130. 炉心溶融事故時熱水力解析コード・システム THALES の開発, (I)

コード・システムと計算モデルの概要

阿部 清治*, 西 誠*, 渡辺 憲夫*, 工藤 和夫**

(1984年 7月13日 受理)

(1985年 1月4日 再受理)

*Development of Computer Code System THALES for Thermal-Hydraulic
Analysis of Core Meltdown Accident, (I)*

Outlines of Code System and Analytical Models

By Kiyoharu ABE, Makoto NISHI,
Norio WATANABE and Kazuo KUDO

THALES is a computer code system for the thermal-hydraulic analysis of the core meltdown accident which is the risk-dominant accident of LWR's. Its first version was developed for the PWR analysis, which uses THALES-P for primary system thermal-hydraulics, THALES-M for core heatup and meltdown, and THALES-CV for containment temperature and pressure response. Several program libraries were also developed not only for THALES but for general usage.

A new analysis technique of hydraulics in the primary cooling system was developed and used in THALES-P with aiming at accurate estimation of water level in water-steam mixture and shorter computer time, which are necessary for the core meltdown analysis.

This report describes the outlines of the THALES code system, as well as the mathematical modeling and sample run results of the above-mentioned codes. Further are discussed the importance of the mixture levels and the necessity of the core slumping models.

KEYWORDS: *probabilistic risk assessment, accident analysis, meltdown, thermal hydraulics, computer codes, core heatup, containment pressure, PWR type reactors, accuracy*

I. はじめに

確率論的リスク評価では、原子炉の公衆に対するリスクは、ある事象が発生する頻度とその事象がもたらす影響の積の、全事象についての総和であると定義される。そして、1975年に「原子炉安全研究(RSS)」⁽¹⁾が公表されて以来、原子炉のリスク(平常時の放射能放出によるリスクを含む)のほとんどは「炉心溶融事故」によるものであると考えられている。RSSでは、設計限界を越す苛酷な事故はすべて炉心溶融事故と呼んでおり、その中には、部分的な炉心損傷にとどまる事故から、圧力容器(RPV)の溶融貫通から格納容器破損に至る事故まで、広範な事故シーケンスが含まれる(本報

もこの定義に倣う)。したがって、原子炉の確率論的リスク評価は、炉心溶融事故の各シーケンスについて、その発生頻度と事故の影響の大きさを評価することに着目する。

炉心溶融事故の解析・評価の手順は Fig. 1 に示す通りである。事故シーケンスを仮定した後、

- (1) その事故シーケンスの発生頻度評価
- (2) その事故シーケンスの影響評価

を行う。前者は、フォールト・ツリー等の手法を用いて、事故シーケンス中に現れる各種安全系の信頼性解析を行うことにより達成される。後者は、

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

** 日本エヌ・ユー・エス(株)(Japan NUS Co., Ltd.)

Fig. 1 Procedure for probabilistic risk assessment of core meltdown accident

- ①プラント内での事故進展解析
- ②プラント内での核分裂生成物(FP)移行解析
- ③環境*中のFP移行解析

に分けられる。①では、仮定された事故シーケンスに沿って炉心・1次系・格納容器の熱水力解析を行い、その結果としてRPV 溶融貫通や格納容器破損の有無を判定する。②では、①で計算された熱水力条件のもとで、炉心・1次系・格納容器内でFPの発生・沈着・移行を解析し、格納容器破損部から環境中へのFP放出量（いわゆる事故時ソースターム）を計算する。この事故時ソースタームを基に、③の環境中のFP移行解析により、その事故シーケンスでの公衆の被曝線量が評価される。

この炉心溶融事故の解析・評価のために、日本原子力研究所リスク評価解析室は、各種安全系等に対するシステム信頼性解析と、プラント内での事故進展およびFP移行解析のための計算コード群を開発・整備してきた⁽²⁾⁽³⁾。

1次冷却材の喪失に始まり、炉心の温度上昇・溶融落下、RPV 溶融貫通から格納容器破損に至る事故進展を解析するコードとしては、米国の Battelle Columbus 研究所が RSS の成果に基づいて開発した MARCH コード⁽⁴⁾、西独の KESS コード⁽⁵⁾、米国原子力業界の MAAPコード⁽⁶⁾がある。しかしながら、MARCH の第1次版(MARCH-1)を除き、これらのコードはいずれも非公開である。著者らはMARCH-1を導入・整備し、その内容分析を行なった結果、水位モデルや溶融燃料落下モデル等に改良すべき点が多いと判断した。そこ

で著者らは、1981年以降 THALES なるコードの開発を行なってきたが、今回 PWR に対する第1次版の開発を終了した。本報ではコード・システムと計算モデルの概要を説明し、計算例を紹介する。

II. コード・システムの概要

1. 想定する事故の進展

炉心溶融事故のシーケンスは、起因事象や各種機器の作動や不作動により著しく異なるが、THALES の想定する事故の進展は概略次のようなものである。

- (1) 1次冷却系圧力バウンダリーの破断や、安全弁・逃し弁の誤開による1次冷却材の直接流出(ブローダウン)、あるいはトランジェント時の1次冷却系除熱不良による沸騰喪失(ボイルオフ)により、1次系内冷却材インベントリが減少する。ECCS等の適切な冷却機能が働かないと、遂には炉心が冷却材水位上に露出する。
- (2) 燃料棒は水位上に露出した部分から順次温度上昇する。温度が十分高くなると、被覆管材のZrが蒸気と反応して水素を発生する。この反応は発熱反応であり、燃料棒温度はさらに上昇する。このため、まず酸化していないZrや、 UO_2 とZrの共晶体**が溶融落下(メルトダウン)する。また、酸化ジルコニウムや UO_2 は、溶融しなくとも健全形状を保てなくなって落下する。健全形状を失った燃料棒部分が下方に落下すると、RPV 下方に残っていた水は蒸発し、また、炉心支持板やRPV 底部鏡板は高温化して強度を失う。RPV 底部が溶融貫通(メルトスルー)すると、炉心融体は溶融した構造物と共に原子炉キャビティに落下する。
- (3) 格納容器内では、1次冷却材のブローダウンによる高温蒸気の流入、融体がコンクリートを分解することによる気体発生、水素**の燃焼等により、温度・圧力が上昇する。格納容器スプレイ系等の工学的安全施設による冷却が十分でなければ、格納容器の破損が起き、格納容器内気体は環境に流出する。

2. 予備解析による重要パラメータの抽出

THALES の開発に当たっては、本格的なコード開発

* プラント外の人体に至るまでのFP移行経路を総称して「環境」と呼ぶ。

** 高温化では UO_2 とZrが融点の低い共晶体を作ることが知られている。

** 炉心でのジルコニウム酸化反応によるほか、コンクリートの熱分解で発生する水蒸気が融体中の金属を酸化する際にも水素が発生する。

に先立ち、簡単な炉心温度上昇計算プログラムを作成し、その感度解析を通じて RPV 内事故の進展に大きな影響を与えるパラメータの抽出を行なった⁷⁾。その主要な結論は次の通りである。

(1) 炉心部で、水位下での FP 崩壊熱は水の蒸発に使われ、この蒸発による蒸気流が水位上の燃料棒をある程度冷却する。水位が低下すると蒸気発生量が低下する一方で燃料棒の水位上露出部分が長くなるので、温度上昇が著しくなる。このように、炉心の温度上昇には炉心水位が支配的影響を持ち、原子炉が停止した後では、水位が炉心有効長の約55%以上ありさえすれば^{*}、崩壊熱レベル等の他のパラメータに関係なく炉心溶融は起きない。

(2) 被覆管の酸化反応熱は、相当大きな熱除去メカニズムがない限り、その位置の被覆管およびベレットを溶融させるほど大きなものである。このため、ある部分の被覆管が完全酸化するより早く、その部分の燃料棒は健全性を失ってしまう。したがって、炉心溶融落下モデルなしには、炉心溶融事故時の被覆管温度、酸化量、水素発生量等を評価するのは困難である。

(3) それ以外のパラメータ、例えば1次系圧力や燃料棒表面熱伝達率、ジルコニウム酸化反応速度等は、相対的に結果に対する影響が小さい。

この解析は、炉心水位が燃料棒温度上昇にとって重要であることを示したが、1次系各部の水位は他の面でも重要である。例えば、ブローダウン時の流動解析では、配管ノズルや破断口と水位の上下関係が流動計算自体に大きく影響する。また、FP が加圧器逃し弁から放出されるような事故シーケンス(例えば TMI 事故)では、加圧器水位が1次系での FP 除去量の評価に重要になる。

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) 複数ボリュームで水位を考えられる1次系流動計算モデルを有すること

(2) 炉心の溶融落下モデルを有すること

それぞれのモデルについては、第Ⅲ-1、-2節で説明するが、従来用いられてきた MARCH コードとの相違点をまとめると Table 1 のようになる。

3. コード・システムの構成と各コードの機能

THALES コード・システムは、第Ⅱ-1節のように想定した事故の進展に沿って熱水力解析を行い、炉心溶融開始、RPV 溶融貫通、格納容器破損等の諸事象の起

Table 1 THALES と MARCH の水位および炉心溶融落下モデルの比較

	THALES	MARCH
水位モデル	1次系を複数ボリュームに分割し、各ボリュームでは水平方向断面積の高さ方向変化を考慮して水位を計算する。	1次系全体を水平断面積一定の円筒で模擬し、その中に水位を1つだけ考える。
炉心溶融落下モデル	溶融した燃料ノードを実際に下方に移動させ、移動した先で他の燃料ノードや冷却材との熱交換を考慮する。	溶融した燃料ノードにさらに熱が加わった場合、余剰熱を入力オブションに従って上下左右の隣接ノードに移動させる。

きる時刻や、事故時ソースターム評価に必要な炉心・1次系・格納容器の熱水力状態を計算することを目的とする。

THALES は、Fig. 2 に示すように、4つの計算コードとそれを支えるプログラム・ライブラリーからなる。各計算コードの機能は次の通りである。

THALES-P: PWR の1次系熱水力

THALES-B: BWR の再循環系熱水力

THALES-M: 炉心の温度上昇・溶融落下

THALES-CV⁽⁸⁾: 格納容器の温度・圧力応答

ここで、THALES-M および THALES-CV は PWR, BWR 兼用である。また、各プログラム・ライブラリーの機能は次の通りである。

UCL 2⁽⁹⁾: 単位換算

LOGIC 1⁽¹⁰⁾: 計測・制御系モデル化

SPLPACK 1⁽¹¹⁾: 計算結果プロット

PROPMG: 蒸気等、気体の物性値

PROPMT: 構造材の物性値

HEATCOR: 発熱・伝熱実験式

FLOWCOR: 二相流動実験式

これらプログラム・ライブラリーは、THALES 以外への適用も考え、汎用プログラムとして整備した。

Ⅲ. PWR用各コードの計算モデル

1. 1次系熱水力計算コード THALES-P

THALES-P は、PWR の1次系および2次系の熱水力計算コードである。主たる対象は小破断 LOCA や

* 軸方向発熱分布が著しく上方に偏っている場合はこれより多少高くなる。

Fig. 2 Codes and program libraries of THALES code system

比較的現象の緩やかなトランジェントである*。

流動計算モデルは、第Ⅱ-2節で述べたように1次系各部の水位挙動を精度よく表現できることが重要と考えられるが、一方で、リスク評価は数多くの事故シーケンスを解析する必要がある上、炉心溶融事故は長時間のトランジェントになることが多いので、計算速度が速いことも要求される。このような、水位と計算速度という2つの条件を満足させるために、THALES-Pでは新しい流動計算手法を開発した。まず、この手法の概念を説明する。

THALES-Pでは、PWRの1次系と各ループの2次系それぞれを1つの閉じた空間と考え、これらを「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量を定義するためのものであり、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 個の領域が存在する時、ボリューム i の圧力 P_i は、ボリュームの体積 V_i とボリューム中各領域の質量 $M_{i,n}$ 、比エンタルピー $h_{i,n}$ との関数として、次式

で表わされる。

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

v : 流体の比体積

ここで、ボリューム中の流体が均質の場合は $N=1$ 、RELAP 4/Mod 7⁽¹²⁾の非平衡モデルのように気相・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(1)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-P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。

$$V_{\text{SYS}} = \sum_{i=1}^I \sum_{n=1}^2 M_{i,n} \cdot v(P, h_{i,n}) \quad (2)$$

I : システム中のボリューム数

(2)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 $\sum_{n=1}^2 M_{i,n} \cdot v(P, h_{i,n})$ 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により決定する。

(1)と(2)式とを比べればわかるように、THALES-P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

* THALES-Pは大破断 LOCA にも適用可能ではあるが、大破断 LOCA の場合は1次系内圧力が一様でない等 THALES-P のモデルで取り扱いにくい点がある一方、水位の重要性が低いので、必ずしも最適のコードではない。

る。ノード・ジャンクション型モデルでは、時間ステップの最大長さがボリュームの最小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、Fig. 3 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の液相領域から水が流れ出ているとする。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)式に従いシステム体積を保存するように決定する。

Fig. 3 Concept of THALES-P hydraulics model

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。Fig. 3 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の流れが生ずるが、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。

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。

Fig. 3 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、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。

THALES-P の計算流れ図は、Fig. 4 に示す通りである。入力データを読み込み、定常計算を終えた後、各時間ステップの計算を行う。

最初に、各領域で質量・熱量の出入り量を計算する。考慮するのは次の5項目である。

- (1) 破断口や逃し弁からの冷却材の流出
- (2) ECCS 注入
- (3) 炉心での燃料棒から冷却材への伝熱

Fig. 4 THALES-P logical flow diagram

(4) 蒸気発生器での1次系・2次系間の伝熱

(5) 各ボリューム内での構造物・冷却材間の伝熱

こうして各領域の質量・熱量を更新した後、前述した手順に従い、システム圧力、ジャンクション流量、相分離量、水位を決定し、1つの時間ステップの計算を終了する。

事故現象の進展を解析することだけが目的の場合には、THALES-Pは炉心上端露出までを対象とし、それ以後のRPV内計算はTHALES-Mが担当する。1次系内FP挙動のための熱水力条件を用意することまで目標とする場合には、THALES-PとTHALES-Mを結合したコードTHALES-PMを用い、事故開始からRPV底部融蝕貫通までの炉心・1次系熱水力を解析する。

2. 炉心温度上昇・溶融落下解析コードTHALES-M

THALES-Mは、炉心の温度上昇および溶融落下

と、それに引き続く炉心支持板の損壊、RPV底部の溶融貫通を解析するものである。

同コードの計算体系は、炉心、炉心支持板、RPV底部鏡板の3つの部分からなる。炉心は半径方向に幾つかの領域に分割し、各領域中の燃料棒は同一の熱的応答をすると仮定して、代表燃料棒とそれを取り巻く流路で表わす。燃料棒および流路は軸方向にノード分割する。燃料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。燃料ノードが損壊すると、そのノードを“デブリ・ノード”と呼び、温度も1点で表わす。炉心支持板およびRPV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。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“コリウム”と呼び、温度も1点で表わす。

THALES-Mは、Fig. 5に示すように、事故の進展を次の(1)～(6)のように想定する。

Fig. 5 Accident progress assumed by THALES-M

- (1) 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。水位が十分高い間は、水位下での沸騰量が大きく、したがって水位上での蒸気流量が大きく冷却能も大きいため、燃料温度が著しく高温になることはない。
- (2) 水位が一層低下すると、冷却能不足による温度上昇にジルコニウム酸化反応熱が加わり、燃料温度は著しく高くなる。炉心ノードは次の2つの条件のうちどちらかに該当す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。

- (3) ノードの損壊が起きると、損壊ノード(デブリ・ノード)は落下し始める。落下モデルはFig. 6に示すように次の7種用意されており、そのうちの1つを入力で指定する。

- ①元の位置のままで動かない
- ②損壊ノードの直下位置に落下
- ③損壊ノードの直下スペース位置に落下

Fig. 6 THALES-M meltdown models

- ④水面直下のノード位置に落下
- ⑤水面直下のスペーサ位置に落下
- ⑥炉心支持板上に落下
- ⑦RPV底部に落下

ただし、同一高さには健全ノード・損壊ノード合わせて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、等の諸条件を考慮する。

- (4) 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、全炉心崩壊が起きたと仮定し、健全ノード・損壊ノードすべてまとめてコリウム・ノードとし、それを炉心支持板上へ（溶融落下モデルが⑦の場合はRPV底部へ）落下させる。
- (5) 炉心支持板の損壊を判定し、損壊が起きると支持板上のコリウムと支持板材を合わせた新しいコリウムがRPV底部に落下する。
- (6) RPV底部鏡板の温度や応力を考慮してその損壊を判定する。鏡板の損壊が起きると、鏡板上のコリウムと鏡板を合わせた新しいコリウムが原子炉キャビティに落下する。この時RPVの内圧が高ければ、RPV内に残っていた気体・液体も流出する。

THALES-Mの計算はRPV底部の溶融貫通で終了し、それ以後の原子炉キャビティでのコリウム-コンクリート反応はTHALES-CVを用いて解析する。

THALES-Mの計算手順をFig. 7に示す。入力デ

Fig. 7 THALES-M logical flow diagram

ータを読み込み、定常計算を終えた後、次のような手順で各時間ステップの計算を行う。

- (1) 各ノードの崩壊熱を計算する。
- (2) RPV 底部鏡板と(もしあれば)その上のコリウムの温度を計算する。
- (3) 炉心支持板と(もしあれば)その上のコリウムの温度を計算する。
- (4) 水位より下の炉心ノードの温度を計算すると共に沸騰量を計算する。
- (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、相分離量等を計算し、水位を更新する。
- (7) 炉心各ノード、炉心支持板、RPV 底部の損壊判定を行い、損壊したものは落下モデルに従って落下させる。

3. 格納容器温度・圧力応答解析コード

THALES-CV

THALES-CV は炉心溶融事故時の格納容器の温度・圧力を計算して格納容器の健全性を評価するものである。本コードが対象とするのは、PWR, BWR の格納

Fig. 8 Sample nodalization of BWR mark-II containment

Fig. 9 Sample nodalization of PWR dry containment

容器内自由空間全体であり、それを Fig. 8 および Fig. 9 に示すようにボリューム分割する*。

流動計算は、THALES-P で開発したモデルを一部変更して用いている。変更点は次の通りである。

- (1) THALES-CV ではシステム内にループを許さない。
- (2) THALES-CV では多成分気体を扱える。
- (3) THALES-CV の扱う質量・熱量の出入りモデルは THALES-P と異なっている上、その数もはるかに多い。

THALES-CV の考慮する質量・熱量出入りモデルは次の10種である。

- (1) 1次系破断口からの冷却材流量
- (2) 原子炉キャビティでのコリウム-水反応およびコリウム-コンクリート反応
- (3) 格納容器スプレイ系による冷却
- (4) RPV 底部溶融貫通後の ECCS の作動
- (5) 格納容器ファン・クーラーによる冷却
- (6) 格納容器内強制換気
- (7) 格納容器壁および格納容器内構造物壁への伝熱
- (8) 可燃性ガスの燃焼
- (9) アイス・コンデンサによる冷却
- (10) 格納容器破損口からのリーク

これらの計算プログラムは各項目ごとにサブルーチン化されているので、今後必要に応じてより詳細なモデルと差し替えることができる。

IV. PWR 用各コードの計算例

1. 計算対象

THALES のサンプル計算として、4 ループPWR, ドライ格納容器を対象に、1次系加圧器 逃し弁開固着に始まるトランジェントを、各コードを用いて解析した。主たる計算条件は次の通りである。

- (1) 計算体系は原則として Indian Point 3号機(ウェスチングハウス型PWR)のデータを用いた。ただし、コードの性能評価のために実データを次のように変更した。

- ①TMI事故との類似性を高めるため、加圧器サージ管はホットレグを途中まで立ち上がったところに取り付けた。
- ②ドライ・キャビティとしての挙動を見るため、格納容器床から原子炉キャビティへの冷却材の流入を阻止した。

* THALES-CV では、このボリュームを「コンパートメント」と呼んでいる。

- (2) 原子炉はトランジェント開始時にスクラム, E CCSは不作動, 格納容器ファン・クーラーはトランジェント期間中作動と仮定した。格納容器スプレイ系作動設定圧は38 psi (2.67×10^4 kg/m²)とした。
- (3) RPV内計算は, 炉心上端露出までは THALES-P, それ以後 RPV 底部溶融貫通までは THALES-Mを用いた。各コードの計算結果は後続のコードの入力データとして用いた。

2. THALES-P の計算結果

THALES-P の計算結果を Fig. 10 に示す。上図は1次系の圧力, 下図は1次系各部の水位と各ボリュームの位置関係を示すものである。図でホットレグ, コールドレグはそれぞれ蒸気発生器(SG)伝熱管も含んでいる。A~D 4 ループのうち, 加圧器はA ループについている。この例では, B~D 各ループの計算結果は全く同じなので, C, D ループの水位は示していない。計算したトランジェントは次の通りである。

Fig. 10 THALES-P sample run results

トランジェント開始直後に, 逃し弁から気体が流出して1次系圧力は急低下する。最初加圧器で, 次いで炉心・上部プレナム・ホットレグで減圧沸騰が起き, 加圧器水位は急上昇する。ホットレグから加圧器への液体の流入により, 加圧器水位は加圧器頂部に保たれ, 放出流が液相流となって1次系圧力は安定する。

各ループの水位は, 最初のうちは自然循環が成立しているのので, ループの頂部(この場合は SG 伝熱管頂部)に保たれる。自然循環が切れた後は, 各ループで

ホットレグ側の水位の方がコールドレグ側水位より高く保たれながら水位が低下する。水位の低下速度は, 最初A ループの方がB ループより速いが, これはB ループはほとんど流れがないので, 炉心で発生する気泡が流れ込まないからである。しかしながら, A ループの方は, 水位がホットレグから加圧器へのサージ管位置まで下がると, それ以後は気体も流出するので水位の低下は止まる。

炉心シュラウド内水位は, 最初圧力容器頂部にあっ

たものが、気泡発生で単調に低下する。水位がホットレグ・ノズル高さまで低下した後は、長時間その位置に保たれる。Aループに水がなくなった後は、炉心シェラウド内外水位とも低下し始め、炉心露出となる。炉心露出後は沸騰量が減少するため1次系圧力が顕著に低下し始める。

この計算結果は、ジャンクション高さと水位の上下関係で各部の水位がどう変わるかを、定性的ながらよく表現しており、また加圧器水位挙動はTMI事故時の水位挙動と比較して妥当なものであると推論できる。一方、このサンプル計算では、1次系を11ボリューム、2次系を各1ボリュームの、計15ボリューム(30領域)としているが、使用CPU時間は80minのトランジェントに対してFACOM-M 380計算機で5min以下である。したがって、緩やかなトランジェントで、リスク評価で要求される精度に対しては、「水位挙動を高速で計算する」という当初目的を達成したと考えている。

3. THALES-M の計算結果

THALES-M の計算結果をFig. 11に示す。上図は水位と水素発生割合、下図は各ノードの温度変化を表わ

す。この例では、炉心は軸方向24ノードに分割してあり、下方から9番、15番、21番の被覆管温度を表示している。被覆管は $2,300^{\circ}\text{C}$ になると損壊する(デブリ化する)とし、落下モデルは2番(直下ノードに落下)を用いているが、デブリ・ノードの落下温度を十分低くしているの、いったんデブリ化したノードは短時間内に炉心を通り抜けて炉心支持板上まで落下する。計算したトランジェントは次の通りである。

燃料被覆管は水位上に露出した順に温度上昇し始める。21番ノードの温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ を越えたあたりから急上昇しているのはZrの酸化反応によるものである。15番、9番ノードはそれより低い温度で温度が急上昇しているが、これは上方から落下してきたノードから熱を受け取ったためである。

88minごろに、損壊した炉心ノードの割合が一定値(この例では75%)を越え、全炉心崩壊が起きて炉心コリウムが炉心支持板上に落下する。この時、炉心支持板より上方に残っていた水は全量蒸発し、コリウム温度はある程度低下する。炉心支持板は、コリウムからの熱で急速に温度上昇して短時間で損壊する。

炉心支持板が損壊すると、支持板上にあった炉心コ

Fig. 11 THALES-M sample run results

リウムと損壊した支持板が1つの新しいコリウムとなって RPV 底部に落下する。RPV 内の水は短時間内に蒸発してコリウムの温度は再び低下する。以後、コリウムは崩壊熱で温度上昇し、RPV 底部鏡板はコリウムからの伝熱で温度上昇する。103min ごろには RPV 溶融貫通に至っている。

炉心の溶融・落下の進行は、種々のパラメータの変化により大きく変わる。実現現象の正確な予測は実験的研究の結果を待たねばならないが、THALES-M の感度解析を行うことにより、損壊燃料の落下の進行が、炉心溶融割合や水素発生量、RPV 溶融貫通時刻等にとどの程度影響するかは評価可能になった。また、同コ

ードの性能を評価するため、米国 PBF で行われた重大燃料損傷スコーピング実験の解析を行なったが、計算温度は実測温度の変化を良く表現できた⁽¹³⁾。

4. THALES-CV の計算結果

THALES-CV の計算結果である格納容器圧力を Fig. 12 に示す。計算したトランジェントは次の通りである。

事故開始後1.5h ごろまでの圧力変化は、1次系からのブローダウン流量と格納容器ファン・クーラーの冷却によって定まる。最初はブローダウン流による圧力上昇が勝るが、ブローダウン流量が低下するにつれてファン・クーラー冷却の方が勝るようになり、圧力は低下する。

Fig. 12 THALES-CV sample run result

1.5h 付近の圧力急上昇は、全炉心崩壊とその直後の炉心支持板損壊により、RPV 下部に溜っていた水が急速に沸騰したことを示している。それから約15min 後の圧力上昇は、RPV 底部の溶融貫通による1次冷却材流出を表わしている。

RPV 溶融貫通後は、原子炉キャビティでコリウムからの伝熱によるコンクリートの熱分解が起きる。その結果発生した水蒸気とCO₂は、コリウム中を通過するときに熔融金属と反応して水素とCOに変わり気相中に放出される。2h 過ぎからの3度にわたる大きく鋭い圧力上昇は、この可燃性ガスの燃焼を表わしている。燃焼が3度起きた後は、格納容器内酸素濃度が低下し、もはや燃焼は起きなくなる。なお、最初の燃焼

時の圧力上昇で格納容器スプレイが起動している。

3.5h以降は、ファン・クーラーとスプレイによる冷却が続いているので気相温度は十分低く保たれているが、コンクリート熱分解による非凝縮性ガスの発生により圧力は単調に上昇する。8h 40min ごろに圧力上昇勾配が変化したのは、コリウム中の金属がすべて酸化物に変わり、コンクリートが分解して出来る水蒸気がもはや還元されて水素に変わることなくそのまま放出され、クーラーやスプレイにより凝縮されるようになったことを示している。

THALES-CV の計算結果は、定性的には MARCH コードと類似であるが、原子炉キャビティに水が溜らない形状の場合、RPV 溶融貫通直後の格納容器圧力

スパイクは、THALESの方がMARCHよりはるかに小さい。これは、PWRの解析でMARCHは原則として格納容器を1ボリュームとして扱うのに対し、THALESは原則として原子炉キャビティを独立のボリュームとして扱うため、キャビティ内気体が十分高温に達してしまうとコリウムから気体への伝熱がほとんどなくなってしまうからであると説明できる。

V. まとめ

以上のように、炉心溶融事故時熱水解析コード・システム THALES の PWR 用第1次版を完成した。本報に述べた結果をまとめると次の通りである。

- (1) 1次系各部の水位を高速で計算できる PWR 1次系熱水解析コード THALES-P を開発した。
- (2) 損壊ノードを下方に移動させる計算モデルを有する炉心の温度上昇・溶融落下解析コード THALES-M を開発した。
- (3) これらの計算結果を用いて炉心溶融事故時格納容器健全性を評価する THALES-CV コードを開発した。
- (4) これらのコードを用いて、逃し弁閉固着時 EC CS 不作動事故の解析を行なったところ、妥当な計算結果を得た。

THALES 開発のプロジェクト遂行に当たり、日本原子力研究所内で石川迪夫安全解析部長、飛岡利明リスク評価解析室長初め、同室の多くの方々協力・助言を得た。また、プログラミング等では、日本エヌ・

ユー・エス(株)黒純一氏ほかの方々助力を得た。これらの各氏に心からの謝意を表したい。

—参考文献—

- (1) Reactor safety study—An assessment of accident risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, (1975).
- (2) 石神 努, 他: フォールト・ツリー解析コードシステム; FTA-J 使用手引, JAERI-M 83-169, (1983).
- (3) 及川哲邦, 他: 私 信, (1983).
- (4) WOOLTON, R., AVCI, H.: MARCH (Meltdown Accident Response Characteristics) code description and user's manual, NUREG/CR-1711, (1980).
- (5) SCHMIDT, F., BISANZ, R.: The core meltdown computer program system KESS-2—Recent development and perspectives, Int. Mtg. on LWR Severe Accident Evaluation, TS-5.3, (1983).
- (6) KENTON, M., HENRY, R.: The MAAP-PWR accident analysis code, *ibid.*, TS-7.3.
- (7) 阿部清治: 冷却材ボイルオフ時の燃料温度上昇に関する検討, JAERI-M 9710, (1981).
- (8) 阿部清治, 他: 炉心溶融事故時原子炉格納容器温度・圧力計算コード THALES-CV 1 説明書, JAERI-M 83-037, (1983).
- (9) 阿部清治: 汎用単位換算プログラム・ライブラリ; UCL 2 の使用手引, JAERI-M 9592, (1981).
- (10) 渡辺憲夫, 他: 計測・制御系モデル化プログラム・ライブラリ; LOGIC 1 の使用手引, JAERI-M 84-173, (1984).
- (11) 村松 健, 他: 過渡現象の実験結果及び計算結果の編集・作図用標準プログラムパッケージ SPLPACK-1 の使用手引, JAERI-M 83-166, (1983).
- (12) BEHLING, S., et al.: RELAP4/MOD7—A best estimate computer program to calculate thermal and hydraulic phenomena in a nuclear reactor or related system, NUREG/CR-1998, (1981).
- (13) 中村典裕, 他: THALES による PBF 重大燃料損傷実験スコーピング試験の解析, 原子力学会「昭59分科会」予稿集, D13, (1984).

第17回「炉物理・夏期セミナー」テキスト 実費頒布中!!

B5判オフセット印刷, 142p. (1985).

定価 2,500円(会員特価 2,000円), 〒250円

内 容 【基礎講座】①～④確率的リスク評価Ⅰ(基礎), Ⅱ(手法, データ, 計算コード), Ⅲ(応用), Ⅳ(PRAの現状と課題)

【炉物理】⑤臨界安全研究の基礎, ⑥⑦核データファイルとその臨界実験解析への応用Ⅰ, Ⅱ

【トピックス】⑧放射線エレクトロニクスの最近の動向, ⑨受動的な固有の安全性を持つ原子炉, ⑩研究炉の最近の話題, ⑪冷中性子源とその応用

◎ご希望の方は本会事務局へ。

原子炉構造材の照射損傷評価 と線量測定

—発売中—

(「原子炉照射線量評価」研究専門委編)
(「中性子照射データ評価」)

B5判タイプオフ印刷, 376p. (1985年5月発行)

定価 8,000円(会員特価 5,000円), 〒350円

(10部以上まとめれば送費無料)

内容の詳細は「本誌」, 27[8], 711(1985)参照。

◎ご希望の方は本会事務局へ。