算モデルの概念図	75
第2-26図	熱交換器モデルの概念図	79
第3-1図	SFD実験用燃料集合体の断面図	85
第3-2図	SFDスコーピング試験の実験条件	86

第3-3図	SFDスコーピング試験における被覆管温度の実測値	86
第3-4図	SFD1-1試験での試験部熱出力変化	87
第3-5図	SFD1-1試験における被覆管温度の実測値	87
第3-6図	SFD実験での試験用燃料集合体部での熱バランス	88
第3-7図	手計算で求めたSFDスコーピング試験での水位と被覆管温度の変化	93
第3-8図	THALES-Mコードで計算したSFDスコーピング試験の被覆管温度	95
第3-9図	SFDスコーピング試験における被覆管温度急上昇の理由	97
第3-10図	THALES-Mコードで計算したSFD1-1試験の被覆管温度	98
第3-11図	THALES-BMとRETRANの比較 - 全交流電源喪失シーケンスでのダウンカマー水位	103
第3-12図	THALES-BMとRETRANの比較 - 全交流電源喪失シーケンスでの燃料棒表面温度最高値	103
第3-13図	THALES-BMとRETRANの比較 - 小破断LOCA時ECCS不動作シーケンスでの原子炉圧力	105
第3-14図	THALES-BMとRETRANの比較 - 小破断LOCA時ECCS不動作シーケンスでの燃料棒表面温度最高値	105
第3-15図	THALES-BMとRETRANの比較 - 大破断LOCA時ECCS不動作シーケンスでの原子炉圧力	107
第3-16図	THALES-BMとRETRANの比較 - 大破断LOCA時ECCS不動作シーケンスでの燃料棒表面温度最高値	107
第3-17図	THALES-CV2とMARCHの比較 - BWRの全交流電源喪失シーケンスでの格納容器圧力	109
第4-1図	炉心溶融事故の進展とソースタームに関する感度解析計算の実施手順	115
第4-2図	1次系圧力と1次系内各部の水位の計算結果 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	122
第4-3図	炉心及び原子炉容器内各部の温度と炉心溶融割合及び被覆管酸化割合の計算結果 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	123
第4-4図	融体温度及び格納容器圧力、ヨウ素放出速度、ヨウ化セシウム存在量分布の計算結果 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	125
第4-5図	各事故シーケンスにおける1次系圧力変化の比較	127
第4-6図	各事故シーケンスにおける格納容器圧力変化の比較	128
第4-7図	破断口位置が事故進展とヨウ化セシウム存在量分布に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	131

第4-8図	各パラメータが原子炉容器溶融貫通までの時間に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	132
第4-9図	各パラメータが格納容器破損までの時間に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	133
第4-10図	各パラメータがソースタームに及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	134
第4-11図	燃料棒溶融落下モデルが燃料からヨウ素の放出速度と環境中へのヨウ化セシウムの放出量に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	137
第4-12図	加圧器サージラインの形状とそこでの流動様式 (全給水喪失時ECCS不動作シーケンス)	140
第4-13図	原子炉キャビティの形状が格納容器圧力変化に及ぼす影響 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	141
第4-14図	原子炉容器内各部の水位と燃料及び融体の温度の計算結果 (全交流電源喪失シーケンス)	148
第4-15図	融体温度及び格納容器圧力、ヨウ素放出速度、ヨウ化セシウム存在量分布の計算結果 (全交流電源喪失シーケンス)	150
第4-16図	各事故シーケンスにおける事故進展とヨウ素の放出・存在量分布の比較 (計算時間: 2,000分)	152
第4-17図	原子炉圧力と炉心シュラウド内外の水位の計算結果 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	154
第4-18図	融体温度及び格納容器圧力、ヨウ素放出速度の計算結果 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	156
第4-19図	各パラメータがソースタームに及ぼす影響	159
第4-20図	燃料棒溶融落下モデルが事故進展とヨウ素の放出・存在量分布に及ぼす影響 (全交流電源喪失シーケンス)	160
第4-21図	燃料棒溶融落下モデルが燃料及び融体からのヨウ素放出速度に及ぼす影響 (全交流電源喪失シーケンス)	160
第4-22図	キャビティ形状が事故進展とヨウ素の放出・存在量分布に及ぼす影響 (全交流電源喪失シーケンス)	162
第4-23図	ベDESTALの形状がベDESTAL内融体の温度変化に及ぼす影響 (全交流電源喪失シーケンス)	162
第5-1図	HCPWRと現行PWRの1次冷却系内事故進展の比較 (小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス)	174

第5-2図	(5-1)式の熱発生・熱消費項の大きさの目安	177
第5-3図	例題1で各ケース毎に計算された1次系圧力の変化	180
第5-4図	例題2で各ケース毎に計算された1次系圧力の変化	183
第5-5図	小破断LOCA時HPI不動作標準ケースの1次系圧力	191
第5-6図	小破断LOCA時HPI不動作標準ケースの1次系各部の水位	191
第5-7図	PORV開操作が1次系圧力に及ぼす影響(小破断LOCA)	192
第5-8図	MSRV開操作が1次系圧力に及ぼす影響(小破断LOCA)	194
第5-9図	MSRV開操作が1次系圧力に及ぼす影響(全給水喪失事故)	199
第5-10図	単純化されたPWRの1次系	201
第A-1図	原子力発電所の確率論的安全評価の手順	A-2
第A-2図	冷却材配管破断に関するイベント・ツリーの例	A-3
第A-3図	原子力発電所のリスク評価結果の例	A-4
第B-1図	炉心ヒートアップ感度解析計算モデル	B-2
第B-2図	標準ケースにおける水位と燃料棒表面温度の計算結果	B-4
第C-1図	計装・制御系のモデル化のための汎用プログラムLOGIC1の概念	C-4
第C-2図	バス・モデルの概念図	C-6
第D-1図	THALES/ARTコード体系による事故進展の計算結果 (トランジェント)	D-2
第D-2図	THALES/ARTコード体系による事故進展の計算結果(LOCA)	D-2
第D-3図	THALES/ARTコード体系によるソースタームの計算結果	D-3

1. はじめに

1.1 軽水炉の炉心溶融事故とその解析

(1) 「炉心溶融事故解析」の定義

本論文の主題は、表題に掲げたように、「軽水炉の炉心溶融事故解析」の研究である。ここで炉心溶融事故解析とは、炉心が溶融するような苛酷な事故を対象として、事故はどのように進展するのか、その結果、燃料中の核分裂生成物(Fission Product: FP)はどれ程放出され、それはプラント中をどのように移行し、格納容器破損時にどれ程の量が環境中に放出されるかを解析することである。この放出量は、環境側から見ればプラントからのFP発生項になることから、「事故時ソースターム」と呼ばれる。従って、炉心溶融事故解析とは、究極的には事故時ソースタームを定量評価するための解析であるとも言える。

なお、この炉心溶融事故解析、あるいは事故時ソースターム評価とは、「確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA)」の一環としてなされるのが常であり、本論文で報告する研究も例外ではない。PSAの概要は付録Aに記述するが、PSAでは炉心が溶融に至り得るすべての「事故シーケンス(これも付録Aで定義する)」を対象とする。従って、炉心溶融事故解析も、様々な事故シーケンスを対象として実施すべきものである。

(2) 想定する炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行挙動

前述のように、PSAで対象とする炉心溶融事故とは、炉心が溶融に至り得るすべての事故シーケンスを含むものである。そして、事故の進展とそれに応じてのFPの放出・移行挙動は、事故シーケンスによって著しく異なることが知られている。しかしながら、極めて大雑把には、次のように想定できる⁽¹⁾。

①BWRの原子炉冷却系もしくはPWRの1次冷却系(以下まとめて言う場合は単に原子炉冷却系と呼ぶ)内では、冷却材喪失事故(Loss of Coolant Accident: LOCA)やトランジェント等の起因事象の発生後、非常用炉心冷却系(Emergency Core Cooling System: ECCS)等の安全設備が機能しないと、炉心が昇温する。この時、被覆管材のジルコニウムは水蒸気によって酸化され、水素を発生する。この化学反応が発熱反応であるため、炉心温度は更に上昇し、冷却機能の回復がなければ遂には溶融する。溶融炉心(融体)は原子炉容器底部まで落下して底部鏡板の溶融貫通を起こし、原子炉キャビティもしくはベデ

スタル（前者はPWR、後者はBWRの場合。以下まとめて言う場合には原子炉キャビティと呼ぶ）に落ちる。

②格納容器内では、1次冷却材のブローダウンや、融体が原子炉キャビティ底部のコンクリートを熱分解することによる気体発生、水素の燃焼（格納容器内に不活性ガスが封入されていないPWRの場合に起き得る）等により、温度・圧力が上昇する。格納容器スプレイ等による減圧が十分でないで格納容器の破損が起きる。

③炉心温度が著しく高くなると、燃料中のFPや周囲の構造材等が気化する。これらの多くは、原子炉冷却系内でより低温の部分に移行すると凝縮してエアロゾル化する。その一部は上部プレナムや配管部で沈着し、残りは格納容器に放出される。

④原子炉容器溶融貫通後は、原子炉キャビティ中の融体からFP等が放出され、これもあるものはエアロゾル化する。格納容器中のエアロゾルは、重力沈降等の自然の過程により、またもし作動すれば格納容器スプレイにより、床や壁に沈着する。格納容器破損が起きると、その時格納容器中に浮遊していたFPやその後融体から放出されるFPが外部環境に放出される。これがソースタームである。

(3) 炉心溶融事故解析コードの満たすべき要件

上述したように、炉心溶融事故時には、炉心・原子炉冷却系・格納容器において様々な事象・現象が起き、しかもそれらが互いに影響し合いながら進行する。このような事故の解析には、大型の計算コードが必要である。

PSAの一環として炉心溶融事故の解析を行う時、そのための解析コードは2つの要件を満たす必要がある。そのひとつは、炉心溶融事故時に生じ得る様々な事象・現象とそれらの相互影響とをできるだけ精度良いモデルで網羅することである。もう一つは、PSAでは長時間にわたっての数多くの事故シーケンスについてソースタームを計算する必要があるので、計算時間が過大にならないことである。この2つの要件は、一般的には相反するものであり、通常は精度の向上を目指して計算モデルの詳細化を図れば計算速度は遅くなってしまふ。従って、精度をある程度以上に保ちつつ計算速度を高めるような計算手法を考案したり、あるいは、結果に影響の小さい解析項目については計算モデルを著しく単純化してしまふ等の工夫が必要である。

(4) 本研究開始当時の炉心溶融事故解析に関する研究の状況

1975年に、原子力発電所に対する世界で最初のPSAである「原子炉安全研究（Reactor Safety Study: RSS）」の最終報告書が公開された¹³⁾。同報告書は、原子力発電所が公衆に及ぼすリスクのほとんどが炉心溶融事故によるものであるとした上で、大破断LOCAよりも、小破断LOCAやトランジェントのように、より高頻度で起きる事象の方が、リスクへの寄与度が大きいと結論づけていた。しかしながら、当時はLOCA時のECCSの性能評価に係わる研究の最盛期でもあり、多くの安全研究従事者の関心は相変わらず設計基準事象としての大破断LOCAに向けられていた。この時期の炉心溶融事故研究は、西独及び米国の一部の研究機関に限られていた。西独では、Karlsruhe研究所（KfK）のHagenらによって燃料集合体の加熱試験がなされていた¹⁴⁾。また、ジルカロイとUO₂の共晶反応や燃料及び構造材の融体とコンクリートの反応についての研究がなされていた。米国では、高速炉を対象として、蒸気爆発、融体—コンクリート反応、溶融燃料の熱的挙動等が研究されていたが、軽水炉の炉心溶融事故についてはそれ程大きな研究はなされていなかった。

1979年のスリーマイル島（Three Mile Island: TMI）原子力発電所2号機の事故は、このような状況を一変させるものであった。特に米国では、PSAの有用性と、炉心溶融事故時の諸現象を解明するための研究の必要性が再認識されるようになり、1983年には「原子力発電プラント苛酷事故研究計画（Severe Accident Research Program: SARP）」¹⁵⁾が策定された。

TMIの事故は、それまで仮想的なものでしかなかった炉心溶融事故が現実にも起こり得る事故であることを示したが、その一方で、同事故によるFPの環境への放出量、ソースタームは、従来想定に比べて極めて微々たるものであった。このため、SARPでは、炉心溶融事故時に起き得る各現象についてより正確な知見を得ることと、そうした知見に基づいて、より精度良く炉心溶融事故の進展とソースタームを推定する手法を確立することが課題となった。

我が国では、TMI事故に対し、原子力安全委員会が「米国原子力発電所事故調査特別委員会」を設置し、事故の状況や原因について調査すると共に、我が国の安全確保対策に反映させるべき事項52項目を同定した¹⁶⁾。そこでは、安全研究に係る事項のひとつとして「軽水炉施設のリスクを定量的に評価する手法について研究する」ことが挙げられた。日本原子力研究所（原研）では、RSS以降PSA

手法に関する調査を行っていたが、1980年から「原子力発電所の確率論的安全評価手法の開発」(当時の研究テーマ名。現在は「原子力発電所の確率論的安全評価に関する研究」)なる研究を本格的に開始した。この研究の一環として、著者は1981年に、炉心溶融事故解析研究を開始した。

なお、原研内では炉心溶融事故時の諸現象の解明のための研究も1983年から始められており、著者らの炉心溶融事故解析研究との間で研究成果の交流が図られている。

(5) THALES/ARTコード体系の開発・応用と他の炉心溶融事故解析コードとの関係

著者が炉心溶融事故解析研究を始めた時、炉心溶融事故の進展及びFPの放出・移行挙動全体を扱えるコードはごく少数しかなかった。RSSでは、簡単な計算コードBOIL¹⁸⁾で原子炉容器内での事故進展が解析された。その後は、Battelle Columbus研究所が、RSSの知見に基づいて、原子炉冷却系及び格納容器の事故進展を解析するMARCHコード^{17,19)}と、FPの燃料からの放出と1次系・格納容器内の移行を解析するCORRALコード¹⁸⁾を開発した。このため、著者らもMARCHコードやCORRALコードを導入・整備してその内容分析を行った。

MARCHとその前身であったBOILは、RSSの知見を盛り込んだものであり、示唆に富んだコードであった。例えば、炉心溶融事故の進展に関して、燃料棒が溶融した後、炉心支持板や原子炉容器底部鏡板上に融体となって落下し、最終的には原子炉容器の溶融貫通に至るといった基本的ストーリーが示されており、参考になることが多かった。このため、研究を始めた時は、まずMARCHを整備し、必要に応じて改良することを考えた。しかしながら、検討を進めるうちに、同コードに盛り込まれた優れた物理的知見とは裏腹に、同コードの熱水力計算モデルやプログラミング及びマニュアルは、当時の熱水力解析技術やプログラム作成技術のレベルを反映したものは言い難いことが判明してきた。例えば、原子炉冷却系内各部の水位は炉心溶融事故の進展やFPの放出・移行挙動に大きな影響を及ぼすと考えられたが、MARCHコードのモデルは、原子炉冷却系全体をひとつの円筒にして、炉心水位もダウンカマール水位も(PWRの)蒸気発生器1次側水位も同じにしてしまう方法であり、それで精度良い計算結果を得るのは困難と考えられた。他にも、燃料棒溶融落下モデルが不十分なこと、格納容器内の水の沸騰を扱っていないこと等、抜本的改善が必要なものが見出された。このため、MARCHの知見は生かしながら、計算コードは全く新たに開発することとし、まず、炉心溶融事故の進展を

解析するTHALESコード体系の開発に着手した。

1980年代前半は、幾つかの機関が第2世代の炉心溶融事故解析コードを開発した時期である。米国NRCは、Battelle Columbus研究所に委託して、MARCHコードを中核としたSource Term Code Package(STCP)^{12,20)}の開発を始め、その成果は、1980年代中期に、BMI-2104報告書^{11,12)}及びNUREG-0956報告書^{11,21)}にまとめられた。著者らも、THALESに引き続いて、FPの放出・移行挙動を解析するARTコードの開発を開始し、次いで1986年にTHALESとARTを結合させて総合的な炉心溶融事故解析コード体系を確立した。この時期、STCPに係わる情報はその開発過程において次々と公開されていた。著者は、MARCHコードの粗いモデルで全体としての事故進展を計算した後で、別のコードで原子炉冷却系内気相領域の流動を精密に計算するという手順に賛同できなかったため、STCP全体の構成は参考にしなかったが、部分部分の情報には参考になるものも多かった。

同じ頃、米国原子力産業界も、米国での炉心溶融事故に対する規則制定への対応としてIDCOR(Industry Degraded Core Rulemaking)プログラムを開始し、その成果をMAAPコード^{12,22)}に集大成した。しかしながら、MAAPの計算モデルに係わる情報は1985年頃まで全く公開されなかった。MAAPのモデルが公開され始めた頃にはTHALES/ARTの開発はほぼ終了していた。MAAPのモデルには、FPの移行による熱源分布変化の熱水力へのフィードバックを扱うような、THALES/ARTにはないものも含まれていた。これらはその後のTHALES/ARTコードの改良にとって有用な知見になった。

炉心溶融事故解析コードの開発が進むにつれて、種々の事故シーケンスに対し、STCPやMAAPを使っての事故時ソースタームの評価も行われてきた^{12,23,24)}。著者らもTHALES/ARTコード体系を用いて、多くのシーケンスの事故時ソースターム評価を行った。これらのソースターム評価は、独立に開発されたコードによってなされたので、結果は当然相違しているが、多くの共通の結論も得られている。こうした解析を通じて、ソースタームの大きさや不確かさ、支配因子をより明らかにすることができた。

1.2 研究の概要

(1) 研究の目的及び範囲

本研究の目的は次のとおりである。

- ①軽水炉（PWR及びBWR）のレベル2 PSAを実施するのに役立つような、高速でかつ精度の良いソースターム評価コード体系を確立すること。
- ②その中でも特に、原子炉冷却系内及び格納容器内での炉心溶融事故の進展を解析するコード体系を開発すること。
- ③上述のコード体系を用いて、種々の炉型、種々の事故シーケンスについて炉心溶融事故解析を行い、事故進展の状況とソースタームの大きさを把握すると共に、それらに大きな影響を与える事象・現象を明らかにすること。
- ④上述のコード体系を炉心溶融事故に係わる安全上の諸問題に適用し、その解決を図ること。

これらの目的のために著者が行った研究は次のとおりである。

- ①炉心溶融事故進展解析コード体系 THALES の開発。ここでは、PWRとBWRそれぞれについての原子炉冷却系内事故進展解析コードと、両炉型に共通の格納容器内事故進展解析コードを開発した。また、これらのコードが共用するための汎用プログラム群を開発した。
- ②実験解析や他コードとの比較解析による THALES の検証
- ③炉心溶融事故時FP及びエアロゾルの放出・移行挙動解析コードARTと、上述の THALES の結合による、ソースターム評価コード体系 THALES / ART の確立
- ④ THALES / ARTコード体系を用いてのPWRとBWRの種々の事故シーケンスについての感度解析計算。また、その結果に基づいての、炉心溶融事故の進展とソースタームを支配する因子に関する検討
- ⑤ THALESを用いての、高転換加圧水型炉（High Conversion PWR: HCPWR）の炉心溶融事故進展解析と、PWRのフィード・アンド・ブリード運転の有効性解析

(2) 原研の炉心溶融事故解析研究における著者の役割

軽水炉の炉心溶融事故を解析するための THALES / ARTコード体系の開発

と、それを用いての様々な解析は、原研リスク評価解析研究室のPSAに関する研究の一部として実施したものである。この研究は、1981年に著者が担当して開始し、1989年からは梶本・村松が担当して現在に至っている。THALESは約4万ステップ、ARTは約2万ステップから成る巨大コードであり、これらを用いての解析も、著者が関与したもので何百ケースになる。原研の安全性研究におけるソフトウェア関連のプロジェクトの中で、THALES / ARTの開発と応用は最大規模のものひとつであり、原研内外の多くの人の協力を得て達成されたものである。

本研究において著者の果たした役割りは次のとおりである。

- ①研究開始以来1988年頃まで、研究全体のリーダーを務めた。
- ②本格的なコード開発に先立ち、炉心温度上昇に関する感度解析計算を実施して原子炉冷却系内事故進展の支配因子を同定し、それに基づいてコード開発での前提条件を定めた。また、原子炉冷却系内での流動計算のために新しい手法を考案した。
- ③事故進展解析コード THALES の構成を決めると共に、主要な解析モデルを考案した。（各 THALESコードの作成は、西らと共同で行った。また、FPの放出・移行挙動解析については、主要な解析モデルの考案、ARTコードの作成とも、石神・梶本らが中心となって行った。）
- ④ THALESコード体系及び THALES / ARTコード体系を用いて、事故進展やFPの放出・移行挙動に係わる様々な解析を実施し、その結果を分析し、結論をとりまとめた。（これらの仕事の多くは、井田らと共同で行った。）

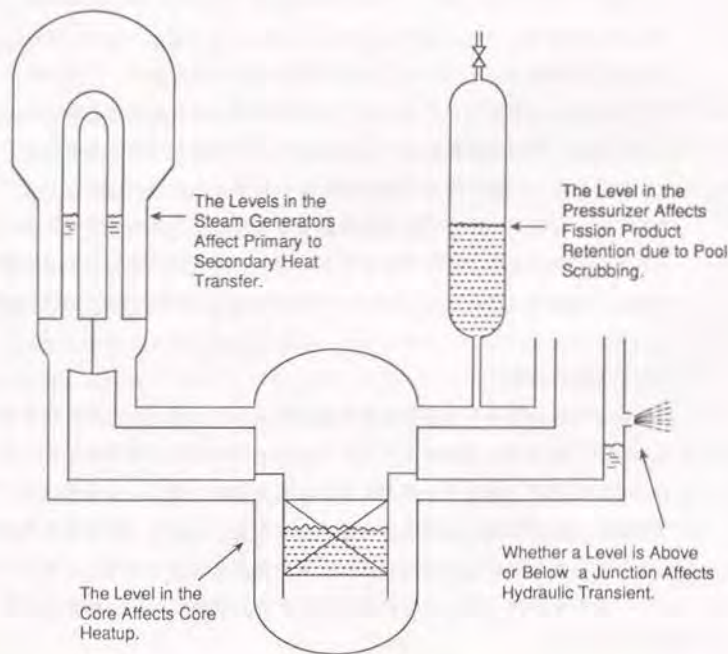
(3) コード開発の前提

THALESの開発を本格的に始めるに先立って、原子炉冷却系内事故進展を支配する因子を同定するために、炉心ヒートアップについての感度解析計算を行った。まず、冷却材がボイルオフして燃料棒が水位上に露出するような状況下での、燃料及び被覆管の温度（以下単に「炉心温度」と記す）の変化を計算する簡単なプログラムを作成した。そして、それを用いて多くのパラメータを変化させての炉心ヒートアップ計算を実施した。この感度解析計算の内容は付録Bに示す。主要な結論は次の2つである。

- ①炉心温度に最も大きな影響を与えるのは炉心の水位である。

②燃料棒の溶融落下モデルを用意しない限り、炉心溶融事故時の炉心温度も水素発生量も精度良く評価できない。

ここで水位は炉心以外でも重要である。その例を第1-1図に示す。LOCAの場合水位が破断口より上にあるか下にあるかは、原子炉冷却系内の冷却材インベントリや原子炉冷却系の圧力に大きな影響を及ぼす。BWRのダウンカマール水位やPWRの加圧器水位は、安全系の作動信号を与えるものである。また、TMIの事故のように、炉心が溶融している時に加圧器に水があると、炉心で発生したFPがこの水を通り抜ける時にスクラビング除去（気泡中のFPが水中を通過中に水中に溶け込むこと）されるので、FPの移行挙動にも影響する。従って、事故の過程における原子炉冷却系内の水位を精度良く計算できることは、炉心溶融事故解析にとって不可欠である。



第1-1図 原子炉冷却系内各部の水位の重要性

このような考察に基づき、THALESの開発に当たっては、次の2点を前提とした。

- ①原子炉冷却系内各部の水位を精度良く計算できる流動計算モデルを有すること
- ②燃料棒の溶融部分を実際に下方に移動させる燃料棒溶融落下モデルを有すること

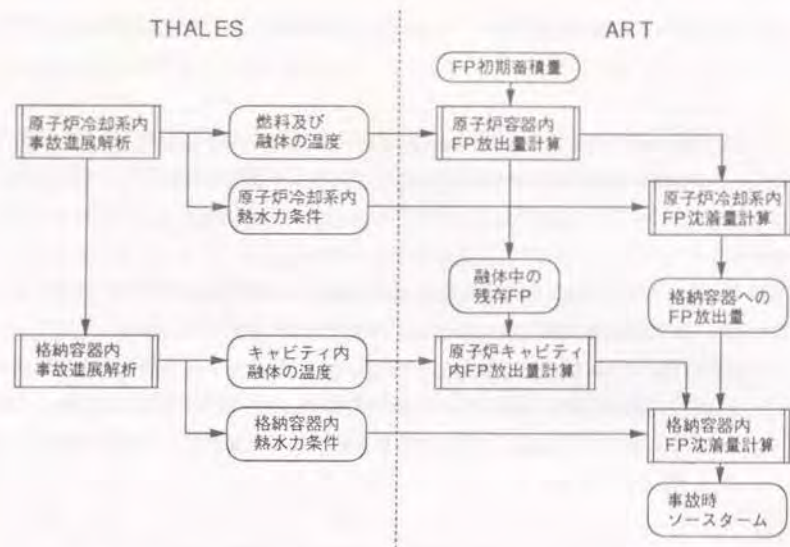
なお、①の流動計算のためには、設計基準事象解析コードがそうしているように、原子炉冷却系を多数のボリュームに分けて流動計算をすることが不可欠である。一方、PSAでは数多くの事故シーケンスを長時間にわたって解析する必要があることから、設計基準事象解析コードよりはるかに高速の計算も要求される。この2つの要求を満足するために、新しい流動解析手法を考案した。その内容については、2.3.2項で記述する。

(4) THALES/ARTコード体系の計算手順と特徴

上述のような前提の下で、THALESの各コードの開発を行い、次いで、それを別途開発されたFPの放出・移行挙動解析コードARTと結合して、ソースターム評価コード体系THALES/ARTを確立した。

確立したコード体系の計算手順を第1-2図に示す。図に示すように、このコード体系は、事故進展解析用THALESと、FP及びエアロゾルの放出・移行挙動解析用ARTから成る。まず原子炉冷却系内の事故進展を解析し、次いで格納容器内の事故進展を解析する。そして、こうして得られた熱水力条件下で、原子炉容器内と格納容器内のFPの放出と移行を解析する。

ここでTHALESは、PWRの1次冷却系内事故進展を解析するTHALES-PMコード、BWRの原子炉冷却系内事故進展を解析するTHALES-BMコード、PWRとBWR兼用で格納容器内事故進展を計算するTHALES-CV2コードから成る。（この他に、炉心の温度上昇・溶融落下を解析するTHALES-Mコードがある。同コードは、THALES-PM、THALES-BMコードのサブコードとして用いられる他、単独コードとしても用いられる。）また、THALESとARTの間には、FPの放出量及びエアロゾルの発生量を計算すると共に、THALESの計算する熱水力条件をARTに引き移すPREARTコードが用意されている。



第1-2図 THALES/ARTコード体系の計算手順

なお、これらの計算コードの開発に当っては、基礎的な機能を果たす部分は、他の計算コードでも使用できるような汎用プログラムとして作成した。汎用プログラムの作成方針や作成したプログラムの内容は付録Cに記述する。

ところで、前述したように、1980年代中期に開発された、PSAに用い得る総合的炉心溶融事故解析コードとしては、THALES/ARTコード体系の他、米国NRCのSTCP(BMI-2104コード体系)^{11,12)}、米国IDCORプログラムのMAAPコード¹²⁹⁾がある。このうち、MAAPコードは長期間非公開であり、解析モデルの内容も明らかにされていない。

STCPと比してのTHALES/ARTコード体系の特徴を挙げると、次のとおりである¹³⁾。

- ①コード体系全体を著者らが開発したので、全体が共通の仮定に基づいているとともに、コード間のデータ転送が容易である。(STCPは、別々の機関が独

立に開発したコードを後からつないだものである。)

- ②原子炉冷却系と格納容器のそれぞれを複数のボリュームに分けた上で、各ボリューム内に液相領域と気相領域とを考えている。このため、液体の流動によるFPの移行、PWRのトランジェント・シーケンスで加圧器に水がある場合のFPのスクラッピング除去、BWRで原子炉容器内水位に応じての注入系の作動等を考慮できる。
- ③燃料棒が溶融した時に溶融部分を下方に移動させるモデルを有している。このため、燃料棒の溶融落下が水素発生量やFP放出量にどのように影響するかを直接的に評価できる。
- ④計算速度が著しく速い。

(5) THALES/ARTコード体系を用いての解析

THALES/ARTコード体系の開発に並行して、各コードあるいはコード体系全体を用いて様々な解析を行った。これらの解析は、以下の3種に大別できる。

- ①THALES各コードの評価・検証のために実施した、実験解析や他コードとの比較解析
- ②PWRとBWRの幾つかの事故シーケンスを対象に実施した、原子炉冷却系内事故進展、格納容器内事故進展、FPの放出・移行挙動に関する感度解析
- ③炉心溶融事故に係わる安全上の課題の解明のための解析

1982年から1988年までのTHALES/ARTコード体系の開発と応用の経過をまとめて示すと第1-3図のようになる。(この図には著者以外が実施したものも書き込んである。)

THALESの評価・検証としては、THALES-Mコードに関し、1983年から1984年にかけて、米国PBF(Power Burst Facility)のSFD(Severe Fuel Damage)実験¹³⁰⁾の解析を実施した。THALES-BMコードに関しては、1988年に、BWRの幾つかの事故シーケンスにおける原子炉冷却系内流動について、米国電力研究所(Electric Power Research Institute: EPRI)が開発したRETRANコード¹³⁰⁾との比較解析を実施した。THALES-CV2コードに関しては、1985年に、BWRの全交流電源喪失シーケンスにおける格納容器内事故進展について、MARCHコードとの比較解析を実施した。このような解析を通じて、

FY	Code Development	Experiment Analyses	Severe Accident Analyses for Selected Sequences	Other Applications
1982	THALES-CV1 THALES-M			
1983	THALES-P			
1984	THALES-PM THALES-CV2 ART	PBF/SFD-ST & 1-1 (M) ORNL/NSPP (ART)	(PWR) S2D Analysis (P, M, CV1) In-vessel Analysis (PM)	
1985	THALES-BM Comparison with MARCH	ORNL/NSPP (ART)	(BWR) Ex-vessel Analysis (CV2) Pre-Analysis (ART) Source Term Analysis (ART) Uncertainty Analysis	HCPWR (PM) CV Design (CV2) Feed & Bleed (PM)
1986	PREART THALES-M2		Ex-vessel Analysis (CV2) Source Term Analysis (ART) Uncertainty Analysis	CV Design (ART)
1987		KIK/CORA (M2)	Uncertainty Analysis	
1988	Comparison with RETRAN			

□ : Project led by the author ▭ : Project led by others () : Code used for analysis

第1-3図 THALES/ARTコード体系の開発・応用の経緯

THALESの検証が進んだ。

THALES/ARTコード体系を用いての一連の解析の中で特に重要なのは、PWR (Indian Point 3号機) とBWR (Browns Ferry 1号機) を対象として行った、事故進展とソースタームに関する感度解析である。その目的は、多くのパラメータを変化させての計算を行うことにより、ソースタームの大きさとその支配因子を明らかにすることである。本感度解析は、1984年から1987年にかけて、PWR、BWRそれぞれについて、原子炉冷却系内事故進展感度解析、格納容器内事故進展感度解析、FPの放出・移行挙動感度解析に分けて実施した。

この感度解析により、NRCやIDCORのソースターム評価^(10,14)の結論同様、ソースタームが事故シーケンスやプラント形状に支配されること、原子炉冷却系内FP沈着がかなりの割合になること等の結果が得られた。また、燃料棒の溶融落下モデルや、原子炉冷却系内流動計算モデルが、ソースタームに大きな影響を与

えるとの結果も得られた。これから、ソースターム評価の精度は近年著しく向上したとは言え、重要因子とそれらの相互影響すべてを包括するためには、今後ともより総合的なコードの開発・整備が必要との結論が得られた。

安全上の問題への適用としては、1985年にTHALES-PMコードによる高転換加圧水型炉の炉心溶融事故進展解析、1986年にTHALES-PMコードによるPWRのフィード・アンド・ブリード解析を行った。

1.3 本論文の記載内容

本論文の記載内容は次のとおりである。

第2章では、THALES/ARTコード体系の概要と、THALESの各コードの役割りや計算モデル、特徴について記述する。

第3章～第5章では、THALES/ARTコード体系を用いての解析結果やそれに基づいての検討結果を記述する。第3章は、THALESの評価・検証のための解析であり、実験解析や他コードとの比較解析の結果をまとめたものである。第4章は、PWRとBWRを対象に実施した、炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行挙動に関する感度解析の結果と、そこから得られた知見をまとめたものである。第5章は、炉心溶融事故対策等へのTHALESの応用であり、高転換加压水型炉における炉心溶融事故進展の解析や、PWRのフィード・アンド・ブリード運転の有効性解析の結果をまとめたものである。

第6章では、研究内容のまとめと、研究を通じて得られた結論を述べる。

付録Aでは、原子力発電所のPSA手法の概要を記述する。付録Bでは、本格的な炉心溶融事故解析コード体系の開発に先立って著者が実施した、炉心温度上昇に関する感度解析について記述する。付録Cでは、コード体系のいわば部材として開発した汎用プログラム群の内容について記述する。付録Dでは、本研究以後の原研の炉心溶融事故解析研究の展開について記述する。

2. 炉心溶融事故解析コード体系の開発

2.1 THALES/ARTコード体系開発の経緯と同コード体系の構成及び特徴

1981年以降、著者は西らと共に、軽水炉を対象に、炉心・原子炉冷却系・格納容器内での炉心溶融事故の進展を解析するTHALESコード体系を開発した^(17,18)。次いで、別途開発された炉心溶融事故下でのFP及びエアロゾルの放出・移行挙動解析用のARTコード⁽¹⁹⁾とTHALESを結合して、事故進展からソースタームまでを通して計算できるTHALES/ARTコード体系を確立した。本節では、以下、THALES/ARTコード体系確立までの経緯や同コード体系の構成及び特徴について簡単に記述する。

著者はまず、1982年に、格納容器内事故進展を扱うTHALES-CVコードと、原子炉容器内事故進展を扱うTHALES-Mコードを開発した^(18,20)。

THALES-CVコードは、炉心溶融事故時に格納容器内で起き得る様々な事象や現象を考慮しつつ、格納容器内気体の温度・圧力の変化を解析し、格納容器破損の有無を判断するコードである。取り扱う事象や現象は、格納容器スプレイによる格納容器内気体の冷却、炉心融体によるコンクリートの熱分解、水素の燃焼など広範囲にわたっている。

一方、THALES-Mコードは、炉心の温度上昇・溶融落下挙動を解析するコードである。このコードは、炉心溶融事故時に燃料棒の溶融した部分だけを落下させるモデルを幾つも用意し、それを選択できるという特徴を有している。

原子炉冷却系内事故進展については、まず、原子炉冷却系内各部の水位を精度良く表現でき、かつ計算速度の速い流動計算手法を考案し、試計算によりそのフィジビリティを確認した。

コードの構成としては、当初は、第2-1図に示すように、PWRとBWR用に、炉心溶融を伴わない事故（設計基準事象）を解析するTHALES-PコードとTHALES-Bコードを作り、それとTHALES-Mコードを結合して炉心溶融を伴う事故の解析コードとする予定であった⁽²¹⁾。このため、1983年にTHALES-Pコードを開発し⁽¹⁸⁾、1984年にはそれとTHALES-Mコードを結合してTHALES-PMコードを作成した⁽²²⁾。

しかしながら、THALES-Pコードを設計基準事象の解析コードとして整備するには、炉心溶融事故解析には必要のない詳細な相関式等も用意する必要があり、研

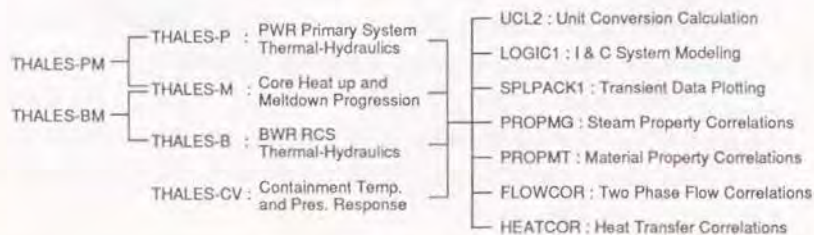
究の対象が拡散するおそれがあった。このため、当初の方針を変更し、THALES-Pコードは整備をやめ、THALES-PMコードだけを整備することとした。

(THALES-Mコードはそれなりの用途があったのでそのまま残した。) BWRの原子炉冷却系内事故進展については、この方針に沿って、初めから炉心熔融を伴う事故の解析コードとして開発することとし、1985年にTHALES-BMコードを開発した¹²⁾。

ところで、最初に開発したTHALES-CVコードは、その後の検討で、混合気体中での飽和蒸気圧の計算手法が不適当であったことが判明した。また、BWRを対象としての解析では、ドライウェルからベント管を通じて圧力抑制プールに流れる気体流動をより正確に扱う機能をつけ加える必要があった。このため、1984年に第2次版コードTHALES-CV2を開発した¹³⁾。なお、THALES-CVとTHALES-CV2の比較計算を実施したところ、THALES-CVにおける飽和蒸気圧の取扱いの誤りは計算結果にはほとんど影響なかったことが確認できた。

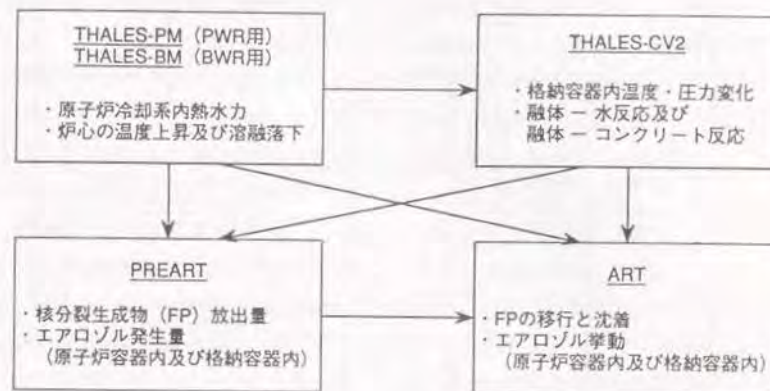
一方、炉心・原子炉冷却系・格納容器内におけるFP及びエアロゾルの放出・移行挙動を解析するARTコードは1984年に開発されていた¹⁴⁾ので、1988年にこれとTHALESを結合してTHALES/ARTコード体系を確立した。

なお、この頃、第4章に述べるPWRとBWRの炉心熔融事故の進展及びFPの放出・移行挙動に関する感度解析計算の結果から、燃料棒熔融落下モデルが原子炉容器内でのFPの放出量に大きな影響を及ぼすことが判明していた。このため、著者は、1988年に燃料棒熔融落下モデルをより詳細化したTHALES-M2コードも開発した。しかし、このコードはTHALES/ARTコード体系の第2次版であるTHALES-2コードの開発のための準備として行ったものであり、著者はそれを有効に使うに至らなかったため、本論文では同コードについての記述は省略する。



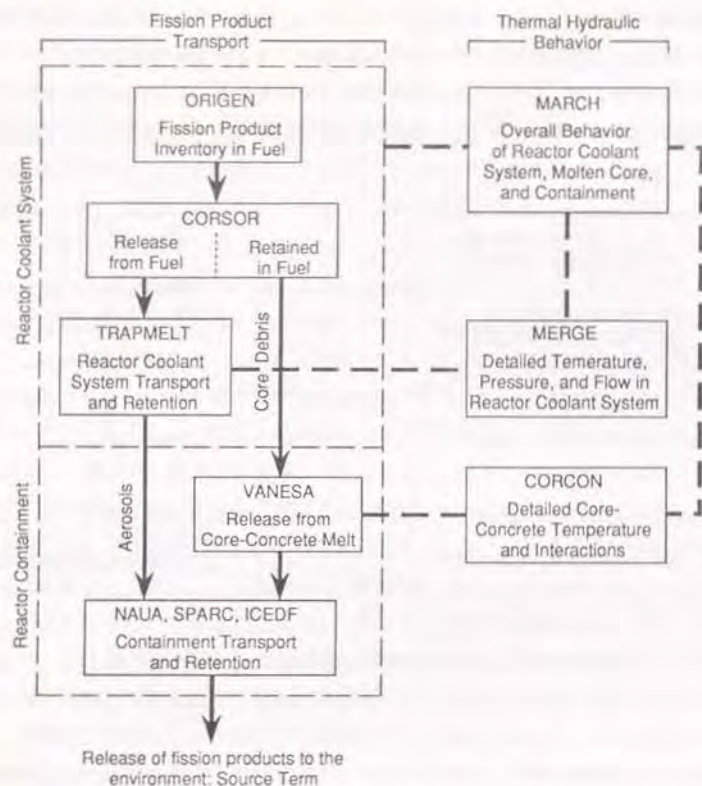
第2-1図 開発初期に想定したTHALESコード体系の構成

著者らが確立したTHALES/ARTコード体系の構成を第2-2図に示す。同コード体系は、ほぼ同時期に作られた米国NRCのコード体系STCP¹⁵⁾と同様の解析項目を有しているが、それと比べて様々な特徴を有している。以下、STCPの概要を紹介すると共に、両コード体系の主要な相違点を述べる。



第2-2図 THALES/ARTコード体系の構成

STCPの構成は第2-3図に示す通りである¹⁵⁾。図に示すように、このコード体系は多くのコードをつなぎ合わせたものであり、右側のコードが事故の進展(熱水力挙動)を、左側のコードがFPの放出・移行挙動を解析する。事故進展については、まずMARCHコードによって原子炉冷却系内・格納容器内事故進展全般を解析した後、原子炉冷却系内気相領域の熱水力状態をMERGEコードで、原子炉キャビティでの融体-コンクリート反応をCORCONコードで、より詳細に解析する。FPの放出・移行については、まずORIGENコードで燃料中のFP蓄積量を計算する。次いで原子炉冷却系内については、CORSORコードで燃料からのFP放出量を計算し、TRAPMELTコードで放出されたFPの移行・沈着挙動を解析する。また、格納容器内については、VANESAコードで原子炉キャビティ内の融体からのFP放出量を計算し、NAUAコードでその移行・沈着挙動を解析する。BWR圧力抑制プールにおけるFPのスクラビング除去や、PWRのアイス・コンデンサによるFP除去は、それぞれ専用のコードSPARCとICEDFによって解析される。



第2-3図 米国NRCのソースターム評価コード体系STCPの構成

STCPとTHALES/ARTのコード体系の全体構成の相違について述べると、STCPが、別々の機関が独立に開発したコードを後からつないだものであるのに対して、THALES/ARTコード体系は、そのすべてを著者らのグループが開発したことが挙げられる。このため、コード体系全体が共通の仮定に基づいているとともに、コード間のデータ転送が容易である。例えば、ARTコードは、原子炉冷却系及び格納容器系を幾つかのボリュームに分割した上で、FP及びエアロゾルの各ボリューム内での発生・沈着とボリューム間の移行を解析するが、ボリュームの区切り方はTHALESのそれと同じであり、THALESの計算結果であるボリューム内の気体温度や壁温、ボリューム間流量等をそのまま利用できる。

次に解析モデルの特に重要な相違について述べると、原子炉冷却系内事故進展解析モデルは、THALES-PM、THALES-BMコードとMARCHコード¹⁷⁾のモデルとは著しく異なっている。特に、原子炉冷却系内の水位と、燃料棒の溶融落下に関するモデルの違いが大きい。水位については、MARCHでは原子炉冷却系全体を1個の円筒で表わし、その中にただひとつの水位を考えて、その水位を、炉心温度計算にも、蒸気発生器伝熱計算にも、安全注入系作動信号にも使う。これに対して、THALESでは原子炉冷却系を複数ボリュームに分割し、各ボリューム内で鉛直方向の水平断面面積変化を考慮しつつ水位を決定する。燃料棒の溶融落下については、MARCHのモデルが溶融ノードに更に熱が加わった時その余剰熱を上下左右の隣接ノードに再分配するモデルであるのに対して、THALESのモデルは溶融ノードを実際に下方に移動させることができる。

格納容器内事故進展解析モデルについては、MARCHは格納容器内に存在する水は計算体系の外にあると考えており、水位下での気泡の存在も考えない。これに対して、THALES-CV2コードは計算体系の中に液相領域も含めており、その中の気泡の存在を考えて水位を計算する。FPの放出・移行挙動については、STCPでは気体流に乗っての移動しか考えないのに対し、ARTコードは液相中のFPの移行を取り扱える。一方、THALES/ARTの原子炉キャビティでのコンクリート侵食やFP放出のモデルは、STCPのCORCONコードやVANESAコードのモデルに比べるとずっと単純なものである。

以下の2.2節から2.4節では、THALES/ARTコード体系のうち、著者が開発の中心となったTHALESの各コードについて、コードの構成や特徴、主要な計算モデルを記述する。なお、実際のTHALESのプログラムの大部分は、一般の(炉心溶融を伴わない)事故解析にも共通な問題を扱っているが、本章ではそれらすべてを記述することはせず、炉心溶融事故解析に特有なものに重点を置いて記述する。即ち、本章の主たる記述対象は、燃料棒の溶融落下や溶融燃料中で起きる金属の化学反応等、コードの開発時はもとより現在でも十分には解明されていない諸現象をどのように割りきってモデル化したかである。また、各コードはいったん第1次版を作成した後も、著者らの解析経験や他の研究により新たに得られた知見を反映して、継続的に改良してきた。従って、計算モデルも一定のものではない。著者がTHALESの開発・応用研究を担当していたのは1988年頃までなので、本報では、原則としてその頃の計算モデルを記述する。それ以後本研究を引き継いだ梶本らによってなされた改良点については、特に重要なものに限って付記する。

2.2 炉心の温度上昇・溶融落下解析コードTHALES-Mの開発

2.2.1 THALES-Mコードの概要

(1) THALES-Mコードの役割りと構成

炉心溶融事故の原子炉容器内での進展を解析するために、THALES-Mコードを開発した¹⁾²⁾。同コードは、原子炉容器内での水位の低下とそれに伴う燃料温度の上昇、引き続いて起きる燃料棒の溶融落下から原子炉容器底部鏡板の溶融貫通に至る過程を解析する。

コードは、燃料棒及びその融体の温度変化及び落下挙動を計算するプログラムと、原子炉容器内の冷却材の水位・水温を計算するプログラムから成る。このうち後者は、外部からの冷却材注入や燃料棒及び融体からの伝熱による沸騰で、原子炉容器内に溜まっている水の水位や温度が変る状況を計算する、比較的簡単なプログラムである。

なお、THALES-Mコードは、単体としても用いることができるが、主たる用途は、同コードの燃料棒及びその融体の温度変化及び落下挙動計算プログラムを、後述する原子炉冷却系内事故進展解析コードTHALES-PM, THALES-BMのサブコードとして用いることである。その場合には、THALES-Mコードの冷却材の水位・水温計算プログラムは用いられない。以下、本節では燃料棒及び融体の温度変化及び落下挙動計算プログラムに限って記述する。

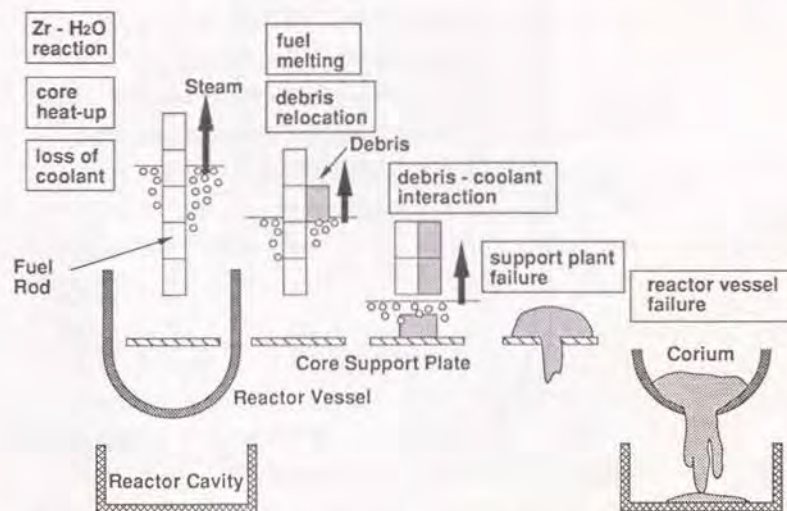
(2) 想定する原子炉容器内事故進展

THALES-Mコードでは、第2-4図に示すように、原子炉容器内での炉心溶融事故の進展を次のように想定する。

- ① LOCAやトランジェントが起きた時にECCS等の冷却材注入に失敗すると、原子炉容器内冷却材インベントリが減少する。炉心の水位が低下すると燃料棒は水位上に露出した部分から温度上昇し始める。水位上に露出している燃料棒部分は、水位下での沸騰によって生じる蒸気流によって冷却される。
- ② 水位が炉心上部にある間は、水位下での沸騰量が大きく、従って水位上での蒸気流量も冷却も大きいため、燃料温度が著しく高温になることはない。これに対し、水位が炉心下部まで下がると、水位下での熱伝達量が小さくなって蒸気流量が小さくなる一方、その蒸気流で冷却されねばならない水位上の部分が大きくなるので、冷却能不足で燃料棒の温度上昇が著しくなる。
- ③ 燃料棒が1,200℃程度以上の高温になると、被覆管材であるジルコニウムが蒸

気中の酸素と結合して水素を発生する化学反応が激しくなる。この反応は発熱反応であり、燃料棒温度は更に高くなる。

- ④ ECCS等により炉心冷却が回復しないと、燃料棒の高温部分は健全な形状を失い、「デブリ」となって下方に落下する。(燃料棒の高温部分が実際に溶融するかどうかとは関係なく、THALESでは燃料棒の一部が健全性を失って落下することを「燃料棒の溶融落下」と呼ぶ。)落下したデブリは、下方で健全な燃料棒に熱を与えて高温化させたり、水位下に落ちて著しい蒸気発生を引き起こしたりする。
- ⑤ デブリは、一時的に炉心内に留まることがあったとしても、いずれは炉心支持板や原子炉容器底部鏡板の上に落下し、ひとかたまりの「融体」となる。
- ⑥ 炉心支持板上の融体は、もしそれより上方に冷却材があればそれを沸騰させ、また、炉心支持板の温度を上昇させる。炉心支持板の温度が十分高くなれば、炉心支持板は健全性を失って融体と共に原子炉容器底部鏡板上に落下する。
- ⑦ 原子炉容器底部鏡板上の融体は、もし原子炉容器内に冷却材が残っていればそれを沸騰させ、また、原子炉容器底部鏡板の温度を上昇させる。鏡板の温度が十分高くなれば、鏡板は健全性を失って融体と共に原子炉キャビティ内に落下する。



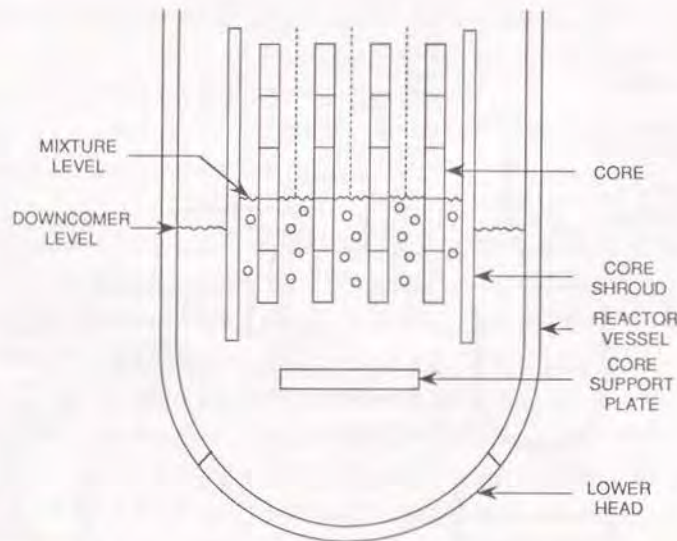
第2-4図 THALES-Mコードが想定する原子炉容器内での事故進展

(3) THALES-Mコードの計算体系

THALES-Mコードが対象とする空間は、第2-5図に示すような、原子炉容器内の炉心、炉心支持板、原子炉容器底部鏡板と、その周りにある冷却材である。

炉心は半径方向に幾つかの領域に分割する。同一の領域中の燃料棒は同一の熱的応答をすると仮定して、各領域を代表燃料棒とそれを取り巻く流路で表わす。燃料棒及び流路はさらに軸方向に等長のノードに分割する。燃料棒ノードが健全である間は、その温度はペレットと被覆管の2点で表わす。(炉停止後の崩壊熱レベルの発熱を伴うトランジェントの解析では、ペレットと被覆管をまとめてその温度を1点で表わしても十分精度が良い。2点で表わすのはもっぱら初期蓄積熱を精度良く求めるためである。)燃料棒ノードは、燃料棒損壊条件(後述)を満足すると損壊すると仮定する。損壊ノードは「デブリ・ノード」と呼び、温度も、ペレットと被覆管に分けず、1点で表わす。

炉心支持板及び原子炉容器底部鏡板は、それぞれ1枚の板と考え、その温度も1点で表わす。(炉心支持板、底部鏡板とも、その面積及び厚さを入力データで与える。)これらの上にはデブリ・ノードが落下して来るが、落下したものはすべてまとめて「融体」と呼び、温度も1点で表わす。



第2-5図 THALES-Mコードの計算体系

(4) THALES-Mコードの特徴

THALES-Mコードの最大の特徴は、健全形状を失ってデブリと化した燃料棒ノードを実際に下方に移す「燃料棒溶融落下モデル」を有することである。

付録Bで示すように、炉心内水位が冷却材ボイルオフによって徐々に低下していくような事故(例えば小破断LOCAやトランジェント時のECCS不動作シーケンス)では、燃料棒の温度は炉心内のどの高さにあるかに著しく強く依存する。従って、燃料棒が溶融してデブリとなり、落下してその位置する高さが変われば、そのデブリの温度は低下するし、特に落下位置が水位下であればデブリは急冷される。被覆管材であるジルコニウムの酸化反応(水素を発生する)の速度も、燃料ペレットからの核分裂生成物(FP)の放出速度も、温度の指数関数で表わされることが知られている^{12,13)}から、溶融燃料棒の落下モデルは水素の発生量やFPの放出量に大きな影響を及ぼすことが想定される。このためTHALESの開発では、当初から、燃料棒の溶融落下モデルを用意することを必須と考えていた。

燃料棒の溶融した部分の落下については、MARCHコードにおいてもある程度モデル化されていたが、そこでのモデル化は溶融ノードの位置を変えずに余剰な熱だけを別な部分に移すものであった¹⁷⁾。これに対してTHALES-Mコードでは、デブリ・ノードを下方に移してしまうので、炉心上方では水素発生源となる金属ジルコニウムがなくなることや、落下した溶融燃料棒が下方の冷却材を蒸発させることの効果を考慮できる等、より現実的な評価が可能になった。

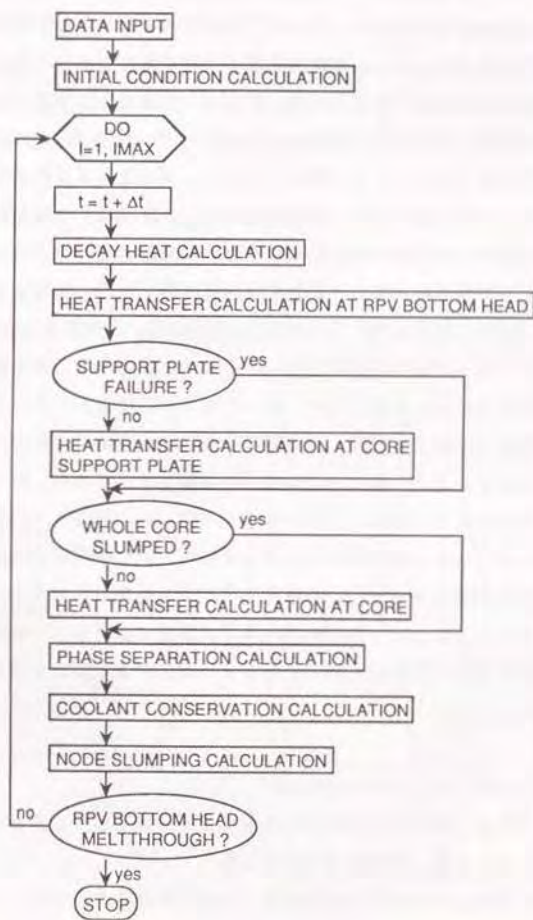
ただ、THALES-Mコードの燃料棒溶融落下モデルも、決して現実の燃料棒溶融落下挙動を忠実に模擬するためのものではない。同コードの開発当時はもちろん、現在においても、燃料棒の溶融落下挙動は十分には解明されていない。THALES-Mのモデルは、様々な溶融落下モデルを用意してそれについての感度解析を可能にすることにより、燃料棒溶融落下が事故の進展やソースタームにどれ程の影響を及ぼすのか、それはどのようなメカニズムによるのかを明らかにするためのものである。

(5) THALES-Mコードの計算手順

THALES-Mコードの計算手順を第2-6図に示す。入力データを読み込み、定常計算を終えた後、時間依存の計算を行う。

水位上に露出した炉心及び構造材は、水位下で発生する蒸気によって生じる上昇蒸気流により冷却されるので、各時間ステップの計算も原子炉容器内下方から上方へなされる。具体的には以下の順序である。

- ①各ノードの崩壊熱を計算する。
- ②原子炉容器底部鏡板と（その上に融体が存在している場合は）融体の温度を計算する。
- ③炉心支持板と（その上に融体が存在している場合は）融体の温度を計算する。
- ④水位より下の各炉心ノードの温度を計算すると共に、冷却材の沸騰量を計算する。



第2-6図 THALES-Mコードの計算手順

- ⑤炉心半径方向領域ごとに、水位より上で1次元蒸気流を考え、それとの伝熱計算により水位より上の各炉心ノードの温度を計算する。
- ⑥冷却材の質量、熱量、相分離量を計算し、水位を更新する。
- ⑦各燃料碎ノード、炉心支持板、原子炉容器底部の損壊判定を行う。損壊したものは落下モデルに従って下方に移動させる。

2.2.2 燃料棒及び特定構造物の溶融落下モデル

前述したように、THALES-Mコードは、燃料棒の溶融落下モデルを有している。このモデルは、①高温になって健全性を失った燃料棒ノードの損壊を判定するモデル、②損壊したと判定された燃料棒ノードを「デブリ・ノード」あるいは「融体ノード」に変更するモデル、③デブリ・ノードを下方に移動させるモデルから成る。これに加えて、炉心、炉心支持板、原子炉容器底部鏡板の3種の構造物について、損壊を判定し、損壊時にはそれを融体の一部として加えた上で下方に移動させるモデルを有している。

まず燃料棒の溶融落下モデルについて述べる。

燃料棒ノードの損壊判定については、各燃料棒ノードは次の2つの条件のうちのどちらかが満足されると損壊すると仮定する。

- ①被覆管温度が入力で与える被覆管損壊温度を越えた時
- ②前の時間ステップの被覆管温度が入力で与える被覆管破砕温度（<被覆管損壊温度）を越え、かつ現時間ステップの水位がそのノード高さ以上である時

ここで、①は被覆管の溶融もしくは軟化による健全形状喪失を表わすものであり、②はクエンチ破砕を表わすものである。

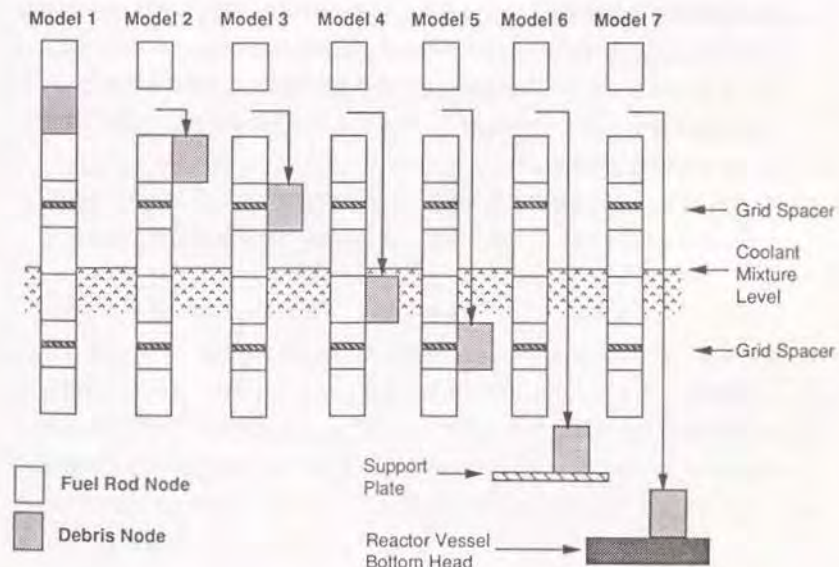
損壊したと判定された燃料棒ノードは、それが炉心内に届まっている間は「デブリ・ノード」と称し、その温度は元の燃料棒ノードごとに1点で表わす。炉心より下方（炉心支持板上及び原子炉容器底部鏡板上）まで落下した場合には、落下した燃料棒ノードを全部まとめて「融体ノード」と称し、その温度は1点で表わす。燃料棒ノードをデブリ・ノードに変更する時は、ペレットと被覆管の熱量が保存されるようにデブリ・ノードの温度を定める。デブリ・ノードの熱容量等の物性値は、ペレットと被覆管の物性値とそれらの質量比を考慮して決める。燃料棒ノードやデブリ・ノードを融体ノードに変更する時も同様の取り扱いをする。

炉心内のデブリ・ノードは損壊ノード落下モデルに従って下方に位置を移す。落下モデルは第2-7図に示すように次の7種類用意されており、そのうちのひとつを入力で指定する。

- ①元の位置のまま動かない
- ②損壊ノードの直下のノード位置に落下
- ③損壊ノードの直下のグリッド・スペーサ位置に落下
- ④水面直下のノード位置に落下
- ⑤水面直下のグリッド・スペーサ位置に落下
- ⑥炉心支持板上に落下
- ⑦原子炉容器底部に落下

ただし、同一高さには健全ノード、損壊ノードに合わせて2個までしか入れない。燃料棒下方に既に燃料ノードが落下したことによる空洞がある時にそれより上で損壊が起きれば下方の空洞を埋めるように落下する、等の諸条件が考慮される。

なお、損壊ノードを例えば炉心下端に落下させたい場合は、炉心下端ノード位置だけにグリッド・スペーサーがあるととして③のモデルを指定すれば良い。



第2-7図 THALES-Mコードの損壊燃料棒ノード落下モデル

次に、特定構造物の損壊モデルについて述べる。このモデルは、ほぼMARCHコード¹¹⁾と同様のものである。

炉心ノードのうち、入力で与えるある割合以上が損壊すると、炉心全体が崩壊したと仮定し、健全ノード、損壊ノードすべてをまとめて融体ノードとし、炉心支持板上へ（損壊燃料棒ノード落下モデルが⑦の場合は原子炉容器底部へ）落下させる。これを「全炉心崩壊」と呼ぶ。

炉心支持板上に落下した融体からの伝熱により、炉心支持板の温度が入力で与える一定値に達すると、炉心支持板は損壊したと判定する。炉心支持板の損壊が起きると、支持板上の融体と支持板材を合せた新しい融体を原子炉容器底部鏡板上に落下させる。

原子炉容器底部鏡板上に落下した融体からの伝熱により、底部鏡板の温度は上昇する。THALES-Mコードは、底部鏡板の温度が入力で与える一定値に達した場合、あるいは、鏡板の上方の原子炉容器胴部にかかる応力が降伏応力（温度の関数として計算する）に達した場合は、底部鏡板部分は損壊したと判定する。底部鏡板の損壊が起きると、底部鏡板上の融体と底部鏡板材を合わせた新しい融体を原子炉キャビティに落下させる。この時、原子炉容器の内圧が高ければ、原子炉容器内に残っていた気体・液体の一部も格納容器内に流出させる。

THALES-Mコードの計算は原子炉容器底部鏡板の溶融貫通で終了し、それ以後の原子炉キャビティでの融体 - コンクリート反応はTHALES-CV2コードによって解析される。

2.2.3 燃料棒及び構造物の温度上昇計算モデル

(1) 伝熱計算モデルの構成

THALES-Mコードは、次に示す5項目の発熱・伝熱計算モデルを有している。

- (1) 発熱量計算モデル
- (2) 炉心での伝熱計算モデル
- (3) 炉心支持板領域での伝熱計算モデル
- (4) 原子炉容器底部鏡板領域での伝熱計算モデル
- (5) 構造物への伝熱計算モデル

ここで、(1)は各ノードにおける核反応熱とジルコニウムの酸化反応熱を計算するものである。(2)~(4)は炉心及び特定構造物と冷却材の間の伝熱を扱うものである。これらの伝熱計算は、水位下での沸騰によって生じる水位上での蒸気流が上部の燃料ノードを冷却するという伝熱メカニズムを解析するため、(4)、(3)、(2)の順に、下方から上方へと進めていく。(5)は、炉心支持板及び底部鏡板以外の原子炉容器内構造物と冷却材の間の伝熱計算を行なうものである。

(2) 発熱量計算モデル

THALES-Mコードでは、発熱項として、ペレット内部での核反応熱と被覆管材であるジルコニウムの酸化反応熱を考慮する。核反応熱としては、遅発中性子による核分裂熱と核分裂生成物(FP)及びアクチニドの崩壊熱を扱う。

核反応熱は、すべて燃料棒ノード内で発生するとし、燃料棒ノードがデブリ・ノードや融体ノードに変わった時は、発熱量もそのノードに移す。また、各燃料棒ノード間の発熱割合（発熱分布）は定常時と変わらないと仮定している。（現実には、揮発性のFPの一部は燃料ペレットから放出されて別な位置で崩壊熱を発生するので、燃料棒ノード間の発熱分布が変わる。この現象は、MAAPコード¹²⁾では当初からモデル化されており、THALES/ARTの第2次版コードであるTHALES-2でも考慮されるようになった¹²⁾。）

各ノードの核反応熱の計算では、まず、各時刻tにおける炉心全体（デブリや融体になったものも含む）の時間依存の発熱量 $Q^{nc}(t)$ を次式で計算する。

$$Q^{NUC}(t) = Q_0 \cdot S^{TRAN}(t) \quad (2-1)$$

ここで、

Q_0 : 運転時出力レベル (入力データで与える)

$S^{TRAN}(t)$: 過渡時相対発熱量 ($S^{TRAN}(0)=1$)

過渡時相対発熱量 $S^{TRAN}(t)$ は、遅発中性子による核分裂熱と FP 及びアクチニドの崩壊熱の和として、次式で与えられる。

$$S^{TRAN}(t) = S^{FIS}(t) + S^{FP}(t) + S^{ACT}(t) \quad (2-2)$$

ここで、

$S^{FIS}(t)$: 遅発中性子による核分裂熱 (Q_0 に対する相対発熱量)

$S^{FP}(t)$: FP の崩壊熱 (Q_0 に対する相対発熱量)

$S^{ACT}(t)$: アクチニドの崩壊熱 (Q_0 に対する相対発熱量)

遅発中性子による核分裂熱は時間依存の入力データで与える。ただし、 $t=0$ で $Q^{NUC}(t)=1$ となるように標準化して用いる。(後に 1 点近似動特性モデルで計算するオプションも加えられた。)

FP 及びアクチニドの崩壊熱は、いずれも、無限照射を仮定し、炉停止時刻を入力で与えて計算する。

FP の崩壊熱は次に示す ANS の式⁽²⁰⁾で計算する。

$$S^{FP}(t) = \alpha^{FP} \cdot A \cdot t^{-a} \quad (2-3)$$

ここで、

α^{FP} : FP 崩壊熱の修正係数 (入力)

t : 炉停止後の経過時間

A, a : 係数

ここで、係数 A 及び a は第 2-1 表に示す値である。なお、この表で時間領域の区切り目は、式の連続性を確保するために原論文の値から変えてある⁽²⁰⁾。また、 A

クチニドの崩壊熱は SCORCH-B2 コードで用いている次の簡易式⁽²⁰⁾で計算する。

$$S^{ACT}(t) = S^{ACT}(0) \cdot [0.512 \cdot \exp(-4.91 \times 10^{-4} t) + 0.488] \quad (2-4)$$

ここで、

$S^{ACT}(0)$: 定常時のアクチニドの発熱量 (Q_0 に対する相対値を入力で与える。)

各時刻における炉心全体での各反応熱 $Q^{NUC}(t)$ が計算された後は、定常時の発熱量分布 (入力で与える) に比例させて、各燃料棒ノードの発熱量を計算する。燃料棒ノードが健全な間は、ペレットに核反応による発熱量を付加する。燃料棒ノードが損壊した後は、それが炉心内にデブリ・ノードとして届まっている間はそのノードに発熱量を付加する。炉心より下方まで落下したノードについては、融体ノードに取り込まれた燃料棒ノードの発熱量の総和を付加する。

第 2-1 表 ANS の FP 崩壊熱計算式の係数

time interval (sec)	A	a
$0 \leq t < 0.1$	0.0699	0
$0.1 \leq t < 7.76$	0.0603	0.0639
$7.76 \leq t < 153.7$	0.0766	0.1807
$153.7 \leq t < \infty$	0.1301	0.2834

ジルコニウムと水蒸気の化学反応は、燃料棒ノードが健全である場合は外面酸化だけを考える。反応速度は、水蒸気の供給量による制限を考慮しながら、次に示す Baker-Just式^{12,13)}に基づいて計算する。

$$\frac{d\theta^{MWR}}{dt} = \frac{33.3}{2\theta^{MWR}\rho_c} \exp\left(\frac{-22900}{T+273.15}\right) \quad (2-5)$$

ここで、

- θ^{MWR} : ジルコニウムの酸化厚 (cm)
- ρ_c : 被覆管の密度 (g/cm³)
- T : 反応面の温度 (°C)

外面酸化だけ考えた場合の酸化厚は次のように計算できる。

$$(\theta^{MWR})_{i+1} = [(\theta^{MWR})_i^2 + \alpha^{MWR} \cdot \Delta t \cdot \frac{33.3}{\rho_c} \cdot \exp\left\{\frac{-22900}{(T_c)_i + 273.15}\right\}]^{1/2} \quad (2-6)$$

ここで、添字*i*および*i+1*は、それぞれ時刻*t*および*t+Δt*での値であることを意味している。また、 α^{MWR} は、被覆管外面での酸化速度の修正係数であり、入力データで与える。(Baker-Just以降の研究で、同式は反応速度をやや過大に見積っているとされている^{12,13)}。THALES-Mコードでは、 $\alpha^{MWR}=0.25$ を推奨値としている。) 事故開始時に θ^{MWR} を0としておき、各時間ステップ毎に θ^{MWR} の値を計算しなおしていく。 Δt 間のジルコニウム酸化反応熱は、 Δt 間に反応したジルコニウムの質量と、単位質量当りの反応熱の積として計算される。

デブリ・ノードについても、反応速度および反応熱の計算は、健全な被覆管ノードに対するのと同じ式を用いて行う。すなわち、実際には被覆管が損壊していても、健全な状態を維持しているものと仮想して酸化厚の計算を続ける。ただし、被覆管表面積が増えることや部分的な溶融が起きて反応速度が大きくなることを考慮して、Baker-Just式に対する修正係数として α^{MWR} を f_0 倍したものをを用いる。 f_0 は入力で与える増倍係数である。

炉心支持板あるいは下部ヘッド領域でのジルコニウム - 水反応は、燃料棒から

できた融体と構造材からできた融体について考える。この場合も、反応速度および反応熱の計算は、上述と同様の式を用いて行う。

(3) 炉心での伝熱計算モデル

炉心での伝熱計算モデルは、上述した方法で炉心領域での燃料棒(ペレット、被覆管)及びデブリでの発熱量を求めた後で、燃料棒、デブリ、冷却材間の伝熱量の計算を行なうものである。

炉心は半径方向、軸方向にノード分割してある。伝熱計算は水位下のノードと水位上のノードとに分けて行う。水位下のノードについては、各ノードから水への伝熱量を計算し、それから沸騰量を計算する。水位上に露出したノードについては、半径方向領域ごとに、垂直方向一次元蒸気流との間で伝熱計算を行う。このときの蒸気流とは、前の時間ステップにおける水位下での相分離計算によって得られた液相からの蒸気離脱量を、各領域の燃料棒本数に比例して配分したものである。なお、各チャンネルの気体モル流量は、その時間ステップにおいて、炉心出口まで一様であると仮定している。

炉心ノードが高温になると、ジルコニウムの酸化反応が始まり、蒸気が消費され、かわりに水素が発生する。これ以降、チャンネル内の気体流は蒸気と水蒸気からなる混合気体となる。THALES-Mコードでは、こうした組成変化を考慮して気体流の熱物性値を計算する。

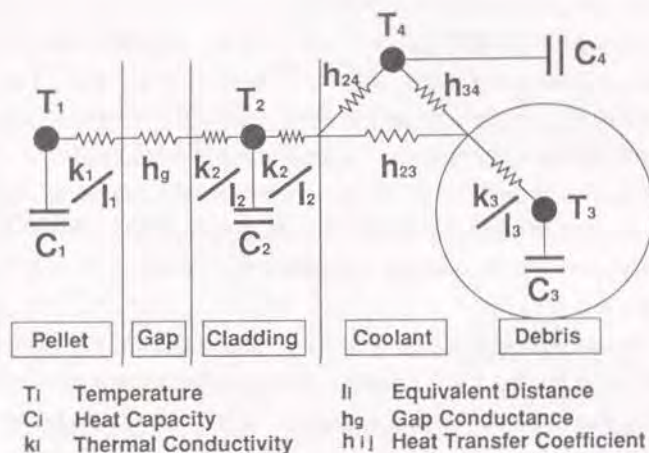
伝熱計算の対象となるノードの組合せは、炉心の溶融・落下の進展によって変化する。2.2.2項で述べたように、THALES-Mでは、同一高さにおいては健全ノードとデブリ・ノード合わせて2ノードまで存在することが許される。従って、同一高さに存在するノードの考えられる組合せは次に示す4種類である。

- ① (ペレット) + (被覆管) + (冷却材)
- ② (ペレット) + (被覆管) + (デブリ) + (冷却材)
- ③ (デブリ) + (冷却材)
- ④ (デブリ) + (デブリ) + (冷却材)

このうち①は、元々その高さにあった燃料棒ノードが健全で、かつ、上方からデブリ・ノードがこの高さには落下していない状態を表わす。②は、健全ノードがあるところに上方からデブリ・ノードが落下してきた状態を表わす。③は、ある高さの

ノードがデブリ化したか、空になっていた高さに上方からデブリ化したノードが落下してきてひっかかった状態を表わす。④は、同一高さにデブリ・ノードが2個詰まった状態を表わす。

このようなノードの組合せの違いに対応するために伝熱回路も4種類用意してある。最も複雑な②の場合の伝熱回路を第2-8図に示す。



第2-8図 「ペレット-被覆管-デブリ-冷却材」間の伝熱回路

炉心部での水位上にあるノードの伝熱計算は、前述のように下方から上方へと実施する。あるノード高さの入口（下側）における蒸気流の温度は、直下のノード高さの出口（上側）における蒸気流の温度である。ある高さに注目した時、その高さでのノードの組合せに従って、上述の伝熱回路を選択する。そして、各ノードの現在の温度、熱容量等から、後退差分法により新たな温度を暫定的に求め、その温度差を用いてノード間の伝熱量を計算する。暫定的温度とは、相変化（固相→液相）に伴う潜熱を無視して求めた温度である。相変化を考慮してのノードの温度は、物性値計算プログラムを用いて求める。この後、各ノードから蒸気への伝熱量を用いてこのノード高さの出口における蒸気温度を計算する。蒸気流については、ジルコニウムの酸化反応を考慮して、比熱等の物性値を変更する。

(4) 炉心支持板領域での伝熱計算モデル

このモデルは、炉心支持板及び（もしあれば）その上に乗っている融体と、炉心支持板より上方にある冷却材との間の伝熱計算を行うものである。対象となるノードの組合せは、次に示す2種類である。

- ① (炉心支持板) + (冷却材)
- ② (炉心支持板) + (融体) + (冷却材)

伝熱計算とそれに続く物性値の計算方法は、各ノードとも温度および物性値を1点で表わすことを除けば、(2)で述べた計算法と同様の後退差分法で行う。

なお、融体と水との間の熱伝達率は、融体がひとかたまりになっているかばらばらになっているかで著しく異なり得る。このため、融体は多くの溶融粒子の集合体であると考えた上で、融体の実効伝熱面積 A_{con} を次式で計算する。

$$A_{con} = \pi d^2 \{fn + (1-f)n^{2/3}\} \quad (2-7)$$

ここで、

- d : 溶融粒子の直径（入力）。
- n : 融体中の溶融粒子の個数。融体が完全に稠密化した球になったと仮定した時の直径を D_{con} とすれば、 $n = (D_{con}/d)^3$
- f : 融体の粗密度を表わす係数（入力）。 $f = 1$ なら $A_{con} = n \cdot \pi d^2$ であり、融体は完全にばらばらになった n 個の溶融粒子である。 $f = 0$ なら $A_{con} = \pi D_{con}^2$ であり、融体は1個の大きな球となる。

なお、 A_{con} のうち入力で与える一定割合が炉心支持板との接触面積であるとし、残りが水との接触面積であるとする。

上記のモデルにより、融体と水との熱伝達の速さは、融体表面と水との間の熱伝達率、溶融粒子の直径、融体の粗密度等の入力データによって何桁も変ることになる。

(5) 原子炉容器底部鏡板領域での伝熱計算モデル

このモデルは、原子炉容器底部鏡板及び（もしあれば）その上に乗っている融体と、炉心支持板より下方にある冷却材との間の伝熱計算を行うものである。対象とな

るノードの組合せは、次に示す2種類である。

- ① (底部鏡板) + (冷却材)
- ② (底部鏡板) + (融体) + (冷却材)

伝熱計算とそれに続く物性値の計算方法も、(2)で述べた方法と同一である。

(B) 構造物への伝熱計算モデル

このモデルは、炉心支持板及び底部鏡板以外の原子炉容器内構造物と冷却材との間の伝熱計算を行うものである。

原子炉容器内の各種構造物は直方体のスラブとしてモデル化する。スラブの数は最大で15個までであり、各スラブは入力で指定するボリューム(2.3.1項(2)で定義)の中に位置する。1つのボリュームの中に複数個のスラブがあるとしてもよいが、1つのスラブが複数のボリュームにまたがることは許されない。スラブの形状および物性値は入力で与えるものとする。スラブ・モデルの取扱いはほぼ2.4.2項で述べるTHALES-CV2のスラブ・モデルと同様である。

なお、スラブの中には、全炉心が崩壊した時、炉心支持板が損壊した時、あるいは底部鏡板が損壊した時に、同時に損壊し、融体成分の中に取り込まれるものもある。これらのスラブの指定は入力で行う。

2.3 原子炉冷却系内事故進展解析コードTHALES-PM, THALES-BMの開発

2.3.1 THALES-PM, THALES-BMコードの概要

(1) THALES-PM, THALES-BMコードの役割りと特徴

PWRとBWRの原子炉冷却系内における炉心溶融事故の進展を解析するために、THALES-PMコード及びTHALES-BMコードを開発した⁽²²⁾。これらのコードは、比較的現象が緩やかである小破断LOCAやトランジェントを主たる対象として、事故の発生から、冷却材のプロードダウン及びボイルオフ、炉心の温度上昇・溶融落下、それに引き続く炉心支持板の損壊、原子炉容器底部鏡板の溶融貫通に至るまでの、原子炉冷却系内流動及び炉心溶融落下挙動を、一括して解析する。

これらのコードの流動計算のためには2.3.2項で述べる新しい手法を考案した。これにより、短い計算時間で、原子炉冷却系内各部の水位と冷却材の流れを表現することが可能となった。また、燃料及びその融体の温度変化と落下挙動を計算するプログラムは、THALES-Mコードのプログラムをそのまま用いており、炉心の物理的損壊過程を模擬することができる。

THALES-PM及びTHALES-BMが計算する破断口からのプロードダウン流量や逃し弁からの逃し流量等は、THALES-CV2コードの入力条件の一部となる。また、原子炉冷却系内の事故進展状況は、原子炉冷却系内でのF/Pの放出・移行挙動の計算条件になる。

(2) THALES-PM, THALES-BMコードの計算体系

THALES-PMコードが計算対象とする空間は、PWRの1次冷却系および2次冷却系であり、THALES-BMコードが計算対象とする空間は、BWRの原子炉冷却系である。両コードは、これらの各空間を「システム」と呼ぶ。システムは幾つかの「ボリューム」とそれをつなぐ「ジャンクション」から構成される。この他、システム外の空間である「タンク」と、ボリューム間の強制的な流れやボリュームとタンク間の流れを表現するための「パス」がある。用語の定義は次のとおりである。

システム……単一のボリュームか、あるいは、複数のボリュームとそれらを結ぶジャンクションから構成される閉じた空間。同一システム内では圧力一様であり、その圧力は、当該システムに属する全ボリュームの質量・熱量が与えられた後、流体体積の合計がシステム体積に等しくなるように定められる。(計算法は2.3.3項で記述する。)

ボリューム…システムの構成要素であり、冷却材を保有できる空間。各ボリュームは、内部に単数もしくは複数の発熱・吸熱源（炉心、駐体、スラブ等）を有することができる。また、他のボリュームやタンクとジャンクション及びバスを通じて流体をやりとりできる。各ボリュームは、可変水位によって、それより上部の気相連続領域と、下部の液相連続領域に分けられる。各領域内の流体は、熱平衡にあり温度一様である。液相領域の内部には気泡の存在を考え、気液相対速度モデルを用いて気泡分離量を計算する。気相領域では、たとえばその中に液体が流入しても、それをただちに液相領域に落としてしまう。（炉心スプレイ水注入の場合は、スプレイ水滴と気体との間の熱伝達量と水滴の蒸発量を計算した後で、残った水滴を液相領域に加える。）

ジャンクション…システムの構成要素であり、ボリューム間を結ぶ流路。両端のボリュームとの結合部高さは有するが体積は持たない。ジャンクション流量はシステム内流動解析の過程で計算されるものであり、まず体積流量をボリュームの体積バランスから計算し、質量流量はこうして得られた体積流量から均質流モデルもしくは対向流モデルを用いて計算する。（計算法は2.3.3項で記述する。）

タンク…システム外の冷却材を保有できる空間。タンクは次の2種類のいずれかを指定できる。

- ・開タンク…圧力、温度は一定であり、水量の変化のみを扱う。ピットに相当する。
- ・閉タンク…閉じた空間として扱い、圧力・温度変化を考える。発熱源と液相中の気泡の存在とを許さないことを除き、単一ボリュームから成るシステムと同じ扱いである。

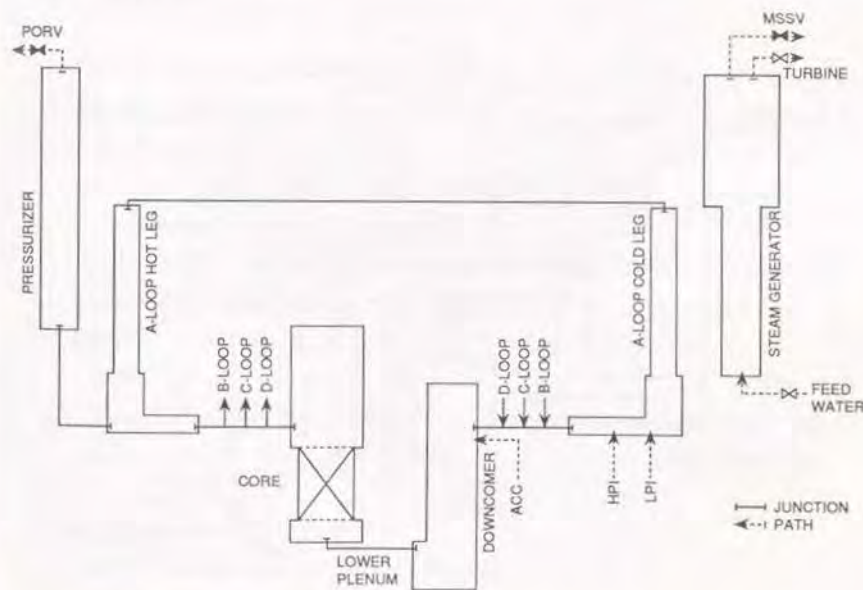
バス…タンクとタンク、タンクとボリューム、又はボリュームとボリュームを結ぶ流路。両端のタンク又はボリュームとの結合部高さは有するが体積は持たない。バスは、ポンプやファン等による強制的な流れや、破断口からの流出流を扱うものである。バス流量は、システム内流動解析の境界条件となる。（バス流量の計算法は2.3.4項、2.4.2項で記述する。）

THALES-PM, THALES-BMコードは、こうした概念を用いて、計算対象空間を以下のようにモデル化する。

THALES-PMコードは、PWRの1次冷却系及び各ループの蒸気発生器を

第2-9図に示すように分割する。原則として、水位が異なり得るならば異なるボリュームとする。原子炉容器内部は、炉心シュラウド内側の幾つかのボリューム（うち1つは炉心を含む）とダウンカマ・ボリュームに分割する。1次系は最大4ループまで扱うことが可能であり、各ループは、それぞれホットレグ・ボリュームとコールドレグ・ボリュームに分割する。ひとつのループのホットレグ・ボリュームには加圧器ボリュームを連結する。各ループには蒸気発生器を配置し、蒸気発生器の2次側は単一ボリュームからなる独立したシステムとして扱う。

第2-9図には、各ボリューム間のジャンクションによる連結も示してある。各ジャンクションの流量については、入力データで指定することにより、均質流もしくは対向流モデルを用いて計算することができる。破断もしくは漏洩の生ずるボリュームは入力で指定し、破断口もしくは漏洩箇所からの流出は、当該ボリュームと外界を結ぶバスを通して起こると考える。加圧器ボリュームの頂部には逃し安全弁（PORV）を配置し、1次系圧力が設定圧（入力）を超えると、PORVを通して流出が起こると考える。2次系ボリュームでも、逃し安全弁等からの流体の流出を考慮することができる。

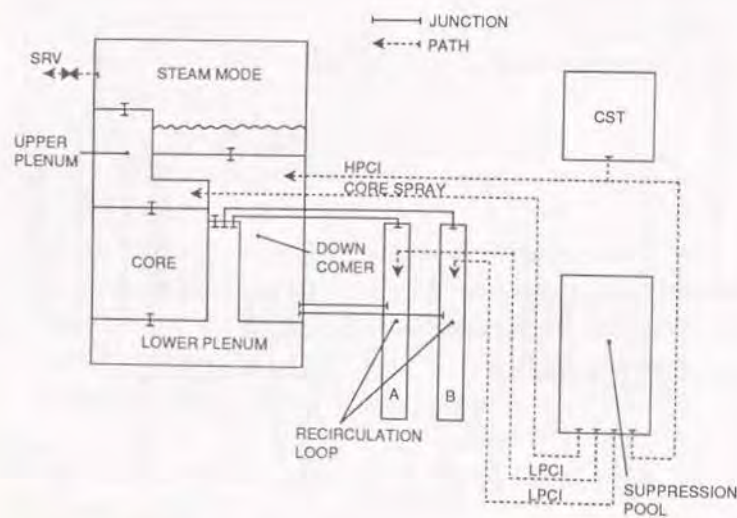


第2-9図 THALES-PMコードにおける1次冷却系のボリューム区分例

一方、THALES-BMコードでは、原子炉冷却系のみをシステムとして扱う。ECCSの水源となる復水貯蔵タンク及び圧力抑制プールはタンクとして扱う。モデル体系列を第2-10図に示す。

原子炉冷却系については、THALES-BMは2ループのジェット・ポンプ付BWRのみを扱い、図のような決められたボリューム分割とジャンクションを用いなければならない。即ち、原子炉冷却系全体を、原子炉炉心、上部プレナム、蒸気ドーム（給水スパーージャより上部のダウンカマ部を含む）、ダウンカマ（給水スパーージャより下の部分）、下部プレナム（ジェットポンプのディフューザを含む）と2つの再循環ループに分ける。各ボリュームの内部を、水位により気相領域・液相領域に分けることも、各ジャンクションについて2通りの流量計算モデルが適用可能であることも、THALES-PMと同様である。

タンク及びパスについては、ユーザーが任意にモデル化できる。第2-10図に示した復水貯蔵タンクや圧力抑制プールの他、例えば破断口又は逃し安全弁から流出する冷却材を受けるためのダミー・タンクを設けることができる。ECCSの配管、逃し安全弁、破断口等は全てパスとしてモデル化する。



第2-10図 THALES-BMコードにおける原子炉冷却系のボリューム区分

(3) THALES-PM, THALES-BMコードの計算手順と計算内容

THALES-PMコードの1次冷却系における非定常熱水力の計算手順を第2-11図に示す。THALES-BMコードの原子炉冷却系における非定常熱水力の計算手順もこれとほぼ類似である。入力データを読み込み、定常計算を終えた後、時間依存の計算を行う。

時間依存の計算では、各時間ステップの最初に、各領域での質量・熱量の出入り量を計算する。考慮するのは、THALES-PMコードでは次の8項目である。

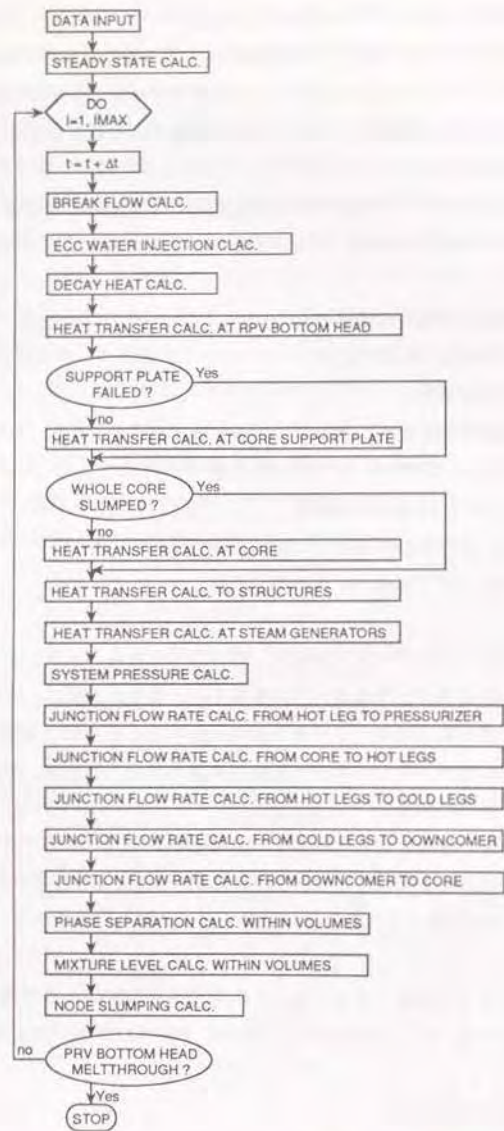
- ①破断口や逃し弁からの冷却材の流出
- ②ECCSによる冷却材の注入
- ③各ノードの崩壊熱
- ④原子炉容器底部鏡板 - 融体 - 冷却材間の伝熱
- ⑤炉心支持板 - 融体 - 冷却材間の伝熱
- ⑥炉心ノード - 冷却材間の伝熱
- ⑦各ボリューム内での構造材 - 冷却材間の伝熱
- ⑧蒸気発生器での1次系・2次系間の伝熱

THALES-BMコードの場合は、①～⑦はTHALES-PMコードと同じであるが、⑧の蒸気発生器伝熱モデルはなく、かわりに、⑨として炉心スプレイ・モデルが入っている。なお、THALES-BMコードでは、破断口や逃し安全弁からの冷却材の流出、ECC水の注入等の質量の流入・流出は、PATHプログラムで一括して扱っている。

これらの質量・熱量の出入りに対する計算モデルのうち、③～⑦はTHALES-Mコードをそのまま用いており、その計算モデルは、2.2.3項で説明したので、本節では2.3.4項で①、②、⑧、⑨の計算モデルに限定して説明する。

各ボリュームでの質量・熱量の出入りが計算された後は、各領域の質量・熱量を更新する。次いで、2.3.3項で述べる計算モデルを用いて以下の諸量を計算する。

- ①原子炉冷却系の圧力
- ②原子炉冷却系内各ジャンクション部の流量
- ③原子炉冷却系内各ボリュームの水位



第2-11図 THALES-PMコードの計算手順

なお、BWRの場合はジェットポンプ流量を定める必要があるため、②のジャンクション流量計算モデルはTHALES-BMコードの方がTHALES-PMコードよりずっと複雑になっている。

最後に、炉心の各ノード、炉心支持板、原子炉容器底部鏡板の損壊判定を行い、損壊ノードを落下モデルに従って下方に移動させる。この計算モデルは、2.2.2項で記述したものである。

原子炉容器底部鏡板の溶融貫通が起きると、原子炉キャビティに落下する融体の質量・温度・組成・流出する冷却材の質量および比エンタルピを出力して、THALES-PMコードもしくはTHALES-BMコードの計算は終了する。

2.3.2 新しい原子炉冷却系内流動計算手法の考案

(1) 新しい流動計算モデルの必要性

原子炉冷却系内流動計算モデルは、1.2節(3)で述べたように、系内各部の水位挙動を精度よく表現できることが必要である。このためには、当然ながら、原子炉冷却系を多数のボリュームで表現し、例えば、PWRの場合、TMIの事故のように加圧器には水があるが炉心には水がないような状況も表現できるようにする必要がある。

原子炉冷却系を多数ボリュームで扱うことは、設計基準事象の解析ではごく当たり前になされている。しかしながら、PSAでは数多くの事故シーケンスを解析する必要があること、しかもこれらの事故は極めて長時間にわたるものであることから、炉心溶融事故解析コードは、従来の設計基準事象解析用コードよりはるかに速い計算速度を要求される。従って、「多数ボリュームで計算速度を速くする」ことを目標に、新しい原子炉冷却系内非定常流動計算手法を考案した⁽¹⁸⁾。以下、この手法の概念について説明する。

(2) 新しい流動計算手法の概念

著者が考案した原子炉冷却系内流動計算モデルでは、2.3.1項で述べたように、BWRの原子炉冷却系やPWRの1次冷却系等の閉じた空間を「システム」と呼ぶ。システムは、複数の「ボリューム」とそれを結合する「ジャンクション」から構成される。ボリュームは冷却材を保有できる空間であり、その中は可変水面によりさらに液相連続領域と気相連続領域に分けられる。ジャンクションは2つのボリューム間の流路であり、両端のボリュームとの結合部高さは有するが体積は持たない仮想的なつなぎ目である。

この計算体系は従来のノード・ジャンクション型モデルと類似しているが、計算の仮定および手順は全く異なっている。最大の相違点は圧力とジャンクション流量の計算法である。

従来のモデルは、あるボリュームの圧力を、そのボリュームの体積と、そのボリューム中に存在する流体の状態量だけから計算する。一般に、1つのボリューム中にN個の、それぞれの内部では熱平衡を仮定する領域が存在する時、ボリュームiの圧力P_iと、ボリュームの体積V_iの間には次の関係が成立する。

$$V_i = \sum_{n=1}^N M_{i,n} \cdot v(P_i, h_{i,n}) \quad (2-8)$$

ここで、

- M_{i,n} : ボリュームi中の各領域n内の流体質量
- v : 流体の比体積
- h_{i,n} : 領域n内の流体の比エンタルピ

(2-8)式で、ボリューム中の流体が均質の場合はN=1、RELAP4/MOD7コード⁽²²⁾の非平衡モデルのように気相域・液相域を考える場合はN=2である。ジャンクション流量は(2-8)式で定義する各ボリュームの圧力が運動方程式を満たすように決定する。

これに対し、THALESでは、「あるボリュームの圧力」を全く考えない。システム全体で圧力一様、各領域（液相連続領域および気相連続領域）内で熱平衡を仮定し、システム圧力Pは次式を満足するように定める。

$$V_{sys} = \sum_{i=1}^I \sum_{n=1}^N M_{i,n} \cdot v(P, h_{i,n}) \quad (2-9)$$

ここで、

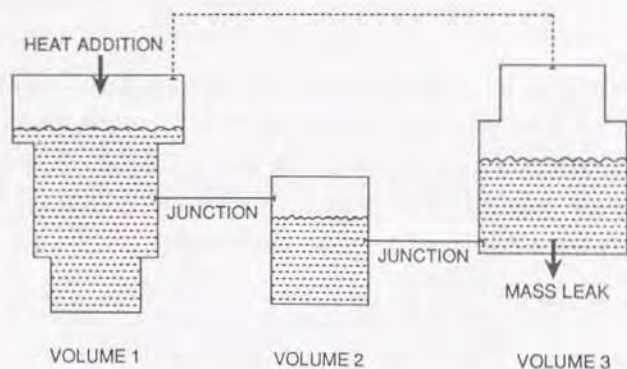
- I : システム中のボリューム数

(2-9)式を用いると、保存されるのはシステム全体の体積V_{sys}のみであり、各ボリュームに属する流体の体積 $\sum_{n=1}^N M_{i,n} \cdot v(P, h_{i,n})$ は当然そのボリュームの幾何的体積V_iと異なる。ジャンクション流量は、圧力計算後にこの各ボリュームの流体体積と幾何的体積の差異を埋めるように決定する。(2-8)式と(2-9)式とを比べればわかるように、THALESの圧力計算手法では、システム全体が従来のノード・ジャンクション型モデルの1ボリュームに相当する。ノード・ジャンクション型モデルでは、安定に計算可能な時間ステップの最大長さが最小のボリュームの体積に依存することを考えれば、THALESの計算手法を用いることにより、時間ステップが長くとれて計算速度が速まるのが理解されよう。

具体例として、第2-12図に示す3ボリューム、6領域からなるシステムについて、各時間ステップ内でなされる手順を説明する。いま、ボリューム1の気相領域に熱が加えられ、ボリューム3の液相領域から「バス」を通じて水が流れ出ているとする。(2.3.1項で述べたように、THALESでは、システムと外部との間の流路は「バス」と呼んでいる。)この場合、ボリューム1の気相領域は膨張しようとし、ボリューム3の液相領域の体積は減少する。システム圧力は(2-9)式に従いシステム体積を保存するように決定する。

ジャンクション体積流量は、各ボリュームの体積バランスから決定する。第2-12図の例では、ボリューム1の中の流体の体積は増加し、ボリューム3の中の流体の体積は減少する。ボリューム2の中の流体体積はシステム圧力の変化に伴って多少増減する。これにより、ボリューム1→ボリューム2→ボリューム3の流れが生じるが、流路端のボリュームから順々に体積バランスを考えれば、各ジャンクションの体積流量が計算できる。ジャンクション流に対しては、均質流モデルと分離流モデルを考慮でき、流れの組成は上流側のジャンクション高さ水位との上下関係を考慮して決められる。ただし、ジャンクション流が気液対向流となる場合はジャンクション両側の条件を考慮する。

ジャンクション流量が定まった後、各ボリュームの中で気液の相分離を考え、各領域の新しい体積を定める。それとボリュームの形状とから、各ボリュームの水位を更新する。



第2-12図 THALESの流動計算用のシステム・モデル例

各領域の中の流体は、次の時間ステップの最初に完全混合させる。その結果、例えば未飽和の液相領域に蒸気流が流入したような場合には、そこで体積の減少が起き、それによってシステム圧力が低下する。

第2-12図のようにボリュームが直列に結ばれたシステムの場合には、以上述べた手順でジャンクション流量を一意に決定できる。しかしながら、ボリューム3とボリューム1の間にさらにジャンクションを設けた場合(図中破線で示す)のような、ループを含むシステムでは、体積バランスからだけではジャンクション流量を一意に決定できない。このような場合には、ループ全体の気体・液体がどのように動くかを、準定常を仮定した運動方程式を用いて解く。例えばループ全体の流動抵抗とポンプ水頭圧及び静水圧とのバランスを考えてループ中の1つのジャンクションの流量を決定し、残りのジャンクションの流量はこれを境界条件として決定する。以上の手順を各時間ステップ内で繰り返すことにより、システム内流動解析を行うことができる。

以上の手法は、①水は液相では非圧縮性流体と考えても実用上差しつかえない、②炉心溶融事故において原子炉冷却系内に圧力の大きく異なる気相領域が2箇所以上存在することはほとんどない、③炉心溶融事故のような長時間の解析ではポンプの立ち上り時の流動トランジェントや短時間内の熱的非平衡は無視し得る、との考えに基づくものである。

①については、例えば温度が100℃の場合と300℃の場合の水の比体積を幾つかの圧力について記述すると次のようになる(単位: m^3/kg)。

	1 MPa	2 MPa	15 MPa	16 MPa
100℃	0.0010432	0.0010427	0.0010361	0.0010356
300℃	-	-	0.0013779	0.0013743

即ち、1 MPaの圧力差に対して比体積の違いは100℃では0.05%程度、300℃でも0.26%程度である。原子炉冷却系内での圧力差は最大でも1 MPa以内であるから、水の比体積を気相領域の圧力を用いて計算しても大きな誤差は生じない。

②については、大破断LOCA時に原子炉冷却系上部に気体領域が形成されると

共に水位下でも気泡が発生する場合や、PWRの事故において加圧器と原子炉容器頂部とに気相領域ができる場合に、THALESの手法では気体領域の圧力を同じに仮定してしまうため、多少の誤差を生じ得る。

このうち大破断LOCAの場合は、原子炉冷却系全体の圧力が低下した時に系内の圧力差を無視することになるから、ブローダウン終了までの圧力変化は精度良く計算し難い。しかし、ブローダウン終了後はECCSが作動しない場合は系内はほぼ気体だけであるし、ECCSが作動して炉心が冠水した場合も水位下の気泡量がずっと少なくなるので精度は回復する。

一方、PWRで原子炉容器上部と加圧器とに水位が形成される場合は、実際にはほぼ加圧器のサージライン部の水頭差に等しい圧力差が生じると考えられる。この圧力差を無視すると、加圧器圧力が逃し弁開設定圧より高い場合に逃し弁の開いている時間が多少異なることにつながるが、これも炉心溶融事故解析計算全体の精度から見れば十分小さい誤差であると考えられる。

③については、PSAでの炉心溶融事故解析では、ほとんどが1時間以上、多くは10時間以上にわたる事故を解析対象とするので、短時間内の非平衡状態を無視しても結果に大きな影響を及ぼすことはないと考えられる。

なお、本手法の妥当性を確認するために、既に評価の定まっている設計基準事象解析コードとの比較解析を行った。これについては第3.3節で記述する。

2.3.3 THALES-PM, THALES-BMコードの圧力・流量・水位計算モデル

(1) 原子炉冷却系圧力計算モデル

THALES-PM, THALES-BMコードでは、前述のように、原子炉冷却系全体をひとつのシステムとし、その圧力を計算する。主要な仮定として、システムは幾つかのボリューム ($i=1, 2, \dots, I$) から成るとし、各ボリュームは水位により気相連続領域と液相連続領域の2領域 ($n=1, 2$) に分けた上で、システム内で圧力一定、各領域内で熱平衡としている。

システム圧力の具体的な計算手順は次のとおりである。

- ① 圧力計算に入った時には、前の時間ステップにおけるシステム圧力 P^{OLD} が与えられている。また、時間ステップ間の質量及び熱量の流入・流出を考慮して、注目する時間ステップにおける各ボリューム・各領域の質量 $M_{i,n}$ 、熱量 $Q_{i,n}$ が与えられている。
- ② 前の時間ステップの圧力 P^{OLD} に対し、 $P^- = 0.99 \times P^{OLD}$ 、 $P^0 = P^{OLD}$ 、 $P^+ = 1.01 \times P^{OLD}$ の3つの圧力を設定し、それぞれの圧力に対して、各領域の新たな流体体積 $V_{i,n}^0$ 、 $V_{i,n}^+$ 、 $V_{i,n}^-$ を計算する。なお、この時、各領域の新たな温度 $T_{i,n}$ も計算する。
- ③ 各圧力に対して、各領域の流体体積の合計値 V_{svs}^0 、 V_{svs}^+ 、 V_{svs}^- を計算する。

$$(V_{svs}^* = \sum_{i=1}^I \sum_{n=1}^2 V_{i,n}^*, * = -, 0, +)$$
- ④ (P^-, V_{svs}^-) 、 (P^0, V_{svs}^0) 、 (P^+, V_{svs}^+) のテーブルからの内・外挿により、流体体積の合計値がシステムの幾何的体積 V_{svs} となるような圧力 P^{NEW} を求める。
- ⑤ P^{NEW} に対し、各領域の流体体積 $V_{i,n}^{NEW}$ と、その合計値 $V_{svs}^{NEW} = \sum_{i=1}^I \sum_{n=1}^2 V_{i,n}^{NEW}$ を求める。 V_{svs}^{NEW} が許容範囲内で V_{svs} と等しければ P^{NEW} を新しい時間ステップでのシステム圧力とする。そうでなければ V_{svs}^{NEW} が V_{svs} に収束するまで圧力計算を繰り返す。

(2) 原子炉冷却系内流量計算モデル

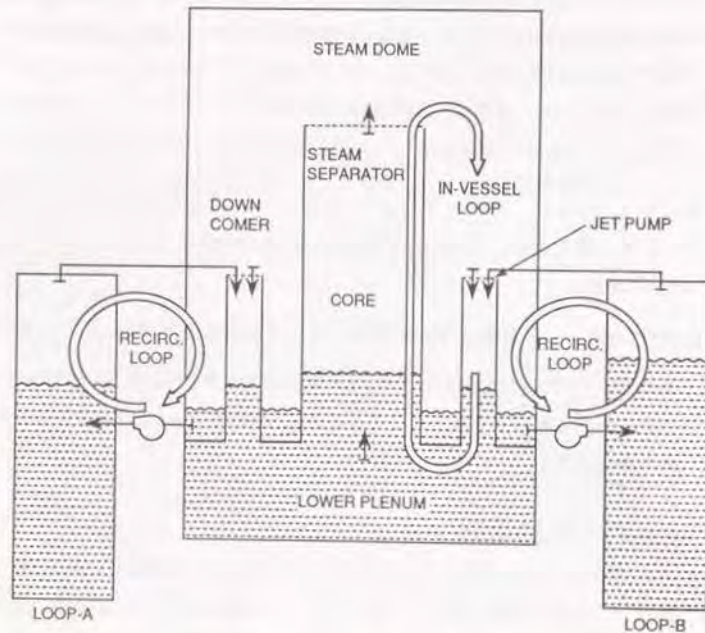
原子炉冷却系の圧力が求まり、同時に各ボリューム・各領域の体積が求まった後は、ボリューム間の流量、即ち、ジャンクション流量を計算する。ジャンクション流量計算モデルは、各ジャンクションにおける体積流量を計算するモデルと、計算

された体積流量からボリューム間の質量の移行量を計算する（質量流量を計算する）モデルから構成される。以下、それぞれのモデルを説明する。

ジャンクション体積流量計算モデル

THALESコード体系における流動計算の手法の概念は既に2.3.2項で述べた。即ち、ジャンクションの体積流量は、システムの中にループがある場合は、まずループ全体の気体・液体がどのように動くかを準定常の運動方程式を用いて解き、ひとつのジャンクションにおける体積流量を求める。次いで、ループ内の各ボリュームの体積を保存するようにその他のジャンクションの体積流量を定める。

PWRの1次冷却系は、2～4のループを有している。また、BWRの原子炉冷却系は、第2-13図に示すように、2系統の再循環ループと、炉心から気水分離器・ダウンカマ・下部プレナムを経て再び炉心に戻る原子炉容器内のループを有している。以下、より複雑なTHALES-BMコードの場合について説明する。



第2-13図 BWRのループ流量計算モデルの概念図

THALES-BMコードでは、再循環ループのジャンクション流量計算を行った後、原子炉容器内ループのジャンクション流量計算を行う。

再循環ループについては、まず、再循環ループ入口のジャンクション体積流量を、再循環ポンプの作動・不作為ループ内の静水圧のバランスを考慮して次の手順で決定する。

- ①再循環ポンプが動いている場合は、ポンプの水頭圧とループの流動抵抗とが等しくなるように再循環ループ入口流量を定める。（ループの流動抵抗係数は、定常時のポンプ水頭圧とループ流量を用いてあらかじめ求めておく。ポンプ水頭圧は一定値もしくは時間依存の入力データで与え、ポンプの作動の有無は計測制御系モデル化のための汎用プログラムLOGIC1で制御する。）
- ②再循環ポンプが動いていない場合は、ループ全体が液相連続になっている場合はループ周囲の静水圧に差があればそれと流動抵抗がバランスするように流量を定める。ループ上端が水位上に露出している場合はそこで切り離された両側で静水頭圧が等しくなるように時間ステップ間の流体移動量を定め、それから流量を計算する。

こうして再循環ループ入口の体積流量を定めた後、破断流や原子炉圧力変化に伴う各ボリュームの流体体積の変化を考えて、それぞれのループの全ジャンクションの体積流量を決定できる。

原子炉容器内のループについては、まず、ジェットポンプ吸込口におけるジャンクション流量を定める。ここでの流量は、再循環ループの流動モデルで定めたジェットポンプ駆動流量にM比（ジェットポンプ流量と駆動流量の比）を乗じて得られる流量と、ジェットポンプの両側（ダウンカマ側と炉心側）の静水圧差で生じる自然循環流量のうち、大きい方の流量として決定される。原子炉容器内ループについても、その起点であるジェットポンプ部流量が駆動流と吸込流の和として求められ、残りの全ジャンクションの体積流量を求められる。

ジャンクションを通じた質量移行量計算モデル

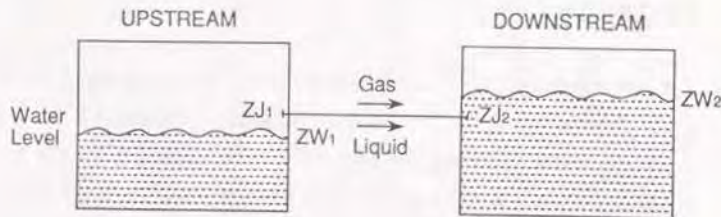
ジャンクションでの質量の移行モデルは、上述のようにして計算されたジャンクション体積流量に基づいて、ジャンクション両端のボリューム間で流体を移行させ

るものである。流体の移行モデルには、均質流モデルと対向流モデルの2つが有り、解析コードのユーザーはそれぞれのジャンクションについて、いずれかのモデルを選ぶことができる。

- ①常に均質流モデルを適用する
- ②対向流制限条件 (Counter Current Flow Limiting: C C F L) が成立しない限りは対向流モデルを適用し、C C F L条件が成立した場合は均質流モデルを適用する

均質流モデルは、単に、時間ステップ間に移動すべき体積を、上流側ボリュームから取り去り、下流側ボリュームに加えるものである。上流側ボリュームのどちらの領域から取るか、また、下流側ボリュームのどちらの領域に加えるかは、ジャンクション開口端の高さとボリュームの水位との関係から決定される。

例として、第2-14図に示す場合を考える。上流側ボリュームのジャンクション開口端が水位よりも高いため、与えられた体積流量分の体積が気相領域から取り去られる。もし、上流側ボリュームの気相全体を取り去っても与えられた体積流量に満たないときには、残りの体積がさらに液相領域から取り去られる。下流側ボリュームのジャンクション開口端は水位よりも低いため、上流側ボリュームから取り去られた流体は、すべて下流側ボリュームの液相領域に加えられる。



第2-14図 均質流モデル模式図

対向流モデルは、第2-15図に示すような、垂直方向のジャンクションにおいて、

- ①上方ボリューム側のジャンクション開口端が液相領域にあり、下方ボリューム

側のジャンクション開口端が気相領域にある場合であって、かつ、

- ②C C F L条件が成立しない

場合に用いられる。与えられた体積流量に応じて、上方ボリュームの液相と下方ボリュームの気相の一部を置換させる。上向気相流及び下向液相流の単位断面積当り体積流量 j_e 、 j_i は、気液相対速度モデルを用いて次式で計算する。

$$j_e = \frac{(v_{xi} + j)^2}{4 v_{xi}} \quad (2-10)$$

$$j_i = j - j_e = - \frac{(v_{xi} - j)^2}{4 v_{xi}} \quad (2-11)$$

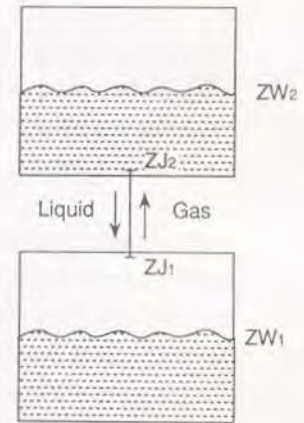
ここで、

v_{xi} : 気液相対速度 (m/s)

j : 単位面積当り体積流量 (m/s)

なお、気液相対速度 v_{xi} は本来はボイド率の関数であるが、THALESでは一定値を入力で与えることとしている。

- (3) 原子炉冷却系内各部での相分離計算モデル
ジャンクション流計算を行った結果、液相連続領域中に気相が、また、気相連続領域流中に液相が存在する。これらの気相・液相は、相分離計算モデルにより、それぞれ液相連続領域・気相連続領域へと移行させる。液相連続領域内での気泡離脱量は、Wilsonの気液相対速度相関式⁽¹³⁾より求める。気相連続領域に含まれる液滴は、すべてただちに液相領域に落下させる。



第2-15図 対向流モデル模式図

2.3.4 THALES-PM, THALES-BMコードの質量・熱量移行計算モデル

THALES-PM, THALES-BMコードの質量・熱量移行計算モデルについて説明する。ただし、THALES-PMコードとTHALES-BMコードでは、THALES-PMが先に開発されたので、THALES-BMは、THALES-PMの使用経験をふまえたことと、より多くの汎用プログラムが利用できたことから、よりプログラミングが整理されている。以下、両コードで同一の機能を有する計算モデルについては、THALES-BMのモデルに沿って説明する。また、冷却材の強制的な移動等、THALES-CV2コードと共通の計算モデルについては2.4.2項で記述することとし、本項では説明を省く。

(1) 原子炉冷却系内外への質量の流入・流出モデル

THALES-PM, THALES-BMコードが扱う、原子炉冷却系から外部へ、あるいは外部から原子炉冷却系への質量の移動には、後に述べる炉心スプレイ冷却を除き、次のものがある。

- ①破断口からの冷却材の流出
- ②逃し安全弁からの冷却材の流出
- ③非常用炉心冷却系(ECCS)やBWRの原子炉隔離時冷却系(RCIC)による冷却材の注入

THALES-BMコードでは、これらの質量の流入・流出は、付録Cで述べるLOGIC1及びPATHの汎用プログラムで一括して扱う。THALES-PMコードはこれらの汎用プログラムを使っておらず、同様の計算をするプログラムが計算コードに内蔵されている。流量の具体的計算法は、2.4.2項のTHALES-CV2コードの流量計算手法と共通なので、本項では説明を省略する。

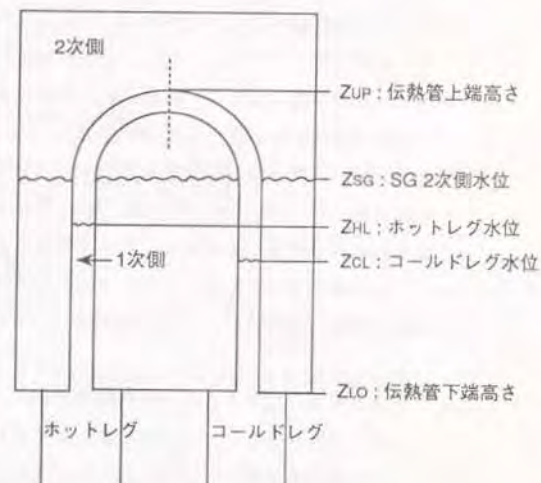
(2) BWRの炉心スプレイ・モデル

炉心スプレイ・モデルは、指定されたボリュームにおいて、スプレイ水滴が落下中に気相から奪う熱量と、落下途中で蒸発するならその蒸発量を計算する。蒸発せずに残った水は液相領域に加える。炉心スプレイ・モデルも、水源からスプレイ・スパー ज्याまでの冷却材の移行は、LOGIC1とPATHでモデル化する。伝熱計算手法は、2.4.2項で述べる格納容器スプレイ・モデルとほぼ共通である。

(3) PWRの蒸気発生器伝熱計算モデル

このモデルは、蒸気発生器1次側と2次側の間の伝熱計算を行うものである。計算モデルの概念図を第2-16図に示す。SG伝熱管内の1次冷却材は、U字管頂部を境にしてホットレグとコールドレグに分ける。その上で、ホットレグ側、コールドレグ側それぞれにおいて、1次冷却材と2次冷却材の間の伝熱量を計算する。ただし、1次側、2次側とも伝熱管表面の対流熱伝達率は水位の上下で蒸気冷却、液相冷却の熱伝達率を用いる。

なお、蒸気発生器部での熱伝達率は、初期のTHALES-PMコードでは入力データで与えられていたが、4.2節に述べるPWRについての事故進展及びFP放出・移行挙動の感度解析計算で重要であると判断したので、熱伝達率相関式を流動条件に合わせて選択するプログラムを追加した。



第2-16図 蒸気発生器伝熱モデル概念図

(4) 制御論理モデル

THALES-BMでは、ECCSの作動論理や逃し安全弁の開閉を、計測・制御系モデル化のための汎用プログラムであるLOGIC1を用いてモデル化している。制御論理がプログラムに内蔵されている機器・系統については、その機器・系統に対応するパスの流路の開閉は、内蔵制御論理によって決定される。制御論理がプログラムに内蔵されている機器・系統は、逃し安全弁、高圧注水系、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系、低圧炉心スプレイ系、自動減圧系の6つである。ここで、逃し安全弁は、設定点の異なる4種類のものを用いることができる。高圧注水系、高圧炉心スプレイ系の制御信号が2つあるのは、各々、水源が復水貯蔵タンクの場合と圧力抑制プールの場合に対応している。低圧注水系、低圧炉心スプレイ系については、複数の系統を一つの信号で制御する。

2.4 格納容器内事故進展解析コードTHALES-CV2の開発

2.4.1 THALES-CV2コードの概要

(1) THALES-CV2の役割

炉心溶融事故の格納容器内での進展を解析するためには、THALES-CVコードを開発した。1982年に第1次版コード^{219,220}を作成し、次いで1984年に改訂版コードTHALES-CV2を作成した^{192,221}。同コードは、PWRとBWRの様々な格納容器形状に対応できる。

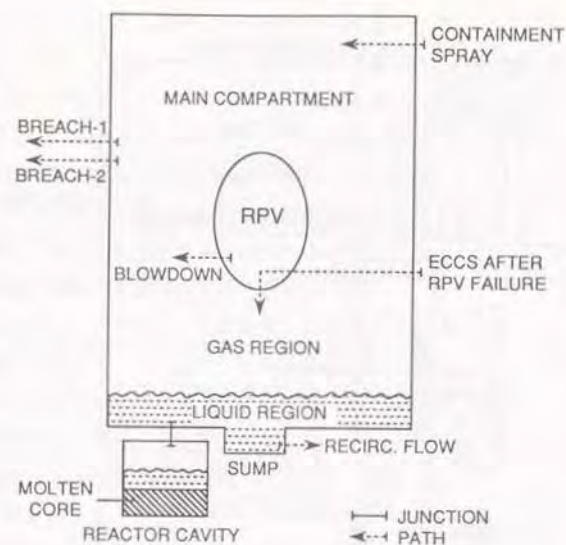
THALES-CV2コードは、炉心溶融事故時に格納容器内で起き得る様々な事象・現象を考慮しながら、格納容器内気体の温度・圧力の変化を計算する。そして、格納容器内気体の圧力もしくは温度が一定値を越えた場合は、格納容器は破損したとして、格納容器内気体の外部環境中への放出量を計算する。原子炉冷却系から格納容器へのブローダウン流量や、原子炉容器溶融貫通時に炉容器から放出される融体や気体の質量や温度等は、THALES-PMもしくはTHALES-BMコードの計算結果で与えられる。THALES-CV2の計算する格納容器内の事故進展状況は、格納容器内でのFPの放出・移行挙動の計算条件となる。

(2) THALES-CV2コードの計算体系

THALES-CV2コードが対象とするのは、PWRもしくはBWRの格納容器内自由空間全体であり、それを幾つかの「コンパートメント」に分け、各コンパートメントは液相連続領域と気相連続領域から成るとしている。THALES-CV2の「コンパートメント」は、THALES-PM、THALES-BMコードの「ボリューム」に相当する。THALES-CV2には、THALES-PM、THALES-BMのような「システム」という概念はなく、圧力はコンパートメント毎に計算される。PWR大型ドライ格納容器に対するコンパートメント区分例を第2-17図に、BWR Mark I型格納容器に対するコンパートメント区分例を第2-18図に示す。

THALES-CV2のコンパートメントには以下の3種類があり、各コンパートメントに対し、コードのユーザーはこのうちひとつを選択する。

- ①独立コンパートメント
- ②従属コンパートメント
- ③恒常コンパートメント



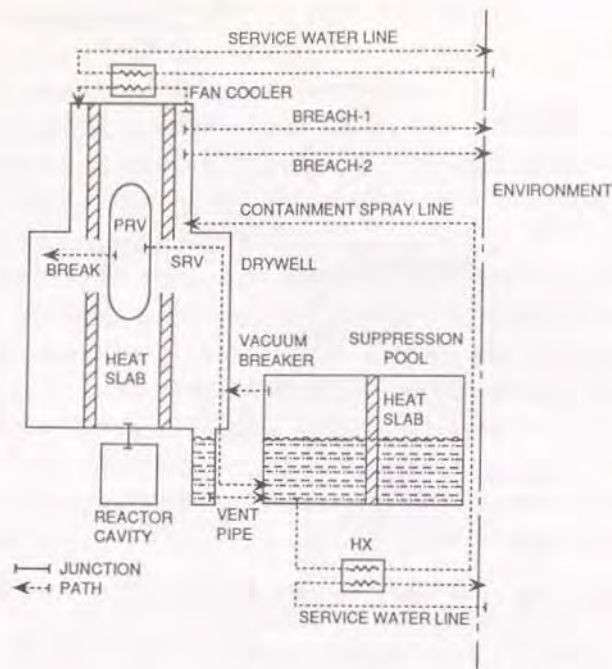
第2-17図 PWR大型ドライ格納容器のコンパートメント区分例

ここで、独立コンパートメントは最も一般的なコンパートメントであり、そこでは、圧力、水位、液相連続領域及び気相連続領域の温度が計算される。

従属コンパートメントは、大きな空間につながる小さな空間で熱的条件が著しく異なるもの（例えば、主たる格納容器空間につながる原子炉キャビティ）を表現するためのものであり、圧力は隣接コンパートメントに等しいとされ、他のパラメータが計算される。従属コンパートメントを設けたのは、体積の極めて小さいコンパートメントにおいて圧力を計算することは、必要性が低い一方、計算時間が長くなる原因となるからである。

恒常コンパートメントは時間によって変化しない境界条件を与えるためのものであり、外部環境等をモデル化するのに用いられる。恒常コンパートメントでは、熱量や質量の流入・流出があったとしても一切無視されて、各パラメータの値は一定に保たれる。

コンパートメント間の質量流量を計算するための流路は2種類用意されている。ひとつは、任意の2つのコンパートメントを結びつけることができる「パス」であ



第2-18図 BWR Mark I型格納容器のコンパートメント区分例

り、もうひとつは従属コンパートメントと隣接する独立もしくは恒常コンパートメントとの間に必ずひとつだけ定義される「ジャンクション」である。「パス」を通じての流量は付録Cで述べるPATHプログラムで計算される。流量の計算式については2.4.2項で述べる。「ジャンクション」を通じての流量は、従属コンパートメント内の流体の体積を一定に保つように定められる。原子炉冷却系内流動モデル同様、各ジャンクションの質量流量の計算では、入力データの指定により、以下の2つのオプションを選択可能である。

- ①常に均質流モデルを用いる
- ②CCFL条件が成立していなければ対向流モデルを用い、成立していれば均質流モデルを用いる

(3) THALES-CV2コードが扱う質量・熱量の移行

THALES-CV2コードは、炉心溶融事故時に格納容器内で起こり得る次のような質量・熱量の移行を取り扱うことができる。

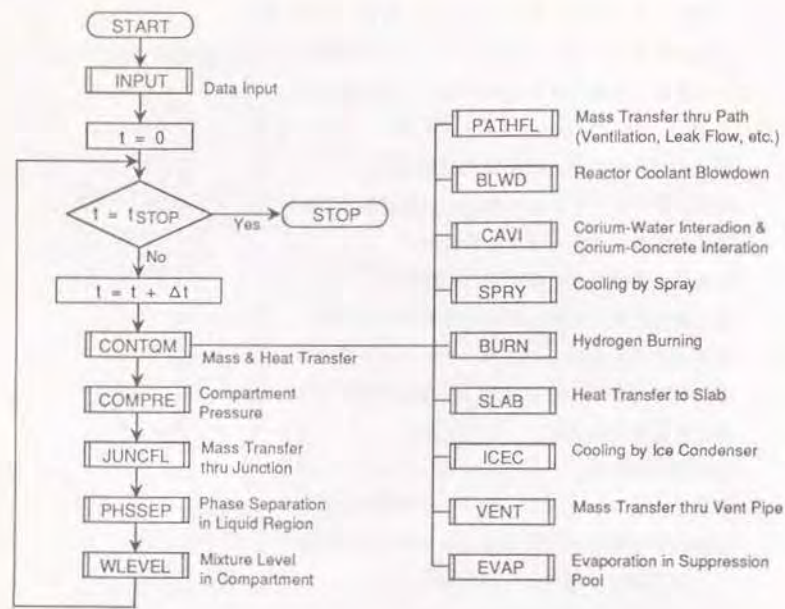
- ①原子炉冷却系からの冷却材放出
- ②原子炉キャビティでの融体 - 水反応及び融体 - コンクリート反応
- ③格納容器スプレイによる気体冷却
- ④格納容器内気体と構造物との熱伝達
- ⑤可燃性ガス（水素及び一酸化炭素）の燃焼
- ⑥PWRのアイス・コンデンサによる気体冷却
- ⑦BWRのベント管及び真空破壊装置を通じての流動
- ⑧BWRの圧力抑制プール水の蒸発
- ⑨格納容器破損口から外部環境への気体等の流出
- ⑩格納容器ファン・クーラーによる気体冷却
- ⑪原子炉容器底部鏡板貫通後のECCSの作動
（原子炉キャビティへの冷却材注入）
- ⑫格納容器内気体の換気

これらの計算モデルについては2.4.2項で説明する。

(4) THALES-CV2コードの計算手順

THALES-CV2コードの全体としての計算の流れを第2-19図に示す。

各時間ステップにおいて、まず(3)で列挙した様々な事象・現象を考慮して、全部のコンパートメントの液相領域・気相領域に出入りする質量及び熱量を計算する。それから、各領域で熱平衡を仮定して、各独立コンパートメントの圧力を計算する。次いで、各従属コンパートメントの体積を一定に保つようにジャンクション体積流量を計算し、それからジャンクション質量流量を計算する。その後、液相領域からのボイドの離脱を考慮して、各コンパートメントの水位を計算する。格納容器内の気体や液体の圧力・温度や流動状況を解析するための計算モデルは、おおむねTHALES-PMやTHALES-BMコードに準じるので、本章では説明を省略する。



第2-19図 THALES-CV2コードの計算手順

(5) THALES-CV2コードの特徴

THALES-CV2コードは、MARCHコード^{17,18)}でモデル化されていた様々な事象・現象を取り扱える他、次のような特徴を有している。

- ①全コンパートメントで液相領域内に気泡の存在を考慮して水位を計算できる。また、各ジャンクションで二相流動を考慮するモデルを有している。
- ②それによって、例えばBWRで、原子炉容器溶融貫通時に融体がベDESTALに落下した時、そこに水が存在していた場合はそれが別なコンパートメントに飛散してしまう可能性や、圧力抑制プール水が飽和状態にあつて格納容器が破損した時に、破損口の大きさと高さによってはプール水が破損口から直接外界に放出されてしまう可能性を考慮することができる。
- ③原子炉キャビティもしくはベDESTALを従属コンパートメントとして扱う結果、

原子炉キャビティもしくはベDESTALと主コンパートメントの間の大きな温度差をモデル化できるにもかかわらず、圧力計算の収束のために時間ステップを小さく切る必要がない。

- ④計測・制御系モデルLOGIC1の採用により、事故シーケンスの多様な展開を表現できる。例えば、ある時間が経過した時、あるいはある条件が満足された時に、運転員が回復操作を行うことや、Mark II型BWRで融体がベDESTAL・コンクリートを貫通した時に、融体をウェットウェル底部に移動させた上で計算を続けること等が、容易にできる。

2.4.2 THALES-CV2コードの質量・熱量移行計算モデル

THALES-CV2コードは、様々な質量・熱量の流入・流出モデルを有している。これらのモデルのほとんどはTHALES-CVコードと同じものであり、詳細な内容は同コードの説明書⁽⁴⁰⁾に記載してある。本報では、各モデルの概要を記述する。

THALES-CV2コードの有する質量・熱量の流入・流出モデルは、前述したように以下のとおりである。

- ①原子炉冷却系からの冷却材放出
- ②原子炉キャビティでの融体 - 水反応及び融体 - コンクリート反応
- ③格納容器スプレイによる気体冷却
- ④格納容器内気体と構造物との熱伝達
- ⑤可燃性ガス（水素及び一酸化炭素）の燃焼
- ⑥PWRのアイス・コンデンサによる気体冷却
- ⑦BWRのベント管及び真空破壊装置を通じての流動
- ⑧BWRの圧力抑制プール水の蒸発
- ⑨格納容器破損口から外部環境への気体等の流出
- ⑩格納容器ファン・クーラーによる気体冷却
- ⑪原子炉容器底部鏡板貫通後のECCSの作動
（原子炉キャビティへの冷却材注入）
- ⑫格納容器内気体の換気

以下、各モデルについて説明する。ただし、⑨の格納容器破損口から外部環境への気体等の流出、⑩の格納容器ファン・クーラーによる気体冷却、⑪の原子炉容器底部鏡板貫通後のECCSの作動による原子炉キャビティへの冷却材の注入、⑫の格納容器内気体の換気については、付録Cに述べるLOGIC1及びPATHプログラムで一括して扱っているので、まとめて説明する。

(1) 原子炉冷却系からの冷却材放出

原子炉冷却系から破断口もしくは安全弁・逃し弁を通じて格納容器に放出される流体（水及び水素）の流量や比エンタルピは、THALES-PMコードもしくはTHALES-BMコードの計算結果を直接利用するか、他のコードの計算結果を時間依存のテーブルで入力することによって与える。

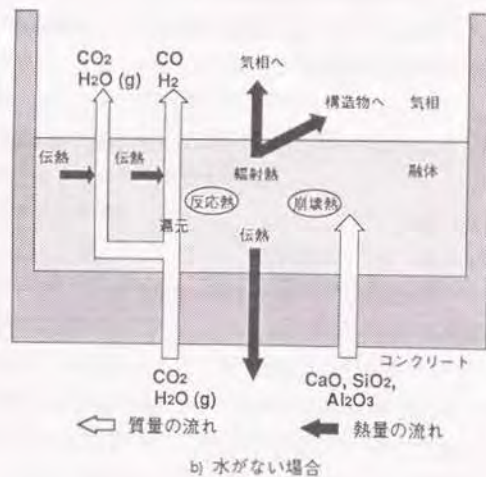
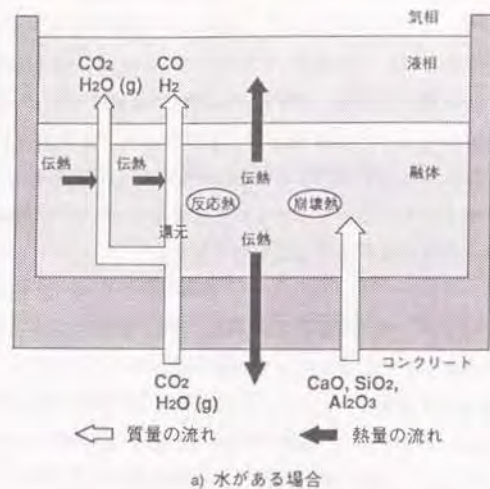
(2) 融体 - 水反応及び融体 - コンクリート反応モデル

THALES-CV2コードでは、格納容器を構成するコンパートメントのひとつを「原子炉キャビティ」と指定し、そのコンパートメントの気相領域、液相領域に対しては、炉心融体落下後、融体からの伝熱や融体-コンクリート反応による生成ガスの付加等を考える。Mark IIタイプのBWRで、原子炉ベデスタル下部のベースマツト・コンクリートが融体からの伝熱で貫通した場合には、その後、ウェットウェルを「原子炉キャビティ」とすることによって、そこでの融体-水反応や融体-コンクリート反応を計算することができる。

原子炉キャビティ・モデルの計算体系は、第2-20図に示すとおりである。同図でa)は、キャビティ内に水が残っている場合を表わしており、この場合は、融体から上方への伝熱や融体-コンクリート反応による生成ガスの付加等は、すべて液相連続領域に対してなされる。液相連続領域に吹き込まれた生成ガスの気泡は、そこで水に熱を伝える。液相連続領域から気相連続領域への生成ガス気泡の離脱は、2.3.4項(5)で示したのと同様の相分離計算モデルによって評価される。b)は、キャビティ内に水が残っていない場合を表わしており、この場合は、上方への伝熱や生成ガスの付加等は気相連続領域に対してなされる。

原子炉キャビティ・モデルが考慮するのは以下の項目である。

- ①融体内部での発熱
 - ・核分裂生成物（FP）の崩壊熱
 - ・コンクリート分解ガスと融体中金属の化学反応熱
- ②各部間の伝熱
 - ・融体からコンクリートへの伝熱
 - ・融体から液相領域への伝熱（キャビティ内に水があるとき）
 - ・融体から気相領域への伝熱（キャビティ内に水がないとき）
 - ・融体から構造物への輻射（キャビティ内に水がないとき）
 - ・融体から融体を通過するコンクリート分解ガスへの伝熱
- ③各部間の質量の移行
 - ・コンクリート分解生成物（ガス以外）の融体への移行
 - ・コンクリート分解生成物（ガス）の液相領域または気相領域への移行



第2-20図 原子炉キャビティでの融体 - 水及び融体 - コンクリート反応モデル

以上の各項目に対する計算モデルは、いずれも単純なものである。その理由のひとつは、コードの開発当時、融体 - 水反応や融体 - コンクリート反応における諸現象について十分な知見がなかったことである。もうひとつの理由は、格納容器内気体の温度・圧力への影響という観点でみれば、結局のところ、融体の有する熱のうち、上部に伝わって水を沸騰させるのに使われる割合と、下部に伝わってコンクリートを熱分解させるのに使われる割合の比が最も重要と考えたので、融体の上方・下方境界面での熱伝達率の比をパラメトリックに変化させることで現象の不確かさが格納容器の温度・圧力変化に及ぼす影響を見られると考えたからである。

原子炉キャビティ・モデル計算の流れを第2-21図に示す。図に示すように、キャビティ・モデルは以下のような計算ステップからなっている。

- ①初期状態の設定 (最初だけ)
- ②融体からコンクリートへの伝熱量の計算
- ③コンクリートの分解量の計算
- ④生成ガスと融体中金属との化学反応量及び反応熱量の計算
- ⑤融体内のFP崩壊熱の計算
- ⑥融体から気相領域及び構造材への放射伝熱量の計算 (水がないとき)
- ⑦融体から液相領域への伝熱量の計算 (水があるとき)
- ⑧融体の状態量の更新
- ⑨気相領域または液相領域に付加される質量・熱量の計算

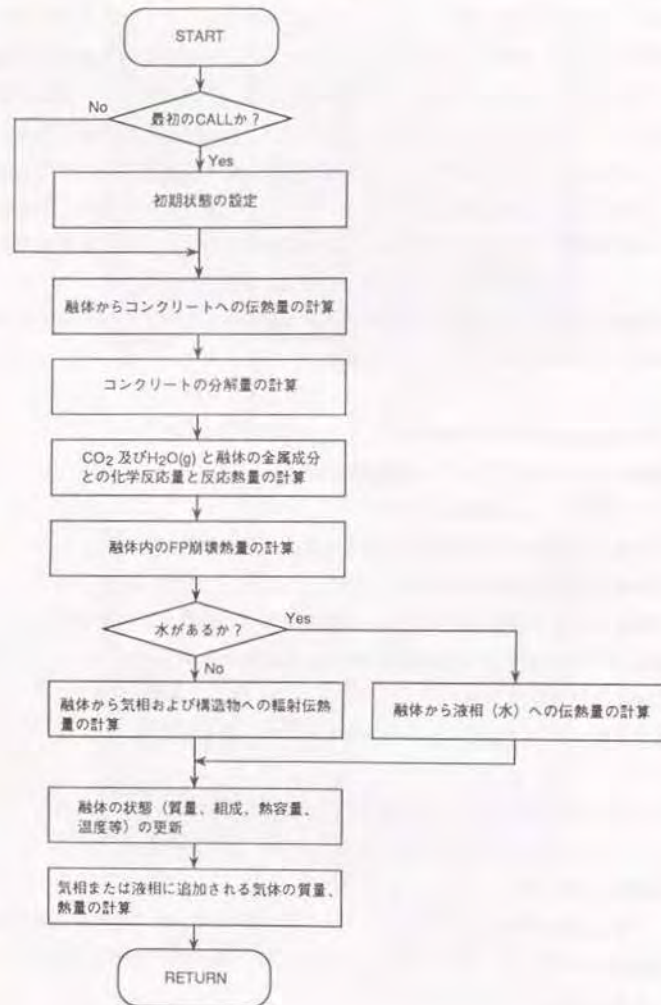
以下、これら各項目について計算法の概要を記述する。

①初期状態の設定

THALES-PMコードやTHALES-BMコードの計算結果等をもとに、融体が原子炉キャビティに落下した直後の以下のデータを設定する。

- ・融体の温度 T_m
- ・融体の各成分の質量 $M_{m,i}$

なお、融体を構成する成分は、Fe, Zr, Cr, Ni, UO_2 , ZrO_2 , FeO , CaO , SiO_2 , Al_2O_3 , Cr_2O_3 , NiO の12種類とする。ただし、 CaO , SiO_2 , Al_2O_3 はコンクリートの分解によって融体中に取り込まれるものである。



第2-21図 原子炉キャビティ・モデルの計算手順

②融体からコンクリートへの伝熱量の計算

融体からコンクリートへの熱伝達として、放射と対流を考える。放射による伝熱量 $Q_{R\&C}$ は、融体およびコンクリート表面を既知の放射率を有する灰色体と仮定し、平行平板間の放射であると考えて、次式で計算する。

$$Q_{R\&C} = \frac{A_{M,C} \sigma_B}{\frac{1}{\epsilon_M} + \frac{1}{\epsilon_C} - 1} \cdot (T_M^4 - T_{D\&C}^4) \quad (2-12)$$

ここで、

$A_{M,C}$: 融体とコンクリートの接触面積 (入力)

σ_B : ステファン・ボルツマン定数

ϵ_M : 融体表面の放射率 (入力)

ϵ_C : コンクリート表面の放射率 (入力)

T_M : 融体温度 (ただし、融体温度は一点で近似)

$T_{D\&C}$: コンクリート表面温度 (=コンクリート熱分解温度)

また、対流による伝熱量 $Q_{C\&C}$ は次式で計算する。

$$Q_{C\&C} = A_{M,C} H_{M,C} (T_M - T_{D\&C}) \quad (2-13)$$

ここで、

$H_{M,C}$: 融体とコンクリートの間の熱伝達係数 (入力)

③コンクリートの分解量の計算

コンクリートの分解速度は、擬定常の伝熱を仮定して計算する。ここで言う擬定常状態とは、コンクリートの融体との接触面の温度がコンクリートの分解温度となり、コンクリート内部の温度分布がコンクリートの熱伝導率によって定まる形に達した状態を言う。THALES-CV2コードでは、原子炉容器の溶融貫通が起きると、まず融体が原子炉キャビティ内に落下した時点から、コンクリートの温度分布が擬定常状態になるまでの時間遅れを計算する。そして、その時刻まではコンクリートの分解はないとし、それ以後分解量を計算する。コンクリートの分解量 $M_{D\&C}$ は次式で計算する。

$$M_{DSC} = \frac{Q_{R\&S} + Q_{R\&S}^{OHV}}{h_{DSC}} \quad (2-14)$$

ここで、

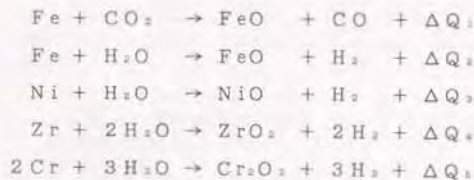
h_{DSC} : コンクリートの分解に必要な比エンタルピ

なお、コンクリートの成分比はあらかじめ入力データで与えておき、成分比の割合に応じて分解生成物が生じるものとする。

④生成ガスと金属との化学反応量及び化学反応熱の計算

コンクリートの分解により生成したガス(二酸化炭素及び水蒸気)のうち、入力を与える割合が融体中の金属成分と反応し、残りのガスは融体をバイパスし、化学反応には寄与しないものとする。この化学反応は、融体内に金属成分が存在する限り継続する。

金属の酸化反応として、下記の5種類の反応を考慮し、二酸化炭素との反応を水蒸気との反応より優先させる。また水蒸気との反応は、比重の大きい金属から優先的に反応するものとする。以下に示す反応は、優先度の高い順に列記してある。



これらの化学反応による反応熱を求め、その熱を融体に付加する。

⑤融体中のFP崩壊熱量の計算

原子炉キャビティに落下した融体の中での核反応熱としては、FPの崩壊熱とアクチニドの崩壊熱を考慮する。計算方法は、2.2.3項で述べたTHALES-Mコードの場合と同様である。即ち、FP崩壊熱はANSの式⁽²⁰⁾で計算する。アクチニドの崩壊熱はSCORCH-B2の式⁽²¹⁾で計算する。ただし、いずれも、無限照射を仮定し炉停止時刻は入力で与える。THALES-CV2でも、

FPが融体から喪失することによる発熱量の変化は考えない。

⑥融体から気相領域及び構造物への輻射伝熱量の計算(水がないとき)

融体からの輻射伝熱量 $Q_{R\&S}$ を次式で求める。

$$Q_{R\&S} = \sigma_{SB} \cdot \epsilon_M \cdot A_{CAV} \cdot T_M^4 \quad (2-15)$$

ここで、

A_{CAV} : 原子炉キャビティの床面積(入力)

輻射伝熱量のうち、入力で与えるある割合が入力で指定する構造物に付加され、残りは原子炉キャビティの気相領域に付加されるものとする。

⑦融体から液相領域への伝熱量の計算(水があるとき)

融体から原子炉キャビティの液相領域への伝熱量 $Q_{R\&S}^{OHV}$ を次式で求める。

$$Q_{R\&S}^{OHV} = A_{CAV} H_{M,L} (T_M - T_L) \quad (2-16)$$

ここで、

$H_{M,L}$: 融体と水の間の熱伝達係数(入力)

T_L : 水の温度

⑧融体の状態量の更新

融体内部におけるFPの崩壊熱や化学反応熱、融体から下方のコンクリートや上方の水もしくは構造材への伝熱量、それに、コンクリート分解生成物の融体中への流入を考慮して、融体の質量、熱容量、温度を更新する。なお、融体から出ていく気体の温度は融体の温度と等しくなるものとする。

⑨気相領域または液相領域に付加される質量、熱量の計算

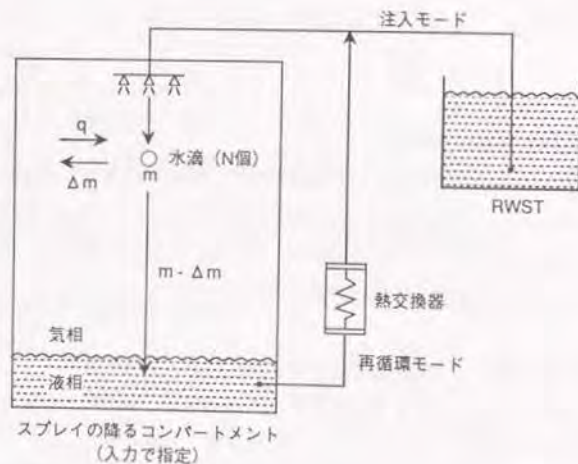
融体から放出される気体の質量および熱量は、水がある場合は原子炉キャビティの液相領域に、水がない場合は気相領域に付加される。一方、融体からの伝熱量については、水がある場合は対流熱伝達による伝熱量が液相領域に、水がない場合は輻射熱伝達による伝熱量が気相領域および構造物に付加される。

(3) 格納容器スプレイ・モデル

THALES-CV2コードでは、格納容器を構成するコンパートメントのひとつを、格納容器スプレイの降るコンパートメントと指定することができる。スプレイ・モデルの概念は、第2-22図に示すとおりである。格納容器スプレイの作動開始・作動停止及びスプレイ流量は、LOGIC1を用いて制御することができる。また、スプレイは、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)の水位低により、注入モードから再循環モードに切り換えられる。

スプレイ・モデルでは、スプレイ水を多くの水滴と考え、次のような仮定によって気相領域、液相領域との質量及び熱量の交換を考える。

- ①スプレイ・スパージャから放出された直後の水滴はすべて同じ大きさとし、直径を入力で与える。
- ②水滴間の直接的な相互作用は考えない。
- ③水滴が落下する距離は、スプレイ・スパージャからスプレイが落下する床までの距離を入力で与える。
- ④水滴の落下速度は一定とし、入力で与える。
- ⑤水滴内で温度一様とする。



第2-22図 格納容器スプレイ・モデルの概念図

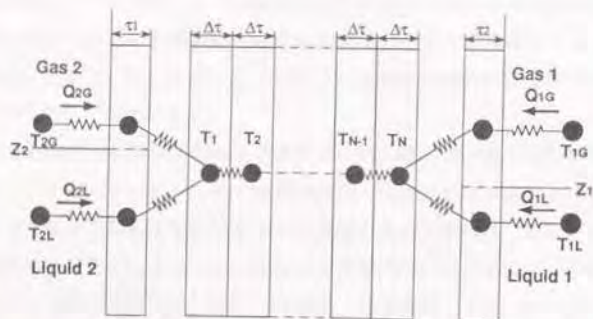
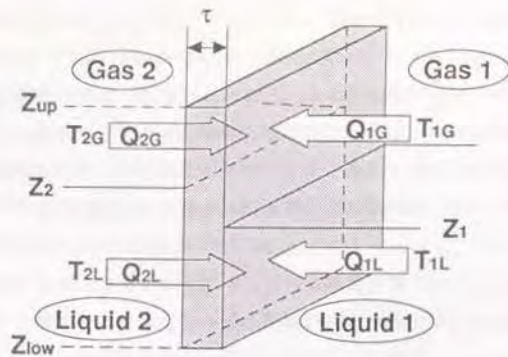
計算手順は次のとおりである。まず、バス・モデルにより、スプレイ流量 W 、スパージャ出口でのスプレイ水の比エンタルピ h 、および温度 T を求める。これと、入力で与える水滴の初期直径から、水滴の表面積 A 、水滴の質量 m 、水滴の個数 N を計算する。次いで、落下途中における水滴の温度 T と蒸発量を計算する。ここでは、水滴の温度の上昇を考慮しつつ、水滴が床に達するまでの時間内での水滴表面とコンパートメント気体間の対流熱伝達を計算する。水滴の温度が床に到達するまでその時点でのコンパートメント圧力に対応する飽和温度に達しない場合は、水滴は温度は変化しても質量は変わらない。この場合は全質量を液相領域に加える。水滴の温度が落下の途中で飽和温度に達するならば、蒸発量を計算する。蒸発分の質量を気相領域に加え、液相のまま残った質量を液相領域に加える。

(4) 格納容器壁及び格納容器内構造物への熱伝達モデル

格納容器内にある様々な構造物への伝熱量は、ヒートスラブ・モデルを用いて計算する。モデルの概念とその伝熱回路を第2-23図に示す。ヒートスラブ・モデルの主要な特徴は次のとおりである。

- ①各スラブは1枚の板で表わし、そのそれぞれの表面では、指定するコンパートメントと熱伝達を考えるか、断熱を仮定する。
- ②各スラブは、両表面を構成する部分と内側の肉部を構成する部分から成る。表面部分と内側部分は、同じ材質から成るとしても良いし異なる材質から成るとしても良い。また、表面部分と内側部分の間にギャップを設けることもできる。これにより、ライナー付きコンクリート等を模擬できる。
- ③各スラブの両側の表層部は、それが属する水位の上部にある部分と下部にある部分に分割し、温度もそれぞれの部分について定義する。2つの部分の境界は水位変動と共に変化する。(この時、全体としての熱量保存が崩れないように留意してある。)
- ④各スラブの肉部は、厚さ方向にノード分割する。これにより、長時間にわたってのコンクリート内部の温度上昇を表現できる。
- ⑤水位上・水位下のスラブ表面熱伝達率と、表面部分と内側部分の間にギャップがある場合のギャップ熱伝達率は入力データで与える。

なお、伝熱計算には後退差分法を用いている。



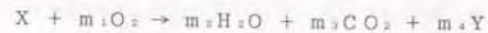
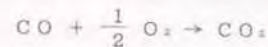
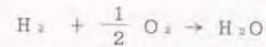
第2-23図 構造物・冷却材間熱伝達モデルの概念図

(5) 可燃性ガスの燃焼モデル

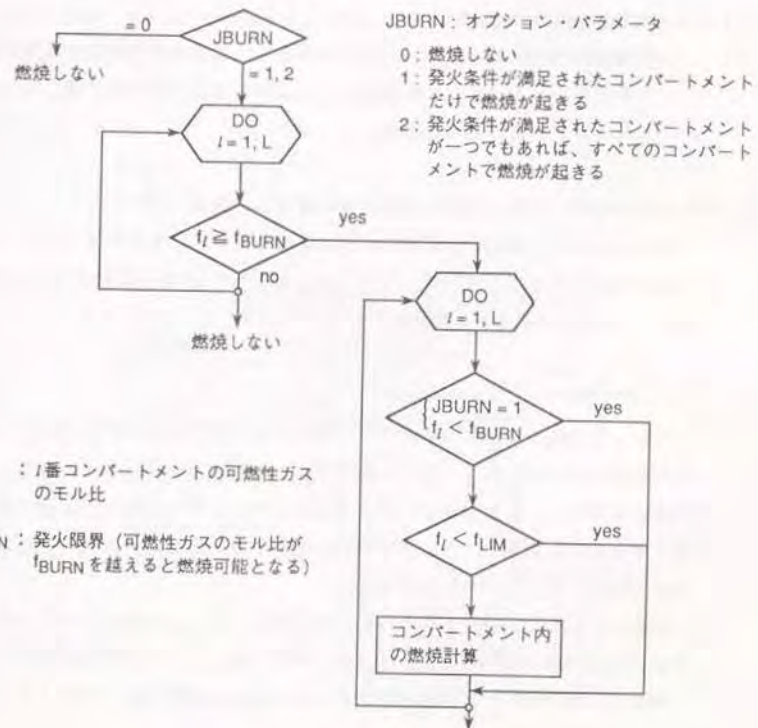
あるコンパートメントの可燃性ガスの濃度が入力で与える一定値以上になると、そのコンパートメントもしくは全コンパートメントにおいて、可燃性ガスの燃焼が起こるとする。燃焼は瞬時（ひとつの時間ステップ内）に起こると仮定し、燃焼後の可燃性ガスの濃度は入力で与える値まで落下するものとする。

可燃性ガスの燃焼が起こると、そのコンパートメント内でのガスの組成を変えるときともに、燃焼熱をそのコンパートメントの気相領域に加える。燃焼計算の流れを第2-24図に示す。

格納容器内に存在し得る気体としては、 H_2 、 CO 、 O_2 、 H_2O 、 CO_2 、 N_2 、その他の可燃性ガス（ X とする）及びその他の不燃性ガス（ Y とする）の8成分気体を考える。燃焼反応としては以下の3種を考慮する（ $m_1 \sim m_4$ は入力で与える）。



酸素量による制限を考えた上で各成分の燃焼前後のモル数の変化を計算し、燃焼による発熱量を計算する。



第2-24図 水素燃焼モデルの計算手順

(6) アイス・コンデンサ伝熱モデル

アイス・コンデンサのあるコンパートメントへ、他のコンパートメントからガスが流入する場合に限り、その次の時間ステップにおいて、アイス・コンデンサのあるコンパートメントで以下の計算を行う。

- 1) 流入気体と水の表面との間の対流熱伝達を考え、コンパートメントの気相領域からの除熱量 Q を求める。
- 2) Q なる熱量を氷が吸収した時の氷の状態で次のように場合分け処理する。

- ① 水の温度が上昇するだけで氷が溶けない場合は、氷の温度を計算する。
- ② 氷が一部溶ける場合は、氷の温度は氷の融点とする。氷の質量から氷の溶ける量を差し引いて、氷の質量を求める。溶けた氷は、水としてコンパートメントの液相領域に加える。
- ③ 氷が全部溶ける場合は、全ての氷が溶けるまでに氷が吸収する熱量を除熱量として設定し直す。氷の質量は、ゼロとする。溶けた氷は水としてコンパートメントの液相領域に加える。

(7) BWRのベント管及び真空破壊装置を通じたの流動

BWRのベント管及び真空破壊装置の概略を第2-25図に示す。ベント管及び真空破壊装置を通じたの流動は、ドライウェル圧力 P_D と圧力抑制プール気相領域圧力 P_W を用いて以下のように計算する。

$P_D > P_W$ の時

ベント管内にある深さの水位がある時にドライウェル圧力が上ると、ベント管内の水位が下る一方でベント管外の水位が上って、圧力バランスがとれる。ベント管内の水位がベント管最下部まで低下すると、ベント管内の気体が圧力抑制プールに流入することにより、ドライウェルの圧力が下る一方で圧力抑制プール気相部の圧力が上って、圧力バランスがとれる。

このような圧力バランスをとることを目的として、各時間ステップの終了時に、ベント管最下端で管内・管外の圧力 H_D 、 H_W が等しくなるように逆算をして、ベント管を通じてドライウェルから圧力抑制プールに流体を流す。時間ステップの最後には次式が成り立つ。

$$H_D = H_W \quad (2-17)$$

ここで、

$$H_D = P_D + \rho_D \cdot Z_D \cdot g_c$$

$$H_W = P_W + \rho_W \cdot Z_W \cdot g_c$$

ρ : ベント管内・外の液相領域の平均密度 (kg/m^3)

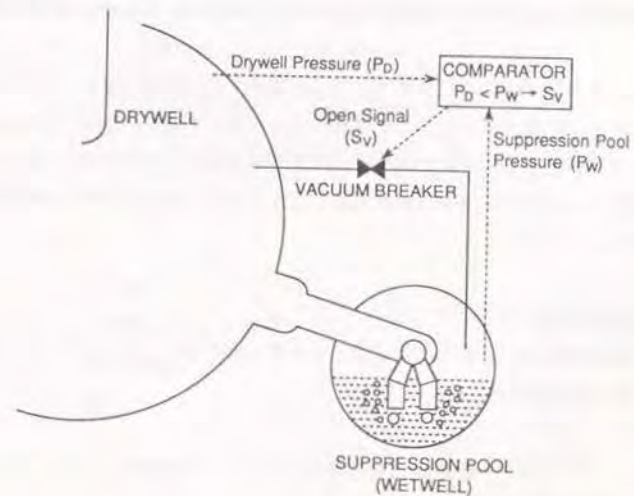
Z : 水位 (m)

g_c : 単位換算係数

$P_W > P_D$ の時

各時間ステップの終了時に、ドライウェルと圧力抑制プールの気相部圧力 P_D 、 P_W が等しく、かつ、ベント管最下部での管内・管外の圧力 H_D 、 H_W が等しくなるように、即ち、 $\rho_D \cdot Z_D = \rho_W \cdot Z_W$ となるように逆算をして、真空破壊装置及びベント管を通じて圧力抑制プールからドライウェル (ベント管内部も含む) に流体を流す。時間ステップの最後には次式が成り立つ。

$$\begin{cases} P_D = P_W \\ H_D = H_W \end{cases} \quad (2-18)$$



第2-25図 BWRのベント管と真空破壊装置を通じたの流動計算モデルの概念図

(8) BWRの圧力抑制プール水の蒸発

圧力抑制プールの気相領域 V_g の中の蒸気圧が、液相領域の温度 T_l に対する飽和蒸気圧に達していない場合に、液相領域表面での水の蒸発を考える。気相領域にその時に存在している蒸気量を M_{sat} 、存在できる蒸気の最大量(飽和蒸気圧になった時の蒸気量)を $M_{sat}(V_g, T_l)$ とした時、 $M_{sat} - M_{sat}$ に比例する速度で蒸発が起きるとする。

(9) LOGIC1/PATHを用いての質量移行モデル

付録Cで述べるように、PATHは、THALES特有のジャンクション流量を除き、2つのコンパートメント(原子炉冷却系内流動解析の場合はボリューム)又はタンク間の質量の流れを統括的に扱う汎用プログラムである。THALES-CV2コードでは、PATHプログラムを用いて以下の流れをモデル化する。

- ①格納容器の漏洩箇所もしくは破損口から外部環境への気体等の流出
- ②格納容器ファン・クーラーによる気体冷却
- ③原子炉容器底部鏡板貫通後のECCSの作動
(原子炉キャビティへの冷却材注入)
- ④格納容器内気体の換気
- ⑤格納容器スプレイの水源からスプレイ・スパーージャまでの冷却材移送

バスの開閉はLOGIC1プログラムで制御する。バス流量は、以下に述べる様々な計算法で計算される。バスを流れる流体が液体であるか気体であるかは、上流側のコンパートメント又はタンクの水位よりバス結合部高さが低いか高いかで定める。2本のバス間に熱交換器を設置することにより流路途中での熱交換を考えることもできる。

バス流量の計算法

バス流量計算法として次の6通りが用意されており、各バスについて入力データでいずれかを選択する。

- ①入力で与える一定流量とする。安全注入系の定格流量での注入等をモデル化するのに使う。
- ②オリフィス流として流量 W を次式で計算する。差圧による流れをモデル化する

のに使う。

$$W = \sqrt{A \cdot C \cdot 2 \rho \cdot |\Delta P| \cdot g_c} \quad (2-19)$$

ここで、

- A : 流路断面積
- C : オリフィス定数
- ρ : 流体の密度
- ΔP : 2つのコンパートメント間の差圧
 $= P_1 - P_2 + \Delta P_{PUMP}$
- P_1 : 上流側のコンパートメントもしくはタンクの圧力
- P_2 : 下流側のコンパートメントもしくはタンクの圧力
- ΔP_{PUMP} : 流路途中にポンプがある場合のポンプ水頭圧
- g_c : 単位換算係数

- ③オリフィス流として流量を計算する。ただし逆流は許さない。②で逆止弁がある場合に使う。
- ④オリフィス流として計算した流量と、臨界流として計算した流量のうち絶対値の小さい方を採用する。破損口からの流出流等をモデル化するのに使う。臨界流の流量の計算は、液相流に対しては飽和水であると仮定してMoodyの相関式¹⁰⁴⁾を用い、気相流に対しては次式を用いる。

$$W = \sqrt{A \cdot C \cdot \frac{2 c_r \cdot \rho_g \cdot P_g \cdot g_c}{c_r + 1} \cdot \left(\frac{2}{c_r + 1}\right)^{\frac{2}{c_r + 1}}} \quad (2-20)$$

ここで、

- C : 修正係数
 - c_r : 蒸気の比然比 (c_p/c_v)
 - ρ_g : 蒸気の密度
 - P_g : 背圧
- $$= \begin{cases} P_1 + \Delta P_{PUMP} & (\Delta P \geq 0 \text{ のとき}) \\ P_2 & (\Delta P < 0 \text{ のとき}) \end{cases}$$

⑤オリフィス流として計算した流量と、臨界流として計算した流量のうち、絶対値の小さい方を採用する。ただし逆流は許さない。高圧のタンクから逆止弁を経て流出する流れ等をモデル化するのに使う。

⑥「等圧流モデル」で流量を計算する。等圧流モデルとは、上流側コンパートメントの圧力あるいは上流側ボリュームが属するシステムの圧力が、下流側のコンパートメント、ボリューム又はタンクの圧力、あるいは逃し弁の開設定圧に等しくなるように流量を決定するモデルである。例えば、過圧状態になった時に逃し弁が開くことによってコンパートメントもしくはシステムの圧力が一定に保たれる状況を模擬するのに用いられる。ひとつの時間ステップ間の体積流量 ΔV は次のようになる。

$$\Delta V = \sum_{i=1}^I V_i (P_i, M_i, Q_i) - V_{out} \quad (2-21)$$

ここで、

- P_i : 下流側のコンパートメント、ボリューム又はタンクの圧力
- M_i : 領域*i*の質量
- Q_i : 領域*i*の熱量
- V_i : 領域*i*の体積
- I : 全領域数
- V_{out} : システムあるいはコンパートメント全体の形状体積

$V_i (P_i, M_i, Q_i)$ は、蒸気物性計算プログラムPROPMG(付録Cで説明)を用いて計算する。下流側の圧力の方が上流側の圧力より高いときには、バス流量は零とする。

バス出口での比エンタルピ計算モデル

2つのバスの間に熱交換器を設けた時は、バス流路途中での熱交換量を考慮して、バス流路出口での流体平均比エンタルピを求める。バス流路入口での流体の比エンタルピは、 Δt にバスを流れる流体が上流側のバス結合部が属する液相領域もしくは気相領域の体積より小さければ、その領域の比エンタルピが用いられる。そうでない場合、即ち、 Δt 間にバス結合部の領域がバスに流体が流れることによって消滅してしまう場合は、 Δt 間に気相流と液相流がバスを流れる。この場合のバス入

口での流体の平均比エンタルピ h_{in} は次式で計算される。

$$h_{in} = (h_{u,l} \cdot M_{p,l} + h_{u,g} \cdot M_{p,g}) / M_{p,m} \quad (2-22)$$

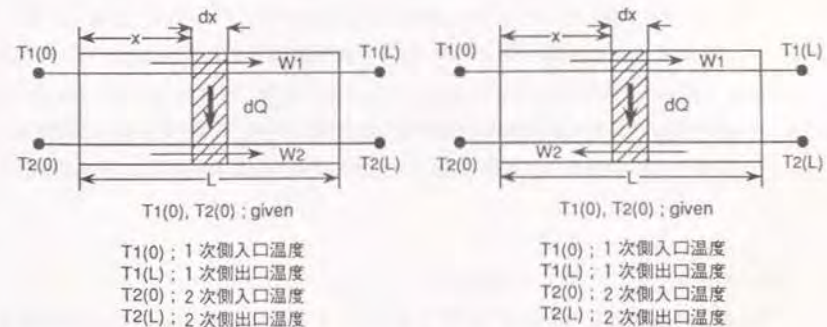
ここで、

- $M_{p,l}$: Δt 間にバスを流れる液体の質量
- $M_{p,g}$: Δt 間にバスを流れる気体の質量
- $M_{p,m}$: Δt 間にバスを流れる質量の合計値
 $= M_{p,l} + M_{p,g}$
- $h_{u,l}$: 上流側ボリューム又はタンクの液相エンタルピ
- $h_{u,g}$: 上流側ボリューム又はタンクの気相エンタルピ

バス流路出口での流体の平均エンタルピ h_{out} は次式で計算される。

$$h_{out} = h_{in} + Q_{HX} / M_{p,o} \quad (2-23)$$

ここで、 Q_{HX} は熱交換器による加(除)熱量である。熱交換器としては、第2-26図に示すような、並流型、向流型を選択することができる。



$T1(0), T2(0)$: given

- $T1(0)$: 1次側入口温度
- $T1(L)$: 1次側出口温度
- $T2(0)$: 2次側入口温度
- $T2(L)$: 2次側出口温度

$T1(0), T2(0)$: given

- $T1(0)$: 1次側入口温度
- $T1(L)$: 1次側出口温度
- $T2(0)$: 2次側入口温度
- $T2(L)$: 2次側出口温度

- $W1$: 1次側流量
- $W2$: 2次側流量

L : 熱交換器有効長

第2-26図 熱交換器モデルの概念図

2.5 コード体系開発のまとめ

上述したように、著者は、軽水炉の原子炉冷却系内及び格納容器での炉心溶融事故の進展を解析するため、THALESコード体系を開発した。また、これと並行して開発されたFPの放出・移行挙動解析コードARTとTHELESとを結合して、THALES/ARTコード体系を確立した。一連のコード開発研究の要点をまとめると次のとおりである。

(1) THALES/ARTコード体系の概念設計

炉心溶融事故解析のために、事故の進展を解析するTHALESと、FPの放出・移行挙動を解析するARTから成る計算コード体系を開発する計画を作成した。

THALESは、炉心の温度上昇・溶融落下解析コードTHALES-Mと、PWR及びBWRそれぞれの原子炉冷却系内事故進展解析コードTHALES-PM及びTHALES-BM、それに、PWRとBWR共通の格納容器内事故進展解析コードTHALES-CVで構成することとし、ARTは、PWRとBWR共通で炉心・原子炉冷却系・格納容器内でのFPの放出・移行を扱える単一コードとした。炉心・原子炉冷却系・格納容器の計算体系へのモデル化は、THALES各コードとARTコードで共通のものとした。また、THALES各コード間で、あるいはTHALESからARTへ、転送されるデータの種類とインターフェイス形式とを定めた。

THALESの開発に当っては、次の2点を前提とすることにした。

- ①原子炉冷却系内各部の水位を精度良く計算できる流動計算モデルを有すること
- ②燃料棒の溶融部分を実際に下方に移動するような燃料棒溶融落下モデルを有すること

(2) THALES-Mコードの開発

炉心の温度上昇・溶融落下解析のために、THALES-Mコードを開発した。同コードの最大の特徴は、健全形状を失ってデブリと化した燃料棒ノードを実際に下方に移す燃料棒溶融落下モデルを有することである。デブリ・ノードの落下モデルは7種類用意し、モデルの選択によって事故の進展やソースタームがどれ程影響されるかを評価可能にした。

(3) THALES-PM, THALES-BMコードの開発

PWRとBWRそれぞれにおける原子炉冷却系内炉心溶融事故進展解析のために、THALES-PM及びTHALES-BMコードを開発した。これらのコードの流動計算のためには、質量と熱量の保存は各ボリュームの気相連続領域・液相連続領域において考えるが、圧力は複数のボリュームから成るシステム全体で考えるという、新しい解析手法を考案した。これにより、長時間にわたる事故に対しても、原子炉冷却系内の事故進展を、各部の水位変化を追跡しつつ高速で解析することが可能になった。

(4) THALES-CV2コードの開発

PWR及びBWRにおける格納容器内炉心溶融事故進展解析のために、THALES-CV2コードを開発した。このコードは、炉心溶融事故時に格納容器内で起き得る様々な事象・現象を考慮しながら、事故期間中の格納容器内気体の温度・圧力を計算する。特徴として、全コンパートメントで液相連続領域内に気泡の存在を考慮して水位を計算できることや、各ジャンクションで二相流動を考えるモデルを有することが挙げられる。

(5) THALES/ARTコード体系の確立

THALESとARTを結合して、炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行挙動とを一貫して計算できるTHALES/ARTコード体系を確立した。このコード体系は、米国NRCのSTCPに比して多くの特徴を有している。例えば、液体の流動によるFPの移行、PWRのトランジェント・シーケンスで加圧器に水がある場合のFPのスクラッピング除去等を考慮できる。また、燃料棒の溶融落下がFPの放出量に及ぼす影響をより直接的に評価できる。

3. THALESの評価・検証のための解析

3.1 コードの評価・検証解析の概要

現象を解析するための計算コードは検証が必要であり、それも、実験解析によるべきであるということは、ほとんど共通認識となっている。しかし、実際には、実験解析で計算コードを直接的に検証することは容易でなく、炉心溶融事故解析コードを検証することは特に困難である。一般に、実験は多くの場合スケール・モデルでなされ、実物でなされるのは稀である。また、限られた事故シーケンスの限られた局面しか実験できない。実機を使って、炉心溶融に至り得るあらゆるシーケンスを最初から最後まで実験することは、本来不可能である。従って、実験結果をいかに精度良く再現できたとしても、それで計算コードが直接検証されることはほとんどない。また、計算コードのある部分は、元々検証を必要としない。例えば、その中に組み込まれた相関式等の多くは、過去の実験事実に基づいたものなので、単純なプログラミングの誤りは別として、既に実験によって検証されている。

それにもかかわらず、著者は、実験解析により計算コードを検証することは必要なプロセスであると考えている。実験で得られた結果は、それが何を意味するものであるかは別として、確固たる事実であるから、解析に常につきまとう、結果が事実でないかも知れないという薄弱性を補ってくれる。また、部分ではあっても、解析の結果と実験の結果がよい一致を見せ、更にそれにより説明を加えることができれば、少なくともその部分について、計算コードは良くできていると自信を持つことができる。

著者はまた、複数の計算コードの計算結果を比較することも、計算コードの信頼性を高めるために有効であると考えている。この場合、意図的な操作なしに計算結果が良い一致を見せれば、それだけでそれらのコードの信頼感は増すし、また、計算結果が一致しなければ、その違いを分析することでより妥当な方向に計算コードを改良できる。

従って、完全な検証は不可能であるが、実験解析や他コードとの比較解析という手段を通じて、計算コードの検証を実施すべきである。こうした考えに基づき、必ずしも十分ではないが、THALES各コードの評価・検証のための解析を幾つか行った。

ひとつは、THALES-Mコードに関するもので、同コードによる、米国PBF (Power Burst Facility) でのSFD (Severe Fuel Damage) 実験^(13, 25, 26)の解析である^(27, 28)。この解析は、実験時に現れた諸現象についての理解を深めることと、THALES-Mコードの解析性能を確認することを目的として実施した。

解析の対象としたのは、一連のSFD実験のうちスコーピング試験と1-1試験の2つである。著者は、1983年に原子力留学生として米国電力研究所 (Electric Power Research Institute: EPRI) に滞在していた時に、スコーピング試験結果の分析を行った。まず実験での熱バランスを調べたところ、スコーピング試験では、実験最後の温度急上昇期間を除き、各時刻で擬定常状態が成り立っていたことを知った。このため、定常1次元流を仮定した手計算で各時刻の被覆管温度を求めたところ、この実験の被覆管温度変化が良く再現された。

帰国後1984年には、EPRIでの手計算で得られた知見も参考にしながら、中村らと共同して、THALES-Mコードによるスコーピング試験の解析を行った⁽²⁷⁾。THALES-Mコードは実炉の炉心溶融事故時の炉心の温度上昇・溶融落下の解析のために作られたものであり、PBF/SFD実験の解析のためには不都合な点もあった。そのため、実験解析用の変更版を作成して用いた。同コードによる計算結果は、最後の温度急上昇を含め、実験値と良い一致を見た。温度急上昇の理由は、発熱部下方で急激に激しくなったジルコニウム酸化反応によると推定された。続いて、1-1試験についても、THALES-Mコードによる解析を行ったが、計算結果は実験で得られた温度よりやや高くなり、必ずしも十分な一致を見なかった。これについては著者は、むしろ実験での測定の方に疑問を持っている。

3.2節では、SFD実験の概要、SFD実験の熱バランスに関する検討、スコーピング試験の手計算による解析、スコーピング試験のTHALES-Mコードによる解析、1-1試験の同コードによる解析について記述する。

2つ目の解析は、THALES-BMコードに関するもので、同一の事故シーケンスにおける原子炉冷却系内事故進展についての、同コードとRETRANコード⁽¹⁴⁾の比較解析である⁽²⁹⁾。RETRANコードは、EPRIが開発した設計基準事象熱水力解析コードであり、本解析以前に既に広範に用いられていたものである。2.3.2項で述べたように、著者は、炉心溶融事故解析のために新しい非定常流動計算手法を考案し、THALES-PM, THALES-BMコードに採用した。この手法が、十分な精度と高速性を有していることを確認するために、1988年に、富合らの協力を得て比較解析を実施した。

解析対象プラントはBrowns Ferry 1号機 (BWR) とし、LOCAとトランジェント合わせて6つの事故シーケンスについて比較解析を実施した。両コードの解析結果は、トランジェントに対しては極めて良く一致し、LOCAに対しても炉心溶融事故解析に付随する様々な不確実さに比べれば十分良く一致した。これから、THAL

ESで採用した流動解析手法が、少くとも炉心溶融事故のような不確かさの大きい現象を解析するには、十分精度の良いものであることが示された。

3.3節ではこの比較解析の方法や、全交流電源喪失事故シーケンス及びLOCAシーケンスについての比較解析の結果を記述する。

3つ目の解析は、THALES-CV2コードに関するもので、同一シーケンスにおける格納容器内事故進展についての、同コードとMARCHコード⁽¹⁷⁾の比較解析である⁽¹⁸⁾。この解析は1985年に実施したもので、そこでは、原子炉冷却系内・格納容器内事故進展をTHALESもしくはMARCHを一貫して用いた計算と、原子炉冷却系内事故進展はMARCH、格納容器内事故進展はTHALESを用いた計算を実施した。そして、3つのケースの間の計算結果の違いを分析した。この比較解析については3.4節で記述する。

なお、この他に著者は、東大近藤教授のリーダーシップの下に、原研内外の研究者と共同で、THALES/ART, STCP, MAAPという、3つのソースタームコードの比較研究を行った⁽¹⁹⁾。これは、当時世界的にも例を見ない総合的なソースタームコード比較研究であったと思うが、著者自身が発案した研究ではなく、著者は全体のまとめ役としての役割りを果たしただけなので、本論文では内容を記載しない。

3.2 THALES-MコードによるPBF/SFD実験の解析

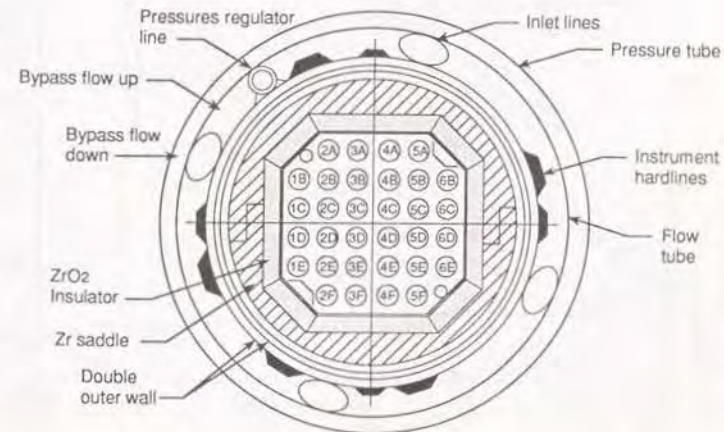
(1) PBF/SFD実験の概要

PBF/SFD実験⁽²⁰⁾は、米国NRCがスポンサーとなり、EG&G社が行ったもので、炉心溶融事故状態下での燃料及び炉心の熱的応答、FPの放出及び移行、水素の発生に関する知見を得るための総合実験である。PBF炉に試験用燃料集合体を入れ、核分裂熱を用いて燃料棒温度を損傷が起きる程の高温にまで上昇させた。

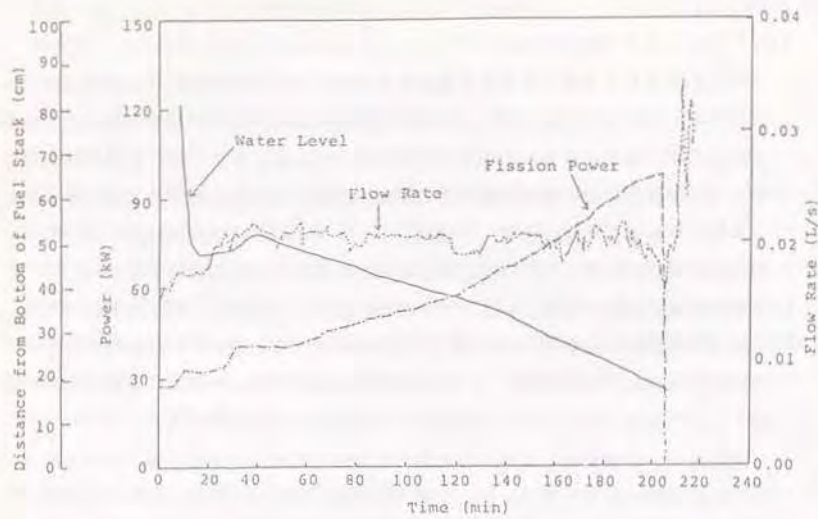
試験用燃料集合体は、第3-1図⁽²⁰⁾に示すように、四隅の欠けた6×6配列で、断熱シュラウドに囲まれている。燃料棒は、ジルコニウム被覆のUO₂であり、発熱部長さは1m弱である。シュラウドの内外には、下方から冷却材が注入される。

著者らが解析の対象としたのは、一連の試験のうち、1982年10月に行われた第1回試験（スコーピング試験）⁽²⁰⁾と、1983年8月に行われた第2回試験（1-1試験）⁽²⁰⁾である。以下この2つの試験の条件及び結果を要約する。

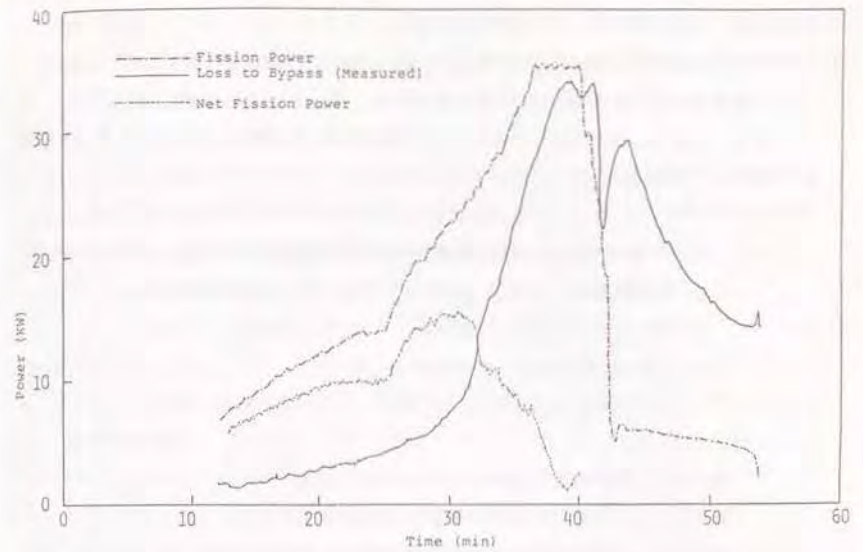
両試験共、試験期間中ほぼ一定流量の冷却材を試験用燃料集合体下部から注入した。核分裂熱の上昇に伴い、シュラウド内水位が低下し、水位上に露出した部分から燃料棒の温度上昇が始まった。シュラウド外（バイパス部）では、試験期間中水位は形成されなかった。両試験における実験条件（燃料集合体部での核分裂熱及びシュラウド内への冷却材流量）と、発熱部下端から35, 50, 70cmの高さでの3D燃料棒の被覆管温度の実測値を、第3-2図～第3-5図に示す^(20, 21)。



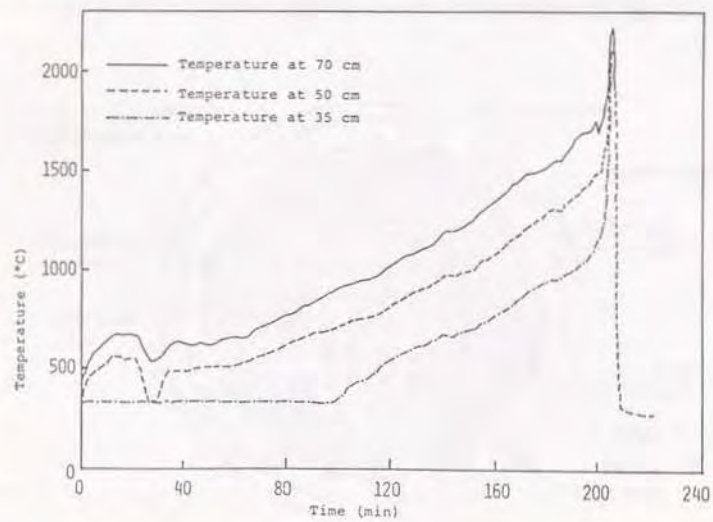
第3-1図 SFD実験用燃料集合体の断面図



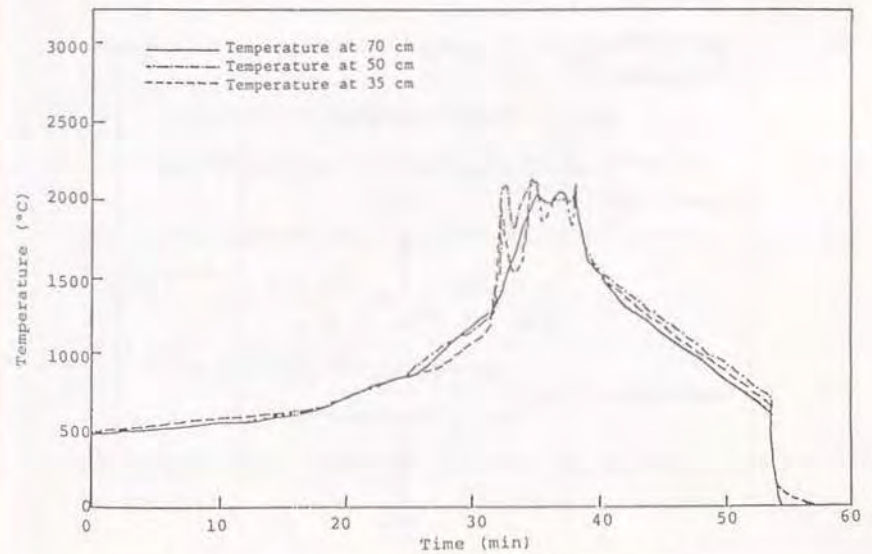
第3-2図 SFDスコوپング試験の実験条件



第3-4図 SFD 1-1 試験での試験部熱出力変化



第3-3図 SFDスコوپング試験における被覆管温度の実測値



第3-5図 SFD 1-1 試験における被覆管温度の実測値

(2) SFD実験の熱バランスに関する検討

PBF/SFD実験の解析に先立ち、著者はまず、実験報告書^[13,14]に基づいて、同実験における試験用燃料集合体部の熱バランスについて検討した。

第3-6図は、水位の上と下に分けての燃料棒と冷却材における熱の発生と移動を示すものである。

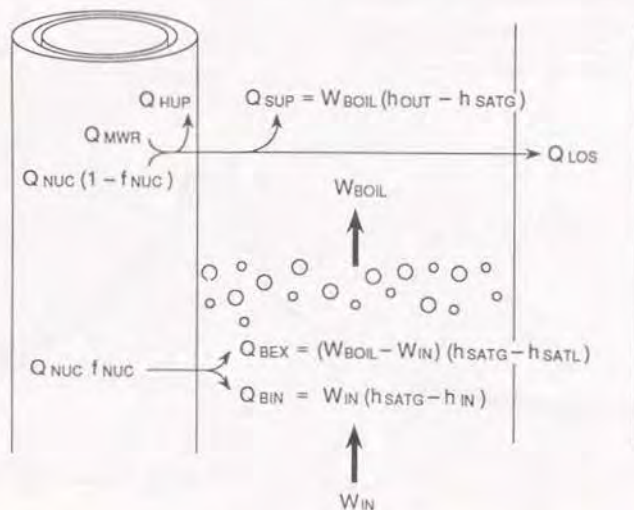
まず、水位下においては、核分裂熱が冷却材の温度上昇と沸騰に用いられる。従って、 Z_{mix} を気液混合体の水位（混合水位）として、次式が成立する。

$$Q_{NUC} \cdot f_{NUC}(Z_{mix}) = Q_{BEX} + Q_{BIN} \quad (3-1)$$

ここで、

- Q_{NUC} : 燃料集合体発熱部全長での核分裂熱 (W)
- Q_{BEX} : 水位低下分の水の沸騰に必要な熱 (W)
- Q_{BIN} : 下方から注入された水の沸騰に必要な熱 (W)

である。また、 $f_{NUC}(Z)$ は、発熱部全長における核分裂による発熱量 Q_{NUC} のう



第3-6図 SFD実験での試験用燃料集合体部の熱バランス

ち、発熱部下端からZ点高さまでの発熱の割合であり、実験報告書に記載されている軸方向発熱分布から得られる値である。 $f_{NUC}(Z_{mix})$ は水位より下での核分裂熱になる。

一方、水位上においては、核分裂熱とジルコニウム酸化反応熱が、気体流の温度と燃料棒の温度を上昇させるのに使われる熱量と、シュラウドへの熱損失の和になっている。従って、この部分における熱バランス式は次のようになる。

$$Q_{NUC}[1 - f_{NUC}(Z_{mix})] + Q_{MWR} = Q_{SUP} + Q_{HUP} + Q_{LOS} \quad (3-2)$$

ここで左辺第1項は水位より上での核分裂熱であり、残りの項はそれぞれ次のような熱である。

- Q_{MWR} : ジルコニウムの酸化反応熱 (W)
- Q_{SUP} : 蒸気流を過熱するのに用いられる熱 (W)
- Q_{HUP} : 水位上の燃料棒を昇温させるのに用いられる熱 (W)
- Q_{LOS} : シュラウドへの熱損失 (W)

試験部全体についての熱バランスの式は、(3-1)式、(3-2)式を加えることにより次のようになる。

$$Q_{NUC} + Q_{MWR} = Q_{BEX} + Q_{BIN} + Q_{SUP} + Q_{HUP} + Q_{LOS} + \Delta Q \quad (3-3)$$

ただし、 ΔQ は実験結果の熱バランスの食い違いを評価するための項であり、次のように定義できる。

$$\Delta Q = (Q_{NUC} + Q_{MWR}) - (Q_{BEX} + Q_{BIN} + Q_{SUP} + Q_{HUP} + Q_{LOS}) \quad (3-4)$$

ΔQ は本来ゼロとなるべき量なので、これが小さい程、諸量が正しく測定されていたと考えられる。

スコーピング試験と1-1試験に対し、実験での測定値を基に(3-3)式の各項の

値を概算した結果を、第3-1表に示す。同表には、比較のために、商用PWRの炉心溶融事故の一例について、付録Bに記述する炉心温度上昇計算プログラムを用いて各項の値を計算した結果も示す。この表からは次のようなことが言える。

- ①(3-3)式で、 Q_{NUC} 、 Q_{BIN} 、 Q_{SUP} 、 Q_{LOS} は定常熱バランス式に現われる項であり、 Q_{MWR} 、 Q_{BEX} 、 Q_{HUP} は非定常の項であるが、スコーピング試験の場合は、実験最後に温度が急上昇した期間を除き、全ての非定常の項が、他の項に対して無視できるオーダーである。これは、最後の温度急上昇期間以外では、各時刻において擬定常状態が成り立っていたことを示している。
- ②1-1試験の場合は、熱消費に係わる項の中で熱損失の項 Q_{LOS} が支配的であり、その正確な推定が燃料温度の計算にとって重要である。また、 ΔQ が、この試験の測定結果の正確さに疑問を感じさせる程に大きくなっている。
- ③実機で想定される炉心溶融事故では、核反応熱 Q_{NUC} (この場合は崩壊熱)が水位の低下 Q_{BEX} と燃料棒の温度上昇 Q_{HUP} に用いられると考えられる。そのような観点からは、スコーピング試験も1-1試験も、実際の燃料温度上昇のメカニズムをそのまま表現しているとは言い難い。

第3-1表 SFD実験における熱発生と熱消費

	Q_{NUC}	Q_{MWR}	Q_{BEX}	Q_{BIN}	Q_{SUP}	Q_{HUP}	Q_{LOS}	ΔQ
SFD-ST (kW)								
T = 40 min	40	0	0	22	10	0	1	7
120	56	0	0	22	30	0	6	-2
200	96	LARGE	0	22	50	1+X*	17	?
SFD 1-1 (kW)								
T = 20 min	12	0	0	1	0	1	6	4
27	18	1	0	1	1	3	(15)**	-1
32	25	11	0	1	1	(5)+X	(15)	?
Real Accident (MW)								
$Z_M/Z_T = .5$	17	0	7	0	1	9	0	0
.4	17	0	6	0	1	10	0	0
.3	17	0	4	0	3	10	0	0
.25	17	(16)	3	0	6	(22)	(2)	0

* X : Heat for Cladding and Pellet Melting
 ** () : Very Rough Estimation

(3) 手計算によるSFDスコーピング試験の解析

SFDスコーピング試験では、実験最後の温度上昇期間を除けば各時刻で擬定常状態が成り立っていたことが分かったので、幾つかの時刻において、定常1次元流を仮定して手計算により被覆管温度を求めてみた。

まず最初に、水位下での熱バランスを考えることにより、混合水位 Z_{MIX} を求めた。(3-1)式で非定常項 Q_{BEX} を無視すると次式が得られる。

$$Q_{NUC} \cdot f_{NUC}(Z_{MIX}) = Q_{BIN} = W_{IN} (h_{SATG} - h_{IN}) \quad (3-5)$$

ここで、

- W_{IN} : 注入水の流量 (kg/s)
 h_{SATG} : 実験圧力8.9MPaにおける飽和蒸気の比エンタルピ (J/kg)
 h_{IN} : 注入水の比エンタルピ (J/kg)

(3-5)式で、 h_{SATG} 、 h_{IN} は時刻によらず一定であり、 W_{IN} 、 Q_{NUC} は時刻によって変化する(W_{IN} はほぼ一定)が、いずれも実験条件で与えられている。従って、各時刻における $f_{NUC}(Z_{MIX})$ (核分裂熱のうち水位以下で発熱する割合)の値を計算できる。 Z 対 f_{NUC} の曲線は、実験条件で与えられる軸方向発熱分布から作成できるので、各時刻毎に計算された f_{NUC} の値に対応する Z の値を求めれば、それが水位 Z_{MIX} になる。このようにして求めた水位を第3-7図(a)に示す。

水位より上方では、定常状態での熱バランスを仮定して、各高さにおける蒸気温度 $T_{STM}(Z)$ を次式で計算できる。

$$T_{STM}(Z) = T_{SAT} + [Q_{NUC}(Z_{MIX}, Z) - Q_{LOS}(Z_{MIX}, Z)] / (W_{IN} \cdot C_P) \quad (3-6)$$

ここで、

- T_{SAT} : 飽和温度
 $Q_{NUC}(Z_{MIX}, Z)$: Z_{MIX} から Z までの核分裂熱の積分値
 $= Q_{NUC} [f_{NUC}(Z) - f_{NUC}(Z_{MIX})]$

$$Q_{\text{LOD}}(Z_{\text{MIX}}, Z) : Z_{\text{MIX}} \text{ から } Z \text{ までの熱損失の積分値}$$

$$= \int_{Z_{\text{MIX}}}^Z [T_{\text{RTM}}(Z) - T_{\text{SAT}}] H_{\text{RHR}} \cdot P_{\text{RHR}} \cdot dz$$

H_{RHR} : シュラウドを通じての熱貫流率

P_{RHR} : シュラウドの内周長

C_p : 蒸気の比熱

(3-6)式を用い、水位上の各温度測定点(35, 50, 70cm)での蒸気温度を計算した後、各高さZにおける被覆管温度 $T_{\text{CLAD}}(Z)$ を次式で計算できる。

$$T_{\text{CLAD}}(Z) = T_{\text{RTM}}(Z) + \frac{S_{\text{AX}}(Z) \phi_{\text{AVG}}}{H_{\text{CONV}}} \quad (3-7)$$

ここで、

H_{CONV} : 燃料棒表面の対流熱伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$)

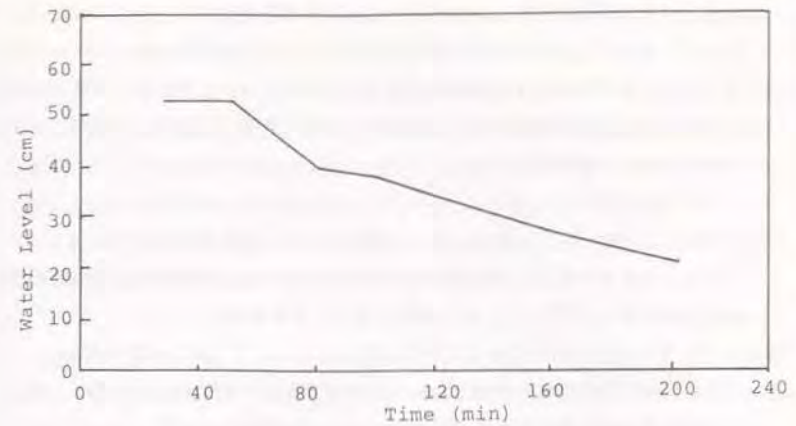
$S_{\text{AX}}(Z)$: Z点における発熱量の軸方向平均発熱量に対する比。これも実験条件から得られる。

ϕ_{AVG} : 平均熱流束 (W/m^2) = $Q_{\text{RVC}} / (\text{燃料棒の全表面積})$

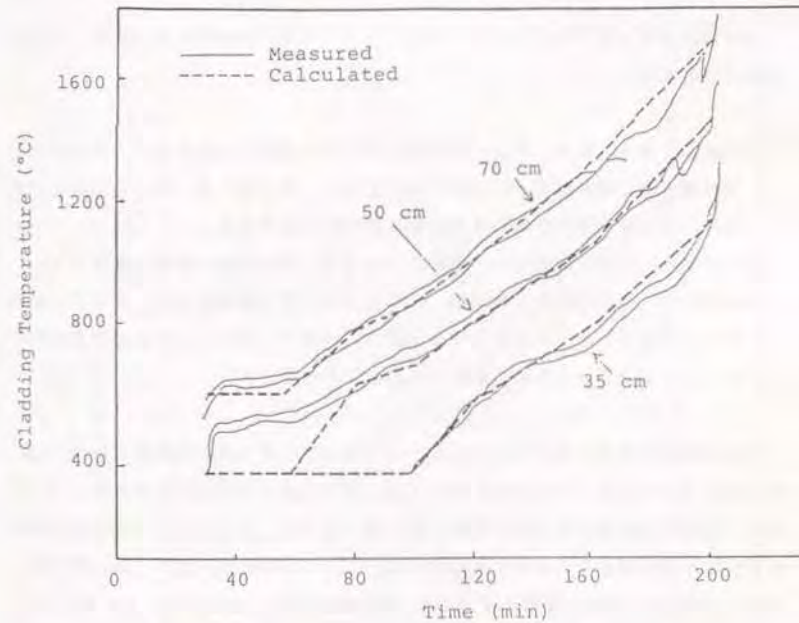
測定された被覆管温度と蒸気温度を比べたところ、上式の対流熱伝達係数 H_{CONV} は、実験期間中各高さにおいて $60 \text{ Btu}/\text{hr} \cdot \text{ft}^2 \cdot ^\circ\text{F}$ ($340 \text{ W}/\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$)程度であることが分かった。(この値は、ほぼ、対流熱伝達率と輻射熱伝達率の和に相当している。)この値を用い、各時刻各高さの被覆管温度を計算した。

被覆管温度の実測値と計算値を第3-7図(b)に示す。図に示すように、実測値と計算値は実験最後の温度急上昇時期を除いて良い一致を示している。これから、スコーピング試験では、温度急上昇期間を除き、各時刻において擬定常状態が成立していたことが確認された。

なお、この実験で測定された被覆管の温度変化は、実炉で炉心溶融に至るシナリオを想定した場合に計算される温度変化と大きく異なっている。通例、被覆管温度は、 $1,200^\circ\text{C}$ あたりに達するとジルコニウムの酸化反応熱によって急上昇するはずであるが、この実験では、70cm高さ、50cm高さでは被覆管温度が $1,200^\circ\text{C}$ になって



(a) 水位



(b) 各高さにおける被覆管温度

第3-7図 手計算で求めたSFDスコーピング試験での水位と被覆管温度の変化

も温度の急上昇は起きず、そのかわりに、実験の最後に、70, 50, 35cm高さすべてにおいてほとんど同時に温度の急上昇が起きている。次に述べる、THALES-Mコードによる解析では、被覆管温度変化を再現するだけでなく、実験の最後まで温度の急上昇が起きなかった理由や、実験の最後に温度の急上昇が起きた原因を究明することも課題になった。

(4) THALES-MコードによるSFDスコーピング試験の解析

THALES-Mコードを用いて、SFDスコーピング試験での燃料被覆管温度の変化を解析した^{137), 138)}。その目的は次のとおりである。

- ①スコーピング試験で測定された燃料被覆管温度を精度良く再現する。また、実験終了前の被覆管温度急上昇のメカニズムを明らかにする。
- ②実験解析を通じてTHALES-Mコードの性能を確認する。

この解析のために、まずTHALES-Mコードを一部変更した。変更点は次のとおりである。

- ①本来のTHALES-Mコードでは、炉心を多流路に分けた上で、各流路内の燃料棒の熱的挙動は同一であると仮定するが、変更版では、単一の流路だけを考え、その中に熱的挙動の異なる燃料棒があると考え。
- ②変更版は、流路を形成する「断熱シュラウド」を通じての熱損失を考慮する。
- ③変更版は、燃料棒間及び燃料棒 - シュラウド間の輻射熱伝達計算モデルを有する。(但し、本モデルは1-1試験でだけ使い、蒸気による冷却が支配的であったスコーピング試験の解析では用いなかった。)

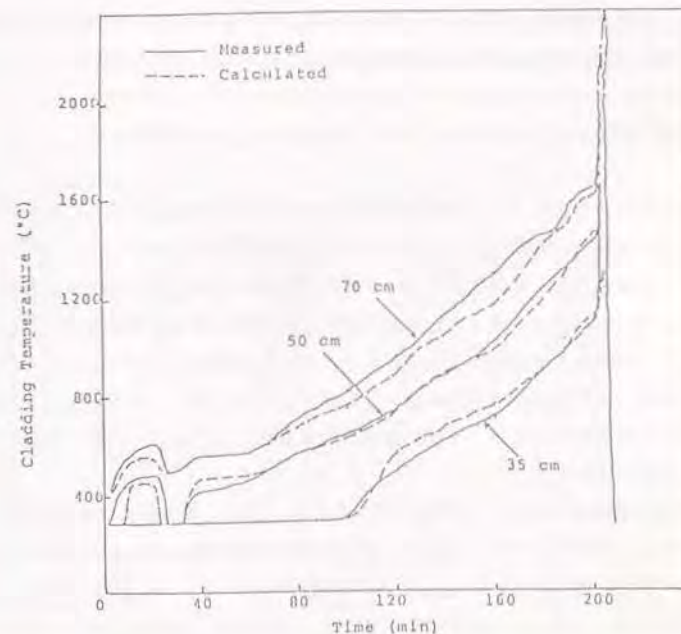
主要な解析の条件について述べると、被覆管温度の急上昇が実験開始後200分前後で起きているので、それ以前については、核分裂熱や冷却材流量は実験条件に合わせ、被覆管表面熱伝達率は手計算の時と同じ値を用いた。ジルコニウム酸化反応速度は種々の相関式¹³³⁾が示す平均的な値として、Baker-Just式¹³⁴⁾の1/4を用い、最適(Best Estimate)解析を目指した。燃料棒は軸方向に24ノードに分割した。

200分前後では、条件を様々に変えた計算を行い、計算条件と計算結果の関係を調べた。そのうちの1例として、燃料棒熔融落下モデルを調整して、1ノード分だけを水位下に落下させたところ、35cm高さより上の燃料棒全域で同時に温度の急上

昇が計算された。そして、その原因は、後述するように、燃料棒の下方で急激なジルコニウム酸化反応が起きたためであることが示唆された。

その後、別のコードで同実験を解析していた田辺らから、こうした温度急上昇は冷却材流量を急減させることによって計算されたこと、また実測記録上も第3-2図に示すように冷却材流量が減っていることが示された¹³⁵⁾。実測記録からは、確かにそう解釈した方が良いと考えられたので、著者らも炉心熔融落下モデルを1番(燃料棒ノードは熔融後も元の位置そのままに留まる)に変更した上で、200分時点で冷却材流量を急減させた場合の計算を行った。

発熱部下端から35, 50, 70cm高さでの被覆管温度の計算値を、実測された値と併せて、第3-8図に示す。図に示すように、計算された被覆管温度は、実験最後の温度急上昇も含めて、実測値をよく再現している。



第3-8図 THALES-Mコードで計算したSFDスコーピング試験の被覆管温度

計算結果を分析した結果、実験の最後まで被覆管温度の急上昇が起きなかった理由は次のように解釈された。

- ①実炉で、原子炉停止には成功するが炉心熱除去に失敗するような事故シーケンスを想定した場合、 $1,200^{\circ}\text{C}$ を超えた温度領域では、崩壊熱よりもジルコニウムの酸化反応熱の方が大きくなる。安全注入系が働かない場合の蒸気流の冷却能は小さいため、反応熱により被覆管温度が一層上昇し、それが酸化反応を加速するという正のフィードバックにより、被覆管温度の急上昇が起きる。
- ②一方、SFDスコーピング試験では、崩壊熱の代わりにそれよりずっと大きな量の核分裂熱を使っており、それを冷却するために試験部下方から大量の冷却材注入が続けられていた。このため、 $1,200^{\circ}\text{C}$ を超えた領域でも、ジルカロイの酸化反応熱が核分裂熱を超えることはなく、被覆管の温度は、十分大きい蒸気流量により、急上昇に致ることなく制限されていた。THALES開発に先立って実施した炉心温度上昇に関する感度解析計算（付録B参照）での結論に反し、燃料棒上部で被覆管の100%酸化に至っているにもかかわらず、被覆管温度は実験終了直前まで溶融温度に達しなかった。

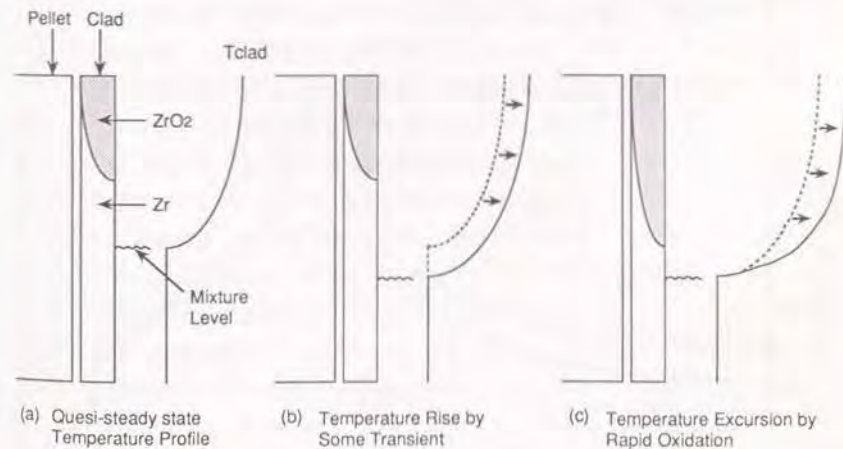
実験の最後に起きた温度の急上昇の原因は次のように解釈された。

- ①温度急上昇の前まで、燃料被覆管の軸方向温度分布は、1次元定常の蒸気流に対する温度分布になっており、第3-9図(a)のようなプロファイルであった。この実験では、蒸気流量が極めて大きかったために、ジルコニウム酸化反応で蒸気の供給不足になることはなかった。加熱部上部では酸化反応はかなり激しく、被覆管は温度急上昇以前にほとんど完全に酸化していた。しかしながら、ペレットでの発熱も核分裂熱を使っていてかなり高く、また蒸気による冷却能も十分大きかったので、酸化反応熱が被覆管の温度変化に及ぼす影響は相対的には小さかった。
- ②実験開始後200分で、原因は不明であるが、入口流量の急減少が起きた。このため、水位が低下し、被覆管の軸方向温度分布が第3-9図(b)のように変化した。
- ③加熱部の下方で、それまでジルコニウムの酸化反応が殆ど起きていなかった部分が、急に高温にさらされた。酸化反応速度は酸化層厚さに反比例するので、この部分で極端に激しい酸化反応が起き、温度の急上昇が起きた。この部分で

蒸気温度が急上昇したため、それより上の部分で、第3-9図(c)に示すように、蒸気温度の上昇による被覆管温度の急上昇が起きた。

以上の「温度の急上昇が発熱部下方から起こった」とする解釈は、本実験の結果に対して著者らが初めて示したものである。この温度急上昇について、実験を実施したEG&Gは“apparently, an oxidation front propagated down the bundle, starting at about 197 min.”⁽¹¹⁶⁾としており、酸化の激しい部分が上方から下方へ伝播したと解釈している。しかしながら、その根拠を示す解析は示されていない。一方、実験後に撮られた中性子ラジオグラフの結果によれば、“a large, nearly spherical mass, about 7 cm in diameter, of what was previously molten material”が発熱部の下部に存在していた、とあり⁽¹²²⁾、これは金属ジルコニウムが急激な酸化による反応熱で溶融したとする著者の解釈と良い一致を示している。

なお、前述したように、こうした温度急上昇は燃料棒細片の落下によっても起き得る。スコーピング試験の条件は実炉の事故条件とは異なっているものの、燃料棒溶融落下の影響を考えれば、炉心溶融事故時の燃料棒温度の挙動は、大まかに把握することは可能であるが、高い精度で解析することは困難であると考えられる。



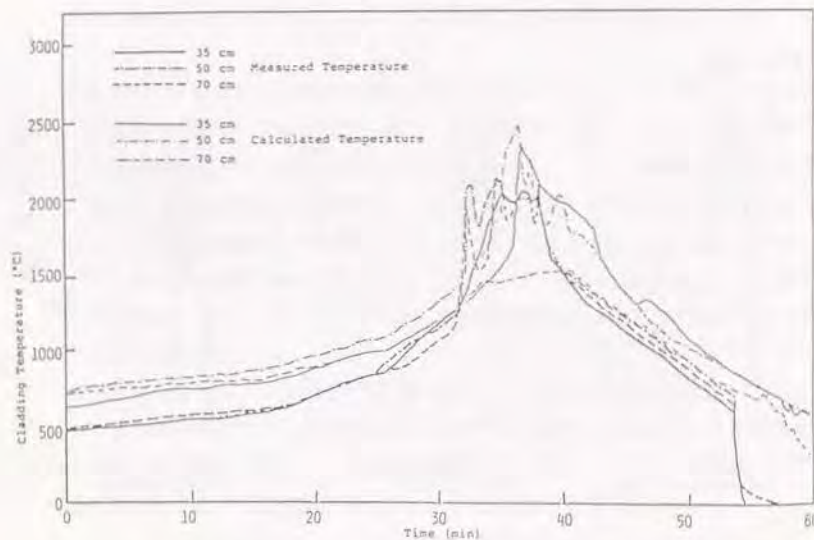
第3-9図 SFDスコーピング試験における被覆管温度急上昇の理由

(5) THALES-MコードによるSFD1-1試験の解析

THALES-Mコードを用いて、SFD1-1試験の解析も行った。この解析では、燃料棒表面での対流熱伝達係数はスコーピング試験での解析に用いたのと同じ $80\text{Btu/hr}\cdot\text{ft}^2\cdot^\circ\text{F}$ ($340\text{W/m}^2\cdot^\circ\text{C}$)なる値を用い、燃料棒間及び燃料棒-シユラウド間の輻射熱伝達も考慮した。炉心溶融落下モデルは2番(直下ノード位置への落下)を用い、溶融落下温度は $2,000^\circ\text{C}$ とした。

燃料棒下端から35, 50, 70cm高さでのTHALES-Mコードによる被覆間温度の計算値を、実測された値と併せて、第3-10図に示す。全体としての温度挙動は実測値と相似のものであるが、初期温度が実測値よりかなり高く、そのため計算値の方が継続的に高い値になっている。この不一致の原因は同定されていないが、前述のように、実験結果で得られた数字だけを用いた熱バランスが成立しておらず、実験の初期に実験結果には現われていない熱損失があった可能性がある。

なお、SFD1-1試験については、MARCHコードを使って同試験での被覆管温度変化を解析¹⁴³⁾したBCLのCybulskisも、実験初期に大きな熱損失があったに違いないと述べており¹⁴⁴⁾、本解析と同様の結論を出している。



第3-10図 THALES-Mコードで計算したSFD1-1試験の被覆管温度

3.3 THALES-BMコードとRETRANコードの比較解析

(1) 比較解析の対象

THALES-PM, THALES-BMコードの原子炉冷却系内の流動計算は、2.3.2項に述べたように著者が新しく考案した計算手法を用いてなされている。その妥当性を確認するために、THALES-BMコードと、設計基準事象解析用にEPR Iが開発したRETRANコード¹⁴⁵⁾の比較解析を行った¹⁴⁶⁾。

解析対象プラントはBrowns Ferry 1号機(BWR)とした。これは、この比較解析を行った1988年当時、同炉に対しては、THALES-BM用のプラント形状データもRETRAN用のプラント形状データもある程度整備されていたことによる。(本比較解析は、実際には4.3節で述べるBWRについての炉心溶融事故の進展とFPの放出・移行挙動に関する感度解析よりずっと遅くなされたものであり、同感度解析用にTHALES-BMコード用の一式のデータが作られていた。RETRANコード用のデータは、原研内での別の研究のために作られていた。)

解析対象シーケンスは、できるだけ異なるものを選ぶとの観点から、次の6シーケンスとした。

- ①大破断LOCA時ECCS不動作シーケンス
(破断口径: 6 inch (0.152m)、破断口位置: 再循環系配管底部)
- ②小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス-1
(破断口径: 2 inch (0.051m)、破断口位置: 再循環系配管底部)
- ③小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス-2
(破断口径: 2 inch、破断口位置: 主蒸気管部)
- ④小破断LOCA時ECCS不動作シーケンス-3
(破断口径: 2 inch、破断口位置: 原子炉容器底部)
- ⑤全交流電源喪失シーケンス-1
(給水の回復なし)
- ⑥全交流電源喪失シーケンス-2
(事故開始後550分に給水回復)

なお、これらの事故シーケンスはすべて、4.3節のBWRの感度解析で対象とした事故シーケンスに含まれるものであり、①, ②, ⑤は同感度解析での3つの標準ケースに対応している。

THALES-BMの計算は原子炉容器溶融貫通が起きるまでを対象として実施し、RETRANの計算は燃料棒被覆管の最高温度が1,300°Cに達するまで実施した。

(2) 両コードの入力データの作成

複数のコードを用いての比較解析では、できるだけ多くの入力データを一致させる必要がある。しかしながら、①RETRANコードは詳細熱水力学解析コードであり、THALES-BMより多くのデータを必要とする、②両コードのデータすべてを完全に一致させるには多大な労力がかかる、ということから、実際には、①一致させる必要性が極めて高いもの、②比較的容易に一致させられるもの、だけを一致させた。原則として、既存のRETRANコードのデータをBWR感度解析用に作成したTHALES-BMコードに合わせて変更したが、THALES-BMについても幾つか細かなデータの変更をし、再計算を行った。(RETRANと合わせるためにデータを変更したこと、本解析時点までのコードの改良により、本解析でのTHALES-BMコードの計算結果は4.3節のものとは少し違っている。)

以下、主要な入力データ設定条件について記述する。

体系データ

THALES-BMコードの体系データは、BWRの感度解析計算用に作成したものをそのまま用いた。

RETRANコードの体系データは、元々あったBrowns Ferry 1号機解析用のデータは、原子炉冷却系を37ボリュームに分割したものであった。しかし、この比較解析は長時間の計算時間を要すると思われたため、全体的熱水力学挙動を損わない程度に簡素化することとし、全体を15ボリュームで表わした。炉心は、半径方向には2領域とし、軸方向には12ノードに分割した。

形状・寸法データは両コードで多少違っていたが、重要な影響はなさそうだったので、それぞれ元のデータをそのまま使った。

冷却材注入系の作動信号

小破断LOCAに始まる事故シーケンスでは冷却材注入系を作動させない解析しかなないので冷却材注入系の作動信号は必要ない。しかし、全交流電源喪失シーケンスでは事故開始後7時間まで原子炉隔離時冷却系RCICと高圧注入系HPCIが作動するとしているので、その作動信号を与える必要がある。

全交流電源喪失シーケンスでは、原子炉が隔離された後、原子炉冷却系に出入りする質量流量は次の2種類である。

- ①炉心での蒸気発生で1次系圧力が上昇すると、逃し安全弁が開いて蒸気を放出する。
- ②直流電源が確保されている間(両コードとも事故開始後7時間と仮定)は、ダウンカマー水位がある高さ(L2レベル)以下まで低下すると、タービン駆動であるRCICとHPCIによる冷却材注入がなされる。これらの安全注入は、水位がある高さ(L8レベル)に回復すると停止する。

これら原子炉冷却系に出入りする質量流量は、原子炉冷却系内での事故の進行に大きな影響を及ぼす可能性がある。

逃し安全弁の開閉に関しては、THALES-BMのこの時の解析では、2.4.2項(9)で説明した「等圧流モデル」を用いている。これは、安全逃し弁(SRV)の開設定圧と閉設定圧は等しいとして、各時間ステップにおいて、系の圧力が設定圧より高い場合は、系の圧力が設定圧に等しくなるまで流体を放出させるというモデルである。一方、RETRANのモデルでは、SRVの開設定圧は異なっており、開設定圧になると臨界流放出が起き、閉設定圧まで下がると放出が止る。このように両コードでSRVからの放出流量の計算法は異なるが、これは両コードの特徴でもあるので、そのまま用いることとした。THALES-BMとRETRANにおけるSRV開設定圧は、Browns Ferry炉のFSAR¹⁴⁾記載の値を用いた。

注水の開始・停止の信号を発するL2、L8なる設定水位は、THALES-BMの場合は軸方向の流路断面積変化を考慮して水位を計算しているため、実際の設定水位をそのまま用いれば良い。一方、RETRANの方はひとつのボリューム内での断面積の変化を考慮しないので、実際の水位を求めるにはダウンカマー部の計算水位からの換算を必要とする。これに対しては、換算後の水位がTHALES-BMと等しくなるようにRETRAN用のL2、L8水位を設定した。水位がL2とL8にある間のRCICとHPCIの注入流量は、両コードともFSARから得た同一の値を用いた。

その他のデータ

その他の主要なデータについては次のように設定した。炉心部熱伝率率については、THALES-BMは付録Bに示すように重要でないと判断して、水位下・水

位上でそれぞれ一定値を用いているのに対し、RETRANは詳細な相関式群を有している。これもそれぞれのコードの考え方あるいは特徴なので、異なった扱いのままとした。材料物性値は同一にするのが大変なので、これも統一しなかった。気泡離脱モデル、ジルコニウム - 水反応モデルについては、RETRANのモデルを変更してTHALES-BMに合わせた。

(3) 全交流電源喪失シーケンスについての比較解析の結果

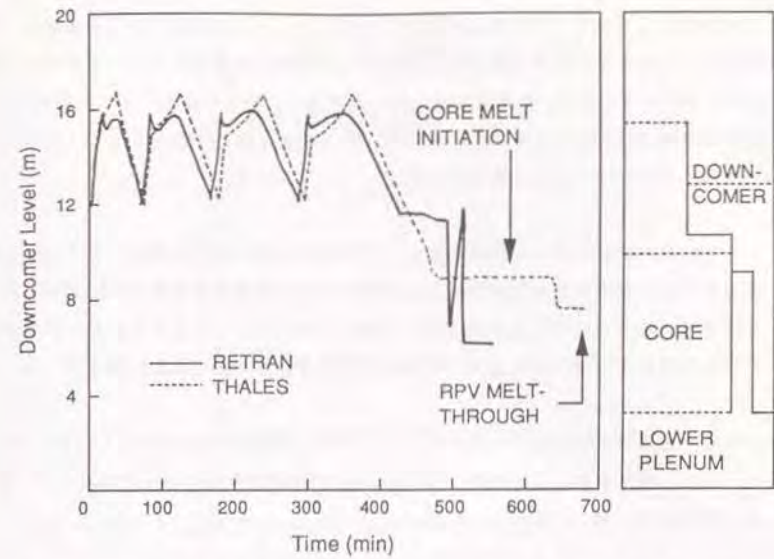
Browns Ferry 1号機の全交流電源喪失シーケンスにおける原子炉冷却系内事故進展を、THALES-BMコードとRETRANコードで計算した結果を、第3-11図及び第3-12図に示す。

第3-11図はダウンカマ水位の変化である。図に示されるように、両コードの計算結果は極めて良く一致している。水位変動の特徴をまとめると次のとおりである。

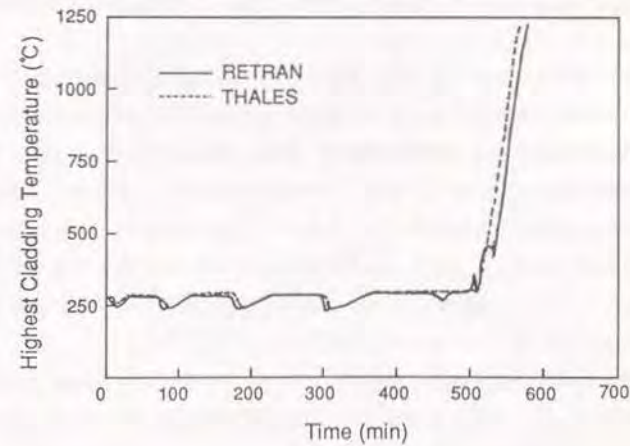
- ①ダウンカマ水位は、L2に下った後急速に立ち上がるが、これはRCIC/HP CIの注入による冷却材インベントリの増加を表わしている。
- ②水位は、L8に上った後はゆっくりと上昇しているが、これは、L8水位で冷却材の注入が止った後、注入された未飽和水が熱膨張することを示している。
- ③原子炉冷却系内の冷却材全体が飽和に達した後は、気泡が発生して液相領域から離脱するのに合わせて水位が低下する。
- ④このような水位の急上昇・緩上昇・低下のサイクルが直流電源がなくなるまで繰り返される。
- ⑤各サイクルの周囲が次第に長くなっているのは、崩壊熱レベルが低下するため、注入された冷却材が温度上昇し沸騰するための時間が長くなるためである。

図に示すように、420分（7時間）頃まで、両コードの計算結果はほとんど一致している。それ以後の計算結果はRETRANでは水位低下がL2位置付近に止ってしまい、その後振動が起きているが、THALES-BMではジェットポンプノズル位置まで単調に低下しており、THALES-BMの方が定性的に妥当な結果であると考えられる。

第3-12図は燃料棒表面温度の炉心内最高値の変化を示している。両コードの計算した水位変化がほとんど一致しているので、燃料棒温度も一致している。ほぼ一



第3-11図 THALES-BMとRETRANの比較 - 全交流電源喪失シーケンスでのダウンカマ水位



第3-12図 THALES-BMとRETRANの比較 - 全交流電源喪失シーケンスでの燃料棒表面温度最高値

定温度になっているところは飽和温度である。ところどころ低下しているのは、R C I C / H P C I の注入で原子炉冷却系内の冷却材が未飽和になったことを示している。両コード共500分を過ぎた頃に炉心の上部が水位上に露出し、その後は同じような速度で温度上昇している。ジルコニウムの酸化量等も僅かのタイミングの違いがあるだけでほとんど一致している。

一方、この解析に要した計算時間は、原研のFACOM計算機において、RETRANコードが事故開始後9時間27分経過時まで（燃料棒被覆管最高温度が1,300℃に達するまで）でCPU8時間31分を要したのに対し、THALES-BMコードは事故開始後11時間26分の原子炉容器溶融貫通まででCPU約7分であった。

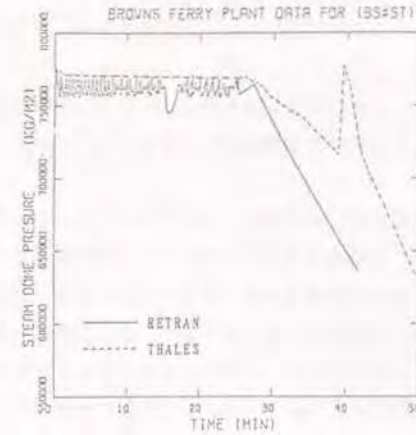
なお、全交流電源喪失シーケンスについては、事故後550分に給水を回復させたケースの比較も実施しているが、550分以降の事故進展も両コードでほとんど一致している。

(4) LOCAシーケンスについての比較解析の結果

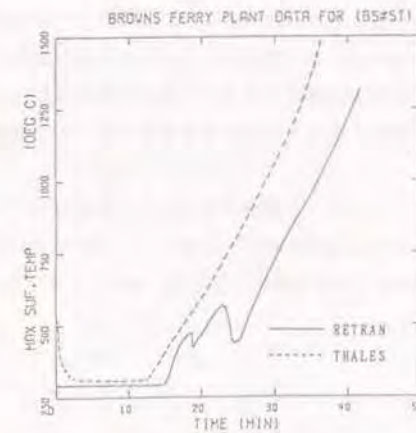
小破断LOCA時ECCS不作動シーケンス-1（再循環系配管底部に口径2 inchの破断を仮定）における原子炉冷却系内事故進展を、THALES-BMコードとRETRANコードで計算した結果を、第3-13図及び第3-14図に示す。

第3-13図は原子炉圧力の変化である。図に示すように、原子炉圧力は両コードとも、事故開始後25分くらいまではほぼSRV開設定圧に保たれている。この期間は、炉心の崩壊熱による蒸気の発生量（体積）が破断口からの放出流の体積を上回り、余剰な流体体積がSRVを通して系外へ逃れている状態であり、原子炉圧力がSRV開設定圧に保たれる。THALES-BMは「等圧流モデル」を用いているので圧力はほとんど一定であり、RETRANはSRVの開閉に合わせて圧力が細かく上下している。この期間、SRVを通じた放出流量の時間積分値も両コードで良く一致している。

事故開始後25分程度経過した時期に、両コード共原子炉圧力が低下し始め、SRVも閉じる。SRV閉止直後は、圧力の低下速度がRETRANの方がやや早くなっている。事故開始後40分近くになってTHALES-BMで原子炉圧力が急上昇しているのは、最初の燃料棒溶融が起きて溶融ノードが水位下に落ち、大量の蒸気発生をもたらしたことによる。



第3-13図 THALES-BMとRETRANの比較 - 小破断LOCA時ECCS不作動シーケンスでの原子炉圧力



第3-14図 THALES-BMとRETRANの比較 - 小破断LOCA時ECCS不作動シーケンスでの燃料棒表面温度最高値

第3-14図は燃料棒表面温度の炉心内最高値の変化を示している。これも、15分頃まではほぼ冷却材の飽和温度に保たれ、その後上昇している。

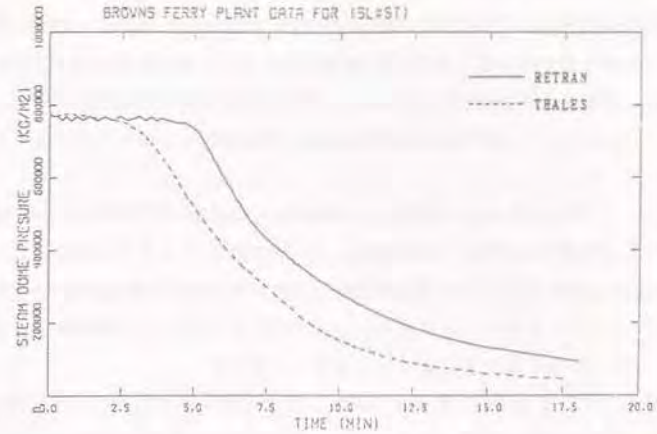
この他の小破断LOCAに始まる事故シーケンスについても、THALES-BMとRETRANの結果はある程度良い一致を見せている。

大破断LOCA時ECCS不作動シーケンスについては、再循環系配管底部に8 inchの破断を仮定した場合について、両コードの比較解析を行った。原子炉圧力と燃料棒表面温度最高値の計算結果を、第3-15図、第3-16図に示す。小破断LOCAの場合より不一致が大きくなっているが、炉心溶融事故解析では数多くの不確実さ要因があることを考えれば、THALES-BMを本来用途から逸脱して比較的大きな破断のLOCAにも適用することは可能であるとする。

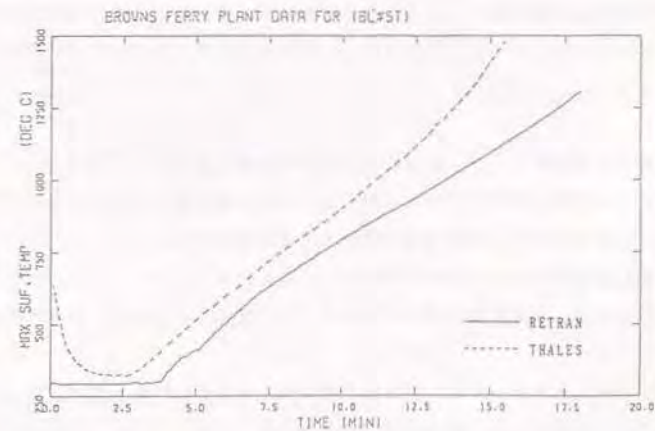
(5) 比較解析の結論

本比較解析により、BWRの緩やかなトランジェントに対しては、THALES-BMコードがRETRANコードと同程度の精度を有することが示唆された。小破断LOCAについては、両コードの計算結果に多少の違いがあるが、実用上問題にならない程度と判断された。大破断LOCAについては、元々THALES開発時に対象としていなかったものであり、両コードの差も無視できる程ではない。しかしながら、炉心溶融事故解析での他の不確実さ要因に比べれば大きいとは言えず、THALESを大破断LOCAに始まる事故シーケンスの解析にも使用できると判断された。

計算速度は、トランジェントの場合を例にとると、RETRANコードはほぼ物理時間と同程度のCPU時間を必要としたのに、THALES-BMコードは物理時間の100分の1程度のCPU時間しか必要とせず、THALES-BMコードの高速性が確認された。



第3-15図 THALES-BMとRETRANの比較 - 大破断LOCA時ECCS不作動シーケンスでの原子炉圧力



第3-16図 THALES-BMとRETRANの比較 - 大破断LOCA時ECCS不作動シーケンスでの燃料棒表面温度最高値

3.4 THALES-CV2コードとMARCHコードの比較解析

BWRの格納容器内事故進展に関し、THALES-CV2コードとMARCHコード⁽¹⁷⁾の比較解析を実施した⁽¹²⁾。対象としたのは、Browns Ferry 1号機（BWR, Mark I型格納容器）の全交流電源喪失シーケンスである。本比較解析では、次の3つのケースについて、格納容器内事故進展を比較した。

ケース1：THALES-BMコードが計算したブローダウン・データを用いてのTHALES-CV2コードによる計算

ケース2：MARCHコードのBOILサブルーチンが計算したブローダウン・データを用いてのTHALES-CV2コードによる計算

ケース3：すべてMARCHコードを用いての計算

ここで、ブローダウン・データの中には、原子炉容器溶融貫通時の冷却材の放出等も含まれる。

計算条件は4.3節に示すBWRの炉心溶融事故の進展及びFPの放出・移行挙動の感度解析における全交流電源喪失シーケンスの標準ケースとほぼ同じである。（本節の比較解析の方が早い時期になされたので、コードも入力データも4.3節の解析に使われたものとは多少違っており、従ってケース1の計算結果は4.3節の標準ケースの計算結果と完全には一致していない。）計算条件の要点だけを記述すると、次のとおりである。

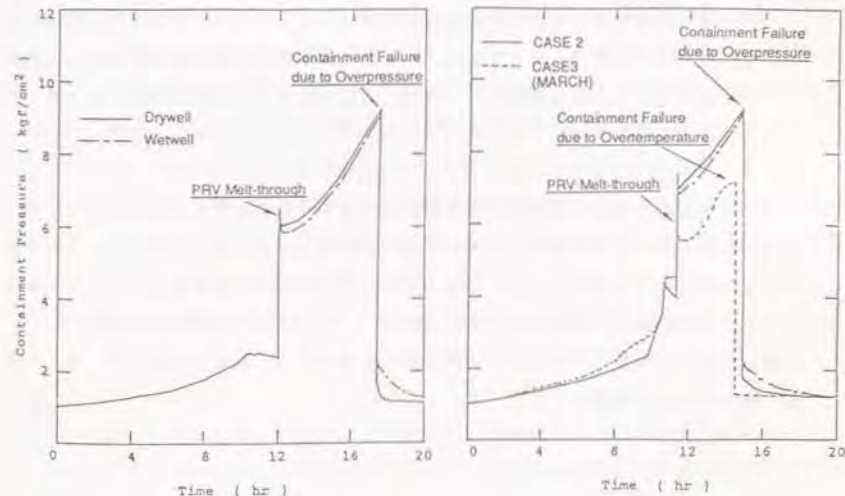
- ①原子炉再循環ポンプ、給水ポンプは事故開始と同時にトリップ
- ②原子炉隔離時冷却系（RCIC）とタービン駆動高圧注入系（HPCI）は、事故開始後7時間して蓄電池が消耗するまで正常作動
- ③交流電源喪失のため格納容器スプレイは不作動
- ④ドライウェル床の水は原子炉ベデスタルに流入（ウェット・キャビティ）

両コードの入力データは、できるだけ一致するように作成したが、コードの特徴を失わせるような場合は、それは比較対象そのものであるとして、あえて一致させなかった。例えば、両コードの通常の使用法に従い、THALES-CV2ではベデスタルをひとつのコンパートメント（従属コンパートメント）として扱い、MARCHではベデスタルはドライウェルの一部として扱った。

ケース1はTHALESの、ケース3はMARCHの標準的な使い方であるから、ケース1とケース3の比較によりTHALESとMARCHの結果の全体としての相違を知ることができる。また、ケース2は原子炉冷却系内事故進展は共通にしているから、ケース2とケース3の比較によりTHALESとMARCHの格納容器内事故進展モデルの相違によって生じる影響を知ることができる。

第3-17図は両コードが計算した格納容器圧力変化である。3つのケースの間での圧力応答は極端には違っていないものの、計算結果には幾つかの顕著な違いがある。特に大きな違いとして、以下のような格納容器破損モードの違いと格納容器破損までの時間の違いが挙げられる。

- ①THALES-CV2の解析では、格納容器破損モードはケース1、ケース2とも過圧破損である。一方、ケース3のMARCHの解析では、破損モードは過温破損である。MARCHでは原子炉ベデスタル内の炉心融体を金属層と酸化物層の二層に分けていて、軽い方の層が上側に来るモデルを採用している。各層の密



(a) ケース1

(b) ケース2及びケース3

第3-17図 THALES-CV2とMARCHの比較 - BWRの全交流電源喪失シーケンスでの格納容器圧力

度はコンクリート分解物の流入により時間依存で変化する。上下二層の密度が逆転すると、層の入れ替えを行うが、この時、層間の伝熱を考慮しないので、極めて高温の層が上側に来ることがある。ケース3の解析では、この層から格納容器内気体への伝熱で過温破損が起きている。

- ②原子炉冷却系内での事故進展は、THALES-BMとBOILで著しく違っており、それが格納容器圧力の上昇速度と格納容器破損までの時間に大きな影響を及ぼしている。

この他の違いとしては次のようなものがある。ただしこれらは、両コードの比較解析以前から分かっている定性的な相違である。

- ①THALES-CV2コードは、ベント管内外の水位差を考慮するモデルになっているため、ドライウェルの圧力と圧力抑制プールの圧力に差が見られる。MARCHコードは、ベント管や真空破壊装置のモデルがないため、このような差は生じない。
- ②ドライウェル破損直後に、THALES-CV2コードは、圧力抑制プールの減圧沸騰と液層領域からの気泡の離脱を考慮しているため、格納容器圧力は瞬時には大気圧まで下らない。MARCHコードは、格納容器の中の水の存在を圧力計算で無視するため、圧力抑制プールの減圧沸騰は起きず、格納容器圧力はただちに大気圧まで低下する。

両コードの間では計算結果にいくらか相違があるが、炉心溶融事故解析コードは、あまりに多くの計算モデルを有しているので、系統的な比較は容易でない。本節で述べた比較解析も十分詳細なものとはなっていない。詳細かつ系統的なソースタムコードの比較は、3.1節に述べたように、後になって、当時我が国で使用可能であったTHALES/ART, STCP, MAAPの3つのコードを対象として、多くの機関の協力によって実施された。

3.5 コードの評価・検証解析の結論

上述のように、THALES各コードについて、計算コードの評価・検証を進めるための解析を行った。その結論はつぎのようにまとめられる。

(1) THALES-MコードによるPBF/SFD実験の解析

PBF/SFD実験のうち、スコーピング試験と1-1試験を対象として、両試験における熱バランスの検討、手計算によるスコーピング試験の解析、THALES-Mコードによる両試験の解析を行った。一連の解析の結果、両試験における被覆管温度の変化の支配因子について理解が得られると共に、THALES-Mコードの検証も進んだ。

両試験における熱バランスや被覆管温度変化について得られた知見は次のとおりである。

- ①スコーピング試験、1-1試験、実炉の炉心溶融事故において、被覆管温度上昇を支配する因子はそれぞれ全く異なっている。
- ②スコーピング試験では、被覆管温度が1,200°Cを超えた領域でも、実験の最後近くまで被覆管温度の急上昇が起きなかった。これは、この試験では崩壊熱の代りにそれよりずっと大きな量の核分裂熱を使っており、また、その冷却のために試験部下方から大流量の冷却材注入が続けられたため、それらに比べてジルカロイの酸化反応熱が顕著にならなかったためであると解釈された。
- ③スコーピング試験の最後に起きた被覆管温度の急上昇は、加熱部下方の、それまでジルコニウムの酸化反応が殆ど起きていなかった部分で、極端に激しい酸化反応が起きたためと解釈された。
- ④1-1試験では、実測データ間で満足されるべき関係が満足されておらず、実験における計測が正しいものであったかどうか疑問がある。

一方、THALES-Mコードの検証という観点では、以下のように言える。

THALES-MコードによるPBF/SFD実験の解析では、特にスコーピング試験の解析において、計算結果と実験結果は極めて良い一致を示している。しかしながら、第3-1表で示したように、スコーピング試験、1-1試験、実炉の事故条件において、被覆管温度上昇を支配する因子は、それぞれ全く異なっている。また、SFD実験解析に使われたTHALES-Mコードは、実炉の炉心溶融事故

解析用のコードとは多少異なる計算モデルを有している。従って、SFD実験解析によって、THALES-Mコードが直接的に検証されたとは言えない。しかしながら、実験に現われた様々な温度挙動は、解析結果によって定性的あるいは定量的にうまく説明することができている。著者は、これをもって、THALES-Mコードの検証が「進んだ」と考えている。

(2) THALES-BMコードとRETRANコードの比較解析

Browns Ferry 1号機 (BWR) を対象として、同一の事故シーケンスにおける原子炉冷却系内事故進展を、THALES-BMコードとRETRANコードを用いて解析し、結果を比較した。RETRANコードは設計基準事象解析のための詳細な熱水力コードであり、広範に用いられているものである。

この比較解析では、事故進展ができるだけ異なるものとして、大破断LOCA、小破断LOCA、全交流電源喪失に始まる6つのシーケンスを選定した。比較解析の結果は次のとおりである。

- ①全交流電源喪失に始まるトランジェント・シーケンスについては、2ケースの比較解析を実施したが、いずれのケースも両コードの解析結果は極めて良く一致した。
- ②小破断LOCAに始まるシーケンスについては3ケース、大破断LOCAに始まるシーケンスについては1ケースの比較解析を実施した。これらのケースでは、両コードの計算結果の相違はトランジェント・シーケンスの場合よりは大きかったものの、炉心溶融事故時に予測される諸現象の有する不確かさと比べれば、顕著でないものであった。
- ③計算時間は、トランジェントの場合を例にとると、RETRANコードはほぼ物理時間と同程度のCPU時間を要したが、THALES-BMコードは物理時間の約100分の1程度のCPU時間しか要しなかった。

これにより、THALES-PM、THALES-BMコードのために考案した原子炉冷却系内流動計算手法が、炉心溶融事故解析のためには十分な精度と高速性を有することが確認された。

(3) THALES-CV2コードとMARCHコードの比較解析

Browns Ferry 1号機 (BWR、Mark I型格納容器) を対象として、全交流電源

源喪失事故シーケンスにおける格納容器内事故進展を、THALES-CV2コードとMARCHコードを用いて解析し、結果を比較した。両コードの解析結果は、定性的には類似のものであったが、幾つかの顕著な違いがあった。例えば次のようなものである。

- ①格納容器の破損モードは、THALES-CV2では過圧破損、MARCHでは過温破損であった。これは、原子炉ベデスタル内に落下した融体のモデル化の違いによると判明した。
- ②格納容器圧力の上昇速度も両コードで異なった。これは、原子炉冷却系の事故進展がTHALES-BMとBOILで著しく異なっていることによる。

この比較解析により、両コードの相違点とそれが格納容器圧力変化に及ぼす影響について理解が進んだ。ただし、炉心溶融事故時に格納容器圧力に影響を及ぼす現象・事象は数多くあり、必ずしも系統的な比較にはならなかった。