

- [34] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Description of the Test Facility," MXC-102, December 1979.
- [35] The ROSA IV Group, 1985, "ROSA-IV LARGE SCALE TEST FACILITY (LSTF) SYSTEM DESCRIPTION," JAERI-M 84-237.
- [36] Kumamaru, H., et al., 1989, "ROSA-IV/LSTF 5% Cold Leg Break LOCA Experiment RUN SB-CL-18 Data Report," JAERI-M 89-027.
- [37] G. B. Wallis, One-dimensional Two-phase Flow, New York: McGraw-Hill, 1969, pp. 336-341.
- [38] C. L. Tien, K. S. Chung, and C. P. Liu, Flooding in Two-Phase Countercurrent Flows, EPRI NP-1283, December 1979.
- [39] P. S. Damerell, N. E. Ehrich, K. A. Wolfe, "Use of Full-Scale UPTF Data to Evaluate Scaling of Downcomer (ECC Bypass) and Hot Leg Two-Phase Flow Phenomena," NUREG/CP-0091 Vol.4, CONF-8710111-Vol.4.
- [40] JAEA, "Final Data Report of ROSA/LSTF Test 5-1 (Primary Cooling through Steam Generator Secondary-side Depressurization Experiment SB-CL-39 in JAEA)," July 2008.
- [41] T. Mull et al., "Final Report of the OECD-PKL Project," NTCTP-G/2007/en/0009, AREVA NP, GmbH, 2007.
- [42] T. Mull et al., "Test PKL III F1.1: Inherent Boron Dilution during SB-LOCA (Break: 21cm²/145 in Cold Leg, ECC Injection by 1 HPSI Pump via Header into all 4 Cold Legs, Cooldown at 56 K/h) in a Non-German Design PWR," FANP NGTT1/05/en/05 Rev.A, December 2005.
- [43] "Experiment Data Report for LOFT Anticipated Transient Experiments L6-1, L6-2, and L6-3," NUREG/CR-1797
- [44] NUREG/IA-0072 LOFT Input Dataset Reference Document for RELAP5 Validation Studies
- [45] "Experiment Data Report for LOFT Anticipated Transient-without-Scram Experiment L9-3," NUREG/CR-2717 R2
- [46] 関西電力(株)美浜発電所 2 号機 蒸気発生器伝熱管損傷事象について, 通商産業省資源エネルギー庁, 平成 3 年 11 月

添付 1 解析コードにおける解析条件

表(1/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件		
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	炉心熱出力		
	ループ数		
	ループ全流量		
	1次冷却材圧力		
	1次冷却材温度		
	原子炉容器入口温度		
	原子炉容器出口温度		
	上部ヘッド温度		
	1次冷却材容積	炉心	
		上部プレナム	
		下部プレナム	
		ダウンコマ	
		バレルバップル領域	
原子炉容器頂部			
高温側配管			
蒸気発生器プレナム			
蒸気発生器伝熱管 (プラグ率含む)			
蒸気発生器ーポンプ間配管			
低温側配管			
加圧器液相部			
加圧器サージ管			
流路形状データ (原子炉容器寸法)	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで		
	上部炉心板下端よりダウンコマ下端まで		
	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで		
	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで		
	炉心そう外径		
	原子炉容器内径		
	入口ノズル内径		

表(2/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件	
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	流路形状データ (原子炉容器寸法)	出口ノズル内径
		炉心そう内径
		原子炉容器本体肉厚
		原子炉容器クラッド肉厚 燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで
	流路形状データ (各領域の水力的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ) 及び熱構造材データ (材質、体積、接液面積)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内 <ul style="list-style-type: none"> 入口ノズル、スプレイノズル、ダウンコマ、下部プレナム、炉心有効発熱長間、炉心パイパス、上部プレナム、ガイドチューブ、出口ノズル
		<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材配管 <ul style="list-style-type: none"> 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低温側配管
		<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材ポンプ
		<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器1次側 <ul style="list-style-type: none"> 入口プレナム、伝熱管 (プラグ率含む)、出口プレナム
		<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器2次側 <ul style="list-style-type: none"> ダウンコマ部、加熱部、ライザー部、1次気水分離器、蒸気ドーム部、主蒸気配管
圧力損失データ		加圧器
		本体、サージ管
		原子炉容器 (入口ノズル～出口ノズル間) 蒸気発生器入口～出口 ループ配管 蒸気発生器2次側
崩壊熱		

表(3/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件		
炉心データ	冷却材炉心流量	炉心流量	
		バイパス流量	
		原子炉容器頂部バイパス流量	
	炉心流路面積		
	実効熱伝達面積		
	即発中性子寿命		
	遅発中性子割合		
	減速材密度係数		
ドップラ係数			
	トリップ反応度曲線		
燃料データ	燃料集合体数		
	集合体あたりの燃料棒数		
	燃料棒配列		
	燃料棒ピッチ		
	燃料棒有効長		
	燃料被覆管外径、燃料被覆管肉厚		
	ペレット直径		
	ペレット—被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、ギャップ幅)		
	ペレット密度、濃縮度 (Pu 含有率)		
	燃料棒発熱割合		
加圧器データ	加圧器水位		
	加圧器逃がし弁 (容量、個数、設定圧力)		
	加圧器安全弁 (容量、個数、設定圧力)		
	加圧器ヒータ (作動圧力、出力)		
		加圧器水位制御系 (充てん/抽出流量)	

表(4/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件
蒸気発生器関連データ	伝熱管本数(プラグ率含む) 伝熱管外径 伝熱管厚さ 伝熱面積 伝熱管材質 伝熱管長さ 伝熱管配列 (ピッチ) 伝熱管流路面積 主給水流量 (初期) 主蒸気流量 (初期) 2次側圧力 蒸気発生器 2次側水位、保有水量 循環比 主蒸気逃がし弁 (容量、個数、設定圧力) 主蒸気安全弁 (容量、個数、設定圧力)
1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	ポンプ回転数 ポンプ揚程 RCP 定格トルク 慣性モーメント ポンプホモログラス曲線 冷却材定格密度 RCP 定格流量 RCP 摩擦トルク係数

表(5/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件
原子炉保護設備	原子炉トリップ (設定点、応答遅れ)
事象収束に重要な機器及び操作関連	ECCS 作動設定点 余熱除去系 (給水開始条件 (1次冷却系温度・圧力)、台数、容量) ECCS 注入ポンプ (給水開始 (起動遅れ時間)、台数、容量、停止条件) 蓄圧タンク (基数、保持圧力、保有水量、出口弁閉止圧力、開操作開始時刻) 補助給水ポンプ (給水開始 (起動遅れ時間)、台数、容量、パーシ体積、目標2次側水位) 主蒸気逃がし弁 (開操作開始時刻、運転員等操作に係る1次冷却系の目標温度、個数、容量) 加圧器逃がし弁 (開閉操作条件 (サブクール度、加圧器水位)、個数、容量) フィードアンドブリード運転 (高圧注入及び加圧器逃がし弁開) の開始条件 破損側 SG 隔離操作 (隔離操作開始、隔離操作対象) ECCS 停止操作 (停止条件、充てん系への切替操作) RCP からの漏えい率(定格圧力時) 漏えい停止圧力
事故条件	破断条件 (位置、口径、吹き止まり圧力) 破損側蒸気発生器の隔離失敗
停止時解析の初期条件	1次冷却材圧力 1次冷却系冷却材高温側温度 1次冷却系水位 原子炉停止後の時間 1次冷却系開口部

添付 2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスにおけるM-R E L A P 5 コードの炉心水位の不確かさについて

大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさについては ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析で得られた不確かさを適用せず、大気圧程度の低圧条件における炉心水位について試験を実施した、英国 Winfrith の THETIS 装置でのロッドバンドル試験の結果との比較により不確かさについて検討する。

1. 試験概要

THETIS 装置の概要を図 1 に示す。試験体系としては、燃料棒を模擬した発熱棒 57 本、制御棒等を模擬した非発熱棒 4 本の計 61 本を圧力容器内に設置しており、補給水を一定の割合で補給することや、試験圧力を一定に保つことができる。

また、試験条件を表 1 に示す。本試験は試験圧力として 0.2~4.0MPa の範囲において質量流束及び熱流束等を変化させ、試験を実施している。

2. 炉心水位の測定値と計算値との比較及び計算値の不確かさ

本試験の測定値とM-R E L A P 5 コードで用いられているものと同じ炉心水位モデルを用いて得られた計算値とを比較した結果が図 2 である。図 2 に示すとおり、測定値と計算値とを比較すると±10%程度の不確かさはあるものの概ね一致する結果が得られた。また、本試験における発熱棒及び非発熱棒の長さについては 3.6m と実機の燃料有効長と同程度であり、圧力等の試験条件についても運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価における実機条件を概ね包絡していることから、この試験結果の検討から得られた不確かさについては実機 PWR においても適用できると考える。したがって、大気圧程度の低圧の条件における炉心水位の不確かさとしては、炉心高さが約 4m であることから最大でも±0.4m 程度となる。

3. 参考文献

- [1] B. Chexal and G. Lellouche, A Full-Range Drift-Flux Correlation for Vertical Flows (Revision 1), Electric Power Research Institute, EPRI NP-3989-SR, 1986.
- [2] M.G.Croxford and P.C.Hall, Analysis of the THETIS Boildown Experiments Using RELAP5/MOD2, NUREG/IA-0014, July 1989

表 1 THETIS 装置でのロッドバンドル試験の条件について

試験体系	等価直径 mm	長さ m	圧力 MPa	質量流束 kg/s·m ²	熱流束 kW/m ²
61 ロッドバンドル	9.1 (約 11)	3.6 (3.66)	0.2 - 4.0 (約 0.2 - 0.4)	0.5 - 12 (約 0 - 2.1)	1.4 - 18.5 (約 4.1)

※括弧内の数値は運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策における実機条件等を記載

コラプスト水位 %	圧力 MPa				
70				2.0	4.0
60			1.0	2.0	4.0
50	0.2	0.5	1.0	2.0	4.0
40	0.2	0.5	1.0		
30	0.2	0.5			

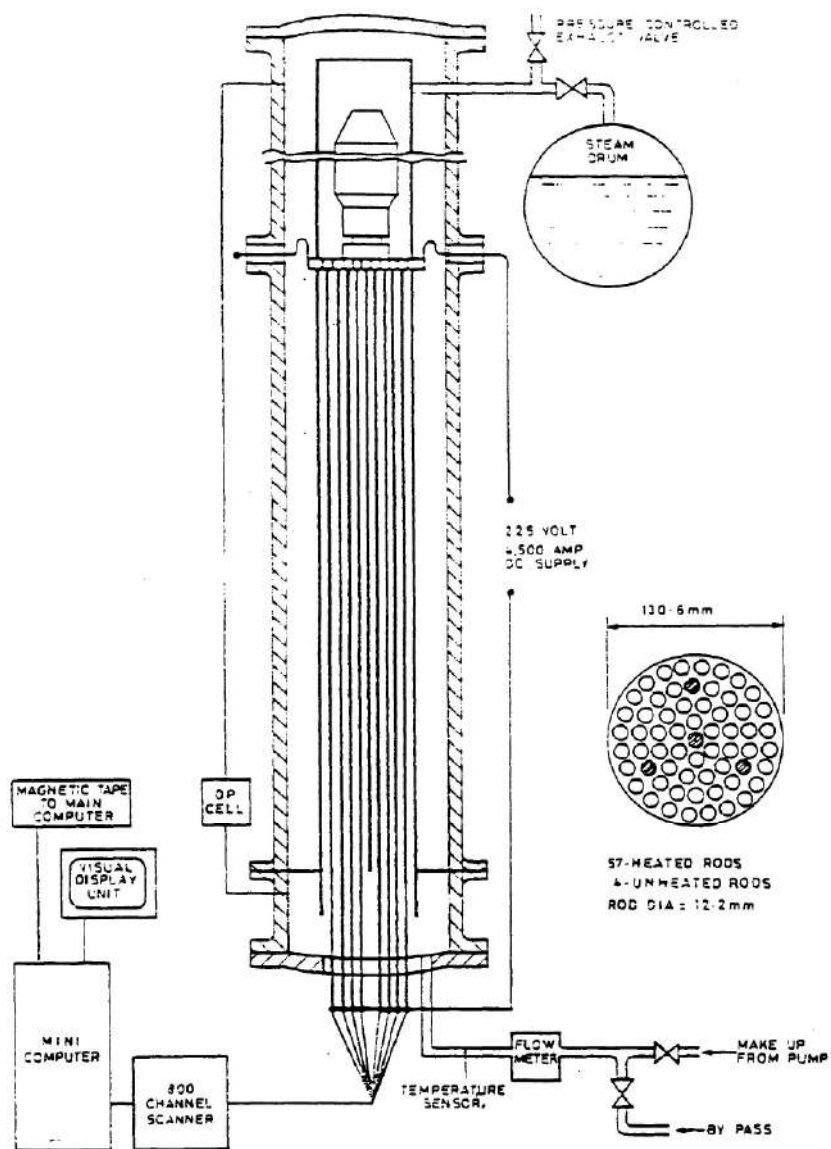


図 1 試験装置概要

EPRI FULL RANGE DRIFT FLUX MODEL

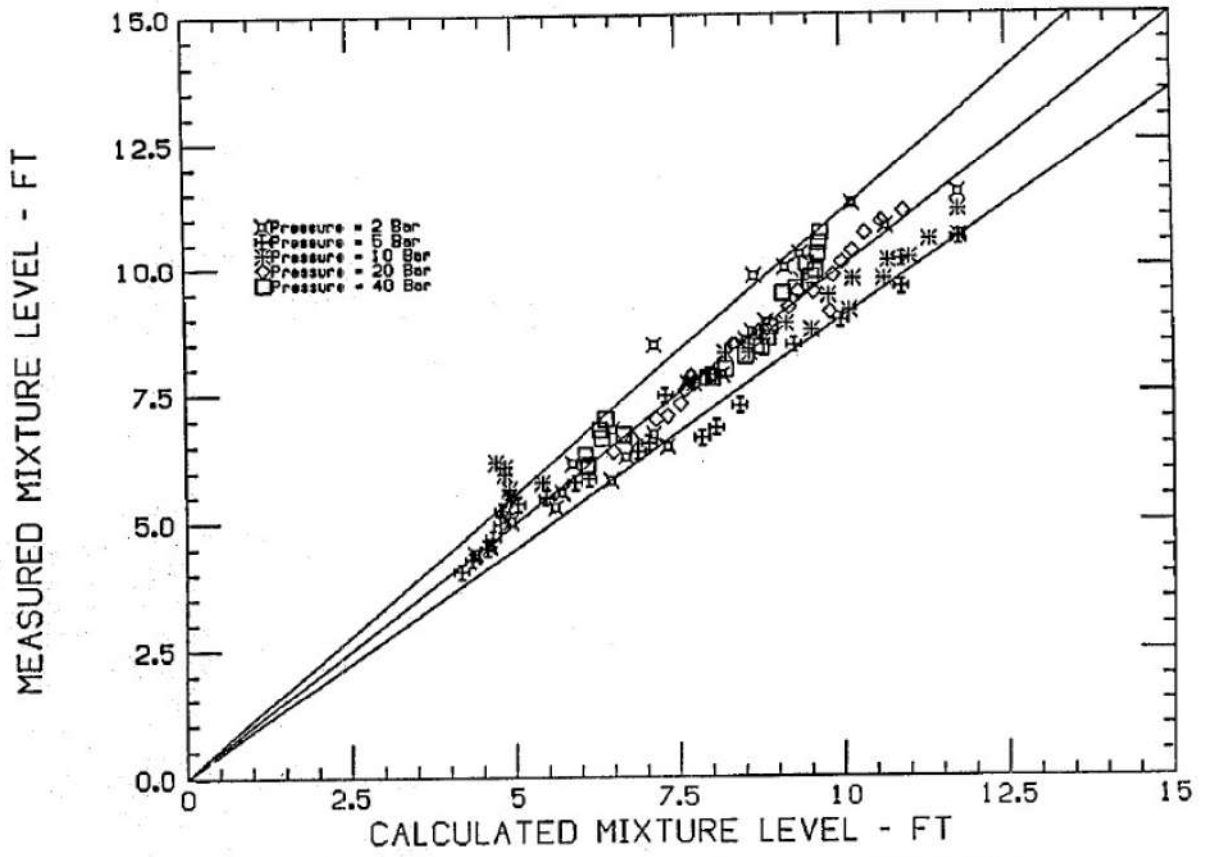


Figure 6-6. Comparison with JOWITT Data in a Heated Bundle at 2,5,10,20,40 Bars

図2 炉心水位の測定値と計算値との比較

添付 3 M-RELAP5 コードの ECCS 再循環機能喪失への適用性について

1. まえがき

本添付では、CCTF 実験で得られたデータからポスト再冠水期間の原子炉水位挙動に影響する蒸気発生器圧力損失について調査し、SA 対策有効性評価に使用するコードの適用性について検討する。なお、CCTF 実験は LOCA 再冠水期間の炉心、プラント挙動に関するデータを取得するために実施されたものである。さらに、高温側配管及び炉心のボイド率の不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさが有効性評価解析に与える影響を考察する。それらを基に、M-RELAP5 コードがポスト再冠水での水量分布について非保守的な予測をせず、ECCS 再循環機能喪失での炉心水量評価に適用できることを確認する。

2. M-RELAP5 コードによる ECCS 再循環機能喪失の評価

M-RELAP5 コードを 3 ループ PWR の ECCS 再循環機能喪失のシーケンスに適用した解析例を図 1～2 に示す。この解析の条件を以下に示す。

- ・ 3 ループ PWR を対象
- ・ 低温側配管のギロチン破断を仮定
- ・ 破断後約 19 分の再循環切替操作及びその失敗を仮定、その 15 分後に代替再循環を確立

図 1 に示すとおり、再循環切替失敗により原子炉容器内の水位が低下するが、代替再循環の確立により、水位が炉心の発熱長上端に達することなく、図 2 に示すとおり、再循環切替失敗後に炉心はヒートアップしないことがわかる。本解析により、再循環切替失敗後に炉心露出することなく、代替再循環確立の 15 分の妥当性が示されている。

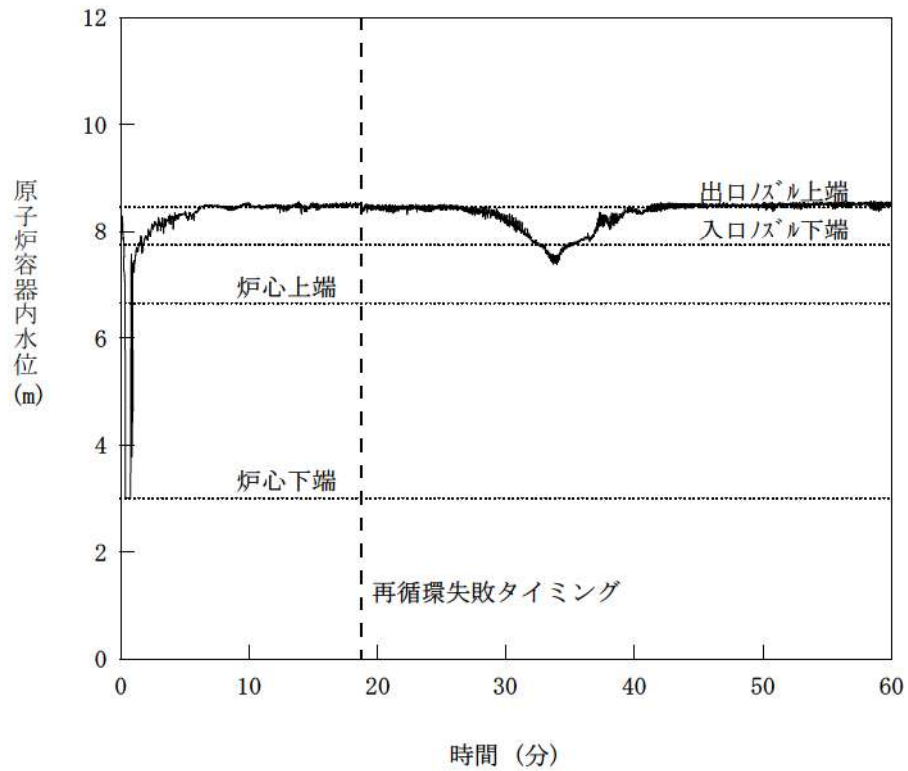


図1 3ループ ECCS 再循環機能喪失解析 原子炉容器内水位

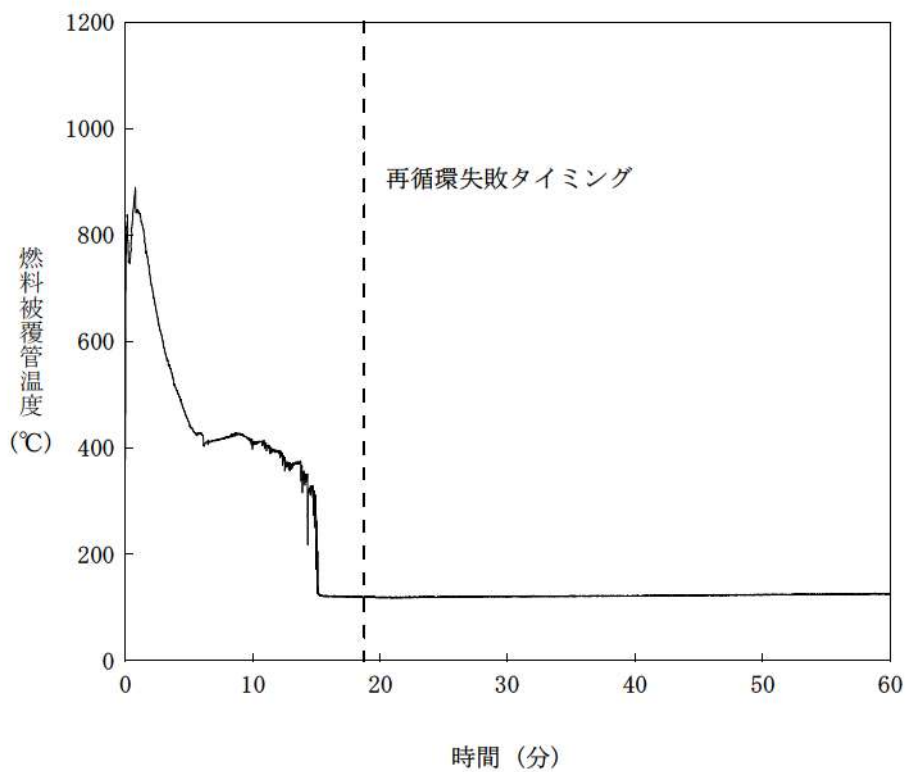


図2 3ループ ECCS 再循環機能喪失解析 燃料被覆管温度

3. CCTF 実験結果との比較による実機解析結果のポスト再冠水の保守性の確認

本章では、本添付の2章で示した ECCS 再循環機能喪失の実機解析について CCTF 実験で見られた挙動と比較することで、実機解析のループ圧力損失の計算が ECCS 再循環機能喪失の実機解析を保守的に計算することを確認する。

3.1 CCTF 実験装置

CCTF (Cylindrical Core Test Facility、円筒炉心試験装置) 実験は、旧日本原子力研究所 (旧 JAERI、現日本原子力研究開発機構(JAEA)) による、100 万 kW 級 PWR の LOCA 時再冠水過程におけるシステム及び炉心内の熱水力挙動に関するデータ取得を目的としたスケール実験である。実験装置は実長、約 1/20 スケール体積となる。CCTF の鳥瞰図及び炉心内配置図を図 3 に、装置緒元を表 1 に示す。

炉心部は 32 体のヒータロッドによる模擬燃料集合体で構成され、中心の 4 体を高出力領域、それを囲む 12 体を中出力領域、最外周の 16 体を低出力領域として 3 つの異なる出力を模擬する。模擬燃料集合体は 8×8 型の集合体であり、15×15 型燃料集合体の燃料を模擬したヒータロッド 57 本と非発熱体 7 本で構成される。

1 次冷却系は 4 ループプラントを模擬しており、各ループは RCS 配管、蒸気発生器シミュレータ、RCP シミュレータで構成される。蒸気発生器シミュレータのみ基数は 2 基であるが、それぞれのループの蒸気発生器が模擬できるように 1 基の中で 2 分割されており、また RCP シミュレータは抵抗を模擬するオリフィスが設置されている。

ECCS は蓄圧タンクと低圧注入系から構成され、注入可能な位置は各ループの低温側配管、下部プレナム、上部プレナム及びダウンカムとなる。

3.2 CCTF 実験でのポスト再冠水挙動

CCTF 実験シリーズの中から、Test C2-4/Run 62^{[1][2]} (ベースケース)、Test C2-5/Run 63^{[3][4]} (崩壊熱感度ケース)、Test C2-6/Run 64^{[5][6]} (出力分布感度ケース) を選択する。各実験ケースの概要を表 2 に纏め、また、各実験データの燃料被覆管温度及び蒸気発生器入口出口プレナム間差圧を図 4～図 9 に示す。

ポスト再冠水期間では、系内の流れが準定常状態であるとする、ダウンカマの水頭が炉心水頭、上部プレナム水頭、高温側配管の水頭、蒸気発生器の水頭、及びループの圧力損失の合計とバランスする。また、ダウンカマ水位は入口ノズル下端付近に維持される。この期間、ダウンカマは満水が維持されダウンカマ水頭はほぼ一定であるが、これとバランスする上記の炉心、上部プレナム他の水頭は、沸騰挙動、二相流動に支配され、ボイド率が大きいほど水頭が小さくなるため、その分水面が上昇してゆくことになる。伝熱管内に液相が流入する状態となると、伝熱管内で蒸気発生器 2 次側の高温保有水からの伝熱による蒸気発生が生じ圧力損失が増加する(スチームバインディング) と共に、この蒸気流により伝熱管に流入した冷却水は下流側に流出する。

この状態において再循環機能喪失により注入が停止すると、伝熱管に流入した冷却材は下流側に流出するため、高温側配管及び蒸気発生器入口プレナム内の保有水のみがその後の炉心冷却に寄与することになり、ECCS 再循環機能喪失事象の評価上で重要となってくる。

3.3 解析コードによる実機評価と CCTF 試験データの比較

再循環機能喪失の評価に重要なポスト再冠水の水量分布に重要なパラメータについての比較を表 3 に示す。表 3 に示されるとおり、蒸気発生器伝熱管を除き、高さ方向については実機と CCTF は同一スケールであり、流路面積、体積のスケールは約 1/20 である。したがって、**詳細なノード分割から該当位置の圧力を抽出し、対象領域の両端の圧力差を計算することで**、炉心、ダウンカマ、上部プレナムの水頭、及び圧力損失について CCTF と実機は 1 対 1 に比較できる。実機との比較対象として、CCTF Run 62 を選定する。このケースは崩壊熱について ANS の 1.2 倍を採用しており、実機評価よりも大きい崩壊熱となっている。さらに、CCTF では蒸気発生器 2 次側を隔離しているのに対し、実機評価では補助給水の注入を仮定している。それらの条件の違いにより、CCTF の方がループ圧力損失が大きくなる設定となっている。この違いを考慮しても、実機評価のループ圧力損失の方が大きい結果となっていれば、実機評価は実際より炉心及び高温側配管での水量を小さく見積もっており、保守的であると言える。

M-RELAP5 コード及びMAAP コードによる、CCTF のリファレンスプラントとなる 4 ループ PWR を対象としたポスト再冠水期間における破断ループの高温側配管、蒸気発生器入口プレナム及び伝熱管の各部の圧力損失と、CCTF Run 62 の計測読取値を表 4 に比較する。また、M-RELAP5 コード及びMAAP コードによる 4 ループ PWR 評価での伝熱管差圧の時間変化を図 10 に示す。また、M-RELAP5 コード及びMAAP コードによる 4 ループ PWR 評価でのボイド率の値と CCTF の差圧の値から算出したボイド率との比較を表 5 に示す。表 5 に示されるとおり、炉心及び上部プレナムのボイド率について、若干の差があるものの、コードにて計算される値と CCTF 試験から得られた値は同等である。

解析コードによる評価について、高温側配管及び蒸気発生器入口プレナムの圧力損失と水頭が小さく予測されれば、ダウンカマ水頭とのバランスにより蒸気発生器伝熱管への冷却材流入が多くなることから伝熱管差圧を大きく予測する傾向となる。表 4 に示すとおり、M-RELAP5 コードは、CCTF 計測読み取りと比較して、伝熱管の差圧を過大に予測し、その結果、高温側配管及び入口プレナムの差圧（水頭）を過小に評価する。即ち、ECCS 再循環切替失敗後の炉心への補てんとなる高温側配管及び入口プレナムの冷却材が過小に評価され、保守的な評価を与える傾向となる。

一方、MAAP コードでは蒸気発生器入口プレナムと伝熱管を合わせたボリュームで評価されるが、高温側配管の差圧が大きく、入口プレナムと伝熱管の差圧は過小に予測される。解析結果の詳細を見ると、蒸気発生器入口プレナム内に水位が形成されており、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入は殆どなく、伝熱管内での蒸発は生じていない。即ち、ECCS 再循環切替失敗後の炉心への補てんとなる高温側配管及び入口プレナムの冷却材が過大に評価され、結果として非保守側の評価を

与える傾向となる。

なお、上述の CCTF 実験におけるポスト再冠水期間の蒸気発生器差圧は約 6kPa となる。実機の伝熱管長さは CCTF の 1.35 倍であることを考慮し（表 3 参照）、約 $6\text{kPa} \times 1.35 = \text{約 } 8.1\text{kPa}$ としている。一方、解析コードによる実機評価においては、M-RELAP5 コードによる健全ループ蒸気発生器の差圧が約 20kPa、破断ループで約 25kPa にまで至る。MAAP コードによる予測においても約 10kPa 以上の圧力損失に至っている。

以上より、実機とのスケール性がよい CCTF 実験で観測されるポスト再冠水期間の蒸気発生器差圧に対して、解析コードによる予測は十分に大きく、特に M-RELAP5 コードは蒸気発生器差圧が大きく評価された。M-RELAP5 コードではスチームバインディングの効果を実際より大きく計算していると言え、原子炉水位及び再循環切替失敗前の高温側配管保有水量を過小に予測しており、再循環機能喪失後の挙動について保守的な評価をしていると判断できる。

表1 CCTF 実験装置の緒元

パラメータ	単位	PWR	CCTF	CCTF/PWR
原子炉容器				
ダウンカマ高さ	mm	4,849	4,849	1/1
ダウンカマ(+バップル領域)流路面積	m ²	4.23	0.197	1/21.44
下部プレナム体積	m ³	29.6	1.38	1/21.44
上部プレナム体積	m ³	43.6	2.04	1/21.44
燃料(ヒータロッド)集合体				
集合体数	-	193	32	
ロッド配列	-	15×15	8×8	
ヒータロッド長さ	mm	3,660	3,660	1/1
ヒータロッド間ピッチ	mm	14.3	14.3	1/1
ヒータロッド外径	mm	10.72	10.7	1/1
燃料被覆管厚さ	mm	0.6	1.0	1/0.6
シンプル管外径、計装案内管外径	mm	13.87	13.8	1/1
ヒータロッド本数	-	39,372	1,824	1/21.58
非発熱体本数	-	4,053	224	1/18.09
炉心流路面積	m ²	5.29	0.25	1/21.2
炉心部体積	m ³	17.95	0.915	1/19.6
1次冷却系				
高温側配管流路面積	m ²	0.426	0.019	1/22.54
高温側配管長さ	mm	3,940	3,940	1/1
蒸気発生器出口側配管流路面積	m ²	0.487	0.019	1/25.77
蒸気発生器出口側配管長さ	mm	7,950	7,950	1/1
低温側配管流路面積	m ²	0.383	0.019	1/20.26
低温側配管長さ	mm	5,600	5,600	1/1
SG 伝熱管本数	-	3,388	158	1/21.44
SG 伝熱管平均長さ	m	20.5	15.2	1/1.35
SG 伝熱管内径	mm	19.7	19.6	1/1
SG 伝熱面積	m ²	4,784	192	1/24.92
SG 伝熱管内総流路面積	m ²	1.03	0.048	1/21.44
SG 入口プレナム体積	m ³	4.25	0.198	1/21.44
SG 出口プレナム体積	m ³	4.25	0.198	1/21.44
1次側体積合計(プレナム部を含む値)	m ³	30.50	1.2	1/25.41
				差分 (CCTF - PWR)
各エレベーション				
ヒータロッド下端	mm	0	0	
ヒータロッド上端	mm	3,660	3,660	0
ダウンカマ上端	mm	4,849	4,849	0
ダウンカマ下端	mm	0	0	0
低温側配管センター位置	mm	5,198	4,927	-271
低温側配管下端(内部)	mm	4,849	4,849	0
蒸気発生器出口側配管底部中心位置	mm	2,056	2,047	-9
蒸気発生器出口側配管底部下端(内部)	mm	1,662	1,969	+307
高温側配管センター位置	mm	5,198	4,927	-271
高温側配管下端(内部)	mm	4,830	4,849	+19
上部炉心板下端	mm	3,957	3,957	0
下部炉心板上端	mm	-108	-50	+58
SG 伝熱管 管板部下端	mm	7,308	7,307	-1
SG プレナム下端(内部)	mm	5,713	5,712	-1
SG 伝熱管上端(平均値)	mm	17,952.7	14,820	-3,132.7

表2 CCTF 実験条件及び結果概要

Test No.	Run No.	Core Power						Pressure (MPa)	Initial Temperature			Results		Comment
		Radial Power Profile			Power Decay (+Actinide x1.1) Time After Scram (sec)	Lower Plenum Initial Water Level (m)	Downcomer Wall at BOCREC (K)		Peak Clad Temperature (K)	ECC Liquid (K)	Peak Clad Temperature (K)	All Heater Rods Quenched (sec)		
		A	B	C										
(-)	(-)	(-)	(-)	(-)	(-)	(-)	(K)	(K)	(K)	(K)	(sec)			
C2-4	62	9.37	1.37	1.20	0.76	×1.2	30	0.81	467	1072	308	1132.0	652.0	Base Case (Same as C2-SH1)
C2-5	63	7.10	1.37	1.20	0.76	×1.0	40	0.86	470	1075	308	1095.0	562.0	Low Power
C2-6	64	7.11	1.00	1.00	1.00	×1.0	40	0.87	465	922	310	948.6	533.0	Flat Power Profile

表3 CCTF 実験及び実機プラント評価条件の比較

	PWR 条件/M-RELAP5 解析	CCTF 実験	備考
炉心発熱有効長	3,660mm	3,660mm	1/1 スケール
ダウンカマノズルレベル	4,849mm	4,849mm	1/1 スケール
高温側配管流路面積	0.426m ²	0.019m ²	1/22.54 スケール
高温側配管長さ	3,940m	3,940m	1/1 スケール
蒸気発生器入口プレナム	4.25m ³	0.198m ³	1/21.44 スケール
蒸気発生器伝熱管本数	3,388 本	158 本	1/21.44 スケール
蒸気発生器伝熱管内径	19.7mm	19.6mm	1/1 スケール
蒸気発生器伝熱管総流路面積	1.03m ²	0.048m ²	1/21.44 スケール
蒸気発生器伝熱管長さ	20.5m	15.2m	1/1.35
崩壊熱	AESJ+3σ	ANS71×1.0~1.2	
蒸気発生器圧力損失	約 0.010MP 以上	約 0.005MPa	

表4 高温側配管及び蒸気発生器1次側の圧力損失比較 (Run 62、破断ループ)

	4 ループ PWR 条件		CCTF 実験
	M-RELAP5	MAAP	
高温側配管	2 kPa	25kPa	約 7 kPa
蒸気発生器入口プレナム	3 kPa	9 kPa	約 10 kPa
蒸気発生器伝熱管	25 kPa		約 8 kPa*

* 測定値は約 6kPa。伝熱管長さスケール比 1.35 を考慮した補正值。

表5 ボイド率比較 (Run 62、破断ループ)

	4 ループ PWR 条件		CCTF 実験
	M-RELAP5	MAAP	
炉心	0.5	0.5	0.55
上部プレナム	0.65~0.70	0.6	0.75

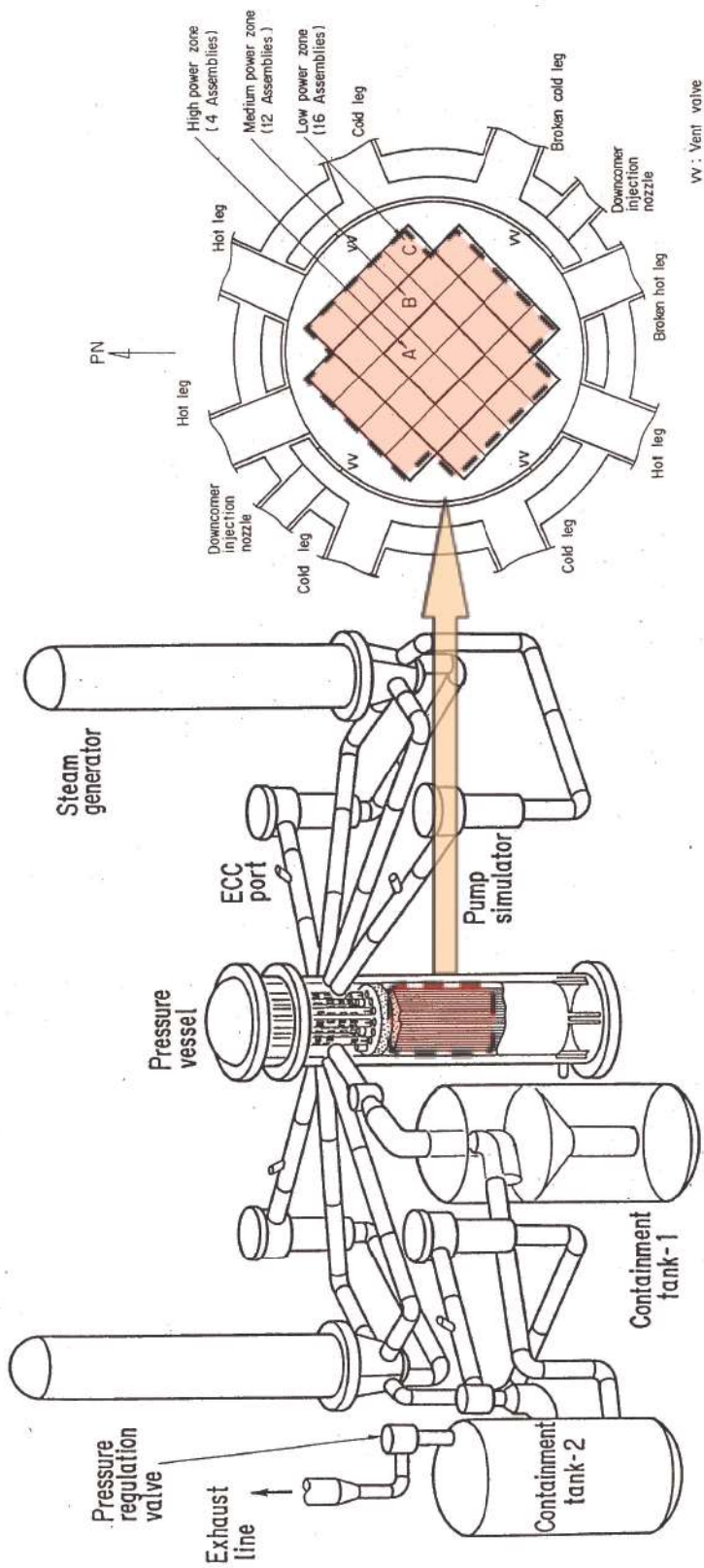


図3 CCTF 実験装置

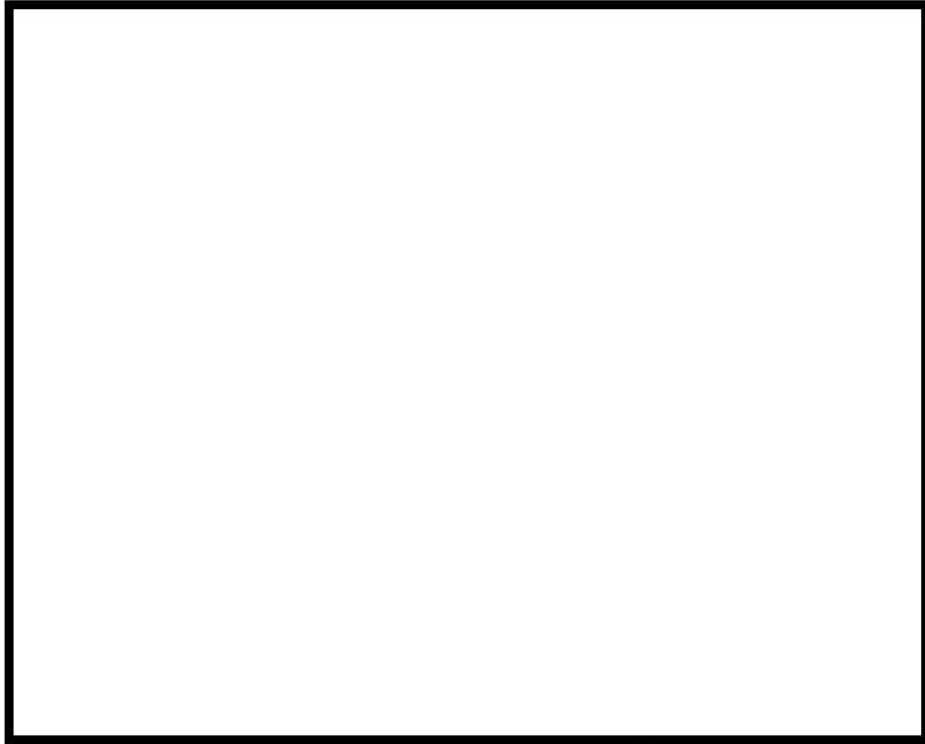


図4 CCTF C2-4 Run62 炉心各部の燃料被覆管温度（炉心再冠水挙動）^[2]

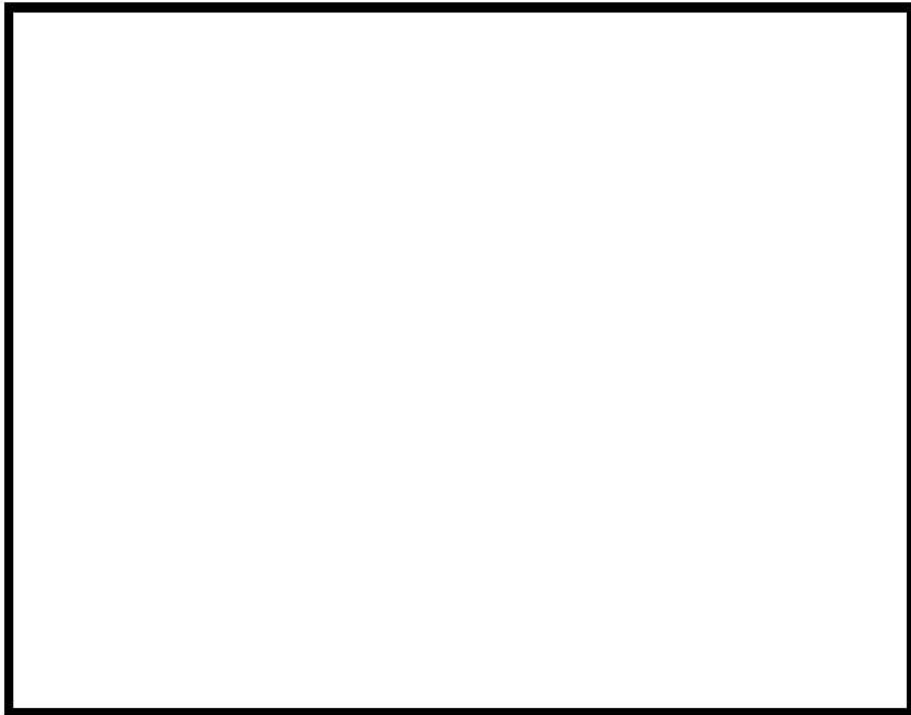


図5 CCTF C2-4 Run 62 蒸気発生器伝熱管差圧^[2]

枠囲みの内容は商業機密に属します
ますので公開できません。

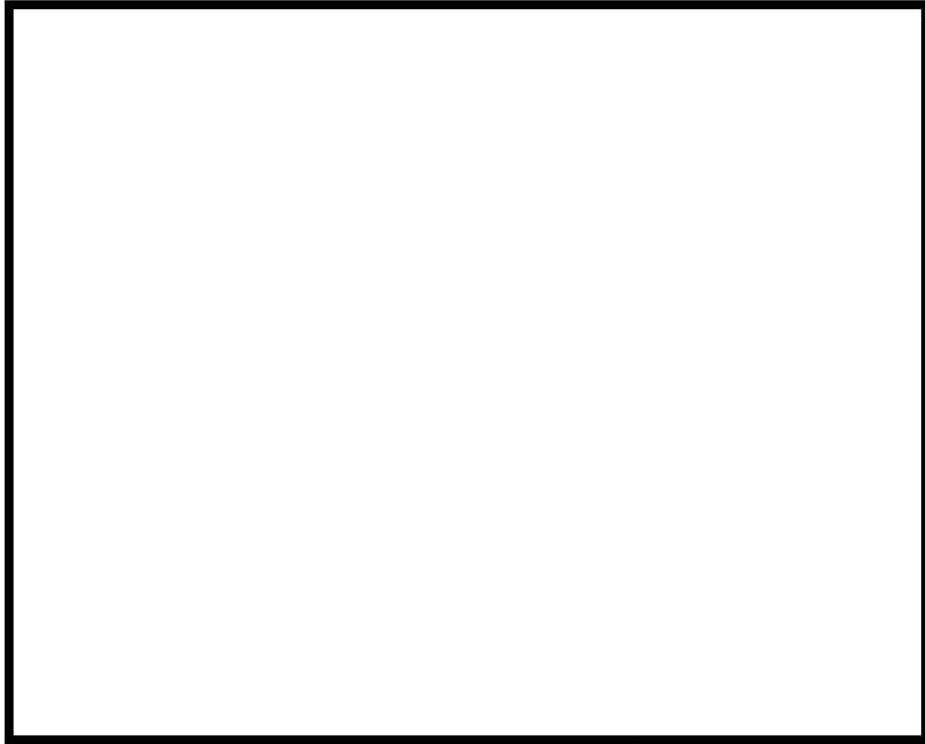


図6 CCTF C2-5 Run63 炉心各部の燃料被覆管温度（炉心再冠水挙動）^[4]



図7 CCTF C2-5 Run 63 蒸気発生器伝熱管差圧^[4]

枠囲みの内容は商業機密に属します
ますので公開できません。

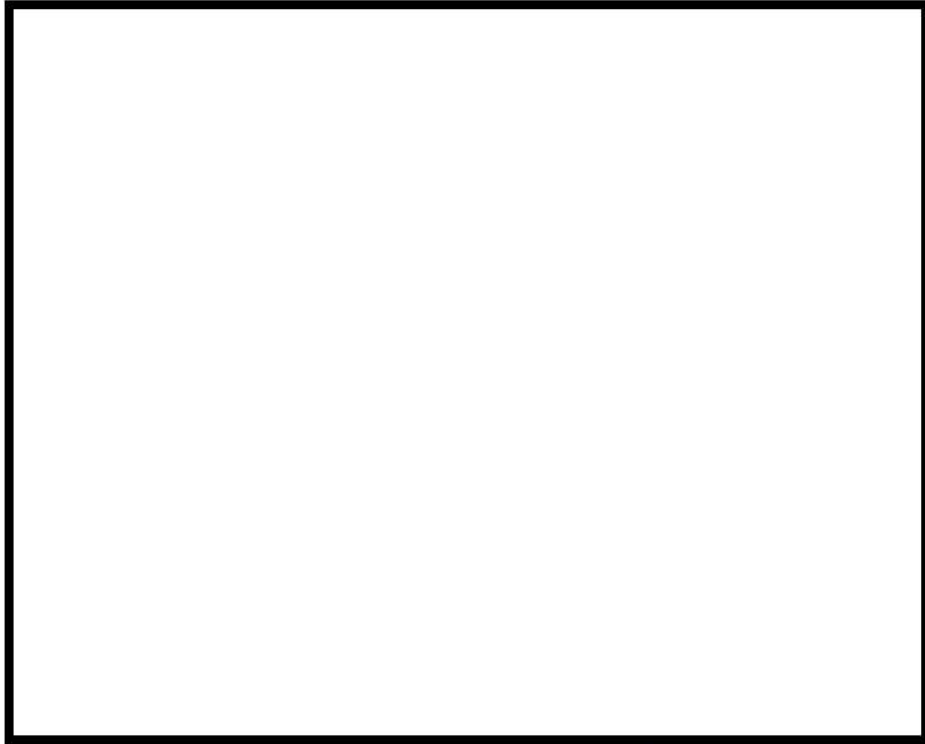
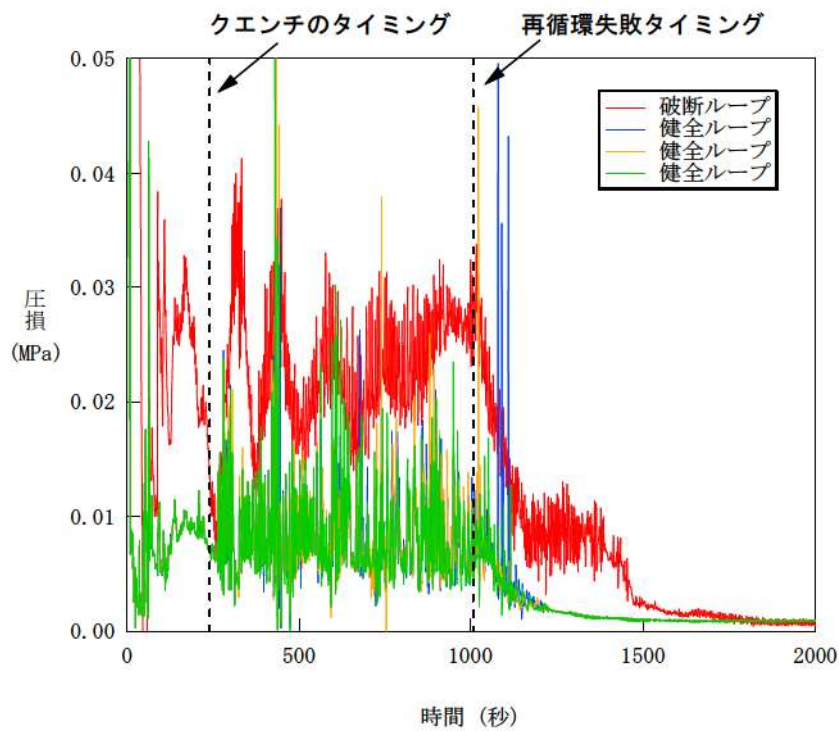


図8 CCTF C2-6 Run64 炉心各部の燃料被覆管温度（炉心再冠水挙動）^[6]

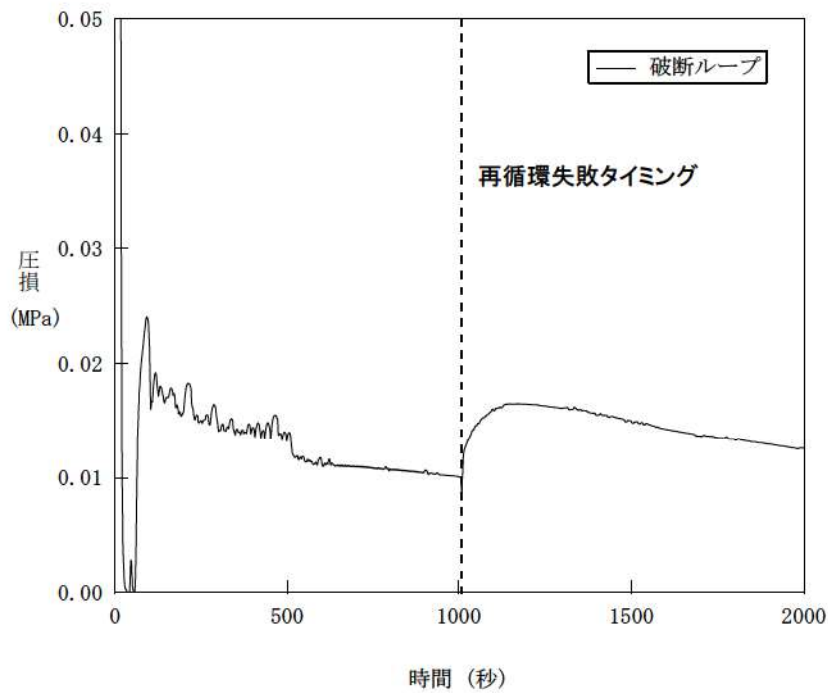


図9 CCTF C2-6 Run 64 蒸気発生器伝熱管差圧^[6]

枠囲みの内容は商業機密に属します
ますので公開できません。



(a) M-RELAP5 コード



(b) MAAP コード

図 10 4ループ PWR 評価における蒸気発生器伝熱管差圧

4. 水平配管のボイド率予測の不確かさとその感度解析

ECCS 再循環切替失敗後の炉心冷却に寄与する冷却材量の解析予測に影響する主たるモデルは、高温側配管における水平層状流でのボイド率予測が挙げられる。M-RELAP5 コードが実測より高温側配管のボイド率を高く予測し伝熱管への液相流入量が多くなると、高温側配管及び蒸気発生器入口プレナムの水量を過小に予測することになる。そこで、配管内の水平層状流に係るボイドモデル（気液界面摩擦）について、M-RELAP5 コードの不確かさを定義し、その感度解析を行った上で、M-RELAP5 コードの不確かさを考慮した場合においても、コードは非保守的な傾向を与えないことを確認する。

4.1 TPTF 実験及びその実験解析による不確かさの確認

高温側配管のボイド率（保有水量）の予測精度の確認のために、TPTF 実験装置から得られた結果を活用する。TPTF（Two-Phase Flow Test Facility、二相流実験装置）実験⁷⁾は、旧 JAERI による、水平配管内の二相流動に関するデータ取得を目的としたスケール実験である。内径 0.18m、長さ 10m の配管から二相流が大型の容器に流れ込む実験である。TPTF の実験装置図を図 1 1 に示す。

本検討では、高温側配管での相変化を伴わない水平配管流れを対象としており、TPTF 実験でのボイド率測定位置（図 11 の No.6：L/D=48）における測定値の範囲は約 0.2~0.9 である。これは、再循環切替失敗前後の水平層状流において想定される流動状態を概ね網羅している。

なお、選定した実験の圧力は 7.3-7.5MPa であり、再循環機能喪失の評価で対象とする圧力である大気圧程度とは大きな差がある。一般的に圧力が小さいと気泡径が大きくなり、界面積濃度が小さくなる。本検討では、高温側配管での相変化を伴わない水平配管流れを対象としている。M-RELAP5 コードの計算上では水平層状流となっており、気泡流との内挿領域であったとしても気泡径が大きく界面摩擦の寄与は小さいため、圧力の違いは重力（密度）にしか寄与せず、流況に対する圧力の影響は小さいため、本実験を採用する。

TPTF 実験に対し、旧 JAERI にて RELAP5/MOD3 による確認解析が実施された。確認解析で使用されたノーディングを図 1 2 に示す。ボイド率を測定している L/D=17 の点に境界条件を設定し、出口である容器に出口境界条件を設定している。図 1 3 に示されているとおり、RUN722 に対する確認解析では L/D=48 の点で RELAP5 は実験結果より大きいボイド率となる。参考文献中に示されている全 8 ケースについて、L/D=48 の点での実験値と RELAP5 のボイド率を比較すると図 1 4 に示すとおりとなり、RELAP5/MOD3 のボイド率は実験結果に対し過大評価となるが、平均するとボイド率で約 0.06 の過大評価であり、高温側配管での水量を小さく計算すると考えられる。なお、M-RELAP5 コードのボイドモデルは RELAP5/MOD3 と同等である。

4.2 実機の高温側配管の界面摩擦感度解析

本添付の 4.1 章で確認されたとおり、M-RELAP5 コードは水平配管でのボイド率を過大評

価する傾向があると考えられるため、本添付の 2 章に記載している M-RELAP5 コードによる実機 PWR の ECCS 再循環機能喪失の解析について、高温側配管のボイド率を小さくする方向の感度解析を実施し、その影響を確認する。高温側配管でのボイド率を小さくするため、実機 PWR の ECCS 再循環機能喪失の解析について、界面摩擦を小さくする感度解析を実施した。界面摩擦を 1/100 とし、図 1 5 に示すとおり、高温側配管のボイド率は小さくなった。このケースはベースに対し約 0.05 ボイド率が低下しているため、TPTF で確認された不確かさと同程度である。しかし、図 1 6 に示すとおり、炉心水位に対してほとんど感度は見られなかった。

以上より、M-RELAP5 コードは水平配管のボイド率を若干過大評価する傾向があるが、その不確かさが ECCS 再循環機能喪失時の原子炉容器内の水位へ与える影響は小さいため、炉心露出への影響も小さい。

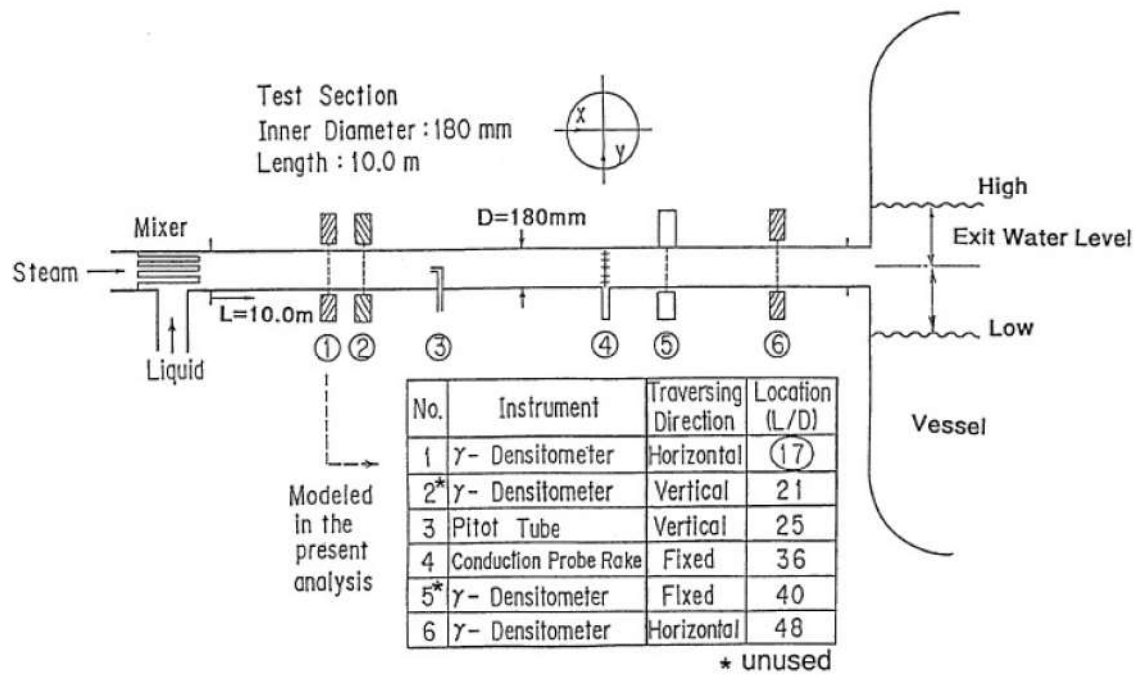


図 1 1 TPTF 試験装置

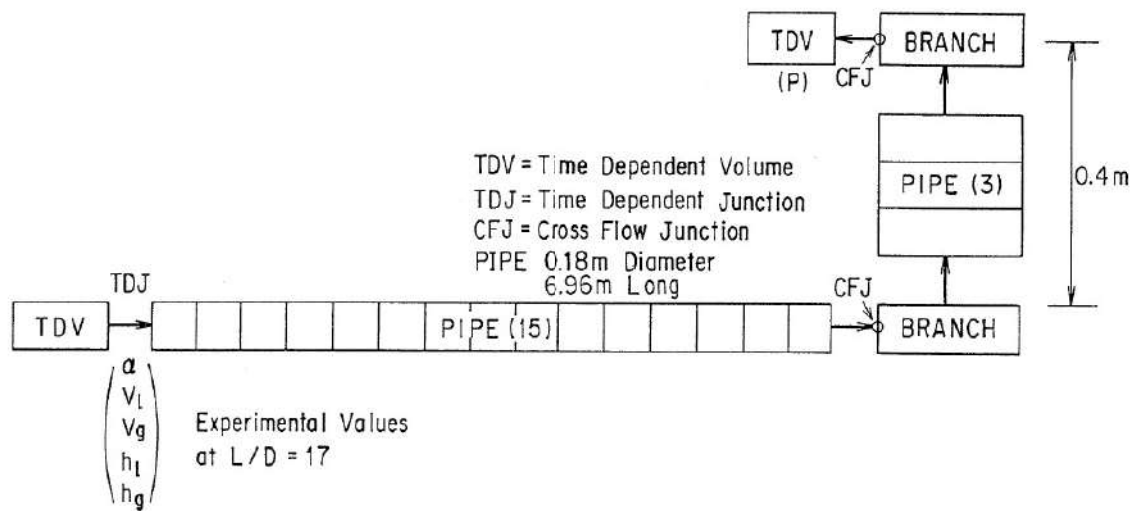


図 1 2 TPTF 実験に対する RELAP5 解析のノーディング (水位が高い場合)

RUN 722

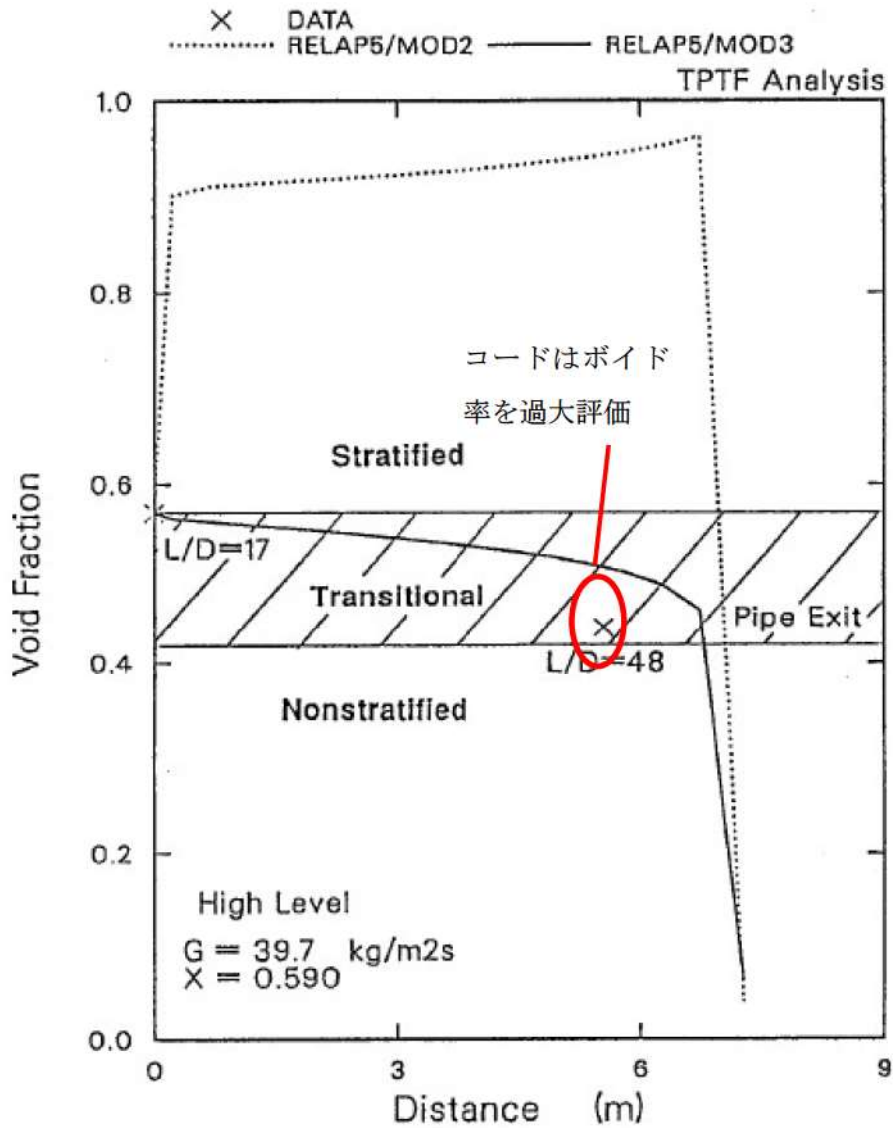


図 1 3 TPTF 実験解析結果 (一例)

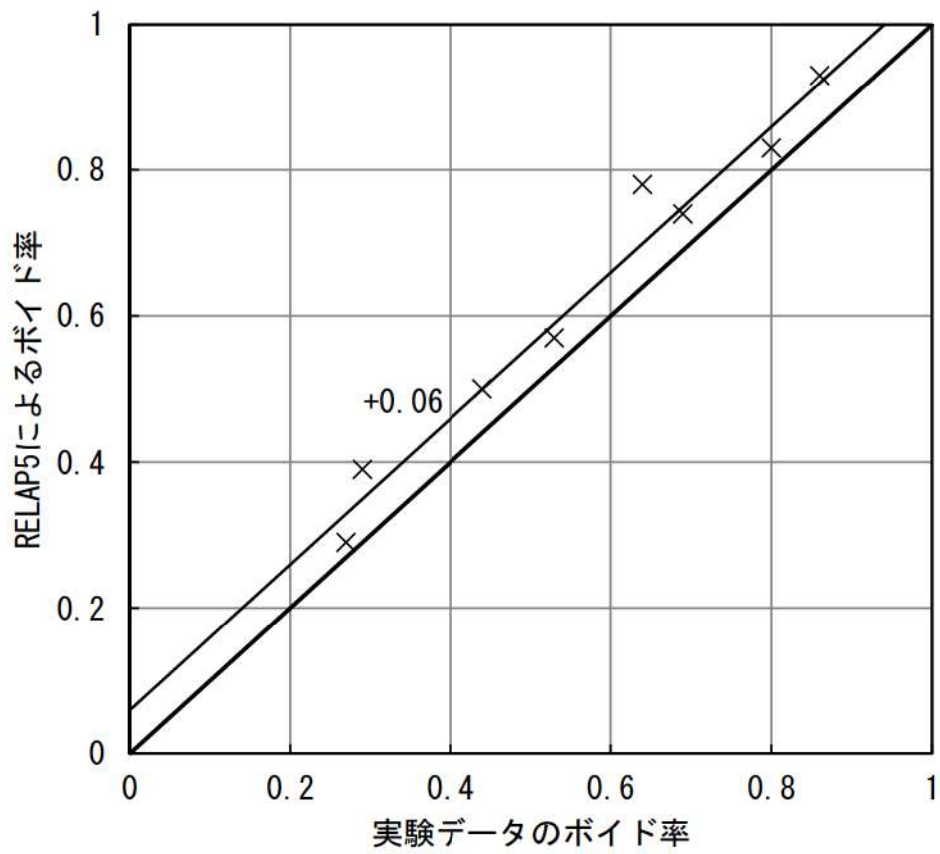


図14 TPTF ボイド率の比較

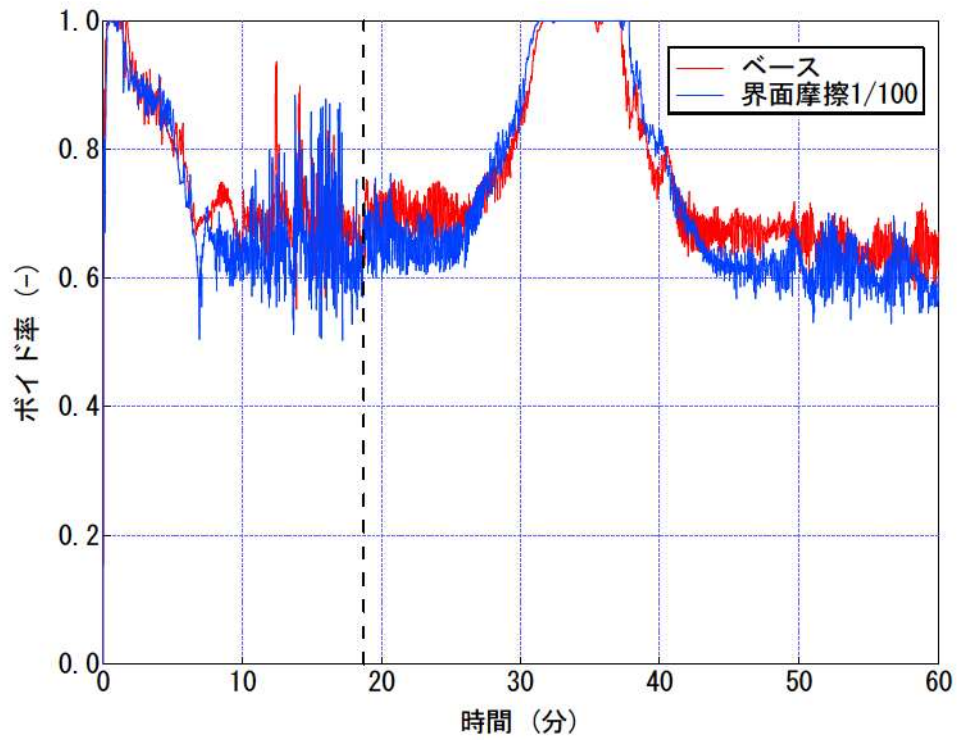


図 1 5 3 ループ PWR 評価における高温側配管界面摩擦感度解析結果 (高温側配管ボイド率)

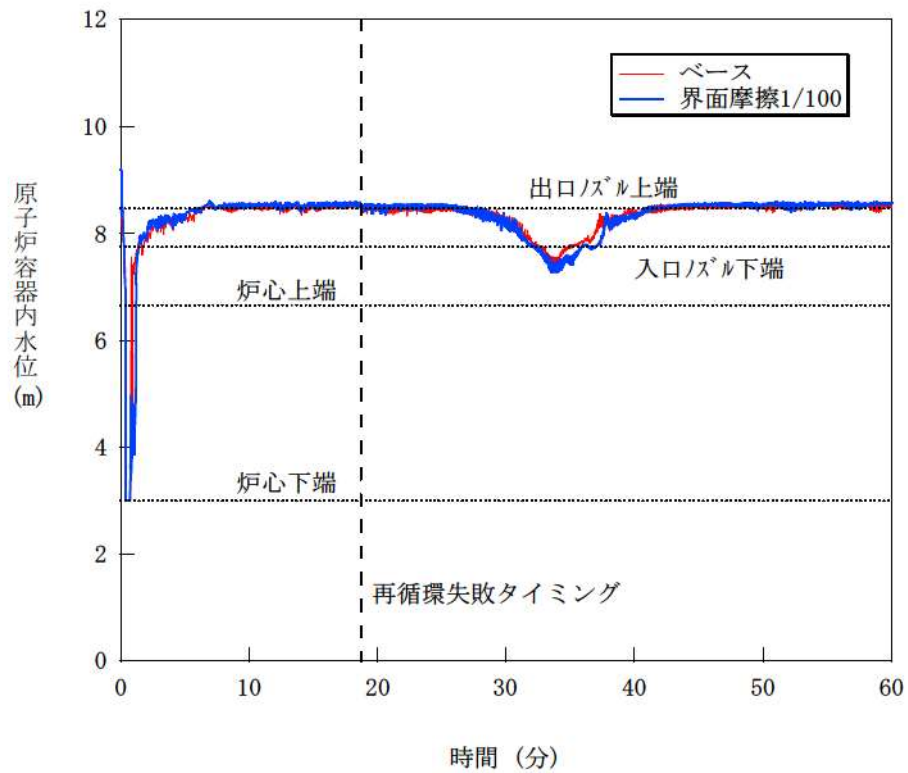


図 1 6 3 ループ PWR 評価における高温側配管界面摩擦感度解析結果 (原子炉容器内水位)

5. 炉心のボイド率予測の不確かさとその感度解析

炉心のボイド率の不確かさは本文 3.3.1(3)に記述しているが、低圧条件での炉心のボイド率の不確かさは表 3-3に示すとおり、ボイド率で±0.05 程度である。本添付の 2 章に記載しているM-RELAP 5 コードによる実機 PWR の ECCS 再循環機能喪失の解析について、炉心のボイド率に関する感度解析を実施し、その影響を確認する。炉心のボイド率を変化させるため、実機 PWR の ECCS 再循環機能喪失の解析について、事故後 10 分後から界面摩擦を大小させる感度解析を実施した。図 1 7 に示すとおり、界面摩擦を 1/2、4 倍にすることにより炉心の平均ボイド率はベースに対し 0.05 変化した。図 1 8 に示すとおり、原子炉容器内の水位に対して影響が見られたが、15 分後の代替再循環確立により水位は炉心発熱長上端に達することなく、炉心もヒートアップしない結果となった。

以上より、M-RELAP 5 コードは低圧時の炉心のボイド率に不確かさがあり、そのため ECCS 再循環機能喪失時での水位計算に影響するが、15 分の代替再循環確立により水位が炉心発熱長上端より上に維持できる結論へは影響がない。

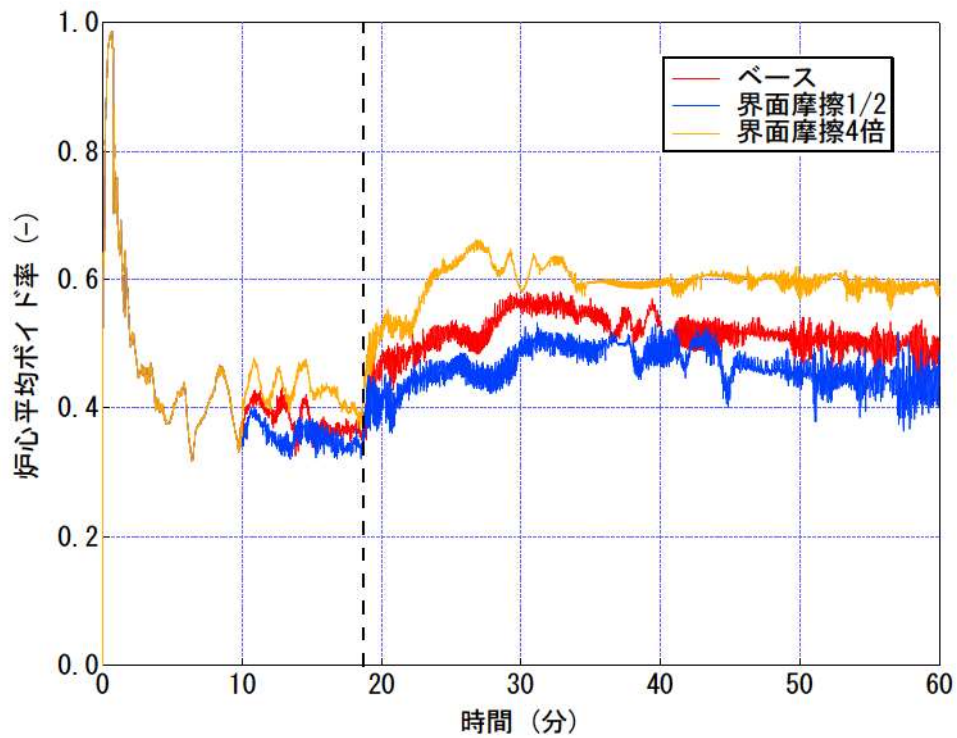


図 1 7 3 ループ PWR 評価における炉心界面摩擦感度解析結果 (炉心平均ボイド率)

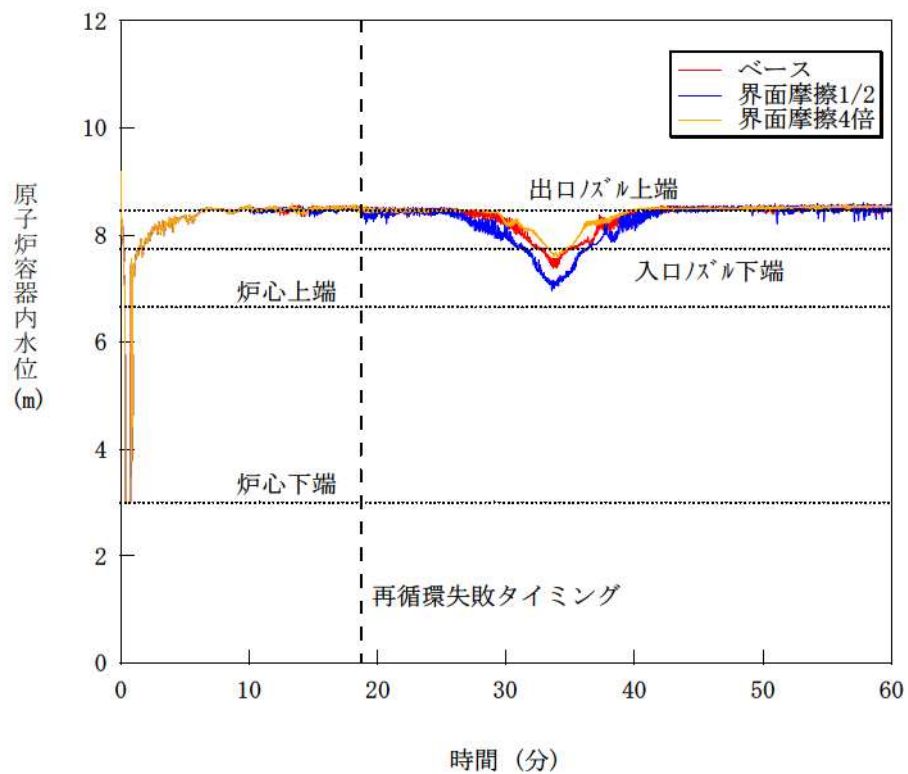


図 1 8 3 ループ PWR 評価における炉心界面摩擦感度解析結果 (原子炉容器内水位)

6. まとめ

実機とのスケール性が良い CCTF 実験の実験データと実機解析結果との比較により、ポスト再冠水において、M-RELAP5 コードは蒸気発生器での圧力損失を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より小さく計算し、保守的な結果を与えることを確認した。また、TPTF の実験より M-RELAP5 コードは水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果をもとに実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えないことを確認した。さらに、M-RELAP5 コードは低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有するが、その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失での 15 分での代替再循環確立により炉心は冠水状態を維持できることを確認した。

以上より、M-RELAP5 コードによる解析により設定した ECCS 再循環機能喪失での代替再循環確立のための時間である 15 分について、コードのボイド率計算の不確かさを考慮しても炉心露出することが無いため、妥当であることを確認した。

7. 参考文献

- [1] T. Okubo, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-4 (Run 62) - Investigation of Reproducibility —, JAERI-M 85-026, March 1985.
- [2] Private Communication
- [3] T. Iguchi, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-5 (Run 63) - Effect of Decay Heat Level on PWR Reflood Phenomena —, JAERI-M 91-174, October 1991.
- [4] Private Communication
- [5] H. Akimoto, et al., Evaluation Report on CCTF Core-II Reflood Test C2-6 (Run 64) - Effect of Radial Power Profile —, JAERI-M 85-027, March 1985.
- [6] Private Communication
- [7] Y. Kukita, et al., Developmental Assessment of RELAP5/MOD3 Code against ROSA-IV/TPTF Horizontal Two-Phase Flow Experiments, JAERI-M 90-053

(第2部 SPARKLE-2コード)

目 次

－ 第2部 SPARKLE-2コード －

1. はじめに.....	2-4
2. 重要現象の特定.....	2-5
2.1 重要事故シーケンスと評価指標.....	2-5
2.2 ランクの定義.....	2-6
2.3 物理現象に対するランク付け.....	2-8
3. 解析モデルについて.....	2-13
3.1 コード概要.....	2-13
3.2 重要現象に対する解析モデル.....	2-15
3.3 解析モデル.....	2-17
3.4 ノード分割.....	2-24
3.5 結合計算方法.....	2-29
3.6 入出力.....	2-34
4. 検証、妥当性確認.....	2-36
4.1 重要現象に対する検証、妥当性確認方法.....	2-36
4.2 中性子動特性ベンチマークによる検証.....	2-42
4.3 モンテカルロコードとの比較.....	2-51
4.4 炉物理検査（減速材温度係数測定検査）.....	2-66
4.5 SPERT-III E-core ^[19] 実験解析.....	2-69
4.6 許認可コードFINE ^{[5][6]} との比較.....	2-76
4.7 NUPEC管群ボイド試験 ^[10]	2-78
4.8 LOFT試験.....	2-83
4.9 実機解析への適用性.....	2-99
5. 有効性評価への適用性.....	2-106
5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）.....	2-106
5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）.....	2-109
6. 参考文献.....	2-114

添付1	ATWSの有効性評価に3次元炉心動特性コードを用いることについて.....	2-116
添付2	GalaxyCosmo-Sについて.....	2-121
添付3	炉心モデル（減速材反応度帰還）の設定について.....	2-126
添付4	炉心モデル（ドップラ反応度帰還）の設定について.....	2-136
添付5	評価用炉心の考え方について.....	2-138
添付6	解析コードにおける解析条件.....	2-158

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、SPARKLE-2 Ver. 1^{エラー! 参照元が見つかりません。}（以下、「SPARKLE-2コード」と称す。）について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデル及び入出力に関する説明
- ・検証、妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 重要事故シーケンスと評価指標

SPARKLE-2コードが適用される炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失（以下、本節において「ATWS」という。）は、運転時の異常な過渡変化の発生時において原子炉トリップの失敗を想定する事象であり、重要事故シーケンスとして主給水流量喪失+ATWSが選定されている。

主給水流量喪失は主給水の停止を起因とする事象であり、原子炉トリップに期待できない主給水流量喪失+ATWSでは高出力状態が維持され、蒸気発生器2次側保有水は低下を続け蒸気発生器の除熱能力が著しく低下するため、補助給水が蒸気発生器に供給されないと、1次冷却材圧力が増加し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性が生じる。そのため、ATWS緩和設備としては、主蒸気ライン隔離により主蒸気を遮断し1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、その後、補助給水により炉心の冷却を確保し、1次冷却系の過圧を防止する。

また、ATWSのうち、主給水流量喪失+ATWSと同様に、2次冷却系の除熱が悪化し、1次冷却材圧力が増加する事象である負荷の喪失+ATWSの有効性評価にも、SPARKLE-2コードが適用される。負荷の喪失は蒸気負荷の喪失を起因とする事象であり、原子炉トリップに期待できない負荷の喪失+ATWSでは高出力状態が維持され、さらに、主蒸気隔離弁の誤閉止もしくは復水器の故障に伴う主給水流量喪失を仮定すると、蒸気発生器2次側保有水は低下を続け蒸気発生器の除熱能力が著しく低下するため、補助給水が蒸気発生器に供給されないと、1次冷却材圧力が増加し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性が生じる。そのため、ATWS緩和設備としては、補助給水により炉心の冷却を確保し、1次冷却系の過圧を防止する。なお、蒸気負荷の喪失により1次冷却材温度は上昇し、負の反応度帰還効果により原子炉出力は抑制される。

ここで、主給水流量喪失+ATWSでは、ATWS緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、負荷の喪失+ATWSでは、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点が異なるが、上述のとおり、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されること、補助給水が蒸気発生器に供給されないと1次冷却材圧力の増加により原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性が生じることなど、その他の事象進展は主給水流量喪失+ATWSと同様となる。

このような事象進展を踏まえると、SPARKLE-2コードを主給水流量喪失+ATWS又は負荷の喪失+ATWSへ適用するための検証、妥当性確認としては、これらの事象における1次冷却材圧力に対して重要な物理現象の模擬が妥当であるかを確認することが効果的である。したがって、主給水流量喪失+ATWS及び負荷の喪失+ATWSで取り扱う物理現象に対し、1次冷却材圧力を注目する評価指標として、2.3節で重要現象を抽出し検証、妥当性評価を行う。

以下、本資料の次節以降では、「主給水流量喪失+ATWS」及び「負荷の喪失+ATWS」を「A

TWS」と総称し、両者を明確化する場合にはそれぞれ「主給水流量喪失+ATWS」、「負荷の喪失+ATWS」と称する。

なお、ATWS（「主給水流量喪失+ATWS」及び「負荷の喪失+ATWS」）に対し、3次元炉心動特性モデルを有するSPARKLE-2コードを適用した理由については、添付1に詳述する。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された原子炉停止機能喪失で取り扱う物理現象について、主給水流量喪失+ATWS及び負荷の喪失+ATWSを対象に、表 2-1の定義に従い「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。表 2-1では、評価指標及び運転員等操作への影響度合いに応じて物理現象を分類することとなっているが、ATWSはATWS緩和設備によりプラントを安定状態に導き運転員の操作を介しないことから、評価指標である1次冷却材圧力に対する影響度合いに応じて物理現象を「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類する。

なお、本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シナリオグループに対して抽出されたものであるため、主給水流量喪失+ATWS及び負荷の喪失+ATWSでは生じない物理現象も含んでいる。そのような物理現象は、主給水流量喪失+ATWS及び負荷の喪失+ATWSの1次冷却材圧力に影響を与えないため「I」に分類する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない

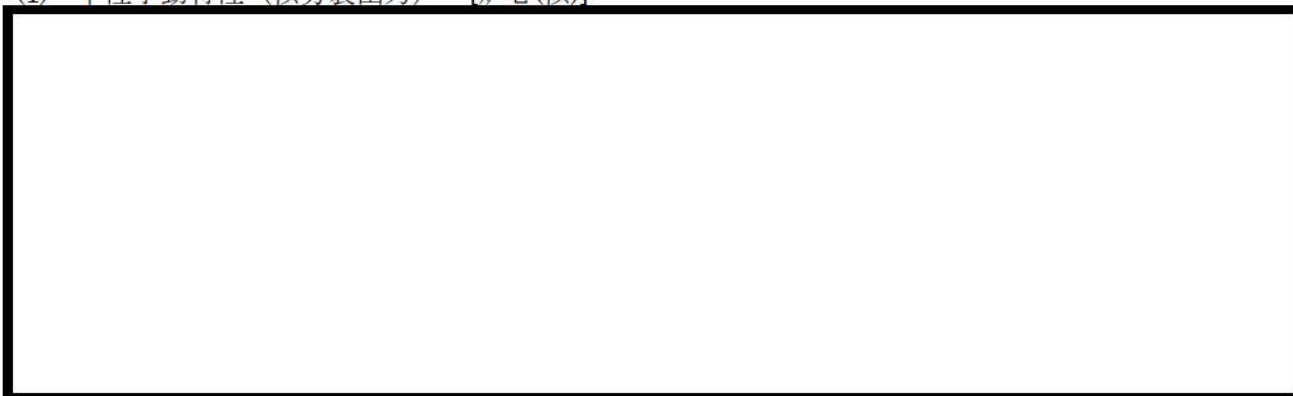
2.3 物理現象に対するランク付け

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」において事故シーケンスグループに対して抽出された物理現象について、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、2.2節のランクの定義に従いATWSの評価指標である1次冷却材圧力への影響度合いに応じて表2-2のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

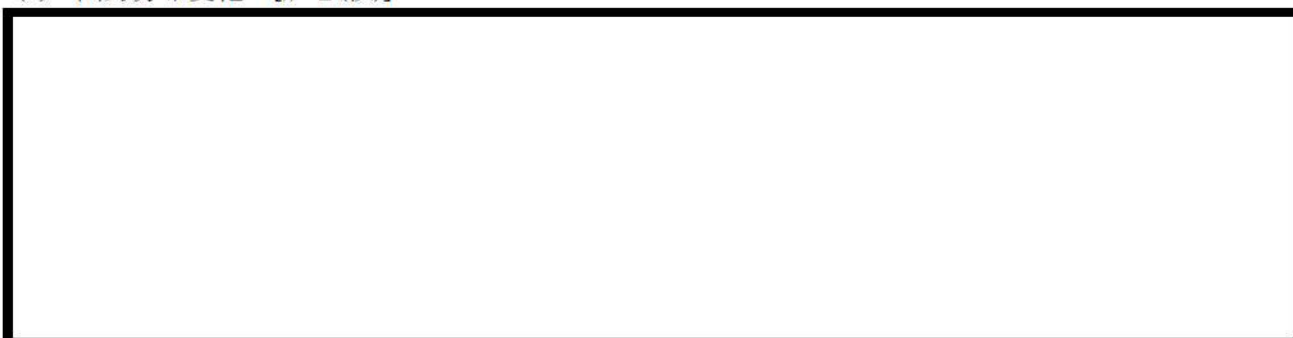
ランク付けに当たっては、注目する評価指標である1次冷却材圧力に直接影響を与える物理現象に加え、1次冷却材圧力は1次冷却材の膨張量に基づき評価されるため、1次冷却材の膨張量に影響を与える1次冷却材温度変化及び原子炉出力変化に係る物理現象も相対的に高いランク付けがなされている。

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

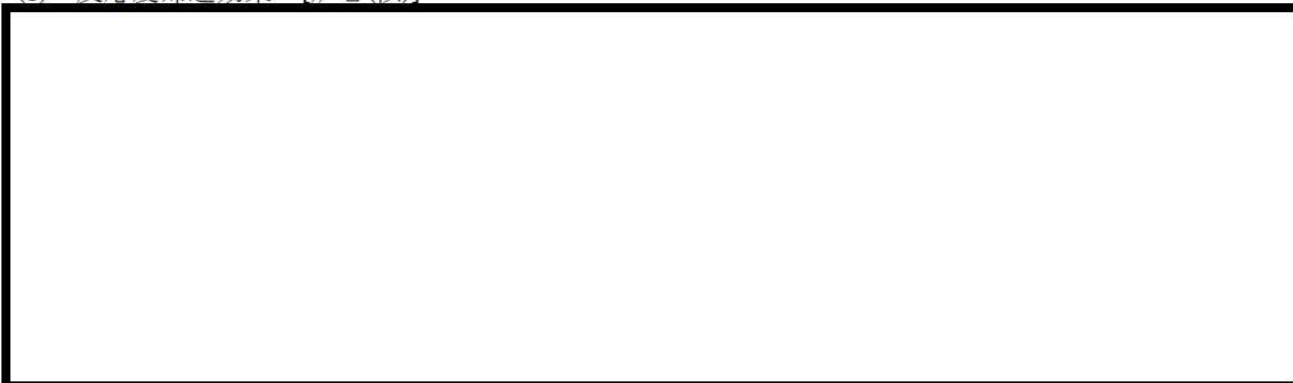
(1) 中性子動特性（核分裂出力） [炉心(核)]



(2) 出力分布変化 [炉心(核)]



(3) 反応度帰還効果 [炉心(核)]



(4) 制御棒効果 [炉心(核)]

(5) 崩壊熱 [炉心(核)]

(6) 燃料棒内温度変化 [炉心(燃料)]

(7) 燃料棒表面熱伝達 [炉心(燃料)]

(8) 限界熱流束(CHF) [炉心(燃料)]

(9) 3次元熱流動 [炉心(熱流動)]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ので公開できません。

(10) 沸騰・ボイド率変化 [炉心(熱流動)]

--

(11) 圧力損失 [炉心(熱流動)]

--

(12) ほう素濃度変化 [炉心(熱流動)]

--

(13) 冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時) [1次冷却系]

--

(14) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 (1次冷却系) [1次冷却系]

--

(15) 圧力損失 (1次冷却系) [1次冷却系]

--

(16) 構造材との熱伝達 [1次冷却系]

--

(17) ほう素濃度変化 [1次冷却系]

--

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

(18) 気液熱非平衡 [加圧器]

(19) 水位変化 [加圧器]

(20) 冷却材放出 (臨界流・差圧流) [加圧器]

(21) 1次側・2次側の熱伝達 [蒸気発生器]

(H)。

(22) 冷却材放出(臨界流・差圧流) [蒸気発生器]

(23) 2次側水位変化・ドライアウト [蒸気発生器]

(24) 2次側給水 (主給水・補助給水) [蒸気発生器]

表 2-2 ATWSにおける物理現象のランク

		評価事象	ATWS	
分類			1次冷却材圧力	
	物理現象	評価指標		
炉心（核）	(1)	中性子動特性（核分裂出力）	<u>H</u>	
	(2)	出力分布変化	L	
	(3)	反応度帰還効果	ドップラ効果	<u>H</u>
			減速材密度効果	<u>H</u>
			ほう素濃度効果	L
			動特性パラメータ	L
(4)	制御棒効果	I*		
(5)	崩壊熱	M		
炉心（燃料）	(6)	燃料棒内温度変化	<u>H</u>	
	(7)	燃料棒表面熱伝達	L	
	(8)	限界熱流束(CHF)	I*	
炉心（熱流動）	(9)	3次元熱流動	L	
	(10)	沸騰・ボイド率変化	<u>H</u>	
	(11)	圧力損失	L	
	(12)	ほう素濃度変化	L	
1次冷却系	(13)	冷却材流量変化(強制循環時又は自然循環時)	L	
	(14)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	
	(15)	圧力損失	L	
	(16)	構造材との熱伝達	L	
	(17)	ほう素濃度変化	L	
加圧器	(18)	気液熱非平衡	<u>H</u>	
	(19)	水位変化	<u>H</u>	
	(20)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	<u>H</u>	
蒸気発生器	(21)	1次側・2次側の熱伝達	<u>H</u>	
	(22)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	<u>H</u>	
	(23)	2次側水位変化・ドライアウト	<u>H</u>	
	(24)	2次側給水（主給水・補助給水）	<u>H</u>	

*事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において抽出された物理現象であるが、主給水流量喪失+ATWS及び負荷の喪失+ATWSの1次冷却材圧力に影響を与えないため「I」に分類する

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

SPARKLE-2コードは、汎用二相流コードM-RELAP5^④の炉心モデルを1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、図 3-1に示すように、プラント特性コードM-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K^④及び3次元炉心熱流動特性コードMIDAC^④の3つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

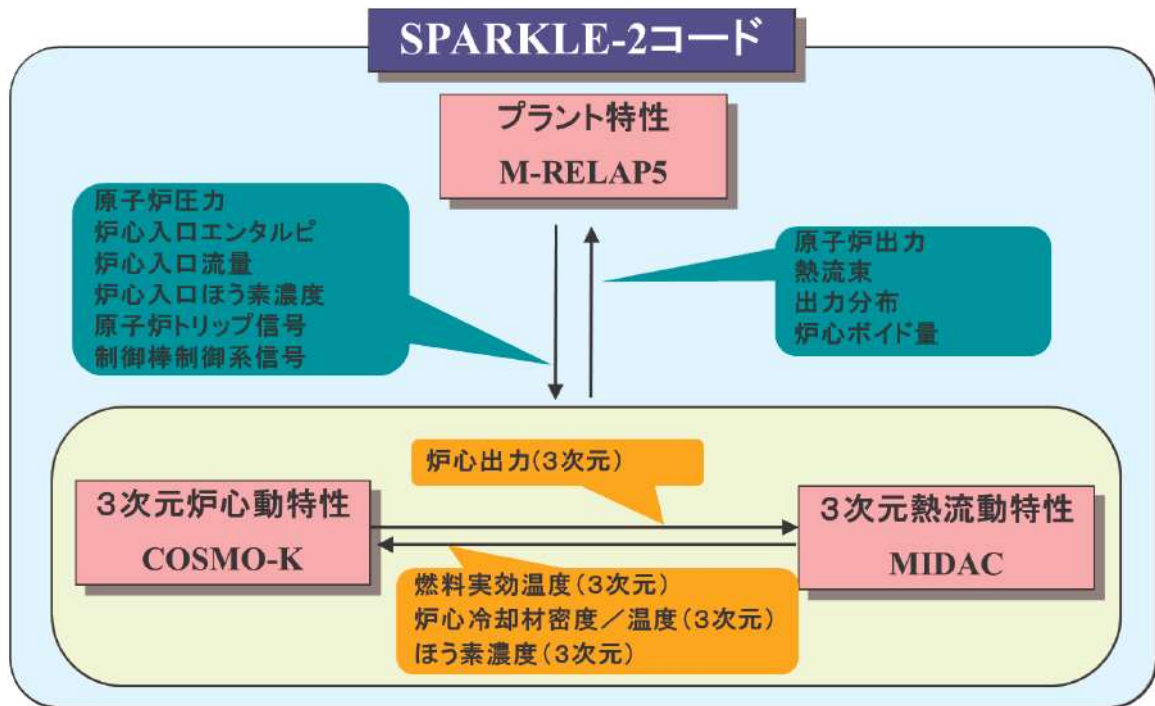
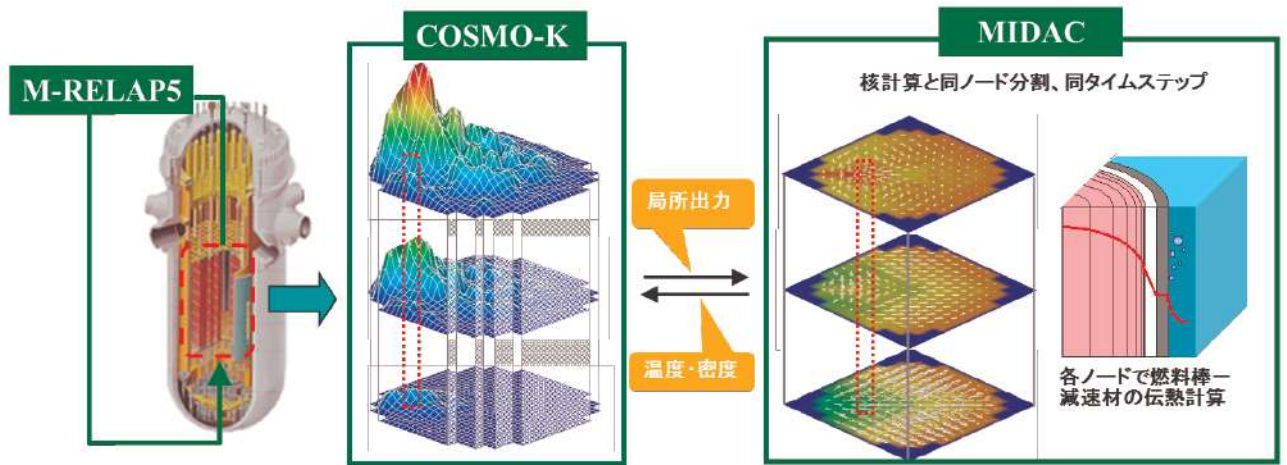


図 3-1 SPARKLE-2コードにおける結合計算

3.2 重要現象に対する解析モデル

2.3節において重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1に示す。

炉心（核）の重要現象は、1次冷却材密度低下及び燃料温度低下に伴う反応度帰還効果による原子炉出力変化を評価するためのものであるため、事象進展（1次冷却材密度低下、ボイド生成、ほう素濃度変化、出力変化）中の核的挙動をより精緻に模擬できる3次元炉心動特性及び核定数フィードバックモデルを採用する。また、出力運転中に炉内に蓄積された核分裂生成物（FP）及びアクチニドの崩壊熱を評価するための崩壊熱モデルを採用する。

炉心（燃料）については、燃料棒内温度変化を評価するために燃料棒内の径方向非定常熱伝導モデルが必要であり、炉心（熱流動）としては、サブクール沸騰を含む沸騰・ボイド率変化を評価できるボイドモデル（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）が必要である。

1次冷却系における温度及び圧力挙動は各保存則により記述される質量及びエネルギーバランスから求まるが、さらに蒸気発生器による除熱量や加圧器挙動を評価するためのモデルが必要となる。蒸気発生器による除熱の評価に当たっては、1次側・2次側の熱伝達を表す伝熱管熱伝達モデルの他、2次側の冷却材挙動を表すモデルが必要である。2次冷却材の温度及び圧力は、質量及びエネルギー保存則により表されるが、水位低下、ドライアウトといった現象を詳細に表すためには2流体モデルを適用する必要がある。主蒸気逃がし弁及び安全弁からの蒸気放出を模擬するためには臨界流モデルが必要となる。また、加圧器水位の変動及び、気液の熱非平衡を伴う加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動を詳細に表すためには2流体モデルを適用する必要がある。加圧器満水時の1次冷却材放出（加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出）を評価するためには、二相状態及びサブクール状態に対応した臨界流モデルが必要となる。

表 3-1 重要現象に対する解析モデル

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 3次元動特性モデル ・ 核定数フィードバックモデル
	ドップラ反応度帰還効果	
	減速材反応度帰還効果	
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱モデル
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非定常熱伝導方程式
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 二相圧力損失モデル ・ サブクールボイドモデル ・ 気液相対速度
加圧器	気液熱非平衡	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2流体モデル
	水位変化	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 二相及びサブクール臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> ・ 伝熱管熱伝達モデル
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界流モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2流体モデル
	2次側給水 (主給水・補助給水)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ポンプ特性モデル

3.3 解析モデル

SPARKLE-2コードを構成するM-RELAP5コード、COSMO-Kコード及びMIDACコードの解析モデルを表 3-2に示す。SPARKLE-2コードは、3.2節で述べた重要現象を評価するための解析モデルを有している。

3.3.1 プラント特性 (M-RELAP5コード)

原子炉冷却材の熱流動挙動は1次元の気液2流体モデルで模擬される。M-RELAP5の基礎式は、気液の各相の質量、運動量及びエネルギーの各保存式からなり、後述する構成式と合わせて解くことで圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び流速を求める。

保存式を補完する構成式は、気液相間の質量、運動量及びエネルギー交換を表すモデルであり、具体的には気液相間の界面積、界面摩擦、界面熱伝達を定義する。M-RELAP5コードでは、原子炉の流動状態に応じて適切な構成式が与えられる。

熱流動の解析に当たっては、原子炉の1次及び2次冷却系を多数のノードに分割して表す。これにより、流動状態に応じて適切な構成式を適用することができ、原子炉の各部で現れる流動状態を適切に模擬することができる。垂直配管と水平配管は異なるノードで模擬し、例えば、水平管内で層状流が現れるような場合にはこれに相当する構成式を適用する。また、蒸気発生器の1次側と2次側の熱授受は、1次側と2次側の流体ノードの間に伝熱構造体モデルを配置することで模擬できる。

以上の保存式、構成式は、これまでに幅広く検証され、事故時の原子炉内の熱流動挙動を適切に予測できることが確認されている。

(1) 保存則

二相流は2流体モデルでモデル化し、気液各相の質量保存式、運動量保存式及びエネルギー保存式の6保存式を解くことにより、圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び各相の流速を求める。

蒸気発生（又は凝縮）は、バルク流体でのエネルギー交換によるものと壁面近傍の温度境界層での壁面とのエネルギー交換によるものに分けて扱う。これらの蒸気発生（又は凝縮）は、気液界面におけるエネルギーバランスによって決まる。

バルク流体における界面伝熱は、気液界面の温度と気液各相の界面熱伝達とそれぞれの温度によって決まる。壁面の沸騰現象では蒸気は飽和であるとし、凝縮現象では液相は飽和であるとする。

(2) 流動様式

各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算する。

① 垂直流

垂直流に適用される流動様式を図 3-2に示す。垂直流の流動様式は、膜沸騰遷移前 (pre-CHF) の4領域、膜沸騰遷移後 (post-CHF) の4領域、垂直層状流の9領域とそれらの内挿領域から構成される。この流動様式は、水平線に対して60~90度の角度を有するコントロールボリューム

ムの上昇流及び下降流に適用される。**pre-CHF** は、気泡流、スラグ流、環状噴霧流、**pre-CHF** 噴霧流から成り、**post-CHF** 領域は逆環状流、逆スラグ流、噴霧流、**post-CHF** 噴霧流から成る。各流動様式の遷移は、ボイド率、流速、沸騰様式の関数として表される。

② 水平流

水平流に適用される流動様式を図 3-3に示す。水平流の流動様式は気液の相対速度、質量流量及びボイド率の関数として表記される。この流動様式は、水平線に対して 30 度までの角度を有するコントロールボリュームに適用される。30~60 度の角度を有するコントロールボリュームは、垂直流と水平流の内挿として評価される。水平流の流動様式は、**post-CHF** 領域が考慮されないことを除き、垂直流のそれと類似しており、水平層状流が垂直層状流に置き換わる形となる。水平流の流動様式は、気泡流、スラグ流、環状噴霧流、**pre-CHF** 噴霧流、水平層状流及びそれらの内挿領域から構成される。

(3) 臨界流モデル

① 加圧器逃がし弁及び安全弁からの臨界流

蒸気単相、二相、サブクール条件全てにおいて **Henry-Fauske**^[3]のモデルを適用する。設計圧力にて設計流量が放出されるように入力にて調節する。

② 主蒸気逃がし弁及び安全弁からの臨界流

有効性評価解析上は蒸気放出のみであるが、**Ransom-Trapp** のモデルを適用する。設計圧力にて設計流量が放出されるように入力にて調節する。

③ 破断口からの臨界流

臨界流モデルとして、非常用炉心冷却系の性能評価指針でその使用が認められている **Henry-Fauske** モデル^[3]をサブクール条件に、**Moody** モデル^[4]を二相条件に適用するが、A T W S では破断口からの冷却材放出は生じないため使用しない。

3.3.2 炉心動特性 (COSMO-Kコード)

炉心動特性はCOSMO-Kコードの解析モデルにより評価する。

(1) 3次元動特性モデル

空間依存の動特性方程式は、中性子に関する時間依存のエネルギー 2 群の拡散方程式と 6 群の遅発中性子先行核密度の式からなり、空間に関しては解析的多項式ノード法により離散化し、時間に関しては周波数変換法+ θ 法により差分化を行う。また、各燃料棒の出力は、ノード平均中性子束計算の後に、燃料棒出力再構築法により算出する。

(2) 核定数フィードバックモデル

核定数フィードバックモデルは、中性子動特性計算の入力となる核定数を、ノード単位で燃焼度、燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度に応じて変化させることでモデル化する。具体的には、燃焼度、燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度の5次元のマトリックス形式でテーブル化された核定数テーブルから、2次ラグランジュ補間により核定数を参照する手法を核定数フィードバックモデルとして採用している。この核定数フィードバックモデルにより、燃料温度、減速材密度の変化に応じて核定数の変化を考慮できることから、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果を適切に考慮することが出来る。

(3) 崩壊熱モデル

崩壊熱は、炉心に装荷される燃料種類、燃焼度を包絡するよう冷却時間の多項指数関数により関数化された崩壊熱曲線を入力として与えることにより模擬する。原子炉出力は、中性子動特性計算から得られる核分裂出力と崩壊熱を加算することにより得られる。

3.3.3 熱流動特性 (MIDACコード)

炉心内の熱流動特性はMIDACコードの解析モデルにより評価する。

(1) 保存則

① 熱流動

熱流動モデルの基礎方程式としては3次元の直交座標系に対し、混合相の質量(密度)、運動量、エネルギーに関する3保存則を考える。対流項にはドリフトフラックスモデルに基づく気液の速度差を考慮し、これに気相の質量保存則を加えることで、冷却材の圧力、流量、エンタルピ及びボイド率を求める。これらの方程式系を閉じるために、気液相対速度、沸騰、摩擦損失、乱流混合といった現象を表す物理モデルが用いられる。ほう素は液相に溶解して移動するものとして、沸騰に伴うほう素の液相への移動を考慮した質量保存則を与え、ほう素濃度の分布を求める。

② 燃料温度

熱流動解析の計算セル毎に、セル内に含まれる平均出力の燃料棒を対象とした非定常径方向1次元の熱伝導方程式を考慮する。MIDACコードは、燃料棒温度挙動を求め、冷却材への過渡時伝熱量を与えると同時に、燃料棒内温度を評価する。燃料熱物性は、FINEコード^[6]と同一モデルを採用している。

(2) 構成式

① 二相圧力損失モデル

軸方向圧力損失としては、摩擦損失と形状損失を考慮する。摩擦損失としては、二相条件を考

慮するために、単相の圧力損失係数に対して EPRI の二相摩擦損失増倍係数^[7]を適用する。形状損失は入力された圧力損失係数に基づき計算する。

② サブクールボイドモデル

サブクールボイドは、気泡離脱点に関する Saha-Zuber の式^[8]と Lahey のサブクール沸騰モデル^[9]に基づき求める。(財)原子力発電技術機構が実施した管群ボイド試験結果^[10]において、Saha-Zuber の式に若干の補正を加えることで、管群における気泡離脱の遅れを適切に模擬できることが報告されており、M I D A C コードでは、これを修正 Saha-Zuber の式として使用している。Lahey のサブクール沸騰モデルは、境界層における蒸気の生成と凝縮のバランスに基づく蒸気発生率を与える。

③ 気液相対速度

ドリフトフラックスモデルを適用した各保存則の基礎式では気液の相対速度が必要であり、気液相対速度はドリフトフラックス相関式により与えられる分布係数とドリフト速度から定まる。

M I D A C コードでは、(財)原子力発電技術機構で実施した管群ボイド試験結果^[10]においてデータとの一致が最も良いと報告された以下のモデルを主流方向について用いる。

圧力 12.5MPa 以上： 均質流

圧力 10MPa 以下： 鉛直上昇流に対する Chexal-Lellouche の式^[11]

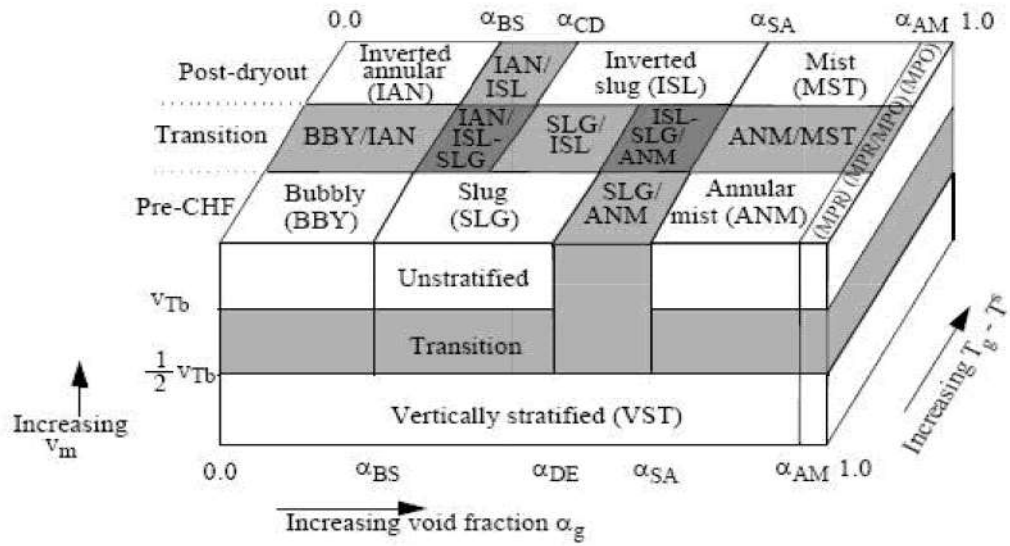
10～12.5MPa の間の領域については、分布定数及びドリフト速度のそれぞれについて直線内挿で算出する。

④ 燃料被覆管表面熱伝達

燃料被覆管表面熱伝達率としては、強制対流条件に対しては、Dittus-Boelter 相関式を、核沸騰条件に対しては Thom の式を使用する。

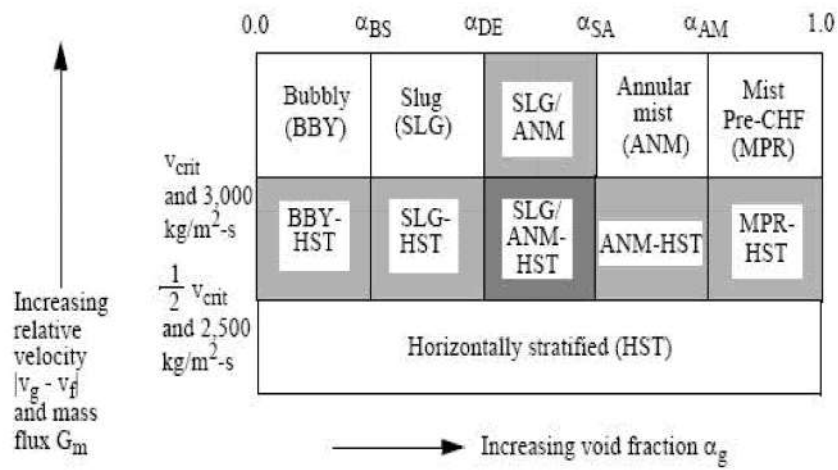
表 3-2 SPARKLE-2 コードのモデル一覧

項 目		計算モデル	
プラント特性 (M-RELAP5)	1次冷却系のモデリング	1次冷却系を多数のノードに分割 (ボリュームジャンクション法)	
	流動の基本式	非定常2流体6保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギー保存則 ・運動量保存則	
	流動様式	水平方向及び垂直方向で複数の流動様式を模擬	
	ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬 (Chexal-Lellouche)	
	数値解法	半陰解法	
	臨界流モデル	サブクール臨界流：Henry-Fauske モデル 二相臨界流：Moody モデル 蒸気単相：Ransom-Trapp モデル	
	1次冷却材ポンプの挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル	
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノードを分割 加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出はサブクール、二相臨界流共に Henry-Fauske モデルを適用	
	蒸気発生器モデル	2次側を多ノード非平衡 伝熱管熱伝達モデル ポンプ特性モデル	
炉心動特性 (COSMO-K)	モデリング	3次元	
	中性子束計算	3次元2群拡散、6群遅発中性子	
	数値解法	空間	解析的多項式ノード法
		時間	周波数変換法+ θ 法
	ノード内の中性子束の取扱い	解析的多項式ノード法 燃料棒出力再構築法	
	核定数フィードバックモデル	マトリックス形式の核定数テーブル化 2次ラグランジュ補間による核定数内挿	
崩壊熱モデル	多項指数関数による崩壊熱モデル		
熱流動特性 (MIDAC)	モデリング	3次元	
	基本モデル	流体	非定常二相ドリフトフラックスモデル (混合相3保存則+気相質量保存則)
		燃料温度	非定常径方向1次元熱伝導方程式
	数値解法	熱流動	コントロールボリューム法 完全陰解法 (PISO)
		燃料温度	コントロールボリューム法 完全陰解法
	二相圧力損失モデル	EPRI	
	サブクールボイドモデル	気泡離脱点：修正 Saha-Zuber 蒸気生成率：Lahey	
	気液相対速度(ドリフトフラックス相関式)	圧力 12.5MPa 以上：均質流 圧力 10MPa 以下：Chexal-Lellouche 圧力 10~12.5MPa：内挿	
燃料被覆管表面熱伝達	強制対流：Dittus-Boelter 核沸騰：Thom		



- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- IAN : 逆環状流
- ISL : 逆スラグ流
- MST : 噴霧流
- MPO : post-CHF 噴霧流
- VST : 垂直層状流

図 3-2 垂直流の流動様式



- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- HST : 水平層状流

図 3-3 水平流の流動様式

3.4 ノード分割

A T W Sの実機解析に用いる1次冷却系及び2次冷却系並びに炉心及び燃料棒のノード分割を、図3-4～図3-6に示し、各物理領域におけるノード分割の考え方を表3-3に示す。


A T W Sでは、2次側保有水が減少する過程での1次冷却系と2次冷却系での熱伝達を精緻に取り扱うために蒸気発生器伝熱管部のノード分割は詳細化する必要がある。また、1次冷却材の膨張による1次冷却材圧力変化を精緻に評価するためには、加圧器水位の上昇に伴う満水状態を適切に評価する必要があることから、加圧器も詳細に分割する必要がある。これら蒸気発生器伝熱管部及び加圧器については、後述するLOFT試験解析による妥当性確認(4.8節)や実機での感度解析に基づき十分な分割数とする。

また、A T W Sは過渡時に局所的な出力分布の歪を伴わず、ほぼ炉心一様に出力が変化する事象であるため、出力分布変化としては準静的な過渡変化といえる。そのため、C O S M O - Kコード及びM I D A Cコードは、多くの実機炉心解析(静的解析)で十分な精度実績のあるノード分割を採用することとしており、C O S M O - Kコード及びM I D A Cコードの炉心内ノード分割を同一としている。

他の物理領域については、A T W Sでは温度分布が大きくなり、また、冷却材流れは基本的に均質流であるため、蒸気発生器伝熱管部や加圧器ほど詳細なノード分割は不要である。

上記のノード分割の考え方は、2、3及び4ループプラントに共通して適用するものである。

表 3-3 SPARKLE-2 コードのノード分割の考え方

物理領域	ノード分割の考え方
1次冷却材高温側、低温側配管部	
蒸気発生器伝熱部	
加圧器、サージ管	
原子炉頂部	
上部、下部プレナム部	
ダウンカマ 炉心、燃料部	



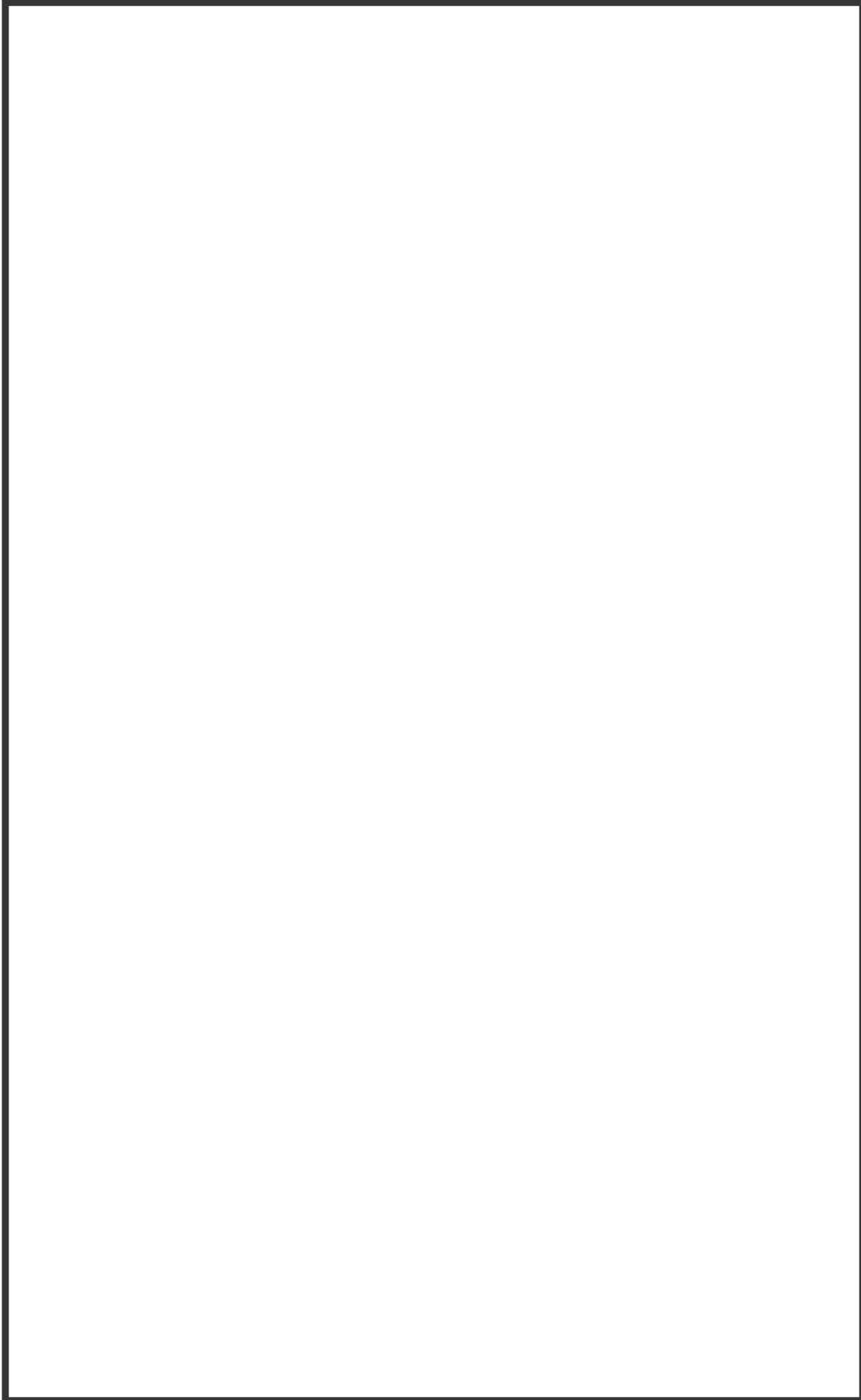


図 3-4 M-RELAP5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [A,B ループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

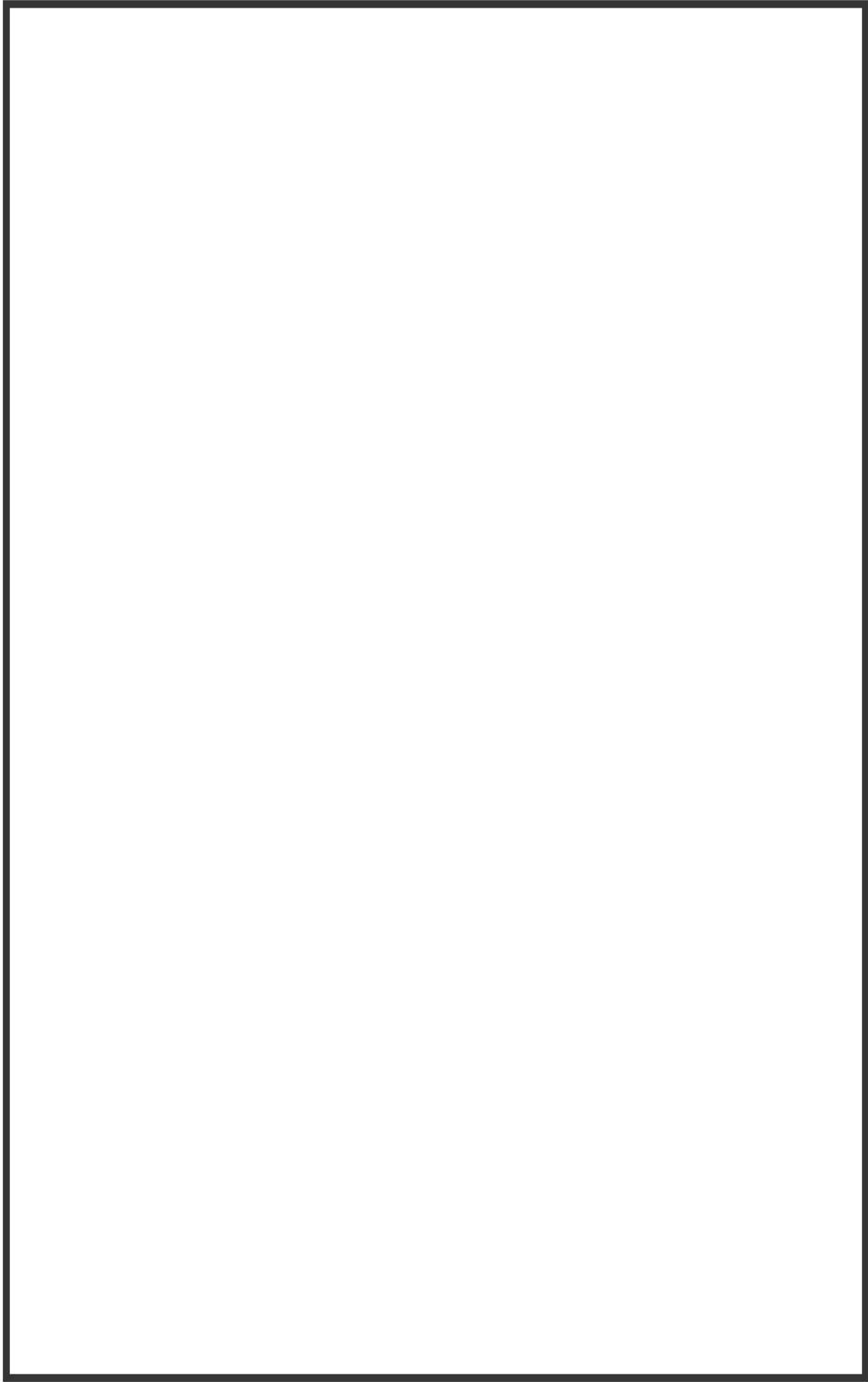


図 3-5 M-RE LAP 5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [C ループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

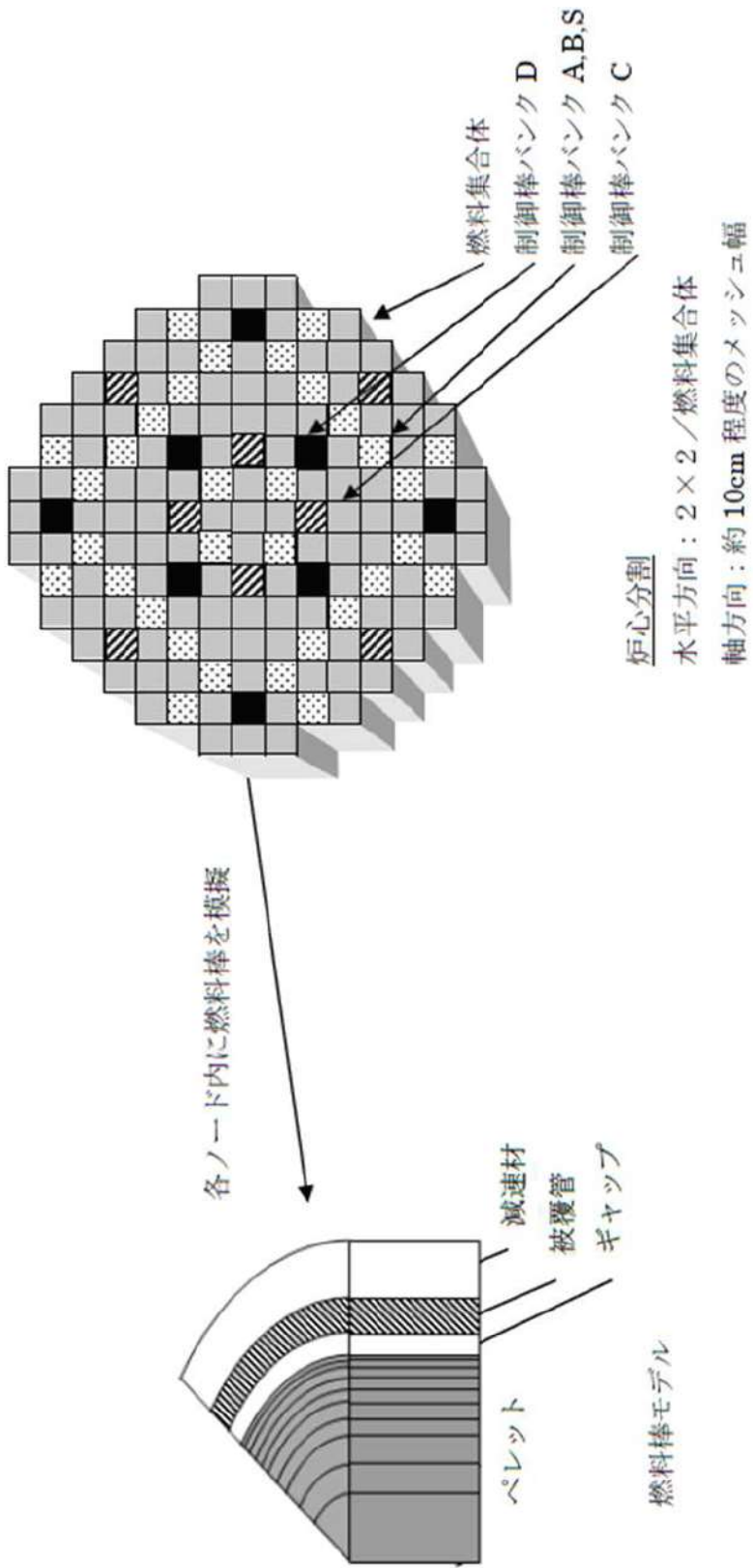


図 3-6 COSMO-K, MIDAC のノード分割図 (3 ループプラントの例)

3.5 結合計算方法

3.5.1 結合計算の流れ

S P A R K L E - 2 コードは、図 3-7 に示すように上記の 3 つの要素コードを動的に結合したプラント過渡特性解析コードである。

ある時刻において、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として 1 次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度が M - R E L A P 5 コードから C O S M O - K コード及び M I D A C コードに受け渡される。炉心過渡計算では、まず、M - R E L A P 5 コードから受け渡された炉心境界条件と C O S M O - K コードから受け渡される 3 次元出力分布に基づき、M I D A C コードにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度、温度及びほう素濃度の 3 次元分布を計算し、その後、M I D A C コードから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度、温度及びほう素濃度を用いて、C O S M O - K コードにて中性子動特性計算により炉心出力及び出力分布を計算する。M I D A C コードから C O S M O - K コードへ受け渡される燃料実効温度、炉心冷却材密度、温度及びほう素濃度は、3.3 節で示したように、C O S M O - K コードにおいて、ノード毎に中性子動特性計算の入力となる核定数を参照するために使用され、C O S M O - K コード及び M I D A C コードの炉心内ノード分割は同一であることから、これらのパラメータは C O S M O - K コードと M I D A C コードの同一ノード間で受け渡される。

炉心過渡計算が終了すると、M I D A C コードで計算された熱流束分布が M - R E L A P 5 コードに返され、M - R E L A P 5 コードで炉心部を含む 1 次冷却系全体の熱流動を計算する。この時、M I D A C コードと M - R E L A P 5 コードの炉心部分のノード分割が異なるため、M I D A C コードにより得られた熱流束分布を、M - R E L A P 5 コードのノード分割に縮約して受け渡すことにより、詳細な熱流束分布が M - R E L A P 5 コードによる熱流動計算に反映される。これらをタイムステップ毎に繰り返す。

3.5.2 炉心計算における受け渡しパラメータ

M I D A C コードから C O S M O - K コードへ受け渡されるパラメータの具体的な取扱いについて、以下に述べる。

(1) 燃料実効温度

C O S M O - K コードの核定数は、炉心計算での反応度が合うようにペレット内の反応率分布を考慮して平均化した核計算用の燃料実効温度をパラメータとして設定されており、主としてドブプラ反応度帰還効果に寄与する。M I D A C コードでは、C O S M O - K コードで評価されたノード単位の 3 次元出力分布を入力として、各ノードに対してノード代表のペレット内径方向温度分布を計算しているが、核計算用の燃料実効温度については、ペレット内の反応率分布を考慮してペレットの外側領域の重みを大きくする加重平均処理を行うことにより算出し、C O S M O - K コードの同一ノードへ

受け渡している。

(2) 炉心冷却材密度及び温度

MIDACコードにより計算されたノード毎の炉心冷却材密度及び温度は、COSMO-Kコードの同一ノードへ受け渡され、主として減速材反応度帰還効果に寄与する。ここで、ボイドが発生したノードに対しては、ボイド発生に伴う減速材密度低下による反応度変化を中性子動特性計算に取り込むため、気液混合密度を受け渡す。COSMO-Kコードの核定数テーブルは燃焼度、燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度の5次元のマトリックス形式でテーブル化されているため、この炉心冷却材密度により核定数を参照することにより、減速材密度が低下することに伴う単位体積当たりのほう素数が減少する効果についても考慮される。

(3) ほう素濃度

ノード毎のほう素濃度は、1次冷却材中のほう素は液相に溶解して移動するものとして、MIDACコードによりノード毎の1次冷却材密度に基づき計算される。計算されたほう素濃度はCOSMO-Kコードの同一ノードへ受け渡され、ほう素濃度変化が生じた場合には主としてほう素反応度効果として寄与する。

また、1次冷却材沸騰時には、ほう素は液相に濃縮するため、この効果をボイド率で考慮している。これにより、ボイド発生時における局所的なほう素濃度変化による影響を、中性子動特性計算に反映させることができる。なお、ATWSでは、冷却材流れは高圧に維持されるため気相と液相は均質流として共に移動するため、炉心で沸騰が生じたとしても、混合相全体としてのほう素濃度は変化しないため、このボイド発生時における局所的なほう素濃度変化は表れない。

3.5.3 炉心計算の流れ

COSMO-Kコードの3次元炉心動特性計算では、炉心核設計コードであるGALAXYコード及びCOSMO-Sコードで解析された炉心核設計データを用いていることから、それらのコードとの関連について説明する。炉心計算の流れを図3-8に示す。

SPARKLE-2コードを用いたプラント過渡解析に先立ち、まず、GALAXYコードを用いた2次元集合体計算により、事象発生前の炉心状態から対象とする過渡状態で想定する範囲を包絡する炉心条件（燃料実効温度、炉心冷却材密度、炉心冷却材温度、ほう素濃度、燃焼度）に対して核定数テーブルを準備する。その後、解析対象とする燃料装荷パターンに対し、この核定数テーブルを用いて、COSMO-Sコードにより解析対象とする炉心燃焼度まで燃焼計算を実施する。次に、SPARKLE-2コードにおいて、COSMO-Sコードで使用したのと同じ核定数テーブル、燃料装荷パターン及びCOSMO-Sコードの燃焼計算から得られる燃焼度分布を入力として、COSMO-KコードとMIDACコードにより、炉心過渡計算の初期炉心条件を設定するための初期定常計算を行う。なお、この初期定常計算では、MIDACコードとCOSMO-Kコードの解析結果が収束するまで反復計算を行う。

プラント過渡解析において、減速材反応度帰還効果に保守性や包絡性を考慮する場合には、この初期定常計算の段階でほう素濃度を調整することで初期減速材温度係数を任意の値に設定し、ほう素濃度調整により変化した中性子バランスを補正することにより定常状態を達成する。この炉心状態を初期定常状態とし、SPARKLE-2コードのプラント過渡解析が実行される。また、ドップラ反応度帰還効果に保守性や包絡性を考慮する場合には、炉心過渡計算においてタイムステップ毎に核定数を更新する際に、ドップラ反応度帰還量の調整を行う。

GALAXYコード及びCOSMO-Sコードの詳細は添付2に記載し、減速材及びドップラ反応度帰還効果の設定に関する詳細は、それぞれ添付3及び添付4に記載する。また、SPARKLE-2コードを用いてATWS解析を行う際の評価用炉心の具体的な考え方については添付5に記載する。

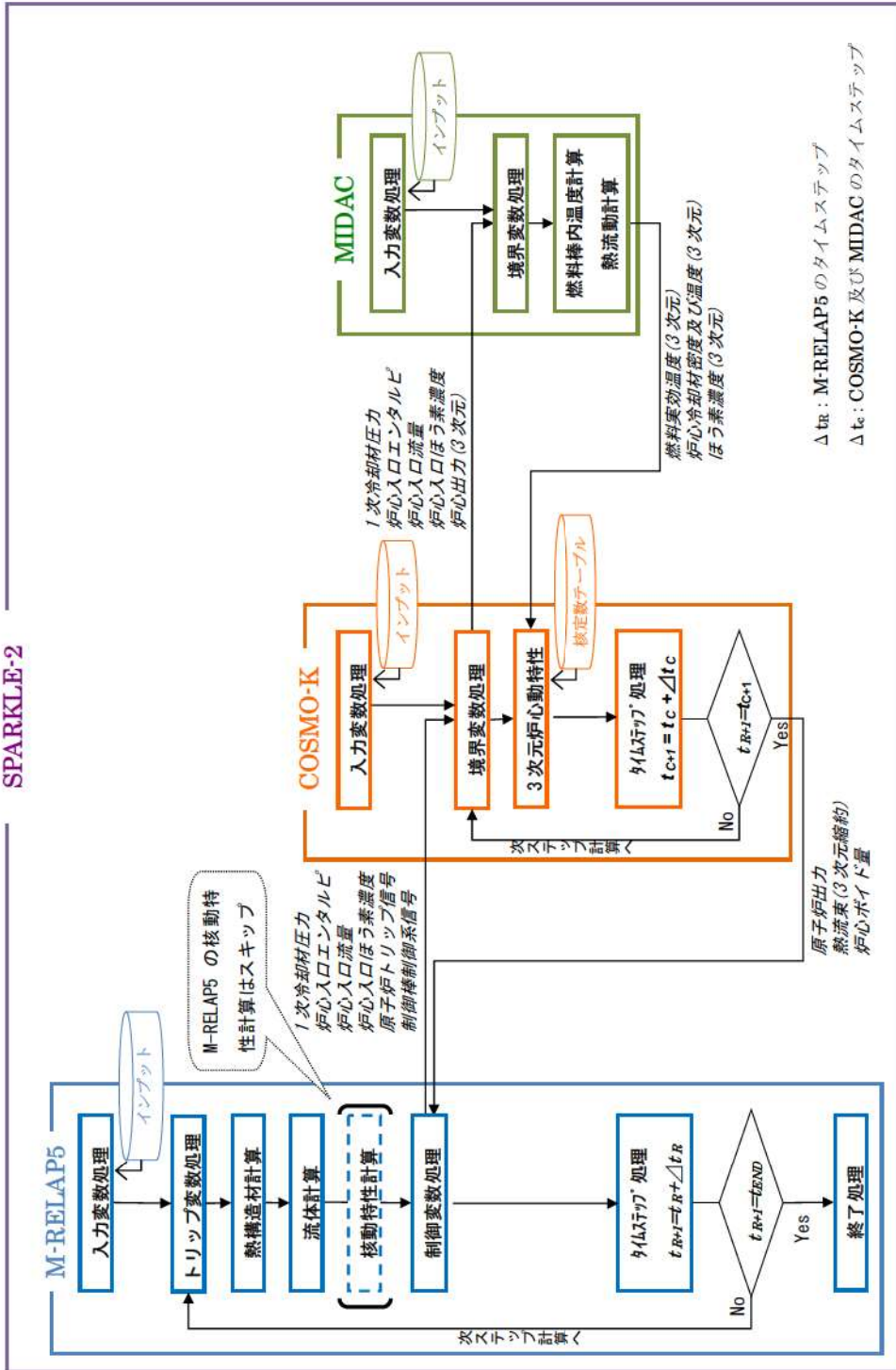
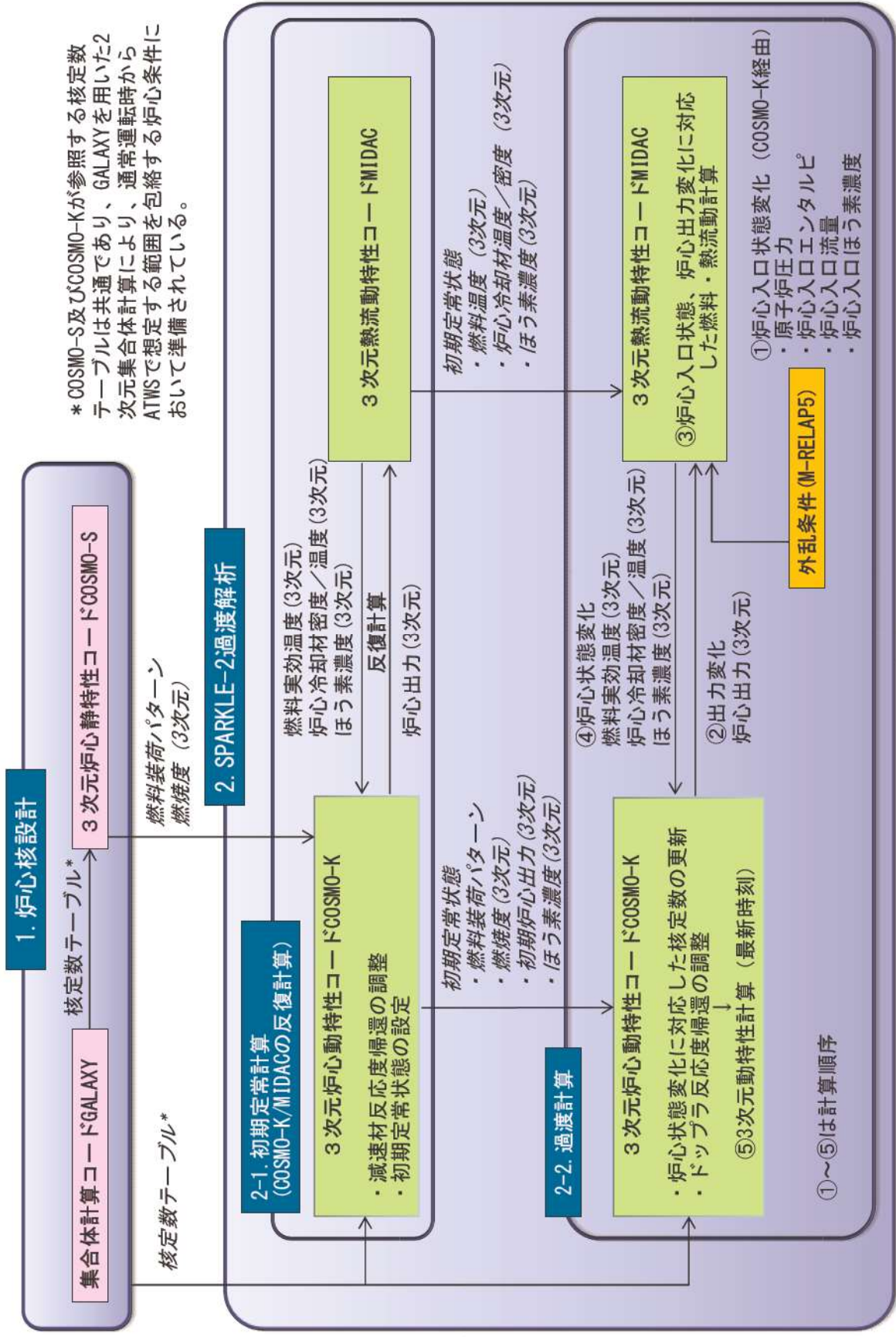


図 3-7 SPARKLE-2 コードの結合計算フロー



* COSMO-S及びCOSMO-Kが参照する核定数テーブルは共通であり、GALAXYを用いた2次元集合体計算により、通常運転時からATWSで想定する範囲を包絡する炉心条件において準備されている。

図 3-8 炉心計算の流れ

3.6 入出力

SPARKLE-2コードの入出力を図 3-9に示す。SPARKLE-2コードのインプットデータは、以下に示す各要素コードのインプットデータで構成される。SPARKLE-2コードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事象収束に重要な機器及び操作」等を整理した解析条件を添付6に示す。

M-RELAP5コード

- ① 原子炉容器、1次冷却材配管、加圧器、1次冷却材ポンプ及び蒸気発生器の幾何形状
- ② 制御及び保護系限界値
- ③ 初期条件（原子炉出力、原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材圧力）
- ④ 外乱条件（起因）

COSMO-Kコード

- ① 制御棒データ
- ② 外乱条件（起因）
- ③ 崩壊熱
- ④ 燃料装荷パターン
- ⑤ 燃焼度分布
- ⑥ 核定数

MIDACコード

- ① 燃料及び炉心仕様（幾何形状、圧力損失係数）

上記をインプットデータとして、3次元炉心動特性を含むプラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

M-RELAP5コード

- ① 1次冷却材圧力
- ② 原子炉冷却材温度
- ③ 原子炉冷却材流量

COSMO-Kコード

- ① 原子炉出力
- ② 出力分布

MIDACコード

- ① 原子炉冷却材温度（炉心）
- ② ピーク出力部燃料エンタルピ増分
- ③ 最小DNBR
- ④ 燃料ペレット中心温度
- ⑤ 燃料ペレットエンタルピ

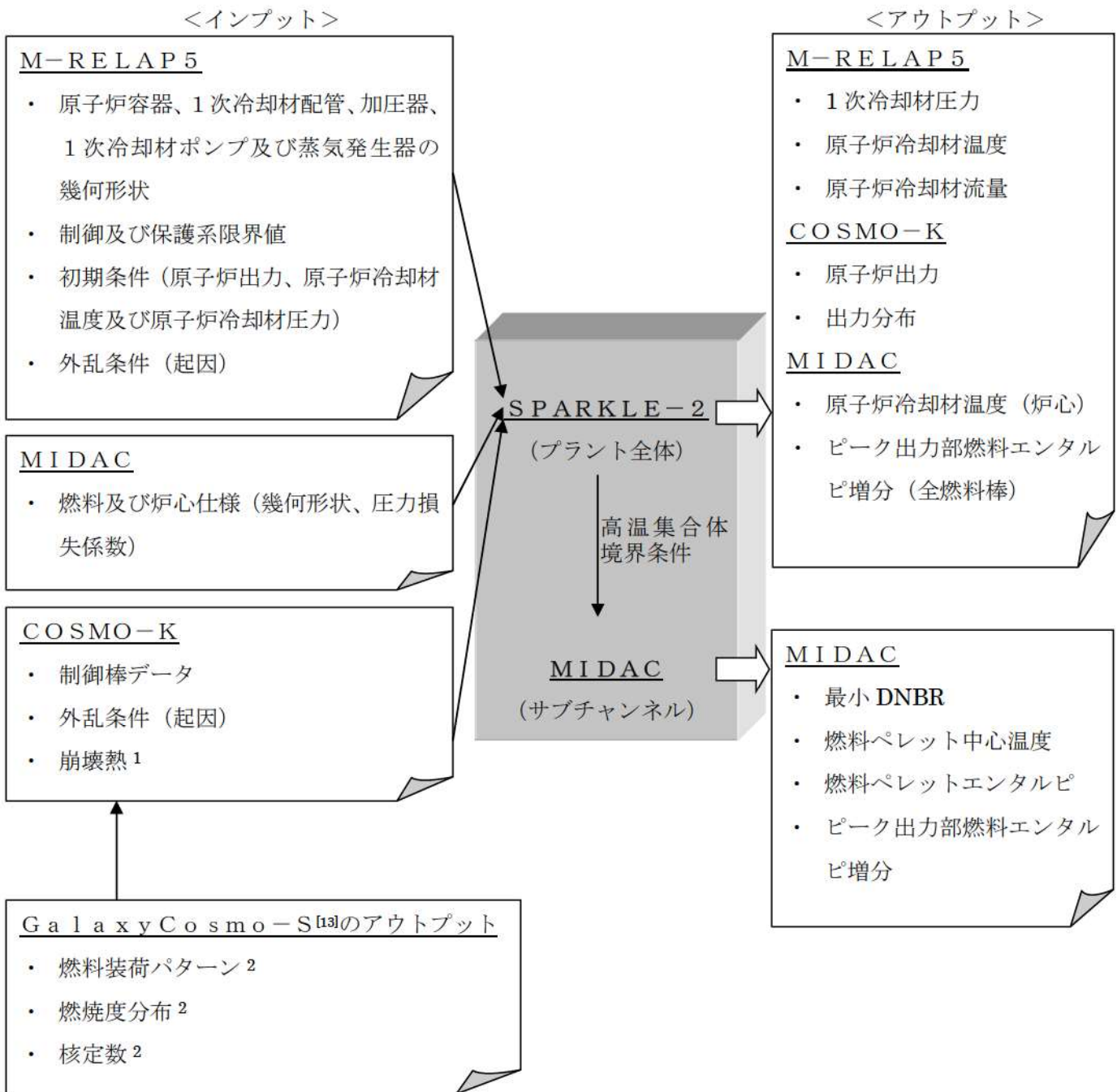


図 3-9 SPARKLE-2 コードの入出力

¹ サイクル初期からサイクル末期までを包絡させた崩壊熱を設定^[12]

² 炉心核設計の燃焼計算により得られる^[13]

4. 検証、妥当性確認

4.1 重要現象に対する検証、妥当性確認方法

2.3節において重要現象に分類された物理現象の検証、妥当性確認方法を表 4-1に示す。SPARKLE-2コードは、種々の検証、妥当性確認を実施しているが、本資料では、ATWSに対して、特に有効な検証、妥当性確認について記載する。

なお、崩壊熱は、解析では評価目的に応じた崩壊熱曲線を入力する。ATWSでは、崩壊熱が高い方が1次冷却材圧力を厳しく評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用によるばらつきを考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、アクチニド崩壊熱はORIGEN-2コード、FP崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線^[12]を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は20%、FP崩壊熱は $3\sigma_A$ を考慮し、実機運用によるばらつきとして燃料運用を考慮した燃料濃縮度（MOX燃料はPu含有率等）や燃焼度が考慮されている。このように、崩壊熱に関する不確かさや実機運用によるばらつきの考慮がなされた崩壊熱曲線を外部入力しているため、SPARKLE-2コードにおける崩壊熱の妥当性について、ここでは確認しない。なお、ATWSに対する崩壊熱の影響については、4.9.1節で考察する。

また、蒸気発生器における冷却材放出（主蒸気逃がし弁及び安全弁からの蒸気放出）は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を外部入力する。具体的には、ATWSでは、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力とし、流量については設計流量を用いている。また、蒸気発生器における2次側給水（主給水・補助給水）についても、解析では評価目的に応じた遅れ時間や流量を外部入力する。具体的には、ATWSでは、ATWS緩和設備による電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動に期待しているが、遅れ時間については信号遅れやポンプ定速達成時間等を考慮し、流量については設計流量を用いている。このように、蒸気発生器における冷却材放出及び2次側給水（主給水・補助給水）については設備設計に基づく作動圧力、遅れ時間、流量を評価目的に応じて外部入力していることから、これらの重要現象に対する妥当性について、ここでは確認しない。

4.1.1 炉心（核）における重要現象の確認方法

炉心（核）に対する重要現象は、中性子動特性、ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果であり、SPARKLE-2コードでは、これらを実用する解析モデルとして、

- ・ 3次元動特性モデル（中性子動特性）
- ・ 核定数フィードバックモデル（ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果）

を採用している。

3次元動特性モデルについては、正しい核定数が与えられた条件において、中性子束の空間及び時間応答が妥当であることを確認すれば、空間及び時間に対する中性子束計算が適切であることを確認できる。

また、核定数フィードバックモデルについては、核定数と3次元動特性モデルの両者が適切であることを確認できれば、その結果として得られる反応度帰還効果の妥当性が確認できる。つまり、核定数フィードバックモデルの妥当性確認としては、3次元動特性モデルの妥当性が確認されていることを前提に、中性子束計算の入力となる核定数が妥当であることを確認すればよい。この考え方にに基づき、炉心（核）における重要現象に対して、以下のプロセスにより妥当性を確認する。

(1) 3次元動特性モデル

空間に対する中性子束計算については、COSMO-Kコードと本機能が同一であるCOSMO-Sコードを用いた2、3及び4ループPWRに対する実機炉心解析により、炉物理検査における臨界ほう素濃度、制御棒価値、減速材温度係数、及び通常運転時における燃焼に伴う臨界ほう素濃度変化、サイクルを通じた出力分布について、計算値と測定値がそれぞれのパラメータに対する設計判断基準の範囲内で一致しており、妥当性が確認されている^[13]。

時間に対する中性子束計算については、核定数が与えられた条件での検証として、反応度変化の時間スケールが1秒以下のTWIGLベンチマーク^[14]、及び反応度変化の時間スケールが数十秒オーダーのLMWベンチマーク^{[15][16]}を実施し、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの条件におけるCOSMO-Kコードの時間に対する中性子束計算が適切であることを確認する。

また、小型軽水炉の反応度投入実験であり、中性子束分布の局所的な変化を伴い、且つ急峻な出力応答が得られるSPERT-III E-core実験^[19]の解析において中性子動特性の妥当性を確認する。

これらの検証、妥当性確認結果を総合して、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの3次元動特性モデルの適用性を確認する。

(2) 核定数フィードバックモデル

a. ドップラ反応度帰還効果

ドップラ反応度帰還効果に関連する核定数フィードバックモデルについては、中性子束計算の入力となる核定数の変化が適切であることの確認として、SPARKLE-2コードの核定数テーブルを算出するGALAXYコードに対して検証を実施する。この検証では、ATWSにおける事象進展中の炉心状態（燃料温度）を包絡する範囲において、種々の燃料種類、組成及び燃焼度に対して燃料温度変化に起因する反応度変化を連続エネルギーモンテカルロコードと比較することにより、条件によって差異が拡大しないことを確認する。これにより、GALAXYコードによる核定数計算段階において、燃料温度変化に起因する核定数の変化を、燃料種類、組成及び燃焼度に対して差異が拡大することなく適切に評価できることを確認する。

また、上述の小型軽水炉の反応度投入実験であるSPERT-III E-core実験解析において、ドップラ効果が支配的となるピーク出力近傍から出力が低下していく挙動について測定値と比較することにより、燃料温度変化を含めたドップラ反応度帰還効果の妥当性を確認する。

b. 減速材反応度帰還効果

減速材反応度帰還効果に関連する核定数フィードバックモデルについては、中性子束計算の入力となる核定数の変化が適切であることの確認として、GALAXYコードによる減速材密度変化に伴う反応度変化について連続エネルギーモンテカルロコードと比較することにより検証する。この検証は、通常運転状態（高温零出力～高温全出力）から事象進展中の1次冷却材温度が上昇した炉心状態を包絡する減速材密度の範囲において、種々の燃料種類、組成及び燃焼度に対して実施する。これにより、ATWS事象の事象進展中のいずれの状態においても減速材密度変化に起因する核定数の変化を適切に評価でき、かつ実機炉物理検査結果との比較により妥当性を確認する高温零出力状態から差異が拡大しないことを確認する。

また、実機炉物理検査における減速材温度係数測定検査との比較により、検査実施時の状態である高温零出力状態での減速材反応度帰還効果の妥当性を確認する。

これらの検証、妥当性確認結果より、ATWS事象の事象進展中における全ての範囲に対して、減速材反応度帰還効果の妥当性を確認する。

4.1.2 炉心（燃料及び熱流動）における重要現象の確認方法

炉心（燃料及び熱流動）における重要現象である燃料棒内温度変化及び沸騰・ボイド率変化（炉心冷却材密度変化）は、それぞれ、ドップラ反応度帰還効果に伴う核定数変化及び減速材反応度帰還効果に伴う核定数変化を求める際に必要となる。

燃料棒内温度変化については、MIDACコードの燃料棒内温度モデルである非定常熱伝導方程式の妥当性を確認するために、検証（コード間比較）と妥当性確認（試験解析）の2ステップで評価する。第1ステップでは、定常条件にて、許認可コードである燃料棒設計コードFINE^[6]との比較を実施する。MIDACコードの燃料棒内温度モデルの構成式は、FINEコードと同一の構成式を採用しており、本比較は、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法を検証することを目的としている。第2ステップでは、上述のSPERT-III E-core 実験解析において、非定常の燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果の妥当性を確認する。

沸騰・ボイド率変化（炉心冷却材密度変化）については、ボイドモデル（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）の妥当性確認として、PWR燃料の管群流路を模擬したNUPEC管群ボイド試験結果^[10]との比較により妥当性を確認する。

4.1.3 加圧器及び蒸気発生器における重要現象の確認方法

加圧器及び蒸気発生器における重要現象である加圧器における気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器における1次側及び2次側の熱伝達に対しては、PWRを模擬したLOFT試験装置において代表的な加熱及び加圧事象である負荷の喪失を模擬したLOFT L6-1試験^[20]解析、及び主給水流量喪失+ATWSを模擬したLOFT L9-3試験^[22]解析により、加圧器2流体モデル及び蒸気発生器伝熱管熱伝達モデルの妥当性を確認する。

また、LOFT L9-3 試験解析では、蒸気発生器はドライアウト及び加圧器からの1次冷却材の液相放出が見られることから、ATWSにおける特徴的な物理現象である加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出及び蒸気発生器の2次側水位変化・ドライアウトに対し、加圧器臨界流モデル及び蒸気発生器2流体モデルの妥当性についても確認する。

4.1.4 検証、妥当性確認の概要

以下に、4.1.1節～4.1.3節において整理した重要現象の確認方法を踏まえた各検証、妥当性確認の概要について述べ、詳細を次節以降に示す。

(1) 中性子動特性ベンチマークによる検証

核定数が与えられた条件において中性子束計算が適切であることの検証として、中性子動特性ベンチマーク解析を実施する。具体的には、炉心体系における中性子動特性ベンチマーク問題として広く用いられている2次元体系での TWIGL ベンチマーク、3次元体系での LMW ベンチマークについて、参照解との出力応答の比較を実施する。ここで、反応度変化の時間スケールは TWIGL ベンチマークで1秒以下、LMW ベンチマークで数十秒オーダーであり、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの中性子応答の検証を実施する。

これらの中性子動特性ベンチマークを複数実施すること、及び(4)の SPERT-III E-core 実験解析による妥当性確認と合わせて、ATWSのような比較的緩やかな出力応答に対する中性子動特性の検証が可能である。

(2) モンテカルロコードとの比較

ドップラ及び減速材反応度帰還効果に関連する核定数フィードバックモデルに対し、ATWSにおける幅広い炉心状態及び種々の燃料種類、組成及び燃焼度を対象に中性子束計算の入力となる核定数の変化が適切であることを確認するため、核定数の算出に用いる GALAXY コードに対し連続エネルギーモンテカルロコードとの反応度帰還効果に対する比較検証を実施する。なお、GALAXY コードと連続エネルギーモンテカルロコードとの比較の位置づけについては、添付2にまとめた。

(3) 炉物理検査（減速材温度係数測定検査）

減速材反応度帰還効果に関連する核定数フィードバックモデルの妥当性確認として、実機の高温零出力炉物理検査における減速材温度係数測定検査の測定データと計算値の比較により、高温零出力状態における実機炉心体系での減速材反応度帰還効果の妥当性を確認する。なお、4.1.1節に示したように、高温零出力状態から高温全出力状態を含めた事象進展中の幅広い範囲における減速材反応度帰還効果については、(2)のモンテカルロコードとの比較による検証と合わせて、妥当性を確認する。

(4) SPERT-III E-core 実験解析

小型軽水炉の反応度投入実験である SPERT-III E-core の実験解析は、制御棒による反応度添加により出力が急速に上昇し、燃料温度上昇に伴うドップラ反応度帰還効果により出力が急速に低下する

事象であることから、中性子動特性と燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果の妥当性確認に用いる。

4.1.1節に示したように、中性子動特性の妥当性については(1)の中性子動特性ベンチマークと、ドップラ反応度帰還効果の妥当性については(2)のモンテカルロコードとの比較と合わせて確認する。

また、本解析では、COSMO-KコードとMIDACコードの結合計算を行うことから、核熱結合計算の妥当性確認にも有効である。

(5) 許認可コードFINEとの比較

燃料棒内温度モデルの検証として、定常条件にて、MIDACコードの燃料棒内温度評価結果を許認可コードである燃料棒設計コードFINEと比較することにより、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法を検証する。

4.1.2節に示したように、ドップラ反応度帰還効果に影響する燃料温度変化については、(4)のSPERT-III E-coreの実験解析でその妥当性を確認する。

(6) NUPEC 管群ボイド試験解析

ATWSは、原子炉トリップの失敗により出力が長時間維持され、高圧力となる事象であり、このような条件下でのボイドは、流路内での偏りや気液の速度差がない均質流としてMIDACコードの二相流モデルにより取り扱うことができる。これによる沸騰・ボイド率変化に関するボイドモデル(二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度)の妥当性は、PWR燃料の管群流路を模擬したNUPEC管群ボイド試験結果との比較により確認する。

(7) LOFT L6-1 試験解析

代表的な加熱及び加圧事象である負荷の喪失を模擬したLOFT L6-1試験解析により、1次冷却系の加熱及び加圧時における加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

(8) LOFT L9-3 試験解析

主給水流量喪失+ATWSを模擬したLOFT L9-3試験解析により、LOFT L6-1試験解析と合わせて、加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器1次側・2次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

また、LOFT L9-3試験解析では、蒸気発生器はドライアウトに至り熱除去能力が低下し、加圧器は満水に至り1次冷却材が液相として放出されるため、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出、及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトの妥当性、さらにドライアウト時の1次側・2次側の熱伝達の妥当性についてもLOFT L9-3試験解析により確認する。

表 4-1 重要現象に対する検証、妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	検証										妥当性確認						
			TWIGLベンチマーク	LMWベンチマーク	OECD/NEA CRP PWR 制御棒飛び出しベンチマーク	OECD/NEA/NRC PWR MOX 炉心過渡解析ベンチマーク	許認可コードTWINKLEとの比較	モンテカルロコードとの比較 (減速材/ドップラ反応度帰還効果)	許認可コードFINEとの比較	OECD/NEA 主蒸気管破断ベンチマーク	SPERT-III E-core 実験解析	炉物理検査	NUPEC 管群ボイド試験解析	LOFT L6-1 試験解析 (負荷の喪失)	LOFT L6-5 試験解析 (主給水流量喪失)	LOFT L9-3 試験解析 (主給水流量喪失 A T W S)	実機起動試験 (負荷遮断)		
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	<ul style="list-style-type: none"> ・3次元動特性モデル ・核定数フィードバックモデル 	図 4-2 図 4-3	図 4-6	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			
	ドップラ反応度帰還効果		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
	減速材反応度帰還効果		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	崩壊熱*		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> ・非定常熱伝導方程式 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
加圧器	気液熱非平衡	<ul style="list-style-type: none"> ・二相力損失モデル ・サブクールポイドモデル ・気液相対速度 ・2流体モデル 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	水位変化		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1次側・2次側の熱伝達		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
蒸気発生器	2次側水位変化・ドライアウト	<ul style="list-style-type: none"> ・伝熱管熱伝達モデル ・2流体モデル ・臨界流モデル ・ポンプ特性モデル 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)*		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	2次側給水 (主給水・補助給水)*		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

* 崩壊熱並びに蒸気発生器における冷却材放出及び2次側給水は、解析では評価目的に応じた入力値を使用する(4.1節参照)

4.2 中性子動特性ベンチマークによる検証

4.2.1 TWIGL ベンチマーク^[14]による検証

COSMO-Kコードの中性子動特性モデルの検証として、TWIGL ベンチマーク問題の解析を実施した。本ベンチマーク問題は、中性子動特性計算の数値ベンチマーク問題として広く利用されており、参加機関、コード数も多く、信頼できるベンチマーク問題といえる。本検証では、反応度変化の時間スケールが1秒以下の早い事象進展に対して、核定数が与えられた条件において、中性子動特性を適切に評価できることを確認する。

(1) TWIGL ベンチマークの概要

TWIGL ベンチマーク問題は、図 4-1に示す体系において、領域1の吸収断面積がステップ状、又はランプ状に変化する問題が設定されている。本ベンチマーク問題では、中性子2群、遅発中性子1群の断面積データが表 4-2で与えられている。

(2) TWIGL ベンチマークの解析条件

本検証では、COSMO-Kコードにより、図 4-1で示された体系を実機解析と同程度の8cm×8cmのメッシュに分割し、表 4-2の断面積データを用いて計算を実施した。なお、ここでは、中性子動特性計算の時間ステップ幅に対する依存性を確認するため、1ミリ秒、10ミリ秒の2ケースで評価を実施した。

(3) TWIGL ベンチマークの解析結果

ステップ状の断面積変化及びランプ状の断面積変化のケースにおける解析結果を、それぞれ図 4-2及び図 4-3に示す。COSMO-Kによる解析結果は、いずれのケースにおいても時間ステップ幅に依らず、参照解コードであるTWIGLコード、QUANDRYコードと出力応答がよく一致しているため、COSMO-Kコードは、反応度変化の時間スケールが1秒以下の早い事象進展に対して、時間ステップ幅に依存せず、核定数が与えられた条件において、中性子動特性を適切に評価できることを確認した。なお、中性子動特性(核分裂出力)の不確かさは、SPERT-III E-core 実験解析(4.5節)を踏まえて検討することとする。

表 4-2 TWIGL ベンチマーク問題における断面積データ

断面積データ

物質	エネルギー群, g	D[cm]	$\Sigma_a[\text{cm}^{-1}]$	$\nu \Sigma_f[\text{cm}^{-1}]$	$\kappa [-]$	$\Sigma_s[\text{cm}^{-1}]$	
						g→1	g→2
1	1	1.4	0.0100	0.007	1.0	0.0	0.010
	2	0.4	0.1500	0.200	0.0	0.0	0.000
2	1	1.4	0.0100	0.007	1.0	0.0	0.010
	2	0.4	0.1500	0.200	0.0	0.0	0.000
3	1	1.3	0.0080	0.003	1.0	0.0	0.010
	2	0.5	0.0500	0.060	0.0	0.0	0.000

核分裂あたりの中性子発生数及び中性子速度

物質	エネルギー群	$\nu [-]$	$v [\text{cm}/\text{sec}]$
1~3	1	2.43	1.0×10^7
	2		2.0×10^5

遅発中性子データ

物質	遅発中性子先行核の群	$\beta [-]$	$\lambda [\text{sec}^{-1}]$
1~3	1	0.0075	0.08

ここで、 D は拡散係数、 Σ_a は吸収断面積、 $\nu \Sigma_f$ は生成断面積、 κ は核分裂スペクトル、 Σ_s は散乱断面積、 ν は核分裂あたりの中性子発生数、 v は中性子速度、 β は遅発中性子割合、 λ は遅発中性子先行核崩壊定数を示す。

ステップ状反応度投入の場合、物質 1 の 2 群の Σ_a が $0.1465[\text{cm}^{-1}]$ に瞬時に変化する。

ランプ状反応度投入の場合、物質 1 の 2 群の Σ_a が以下の様に変化する。

$$\Sigma_a = \begin{cases} 0.15 - 0.0175t & (t < 0.2) \\ 0.1465 & (t \geq 0.2) \end{cases}$$

ここで、 t は時刻[sec]を表す。

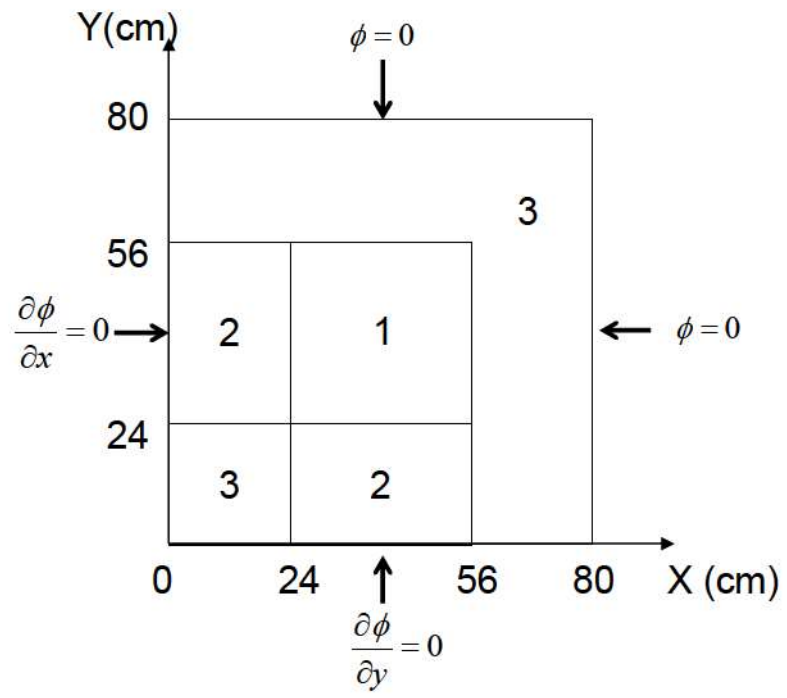


図 4-1 TWIGL ベンチマーク問題体系図

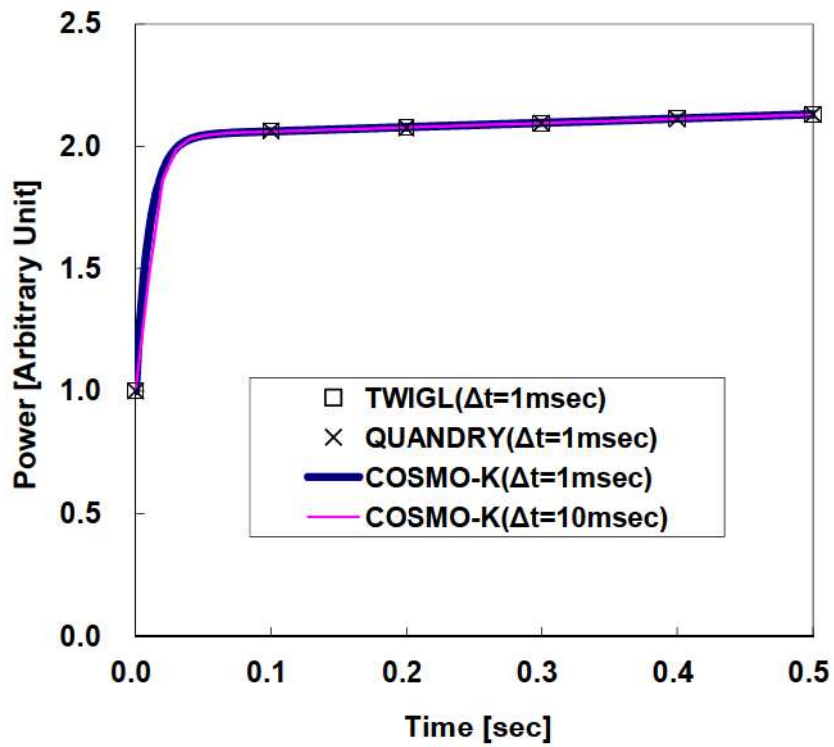


図 4-2 TWIGL ベンチマーク 炉心出力応答の比較 (ステップ状反応度添加の場合)

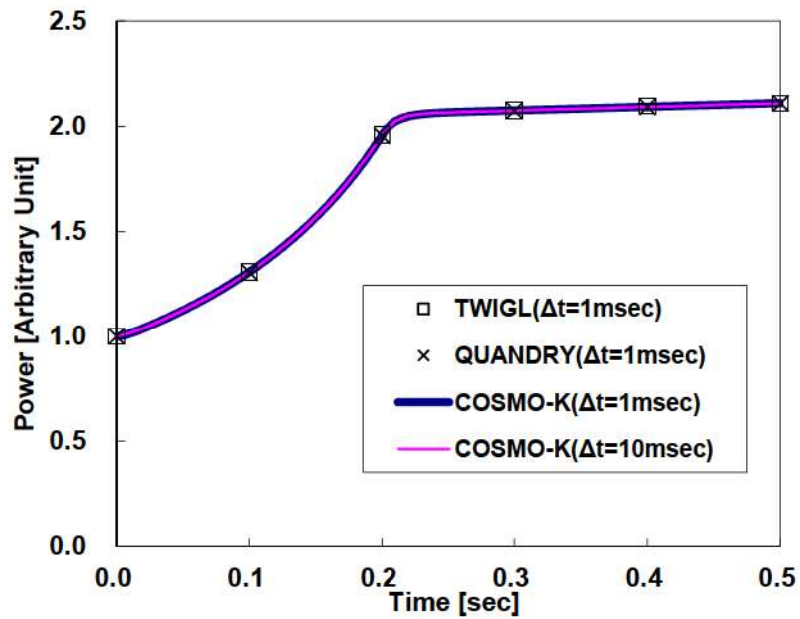


図 4-3 TWIGL ベンチマーク 炉心出力応答の比較 (ランプ状反応度添加の場合)

4.2.2 LMW ベンチマーク [15][16]による検証

COSMO-Kコードの3次元中性子動特性モデルの検証として、LMW ベンチマーク問題の解析を実施した。本ベンチマーク問題は、中性子動特性計算の数値ベンチマーク問題として広く利用されており、参加機関、コード数も多く、信頼できるベンチマーク問題といえる。本検証では、反応度変化の時間スケールが数十秒オーダーの緩やかな事象進展に対して、核定数が与えられた条件において、中性子動特性を適切に評価できることを確認する。

(1) LMW ベンチマークの概要

LMW ベンチマーク問題は、図 4-4及び図 4-5に示す PWR 炉心を模擬した体系において、制御棒グループ 1,2 がそれぞれ引き抜き、挿入された際の中性子過渡変化に関するベンチマーク問題である。本ベンチマーク問題では、中性子 2 群、遅発中性子 6 群の断面積データが表 4-3で与えられ、他の解析条件は表 4-4で与えられている。

(2) LMW ベンチマークの解析条件

本検証では、COSMO-Kコードにより、図 4-4及び図 4-5で示された体系を実機解析と同等の10cm×10cm×10cmのメッシュに分割し、表 4-3の断面積データを用いて計算を実施した。なお、ここでは、中性子動特性の時間ステップ幅に対する依存性を確認するため、時間ステップ幅を0.1秒及び1秒の2ケースで評価を実施した。

(3) LMW ベンチマークの解析結果

図 4-6の結果に示すように、COSMO-Kによる解析結果は、いずれの時間ステップ幅の場合にも、参照解コードであるQUANDRYコード、PANTHERコードと出力応答がよく一致しているため、COSMO-Kコードは、反応度変化が緩やかな事象進展に対して、時間ステップ幅に依存せず、核定数が与えられた条件において、中性子動特性を適切に評価できることを確認した。なお、中性子動特性（核分裂出力）の不確かさは、SPERT-III E-core 実験解析（4.5節）を踏まえて検討することとする。

表 4-3 LMW ベンチマーク問題における断面積データ

断面積データ

物質	エネルギー群	D[cm]	Σ_a [cm ⁻¹]	$\nu \Sigma_f$ [cm ⁻¹]	$\Sigma_{s,1 \rightarrow 2}$ [cm ⁻¹]*
1	1	1.423913	0.01040206	0.006477691	0.0175555
	2	0.356306	0.08766217	0.1127328	-
2	1	1.423913	0.01095206	0.00647769	0.0175555
	2	0.356306	0.09146217	0.1127328	-
3	1	1.425611	0.01099263	0.007503284	0.01717768
	2	0.350574	0.09925634	0.1378004	-
4	1	1.634227	0.002660573	0.0	0.02759693
	2	0.264002	0.04936351	0.0	-

*上方散乱 $\Sigma_{s,2 \rightarrow 1}$ 、自群散乱 $\Sigma_{s,1 \rightarrow 1}$ 、 $\Sigma_{s,2 \rightarrow 2}$ は 0 である。

核分裂スペクトル、核分裂あたりの中性子発生数及び中性子速度

物質	エネルギー群	χ [-]	ν [-]	v [cm/sec]
1~3	1	1.0	2.5	1.25×10^7
	2	0.0		2.5×10^5
4	1	0.0	0.0	1.25×10^7
	2			2.5×10^5

遅発中性子データ

物質	遅発中性子先行核の群	β [-]	λ [sec ⁻¹]
1~3	1	0.000247	0.0127
	2	0.0013845	0.0317
	3	0.001222	0.115
	4	0.0026455	0.311
	5	0.000832	1.40
	6	0.000169	3.87

ここで、D は拡散係数、 Σ_a は吸収断面積、 $\nu \Sigma_f$ は生成断面積、 $\Sigma_{s,1 \rightarrow 2}$ は 1 群から 2 群への散乱断面積、 χ は核分裂スペクトル、 ν は核分裂あたりの中性子発生数、 v は中性子速度、 β は遅発中性子割合、 λ は遅発中性子先行核崩壊定数を示す。

表 4-4 LMW ベンチマーク問題における解析条件

①初期条件	炉心出力密度	150W/cc
	制御棒グループ 1	全引き抜き
	制御棒グループ 2	50%挿入
②過渡条件	反応度帰還	なし
	制御棒グループ 1	7.5~47.5 秒の間 3cm/sec で挿入
	制御棒グループ 2	0~26.6 秒間 3cm/sec で引き抜き

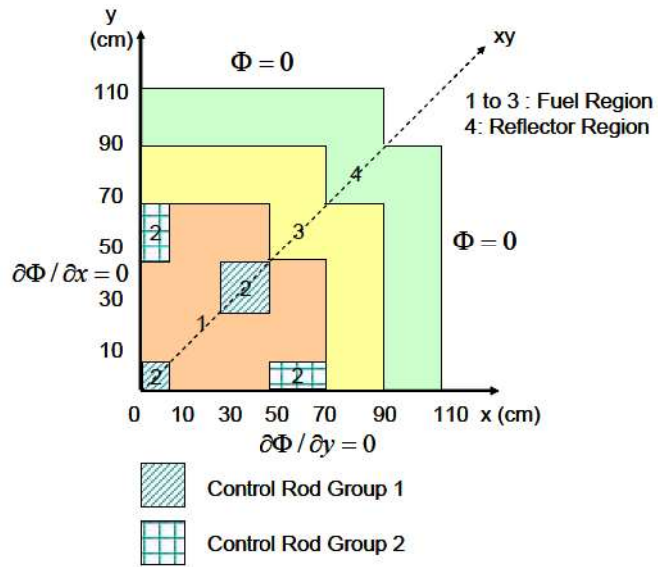


図 4-4 LMW ベンチマーク問題体系図 (水平方向)

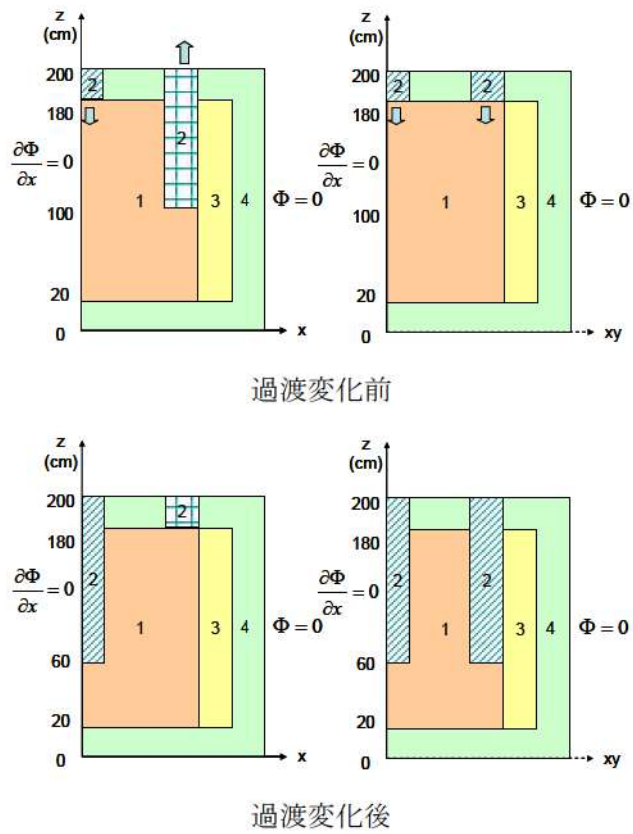


図 4-5 LMW ベンチマーク問題体系図 (鉛直方向)

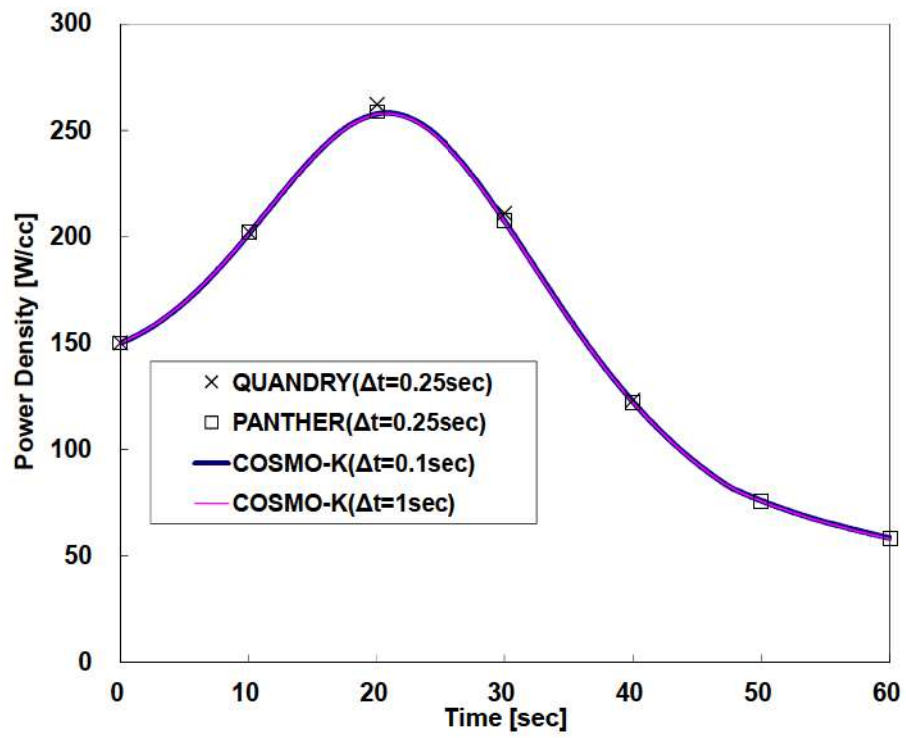


図 4-6 LMW ベンチマーク 炉心出力応答の比較

4.3 モンテカルロコードとの比較

4.3.1 ドップラ反応度帰還効果の検証

4.1節で整理したとおり、本節ではドップラ反応度帰還に関連する燃料温度変化に起因する核定数の変化を、実機炉心解析において想定される燃料種類、組成及び燃焼度に対して差異が拡大せず、適切に評価できることの確認を行う。GALAXYコードにおける核定数の算出は、添付2に示すとおり、集合体体系で燃料棒（ピンセル）毎の実効断面積を計算し、これを入力として集合体内の中性子束分布を計算することにより行われる。GALAXYコードにおける集合体体系の中性子束計算は、添付2に記載のとおり、複数の燃料幾何形状（14×14型、15×15型、17×17型）を対象に、燃料組成、燃料温度等の広範な条件に対して連続エネルギーモンテカルロコードを用いた燃料棒出力の比較により検証されていることから、GALAXYコードにおいて典型的なピンセル体系にて燃料温度が変化した際の反応度変化を適切に取り扱えることが確認できれば、集合体体系の中性子束計算の検証と組み合わせることで、ドップラ反応度帰還に関連する核定数変化も適切に取り扱うことができるといえる。

このことから、本検証では、GALAXYコードに対してピンセル体系で検証を行うこととし、燃料温度変化に起因する反応度変化（ドップラ温度係数）を適切に予測できることを、連続エネルギーモンテカルロコードMVPとの比較により確認する。また、ドップラ効果は、燃料温度変化に伴い共鳴吸収量が増加する結果として表れる負の反応度帰還効果であり、大きな共鳴吸収を有する核種の存在量、即ち燃料種類、組成及び燃焼度に強く依存する効果である。そのため、本検証においては、実機炉心解析で考えられる燃料種類、組成及び燃焼度を包絡する条件に対して検証を実施する。この検証範囲を包絡できる検証問題として、ドップラ反応度帰還効果のベンチマークとして広く利用されている Doppler-Defect Benchmark^[17]に加え、燃焼燃料に対する検証も追加して実施することとした。

本検証においては、GALAXYコード、MVPコードともに、実機炉心解析と同じく米国の標準核データライブラリであり十分な信頼性を有する ENDF/B-VII.0^[18]を用いた比較を行った。核データライブラリの妥当性については、4.5節に記載の SPERT-III E-core 実験解析によるドップラ反応度帰還効果の妥当性確認において、実験結果との比較により確認している。

(1) Doppler-Defect Benchmark^[17]概要

Doppler-Defect Benchmark^[17]は、Los Alamos National Laboratory(LANL)によって公開されているドップラ反応度帰還効果に関する数値実験ベンチマークである。本ベンチマークでは、ウラン燃料、MOX 燃料ピンセル体系において、ウラン燃料ではウラン濃縮度について 0.711wt%～5.0wt%、MOX 燃料では PuO₂ 濃度について 1.0wt%～8.0wt%の種々の条件が与えられている。これらの組成条件において、燃料温度を 600K(HZP 相当)、900K(HFP 相当)の条件として、実効増倍率を計算し、得られた実効増倍率からドップラ温度係数を評価する仕様である。この燃料温度の変化範囲は、ATWSにおける燃料温度の変動範囲を包絡する条件である。なお、参考文献[17]では、本ベンチマーク問題において、多数の計算コード又は核データライブラリの組み合わせによる評価結果から得られた

ドップラ温度係数の標準偏差は、10%以内であることが示されている。

(2) 解析条件

Doppler-Defect Benchmark ベンチマーク問題における主要な解析条件を表 4-5に、幾何形状の条件を表 4-6及び図 4-7に示す。これらを入力条件とし、燃料温度 600K、900K において、GALAXYコード、MVPコードのそれぞれで実効増倍率を評価した。なお、MVPコードにおける中性子サンプリング数の条件を表 4-9に示す。この燃料温度変化幅と中性子サンプリング数での評価条件におけるドップラ温度係数に対するモンテカルロ計算の統計誤差は約 0.8%程度となる。

また、本ベンチマークに加えて、5.0wt%ウラン燃料を対象とした 80GWd/t までの燃焼燃料、及び 8.0wt%MOX 燃料を対象とした 60GWd/t までの燃焼燃料に対する検証問題について本ベンチマーク問題と同一の解析条件により実施した。これに加えて、燃焼に伴う GALAXYコードの核種数密度の算出誤差がドップラ温度係数に与える影響を見積もる観点から、連続エネルギーモンテカルロ燃焼計算コード MVP-BURNにより算出した核種数密度を入力として MVPコードにより評価したドップラ温度係数と、GALAXYコードにより評価したドップラ温度係数（核種数密度は GALAXYにより算出）との比較を実施した。MVP-BURNコードとの比較では、4.8wt%ウラン燃料、代表組成 MOX 燃料を対象として、表 4-7及び表 4-8に示す条件を用いて評価を実施した。

(3) 解析結果

ウラン燃料、MOX 燃料及び燃焼燃料における GALAXYコードと MVPコードのドップラ温度係数の比較結果を図 4-8～図 4-11に示す。本結果より、MVPコードとのドップラ温度係数の差異の標準偏差は 1.5%以下であり、GALAXYコードの結果は、ATWSで発生する燃料温度の範囲において、MVPコードとの比較により燃料種類、組成及び燃焼度に対して差異が拡大することなく燃料温度変化に起因する核種数の変化を適切に評価できることが確認できた。

また、MVP-BURNコードにより算出した核種数密度を入力とした MVPコードと GALAXYコードのドップラ温度係数の比較結果を図 4-12～図 4-13に示す。この結果より、MVPコードとのドップラ温度係数の差異の標準偏差は 2.0%以下であり、GALAXYコードと MVP-BURNコードにより算出した核種数密度の差異がドップラ温度係数に与える影響は軽微であることが確認できた。このように、計算上の近似の少ない連続エネルギーモンテカルロ法を用いた燃焼計算により算出された核種数密度を用いた場合においても、ドップラ温度係数への影響が軽微であることから、燃焼に伴う GALAXYコードの核種数密度の算出誤差がドップラ温度係数に与える影響についても軽微であると考えられる。

このことから、実機炉心のように、様々な種類の燃料が混在する場合においても、ドップラ反応度帰還効果は差異が拡大することなく適切に取り扱うことができるといえる。

ドップラ反応度帰還効果の不確かさは、今回実施したモンテカルロコードとの比較、及び SPERT-III E-core 実験解析（4.5節）を踏まえて検討することとする。

表 4-5 主要解析条件

項目	評価条件
評価体系	燃料ピンセル体系 (図 4-7)
燃料タイプ	①ウラン燃料 ②MOX 燃料
燃料組成 (wt%)	①ウラン濃縮度 : 0.711, 1.6, 2.4, 3.1, 3.9, 4.5, 5.0 ②PuO ₂ 濃度 : 1.0, 2.0, 4.0, 6.0, 8.0
燃焼度(GWd/t)	0 (図 4-8及び図 4-9) 20,40,60,80(5.0wt%ウラン燃料で実施) (図 4-10) 20,40,60 (8.0wt%MOX 燃料で実施) (図 4-11)
減速材温度 (K)	600
燃料温度 (K)	600 (HZP), 900 (HFP)
ほう素濃度(ppm)	1,400
核データ	ENDF/B-VII.0

表 4-6 幾何形状入力条件

パラメータ	HZP(600K)	HFP(900K)
燃料棒外半径(cm)	0.39398	0.39433
燃料被覆管内半径(cm)	0.40226	0.40226
燃料被覆管外半径(cm)	0.45972	0.45972
燃料棒ピッチ(cm)	1.26678	1.26678

表 4-7 主要解析条件 (MVP-BURNコードを用いた場合)

項目	評価条件
評価体系	燃料ピンセル体系 (図 4-7) ³
燃料タイプ	①ウラン燃料 ②MOX 燃料
燃料組成 (wt%)	①ウラン濃縮度 : 4.8 ②Pu 含有率 : 約 10.6
燃焼度(GWd/t)	20,40,60 (図 4-12) 20,40,60 (図 4-13)
減速材温度 (K)	580
燃料温度 (K)	600 (HZP), 900 (HFP)
ほう素濃度(ppm)	約 900
核データ	ENDF/B-VII.0

表 4-8 幾何形状入力条件 (MVP-BURNコードを用いた場合)

パラメータ	HZP,HFP 共通
燃料棒外半径(cm)	0.412
燃料被覆管内半径(cm)	0.412 ³
燃料被覆管外半径(cm)	0.476
燃料棒ピッチ(cm)	1.265

³ 燃料被覆管ギャップは燃料被覆管領域に均質化して取り扱っている。

表 4-9 MVPコードの中性子サンプリング数

バッチ当たりのヒストリー数	10 万
バッチ数	1010
捨てバッチ数	10
総ヒストリー数	1 億

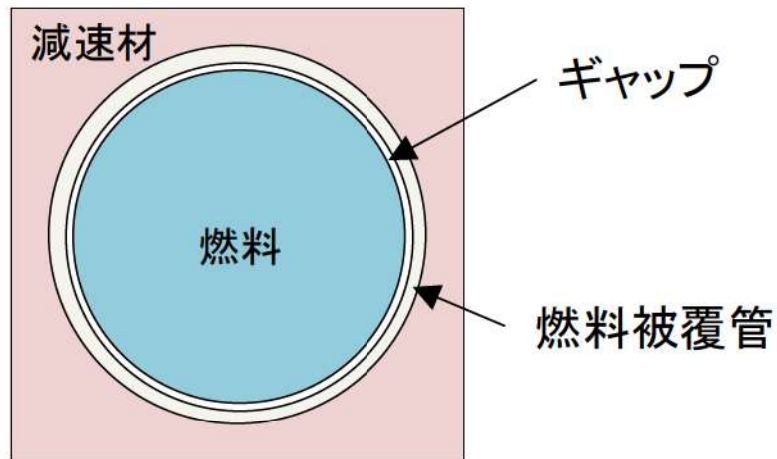


図 4-7 検証体系

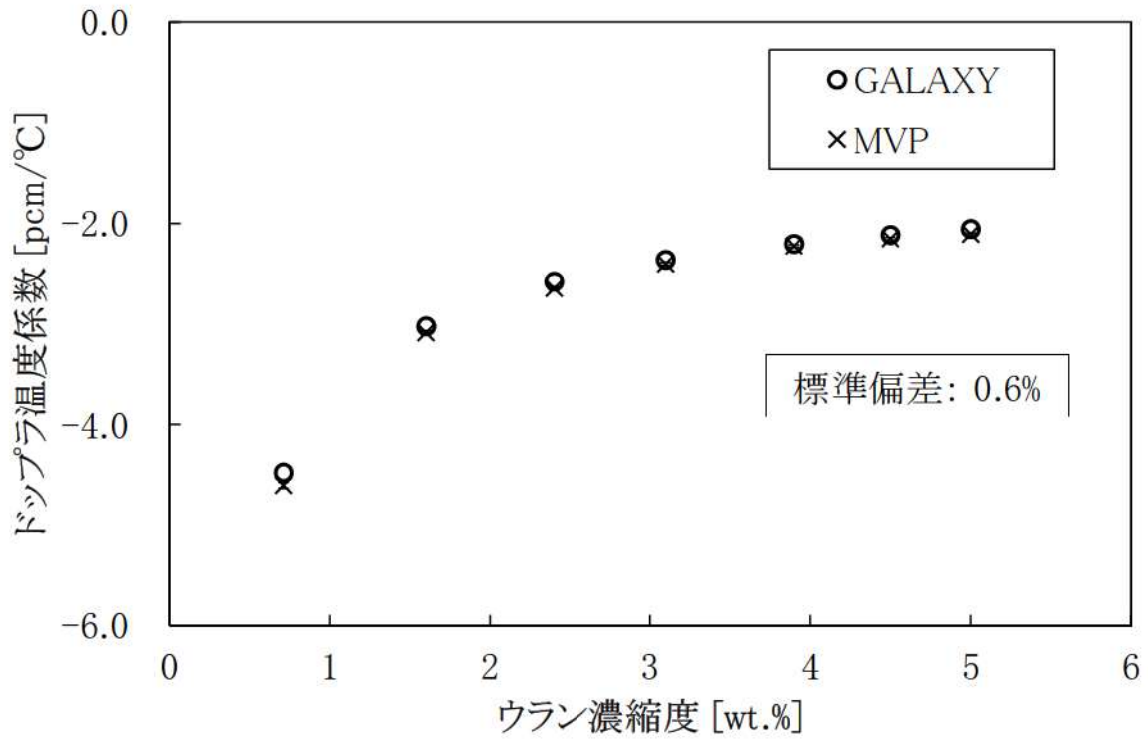


図 4-8 ウラン燃料を対象としたドップラ温度係数

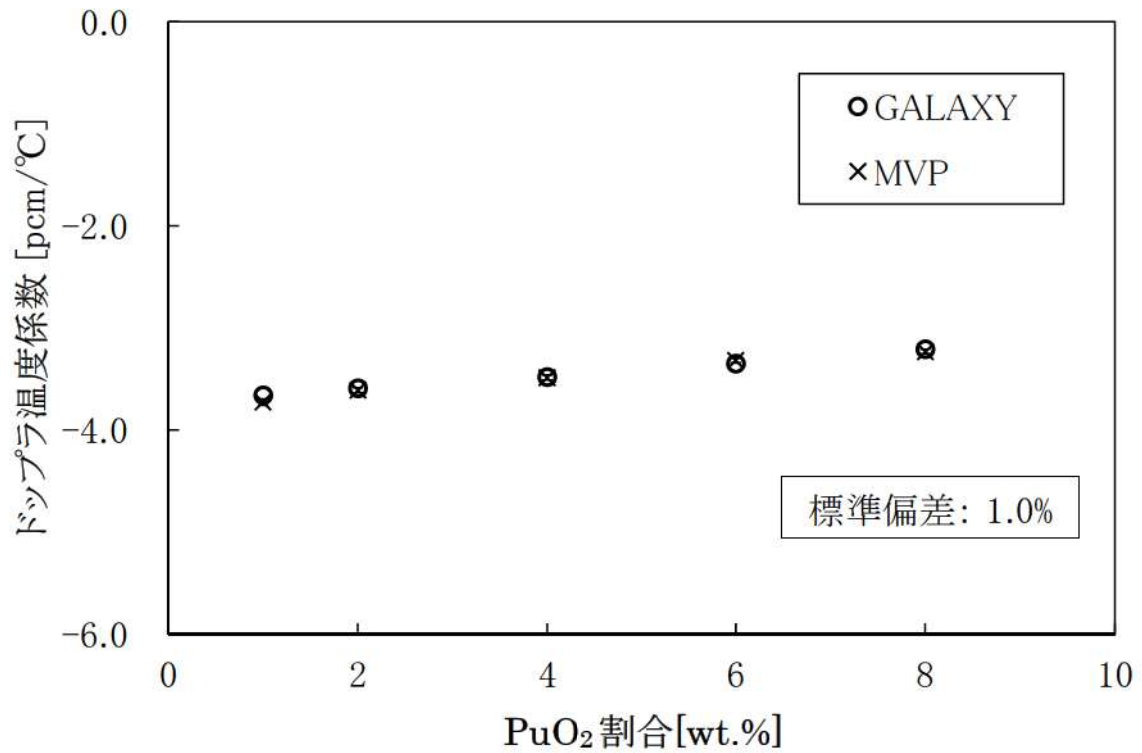


図 4-9 MOX 燃料を対象としたドップラ温度係数

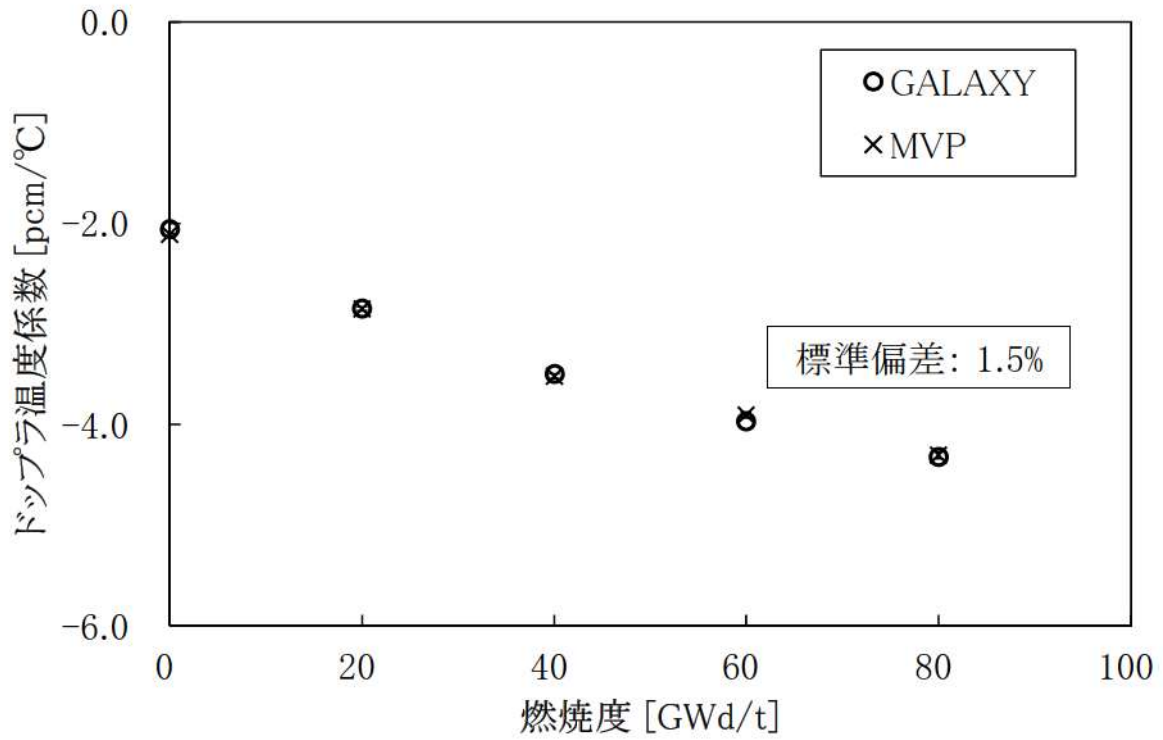


図 4-10 燃焼ウラン燃料を対象としたドップラ温度係数

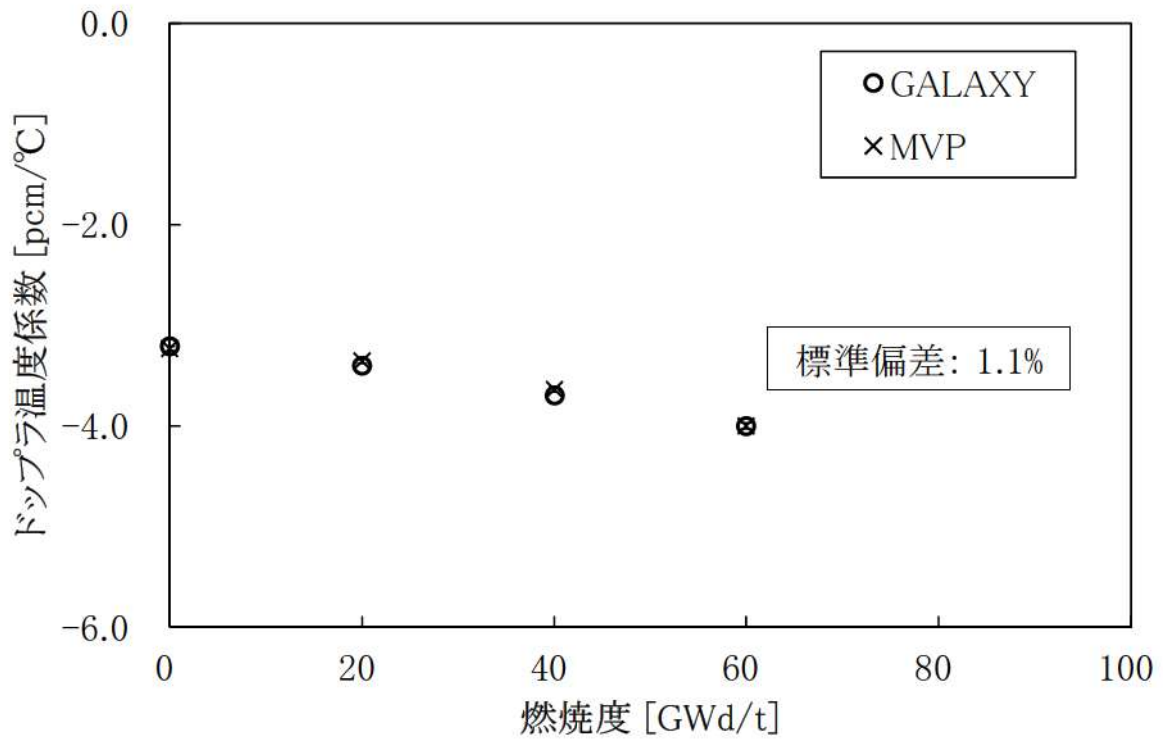


図 4-11 燃焼 MOX 燃料を対象としたドップラ温度係数

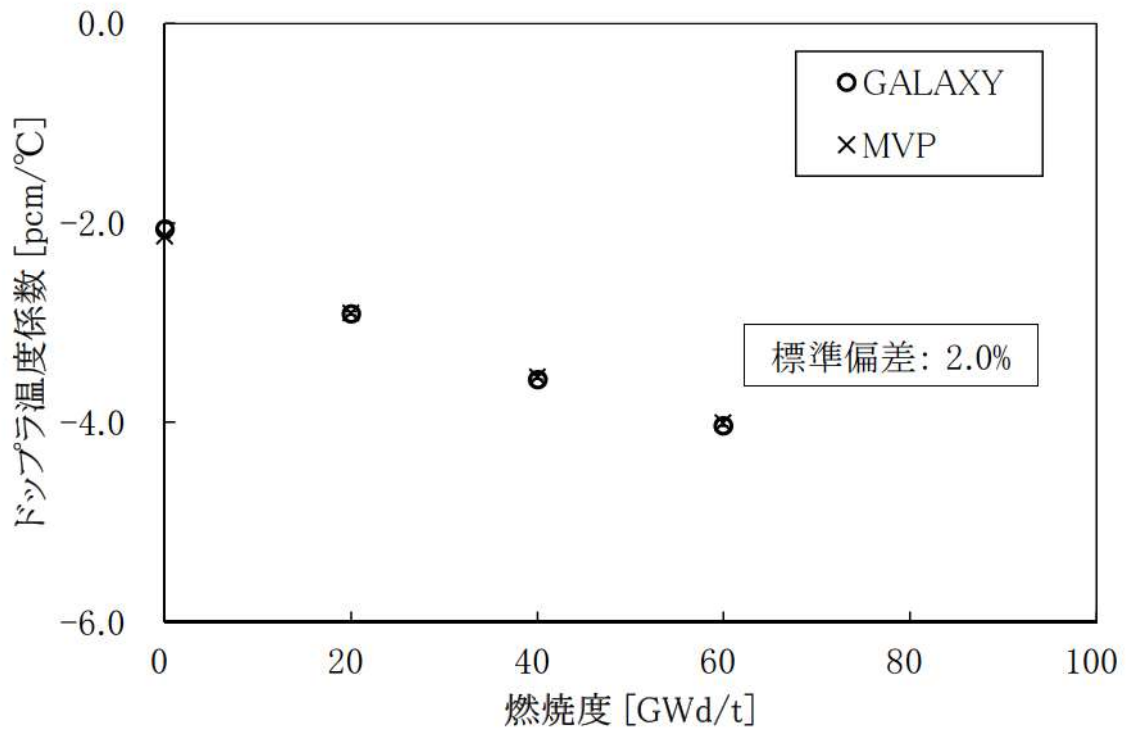


図 4-12 燃焼ウラン燃料に対するドップラ温度係数の比較 (MVP-BURNを用いた場合)

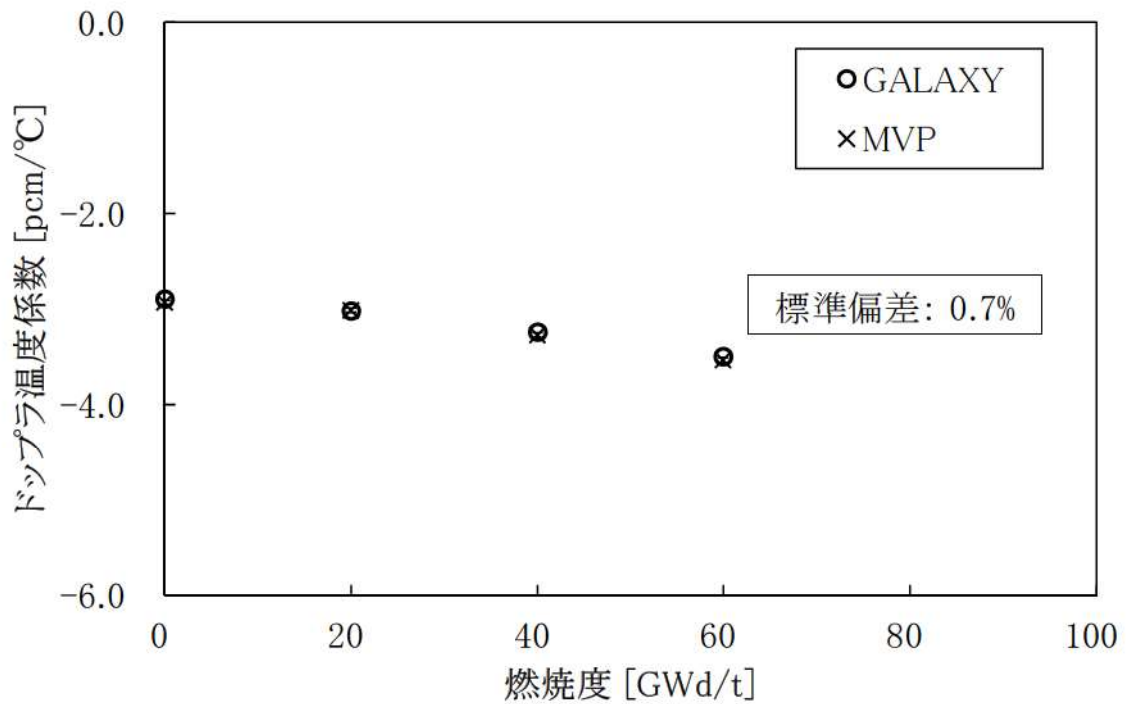


図 4-13 燃焼MOX燃料に対するドップラ温度係数の比較 (MVP-BURNを用いた場合)

4.3.2 減速材反応度帰還効果の検証

4.1節で整理したとおり、本節では減速材反応度帰還に関連する減速材密度変化に起因する核定数の変化を適切に評価できることの確認を行う。4.4節に示す実機炉物理検査の減速材温度係数測定検査において、2, 3及び4ループ PWR に対する実機炉心体系における高温零出力状態 (HZP) での減速材反応度帰還効果の妥当性が確認されている。そのため、GALAXYコードによる核定数計算 (集合体計算) 段階で、ATWS 事象評価で想定される減速材密度、ほう素濃度の変動範囲において、減速材反応度帰還効果の差異が HZP 条件から拡大しないことを確認できれば、実機炉心体系における当該運転条件の範囲内での減速材反応度帰還効果も適切に取り扱うことができるといえる。

本検証では、GALAXYコードと連続エネルギーモンテカルロコード MVP による集合体計算において、通常運転状態 (高温零出力～高温全出力：減速材密度 $0.6\sim 0.8\text{g/cm}^3$) から ATWS において最も減速材密度が低い状態となる減速材密度 0.4g/cm^3 を包絡する範囲において、減速材密度が変化した際の反応度変化である減速材密度係数を評価し、両者の比較を実施した。この検証範囲は、4.4節の炉物理検査 (減速材温度係数測定検査) にて減速材反応度帰還の妥当性を確認している HZP 条件 (減速材密度：約 0.75g/cm^3 に相当) を包絡している。

なお、本検証では、4.3.1節と同様に共通の核データライブラリ (ENDF/B-VII.0) を用いており、核データライブラリの妥当性については、4.4節の炉物理検査 (減速材温度係数測定検査) における減速材反応度帰還効果の妥当性確認において確認している。

(1) 減速材密度反応度帰還に関するモンテカルロベンチマーク概要

ATWS における減速材反応度帰還効果の検証は、前述のとおり ATWS における減速材密度変動範囲を包絡する条件である減速材密度 $0.4\sim 0.8\text{g/cm}^3$ の範囲において、実効増倍率を評価し、それらから減速材密度係数を評価することとした。

(2) 減速材密度反応度帰還に関するモンテカルロベンチマーク解析条件

本検証では、17行17列格子配列 4.8wt%ウラン燃料集合体及び 10wt%Gd 入り 4.8wt%ウラン燃料集合体及び代表組成 MOX 燃料集合体の単一集合体体系を対象に、GALAXYコード、MVPコードのそれぞれで実効増倍率を評価した。主要な解析条件を表 4-10に示す。なお、減速材反応度帰還特性に対して影響を有するほう素濃度については、通常運転時に発生する範囲を考慮して、0ppm～3,000ppm の条件で評価を実施した。また、MVPコードの中性子サンプリング数の条件を表 4-11に示す。

(3) 減速材密度反応度帰還に関するモンテカルロベンチマーク解析結果

GALAXYコードと MVPコードによる減速材密度係数の評価結果の比較を図 4-14～図 4-22に示す。GALAXYコードの結果は、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、ATWSで発生する減速材密度の範囲において、いずれのほう素濃度状態においても MVPコードの結果と特異な傾向なく一致しており、減速材密度変化に起因する核定数の変化を適切に評価できることが確認できた。こ

のことから、実機炉心のように、様々な種類の燃料が混在する場合においても、GALAXYコードによる減速材反応度帰還特性は、ATWS事象評価で想定される減速材密度、ほう素濃度の変動範囲においても、炉物理検査にて減速材温度係数の精度が確認されている HZP 条件（減速材密度：約 0.75g/cm^3 に相当）から差異が拡大していないことが確認され、減速材反応度帰還効果を適切に取り扱うことができるといえる。また、本検証結果より、MVPコードとの減速材密度係数の差異の標準偏差は、 $0.4\% \Delta k/k' / (\text{g/cm}^3)$ であることを確認したが、減速材反応度帰還効果の不確かさは、モンテカルロコードとの比較及び炉物理検査（減速材温度係数測定検査）（4.4節）を踏まえて検討することとする。

表 4-10 主要解析条件

項目	評価条件
評価体系	17 行 17 列燃料集合体
燃料タイプ	①4.8wt%ウラン燃料集合体 ②10wt%Gd 入り 4.8wt%ウラン燃料集合体 ③代表組成 MOX 燃料集合体
燃焼度(GWd/t)	①4.8wt%ウラン燃料集合体： 0, 20,40,60,80 ②10wt%Gd 入り 4.8wt%ウラン燃料集合体： 0, 10, 20 ③代表組成 MOX 燃料集合体： 0, 20,40,60
ほう素濃度 (ppm)	0、 1,500、 3,000
減速材密度(g/cm ³)	0.4、 0.5、 0.6、 0.7、 0.8
減速材温度(°C)	286.85
燃料温度(°C)	286.85
核データ	ENDF/B-VII.0

表 4-11 MVP コードの中性子サンプリング数

バッチ当たりのヒストリー数	1 万
バッチ数	1,010
捨てバッチ数	10
総ヒストリー数	1000 万

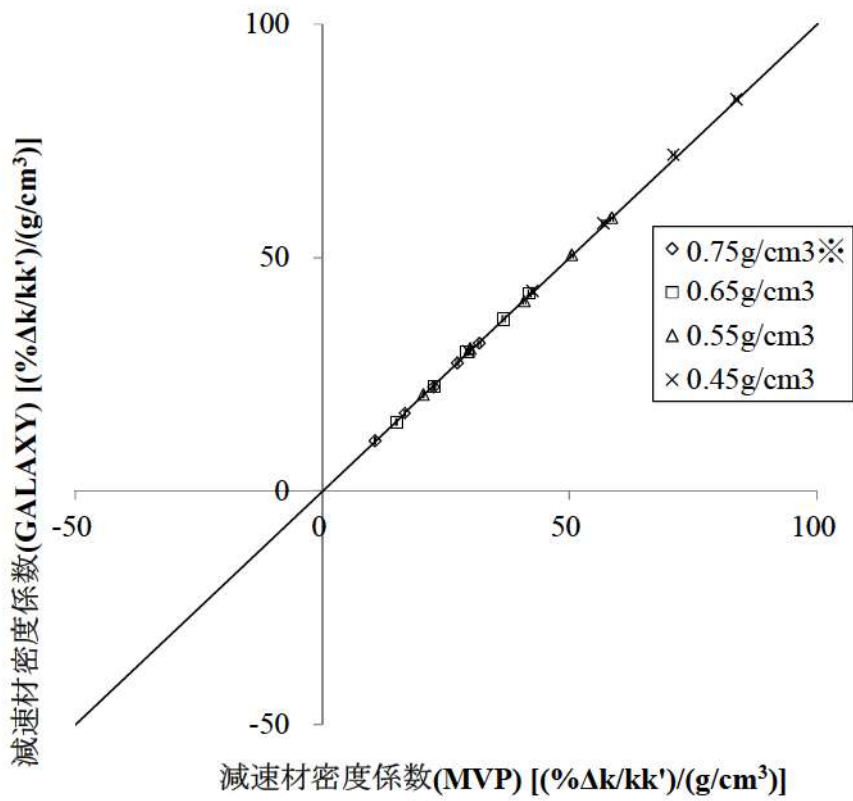


図 4-14 減速材密度係数の比較結果 (ウラン燃料、0ppm 条件)

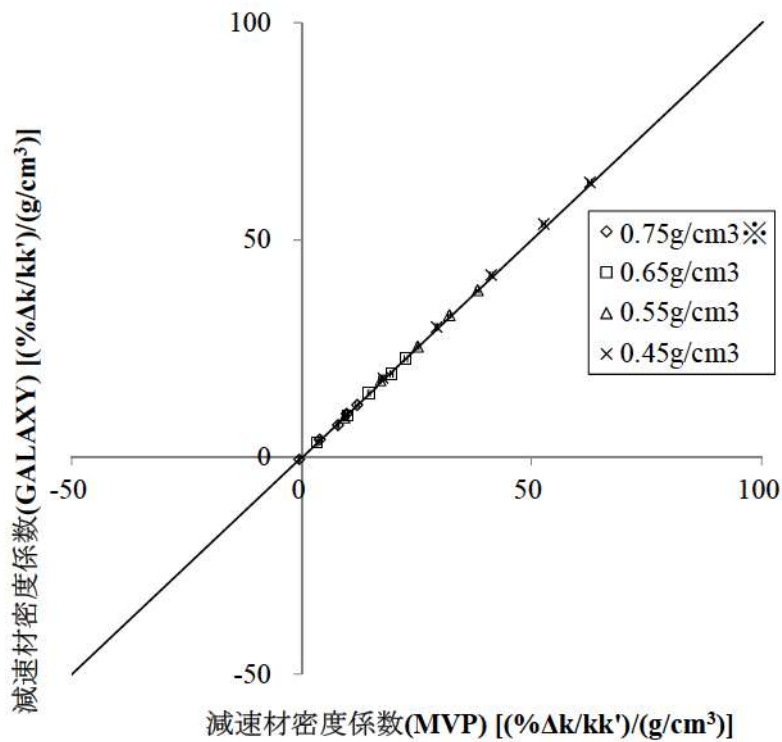


図 4-15 減速材密度係数の比較結果 (ウラン燃料、1,500ppm 条件)

※炉物理検査にて減速材温度係数の精度(±3.6pcm/°C)が確認されている領域

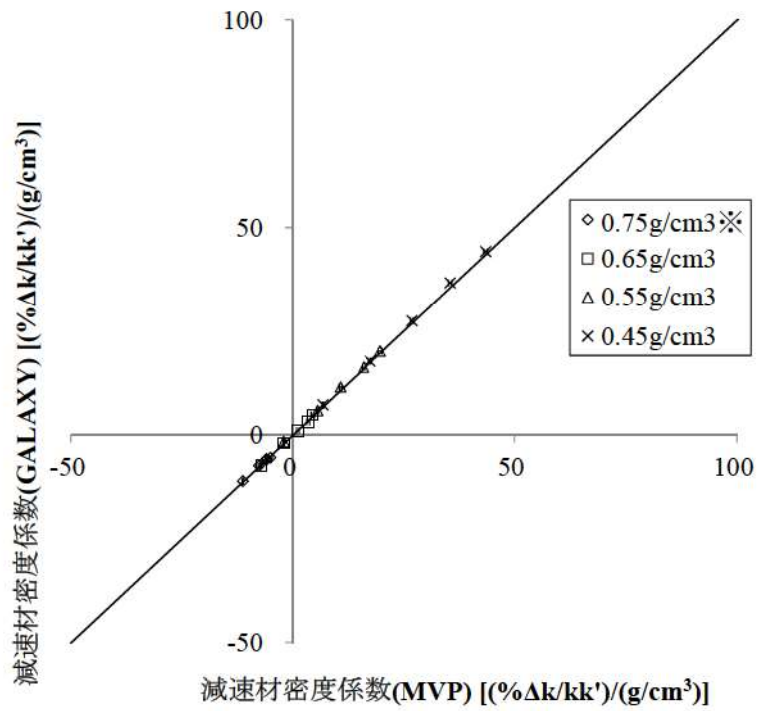


図 4-16 減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、3,000ppm 条件）

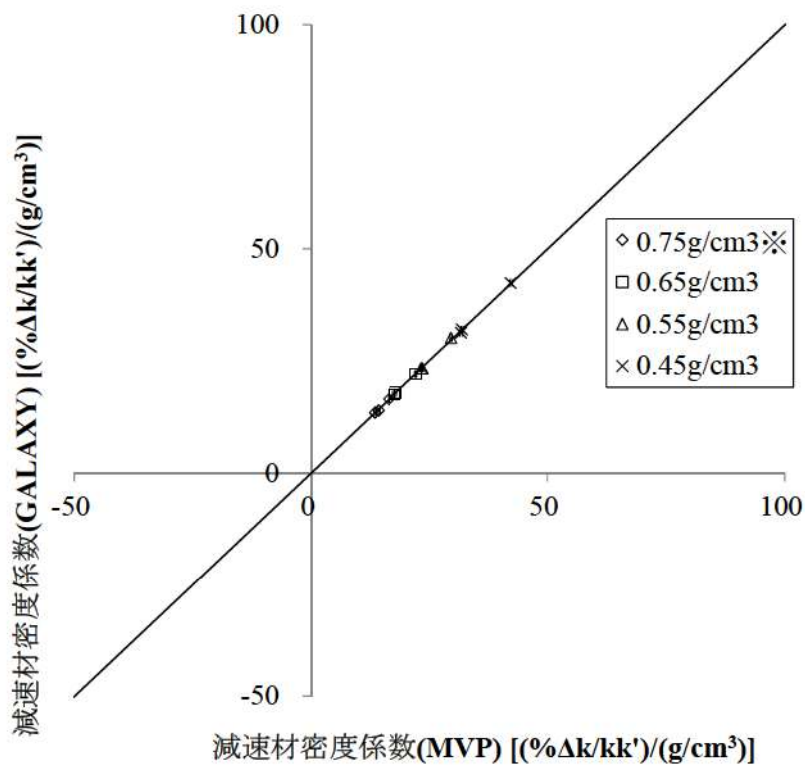


図 4-17 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、0ppm 条件）

※炉物理検査にて減速材温度係数の精度(±3.6pcm/°C)が確認されている領域

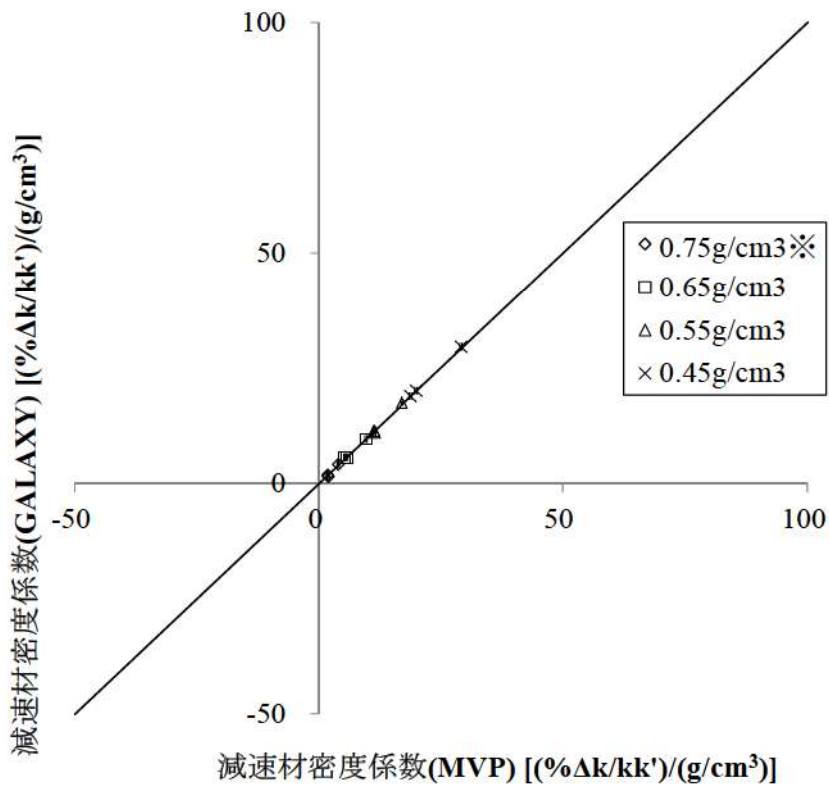


図 4-18 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、1,500ppm 条件）

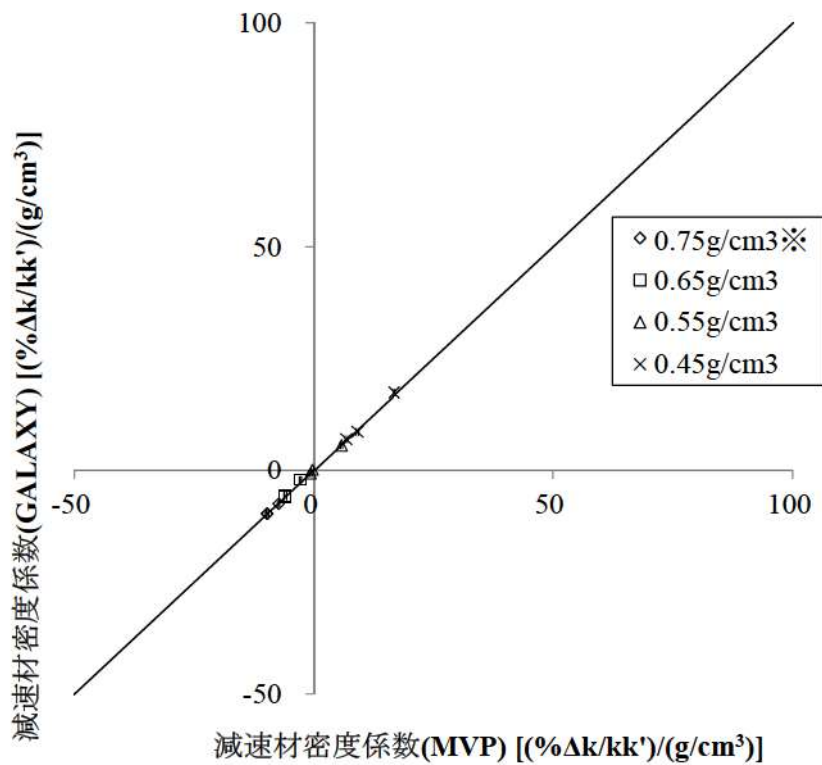


図 4-19 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、3,000ppm 条件）

※炉物理検査にて減速材温度係数の精度($\pm 3.6 \text{ pcm/}^\circ\text{C}$)が確認されている領域

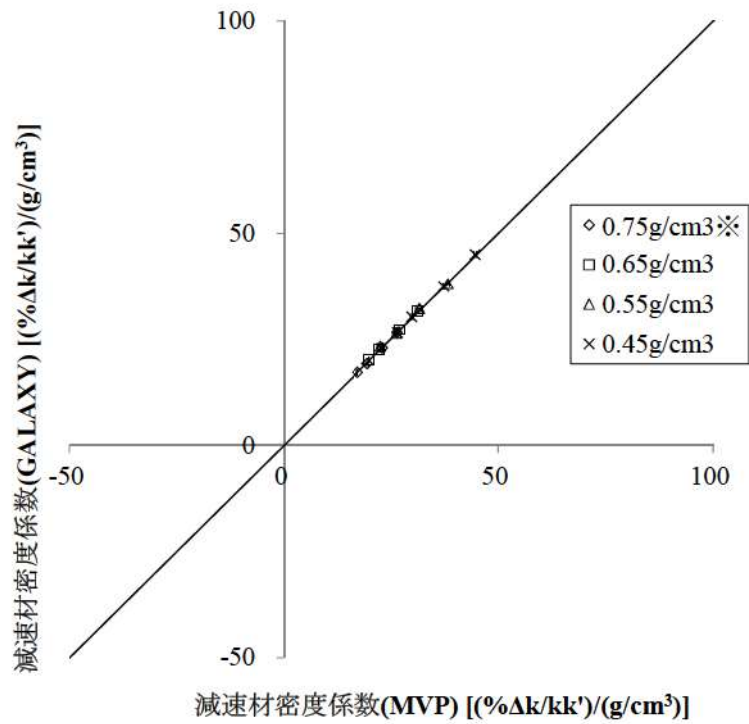


図 4-20 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、0ppm 条件)

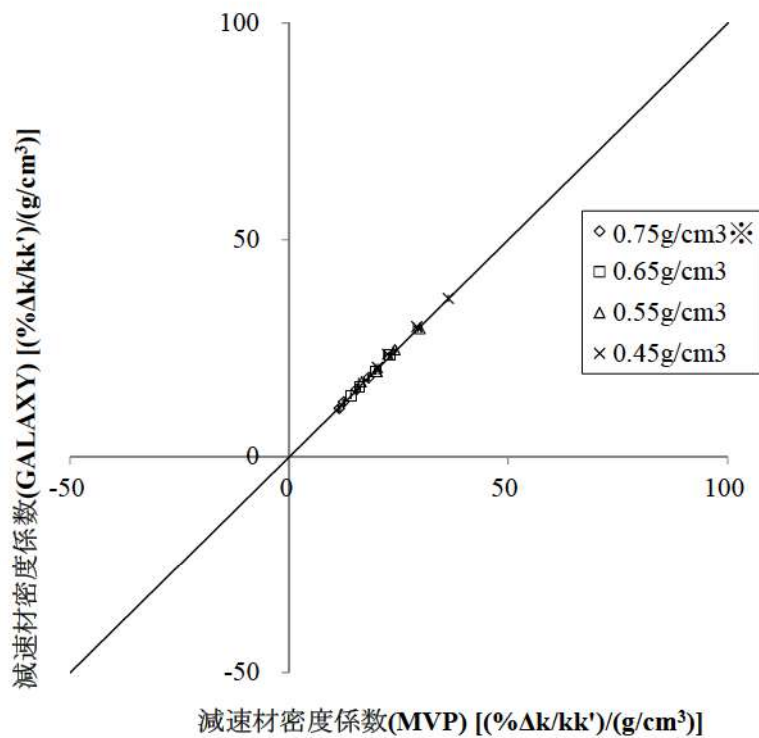


図 4-21 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、1,500ppm 条件)

※炉物理検査にて減速材温度係数の精度($\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$)が確認されている領域

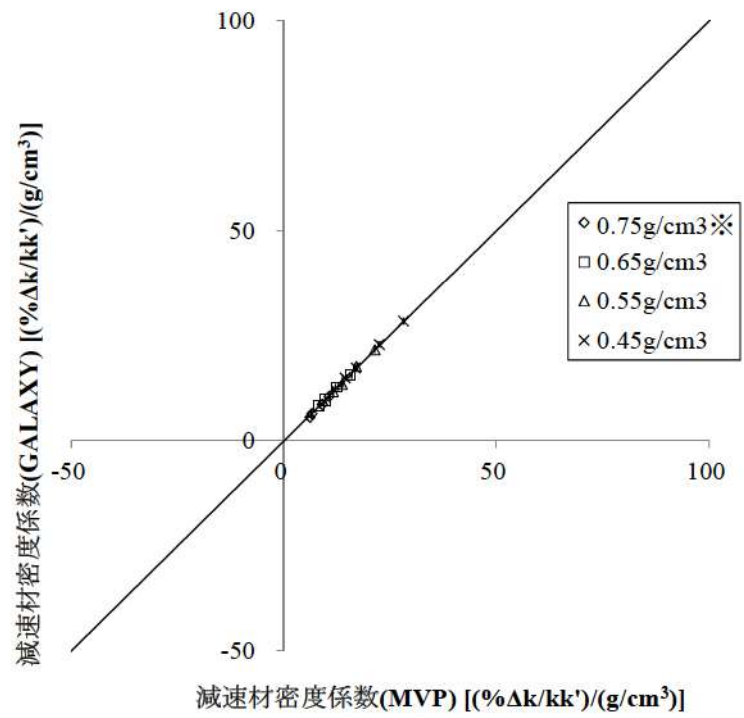


図 4-22 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、3,000ppm 条件)

※炉物理検査にて減速材温度係数の精度($\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$)が確認されている領域

4.4 炉物理検査（減速材温度係数測定検査）

COSMO-Kコードの炉心体系における減速材反応度帰還効果の妥当性確認として、高温零出力時炉物理検査における減速材温度係数測定検査結果との比較を実施した。この減速材温度係数測定検査は、1次冷却材温度変化に伴う反応度変化を測定する検査である。しかし、1次冷却材温度の変化とともに燃料温度も変化することから、直接的に測定される反応度係数は等温温度係数（減速材温度変化に伴う減速材反応度帰還効果と燃料温度変化に伴うドップラ反応度帰還効果を合わせたもの）である。そのため、反応度帰還効果の妥当性確認に当たっては、等温温度係数の測定値と計算値の比較を行った。

なお、本比較の目的は前述のとおり、COSMO-Kコードの炉心体系における減速材反応度帰還効果の妥当性確認のため等温温度係数測定結果との比較を実施するものであるため、等温温度係数の計算に当たっては、COSMO-Kコードと核定数フィードバックモデルが同一である静特性解析コードのCOSMO-Sを用いた。なお、核定数の作成にはGALAXYコードを用い、核データライブラリは実機解析と同じく ENDF/B-VII.0 を用いた。

(1) 対象炉心及び解析条件

対象としたプラント及び炉心の主要仕様を表 4-12に示す。ループ数（2、3及び4ループ）及び燃料タイプ（14×14型、15×15型、17×17型）の異なる4プラントの複数サイクルを対象に、COSMO-Sコードを用いて高温零出力における等温温度係数を計算した。評価に当たっては、当該サイクルの炉心設計情報（燃料装荷パターンや燃焼度分布等）に基づき、図 3-6に示すノード分割に基づいた炉心モデルを構築した。

(2) 等温温度係数の解析結果

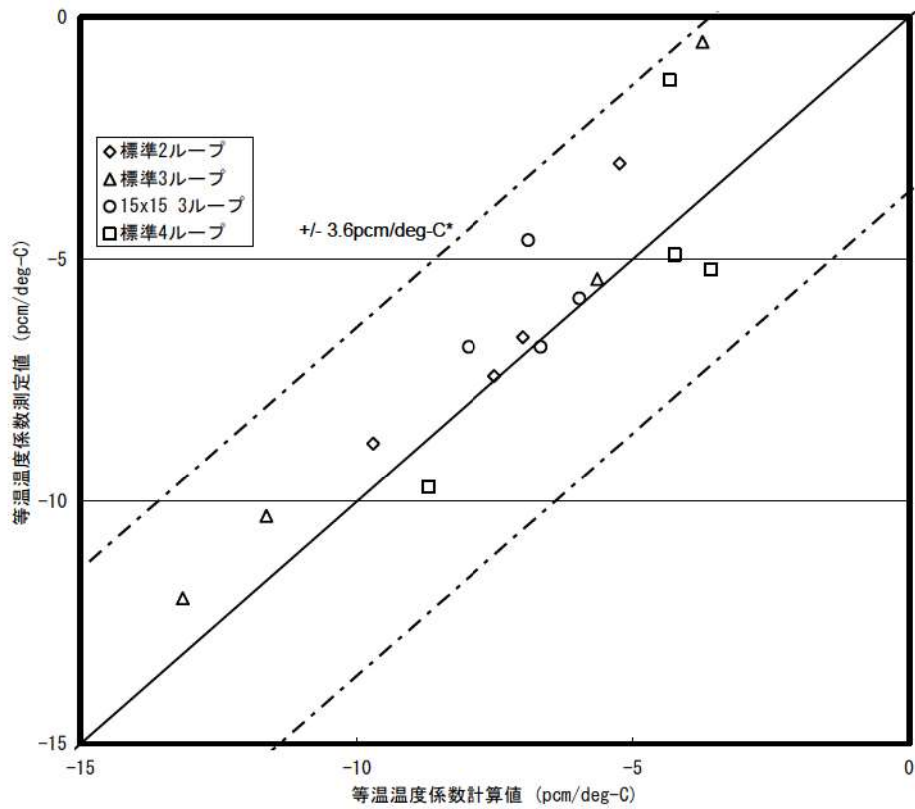
COSMO-Sコードによる計算結果と測定結果の比較を図 4-23に示す。COSMO-Sによる計算値と測定結果は、減速材温度係数測定検査の判断基準である $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の範囲で測定値と一致していることから、COSMO-Sコードは、等温温度係数の計算として $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 以内の精度を有しているといえる。

(3) 減速材反応度帰還効果の不確かさ

(2)で述べた $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ は、測定の不確かさ並びに減速材反応度帰還効果及びドップラ反応度帰還効果の計算の不確かさが重ね合わさったものである。しかし、それぞれを分離することは困難であるため、測定とドップラ反応度帰還効果の計算の不確かさを含んだ $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を減速材反応度帰還効果の計算の不確かさとして取り扱う。通常運転状態（高温零出力～高温全出力）から1次冷却材温度が上昇した出力運転時の炉心状態においても、4.3.2節に示すように高温零出力から差異が拡大することはないとの結論を得ていることから、この $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ はATWS事象の事象進展中の広範な1次冷却材温度範囲に対して適用できるといえる。また、COSMO-Sコードと同じ核定数フィードバックモデルを有するCOSMO-Kコードについても、この不確かさは適用可能である。

表 4-12 炉心解析対象プラントの仕様概要

プラントタイプ	14×14・2 ループ	17×17・3 ループ	15×15・3 ループ	17×17・4 ループ
サンプル数 (炉心数)	4	4	4	4
燃料タイプ	ウラン	ウラン MOX(1 サンプル)	ウラン	ウラン MOX(1 サンプル)
集合体燃焼度制限	ウラン：48 及び 55GWd/t	ウラン：48 及び 55GWd/t MOX：45GWd/t	ウラン：48 及び 55GWd/t	ウラン：48GWd/t MOX：45GWd/t



*炉物理検査における判断基準 (ANSI/ANS-19.6. 1-2011)

図 4-23 等温温度係数の測定値と計算値の比較

4.5 SPERT-III E-core^[19]実験解析

SPARKLE-2コード(COSMO-K及びMIDACコード)の中性子動特性、及び燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果を中心とした核熱結合計算の総合的な妥当性確認として、SPERT-III E-core 実験解析を実施した。SPERT-III E-core 実験は、1950年代に実施された反応度添加実験であり、動特性計算コードの中性子動特性、ドップラ反応度帰還効果を中心として総合的な妥当性確認の目的で使用されている。

(1) SPERT-III E-core 実験概要

SPERT-III E-core は4.8wt%ウラン集合体が装荷された小型LWR炉心である。図4-24に炉心図を示す。燃料集合体は、5×5もしくは4×4燃料格子配列である。SPERT-IIIでは、低温零出力(CZP)、高温零出力(HZP)、高温停止(HSD)、高温全出力(HFP)の様々な初期条件から、図4-25に示すような制御棒(Transient Rod)の引き抜きにより反応度を添加することにより、反応度添加実験を行っている。

本実験解析の目的は、中性子動特性及び燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果の妥当性を確認することであり、HZPからの反応度添加実験であるTEST 60及びTEST 62、HFPからの反応度添加実験であるTEST 86について解析を実施した。SPERT-III E-core 実験は、各々の初期状態から反応度添加により炉心出力が上昇し、主としてドップラ反応度帰還効果により炉心出力が低下する事象であり、ATWSで対象とする燃料温度変化範囲のドップラ反応度帰還効果の妥当性確認として有効な、TEST60、TEST62及びTEST 86を選定している。

ATWSでは、中性子動特性、ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果が重要現象となるが、本実験解析では反応度投入事象を対象としているため、減速材反応度帰還効果の妥当性確認としては適当ではないが、中性子動特性とドップラ反応度帰還効果の妥当性確認としては有効である。中性子動特性については、反応度投入事象であり中性子束分布の局所的な変化を伴う急峻な出力応答が対象となるため、ATWSのような緩やかな事象進展に比べ、動特性計算にとっては厳しい条件での解析となっている。また、ドップラ反応度帰還効果に関しては、制御棒が引き抜かれる近傍の燃料において400℃以上の温度変化が起こる事象であるため、ATWSでの燃料温度変化(約300℃)よりも大きな変動が生じている。したがって、SPERT-III E-core 実験解析によって、中性子動特性計算とドップラ反応度帰還計算については、ATWSより厳しい条件での妥当性確認になっているといえる。

なお、本実験解析では、COSMO-Kコードにおけるドップラ反応度帰還効果の入力となる燃料温度変化はMIDACコードから提供されるため、燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還の妥当性確認としても有効であり、また、本解析における炉心内熱流動解析もMIDACコードにより行っているため、COSMO-KとMIDACによる核熱結合計算の妥当性確認としても有効である。

(2) SPERT-III E-core 解析条件

TEST60、TEST62 及び TEST86 の実験条件の概要を表 4-13に示し、燃料仕様を表 4-14に示す。なお、SPERT-IIIの実験の条件として、添加反応度が公開されていることから、制御棒の核定数及び引き抜き速度を、測定値の添加反応度を再現するように設定した。これはピーク出力の到達時刻をわずかに調整したことに相当し、ピーク出力そのもの、及び放出エネルギーに関する調整は行っていない。また、ピーク出力近傍から出力が低下していく挙動に対してはドップラ反応度帰還効果が支配的であることから本調整による影響を受けず、ここでの妥当性確認の考察に影響を与えるものではない。

また、本解析におけるノード分割は、集合体内を径方向に2×2で分割、軸方向は約5cmで分割する条件とした。また、制御棒以外の核断面積、動特性パラメータ（遅発中性子割合 β 、遅発中性子先行核崩壊定数 λ ）といった炉心過渡解析に使用する核定数は、GALAXYコード^[13]の集合体計算により作成した。なお、核データライブラリは、実機解析と同じく ENDF/B-VII.0 を用いた。

(3) SPERT-III E-core 解析結果

TEST60、TEST 62 及び TEST 86 に対する SPARKLE-2 コードによる解析結果を図 4-26、図 4-27及び図 4-28にそれぞれ示す。なお、SPERT-III E-core における燃料温度変化は、TEST60 については HZP から約 140°Cの上昇であり、TEST86 については HFP から約 430°Cの上昇である。ATWSでの燃料温度変化（約 300°C）を包絡する広範な燃料温度変化に対して、SPARKLE-2 コードによる解析結果は、燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果が特に重要となる、ピーク出力値、並びに出力ピーク以降の出力及び放出エネルギーの時間変化を含め、測定値と実験誤差の範囲内で一致している。このことからCOSMO-Kコードの中性子動特性、及び燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果を中心とした核熱結合計算の妥当性を総合的に確認した。

(4) ドップラ反応度帰還効果及び中性子動特性の不確かさ

4.3.1節で示したとおり、Doppler-Defect Benchmark^[17]参加機関の評価結果の標準偏差が10%以内であること、本ベンチマーク問題と同一の条件に基づくモンテカルロコードとの比較において、GALAXYコードの結果は良好な一致を確認していることなどを踏まえると、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとしては従来から安全解析等における不確かさとして用いられてきた10%を適用することができる。ここでは、この10%がドップラ反応度帰還効果の不確かさとしてSPERT-III E-core 実験に対しても矛盾していないことを確認するために、SPERT-III E-core 実験解析のTEST60において、ドップラ反応度帰還効果を10%変化させた解析を実施し、出力応答に与える影響を確認した（ドップラ反応度帰還効果の設定方法は添付4に示す）。図 4-29の結果から、ドップラ反応度帰還効果を10%変化させた解析結果は、元の図 4-26の解析結果よりも測定データからの差が拡大し、実験誤差と同程度の明らかな差異を発生させていることが分かる。このことから、燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果の不確かさは10%程度であることが推定でき、SPERT-III E-core 実験に対しても矛盾がないことを確認した。ただし、今回実施したドップラ反応度帰還効果

の不確かさの考察は、ドップラ反応度帰還効果の直接の測定値との照合によるものではないこと、感度解析の対象とした SPERT-III E-core 実験の実験誤差が比較的大きいことを考慮し、ATWS 実機解析におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさの影響については、10%を上回る範囲で変動させた実機感度解析を実施し、1次冷却材圧力に対する影響を確認する（5.1節参照）。

また、中性子動特性については、4.2節に示す中性子動特性ベンチマークにおいて出力応答について参照解との良好な一致を示しており、参照解との出力応答の差異は、今回の感度解析によって生じる出力応答の変動に比べて十分小さい。本感度解析には中性子動特性と燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還の不確かさが含まれており、これらを分離することは困難であるが、先述のとおり中性子動特性の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさが出力応答に与える影響に比べて小さいと考えられることを踏まえ、中性子動特性の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさに含めて取り扱う。

表 4-13 TEST60、TEST62 及び TEST86 の実験条件の概要

ケース	初期炉心出力 [W]	初期減速材温度 [° F]	圧力 [psia]	投入反応度 [\$]
TEST60	50	500±4	1,500	1.23±0.05
TEST62	50	500±4	1,500	1.10±0.04
TEST86	19×10 ⁶	500±4	1,500	1.17±0.05

表 4-14 幾何形状、燃焼組成条件

項目	条件
燃料棒外半径(cm)	0.5334
燃料被覆管内半径(cm)	0.5410
燃料被覆管外半径(cm)	0.5918
燃料棒ピッチ(cm)	1.4859
ウラン濃縮度(wt%)	4.8

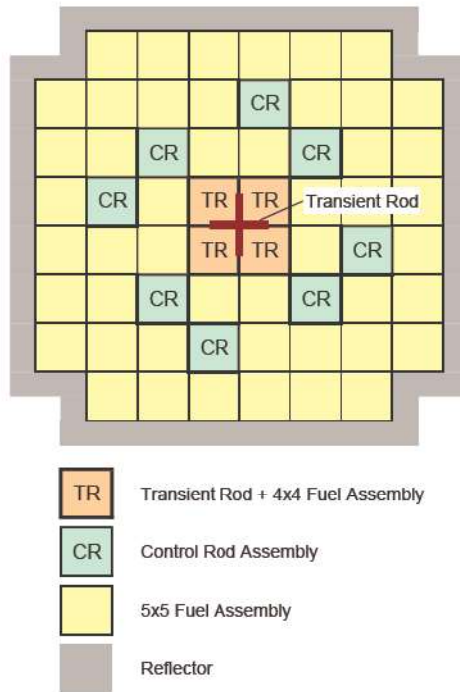


図 4-24 SPERT-III E-core 炉心図

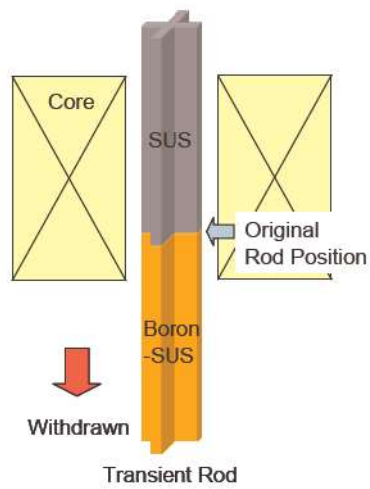


図 4-25 反応度添加のための制御棒引抜イメージ

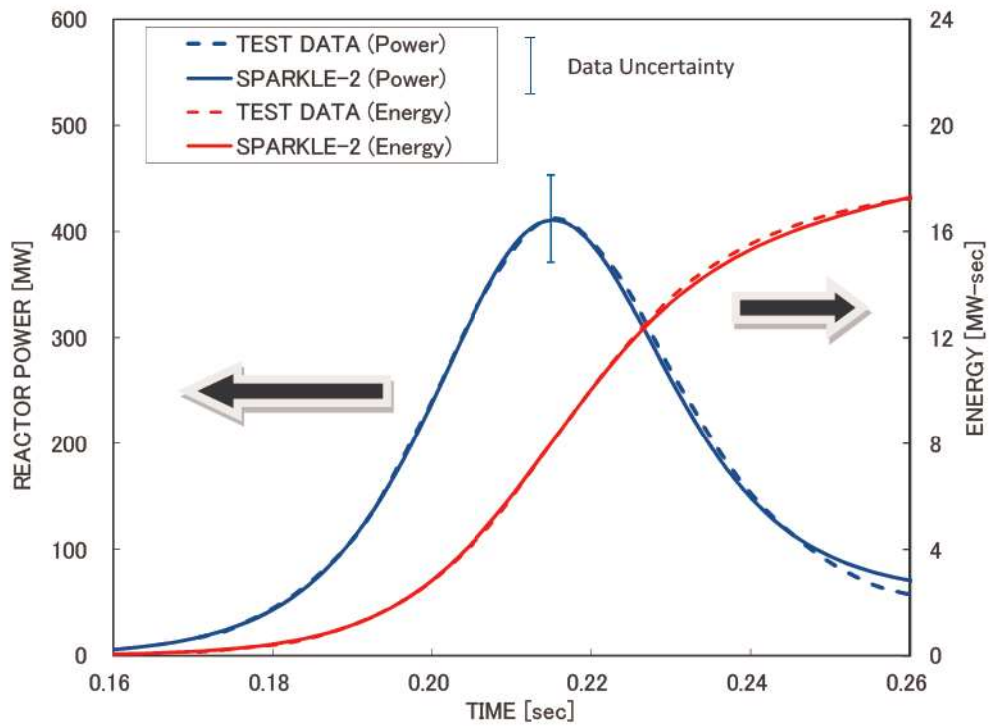


図 4-26 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST60)

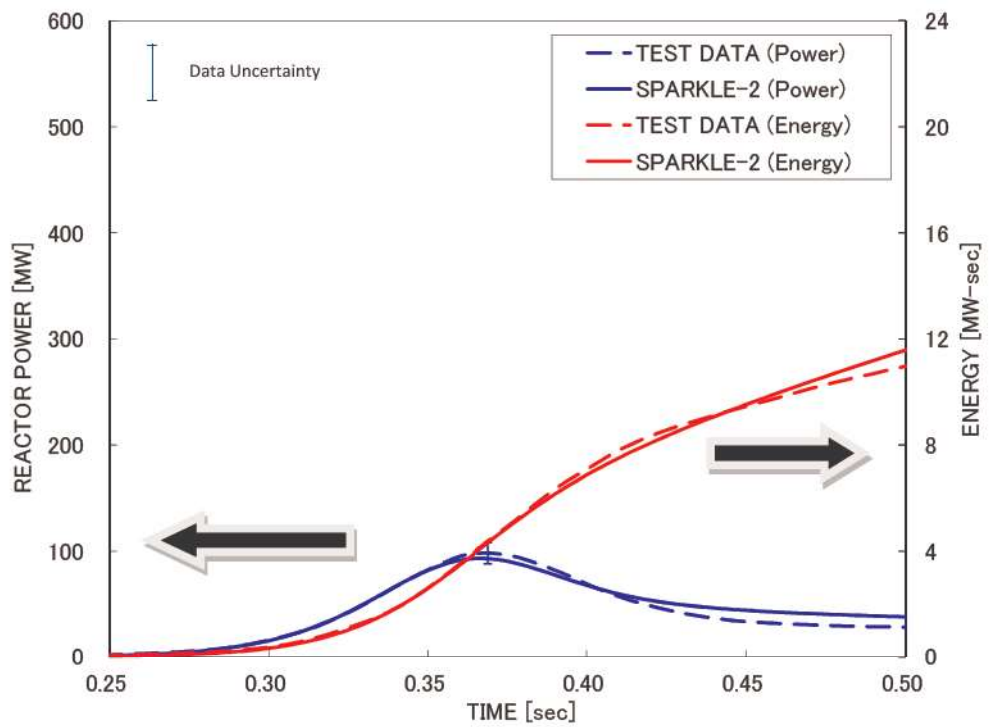


図 4-27 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST62)

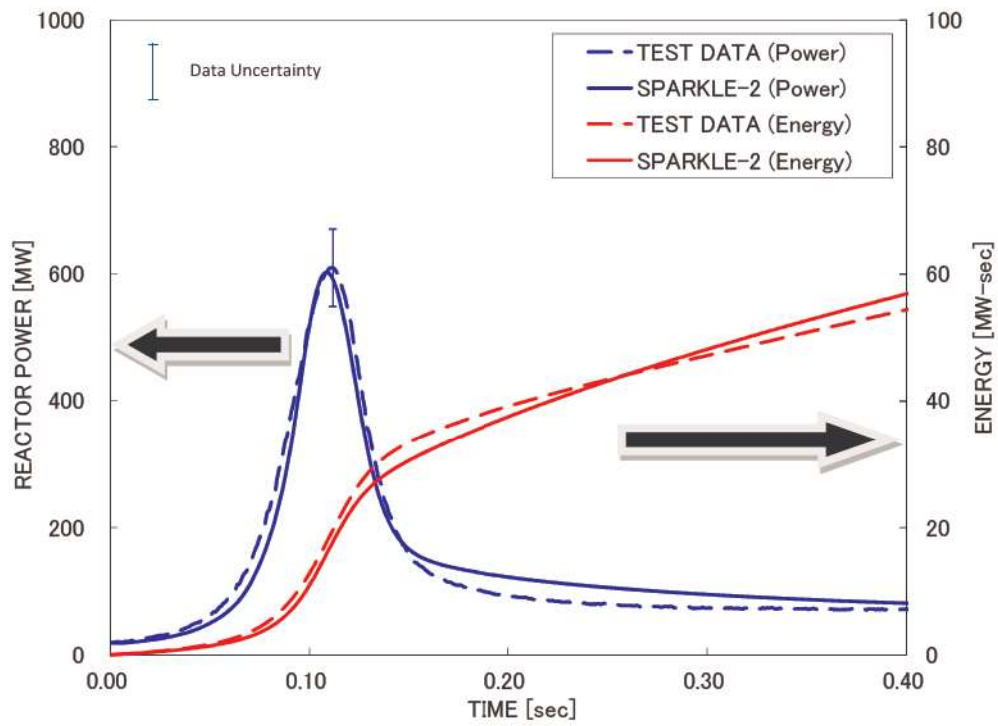


図 4-28 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST86)

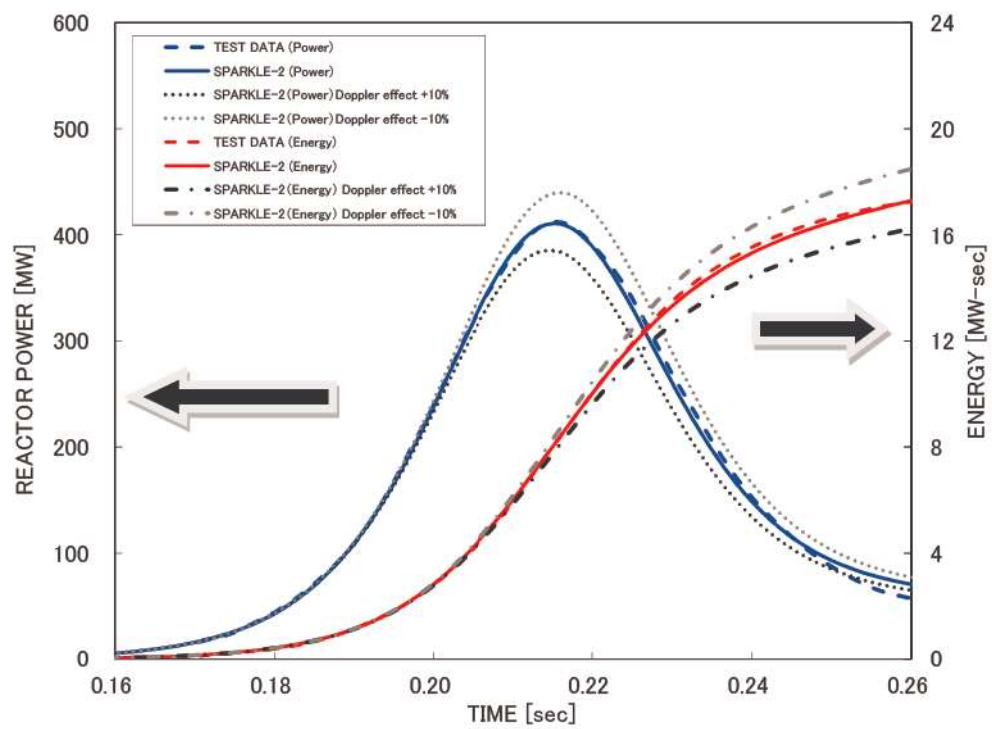


図 4-29 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST60、ドップラ反応度帰還効果変化)

4.6 許認可コードFINE^[6]との比較

燃料棒内温度モデルの検証として、MIDACコードの定常状態における燃料棒内温度評価結果を既設PWRプラントの許認可で使用されている燃料棒設計コードFINEコードと比較する。

MIDACコードの燃料棒内温度モデルの構成式は、FINEコードと同一のものを採用していることから、本比較により、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法に関する検証を行うことができる。なお、ATWSで重要なドップラ反応度帰還効果に影響する燃料温度変化は、4.5節に示すSPERT-III E-core 実験解析でその妥当性を確認する。

(1) 解析条件

評価は17×17型燃料を対象とし、ペレット-被覆管ギャップが大きく、燃料中心温度の高くなる燃焼初期について解析を行った。評価条件は以下のとおりである。なお、MIDACコードのペレット内ノード分割は表 3-3に示すSPARKLE-2コードの実機解析の条件と同一にしている。

- ・ 燃焼度： 0MWd/t
- ・ 濃縮度： 4.1wt%
- ・ ペレット密度： 97%TD

燃料棒内圧、ギャップガス組成については、FINEコードの評価結果を使用する。MIDACコードは、その条件を基にペレット-被覆管ギャップ熱伝達率を算出して燃料棒内温度を評価する。

(2) 解析結果

図 4-30より、実機燃料を対象としたMIDACコードによる燃料棒内温度の評価結果はFINEコードの解析結果を模擬できており、MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法について検証した。なお、MIDACコードの燃料棒内温度モデルの不確かさは、4.5節に示すとおり、SPERT-III E-core 実験解析で評価された燃料温度変化を含むドップラ反応度帰還効果の不確かさに含めて取り扱う。

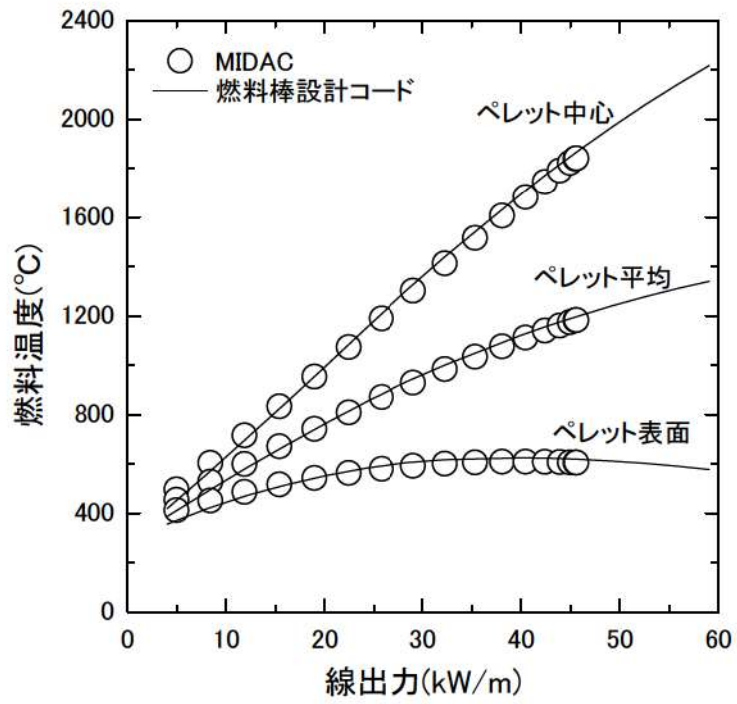


図 4-30 定常時燃料温度評価結果 (17×17 燃料、燃焼初期)

4.7 NUPEC 管群ボイド試験^[10]

(1) NUPEC 管群ボイド試験概要

炉心の沸騰・ボイド率変化（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）に関する妥当性確認のため、(財)原子力発電技術機構（NUPEC）で実施した管群ボイド試験の結果に対する比較を示す。

管群ボイド試験では、図 4-32に示すような 5×5 管群試験体を用い、 γ 線により 100%出力発熱管に囲まれた内部サブチャンネルにおける平均ボイド率を軸方向 3 断面で測定している。測定は発熱管間のギャップを通る γ 線ビームによる X 方向及び Y 方向の線分計測データに基づくものであるが、別途サブチャンネル形状を模擬した単管試験体を用いて行った CT 試験により、線分計測によるボイド率と CT 計測によるサブチャンネル平均ボイド率の関係が得られており、管群試験結果はこれに基づく補正が加えられている。試験体は以下の 3 種類であり、非発熱壁の影響、軸方向出力分布の影響を模擬している。

試験体 5： ティピカルセル、軸方向一様発熱分布

試験体 6： ティピカルセル、軸方向コサイン型発熱分布

試験体 7： シンプルセル、軸方向コサイン型発熱分布

試験条件の範囲は

圧力： 4.9～16.6MPa

質量速度： $0.6\sim 4.2\times 10^3\text{kg/m}^2\text{s}$

であり、一般的な PWR の運転条件をカバーしている。A T W S 評価では、過渡的にこの圧力範囲（上限）を超えるが、高圧条件に対する M I D A C コードのモデル（均質流モデル）は現象論的に高圧条件ほど適用性が高く⁴、このような条件に対しても適用性を失うものではない。

(2) NUPEC 管群ボイド試験の解析条件

NUPEC 管群ボイド試験の解析条件について、以下に示す。

- ・ 圧力、質量速度、試験体出力、入口温度は試験報告書に基づき模擬した。
- ・ 二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度は A T W S 事象解析で用いる同一モデルとした。
- ・ ノード分割図を図 4-31に示す。径方向軸対象であるため、試験体の 1/4 体系をサブチャンネルで分割した。また、軸方向ボイド測定点と M I D A C 評価点が一致するように分割した。

(3) NUPEC 管群ボイド試験の解析結果と不確かさ

試験体内部サブチャンネルでの平均ボイド率について、M I D A C コードによるボイド率評価結果と試験結果の比較を図 4-33に示す。M I D A C コードは、低圧及び高圧条件を含む上記試験条件

⁴ 圧力が上昇すると気液の物性（密度）差は小さくなるため、気相は細分化されて液相中に均質に分散され、均質流の仮定により近くなる。

の全てのボイド率範囲で特異な傾向を持つことなく試験結果を予測している。NUPEC 管群ボイド試験に対する予測値と測定値の差の標準偏差は約 4%であり、MIDACコードの沸騰・ボイド率変化の不確かさは 2σ （約 95%確率）を考慮すると約 8%となる。

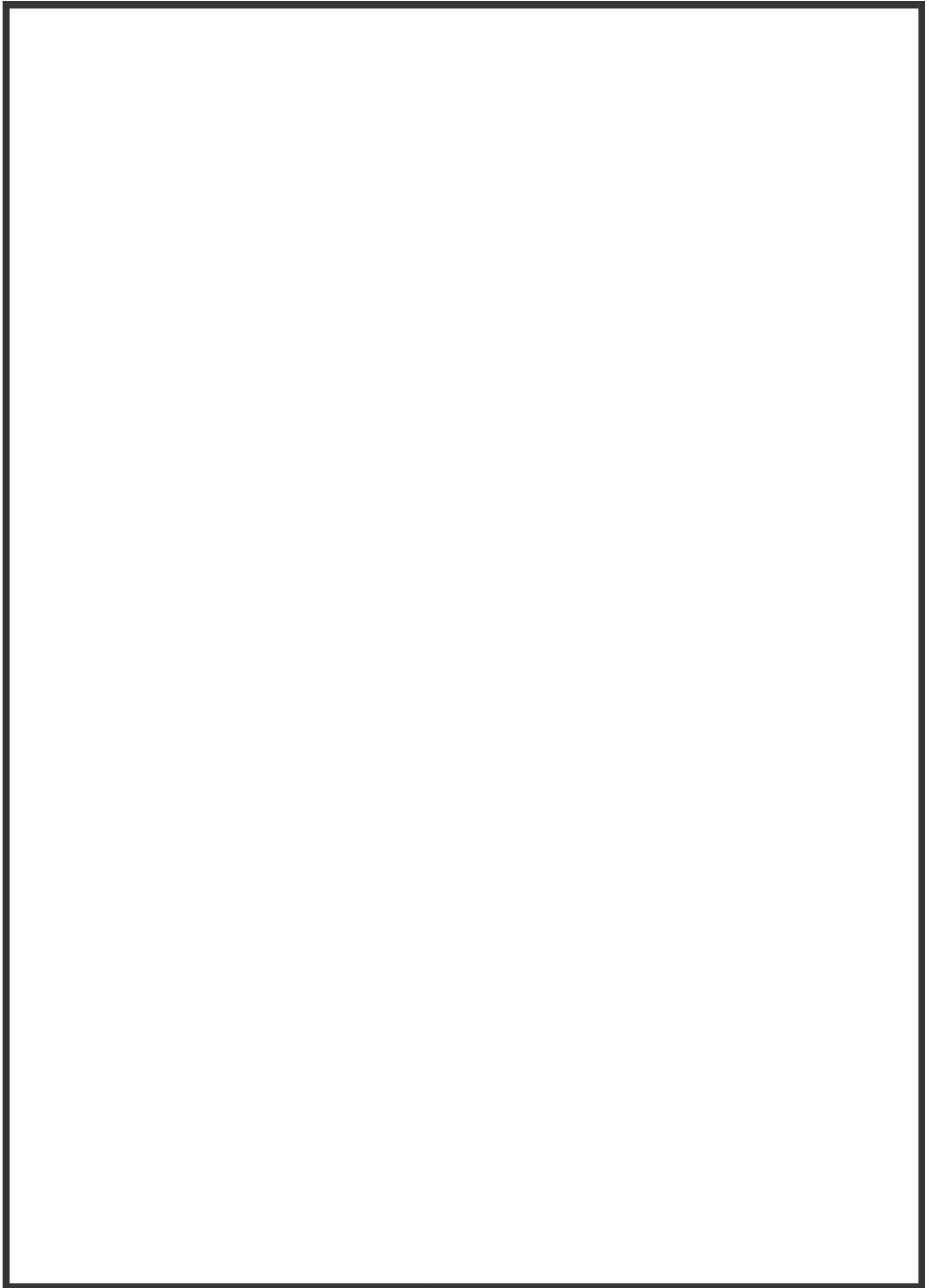


図 4-31 NUPEC 管群ボイド試験ノード分割図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

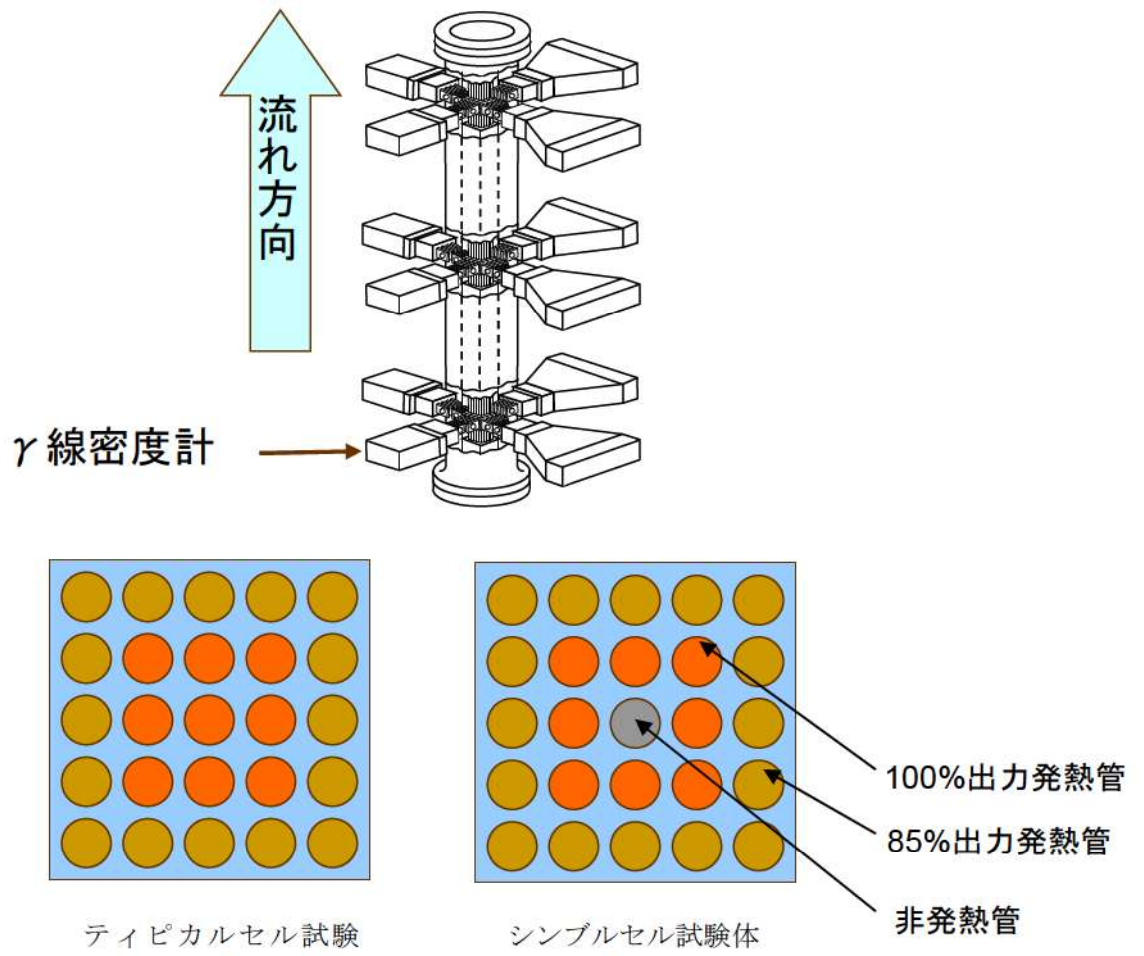


図 4-32 NUPEC 管群ボイド試験装置

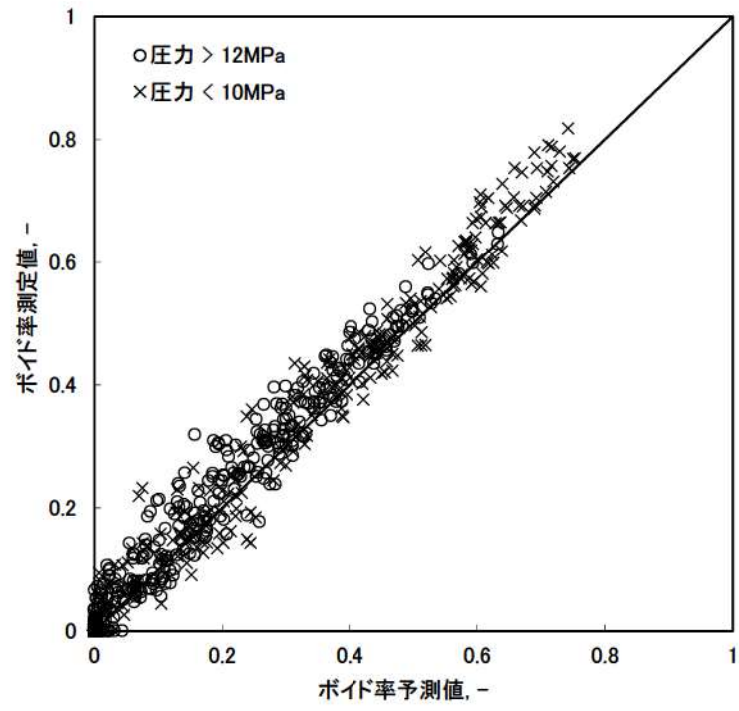


図 4-33 NUPEC 管群ボイド試験解析結果 圧力影響 (定常試験)

4.8 LOFT 試験

4.8.1 LOFT 試験概要^[20]

LOFT (Loss of Fluid Test) 試験装置は、商用PWRにおける事故及び過渡時の主要機器及びシステム応答を模擬するために設計されており、核燃料装荷炉心を有する唯一の熱水力試験装置である。試験装置は、5つの主要なサブシステムから構成されており、それぞれ試験時のシステム変数の測定及び記録が可能な計測機器が設置されている。サブシステムは、(a) 原子炉容器、(b) 1次冷却系健全ループ、(c) 1次冷却系破断ループ、(d) 破断口とブローダウンサプレッション系、(e) 非常用炉心冷却系（低圧及び高圧各2系統、蓄圧器2基）である。

LOFT 試験装置は、1976年から1985年の間、米国INEL（現INL）によって運営された。LOFT 試験装置は代表的な4ループPWRを模擬したものであり、体積及び出力比を保つようにしている。また、圧力及び温度等の試験条件は、実機PWR相当である。LOFT 試験装置図を図4-34に示す。

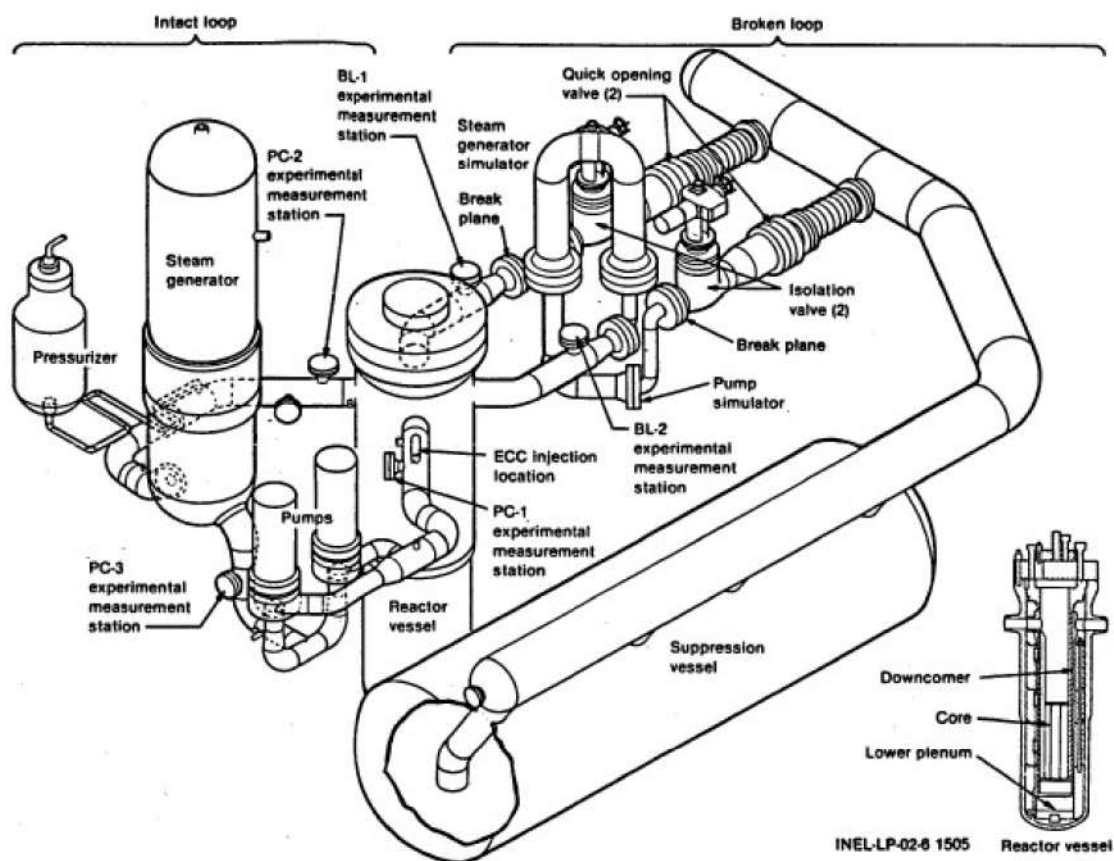


図 4-34 LOFT 試験装置図

4.8.2 LOFT 試験解析のノード分割

LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析のノード分割は、LOFT 試験装置の仕様書の各種データを基に作成され、多くの研究機関により LOFT 試験設備を用いた試験との比較解析のベースとされている参考文献[21]のノード分割に準じたものとしている。ただし、ATWS 解析を行うに当たっては、蒸気発生器ドライアウト特性と 1 次冷却材の膨張による加圧器水位を精緻に取り扱う必要があることから、LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析における蒸気発生器及び加圧器のノード分割は参考文献[21]よりも詳細に分割している。また、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流は、実機解析における取扱いと同じく、圧力境界条件として背圧を設定した 1 つのノードで模擬している。これは、加圧器逃がし弁及び安全弁が作動するような状況においては、1 次冷却材は臨界流として放出されるため、放出流量は背圧に依存しないためである。この取扱いの妥当性については、4.8.4 節で考察する。

LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析に用いたノード分割を図 4-35 に示す。

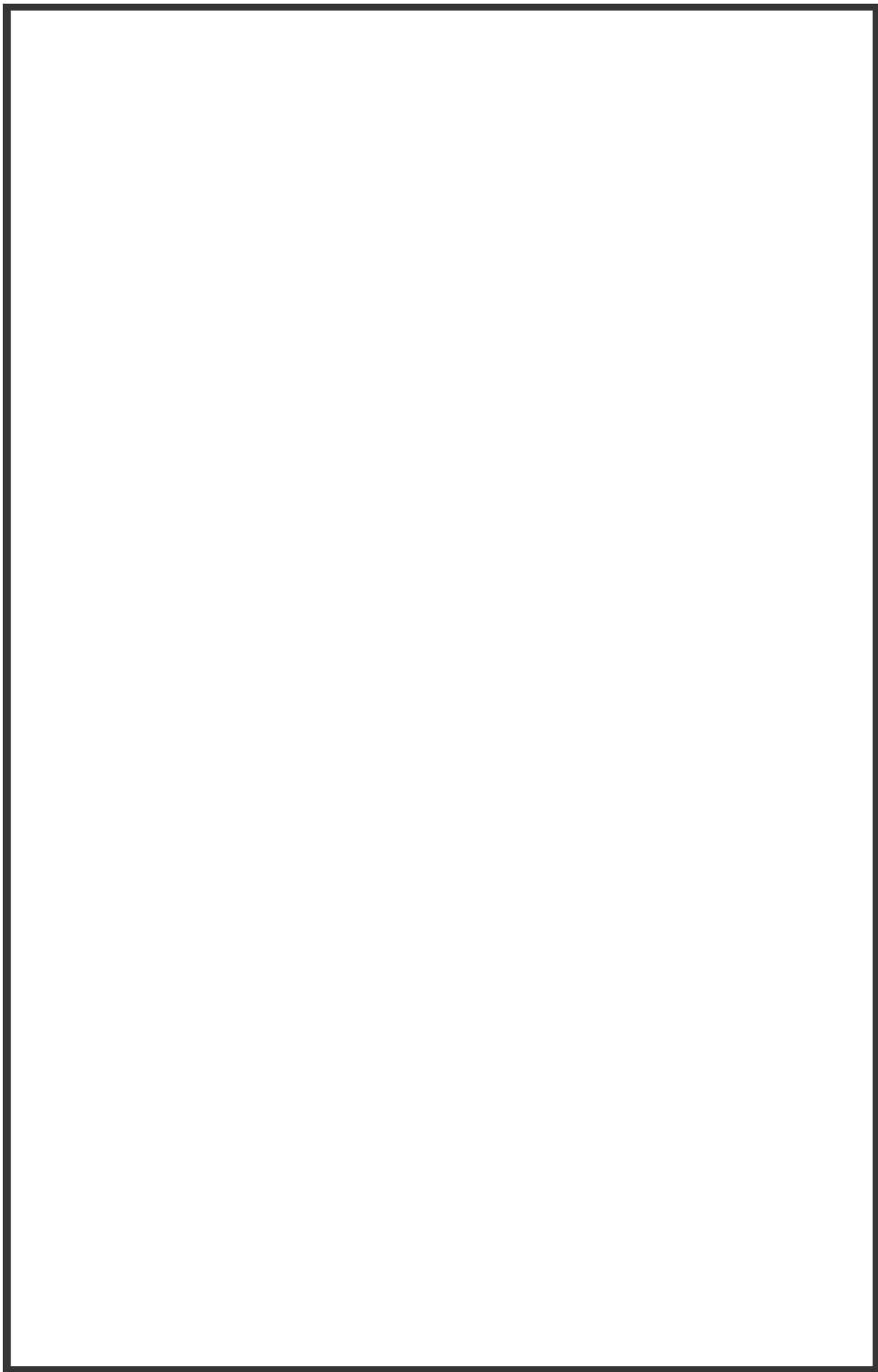


図 4-35 LOFT 試験装置ノード図

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

4.8.3 LOFT L6-1^[20]試験解析

(1) LOFT L6-1 試験概要

LOFT L6-1 試験は、主蒸気制御弁を閉止することにより負荷の喪失を実現する。負荷の喪失により 1 次冷却材圧力が上昇するものの、加圧器スプレイ作動と原子炉トリップにより、圧力上昇は抑制され、その後、安定した状態に移行する。LOFT L6-1 試験のタイムシーケンスを表 4-15に示す。

(2) LOFT L6-1 試験解析の解析条件

LOFT L6-1 試験解析の解析条件について、以下に示す。

- ・ プラント初期状態における原子炉出力、1 次冷却材圧力、2 次冷却系圧力、1 次冷却系温度等のパラメータは、試験報告書に示された試験開始前のプラント状態における値とした。
- ・ 外乱条件については、試験報告書のタイムシーケンスに基づき模擬した。
- ・ 各種弁、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ等の設備容量及び自動作動する機器の設定値については LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。
- ・ 減速材密度係数、ドップラ係数等の核パラメータは、LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。

(3) LOFT L6-1 試験解析の解析結果

原子炉出力、1 次冷却材高温側温度、加圧器圧力、加圧器水位及び蒸気発生器 2 次側圧力の比較応答図を図 4-36～図 4-40に示す。

負荷の喪失に伴い熱除去能力が低下することにより 1 次冷却材温度が上昇し、1 次冷却材の膨張による加圧器インサージにより、加圧器液相部への低温流体が流入し加圧器水位が上昇する。水位上昇に伴い気相部が圧縮されることにより加圧器圧力が上昇する。したがって、加圧器水位及び加圧器圧力の応答を試験結果と比較することにより、重要現象である加圧器水位変化及び加圧器気液熱非平衡の模擬性能が確認できる。図 4-38及び図 4-39に示すように、加圧器圧力挙動及び加圧器水位挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移していることから、上記物理現象が模擬されているといえ、ノード分割や 2 流体モデルを含めた加圧器の解析モデルの妥当性が示されたといえる。

また、2 次冷却系では、蒸気の流れが遮断されるため、2 次冷却材温度が上昇し蒸気発生器 2 次側圧力は上昇する。2 次側圧力変化は 1 次冷却材温度と 1 次側・2 次側の熱伝達により定まるため、1 次冷却材温度と 2 次側圧力の応答を試験結果と比較することにより、重要現象である蒸気発生器 1 次側・2 次側の熱伝達の模擬性能が確認できる。図 4-37及び図 4-40に示すように、1 次冷却材温度及び蒸気発生器 2 次側圧力挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移していることから、1 次側・2 次側の熱伝達挙動の模擬ができており、蒸気発生器の伝熱管熱伝達モデルは妥当といえる。

(4) 加圧器及び蒸気発生器における重要現象の不確かさ

LOFT L6-1 試験解析より、M-R E L A P 5 コードの 1 次冷却系の加熱及び加圧時における、加圧器のノード分割及び 2 流体モデル、並びに蒸気発生器の伝熱管熱伝達モデルは妥当であり、各々個別の不確かさはそれ程大きくないと考えられる。そこで、これらのモデルの不確かさを 1 次冷却材圧力評価へ適用することを鑑みて、これらのモデルの不確かさについては、各重要現象を評価した結果である 1 次冷却材圧力、及び 1 次冷却材膨張量に直接影響する 1 次冷却材温度に対する不確かさとして整理する。

1 次冷却材温度挙動及び加圧器圧力挙動は、図 4-37 及び図 4-38 に示すように、それぞれ概ね $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、 $\pm 0.2\text{MPa}$ 以内で試験結果と一致していることから、ここでは、この $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 及び $\pm 0.2\text{MPa}$ を 1 次冷却系の加熱及び加圧時における M-R E L A P 5 コードの不確かさとする。なお、最終的に A T W S に適用する不確かさは、4.8.4 節に示す LOFT L9-3 試験解析も踏まえて決定する。

表 4-15 LOFT L6-1 試験の主要タイムシーケンス

事象	時刻
主蒸気流量調節弁閉止開始	0 秒
加圧器後備ヒータ停止	約 6 秒
加圧器スプレイ作動	約 9 秒
主蒸気流量調節弁閉止	約 12 秒
原子炉トリップ	約 22 秒
ピーク 1 次冷却材圧力到達	約 22 秒
主蒸気流量調節弁開	約 27 秒
加圧器スプレイ停止	約 30 秒
加圧器後備ヒータ作動	約 33 秒
主蒸気流量調節弁閉	約 41 秒
主蒸気流量調節弁開	約 91 秒
主蒸気流量調節弁閉	約 104 秒
解析終了	200 秒

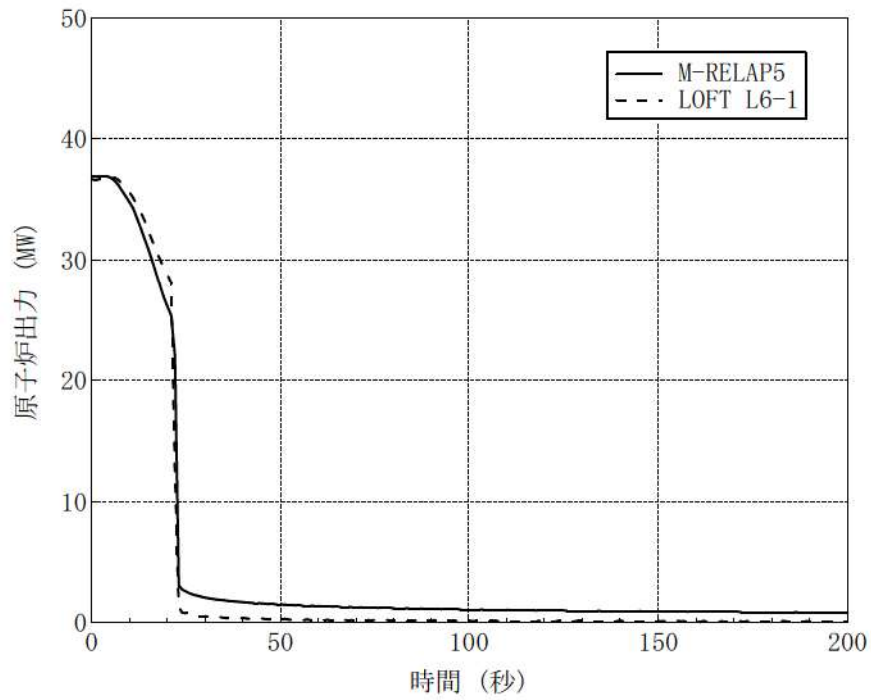


図 4-36 LOFT L6-1 試験における原子炉出力

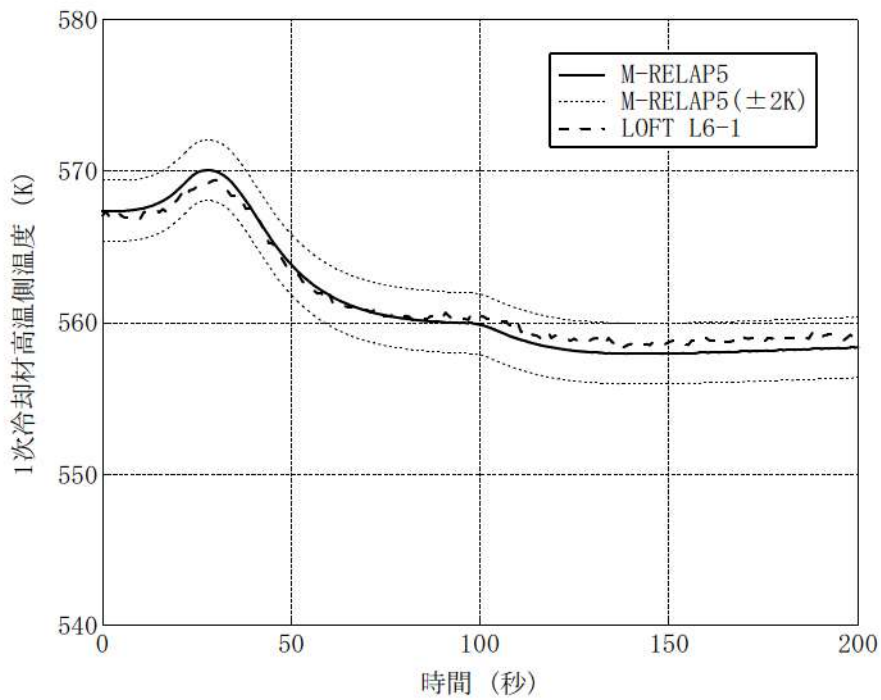


図 4-37 LOFT L6-1 試験における 1 次冷却材高温側温度⁵

⁵ LOFT 試験の 1 次冷却材温度の測定データは時間遅れが生じていることから、解析結果にも時間遅れを考慮している。

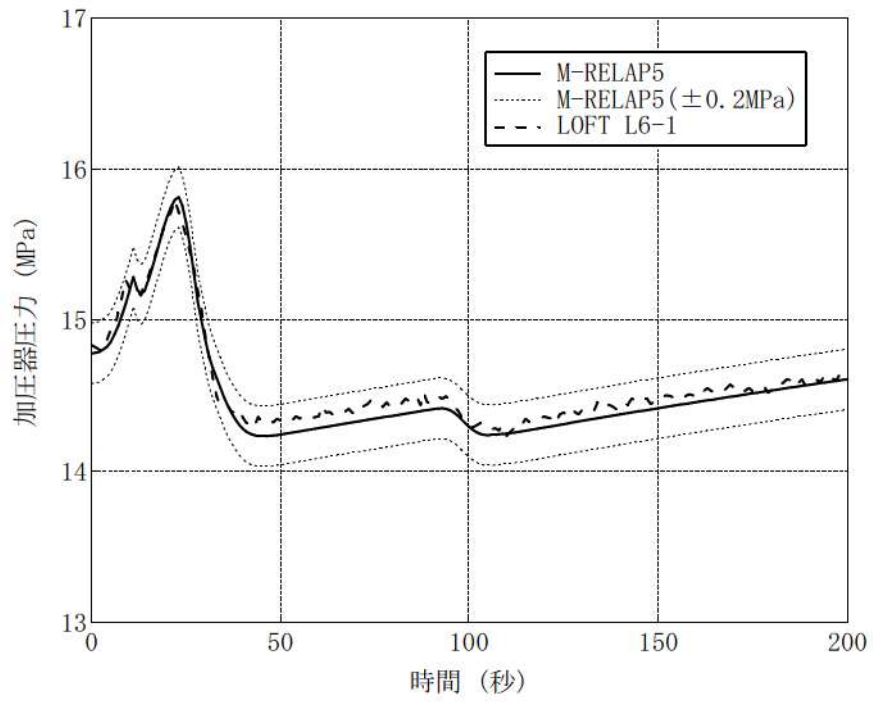


図 4-38 LOFT L6-1 試験における加圧器圧力

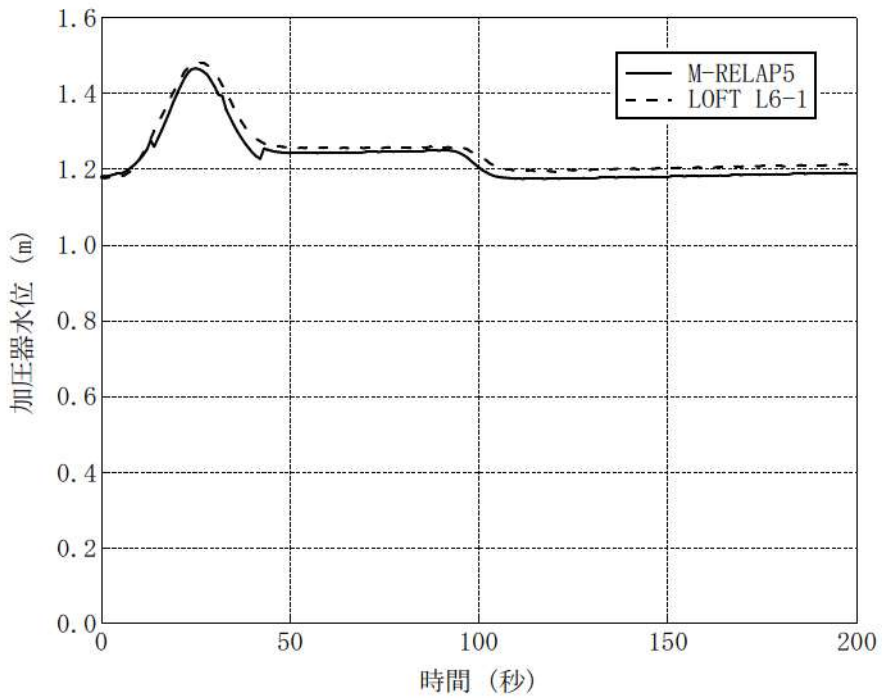


図 4-39 LOFT L6-1 試験における加圧器水位

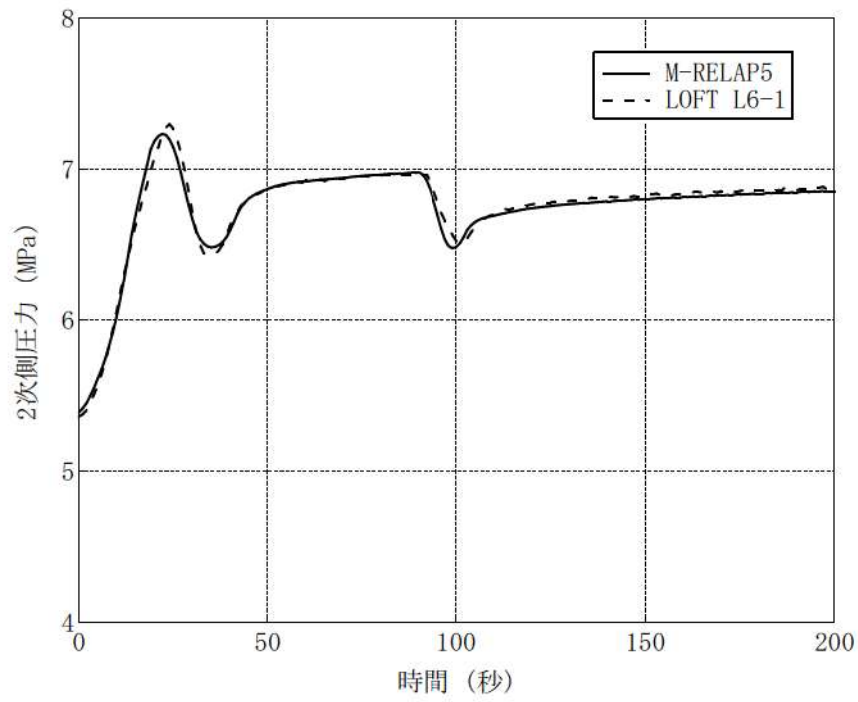


図 4-40 LOFT L6-1 試験における蒸気発生器 2 次側圧力

4.8.4 LOFT L9-3^[22]試験解析

(1) LOFT L9-3 試験概要

LOFT L9-3 試験は、主給水ポンプをトリップさせることにより主給水流量の喪失を実現する。主給水流量の喪失により、1次冷却材圧力が上昇するものの、原子炉トリップは不作動としており、1次冷却材温度の上昇に伴って、蒸気発生器の保有水が減少していく（補助給水も試験対象期間では不作動）。その後蒸気発生器がドライアウトに至るため、1次冷却系は急激な圧力上昇に至るが、加圧器逃がし弁及び安全弁が開くことで1次冷却系の圧力上昇は抑制される。蒸気発生器ドライアウト近傍から、原子炉出力は減速材による反応度帰還効果により、崩壊熱レベルまで減少していき安定した状態に移行する。LOFT L9-3 試験のタイムシーケンスを表 4-16に示す。

(2) LOFT L9-3 試験解析の解析条件

LOFT L9-3 試験解析の解析条件について、以下に示す。

- ・ プラント初期状態における原子炉出力、1次冷却材圧力、2次冷却系圧力、1次冷却系温度等のパラメータは、試験報告書に示された試験開始前のプラント状態における値とした。
- ・ 外乱条件については、試験報告書のタイムシーケンスに基づき模擬した。
- ・ 各種弁、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ等の設備容量及び自動作動する機器の設定値についてはLOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。
- ・ 加圧器逃がし弁及び安全弁の臨界流モデルには Henry-Fauske モデルを使用し、弁の容量については、Henry-Fauske モデルを用いた場合の放出流量が気相放出時の設計容量となるように弁の開口面積を定め、作動条件に応じて開閉するように模擬した。
- ・ LOFT L9-3 試験結果を使用したM-R E L A P 5 コードの妥当性確認の目的は、蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト及び1次側・2次側の熱伝達や、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出といった重要現象の妥当性を確認することを主目的としている。LOFT L9-3 試験解析においては、試験結果との比較によりこれら重要現象の妥当性を個々に確認するために、減速材密度係数をパラメータとして出力を調整することとした。なお、ドップラ係数等の減速材密度係数以外の核パラメータは、LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。なお、S P A R K L E - 2 コードの3次元炉心動特性及び核定数フィードバックモデルは、4.2節～4.5節においてその妥当性を確認している。

(3) LOFT L9-3 試験解析の解析結果

解析結果との比較を図 4-41～図 4-45に示す。

主給水流量の喪失に伴い熱除去能力が低下することにより1次冷却材温度が上昇し、加圧器インサージにより、加圧器液相部への低温流体が流入し加圧器水位が上昇する。水位上昇に伴い気相部が圧縮することにより加圧器圧力が上昇する。その後、蒸気発生器がドライアウトに至り急激に熱除去能力が低下するため、加圧器水位がさらに上昇し加圧器は満水となり1次冷却材が液相として放出され

る。図 4-42及び図 4-43に示す加圧器圧力及び加圧器水位挙動から、加圧器インサージ時の気相部圧縮による加圧器圧力上昇が模擬できていることから、加圧器気液非平衡を模擬する2流体モデルは妥当といえる。

また、M-RELAP5コードを用いたLOFT L9-3試験解析における加圧器からの冷却材放出は、加圧器逃がし弁及び安全弁の接続ノードに液相が到達するまでは気相臨界流で放出され、当該ノードに液相が到達した後は二相臨界流となり⁶、その後の加圧器満水後は液相臨界流として評価される。図 4-44に示すように、試験結果に対して加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出流量は若干少なく評価される傾向があるものの、この差が他の物理現象との重ね合わせである加圧器圧力へ与える影響は±0.2MPa程度と小さいものであり、また、種々の冷却材放出過程のいずれの期間においても加圧器水位（図 4-43）は事象初期から試験結果と差が拡大しておらず、加圧器満水状態での加圧器インサージによる圧力上昇（図 4-42）も模擬できている。したがって、加圧器水位変化及び加圧器からの冷却材放出は加圧器圧力への影響が小さい範囲で模擬されており、ノード分割や2流体モデルを含めた加圧器の解析モデルの妥当性が確認できたといえる。なお、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出流量に差が生じた要因としては、次のように考察している。図 4-44に示す加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出流量から、液相放出となり放出量が増加するタイミングは試験結果の方が数秒程度早くなっているが、加圧器圧力ピークの近傍における1次冷却材温度（図 4-41）は試験結果の方が大きく加圧器への1次冷却材流入量が多くなったため、液相放出のタイミングは試験結果の方が早いものと考えられ、また、同じ理由により加圧器圧力ピークも試験結果の方が高いため、冷却材放出量も試験結果の方が多いものと考えられる。

4.8.2節に示すとおり、LOFT試験解析及び実機プラントにおけるATWS解析においては、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流は、圧力境界条件として背圧を設定した1つのノードで模擬しているが、以下にその妥当性について述べる。加圧器逃がし弁及び安全弁下流の配管は、圧力損失が十分低く、弁下流圧力は弁上流圧力の半分以下となるため、ATWSの重要現象である加圧器からの冷却材放出は臨界流として放出され、弁下流の背圧の影響を受けない。具体的には、LOFT試験設備の加圧器逃がし弁及び安全弁の下流側は、配管径は臨界点である弁ののど部より大きく設計されており、また、配管を経由して十分な容量を有するサプレッションベッセルに接続されているため、背圧を低く維持できる。また実機プラントにおいても、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流側配管は、LOFT試験設備と同様に弁ののど部より大きい配管径であり、配管接続先である加圧器逃がしタンクは、タンク圧力が一定以上高くなればラプチャーディスクが破損するため、背圧は低く維持できる。このことから、LOFT L9-3試験解析及び実機プラントにおけるATWS時の加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却

⁶ M-RELAP5コードの加圧器逃がし弁及び安全弁の接続ノードでは、ノード内の気相及び液相を混合相として取り扱うため加圧器逃がし弁及び安全弁の接続ノードに液相が流入後は二相放出となる。しかし、二相放出の期間は短期間であり、また、加圧器ノード分割の感度解析によりその影響は軽微であることを確認している。

材放出においては、弁下流圧力が十分低く臨界流として放出される⁷。したがって、LOFT 試験設備及び実機プラント共に、加圧器逃がし弁及び安全弁が作動するような圧力状態では、弁下流の背圧の影響を受けることはないため、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流を、圧力境界条件として背圧を設定した1つのノードで模擬することは妥当といえ、弁下流の影響も含め、加圧器満水時の加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出挙動を確認できているといえる。

また、加圧器逃がし弁及び安全弁は、LOFT L9-3 試験解析及び実機解析ともに臨界流モデルとして、サブクールから飽和及び二相流体に対する臨界流量について理論的に立式され、各種実験データにおいてその適用性が確認されている Henry-Fauske モデル^[3]を用いており、弁の容量については、LOFT L9-3 試験解析及び実機解析ともに、Henry-Fauske モデルを用いた場合の放出流量が気相放出時の設計容量と一致するように弁の開口面積を定め、解析期間を通じて使用している。LOFT L9-3 試験では、加圧器逃がし弁及び安全弁から放出される冷却材は、初期は加圧器気相部からの気相臨界流、加圧器満水後は液相臨界流と相変化するが、LOFT L9-3 試験解析における加圧器水位 (図 4-43) 及び加圧器逃がし弁及び安全弁放出流量 (図 4-44) は、これらの相変化に伴い試験結果と差が拡大する等の特異な傾向はないため、本解析モデルは、図 4-42に示すように加圧器圧力へ与える影響が小さい範囲 (0.2MPa 程度) で加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出を模擬できている。

以上の LOFT L9-3 試験解析結果から、M-RELAP5 コードの2流体モデル、臨界流モデル及びノード分割といった加圧器モデルは妥当といえ、LOFT L9-3 試験解析で妥当性が確認された加圧器モデルは実機解析においても適用することができる。

2次側水位変化・ドライアウト及び1次側・2次側の熱伝達については、図 4-45に示すように、蒸気発生器保有水量が確保されている状態から、保有水量が減少しドライアウトに至る期間にわたり、蒸気発生器保有水量の減少に伴う除熱量の低下傾向が模擬できているため、蒸気発生器における2流体モデル、伝熱管熱伝達モデル及びノード分割は妥当といえる。

(4) 加圧器及び蒸気発生器における重要現象の不確かさ

LOFT L9-3 試験解析より、M-RELAP5 コードの、加圧器におけるノード分割及び2流体モデル並びに蒸気発生器における2流体モデル、伝熱管熱伝達モデル及びノード分割は妥当であり、各々個別の不確かさはそれ程大きくないと考えられる。そこで、これらのモデルの不確かさを1次冷却材圧力評価へ適用することを鑑みて、L6-1 試験解析同様にこれらのモデルの不確かさについては、各重要現象を評価した結果である1次冷却材圧力及び1次冷却材膨張量に直接影響する1次冷却材温度に対する不確かさとして整理する。

⁷ このことを定量的に確認するため、実機プラントを対象に、加圧器逃がし弁及び安全弁から加圧器逃がしタンクまでの配管を模擬し、弁上流の流体条件を実機のATWS解析の1次冷却材圧力ピーク近傍時の状態とし、加圧器逃がしタンクの圧力としてラプチャーディスク破損圧力を仮定し、さらに弁下流の圧力損失係数を実際の配管形状に基づくものよりも大きめに仮定し、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出時の弁下流の圧力をM-RELAP5コードにより評価した。その結果、弁下流の圧力は上流側の圧力に比べ半分以下の6MPa程度までしか上昇しないため、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出は、臨界流として放出されるといえる。

加圧器圧力挙動は、図 4-42に示すように概ね±0.2MPa 以内で試験結果と一致し、加圧器圧力のピーク値では約 0.1MPa の範囲で試験結果と一致している。LOFT L6-1 試験解析においても、加圧器圧力の不確かさとして±0.2MPa 程度であることを確認していることから、この±0.2MPa を 1 次冷却系の加熱及び加圧時におけるM-R E L A P 5 コードの不確かさとする。

表 4-16 LOFT L9-3 試験のタイムシーケンス

事象	時刻
主給水ポンプトリップ	0 秒
加圧器スプレイ作動	約 30 秒
主蒸気流量調節弁閉止	約 67 秒
加圧器逃がし弁開	約 74 秒
加圧器水位計指示値レンジ以上	約 90 秒
蒸気発生器水位計指示値レンジ以下	約 95 秒
加圧器安全弁開	約 97 秒
加圧器安全弁閉	約 107 秒
加圧器逃がし弁閉	約 123 秒
解析終了	200 秒

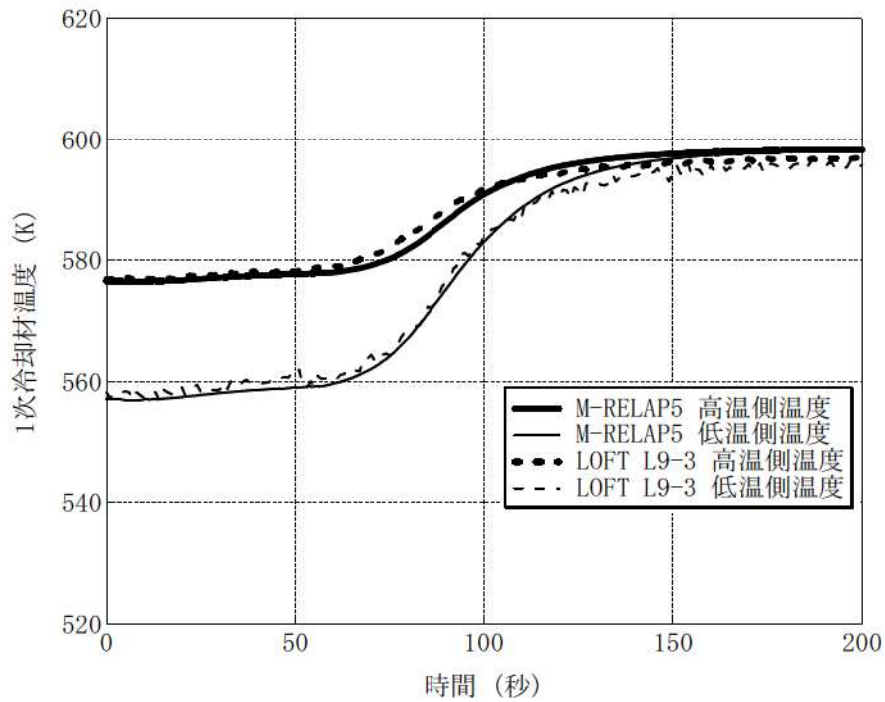


図 4-41 LOFT L9-3 試験における 1 次冷却材温度

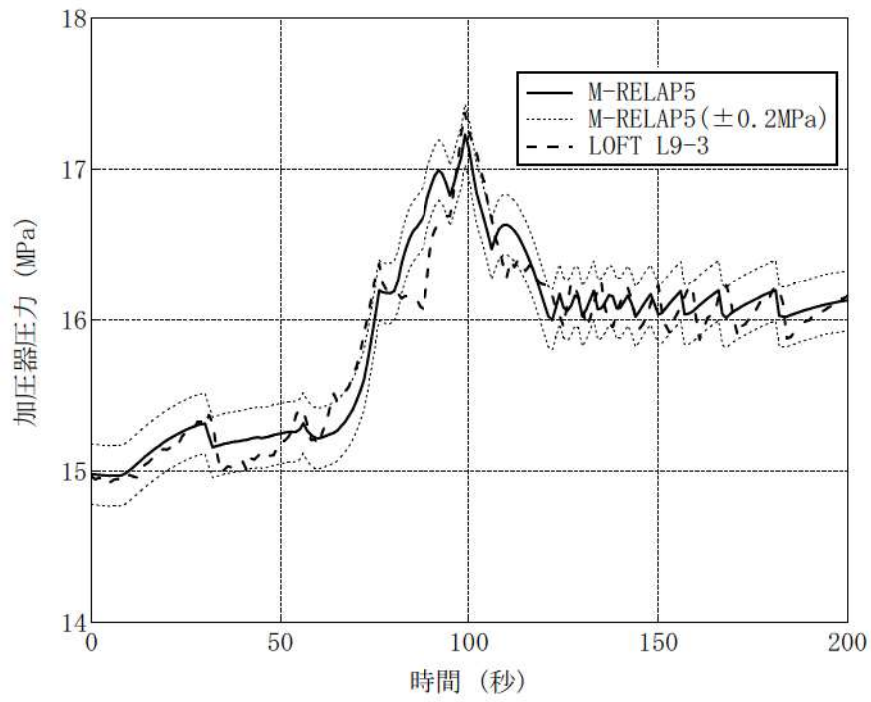


図 4-42 LOFT L9-3 試験における加圧器圧力

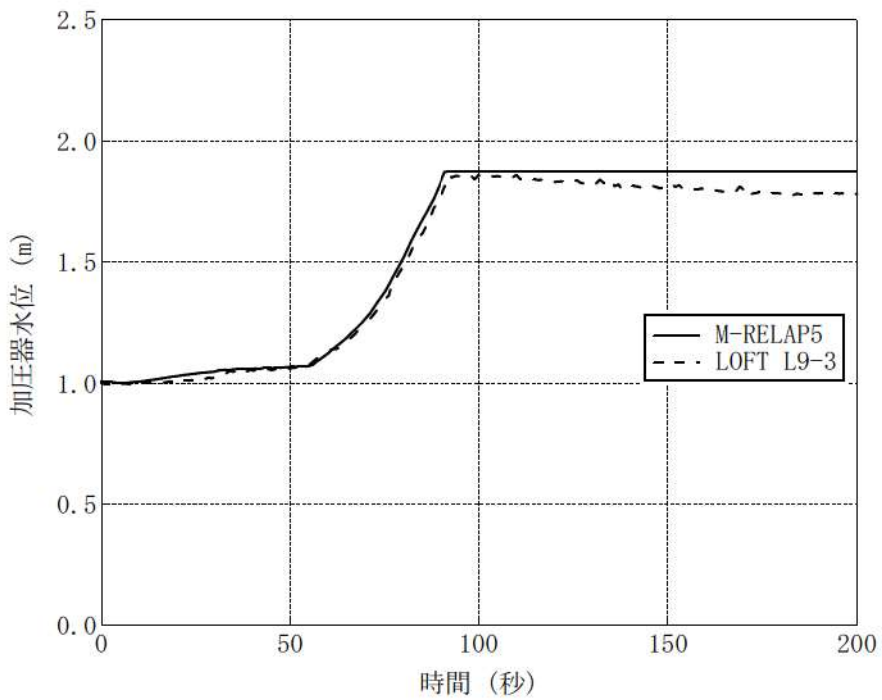


図 4-43 LOFT L9-3 試験における加圧器水位

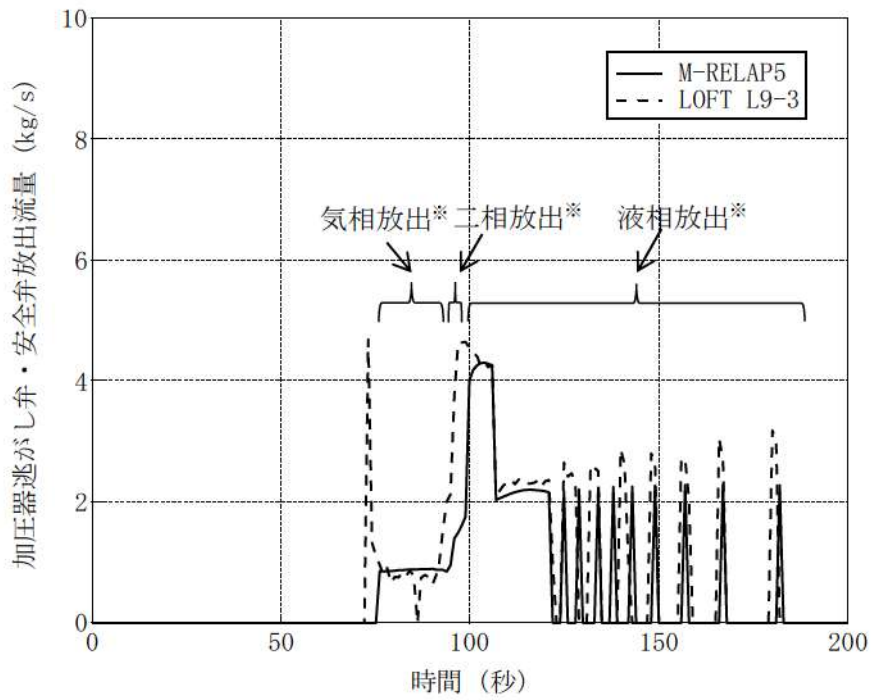


図 4-44 LOFT L9-3 試験における加压器逃がし弁及び安全弁放出流量

(※ 加压器逃がし弁及び安全弁放出流の相変化は、M-RELAP5 コードの解析結果に対するものである。)

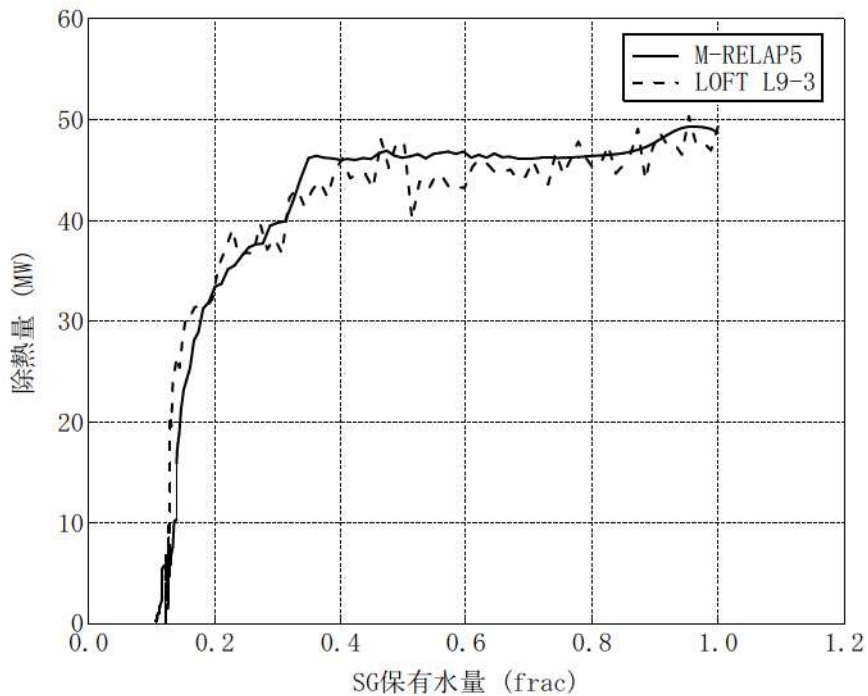


図 4-45 LOFT L9-3 試験における蒸気発生器(SG)保有水量 対 蒸気発生器除熱量*

(※ 蒸気発生器除熱量は、蒸気発生器1次側出入口エンタルピと1次冷却材流量から算出)

4.9 実機解析への適用性

A T W S の重要現象に対して実施した S P A R K L E - 2 コードの検証、妥当性確認が、実機解析に適用可能であることを述べる。

4.9.1 炉心（核）における不確かさの適用性

A T W S は、反応度がほぼ炉心一様に且つ緩やかに添加される事象であり、過渡時の出力分布は、局所的な出力分布の歪を伴わず、ほぼ炉心一様に出力が変化する。そのため、中性子動特性及び反応度帰還効果の適用性を確認するためには、反応度がほぼ炉心一様に添加された際の時間及び空間に対する中性子束計算が適切であることと、事象進展に応じた核定数が適切であることを確認できれば良い。

時間に対する中性子束計算については S P E R T - I I I E - c o r e 実験解析により、中性子動特性にとって厳しい条件となる、中性子束分布の局所的な変化を伴い、且つ急峻な出力応答に対して妥当性を確認している。さらに、中性子動特性のベンチマーク問題である T W I G L ベンチマーク及び L M W ベンチマークによる検証により、緩やかな出力応答から急峻な出力応答までの広範な出力応答に対して適用性を確認した。また、A T W S は緩やかに反応度が添加される事象であり、制御棒が動作せず局所的な出力分布の変化を伴わない事象であるため、遅発中性子パラメータや中性子速度といった動特性パラメータが中性子動特性（核分裂出力）へ与える影響は小さく、A T W S の評価指標である 1 次冷却材圧力に与える影響は軽微である⁸。一方、空間に対する中性子束計算については、A T W S は局所的な出力分布の変化を伴わず、出力分布の時間変化も大きくない準静的な過渡変化であるため、4.1.1 節に示すように、C O S M O - K コードと本機能が同一である C O S M O - S コードを用いた 2, 3 及び 4 ループ P W R の実機炉心解析によりその妥当性を確認した。

核定数については、ドップラ及び減速材反応度帰還効果の検証として実施したモンテカルロコードとの比較により、実機 P W R 炉心と同等の燃料ピンセルもしくは燃料集合体体系を対象に、実機炉心解析で想定する燃料種類、組成及び燃焼度並びに A T W S の実機解析で想定する炉心状態を包絡する条件において差異が拡大しないことを確認した。4.3.1 節にて記載したとおり、14×14 型、15×15 型、17×17 型燃料を対象とした G A L A X Y コードによる集合体内中性子束計算及び C O S M O - K コードによる炉心内中性子束計算の妥当性が確認されていることから、核定数変化が適切であることの検証結果と組み合わせることにより、2, 3 及び 4 ループ P W R の実機炉心体系におけるドップラ及び減速材反応度帰還効果を条件によって差異が拡大することなく適切に評価できることを確認した。

これらに加えて、減速材反応度帰還効果は、炉物理検査における減速材温度係数測定検査結果との比較により、実機 2, 3 及び 4 ループ P W R の各炉型及び燃料タイプに対して高温零出力状態におけ

⁸遅発中性子割合の不確かさは、最新のライブラリの知見(Y.NAGAYA, "JENDL-4.0 Benchmarking For Effective Delayed Neutron Fraction with a Continuous-energy Monte Carlo Code MVP", JAEA-Conf2013-002)や臨界実験における比較を踏まえると±6%程度と考えられる。主給水流量喪失+A T W S に対し、遅発中性子にこの±6%を上回る変化を与えた場合でも、1 次冷却材圧力への感度がないことを確認している。

る妥当性を確認し、不確かさとして $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を得た。前述のとおり、モンテカルロコードとの比較により、通常運転状態（高温零出力～高温全出力）からATWSの実機解析で想定する炉心状態の範囲において差異が拡大することはないとの結論を得ていることから、この $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ はATWSにおける事象進展中の広範な1次冷却材温度範囲に対して適用できるといえる。また、ドップラ反応度帰還効果は、SPERT-III E-core 実験解析において、ATWSよりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を確認している。ドップラ反応度帰還効果の不確かさは、4.5節に示したとおり、従来から安全解析等における不確かさとして用いられてきた10%を適用することができると考えられ、SPERT-III E-core 実験における感度解析結果を通じて不確かさとして矛盾がないことを確認している。したがって、本妥当性確認結果はATWSの実機解析に対して適用できるといえるが、4.5節に示したとおり、実機解析へのドップラ反応度帰還効果の不確かさの影響については、10%を上回る範囲で変動させた感度解析により確認する。なお、核定数フィードバックモデルの妥当性確認では、実機解析で適用する核データライブラリ（ENDF/B-VII.0）を用いているため、核データライブラリが含む不確かさについても、妥当性確認により得られた不確かさに含まれるといえる。

また、SPERT-III E-core 実験解析におけるノード分割は、実機炉心と比べて小さい集合体により構成された炉心の中性子動特性を適切に模擬するため、集合体サイズに比例して空間的に小さなノード分割を適用しており、反応度帰還効果が実機炉心と同等に取り扱えるよう設定されていることから、ノード分割による不確かさは十分小さい。一方、ATWSでは、表 3-3に記載のとおり、局所的な出力分布が変化せず、出力分布の時間変化も大きくない準静的な過渡変化であることから、多くの実機炉心解析（静的解析）によりノード分割の妥当性が確認されている図 3-6のノード分割を採用することで、ノード分割による不確かさは十分小さいと考えられる。そのため、SPERT-III E-core 実験解析結果により得られた結論は、2、3及び4ループPWRの実機解析に適用可能であるといえる。したがって、中性子動特性、ドップラ反応度帰還効果及び減速材反応度帰還効果に対する検証、妥当性確認により得られた結論は、2、3及び4ループPWRを対象としたATWSの実機解析に適用できるといえる。

崩壊熱は、核分裂による出力と合わせて原子炉出力を構成する。反応度帰還効果により核分裂が抑制されても崩壊熱は低下しないため、反応度帰還により核分裂出力が低下しても崩壊熱が高い方が原子炉出力は高く維持される。また、崩壊熱が高い方が原子炉出力に占める核分裂出力の割合が小さくなるため反応度帰還効果による核分裂出力の低下量も小さくなり原子炉出力は高く維持される。そのため、ATWSの実機解析では、崩壊熱に関する不確かさや実機運用によるばらつきを崩壊熱が大きくなる側に考慮した崩壊熱曲線を外部入力している。しかし、ATWSでは蒸気発生器による除熱が有意に悪化し1次冷却材圧力がピークとなる時点では、核分裂出力の寄与により原子炉出力が高く維持されているため、1次冷却材圧力に対する崩壊熱の寄与は相対的に小さい⁹。

⁹崩壊熱が高い方が原子炉出力は高く維持されるため、減速材反応度帰還効果は若干大きく、ドップラ反応度帰還効果は若干小さく見積もられることになるが、高い崩壊熱を考慮することにより核分裂出力の低下量が小さくなる効果に比べれば小さい。このように崩壊熱の大小により、原子炉出力の過渡応答は多少変化するものの、蒸気発生器による

4.9.2 炉心（燃料及び熱流動）における不確かさの適用性

MIDACコードの燃料棒内温度分布の計算手法について検証したFINEコードとの比較（4.6節）は、実機燃料を対象としている。また、燃料棒内温度評価の不確かさは、4.5節に示す非定常条件のSPERT-III E-core 実験解析で確認したドップラ反応度帰還効果の不確かさに含まれており、4.9.1節に示すようにSPERT-III E-core 実験解析の結果は実機解析に適用できるといえる。

炉心の沸騰・ボイド率変化はNUPEC 管群ボイド試験結果に基づき妥当性を評価している。この試験では4.7節に述べたように、PWR 燃料を模擬した実尺の管群試験体を使用し、実機炉心条件をカバーする冷却材条件で試験を実施していることから、2、3及び4ループPWRを対象としたATWSの実機解析に適用できるといえる。

4.9.3 加圧器及び蒸気発生器における不確かさの適用性

加圧器及び蒸気発生器における重要現象の妥当性確認及び不確かさの確認には、LOFT L6-1 試験解析及びLOFT L9-3 試験解析を用いた。LOFT 試験装置は、4.8節で述べたように商用PWRを模擬するよう体積及び出力比を保つように設計されており、圧力及び温度等の試験条件は実機PWR相当である。

2、3及び4ループPWRの主な違いとしては、炉心出力、1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の違いがあげられる。2、3及び4ループプラントの原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の関係を、LOFT 試験装置と合わせて図4-46～図4-48に示す。ループ数によらず、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は同等であることから、ATWSにおけるプラント挙動において、主給水流量喪失に伴う蒸気発生器2次側での除熱量の低下とそれに伴う1次冷却系の冷却材温度及び圧力上昇といった各パラメータの過渡変化の様相は同等となる。したがって、LOFT L6-1 試験解析及びLOFT L9-3 試験解析にて得られた結論は2、3及び4ループPWRを対象としたATWSの実機解析へ適用できる。

また、実機解析に用いるノード分割は、3.4節で述べた考え方にに基づき設定したものであるが、ATWSにおいて特にノード分割の影響を受ける重要現象は、加圧器及び蒸気発生器で生じる現象である。これら加圧器及び蒸気発生器のノード分割は、LOFT L6-1 試験解析及びLOFT L9-3 試験解析により、詳細に分割することにより重要現象が適切に評価できることを確認した。実機解析のノード分割を決定するに当たっては、LOFT L6-1 試験及びLOFT L9-3 試験で用いたノード分割を基に、より詳細にノードを分割した感度解析も実施し、十分な分割数であることを確認の上決定している。また、4.8.4節で考察したとおり、ATWSにおける加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出は

除熱が有意に悪化し1次冷却材圧力がピークとなる時点では、核分裂出力が原子炉出力の多くを占めることから、崩壊熱の大小が1次冷却材圧力に与える影響は小さい。実際に、主給水流量喪失+ATWSを対象に、不確かさや実機運用によるばらつきを考慮した崩壊熱を使用した場合と、崩壊熱を一切考慮せず核分裂出力のみで原子炉出力を構成する場合の解析を実施し、1次冷却材圧力への感度が低いことを確認している。

臨界流となることから、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流ノードは、LOFT L9-3 試験解析と同様に、圧力境界条件として背圧を設定した 1 つのノードで模擬することで問題ない。したがって、ノード分割による不確かさについても、本章の妥当性確認により得られた不確かさに包含されているものと考えられる。

以上より、SPARKLE-2 コードは実機の ATWS への適用性を有するとともに、本章の検証、妥当性確認により得られた不確かさについても、実機の ATWS 解析に適用できるといえる。4 章における検証、妥当性確認において得られた ATWS の重要現象に対する SPARKLE-2 コードの不確かさを表 4-17 に整理して示す。なお、ATWS の実機解析における不確かさの取扱いについては 5 章で述べる。

表 4-17 重要現象に対する不確かさ

分類	重要現象	解析モデル	検証、妥当性確認	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	TWIGL ベンチマーク	ドップラ反応度帰還効果の不 確かさに含める
	ドップラ反応度帰還効果		LMW ベンチマーク	
	減速材反応度帰還効果		SPERT-III E-core 実験解析	
	崩壊熱		モンテカルロコードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	モンテカルロコードとの比較 減速材温度係数測定検査	減速材温度係数: $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 入力値に含まれる
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析	ボイド率: $\pm 8\%(2\sigma)$
	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	
加圧器	加圧器水位変化		LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	二相及びサブクール臨界流モデル	LOFT L9-3 試験解析	1 次冷却材温度: $\pm 2^\circ\text{C}$ 1 次冷却材圧力: $\pm 0.2\text{MPa}$
	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	LOFT L6-1 試験解析 LOFT L9-3 試験解析	
蒸気発生器	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	臨界流モデル	不要	入力値に含まれる
	2 次側給水	ポンプ特性モデル	不要	入力値に含まれる

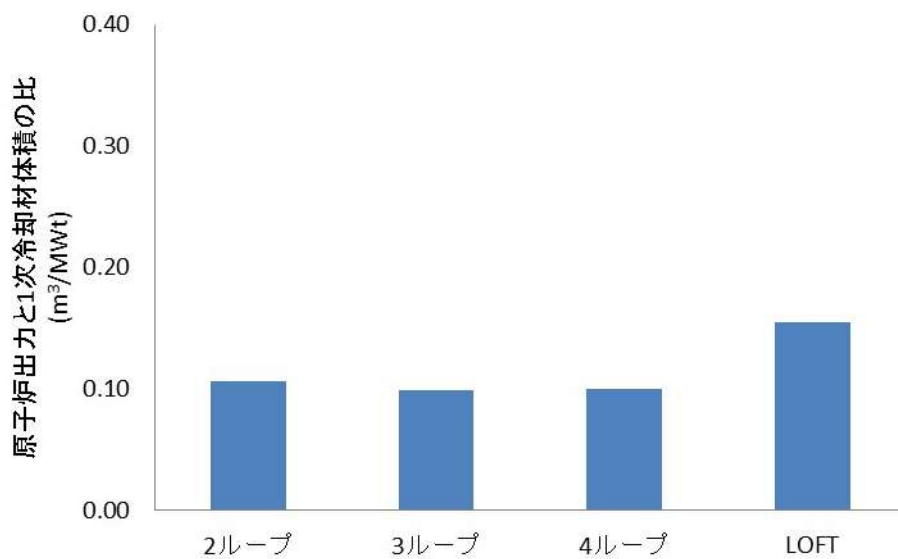


図 4-46 原子炉出力と1次冷却材体積の比

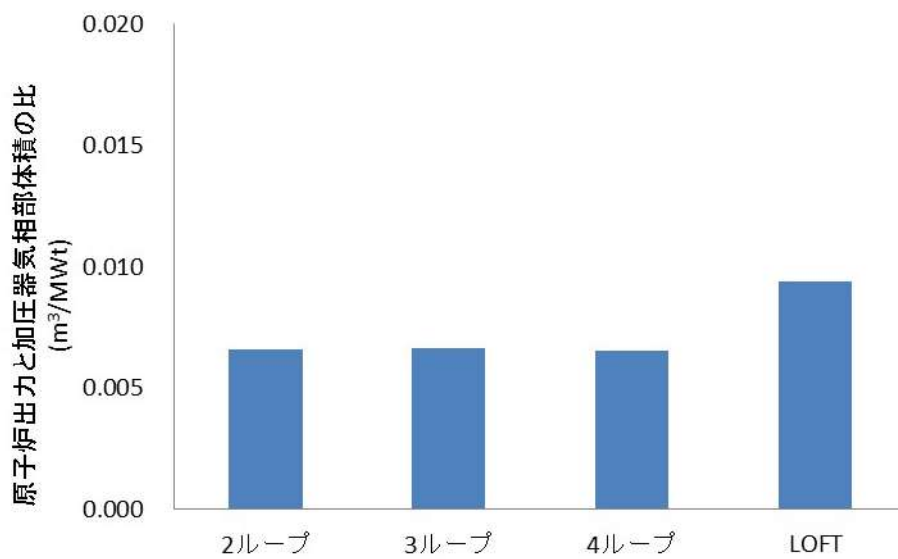


図 4-47 原子炉出力と加圧器気相部体積の比

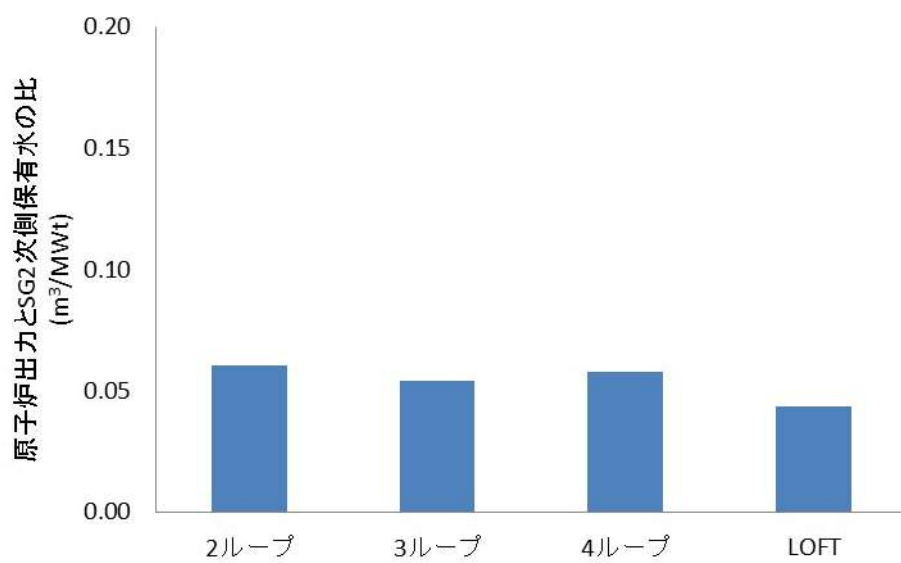


図 4-48 原子炉出力と蒸気発生器 2 次側保有水量の比

5. 有効性評価への適用性

5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）

4章の検証、妥当性確認において得られた重要現象に対する不確かさと、その不確かさが実機のATWSの1次冷却材圧力ピークへ与える影響を表 5-1に示す。

5.1.1 重要現象に対する不確かさが評価指標に与える影響

(1) 中性子動特性

4.5節に記載したとおり、中性子動特性の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさに含めて取り扱う。

(2) ドップラ反応度帰還効果

ATWSでは、主蒸気隔離又は蒸気負荷の喪失により1次冷却材温度が上昇し、負の減速材反応度帰還効果により原子炉出力が低下する。この際、ドップラ反応度帰還効果を大きく評価すると、原子炉出力低下に伴う燃料温度低下時の正のドップラ反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。このため、評価指標である1次冷却材圧力ピークが高くなる可能性がある。

(3) 減速材反応度帰還効果

ATWSでは、主蒸気隔離又は蒸気負荷の喪失により1次冷却材温度が上昇し、負の減速材反応度帰還効果により原子炉出力が低下する。この際、減速材反応度帰還効果を小さく評価すると、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しにくくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。このため、評価指標である1次冷却材圧力ピークが高くなる可能性がある。

また、減速材反応度帰還効果は、減速材温度係数に換算して $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の不確かさに加え、取替炉心毎のばらつきが大きいパラメータであることから、実機解析においては不確かさと炉心のばらつきを適切に考慮する必要がある。

(4) 崩壊熱

崩壊熱の不確かさに関しては、4.1節に記載したとおり、評価に当たっては崩壊熱の不確かさ及び実機運用によるばらつきを考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用すること、また、4.9.1節に記載したとおり、ATWSにおいて1次冷却材圧力がピークになる時点では、核分裂出力の寄与により原子炉出力が高く維持されているため、1次冷却材圧力に対する崩壊熱の寄与は相対的に小さいことから、崩壊熱の不確かさは1次冷却材圧力へ影響しない。

(5) 燃料棒内温度変化

4.5節に記載したとおり、燃料棒温度変化の不確かさはドップラ反応度帰還効果の不確かさに含めて取り扱う。

(6) 沸騰・ボイド率変化

炉心ボイド率を低く評価する場合、1次冷却材の密度低下を小さく評価することになるため、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高く評価される。しかし、ATWSにおいて事象発生から1次冷却材圧力ピーク近傍までの1次冷却材圧力が高い炉心状態では炉心内にボイドが有意に発生せず、炉心内にボイドが生成するのは1次冷却材圧力が低下した後となることから、沸騰・ボイド率変化の不確かさは評価指標である1次冷却材圧力ピークに影響しない。

(7) 加圧器及び蒸気発生器

加圧器の重要現象並びに蒸気発生器の重要現象のうち1次側・2次側の熱伝達、2次側水位変化・ドライアウトに対する不確かさについては、4.8.3節及び4.8.4節に記載したとおり、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力の不確かさとして整理する。これら重要現象の不確かさにより、1次冷却材温度を高く評価した場合は、1次冷却材膨張量が大きくなるため、評価指標である1次冷却材圧力ピークが高くなる可能性がある。1次冷却材圧力の不確かさに関しては、評価指標である1次冷却材圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、1次冷却材圧力の評価結果が判断基準と比較して十分な余裕があることが確認できれば問題ない。

蒸気発生器における冷却材放出（主蒸気逃がし弁及び安全弁からの蒸気放出）は、ATWSでは主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力とし、流量については設計流量を用いている。ATWSは、主蒸気逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出は気相放出であること、また、蒸気流量は主蒸気安全弁の設計流量以下であり蒸気発生器2次側圧力は設定圧以下であることから、蒸気放出に係る条件が弁の開口面積を定める際の条件と同様であるため、解析コードの不確かさが評価指標である1次冷却材圧力ピークへ与える影響はない。また、蒸気発生器における2次側給水（主給水・補助給水）についても、電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動遅れ時間については信号遅れやポンプ定速達成時間に余裕を考慮し、流量については最小流量を用いていることから、解析コードの不確かさが評価指標である1次冷却材圧力ピークへ与える影響はない。

5.1.2 重要現象の不確かさに対する感度解析

5.1.1節で示した重要現象の不確かさのうち、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び1次冷却材温度については、不確かさにより評価指標である1次冷却材圧力ピークが高くなる可能性があることから、不確かさがATWSの1次冷却材圧力ピークに与える影響の程度を確認するため、代表4ループプラントの主給水流量喪失+ATWSを対象に感度解析を実施した。

表 5-2に、これらのパラメータを最確値としたケースをベースケース（ベースケース1）として、

減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果及び1次冷却材温度に対する感度解析結果（ケース1-1～ケース1-3）を示す。ここで、減速材反応度帰還効果については、取替炉心毎のばらつきが大きいパラメータであるため、不確かさ（±3.6pcm/°C）及び取替炉心毎のばらつきを上回る余裕を考慮した減速材温度係数初期値（-13pcm/°C）を用いた。また、ドップラ反応度帰還効果については、4.5節に示したように、不確かさ（10%）を上回るように20%を用いた。感度解析の結果、ドップラ反応度帰還効果及び1次冷却材温度については、ベースケースからの1次冷却材圧力ピークに対する感度が現れていないが、減速材反応度帰還効果については、減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとしたケースに対しては約0.3MPa圧力ピークが高くなった。

ここで、ドップラ反応度帰還効果及び1次冷却材温度の感度解析において、1次冷却材圧力ピークに対する感度が現れていないが、図5-1に示すように、1次冷却材圧力ピーク近傍における1次冷却材温度上昇に伴う1次冷却材膨張量の増加に対し、加圧器安全弁の開度に余裕があり、加圧器安全弁の作動により圧力上昇が抑えられているためである。一方、減速材反応度帰還効果の感度解析では、1次冷却材圧力ピーク近傍で加圧器安全弁がほぼ全開となっており、1次冷却材圧力ピーク値がベースケースに比べて高くなっている。即ち、1次冷却材膨張量が大きくなる条件（減速材温度係数初期値を正側にする等）に対して不確かさの影響を考慮した場合、加圧器安全弁開度の裕度が小さくなり、不確かさ等による1次冷却材圧力ピークへの感度が大きくなる可能性があることを示唆している。

この影響を確認するため、減速材反応度帰還効果として上述の減速材温度係数初期値（-13pcm/°C）としたものをベースケース（ベースケース2）とし、ドップラ反応度帰還効果及び1次冷却材温度の感度解析（ケース2-1及びケース2-2）を行った。結果は表5-3に示すとおりであり、最確値をベースケースとした表5-2の感度解析結果に比べて不確かさによる感度が大きくなっている。これは、図5-2のとおり、1次冷却材圧力ピーク近傍において加圧器安全弁は全開となっており、不確かさを考慮したことによる1次冷却材膨張量の増加を加圧器安全弁で吸収しきれなくなったことから、1次冷却材圧力ピークへの感度として現れたものである。

なお、これらの感度解析は代表4ループプラントに対するものであり、加圧器安全弁が全開となる条件において不確かさによる影響が1次冷却材圧力ピークに現れる点については2、3ループPWRも含めた各プラントで共通であるが、加圧器逃がし弁及び安全弁容量等の個別のプラント仕様により感度の大小は異なるものとなる。また、これらの感度解析は主給水流量喪失+A TWSに対するものであるが、負荷の喪失+A TWSにおいても、1次冷却材圧力がピークとなる付近では、蒸気発生器の除熱能力が著しく低下し、1次冷却材温度の上昇に伴う1次冷却材膨張量の増加により1次冷却材圧力が高くなるなど、主給水流量喪失+A TWSと事象進展が同様であることから、上記の考察は、負荷の喪失+A TWSにおいても同様である。

5.1.3 A TWS有効性評価における不確かさの取扱い

5.1.2節の感度解析及び考察を踏まえ、A TWS有効性評価においては、ベースケース評価における1次冷却材圧力ピーク値近傍の加圧器安全弁開度によって不確かさによる感度が異なることを考

慮した上で、これらの不確かさを適切に取り扱う必要がある。

5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）

A T W Sでは、蒸気発生器水位が狭域水位 7%に到達すると、A T W S緩和設備により、自動的に主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断、及び補助給水ポンプの起動による炉心冷却の確保を行いプラントを安定状態に導くことから、運転員の操作を介しない。また、その後の緊急ほう酸注入においては、ほう酸注入量は目標停止状態の停止ほう酸濃度で決まることから解析結果の影響を受けない。

したがって、S P A R K L E - 2 コードによる過渡解析の不確かさは、運転員等操作に影響を与えない。

表 5-1 重要現象に対する不確かさの取扱い (1 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)		ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める	ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。
	ドップラ反応度帰還効果		ドップラ反応度帰還効果： ±10%	ドップラ反応度帰還効果を大きく評価すると、原子炉出力低下に伴う燃料温度低下時の正のドップラ反応度帰還効果が大きくなるため、原子炉出力が低下しなくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である1次冷却材圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、1次冷却材圧力ピークに影響を与える。
	減速材反応度帰還効果	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	減速材温度係数： ±3.6pcm/°C	減速材反応度帰還効果を小さく評価すると、1次冷却材温度上昇時の負の減速材反応度帰還効果が小さくなるため、原子炉出力が低下しなくなり、1次冷却材膨張量が大きく評価される。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である1次冷却材圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、1次冷却材圧力ピークに影響を与える。なお、減速材反応度帰還効果は取替炉心毎のばらつきが大きいことから、実機解析においては不確かさに加えて取替炉心毎のばらつきも考慮する必要がある。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	評価にあたり、崩壊熱の不確かさ及び実機運用によるばらつきを考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用すること、1次冷却材圧力がピークとなる時点では、原子炉出力が高く維持されているため、核分裂出力の寄与に比べて1次冷却材圧力に対する崩壊熱の寄与は相対的に小さいことから、1次冷却材圧力へ影響しない。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める	ドップラ反応度帰還効果による影響に含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	ボイド率：±8%(2σ)	炉心ボイド率を低く評価することになるため、原子炉出力が高く評価されるが、1次冷却材圧力ピーク近傍では、炉心内にボイドが有意に発生していないことから、沸騰・ボイド率変化の不確かさは評価指標である1次冷却材圧力ピークに対して影響しない。

表 5-1 重要現象に対する不確かさの取扱い (2 / 2)

分類	重要現象		解析モデル		不確かさ	有効性評価解析への影響
	気液熱非平衡 水位変化 冷却材放出	1次側・2次側の 熱伝達	2流体モデル 二相及びサブクール臨界流モデル 伝熱管熱伝達モデル	2流体モデル		
加圧器					1次冷却材温度：±2℃ 1次冷却材圧力：±0.2MPa	1次冷却材温度を高く評価した場合、1次冷却材膨張量が大きくなる。1次冷却材膨張量に対し加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、評価指標である1次冷却材圧力ピークへの感度がないが、加圧器安全弁が全開となる場合には、1次冷却材圧力ピークに影響を与える。 1次冷却材圧力の不確かさに関しては、評価指標である1次冷却材圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、1次冷却材圧力の評価結果が判断基準と比較して十分な余裕があることが確認できれば問題になることはない。
蒸気発生器	冷却材放出		臨界流モデル		入力値に含まれる	主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力を入力とし、流量については設計流量を入力とすること、及びATWSでは、蒸気放出に係る条件が弁の開口面積を定める際の条件と同様であることから、解析コードの不確かさは1次冷却材圧力へ影響しない。
	2次側給水		ポンプ特性モデル		入力値に含まれる	電動及びタービン補助給水ポンプの自動起動遅れ時間については信号遅れやポンプ定速達成時間等を考慮し、流量については最小流量を入力とすることから、解析コードの不確かさは1次冷却材圧力へ影響しない。

表 5-2 主給水流量喪失+A T W S の感度解析結果 (代表 4 ループ)
(最確条件をベースケースとした場合) *1

解析ケース	減速材温度 係数初期値	ドップラ 効果	1 次冷却材 温度	1 次冷却材圧力 (MPa[gage])	ベースケース 1 からの差(MPa)
ベースケース 1	最確値*2	最確値	最確値	約 18.4	—
ケース 1-1	-13pcm/°C*3	最確値	最確値	約 18.7	約 0.3
ケース 1-2	最確値*2	最確値+20%	最確値	約 18.4	約 0.0
ケース 1-3	最確値*2	最確値	+2.2°C*4	約 18.4	約 0.0

*1 : A T W S 緩和設備作動設定点到達 45 秒後¹⁰に、電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台から 4 基の蒸気発生器に合計 370m³/hr の流量で給水するものとした。

*2 : 約 -28pcm/°C (平衡炉心評価値であり核的不確かさ含まず)

*3 : 不確かさ (±3.6pcm/°C) 及び取替炉心毎のばらつきを上回る余裕を考慮した値として設定。

*4 : 1 次冷却材温度の不確かさ (2°C) を上回る値として設定。なお本ケースは、1 次冷却材温度に加え、出力 (2%) 及び圧力 (0.21MPa) も最確値に上乗せした結果であり、1 次冷却材温度の不確かさによる影響を包含する。

表 5-3 主給水流量喪失+A T W S の感度解析結果 (代表 4 ループ)
(減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとしたケースをベースケースとした場合) *1

解析ケース	減速材温度 係数初期値	ドップラ 効果	1 次冷却材 温度	1 次冷却材圧力 (MPa[gage])	ベースケース 2 からの差(MPa)
ベースケース 2	-13pcm/°C	最確値	考慮せず	約 18.8	—
ケース 2-1	-13pcm/°C	最確値+20%	考慮せず	約 19.5	約 0.7
ケース 2-2	-13pcm/°C	最確値	+2°C	約 19.2	約 0.4

*1 : A T W S 緩和設備作動設定点到達 60 秒後¹⁰に、電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台から 4 基の蒸気発生器に合計 370m³/hr の流量で給水するものとした。

¹⁰ 表 5-2 の感度解析では補助給水開始遅れ時間としてより現実的な時間 (45 秒) で評価しているが、表 5-3 の感度解析では、有効性評価と同じ余裕を考慮した値 (60 秒) を用いている。

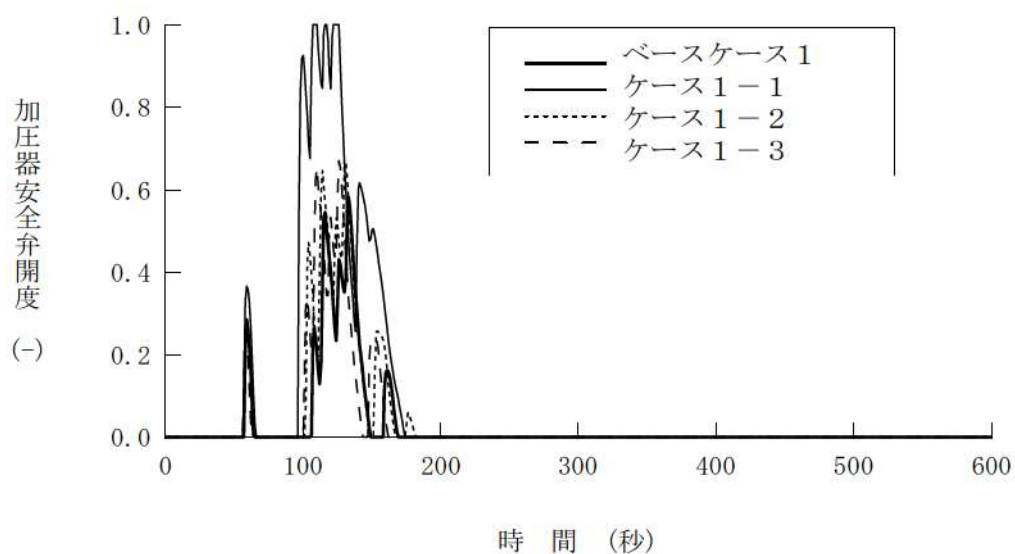


図 5-1 最確条件をベースケースとした場合の感度解析
(代表 4 ループ) [加圧器安全弁開度]

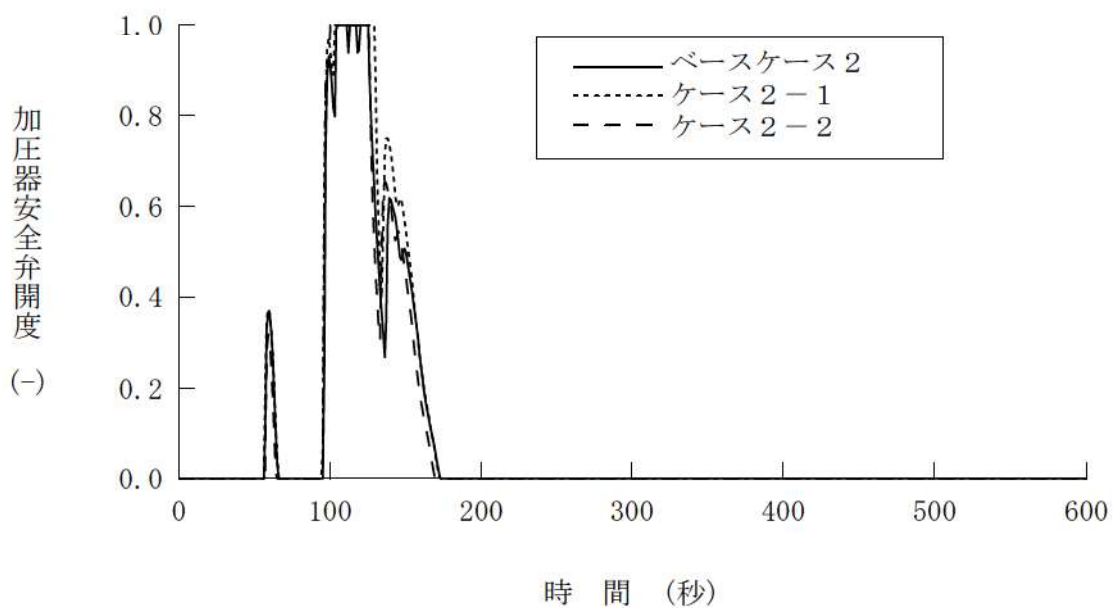


図 5-2 減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^{\circ}\text{C}$ としたケースをベースケースとした場合の感度解析
(代表 4 ループ) [加圧器安全弁開度]

6. 参考文献

- [1] 三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について, MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成 25 年
- [2] 三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について, MHI-NES-1054, 三菱重工業, 平成 25 年
- [3] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes," J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.
- [4] F. J. Moody, "Maximum Discharge Rate of Liquid-Vapor Mixtures from Vessel," NEDO-21052, 1975.
- [5] 三菱 PWR の燃料設計計算コードの概要, MAPI-1019 改 1, 三菱原子力工業, 昭和 63 年
- [6] 三菱 PWR 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計, MNF-1001 改 1, 三菱原子燃料, 平成 23 年
- [7] D. G. Reddy, et al., "Two-Phase Friction Multiplier for High Pressure Steam Water Flow", EPRI-NP-2522, 1982
- [8] Saha, P. and Zuber, N., "Point of Net Vapor Generation and Vapor Void Fraction in Subcooled Boiling", Proceedings of 5th International Heat Transfer Conference, Tokyo, 4, 151-157, 1974
- [9] Lahey Jr., R.T. and Moody, F. J., "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor", American Nuclear Society, 1977
- [10] 平成 6 年度燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書 (PWR 燃料集合体管群ポイド試験) (総合試験編), (財) 原子力発電技術機構, 平成 7 年
- [11] Chexal, B, Lellouche, G., Horowitz, J., Healy, J., "A Void Fraction Correlation for Generalized Applications", NURETH-4, 1989
- [12] PWR の安全解析用崩壊熱について, MHI-NES-1010 改 4, 三菱重工業, 平成 25 年
- [13] 三菱新核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の信頼性について, MHI-NES-1052, 三菱重工業, 平成 24 年
- [14] B. Yasinsky, M. Natelson, and L.A. Hageman, "TWIGL- A Program to Solve the Two-Dimensional, Two-Group, Space-Time Neutron. Diffusion Equations with Temperature Feed-back," WAPD-TM-743 (1968).
- [15] S.Langensbuch, W. Maurer, and W. Werner, "Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light Water Reactor Cores", Nuclear Science and Engineering: 63, (1977)
- [16] K. S. Smith, "An Analytic Nodal Method for Solving the Two-group, Multidimensional, Static and Transient Neutron Diffusion Equations," MS Thesis, Massachusetts Institute of Technology, March (1979).
- [17] Russell D. Mosteller, "The Doppler-Defect Benchmark: Overview and Summary of Results,"

LA-UR-07-1000

- [18] M.B.Chadwick, *et al.*, "Nuclear Data Sheets", Volume 107, Issue 12 (2006)
- [19] "Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core-A Small, Oxide-Fueled, Pressurized Water Reactor," IDO-17281, U.S. Atomic Energy Commission, March 1969.
- [20] "Experiment Data Report for LOFT Anticipated Transient Experiments L6-1, L6-2, and L6-3," NUREG/CR-1797
- [21] NUREG/IA-0072 LOFT Input Dataset Reference Document for RELAP5 Validation Studies
- [22] "Experiment Data Report for LOFT Anticipated Transient-without-Scram Experiment L9-3," NUREG/CR-2717 R2

添付1 ATWSの有効性評価に3次元炉心動特性コードを用いることについて

1. はじめに

原子炉停止機能喪失に対する適用コードについては「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」5.1.5節に記載のとおり、

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

と判断している。

ここでは、ATWS対策の有効性評価（以下、「ATWS解析」という。）における炉心部の解析モデルに関して、上述のとおり、1点炉近似動特性又は3次元炉心動特性のいずれも適用可能としている中で、3次元炉心動特性を採用するSPARKLE-2コードを適用した理由について、1点炉近似動特性を適用した場合との比較等により説明する。

2. ATWS解析に用いる動特性モデル

2.1 1点炉近似動特性と3次元炉心動特性の特徴

1点炉近似動特性とSPARKLE-2コードの3次元炉心動特性の主な相違点としては、

- ・ 1点炉近似動特性は、ドップラ温度係数や減速材密度係数といった反応度係数を入力とし、これらの反応度係数と燃料温度や減速材密度等の炉心パラメータの変化量から反応度変化を求め、1点炉近似動特性方程式に基づき原子炉出力変化を計算する。これに対し、3次元炉心動特性は、炉心パラメータの変化に応じて核断面積の変化を3次元炉心体系で求め、3次元2群拡散動特性方程式に基づき原子炉出力変化を計算する。
- ・ 1点炉近似動特性は炉心を1点で表現する解析モデルであり、空間分布の概念がないため、炉心内の減速材密度や燃料温度の分布と、それに伴う出力分布の過渡的な変化を反応度変化に直接取り込むことができない。一方、3次元炉心動特性では、これらの変化を反応度変化に直接取り込み、出力分布及びそれに基づく冷却材条件分布の変

化を評価することができる。
といった点が挙げられる。

2.2 設計基準事象解析とATWS有効性評価解析における減速材密度係数の取扱い

DBE（設計基準事象）解析としての「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」では、原子炉トリップにより原子炉出力が低下するため、制御棒以外の反応度帰還効果に大きな期待をしなくても事象発生時のプラントの安全性を確認することができる。そのため、DBE解析では、減速材密度係数の入力値として 0pcm/g/cm^3 （事象進展中も固定。減速材反応度帰還効果に一切期待しない。）を用いた1点炉近似動特性にて評価している。

ATWS有効性評価解析としての「主給水流量喪失+ATWS」及び「負荷の喪失+ATWS」では、原子炉トリップが生じず、反応度帰還効果、特に減速材反応度帰還効果により原子炉出力を低下させることから、事象進展中の減速材密度変化に応じた適切かつ現実的な減速材反応度帰還効果を考慮する必要がある。したがって、ATWSを1点炉近似動特性を用いて評価するとした場合においても、DBE解析とは異なり、事象進展中の炉心挙動を適切かつ現実的に模擬できる減速材密度係数を設定し、入力する必要がある。その際、ATWSでは原子炉出力を低下させるため減速材反応度帰還効果にしか期待できないことから、減速材密度係数の設定に当たっては明らかな余裕を持った保守性を考慮しづらい。一方、3次元炉心動特性評価を用いて評価する場合は、事象進展中の減速材密度変化に応じて核定数を参照することにより減速材反応度帰還効果を直接評価することから、1点炉近似動特性で必要となるような減速材密度係数の設定は必要ない。

2.3 ATWSにおける1点炉近似動特性用の減速材密度係数

ATWSを1点炉近似動特性評価を用いて評価するとした場合、入力する減速材密度係数を設定するに当たっては、事象発生時の減速材密度係数（初期値）と事象進展中の炉心状態（原子炉出力、減速材温度、1次冷却材圧力）の変化に応じた減速材密度係数の変化量を決める必要がある。このうち初期値については、評価目的（最確評価、取替炉心を包絡する評価等）に応じて任意に設定することができる。また、変化量については、事象進展中の複数時点における原子炉出力等を仮定した3次元静特性解析により、減速材密度係数を算出し、得られた結果を踏まえて事象を適切に模擬できるように設定することになる。

前述のとおり、ATWS解析に1点炉近似動特性評価を採用する際の減速材密度係数は、DBE解析のように事象進展中も初期値に固定するような保守的なものではなく、事象進展中の炉心挙動を適切かつ現実的に模擬できるように設定する必要がある。しかしながら、減速材密度係数設定に用いる3次元静特性解析は、プラント過渡状態ではなく平衡状態を対象とした解析であり、また、解析対象の炉心は、減速材反応度帰還効果

に影響を与えうる事象進展中の時々刻々の関連パラメータ（原子炉出力、1次冷却材圧力、冷却材出入口温度、冷却材温度分布等）の組み合わせを必ずしも正確には模擬しているわけではない。したがって、3次元静特性解析のみに基づき設定した減速材密度係数が事象進展中の炉心挙動を適切に模擬できることを確認するためには、減速材反応度帰還効果のみにより原子炉出力を低下させるATWSでは静特性解析結果に対して明らかな余裕を持った保守性を考慮して設定しづらいことを踏まえると、3次元炉心動特性評価との比較や反応度係数に対する感度解析を実施すること等によりその妥当性を確認する必要がある。

2.4 1点炉近似動特性を用いたATWS解析結果

参考として、代表4ループプラントに対し、3次元静特性解析に基づき設定した減速材密度係数（図1）を入力とし、主給水流量喪失+ATWSを対象に、M-RELAP5コード（1点炉近似動特性）を用いて解析した結果を、SPARKLE-2コード（3次元炉心動特性）を用いた解析結果とともに図2及び図3に示すが、両者は良く一致していることが分かる。

このように、ATWSでは、適切かつ現実的な反応度係数を設定することにより、1点炉近似動特性を用いても3次元動特性と同等の結果を得ることが可能であるが、先述のとおり、1点炉近似動特性解析の入力に用いる反応度係数が妥当であることについては、図2及び図3のように、結局は3次元動特性解析結果との比較等により示さざるを得ないことも踏まえ、今回の有効性評価では、個別の重要事故シーケンスの事象進展に応じた反応度帰還効果を直接解析に取り込むことができる3次元動特性により直接的に評価することが有用であると考え、SPARKLE-2コードを採用することが合理的であると判断した。



図1 1点炉近似動特性評価に用いた減速材密度係数

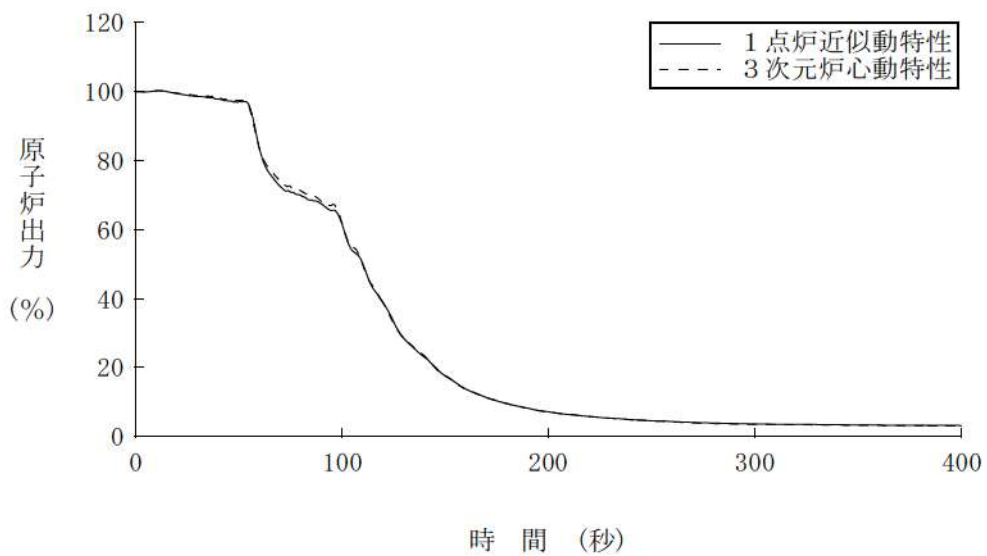


図2 主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

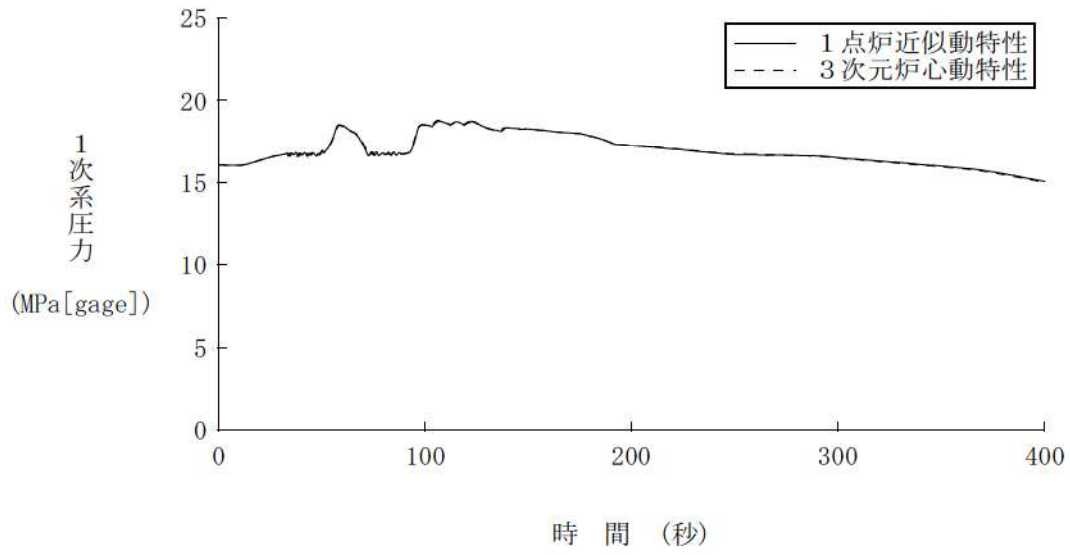


図3 主給水流量喪失+ATWSの1次冷却材圧力

添付2 GalaxyCosmo-Sについて

1. GalaxyCosmo-Sの概要

GalaxyCosmo-Sは、PWR炉心設計への適用を目的として開発した炉心計算コードシステムであり、GALAXYコードとCOSMO-Sコードから構成される。GALAXYコードは2次元集合体計算コードであり、集合体計算を実行し、燃料集合体平均の核定数を算出する。COSMO-Sコードは3次元炉心計算コードであり、GALAXYコードで計算した集合体平均の均質核定数を入力として、炉心内の燃料集合体配置を考慮した炉心計算を実行し、臨界ほう素濃度、出力分布等の炉心核特性値を算出する。

2. GALAXYコード及びCOSMO-Sコードの手法概要

2.1 GALAXYコードの手法概要

GALAXYコードは、キャラクタースティックス法に基づく2次元多群非均質輸送計算コードである。燃料集合体形状を正確に取り扱うことにより、集合体内の2次元中性子束分布を精度よく算出する。GALAXYコードの計算フローを図1に、計算の入出力を図2に示す。GALAXYコードでは、燃料仕様と炉心運転条件が入力として与えられると、ENDF/B-VII.0に基づく中性子エネルギー172群構造の多群断面積ライブラリに基づき、共鳴計算により、各領域の多群実効断面積を計算する。次に、キャラクタースティックス法に基づき、多群実効断面積を入力として、集合体内の多群中性子束分布を計算し、得られた多群実効断面積及び中性子束を用いて、中性子束重みにより、実効断面積を空間及びエネルギーに関して均質化及び縮約することにより、COSMO-Sコードの入力となる2群均質核定数を算出する。また、得られた多群実効断面積及び中性子束分布を用いて、集合体内の領域毎に各核種の反応率を算出し、燃焼に伴う各核種の数密度変化を追跡するための燃焼計算を実施し、燃焼度依存で2群均質核定数を算出する。

GALAXYコードで算出された2群均質核定数は、集合体燃焼度、燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度等を変数とした核定数テーブルとしてまとめられる。

GALAXYコードの妥当性については、本資料「第2部 SPARKLE-2コード」の4.3節において、ドップラ温度係数(4.3.1節)及び減速材密度係数(4.3.2節)に関して、GALAXYコードと連続エネルギーモンテカルロ法に基づくMVPコードによる解析結果の比較検証を実施している。GALAXYコードでは、核定数テーブルの作成において、図1に示す「断面積ライブラリ」、「共鳴計算」、及び「輸送計算」の各段階に対して計算手法に近似があり、その妥当性を確認する必要がある。そこで、GALAXYコードと、MVPコードの広範な条件に対して解析結果を比較することで、両者の差異が拡大しないことを検証している。このことにより炉物理検査で実証されている精度が維持されることを補足し、GALAXYコードが核定数を適切に作成できることを確認している。また、GALAXYコードの集合体輸送計算(中性子束計算)については、連続エネルギーモンテカルロ法との燃料棒出力(核分裂率)の比較を、複数の燃料集合体幾何形状(14×14型、15×15型、17×

17 型) を対象に、燃料組成、燃料温度等の広範な条件に対して実施し、差異の標準偏差が条件によらず平均 0.3%程度であることを確認した。これにより、GALAXYコードの集合体輸送計算は、集合体内の中性子束分布を適切に評価できることを確認した¹。

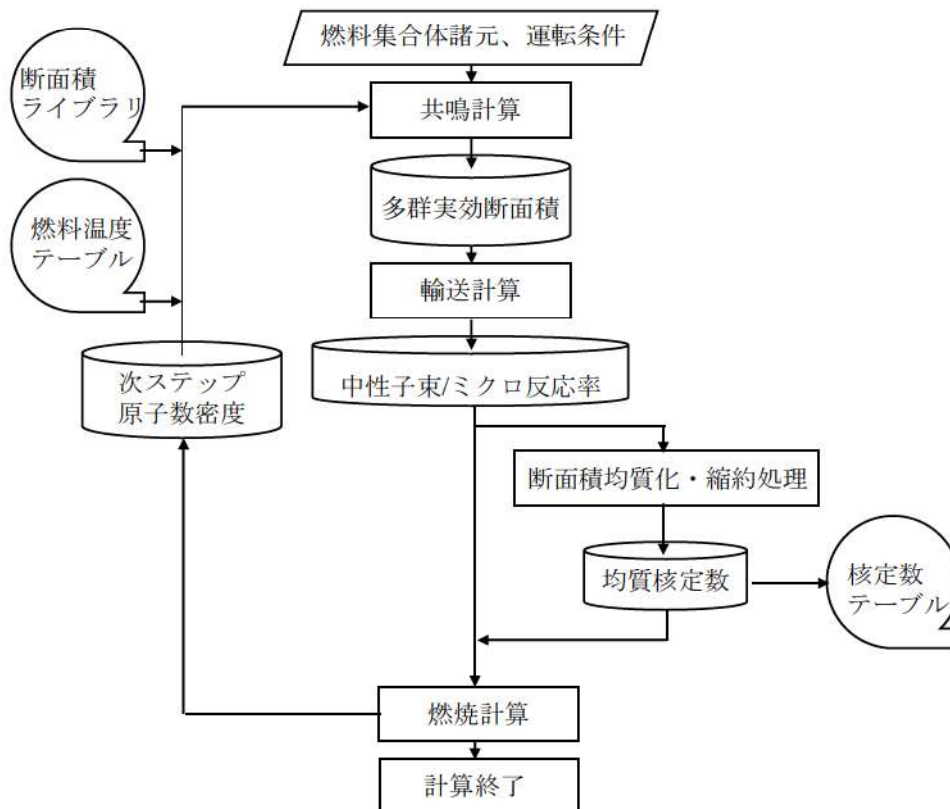


図1 GALAXYコードの計算フロー

¹ Koike H., et al., "Advanced Resonance Self-Shielding Method for Gray Resonance Treatment in Lattice Physics Code GALAXY," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 49, No. 7, pp.725-747, July, (2012).

(インプット量)

燃料棒諸元
ペレット半径、被覆管外径・厚さ、
燃料ピッチ
集合体諸元
燃料棒配置
制御棒案内管・計装シンプル諸元、
バーナブルポイズン緒元、
集合体間ギャップ寸法
組成データ
構成要素の組成
冷却材ほう素濃度
燃焼計算データ
熱出力
燃焼計算ステップ間隔
その他のインプット

(ライブラリ)

燃料温度テーブル
燃焼度、相対出力毎に
各種温度をテーブル化
・ペレット、被覆管、減速材温度
・燃料実効温度

断面積ライブラリ(ENDE/B-VII.0ベース)
核種、反応、エネルギー群毎に
バックグラウンド断面積と
実効断面積の関係をテーブル化

(計算コード)
GALAXYコード

共鳴計算
2次元輸送計算による
中性子束分布計算
核定数計算 (断面積均質化・縮約)
燃焼計算

(計算結果)

実効増倍率
2群核定数 (COSMO-S/K計算用)
各種ミクロ断面積
不連続因子
燃料棒再構築計算用データ
動特性パラメータ (β , λ)
中性子束分布
出力分布
燃料組成
等
以上は各燃焼度ステップ毎に
出力する。

図2 GALAXYコードの入出力の概要

2.2 COSMO-Sコードの手法概要

COSMO-Sコードは、3次元炉心計算コード(エネルギー群数2群、拡散ノード法)である。炉心体系を集合体単位で取り扱い、集合体内を複数の矩形領域で分割することにより、炉心内の3次元中性子束分布を算出する。

COSMO-Sコードの計算フローを図3、計算の入出力を図4に示す。COSMO-Sコードでは、炉心諸元、運転条件が入力として与えられると、GALAXYコードにより準備された核定数テーブルから、各領域の2群核定数が設定される。この核定数を入力として、中性子束計算(拡散計算)により、炉心内の中性子束分布、出力分布、臨界ほう素濃度、反応度係数等、種々の炉心核特性を計算する。中性子束計算には、解析的多項式ノード法を採用しており、双曲線関数と2次までの多項式によりノード内の中性子束分布を展開する。燃料棒出力等の局所出力については、近代ノード法による中性子束計算の後、燃料棒出力分布再構築法によって算出している。また、中性子束計算によって得られた出力分布を用いて、燃焼計算を行うことにより、燃焼度依存で炉心核特性値を算出する。

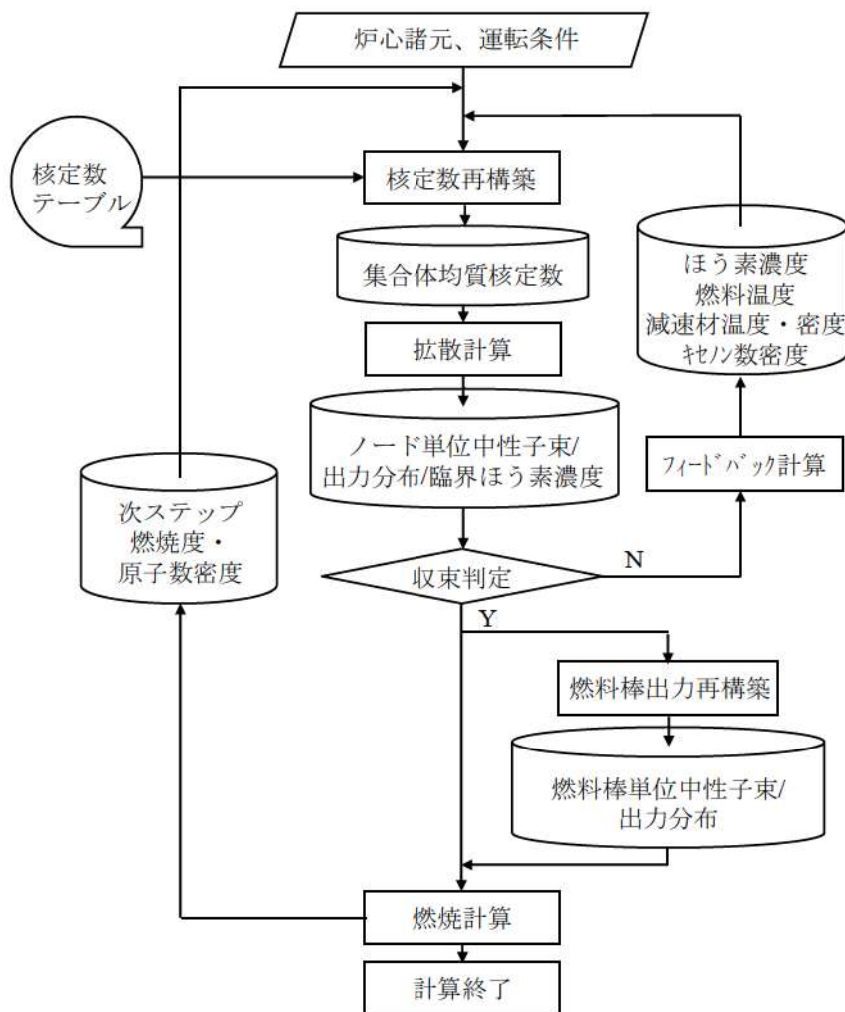


図3 COSMO-Sコードの計算フロー

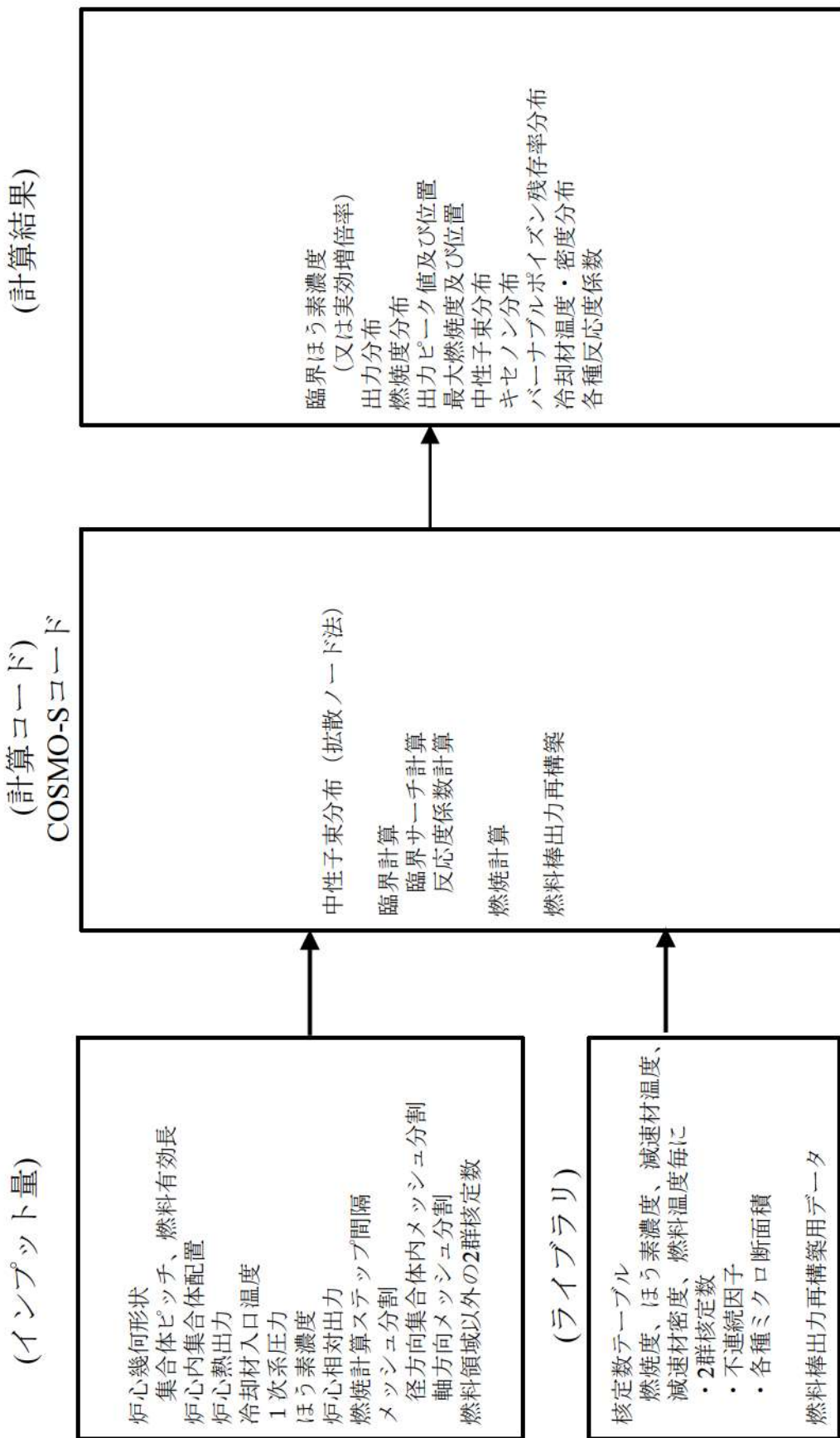


図4 COSMO-Sコードの入出力の概要

添付3 炉心モデル（減速材反応度帰還）の設定について

1. はじめに

SPARKLE-2コードは3次元炉心動特性を採用しており、評価目的に応じて任意の3次元炉心モデルを対象として評価する。例えば、実機取替炉心の最確評価を行う場合は、当該取替炉心の炉心モデルを対象として評価する。一方、許認可解析のように複数の取替炉心を包絡させた炉心パラメータ条件で評価を行う場合には、平衡炉心などのある特定の炉心に対し、対象とする複数の取替炉心のパラメータの変動幅を包絡させた炉心モデルを対象として評価する。

本資料「第2部 SPARKLE-2コード」に示すとおり、ATWSの1次冷却材圧力評価における炉心核特性上の重要パラメータは減速材反応度帰還及びドップラ反応度帰還であるため、ATWSの有効性評価においては、これらの反応度帰還を適切に考慮した炉心モデルを対象に評価している。

ここでは、SPARKLE-2コードにおいて減速材反応度帰還を考慮した炉心モデルの設定方法について説明する。なお、ドップラ反応度帰還を考慮した炉心モデルの設定方法については添付4で説明する。

2. 減速材反応度帰還の設定について

2.1 減速材反応度帰還の設定方法

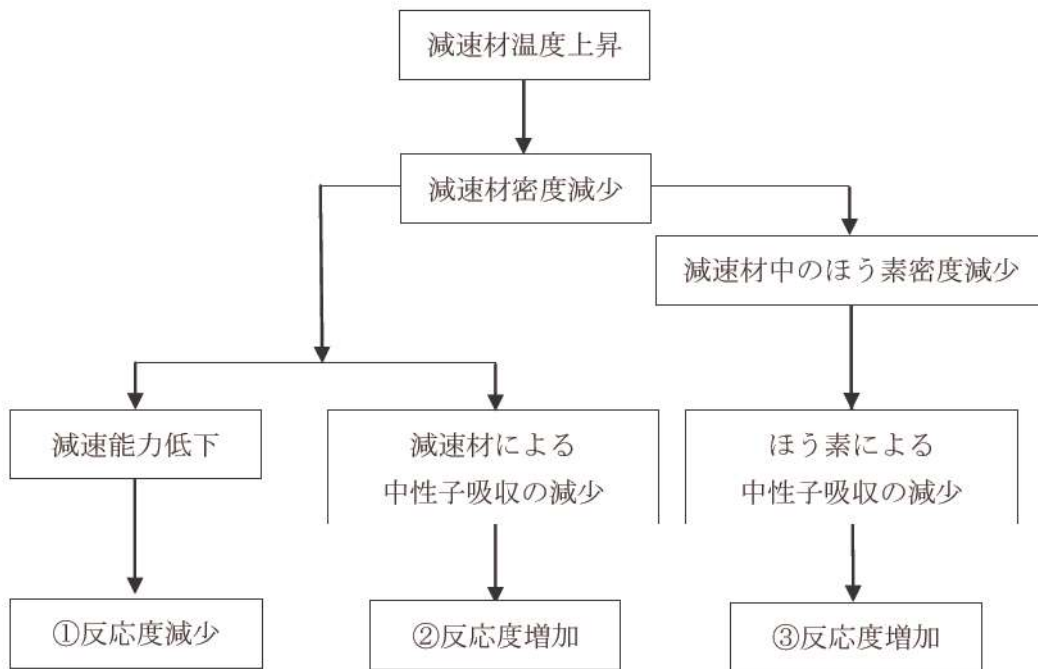
1次冷却材中にほう素が溶解するPWRでは、減速材反応度帰還効果はほう素濃度依存性が強い。図1に減速材温度上昇に伴う反応度への影響のメカニズムを示すが、1次冷却材中のほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり中性子吸収が低下するため、減速材温度係数は正側に推移する。また、図1に、いくつかのほう素濃度に対する1次冷却材温度と減速材温度係数の関係を示すが、ほう素濃度を高くすることにより、減速材温度係数は1次冷却材温度との相関をほぼ維持しながら正側に推移していることが分かる。

SPARKLE-2コードによるATWSの解析では、減速材反応度帰還とほう素濃度との間に、このような良い相関があることを利用し、ほう素濃度を調整することで、初期状態の減速材温度係数を保守的に設定することにより、過渡変化中の減速材反応度帰還を保守的に設定している。

具体的には、SPARKLE-2コードで動特性計算をする前に、COSMO-KコードとMIDACコードの結合計算により初期定常計算（静的計算）を行うことで動特性計算の初期炉心条件を設定するが、その時点でほう素濃度を調整することにより、初期状態の減速材反応度帰還を設定している。その後の動特性計算においても、ここで設定したほう素濃度を初期条件として解析することにより、過渡変化中を通じて適切な減速材反応度帰還の保守性が維持される。

なお、このほう素濃度調整により中性子吸収が増減するため、中性子バランスが保てなくなり定常状態を維持できなくなる。そこで、他の核特性への影響が小さい [] [] を調整することにより初期の定常状態を達成している。この取扱いについては、3.に詳細を述べる。

[] の内容は、商業機密に属しますので公開できません。



減速材温度係数は、相反する反応度効果のバランスの結果であり、通常①の反応度減少効果が優勢であることから負の値となるが、ほう素濃度が高い場合には③の反応度増加効果が助長され、減速材温度係数は正側へと推移する。

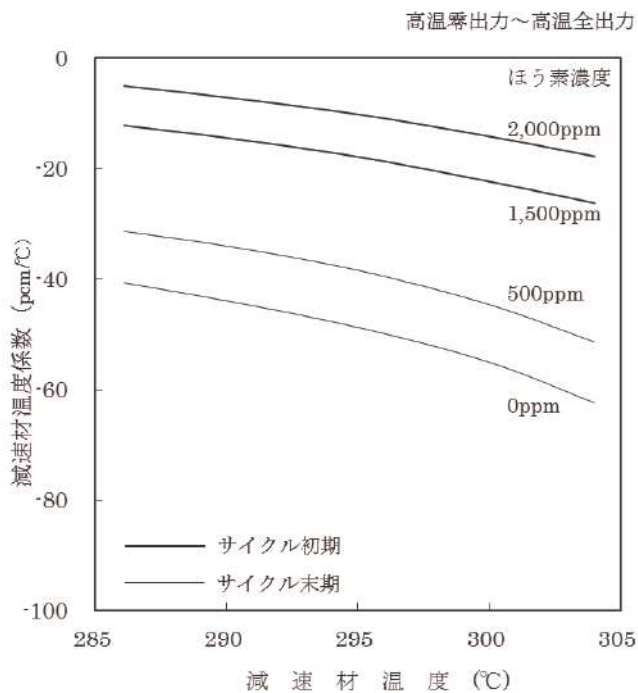


図1 ほう素濃度が高いほど減速材温度係数が正側となるメカニズム

2.2 減速材反応度帰還の設定方法の妥当性について

(1) 減速材反応度帰還

本項では、ほう素濃度調整により減速材反応度帰還を調整することが可能であること、初期状態において減速材反応度帰還を保守的に調整することにより、過渡変化中の減速材密度が低下した状態においても初期状態で設定した減速材反応度帰還の保守性が維持されていることを確認する。

サイクル初期の炉心平均燃焼度を想定した 15GWd/t の 4.8wt%ウラン単一集合体体系に対し、COSMO-Sコードを用いて、ほう素濃度を変化させた場合の減速材密度と減速材密度係数の関係を表1に示す条件を用いて評価した^(※1)。評価結果を図2に示す。

図2に示すように、ATWSの事象進展中に出現しうる減速材密度の範囲（減速材密度約0.4～約0.8g/cm³）において、ほう素濃度が大きくなるに従い、減速材反応度帰還効果（減速材密度係数）は一樣に小さくなることが確認できた。

ATWS解析においては、初期状態（高温全出力状態：減速材密度0.7g/cm³近傍）において、ほう素濃度調整により減速材反応度帰還を保守的な値に設定しているが、過渡変化中の減速材密度低下時のいずれの状態においてもその効果が保存されているといえる。

(※1) COSMO-Kでの動特性計算における減速材反応度帰還は、減速材密度の変動に応じて、参照する核定数（断面積）が変動することにより考慮される。ここでは、減速材密度が変動した場合の減速材密度係数の変動の程度を確認するとの目的を踏まえ、減速材密度の変動に応じて参照した核定数を用いて減速材密度係数を直接評価することができるCOSMO-Sコードによる単一集合体計算を用いて確認した。

表1 ほう素濃度の違いによる減速材反応度帰還への影響評価 解析条件

項目	評価条件
評価体系	17行17列燃料集合体
燃料タイプ	4.8wt%ウラン燃料集合体
燃焼度(GWd/t)	15 (サイクル初期炉心平均燃焼度相当)
ほう素濃度(ppm)	0、1,000、2,000
減速材密度(g/cm ³)	0.4、0.5、0.6、0.7、0.8
減速材温度(°C)	326.85 (600K)
燃料温度(°C)	626.85 (900K)

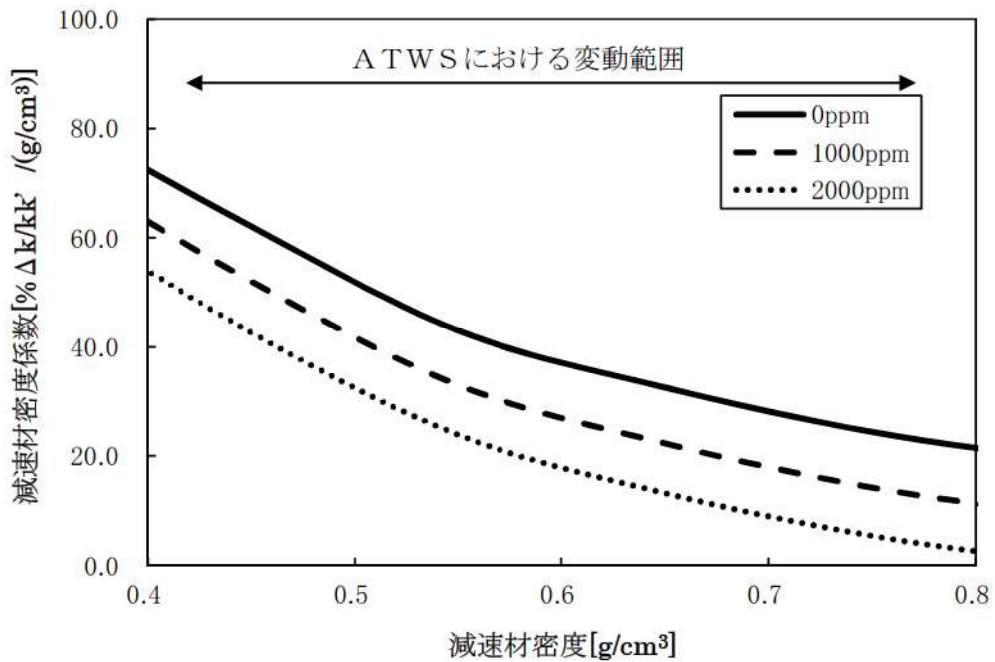


図2 ほう素濃度の違いによる減速材反応度帰還への影響

(2) ドップラ反応度帰還

本項では、ATWSの1次冷却材圧力評価に影響を与える反応度帰還は、ドップラ反応度帰還と減速材反応度帰還が支配的であることを踏まえ、ほう素濃度調整に伴うドップラ反応度帰還への影響を確認する。

サイクル初期の炉心平均燃焼度を想定した15GWd/tの4.8wt%ウラン単一集合体体系に対し、COSMO-Sコードを用いて、ほう素濃度を変化させた場合のドップラ温度係数を表2に示す条件を用いて評価した^(※2)。評価結果を図3に示す。

図3に示すように、ATWSの事象進展中に出現しうる燃料温度の範囲(約300～約600℃)において、ほう素濃度を変化させた場合のドップラ反応度帰還特性への影響は軽微であることが確認できた。

即ち、ほう素濃度調整による減速材反応度帰還の調整により、ドップラ反応度帰還に影響を与えないといえる。

^(※2) 減速材反応度帰還の確認と同様に、ここでは、燃料温度が変動した場合のドップラ温度係数の変動の程度を確認するとの目的を踏まえ、燃料温度の変動に応じて参照した核定数を用いてドップラ温度係数を直接評価することができるCOSMO-Sコードによる単一集合体計算を用いて確認した。

表2 ほう素濃度の違いによるドップラ反応度帰還への影響評価 解析条件

項目	評価条件
評価体系	17行17列燃料集合体
燃料タイプ	4.8wt%ウラン燃料集合体
燃焼度(GWd/t)	15 (サイクル初期炉心平均燃焼度相当)
ほう素濃度(ppm)	0、1,000、2,000
減速材密度(g/cm ³)	0.7 (HFP 相当)
減速材温度(°C)	326.85 (600 K)
燃料温度(°C)	200、400、600、800、1,000

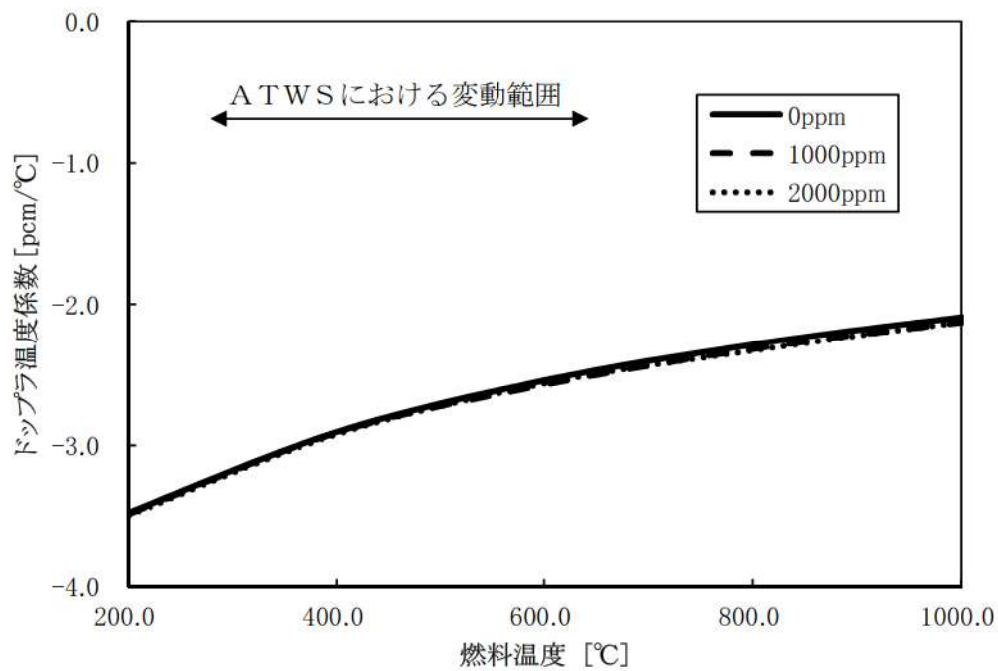


図3 ほう素濃度の違いによるドップラ反応度帰還への影響

3. 過渡計算における初期定常状態の設定について

3.1 初期定常状態の設定方法

2.1で述べたとおり、SPARKLE-2コードによるATWS解析では、ほう素濃度を調整することにより、減速材反応度帰還を保守的に設定しているが、これにより中性子バランスが保てなくなるため、初期定常状態を維持できなくなる。ここでは、このような場合に、SPARKLE-2において初期定常状態を設定する方法について述べる。

3次元動特性方程式は式(1)及び式(2)で記述され、初期状態における実効増倍率(k_0)を核分裂生成項に用いることで、初期定常状態を達成する。このように、核分裂生成項を初期状態における実効増倍率で除する操作は、米国原子力規制委員会(NRC)のPARCS¹コード、原子力安全基盤機構(JNES)のSKETCH²コードなどの他の3次元動特性計算コードでも採用されており、一般的な設定手法であると言える。

SPARKLE-2コードにおいては、上述のように、炉心モデルに保守性を持たせた結果として初期定常状態を達成できない場合、

により、初期定常状態を達成する。これは、式(1)及び式(2)の核分裂生成項を初期の実効増倍率(k_0)で除する操作と等価である。なお、を適用している。

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g(\vec{r}, t)}{\partial t} = \nabla D_g(\vec{r}, t) \nabla \phi_g(\vec{r}, t) - \Sigma_{r,g}(\vec{r}, t) \phi_g(\vec{r}, t) + \sum_{g' \neq g} \Sigma_{s,g' \rightarrow g}(\vec{r}, t) \phi_{g'}(\vec{r}, t) + (1 - \beta) \chi_{p,g} \sum_{g'} \frac{v \Sigma_{f,g'}(\vec{r}, t)}{k_0} \phi_{g'}(\vec{r}, t) + \sum_{k=1}^M \lambda_k \chi_{d,k,g} C_k(\vec{r}, t) \quad \text{式(1)}$$

$$\frac{\partial C_k(\vec{r}, t)}{\partial t} = \beta_k \sum_{g'} \frac{v \Sigma_{f,g'}(\vec{r}, t)}{k_0} \phi_{g'}(\vec{r}, t) - \lambda_k C_k(\vec{r}, t) \quad \text{式(2)}$$

\vec{r} : 位置、 g : エネルギー群、 t : 時間、 k : 遅発中性子の群

$\phi_g(\vec{r}, t)$: 中性子束

v_g : 中性子速度

$D_g(\vec{r}, t)$: 拡散係数

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

¹ 「PARCS v2.6 U.S. NRC Core Neutronics Simulator THEORY MANUAL」
(https://engineering.purdue.edu/PARCS/Code/Manual/Theory/PDF/PARCS_TheoryManual.pdf)

² 「平成13年度 三次元プラント動特性解析コード SKETCH-INS/TRAC-P の改良整備に関する報告書=SKETCH-INS コードと TRAC-P コードの結合=」(http://www.atom-library.jnes.go.jp/H13_3_17.pdf)

$\Sigma_{r,g}(\vec{r},t)$: 除去断面積 (全断面積から自群散乱を引いたもの)

$\Sigma_{s,g' \rightarrow g}(\vec{r},t)$: 散乱断面積

$\nu\Sigma_{f,g}(\vec{r},t)$: 生成断面積

β_k : 遅発中性子 k 群の遅発中性子割合

β : 全遅発中性子割合, 但し、 $\beta = \sum_k \beta_k$ である。

$\chi_{p,g}$: 即発中性子による核分裂スペクトル

$\chi_{d,g,k}$: 遅発中性子による核分裂スペクトル

λ_k : 遅発中性子先行核の崩壊定数

$C_k(\vec{r},t)$: 遅発中性子先行核の密度

k_0 : 初期定常計算での実効増倍率

3.2 初期定常状態の設定方法の妥当性について

SPARKLE-2コードにおいて初期定常状態を達成するために [] する手法は、上記のとおり、既往の動特性計算コードにおいて採用されている手法と等価であり適切な手法であると考えるが、念のために、本手法により減速材反応度帰還及びドップラ反応度帰還特性に対して影響を与えないことを、以下のとおり確認した。

表3に示す解析条件において、COSMO-Sを用いた炉心静特性計算により、減速材反応度帰還特性(減速材温度係数)及びドップラ反応度帰還特性(ドップラ出力欠損)について、 [] を対象に、減速材反応度帰還特性(減速材温度係数)及びドップラ反応度帰還特性(ドップラ出力欠損)について評価した^(※3)。評価結果をそれぞれ図4、図5に示す。図4、図5より、同手法に伴う減速材反応度帰還特性及びドップラ反応度帰還特性への影響は無いことがわかる。

これにより、SPARKLE-2コードで採用している初期定常状態の設定方法が妥当であることを確認した。

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

^(※3) この [] 調整は、炉心過渡計算の前段となる初期定常状態を達成するための手段であり、初期状態における体系の実効増倍率に応じて [] 調整することから、炉心体系における確認が適切である。また、ATWSは準静的な事象であることから、反応度帰還効果への影響は、COSMO-Sを用いた静特性解析にて評価可能である。

表3 初期定常状態の設定方法の妥当性 解析条件

項目	評価条件
評価体系	4 ループ炉心 55GWd/t 平衡炉心
炉心状態	サイクル初期
炉心出力(%)	100, 50, 0

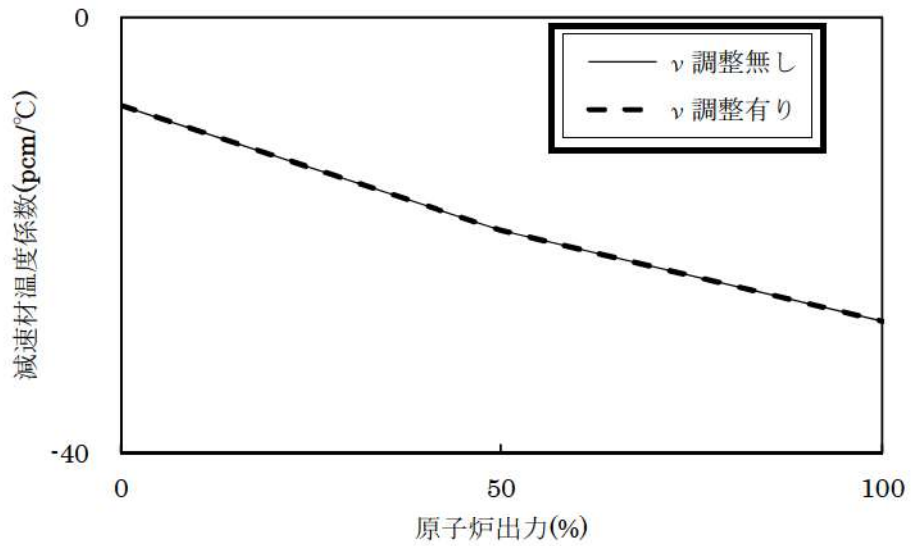


図4 減速材温度係数の比較

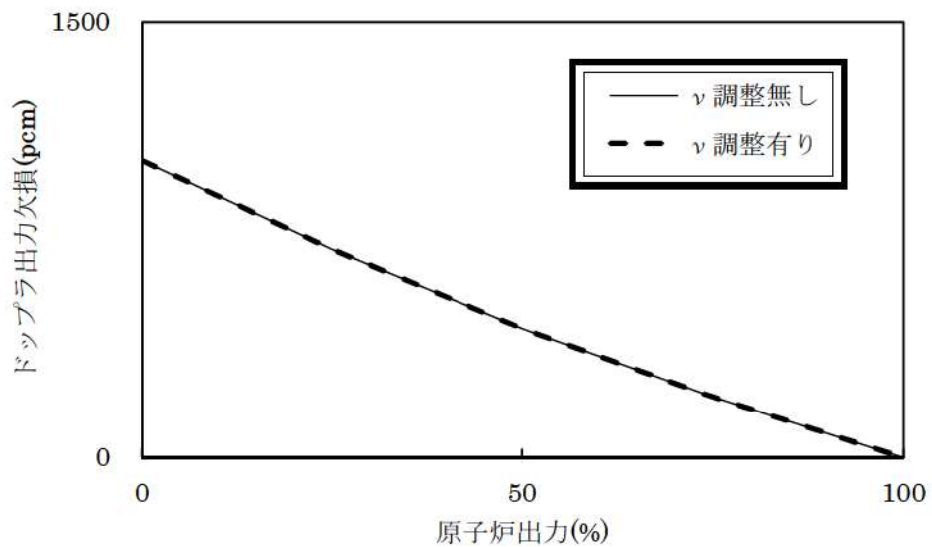


図5 ドップラ出力欠損の比較

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

添付4 炉心モデル（ドップラ反応度帰還）の設定について

1. ドップラ反応度帰還の設定方法

COSMO-Kの入力となる核定数テーブルは、燃焼度、燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度の5つのパラメータでテーブル化されており、COSMO-Kでは、MIDACから受け渡される燃料実効温度、減速材温度、減速材密度、ほう素濃度に応じて核定数を参照している。COSMO-Kによる動特性計算におけるドップラ反応度帰還は、核定数テーブルを参照する際の燃料実効温度が変化することで、中性子束計算に使用する核定数が変化することにより考慮される。このことから、核定数を参照する際に用いる [] を適切に調整すれば、ドップラ反応度帰還を調整することができる。

そのため、SPARKLE-2コードにおけるATWS解析では、ドップラ効果を調整する方法として、核定数を参照する際に用いる [] を調整する手法を採用している。具体的には、式(1)のように事象初期(t=0)からの [] を用いて核定数を参照することにより、ドップラ効果を調整している。

$$[] \quad \text{式(1)}$$

式(1)のように [] を補正する手法は、 [] とドップラ効果が良い相関があることを利用した方法であり、このように補正を行うことにより、ドップラ効果を適切に調整することができる。

なお、この [] は核的反応度帰還の評価でのみ用いられ、1次冷却系全体の熱流動そのものの評価では使用されていないため、本調整は他のプラント特性に影響を与えない。

2. ドップラ反応度帰還の設定方法の妥当性について

SPARKLE-2コードにおける [] を補正する手法は、 [] とドップラ効果が良い相関があることを前提にしている。そのため、本項では、この関係がSPARKLE-2コードを用いた解析でも成り立つことを確認する。なお、本項での検証は、核定数レベルでの確認であるため、COSMO-Sによる単一集合体計算によって実施する。

上記の相関を確認するために、表1に示す解析条件に基づき、サイクル初期の炉心平均燃焼度を想定した15GWd/tにおけるウラン集合体計算において、燃料温度を変化させた場合の無限増倍率を評価した。その結果、図1に示すとおり、 [] と無限増倍率は良い相関があることが確認できた。

[] 枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

したがって、式(1)を用いて [] を補正する手法は適切な手法であり、ドッ
 プラ反応度帰還を意図したとおり調整できるといえる。

表1 解析条件

項目	評価条件
評価体系	17行17列燃料集合体
燃料タイプ	4.8wt%ウラン燃料集合体
燃焼度(GWd/t)	15 (サイクル初期炉心平均燃焼度相当)
ほう素濃度(ppm)	0
減速材密度(g/cm ³)	0.7
減速材温度(°C)	326.85 (600 K)
燃料温度(K)	10、100、200、400、600、800、1,000、1,200、1,500



図1 [] と無限増倍率の関係

枠囲いの内容は、商業機密に属し
 ますので公開できません。

添付5 評価用炉心の考え方について

1. はじめに

許認可解析のように、複数の取替炉心を包絡した核特性条件で解析評価を行う場合は、評価目的に応じて、対象とするプラントで想定される複数の取替炉心の核特性の変動幅を包絡させるように設定した仮想的な炉心（以下、「評価用炉心」という。）に対して評価を行う。

1点炉近似動特性は炉心を仮想的に空間分布の概念がない1点で表現した解析モデルであり、各々の核特性に対し3次元静特性解析等に基づき包絡的に設定された任意の反応度係数を入力することにより評価用炉心を設定する。一方、3次元炉心動特性を採用するSPARKLE-2コードでは、評価用炉心の設定にあたり具体的な炉心燃料装荷パターンや燃焼度分布等の情報が必要となることから、ある特定の炉心を基準とし、当該炉心の核特性を包絡的な値に調整することにより設定することが合理的である¹。

ATWSの核特性（反応度帰還効果）に関する重要現象は、本資料「第2部 SPARKLE-2コード」2.3節に示すとおり、減速材反応度帰還効果とドップラ反応度帰還効果であることから、今回のATWS解析では、実機プラントの核特性を表す典型的な炉心を基準とし、事象進展への影響が大きいこれらの反応度帰還効果を調整することにより、評価用炉心を設定した。

ここでは、SPARKLE-2コードでのATWS解析に用いた評価用炉心の具体的な設定方法と、設定に伴う他の核特性への影響について述べる。また、実機で想定される炉心のばらつきがATWS解析に与える影響を整理し、実機のばらつきを考慮した評価用炉心設定の妥当性について述べる。

2. 評価用炉心の設定方法

2.1 減速材反応度帰還効果

2.1.1 減速材反応度帰還調整によるATWS解析への影響

「添付3 炉心モデル（減速材反応度帰還）の設定について」に示すとおり、PWRでは減速材反応度帰還効果とほう素濃度に良い相関があることを利用し、基準となる炉心のほう素濃度を変更することにより、初期状態の減速材温度係数を任意の値に調整し、評価用炉心を設定している。

ここで、評価用炉心における減速材温度係数調整の効果を確認する観点から、代表4ループプラントに対し、ステップ2燃料平衡炉心を対象に、事象初期の減速材温度係数（ $-28\text{pcm}/^\circ\text{C}$ ）を調整しない場合と、評価用炉心としてほう素濃度調整により $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した場合について、主給水流量喪失+ATWSの参考解析を実施した。原子炉出力、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力の推移を図1～図3に示す。以下に、減速材反応度帰還効果の調整による事象進展への影響を考察

¹ 3次元炉心動特性解析における評価用炉心の設定に当たっては、上記で述べた方法以外に、評価目的に応じた核特性を有する具体的な炉心装荷パターンを直接設定する方法も考えられるが、炉心装荷パターンの設定等の工夫だけでは目的のパラメータを任意の値に設定できない可能性があることや、特定のパラメータに包絡性を持たせるため現実的でない炉心構成となる可能性があることから、この方法で評価用炉心を設定することは現実的には困難である。

する。

① 事象発生から主蒸気隔離まで

事象発生後、蒸気発生器への給水が停止されるため、蒸気発生器2次側温度及び圧力の上昇に伴い1次冷却材温度がわずかに上昇傾向を示し、減速材による負の反応度帰還効果により原子炉出力はわずかに低下する。

この期間における1次冷却材温度の上昇はわずかであるため、減速材反応度帰還効果の大小が原子炉出力へ与える影響は小さい。

② 主蒸気隔離から蒸気発生器ドライアウト直前まで

主蒸気隔離による2次側除熱量の減少に伴い、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力が上昇し、減速材による負の反応度帰還効果により原子炉出力は一定量低下する。

この期間においては、1次冷却材温度の上昇幅が大きく原子炉出力の低下幅は減速材反応度帰還効果に依存する（原子炉出力は、減速材反応度帰還効果とドップラ反応度帰還効果がバランスする原子炉出力に向かうことから、この後の蒸気発生器ドライアウト時点での原子炉出力は主に減速材反応度帰還効果により定まる）。

また、この期間の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁及び安全弁の作動により抑制されるため、減速材反応度帰還効果の大小による影響は小さい。

③ 蒸気発生器ドライアウト時

主蒸気隔離後も主蒸気安全弁より蒸気放出が継続するため、蒸気発生器2次側保有水は減少を続ける。やがて、蒸気発生器2次側保有水の減少に伴い蒸気発生器1次側から2次側への伝熱量が急激に低下し始め、1次冷却系冷却材温度が急上昇し1次冷却系体積が急増する。このため加圧器は満水となり、加圧器安全弁からの放出が蒸気放出から液相放出に転じることと相まって、1次冷却材圧力が急上昇する。このときの原子炉出力は、②で述べたように主に減速材反応度帰還効果により定まる値となっており、その後は、1次冷却系冷却材温度上昇に伴う減速材の負の反応度帰還効果により大幅に低下する。

この期間の1次冷却材圧力は、蒸気発生器ドライアウト時の原子炉出力に依存するため、主に減速材反応度帰還効果に依存する。

④ 蒸気発生器ドライアウトから事象収束まで

主蒸気隔離及び蒸気発生器ドライアウトに伴う1次冷却材温度上昇により炉心は未臨界となり、原子炉出力は低下を続け、崩壊熱レベルまで低下する。蒸気発生器ドライアウト時の原子炉出力が低い方（減速材反応度帰還効果が大きい方）が、その後の原子炉出力も低く推移するため、1次冷却材温度上昇幅が小さくなり負の減速材反応度帰還効果も小さくなるため、原子炉出力の低下は若干緩やかなものとなるが、原子炉出力は崩壊熱レベルで下げ止

まるため、減速材反応度帰還効果の大小が原子炉出力に与える影響は小さい。また、減速材反応度帰還効果が大きいと1次冷却材温度が低く維持されるため、1次冷却材圧力は低めに推移する。

その後、補助給水による1次冷却材温度の低下に伴い、徐々に負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、やがて再臨界を迎える。上述したとおり、減速材反応度帰還効果が大きいほど1次冷却材温度は低く維持され温度低下も早くなるため、再臨界を迎えるタイミングは早まるが、補助給水による除熱量と炉心発熱量がバランスした原子炉出力で整定する。

2.1.2 減速材反応度帰還調整による事象進展中の減速材密度係数

減速材温度係数を調整しない場合と調整した場合における、事象進展中の減速材密度係数の推移を図4に示す。これより、事象初期の減速材温度係数の調整により考慮した保守性は、事象進展中を通じて維持されていることがわかる。

図4の減速材密度係数は、図1～図3の動特性解析から得られた事象進展中の原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材温度を入力条件とし、COSMO-Sコードを用いた3次元静特性解析により事象進展中の減速材密度係数を評価したものである。本評価は事象進展中の減速材密度係数を静特性解析を用いて近似的に計算したものではあるが、主給水流量喪失+A T W Sは緩やかな事象進展であり且つ出力分布変化が小さい事象であることから、空間的及び時間的に準静的な過渡変化といえ、過渡解析で見られる遅発中性子遅れや熱遅れによる影響は顕著でないと考えられるため、本手法に基づく減速材密度係数の評価結果は、事象進展中の減速材密度係数の変化の特徴を把握する観点から妥当なものとする。なお、図4の減速材密度係数は、事象開始時点から原子炉出力がほぼ整定する約200秒までを対象とした評価結果である。

2.1.3 減速材反応度帰還調整に伴う他の炉心の核的な特徴への影響

評価用炉心における減速材温度係数の調整に伴う減速材反応度帰還効果以外の主要な炉心の核的な特徴への影響は、以下に述べるとおり軽微である。

① 出力分布

事象初期と事象進展中(1次冷却材圧力がピーク値となる付近の100秒時点)における出力分布を図5～図8に示すが、出力分布の過渡変化は小さいことがわかる。

図5～図8より減速材温度係数の調整に伴う径方向出力分布への影響は軽微であり、軸方向出力分布に対しては、初期の減速材温度係数を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ とすることにより炉心上下部の減速材反応度帰還量の差が小さくなり炉心上部に偏った分布となる。この軸方向出力分布の変化により1次冷却材温度分布が変化するが、主給水流量喪失+A T W Sでは1次冷却材圧力を評価指標としており、1次冷却材圧力は1次冷却材全体の膨張量が重要であるため、減速材温度係数の調整に伴う1次冷却材温度分布変化による1次冷却材圧力への影響は軽微といえる。また、主給水流量喪失+A T W Sでは出力分布の過渡変化が小さいこと

に加え、後述の②③に示すように、減速材温度係数を調整することに伴う出力分布変化による他の反応度係数への影響はほとんどないことから、減速材温度係数の調整に伴う出力分布変化が出力過渡応答に与える影響も軽微といえる。

② ドップラ特性

「添付3 炉心モデル（減速材反応度帰還）の設定について」2.2 節に示すとおり、集合体系での比較により、ほう素濃度調整により減速材反応度帰還を調整することに伴うドップラ反応度帰還効果への影響が軽微であることを確認している。

炉心体系においても、先述の代表4ループプラントに対する参考解析により、減速材温度係数を調整しない場合と調整した場合について、高温全出力から50%出力（1次冷却材圧力がピーク値となる付近の出力）までのドップラ出力欠損を比較すると、その差は約5pcmであり（高温全出力から50%出力までのドップラ出力欠損は約400pcm）、減速材温度係数の調整がドップラ反応度帰還効果に与える影響は軽微といえる。

③ 遅発中性子割合

事象初期における遅発中性子割合は、代表4ループプラントに対する参考解析において、減速材温度係数を調整しない場合、調整した場合共に0.59%であり、減速材温度係数の調整による影響を受けていない。

2.2 ドップラ反応度帰還効果

本資料「第2部 SPARKLE-2コード」において、ドップラ反応度帰還効果の不確かさが、ATWSの評価指標である1次冷却材圧力へ与える影響が評価されている。評価用炉心のドップラ反応度帰還効果について、基準となる炉心から調整を加える場合の設定方法は、「添付4 炉心モデル（ドップラ反応度帰還）の設定について」に記載されているとおりであり、この調整は過渡時のドップラ反応度帰還効果に係る核定数の参照のみに用いられ、他の核特性及びプラント特性に影響を与えない。

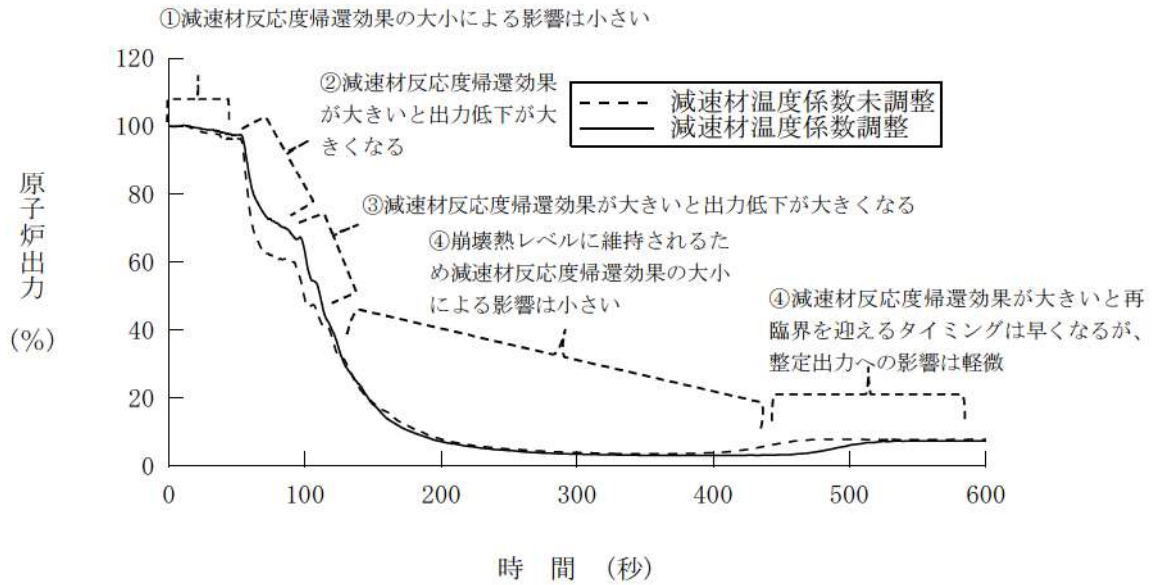


図1 主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

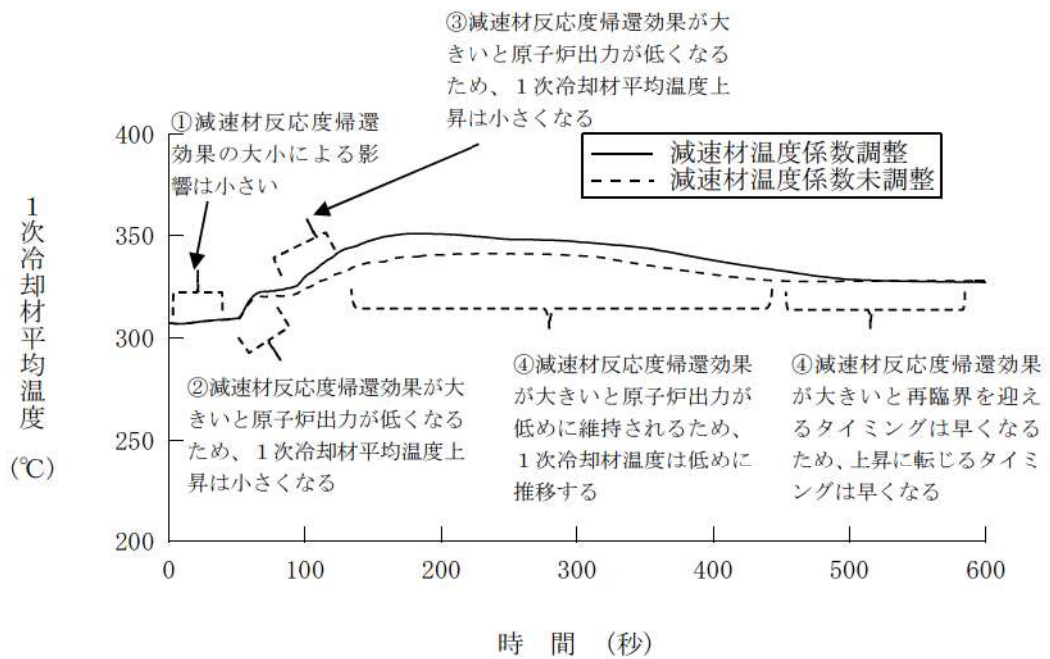


図2 主給水流量喪失+ATWSの1次冷却材温度
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

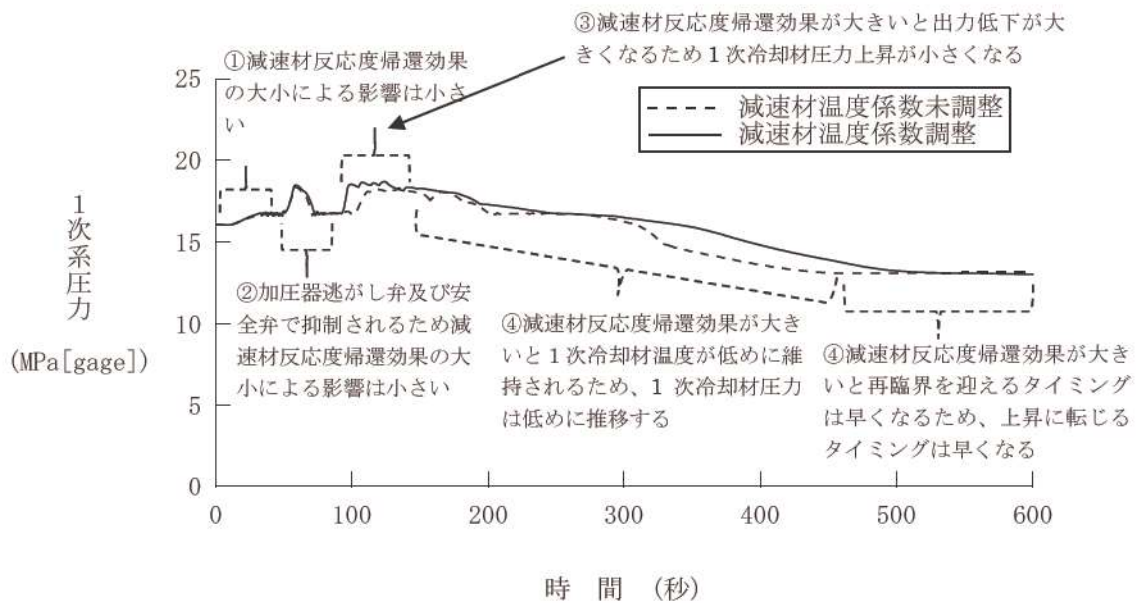


図3 主給水流量喪失+ATWSの1次冷却材圧力
(ステップ2平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)



図4 主給水流量喪失+ATWS事象進展中の減速材密度係数の変化
(ステップ2平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

	8	9	10	11	12	13	14	15
H	0.88	1.11	1.11	1.07	1.18	0.91	0.90	1.13
	0.87	1.11	1.12	1.07	1.20	0.92	0.88	1.10
J	1.11	0.85	0.93	1.31	1.21	1.07	0.87	1.08
	1.11	0.85	0.94	1.32	1.23	1.08	0.85	1.05
K	1.11	0.93	1.03	1.19	1.16	0.92	1.02	0.88
	1.12	0.94	1.04	1.21	1.18	0.93	1.02	0.86
L	1.06	1.31	1.19	1.19	1.00	1.04	0.91	0.74
	1.07	1.33	1.21	1.21	1.01	1.05	0.91	0.72
M	1.18	1.21	1.16	1.00	1.06	1.01	0.86	
	1.20	1.23	1.18	1.01	1.07	1.02	0.85	
N	0.91	1.07	0.92	1.04	1.01	0.75	0.67	
	0.92	1.07	0.93	1.05	1.02	0.75	0.66	
P	0.90	0.86	1.02	0.91	0.86	0.67		
	0.88	0.85	1.02	0.91	0.85	0.66		
R	1.13	1.08	0.88	0.74	・・・減速材温度係数未調整(事象初期)			
	1.10	1.05	0.86	0.72	・・・減速材温度係数調整(事象初期)			

図5 減速材温度係数調整前後の径方向出力分布 (ステップ2 平衡炉心) [事象初期]

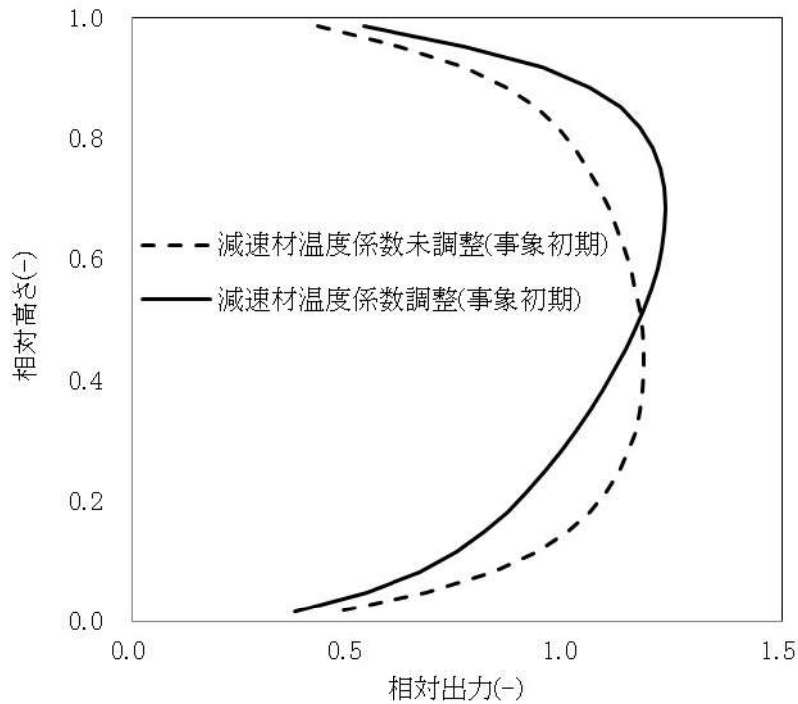


図6 減速材温度係数調整前後の軸方向出力分布 (ステップ2 平衡炉心) [事象初期]

	8	9	10	11	12	13	14	15
H	0.92	1.16	1.16	1.10	1.21	0.93	0.88	1.08
	0.92	1.16	1.17	1.11	1.23	0.93	0.86	1.04
J	1.16	0.89	0.97	1.35	1.24	1.08	0.85	1.03
	1.16	0.89	0.97	1.36	1.25	1.09	0.84	1.00
K	1.16	0.97	1.07	1.22	1.19	0.93	1.00	0.84
	1.17	0.98	1.07	1.23	1.20	0.93	1.00	0.82
L	1.10	1.35	1.23	1.21	1.01	1.03	0.89	0.71
	1.11	1.36	1.23	1.23	1.02	1.04	0.88	0.69
M	1.21	1.24	1.19	1.01	1.06	0.99	0.82	
	1.23	1.25	1.20	1.02	1.07	1.01	0.82	
N	0.92	1.08	0.93	1.03	0.99	0.72	0.64	
	0.93	1.09	0.93	1.04	1.01	0.73	0.63	
P	0.88	0.85	1.00	0.88	0.82	0.64		
	0.86	0.84	0.99	0.88	0.82	0.63		
R	1.08	1.03	0.84	0.71	…減速材温度係数未調整(100秒時点)			
	1.04	0.99	0.82	0.69	…減速材温度係数調整(100秒時点)			

図7 減速材温度係数調整前後の径方向出力分布 (ステップ2 平衡炉心) [100 秒時点]

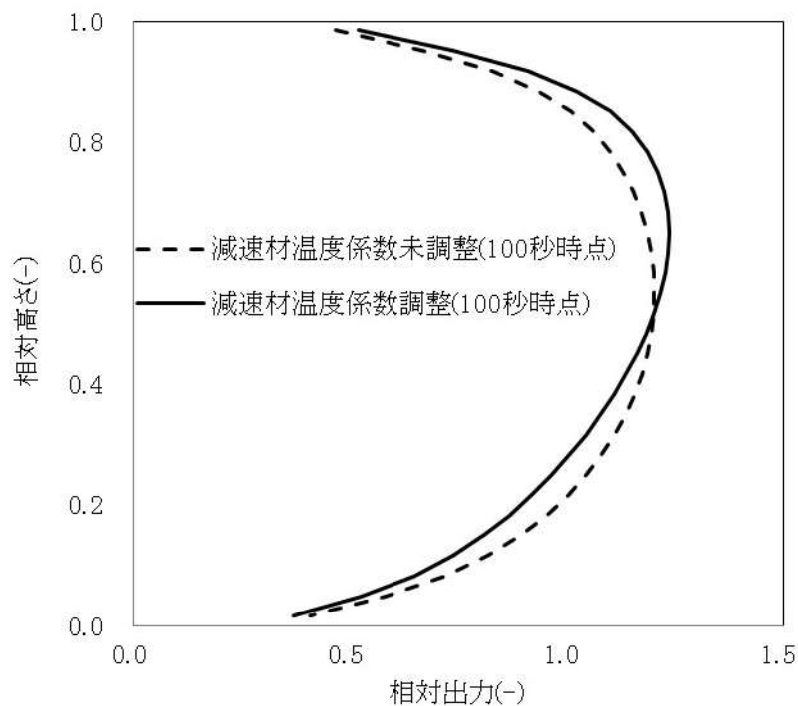


図8 減速材温度係数調整前後の軸方向出力分布 (ステップ2 平衡炉心) [100 秒時点]

3. 評価用炉心の基準となる炉心について

今回のATWS解析では、実機プラントの核特性を表す典型的な炉心を基準とし、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を調整することにより評価用炉心を設定している。ここでは、評価用炉心の基準となる炉心の違いによるATWS解析への影響について述べる。

図9～図13に、異なる燃料仕様及び燃料装荷パターンで構成された炉心として、ステップ2燃料平衡炉心及びステップ1燃料平衡炉心を対象に実施した主給水流量喪失+ATWS解析結果を示す。ステップ1燃料平衡炉心の方が主蒸気隔離後（約49秒以降）の原子炉出力は高めに維持されているが、これは、高温全出力時の減速材温度係数が、ステップ2燃料平衡炉心では $-28\text{pcm}/^\circ\text{C}$ であるのに対し、ステップ1燃料平衡炉心では $-24\text{pcm}/^\circ\text{C}$ と減速材反応度帰還効果が弱いためである。

図14～図18は、両炉心に対し、それぞれほう素濃度調整により初期減速材温度係数を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した炉心を対象に解析した結果を示す。この結果より、両炉心の原子炉出力応答はほぼ同等であり、いずれもほう素濃度調整前に比べて原子炉出力が高めに維持されていることがわかる。

図19に、ステップ2燃料平衡炉心及びステップ1燃料平衡炉心について、それぞれ初期減速材温度係数を調整しない場合（図9～図13の解析）と、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した場合（図14～図18の解析）における、事象進展中の減速材密度係数を示す（減速材密度係数の評価方法は2.1.2節と同様）。図19から、初期減速材温度係数を調整しない場合は、高温全出力時の減速材温度係数の小さいステップ1燃料平衡炉心の方が事象進展中を通じて減速材反応度帰還効果が小さいが、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した場合の減速材反応度帰還効果はほぼ同一となっていることがわかる。

以上より、主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力等の応答は、減速材反応度帰還効果による影響が支配的であり、基準となる炉心の燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布によらず、初期の減速材温度係数を同一の値に調整した場合は、事象進展中の減速材反応度帰還効果もほぼ同一といえることから、主給水流量喪失+ATWSの解析に当たっては、典型的な炉心を基準とし、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を調整することにより評価用炉心を設定すれば良いといえる（燃料装荷パターンによる影響は4.2節にて述べる）。なお、本解析は主給水流量喪失+ATWSを対象としたものであるが、負荷の喪失+ATWSにおいても、主給水流量喪失+ATWSと同様に事象進展が緩やかであり且つ出力分布変化が小さいこと、事象進展中の1次冷却材温度（密度）及び燃料温度等の変動幅も同程度であるため、負荷の喪失+ATWSについても同じことが言える。

なお、評価用炉心の基準となる炉心のサイクル燃焼度としては、高温全出力時のほう素濃度が最も高く、減速材温度係数の絶対値が最も小さくなるサイクル初期を選択している（燃焼に伴う減速材反応度帰還効果の変化による影響は4.1節にて述べる）。

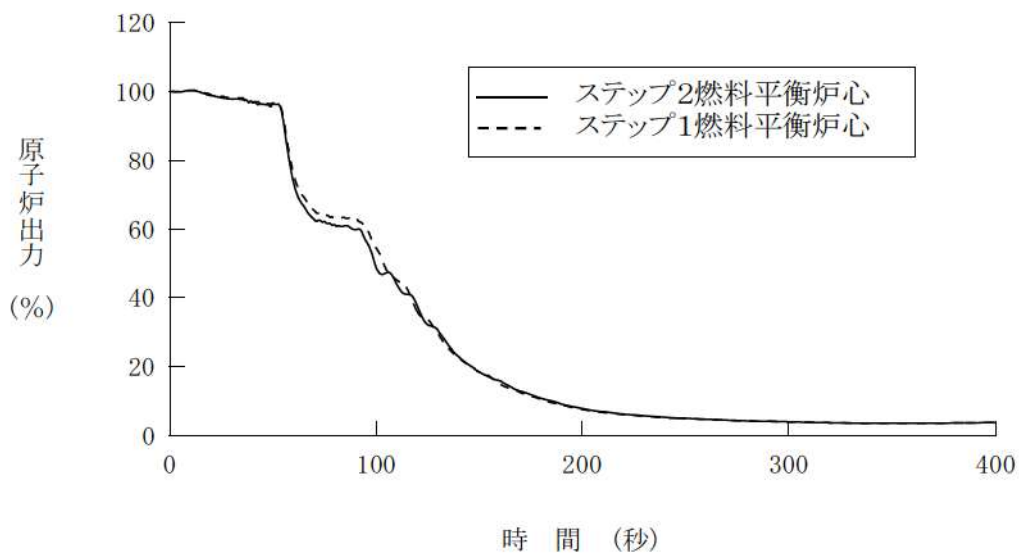


図9 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる原子炉出力への影響
(ステップ2平衡炉心とステップ1平衡炉心)

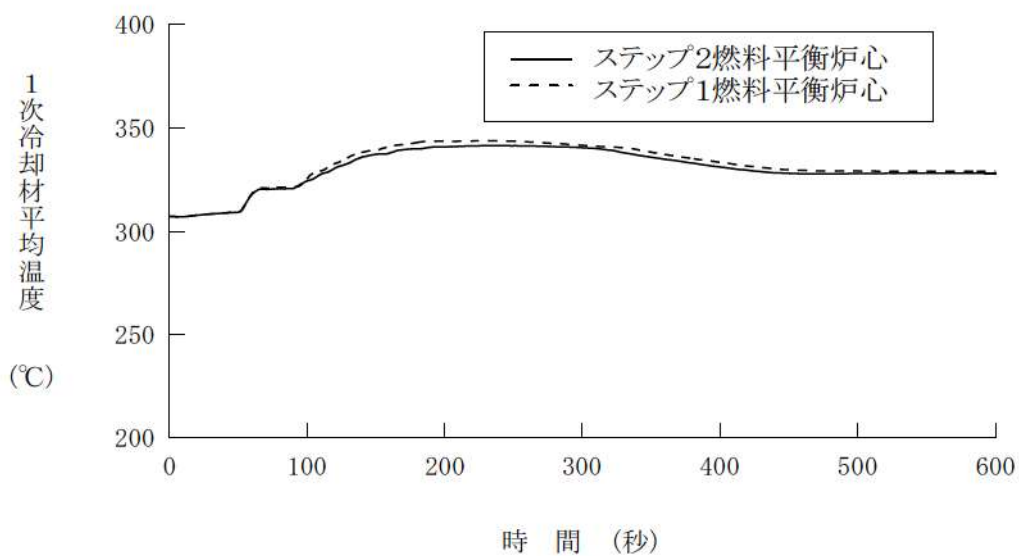


図10 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる1次冷却材温度への影響
(ステップ2平衡炉心とステップ1平衡炉心)

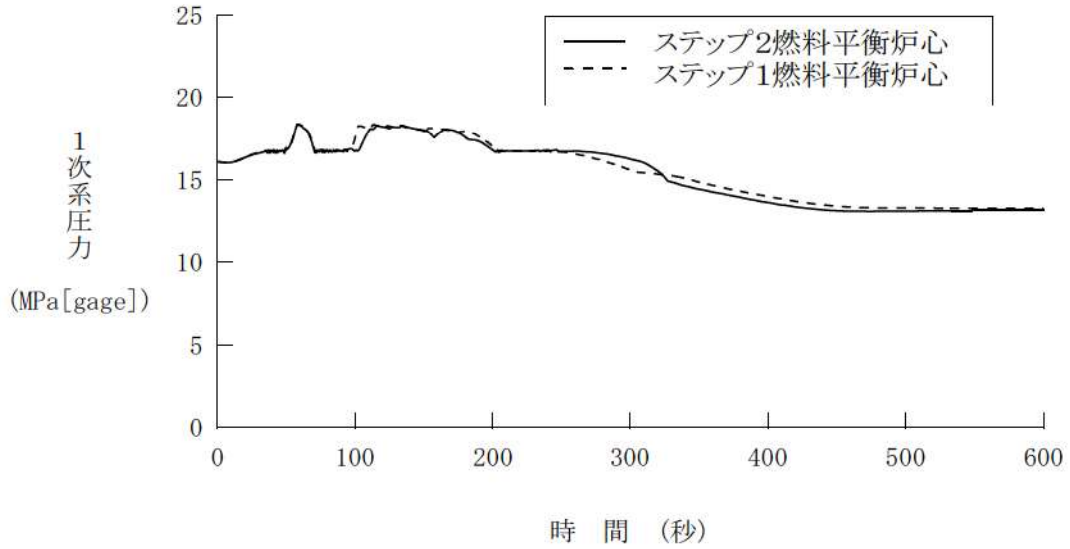


図 1 1 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる 1 次冷却材圧力への影響
(ステップ 2 平衡炉心とステップ 1 平衡炉心)

	8	9	10	11	12	13	14	15
H	0.88	1.11	1.11	1.07	1.18	0.91	0.90	1.13
	0.88	1.07	1.11	0.91	1.06	0.92	1.18	0.91
J	1.11	0.85	0.93	1.31	1.21	1.07	0.87	1.08
	1.07	1.08	0.98	1.13	1.12	0.96	1.21	1.07
K	1.11	0.93	1.03	1.19	1.16	0.92	1.02	0.88
	1.11	0.98	1.07	1.10	0.93	1.06	0.92	1.00
L	1.06	1.31	1.19	1.19	1.00	1.04	0.91	0.74
	0.92	1.13	1.10	0.90	1.07	0.89	1.01	0.76
M	1.18	1.21	1.16	1.00	1.06	1.01	0.86	
	1.06	1.12	0.93	1.06	0.84	1.02	1.03	
N	0.91	1.07	0.92	1.04	1.01	0.75	0.67	
	0.92	0.96	1.06	0.89	1.02	1.00	0.76	
P	0.90	0.86	1.02	0.91	0.86	0.67		
	1.18	1.21	0.92	1.01	1.03	0.76		
R	1.13	1.08	0.88	0.74	…ステップ2燃料平衡炉心			
	0.91	1.07	1.00	0.76	…ステップ1燃料平衡炉心			

図 1 2 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の径方向出力分布の比較 [事象初期]
(ステップ 2 平衡炉心とステップ 1 平衡炉心)

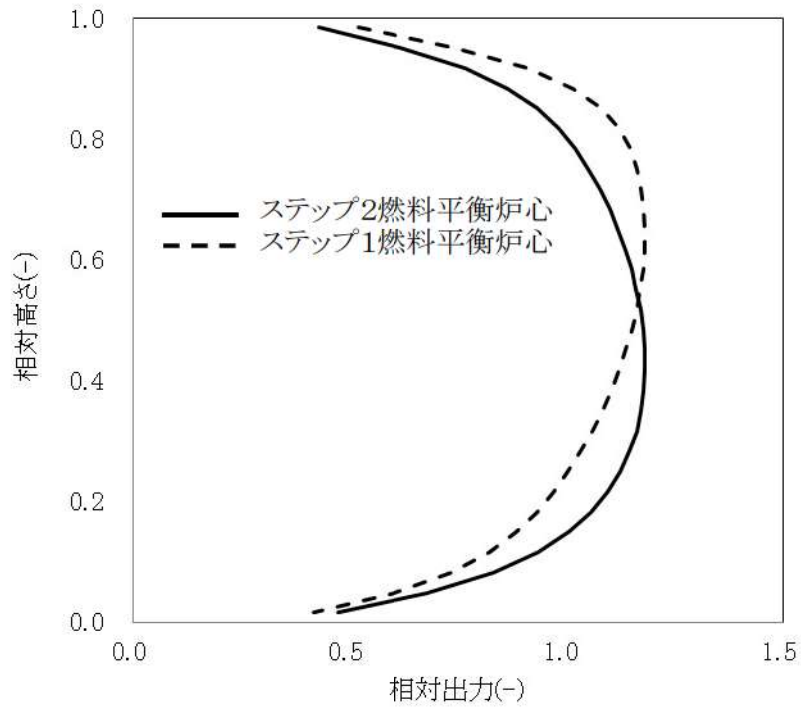


図 1 3 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の軸方向出力分布の比較 [事象初期]
(ステップ 2 平衡炉心とステップ 1 平衡炉心)

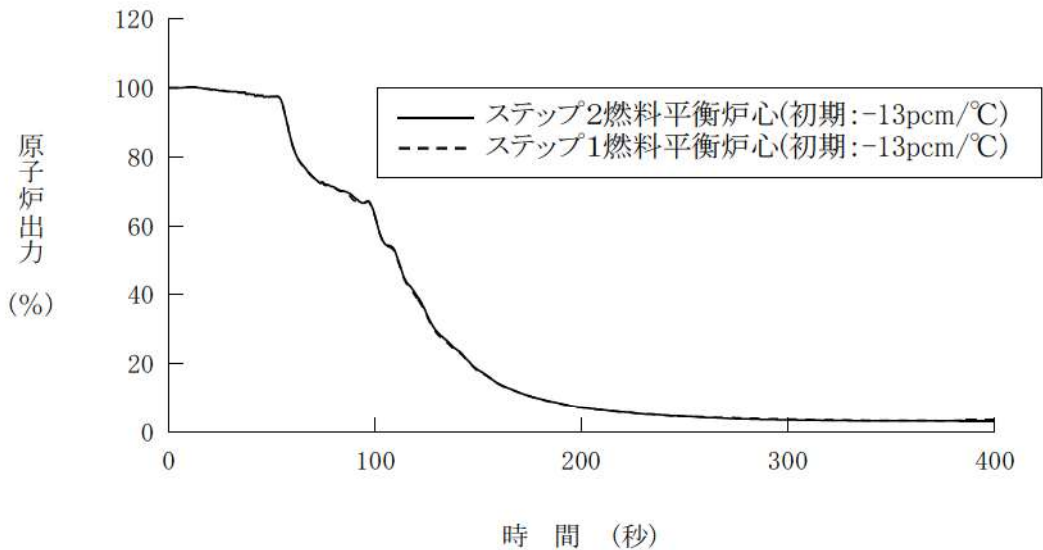


図 1 4 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の原子炉出力応答の比較
(初期減速材温度係数: -13pcm/°C調整後)

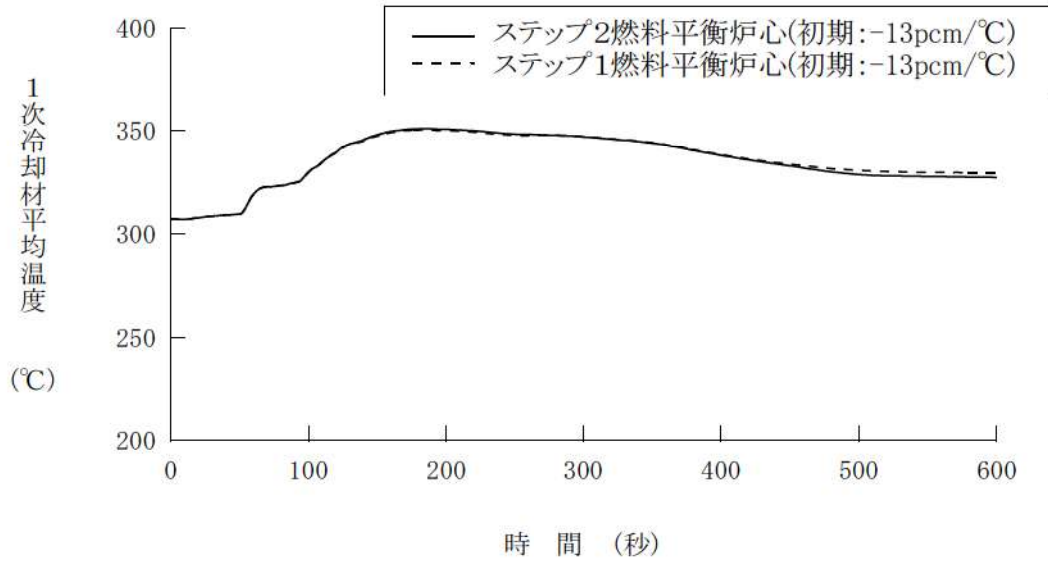


図 1 5 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の1次冷却材温度応答の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後)

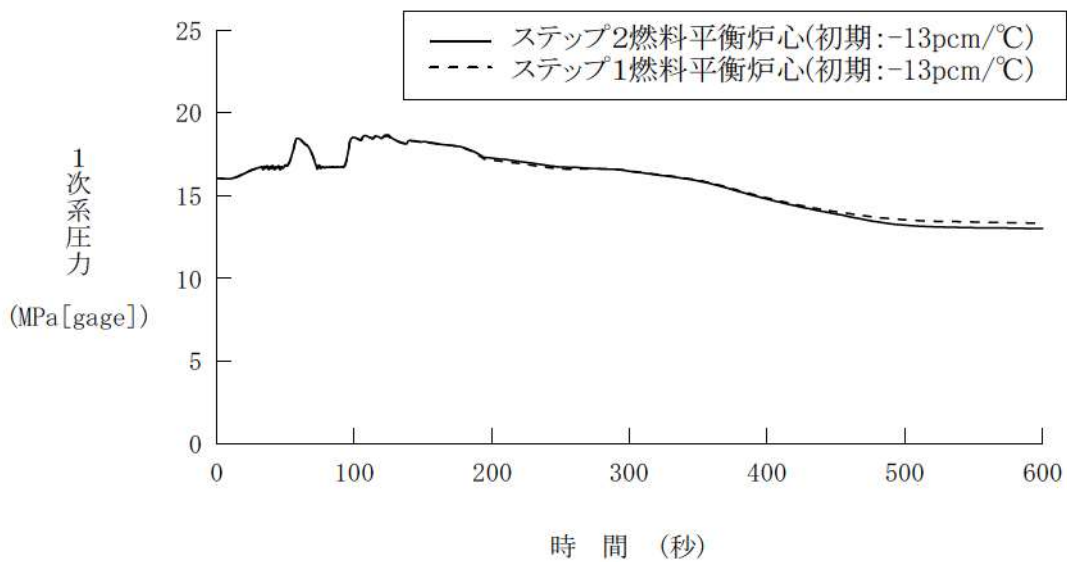


図 1 6 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の1次冷却材圧力応答の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後)

	8	9	10	11	12	13	14	15
H	0.87	1.11	1.12	1.07	1.20	0.92	0.88	1.10
	0.87	1.05	1.10	0.90	1.05	0.91	1.19	0.92
J	1.11	0.85	0.94	1.32	1.23	1.08	0.85	1.05
	1.05	1.07	0.97	1.11	1.11	0.95	1.21	1.08
K	1.12	0.94	1.04	1.21	1.18	0.93	1.02	0.86
	1.10	0.97	1.06	1.09	0.92	1.06	0.92	1.02
L	1.07	1.33	1.21	1.21	1.01	1.05	0.91	0.72
	0.90	1.11	1.09	0.88	1.06	0.89	1.02	0.77
M	1.20	1.23	1.18	1.01	1.07	1.02	0.85	
	1.05	1.11	0.92	1.06	0.84	1.03	1.05	
N	0.92	1.07	0.93	1.05	1.02	0.75	0.66	
	0.91	0.95	1.06	0.89	1.03	1.02	0.77	
P	0.88	0.85	1.02	0.91	0.85	0.66		
	1.19	1.21	0.92	1.02	1.05	0.77		
R	1.10	1.05	0.86	0.72	・・・ステップ2燃料平衡炉心(初期:-13pcm/°C)			
	0.92	1.09	1.02	0.77	・・・ステップ1燃料平衡炉心(初期:-13pcm/°C)			

図17 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の径方向出力分布の比較
(初期減速材温度係数:-13pcm/°C調整後) [事象初期]

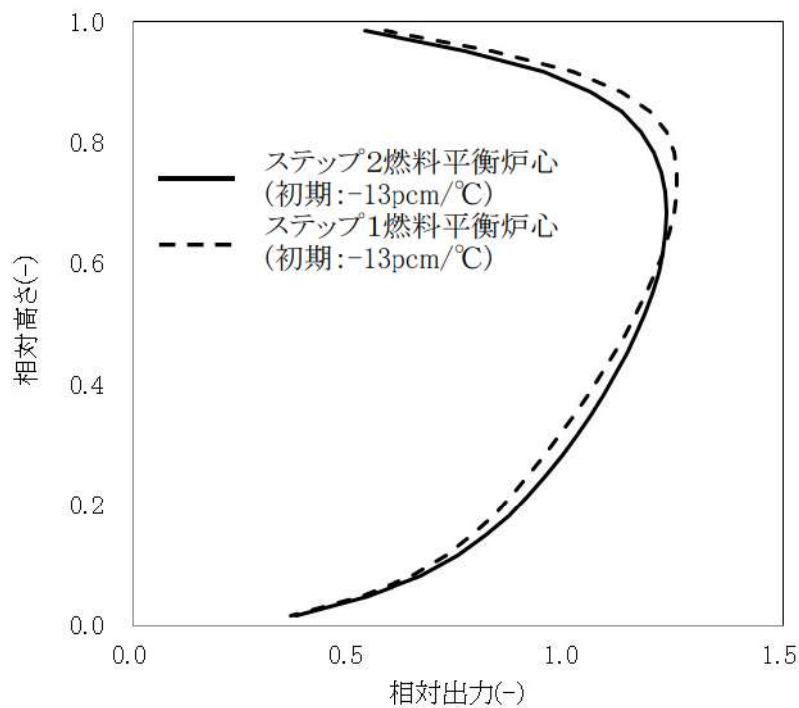


図18 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の軸方向出力分布の比較
(初期減速材温度係数:-13pcm/°C調整後) [事象初期]

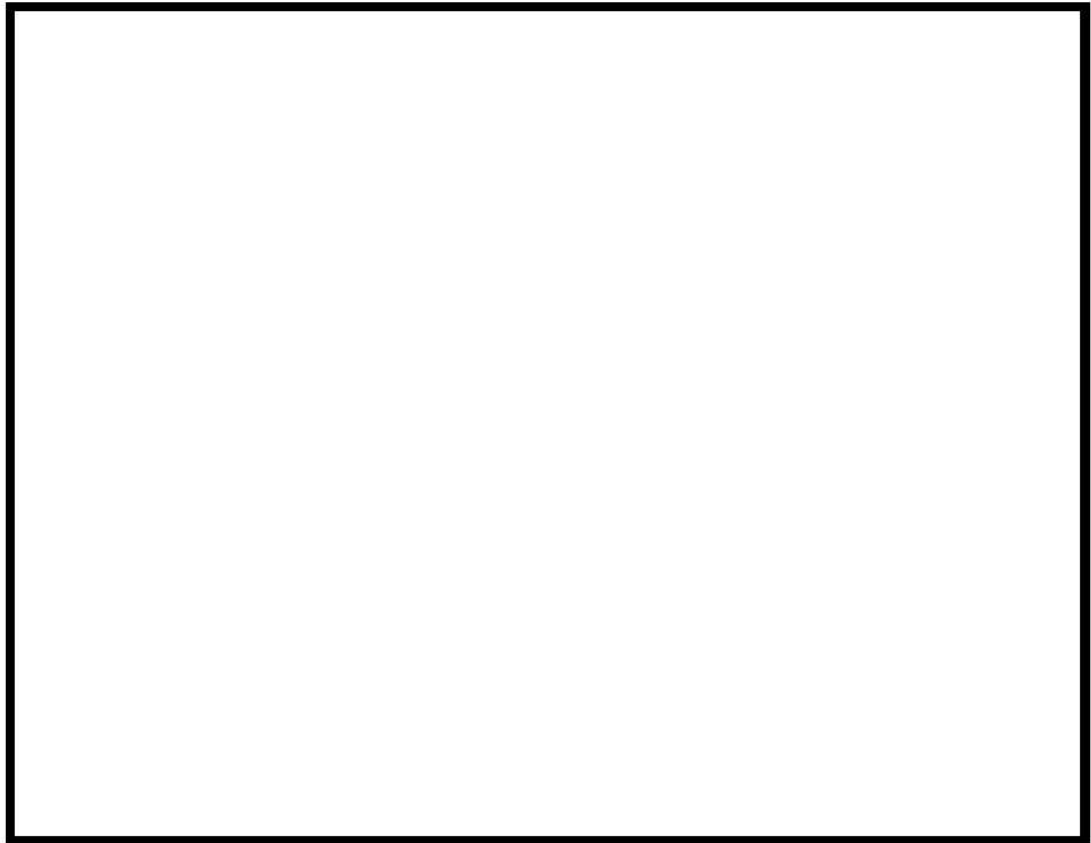


図 1 9 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の減速材密度係数の比較

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

4. 実機で想定される炉心のばらつきとATWS解析への影響について

実機炉心で想定される減速材反応度帰還効果の燃焼に伴う変化及び取替炉心によるばらつきと、ATWSへの影響について整理し、実機炉心のばらつきを考慮した評価用炉心設定の妥当性について述べる。

4.1 減速材反応度帰還効果の燃焼に伴う変化による影響

炉心の余剰反応度を1次冷却材中のほう素濃度により制御するPWRでは、余剰反応度が大きいサイクル初期はほう素濃度が高く、燃焼に伴いほう素濃度が低下する。したがって、サイクル初期からサイクル末期にかけて減速材反応度帰還効果が大きくなっていく。

燃焼に伴う減速材反応度帰還効果の変化がATWSへ与える影響を把握するため、ステップ2燃料平衡炉心のサイクル初期、サイクル中期及びサイクル末期の炉心を対象とした主給水流量喪失+ATWS解析を実施した。図20～図24に原子炉出力、1次冷却材温度、1次冷却材圧力及び出力分布を示す。これより、主蒸気隔離以降の原子炉出力、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力上昇は、サイクル初期から中期、末期の順で低く推移していることがわかる。これは、図25に示すように、事象進展中の減速材反応度帰還効果（2.1.2節と同様の方法で算出）がサイクル初期、中期、末期の順で大きい値となっており、事象進展を通じてこの関係が維持されているためである。なお、図25には初期減速材温度係数を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した場合の減速材反応度帰還効果も示しているが、初期減速材温度係数を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整することにより事象進展中を通じて減速材反応度帰還効果が小さくなっていることがわかる。

ピーク時圧力は、2.1節に示すとおり、主蒸気隔離直後の圧力ピーク（1次ピーク）は減速材反応度帰還効果の影響をあまり受けないため、何れのケースもほぼ同様の推移となっているが、減速材反応度帰還効果の影響が大きい蒸気発生器ドライアウト付近の2次ピークでは、減速材反応度帰還効果の違いに伴う原子炉出力の違いによる影響が表れる。蒸気発生器ドライアウト付近の原子炉出力はサイクル初期で最も高くなっているものの、今回のサイクル初期、中期、末期では何れも1次冷却材圧力の上昇は加圧器安全弁で抑えられているため、原子炉出力の違いが1次冷却材圧力に表れていないが、図3に示すように初期減速材温度係数を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ とした場合には1次冷却材圧力が高くなることわかる。

また、事象収束時点の原子炉出力については、2.1節に示すとおり、減速材反応度帰還効果の大きいサイクル末期が最も早いタイミングで再臨界を迎えているが、補助給水による除熱量と炉心発熱量がバランスした原子炉出力で整定する。なお、ATWSではATWS緩和設備により自動的にプラントが安定状態に導かれ運転員等操作を介しないため、再臨界となるタイミングの差異は運転員等操作へ影響を与えない。

なお、負荷の喪失+ATWSにおいても、1次冷却材温度上昇に伴う減速材反応度帰還効果により原子炉出力が低下する点は主給水流量喪失+ATWSと同じであり、また、1次冷却材圧力がピーク

となる付近の事象進展は主給水流量喪失+ATWSと同様であることから、負荷の喪失+ATWSについてもほぼ同じことが言える。

本解析結果より、ATWSにおいては、燃焼に伴う減速材反応度帰還効果の変化を考慮しても、減速材反応度帰還効果の最も小さいサイクル初期に対し、さらに減速材反応度帰還効果が弱くなるように初期減速材温度係数を調整することにより、評価指標である1次冷却材圧力への影響の観点から保守的な評価とできる。

4.2 燃料装荷パターンの相違による影響

実機の取替炉心では、様々な燃料仕様及び燃料装荷パターンで炉心を構成することから、炉心毎に減速材温度係数や出力分布などの特性が異なる。ここでは、3章で示したステップ2燃料平衡炉心及びステップ1燃料平衡炉心を対象とした主給水流量喪失+ATWS解析結果を対象に、実機の取替炉心における燃料装荷パターン等のばらつきによる影響を考察する。

図12及び図17のステップ1平衡炉心とステップ2平衡炉心の事象初期の径方向出力分布を比較すると、全体的な傾向は両者で大きく変わらないものの、炉心装荷位置毎の燃料集合体相対出力は異なる値となっている。また、軸方向出力分布については、図13及び図18に示すとおり、ステップ1平衡炉心の方がステップ2平衡炉心に比べて炉心上部の出力分担が大きい形状となっている。

このような燃料仕様及び燃料装荷パターンの違いにより出力分布が異なる2つの炉心を対象に実施した主給水流量喪失+ATWS解析結果は、3章の図9～11及び図14～図16に示している。初期減速材温度係数を調整しない場合は、減速材反応度帰還効果の小さいステップ1燃料平衡炉心の方が原子炉出力が高めに維持される。しかし、初期減速材温度係数を同一の値(-13pcm/°C)に調整すれば、燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布が異なる炉心であっても、図19に示すとおり事象進展を通じた減速材反応度帰還効果はほぼ同一となる。そのため、原子炉出力、1次冷却材温度及び1次冷却材圧力応答は図14～図16に示すように事象推移全般を通じてほぼ同一の応答を示し、主蒸気隔離直後の1次圧力ピーク、蒸気発生器ドライアウト付近の2次圧力ピークもほぼ同一であり、事象収束時の再臨界を迎えるタイミング及び整定出力もほぼ同一の結果を得ることができる。

なお、負荷の喪失+ATWSにおいても、1次冷却材温度上昇に伴う減速材反応度帰還効果により原子炉出力が低下する点は主給水流量喪失+ATWSと同じであり、また、1次冷却材圧力がピークとなる付近の事象進展は主給水流量喪失+ATWSと同様であることから、負荷の喪失+ATWSについてもほぼ同じことが言える。

本解析結果より、ATWSにおいては、実機取替炉心で想定される燃料仕様及び燃料装荷パターンの相違を考慮しても減速材反応度帰還による影響が顕著であり、燃料仕様や装荷パターン、出力分布の相違による影響は相対的に小さいと考えられる。したがって、実機取替炉心に対して、減速材反応度帰還効果の観点から保守性を考慮する場合には、初期減速材温度係数を調整することにより、評価指標である1次冷却材圧力への影響の観点から保守的な評価とすることができる。

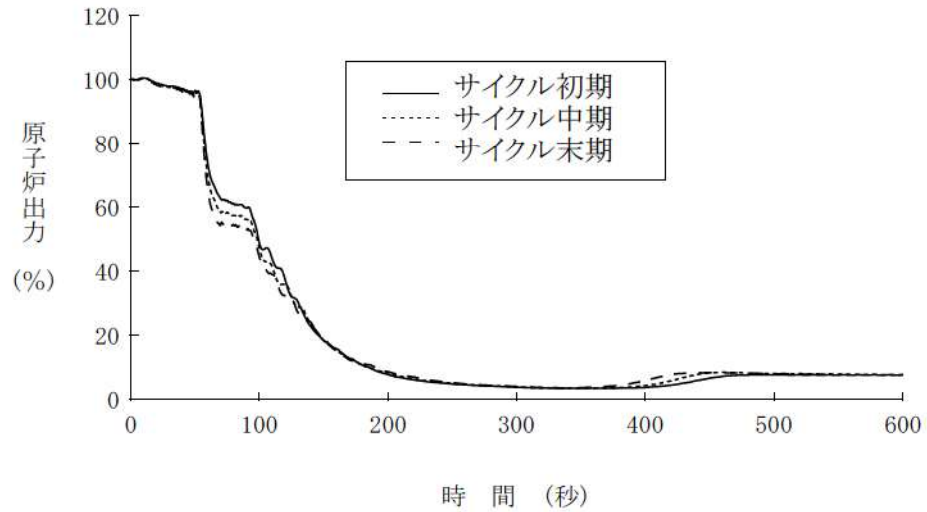


図 2 0 評価対象とする炉心の違いによる原子炉出力への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期、中期及び末期²)

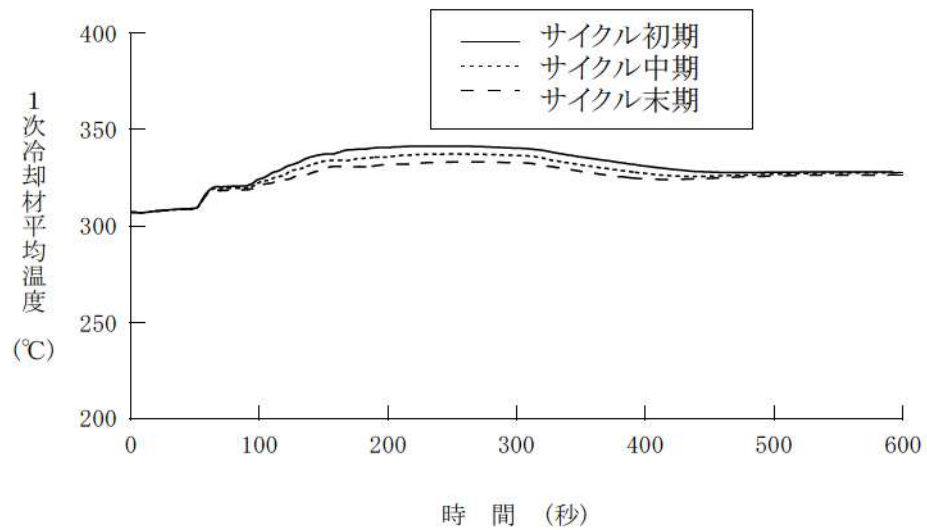


図 2 1 評価対象とする炉心の違いによる 1 次冷却材温度への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期、中期及び末期)

² 各炉心のサイクル燃焼度は、サイクル初期：0MWd/t、サイクル中期：5,000MWd/t、サイクル末期：13,000MWd/t である(サイクル長さ：15,500MWd/t)。

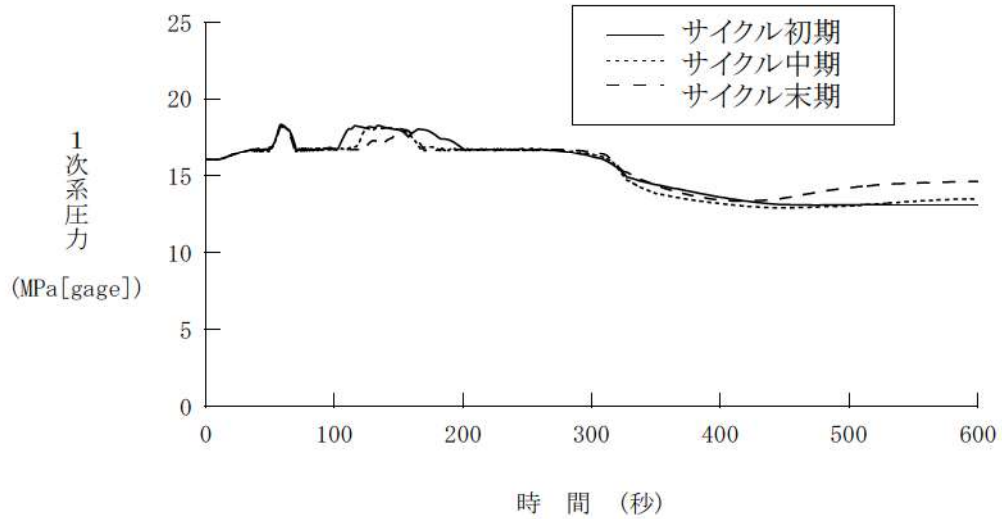


図 2 2 評価対象とする炉心の違いによる 1 次冷却材圧力への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期、中期及び末期)

	8	9	10	11	12	13	14	15
H	0.88	1.11	1.11	1.07	1.18	0.91	0.90	1.13
	0.83	1.04	1.09	1.02	1.20	0.93	0.85	1.00
	0.82	1.01	1.12	0.95	1.12	0.93	0.85	0.93
J	1.11	0.85	0.93	1.31	1.21	1.07	0.87	1.08
	1.04	0.81	0.89	1.24	1.22	1.12	0.84	0.98
	1.01	0.80	0.85	1.13	1.14	1.20	0.87	0.93
K	1.11	0.93	1.03	1.19	1.16	0.92	1.02	0.88
	1.09	0.89	0.98	1.15	1.19	0.96	1.05	0.84
	1.12	0.85	0.92	1.07	1.13	0.97	1.16	0.84
L	1.06	1.31	1.19	1.19	1.00	1.04	0.91	0.74
	1.02	1.24	1.15	1.23	1.04	1.11	0.93	0.74
	0.95	1.13	1.07	1.28	1.03	1.13	0.96	0.75
M	1.18	1.21	1.16	1.00	1.06	1.01	0.86	
	1.20	1.22	1.19	1.04	1.13	1.11	0.89	
	1.12	1.14	1.13	1.03	1.16	1.24	0.92	
N	0.91	1.07	0.92	1.04	1.01	0.75	0.67	
	0.93	1.12	0.96	1.11	1.11	0.79	0.70	
	0.93	1.20	0.97	1.13	1.24	0.86	0.74	
P	0.90	0.86	1.02	0.91	0.86	0.67		
	0.85	0.84	1.05	0.93	0.89	0.70		
	0.85	0.87	1.15	0.96	0.92	0.74		
R	1.13	1.08	0.88	0.74	
	1.00	0.98	0.84	0.74	
	0.93	0.93	0.84	0.75	

図 2 3 評価対象とする炉心の違いによる径方向出力分布への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期、中期及び末期) [事象初期]

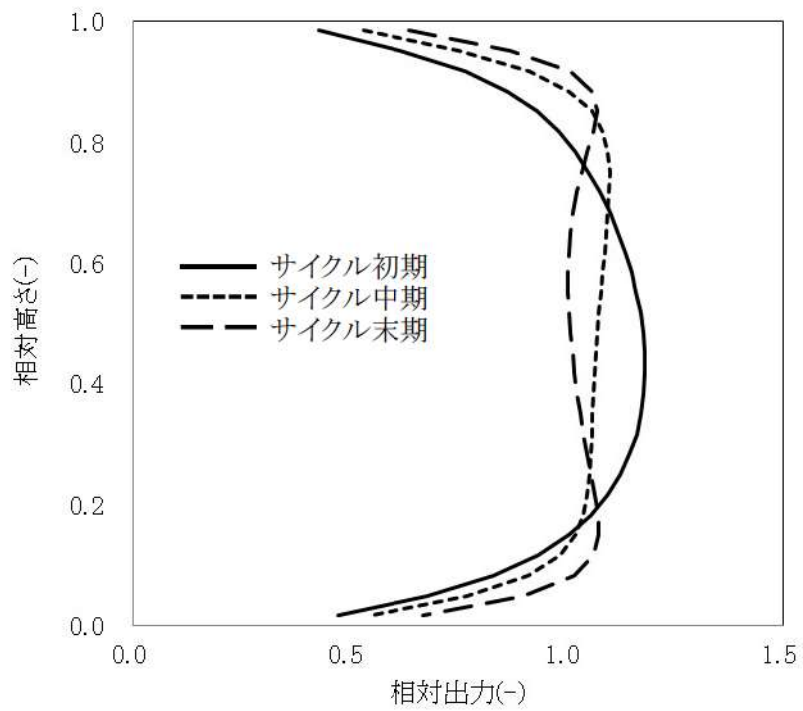


図2 4 評価対象とする炉心の違いによる軸方向出力分布への影響
 (ステップ2 平衡炉心 サイクル初期、中期及び末期) [事象初期]



図2 5 評価対象とする炉心の違いによる事象進展中の減速材密度係数への影響

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

添付6 解析コードにおける解析条件

表(1/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件		
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	炉心熱出力		
	ループ数		
	ループ全流量		
	1次冷却材圧力		
	1次冷却材温度		
	原子炉容器入口温度		
	原子炉容器出口温度		
	上部ヘッド温度		
	1次冷却材容積	炉心	
		上部プレナム	
		下部プレナム	
		ダウンコマ	
		バレルバップル領域	
		原子炉容器頂部	
		高温側配管	
		蒸気発生器プレナム	
		蒸気発生器伝熱管 (プラグ率含む)	
蒸気発生器-ポンプ間配管			
低温側配管			
加圧器液相部			
加圧器サージ管			
流路形状データ (原子炉容器内寸法)	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで		
	上部炉心板下端よりダウンコマ下端まで		
	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで		
	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで		
	炉心そう外径		
	原子炉容器内径		
	入口ノズル内径		

表(2/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件	
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	流路形状データ (原子炉容器内寸法)	出口ノズル内径
		炉心そう内径
		原子炉容器本体肉厚
		原子炉容器クラッド肉厚
		燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで
	流路形状データ (各領域の水力的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ) 及び熱構造材データ (材質、体積、接液面積)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内 <ul style="list-style-type: none"> 入口ノズル、スプレイノズル、ダウンコマ、下部プレナム、炉心有効発熱長間、炉心バイパス、上部プレナム、ガイドチューブ、出口ノズル
		<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材配管 <ul style="list-style-type: none"> 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低温側配管
		<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材ポンプ
		<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器1次側 <ul style="list-style-type: none"> 入口プレナム、伝熱管 (プラグ率含む)、出口プレナム
		<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器2次側 <ul style="list-style-type: none"> ダウンコマ部、加熱部、ライザー部、1次気水分離器、蒸気ドーム部、主蒸気配管
圧力損失データ		原子炉容器 (入口ノズル～出口ノズル間)
		蒸気発生器入口～出口
		ループ配管
		蒸気発生器2次側
崩壊熱		

表(3/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件		
炉心データ	冷却材炉心流量	炉心流量	
		バイパス流量	
		原子炉容器頂部バイパス流量	
	炉心流路面積		
	実効熱伝達面積		
	中性子速度 (即発中性子寿命)		
	遅発中性子割合		
	2群核定数 (マクロ断面積、ミクロ断面積、不連続因子)		
	燃料棒再構築計算用データ		
	燃料集合体配列 (燃料集合体数、燃料集合体配置、燃料集合体ピッチ)		
	燃焼度分布		
	制御棒条件 (制御棒配置、制御棒ステップ)		
初期ほう素濃度			
燃料データ	燃料棒配列 (集合体あたりの燃料棒数、燃料棒配置、燃料棒ピッチ)		
	グリッド位置、圧力損失係数		
	燃料被覆管外径、燃料被覆管肉厚		
	燃料棒有効長		
	制御棒及び計装用案内管外径		
	ペレット直径		
	ペレット—被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、ギャップ幅)		
	燃料棒発熱割合		
	ペレット密度、濃縮度 (Pu 含有率)		

表(4/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件
加圧器関連データ	加圧器水位
	加圧器逃がし弁 (容量、個数、設定圧力)
	加圧器安全弁 (容量、個数、設定圧力)
蒸気発生器関連データ	伝熱管本数(プラグ率含む)
	伝熱管外径
	伝熱管厚さ
	伝熱面積
	伝熱管材質
	伝熱管長さ
	伝熱管配列 (ピッチ)
	伝熱管流路面積
	主給水流量 (初期)
	主蒸気流量 (初期)
	2次側圧力
	蒸気発生器 2次側水位、保有水量
	循環比
	主蒸気逃がし弁 (容量、個数、設定圧力)
	主蒸気安全弁 (容量、個数、設定圧力)

表(5/5) 解析コードにおける解析条件

分 類	解析条件
1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	ポンプ回転数 ----- ポンプ揚程 ----- RCP 定格トルク ----- 慣性モーメント ----- ポンプホモログス曲線 ----- 冷却材定格密度 ----- RCP 定格流量 ----- RCP 摩擦トルク係数
事象収束に重要な機器 及び操作関連	ATWS 緩和設備 (設定点、応答遅れ) ----- 主蒸気隔離 (隔離完了 (遅れ時間)、個数) ----- 補助給水ポンプ (給水開始 (起動遅れ時間)、台数、容量、パージ体積)
事故条件	異常な過渡変化時の原子炉トリップ機能喪失

(第3部 M A A Pコード)

目 次

－ 第3部 MAA Pコード －

1. はじめに.....	3-3
2. 重要現象の特定.....	3-4
2.1 重要事故シーケンスと評価指標.....	3-4
2.2 ランクの定義.....	3-11
2.3 物理現象に対するランク付け.....	3-12
3. 解析モデルについて.....	3-38
3.1 コード概要.....	3-38
3.2 重要現象に対する解析モデル.....	3-38
3.3 解析モデル.....	3-41
3.4 ノード分割.....	3-88
3.5 入出力.....	3-90
4. 妥当性確認.....	3-92
4.1 妥当性確認方法.....	3-92
4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）.....	3-100
4.3 妥当性確認（感度解析）.....	3-177
4.4 実機解析への適用性.....	3-245
5. 有効性評価への適用性.....	3-263
5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）.....	3-263
5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）.....	3-272
6. 参考文献.....	3-284
参考1 MAA Pコードと NUREG-1465 のソースタームの比較について.....	3-286
別紙1 解析コードにおける解析条件.....	3-303
別添1 新知見への対応について.....	3-307
添付1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について.....	3.1-1
添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について.....	3.2-1
添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について.....	3.3-1

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コード^④について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性確認
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 重要事故シーケンスと評価指標

MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な重要事故シーケンス並びにその事象推移、運転員等操作及び評価指標について記述する。

2.1.1 炉心損傷防止対策

(1) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

この重要事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転中に LOCA が発生し、ECCS 再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」あるいは「中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスでは、大破断 LOCA あるいは中破断 LOCA が発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから、原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって ECCS 再循環不能となり、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却がある。原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で運転員等操作により起動し、その後の長期的な原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器先行破損を防止することができる。

本事象の場合、原子炉格納容器内部には格納容器再循環サンプル水が多量に溜まっており、炉心は長期的に冠水した状態にあるため、原子炉格納容器雰囲気は飽和状態で推移する。よって、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。

なお、LOCA 発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の原子炉格納容器内状態に影響を及ぼすことはない。

(2) ECCS 再循環機能喪失

この重要事故シーケンスグループは、原子炉の出力運転中に LOCA が発生し、ECCS の注入には成功するが、ECCS の再循環に失敗する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA+低圧再循環失敗」あるいは「大破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」が選定されている。

この重要事故シーケンスは、大破断 LOCA が発生し、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、炉心ヒートアップが起きるが、ECCS が作動することにより炉心水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。しかし、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は炉心損傷に至ることはない。しかし、蒸散により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環がある。低圧再循環の失敗を検知して、運転員等操作により原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環を行うことで、蒸散により失われる冷却材を補充することができ、長期にわたり炉心冷却を確保することができる。

本事象の場合、炉心水位を維持し炉心損傷を防止することが評価目的であることから、評価指標は「燃料被覆管温度」である。

LOCA 発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の炉心冷却性に影響を及ぼすことはない。

2.1.2 格納容器破損防止対策

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材のフラッシング、溶融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気、及び、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして、格納容器過圧破損に対して「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が、格納容器過温破損に対して「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」が、それぞれ選定されている。

格納容器過圧破損シーケンスの場合、大破断 LOCA 発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS 注入に失敗しているため、炉心水位が徐々

に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒に伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティには LOCA により放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後は、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、溶融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。これら水蒸気及び非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力は上昇を続け、やがて格納容器過圧破損に至る。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張るとともに、原子炉格納容器内気相部の圧力上昇を抑制する。代替設備による格納容器スプレイで、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に十分な水が注水されたら、原子炉格納容器内の計器の水没等を防止する観点から、代替の格納容器スプレイは停止させる。その後、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で、運転員等操作により格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器気相部の冷却を開始する。これにより原子炉格納容器圧力の上昇を長期的に緩和することができる。

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

格納容器過温破損シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出される。このため炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。

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

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

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

(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

この重要事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ち

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

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

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

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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

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

熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティには LOCA により放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。

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

(4) 水素燃焼

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

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

リートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、溶融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。PWR は大型格納容器を採用しているため、火炎伝ば速度が亜音速の燃焼であれば、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を超えないと評価されており、格納容器破損に至ることは無いと評価されている。一方、火炎伝ば速度が音速を超えて衝撃波が発生する水素爆轟が発生した場合、衝撃波により原子炉格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性を排除できない。水素爆轟が発生する水素濃度としてはドライ状態で 13vol%が一つの指標とされている。

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

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

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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

程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると格納容器破損に至り、放射性物質が地中あるいは地下水に放出されることとなる。

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

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

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表 2.2-1 の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

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

表 2.2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない

2.3 物理現象に対するランク付け

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1で述べた事象進展を踏まえ、表 2.2-1 の定義に従って、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表 2.3-1 のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

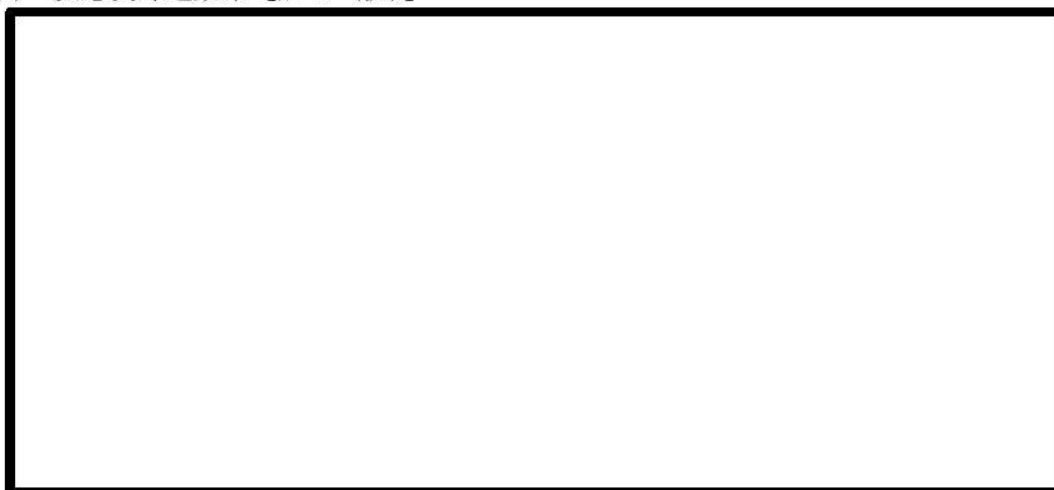
以下、物理現象ごとに考え方を示す。

2.3.1 炉心（核）関連

(1) 核分裂出力 [炉心（核）]



(2) 反応度帰還効果 [炉心（核）]



(3) 制御棒効果 [炉心（核）]



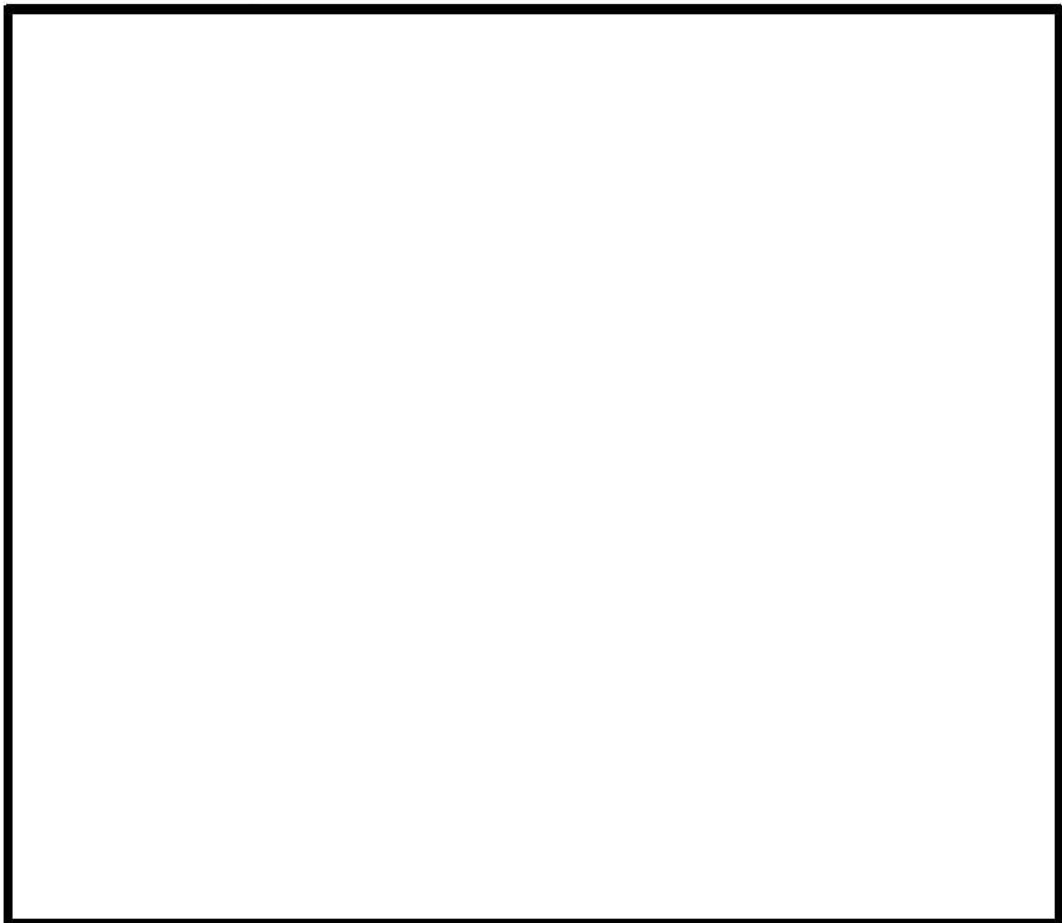


(4) 崩壊熱 [炉心 (核)]



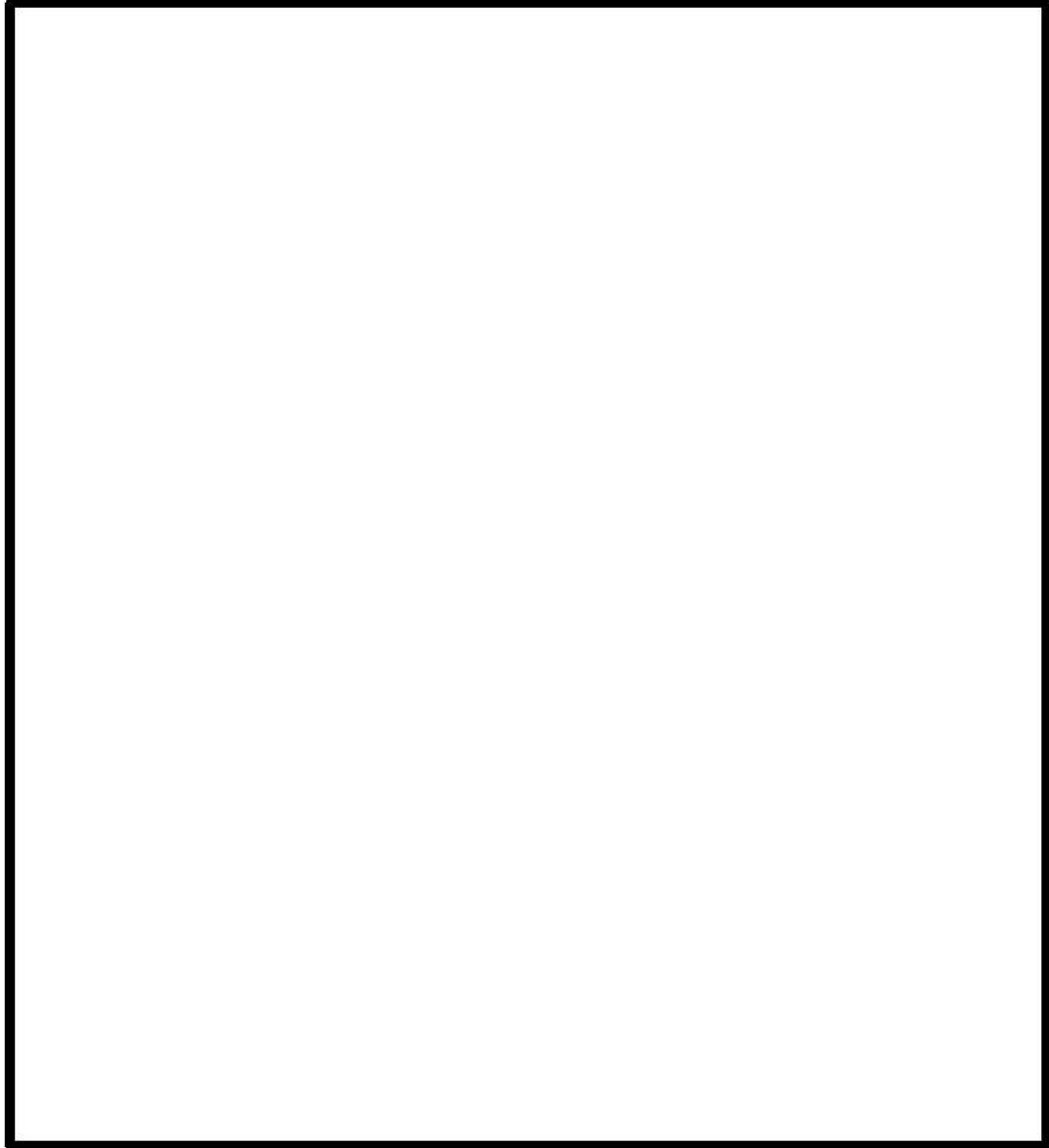
2.3.2 炉心 (燃料) 関連

(1) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]





(2) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]

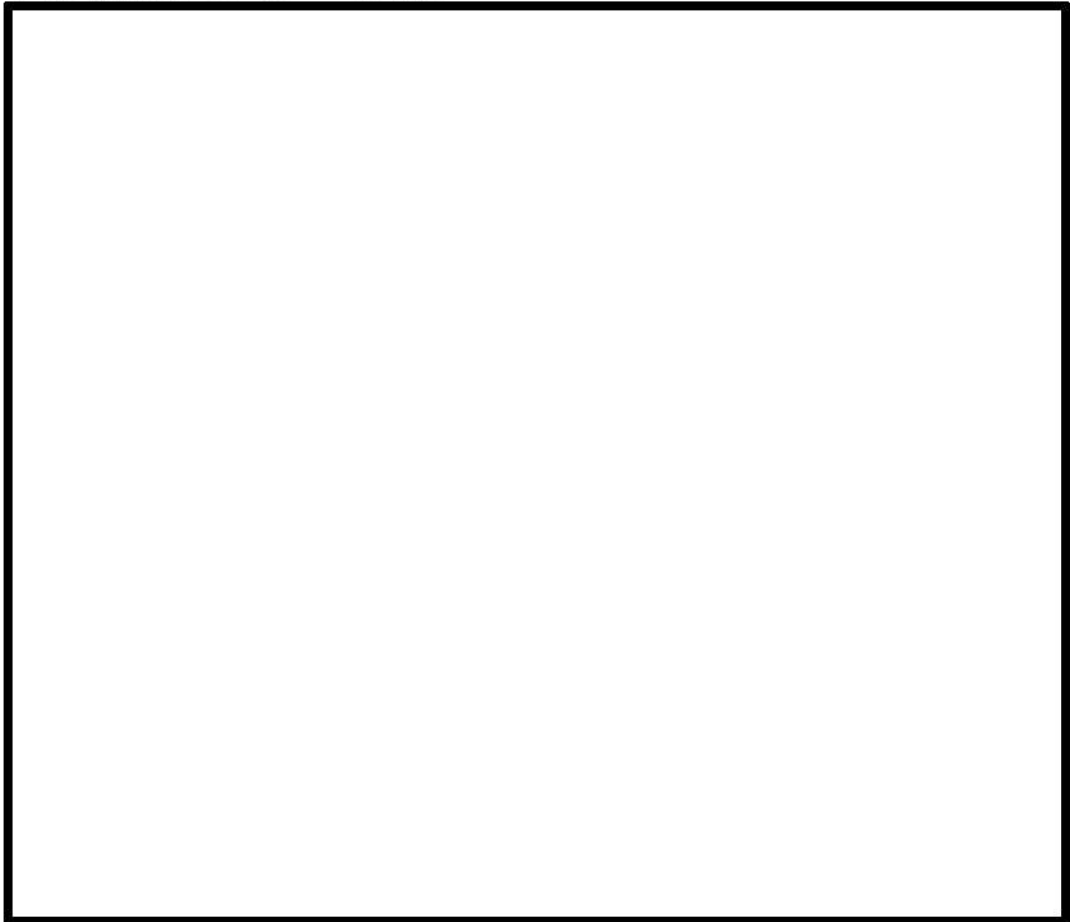


(3) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]





(4) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]



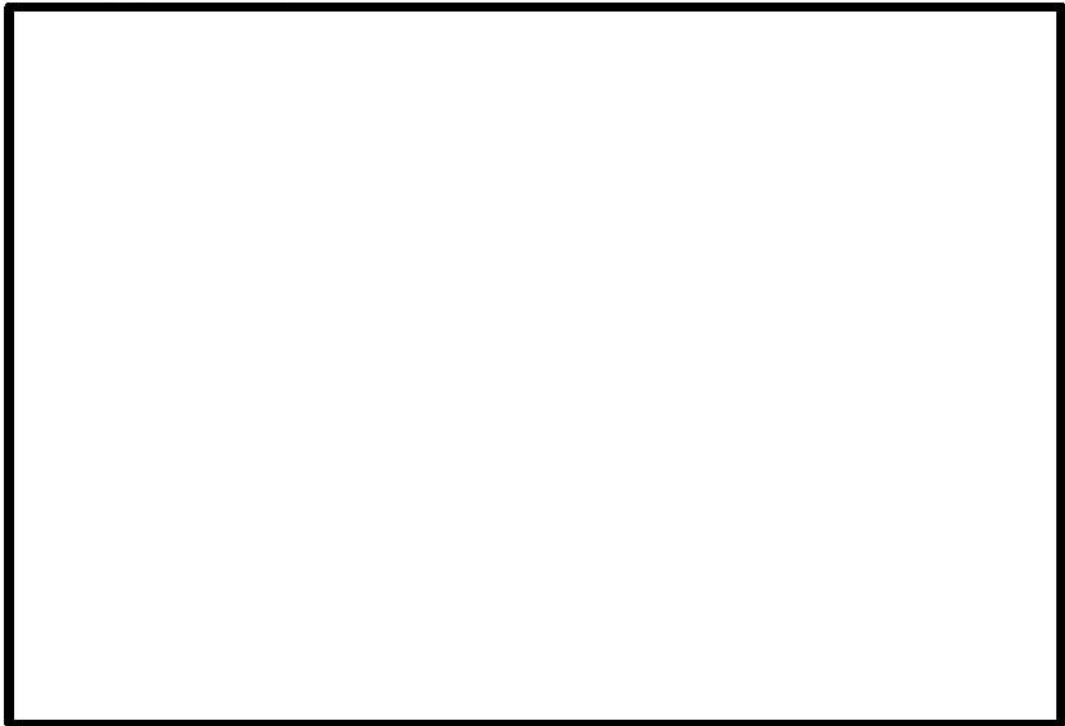
2.3.3 炉心 (熱流動) 関連

(1) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]





(2) 気液分離 (炉心水位)・対向流 [炉心 (熱流動)]



(3) 気液熱非平衡 [炉心 (熱流動)]



(4) 圧力損失 [炉心 (熱流動)]



2.3.4 1次冷却系関連

(1) 冷却材流量変化 (強制循環時) [1次冷却系]





(2) 冷却材流量変化（自然循環時）〔1次冷却系〕



(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔1次冷却系〕

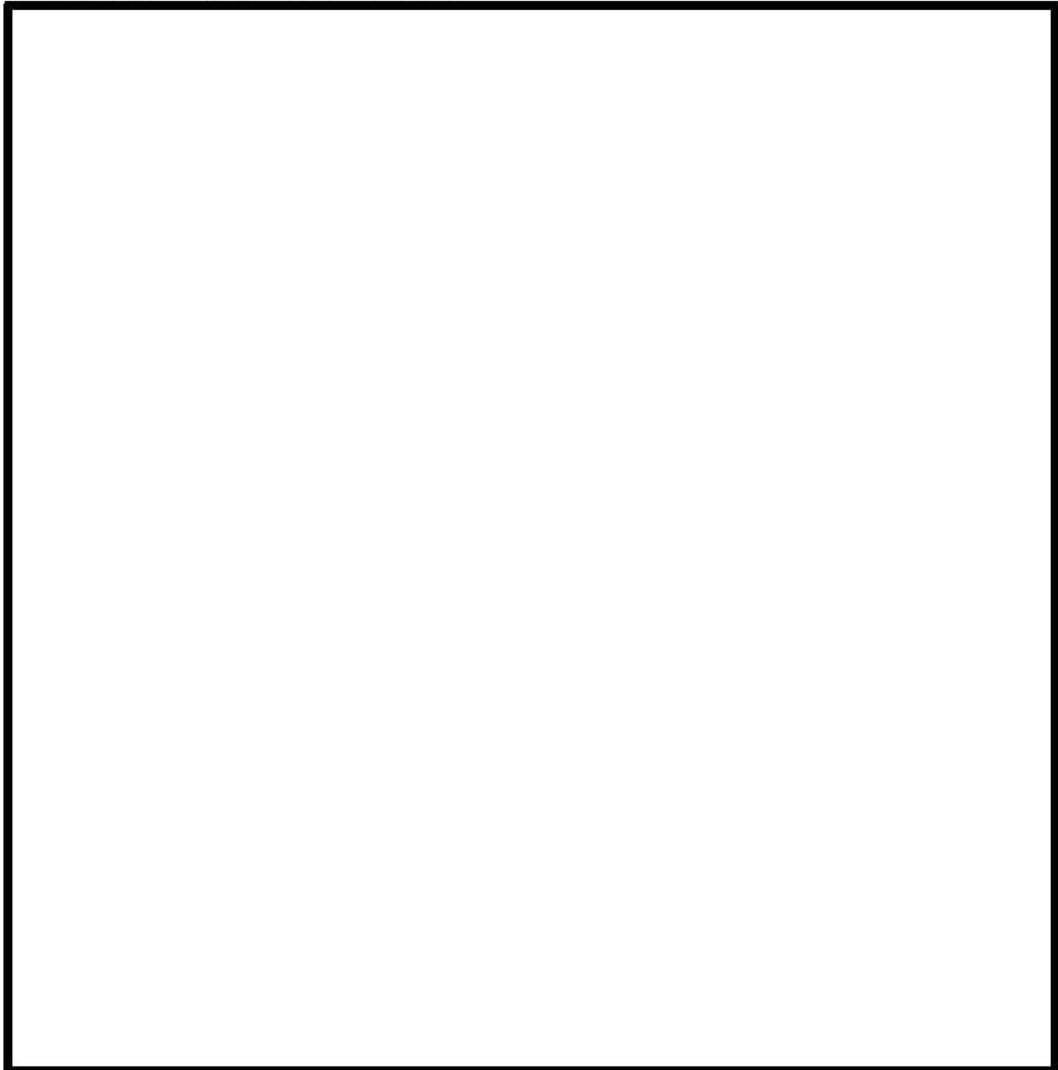


(4) 沸騰・凝縮・ボイド率変化〔1次冷却系〕





(5) 気液分離・対向流 [1次冷却系]





(6) 気液熱非平衡 [1次冷却系]



(7) 圧力損失 [1次冷却系]



(8) 構造材との熱伝達 [1次冷却系]

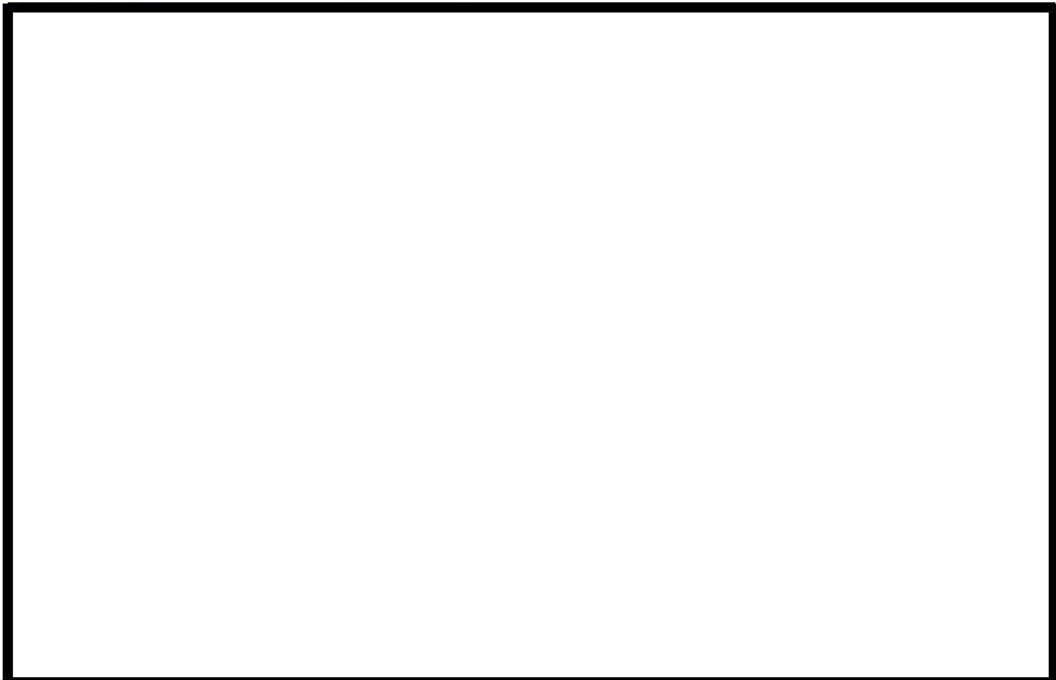




(9) ECCS 強制注入 [1次冷却系]



(10) ECCS 蓄圧タンク注入 [1次冷却系]



2.3.5 加圧器関連

(1) 気液熱非平衡 [加圧器]



(2) 水位変化 [加圧器]



(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流） [加圧器]





2.3.6 蒸気発生器関連

- (1) 1次側・2次側の熱伝達 [蒸気発生器]



- (2) 冷却材放出（臨界流・差圧流） [蒸気発生器]



- (3) 2次側水位変化・ドライアウト [蒸気発生器]





(4) 2次側給水（主給水・補助給水）〔蒸気発生器〕



2.3.7 原子炉格納容器関連（溶融炉心挙動を除く）

(1) 区画間・区画内の流動（蒸気・非凝縮性ガス）〔原子炉格納容器〕





(2) 区画間・区画内の流動（液体）〔原子炉格納容器〕



(3) 気液界面の熱伝達〔原子炉格納容器〕

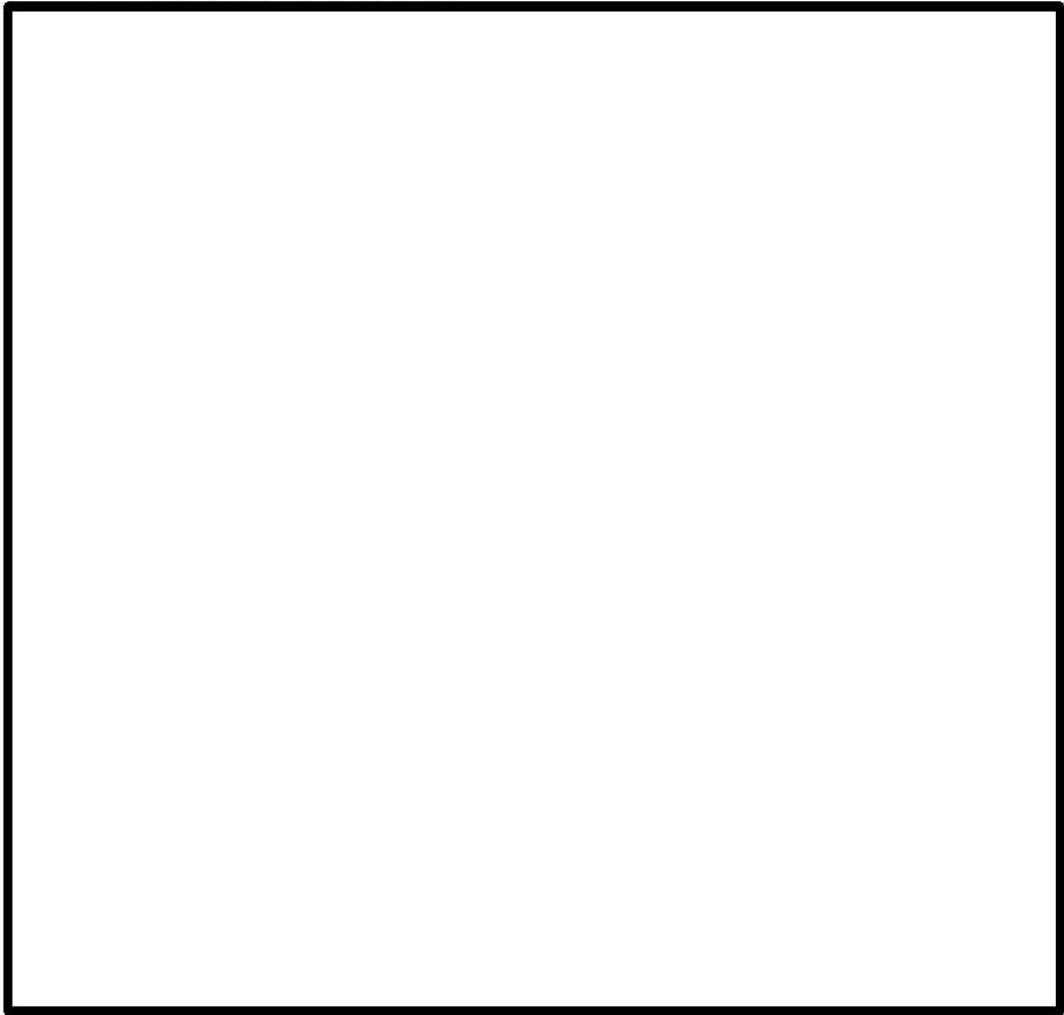




(4) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]



(5) スプレィ冷却 [原子炉格納容器]



(6) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 [原子炉格納容器]



(7) 放射線水分解等による水素発生



(8) 水素濃度 [原子炉格納容器]





(9) 水素処理 [原子炉格納容器]



2.3.8 原子炉容器（炉心損傷後）関連



(1) リロケーション



(2) 原子炉容器内 FCI（熔融炉心細粒化）





(3) 原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)



(4) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達



(5) 原子炉容器破損、溶融





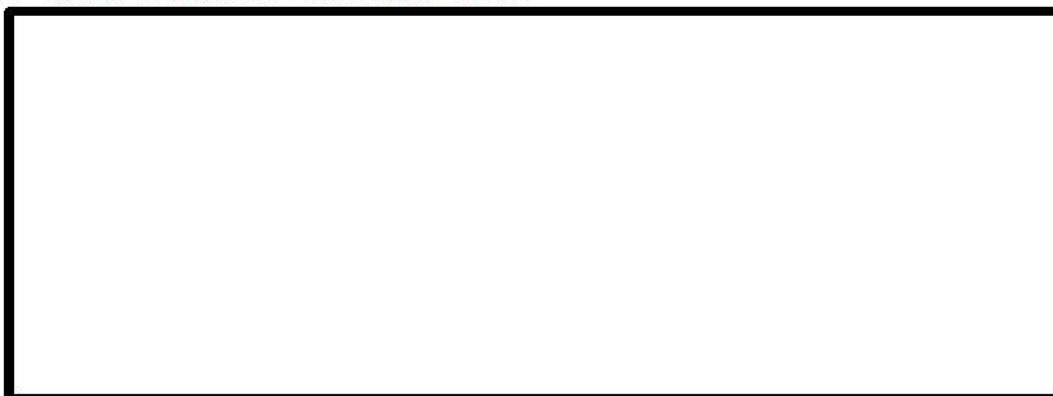
(6) 1次系内FP挙動



2.3.9 原子炉格納容器（炉心損傷後）関連



(1) 原子炉容器破損後の高圧熔融炉心放出



(2) 格納容器雰囲気直接加熱

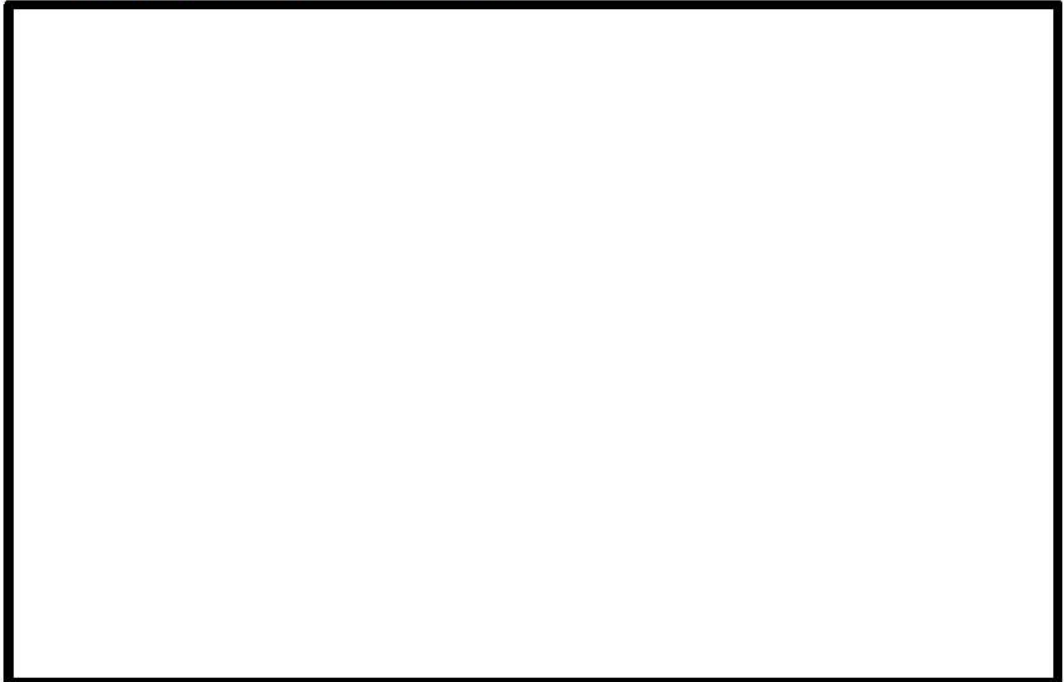




(3) 原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)

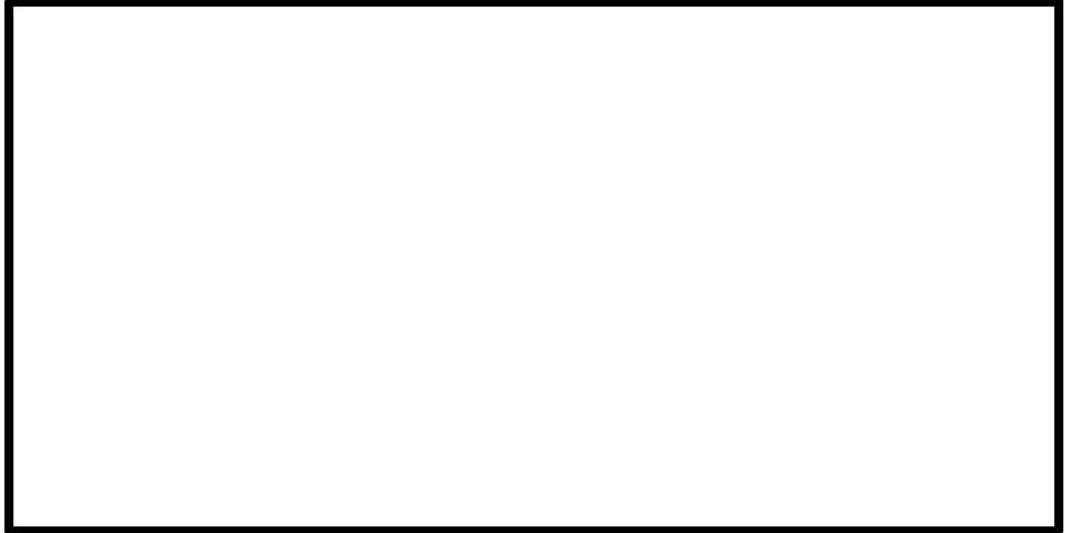


(4) 原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)





(5) 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり



(6) 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱



(7) 溶融炉心とコンクリートの伝熱





(8) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生



(9) 原子炉格納容器内 FP 挙動



表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (1/4)

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

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (2/4)

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

1次冷却系

加圧器

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (3/4)

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

※ 多区画モデルを採用する場合のランク。

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (4/4)

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

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

MAAPコードは、シビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータコードであり、1980年代に初版が完成し、以降改良を重ねられてきた。当初は米国IDCORプログラム（Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム）の中で開発され、プログラムが終了した現在では、EPRIに所有権が移管されている。

MAAPコードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の重要事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧や過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。また、MAAPコードのPWRプラント用解析モデルは、ウェスチングハウス型、CE型、三菱型等のPWRプラントに適用可能なよう、開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づき設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。

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

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

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において、重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表3.2-1に示す。

表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)

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

表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)

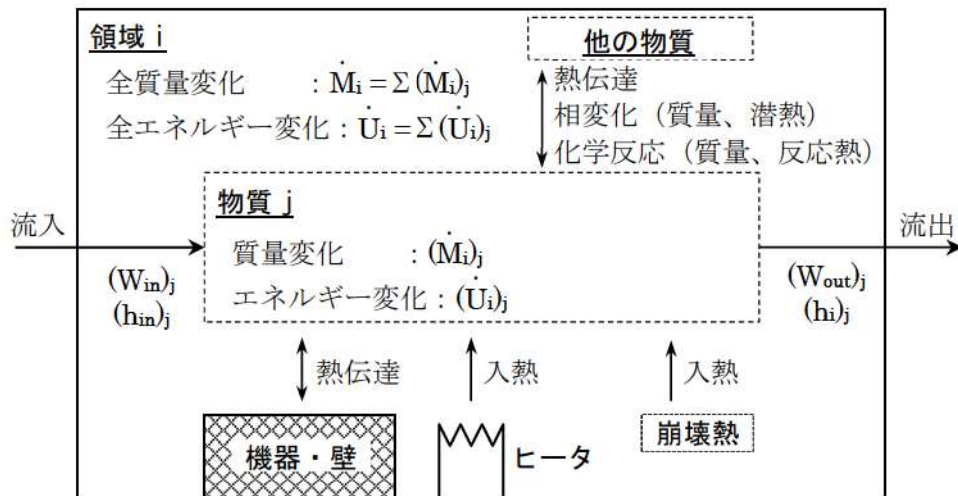
分類	重要現象	解析モデル
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.5(2))
	区画間・区画内の流動 (液体)	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	
	スプレイ冷却	
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	
	水素濃度変化	
	リロケーション	
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル) (3.3.7(4))
	1次系内 FP 挙動	FP 挙動モデル (3.3.8)
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(5))
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	
原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり		
溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱	FP 挙動モデル (3.3.8)
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	
	原子炉格納容器内 FP 挙動	

3.3 解析モデル

3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式

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

各ノード（領域）の質量及びエネルギーは、下図の概念で、物質毎に計算される。



領域*i*における物質*j*の質量変化率 $(\dot{M}_i)_j$ は、

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

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

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

$$\begin{aligned} \dot{U}_i = & \sum_j ((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j) - \sum_j ((W_{out})_j \cdot (h_i)_j) \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{array} \times \text{潜熱} \right)_j \\ & + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \text{・崩壊熱} \end{array} \right)_j \end{aligned}$$

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

各ジャンクションの流量は、

$$\sum_j K_j W_j |W_j| = \sum_i g \Delta z_i \rho_i$$

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

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

3.3.2 炉心モデル

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

(1) ノード分割

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

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

(2) 原子炉出力及び崩壊熱

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

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

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

(3) 炉心熱水力モデル

炉心の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。

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

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

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



ここで、 T [K]は燃料被覆管温度、 x [m]は酸化厚さ、 ρ_{Zr} [kg/m³]はジルコニウム密度、 R [J/kg-mole/K]は気体定数である。

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

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

(4) 炉心水位計算モデル

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

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

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

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

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

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

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

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

上記のように原子炉容器内の二相水位は、流体の占める断面積及び体積が異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率及びそれぞれ水温の関数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。

具体的な水位は、下部プレナムにある場合、下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、炉心内でサブクール領域の場合、炉心内で二相領域の場合、炉心よりも高い場合のそれぞれに対して計算される。

水位 z_w が下部プレナムにある場合、以下の式で計算される。

$$\text{[Redacted Equation]}$$

ここで、 V_w は水の体積、 R_x は下部プレナムの半径である。

水位 z_w が下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、以下の式で計算される。

$$\text{[Redacted Equation]}$$

ここで、 z_{cyl} は原子炉容器胴部下端高さ、 M_{cr} は炉心の水の質量、 v_{wcr} は炉心の水の比体積、 A_{lowcr} は炉心下端の流路面積、 α_{lp} は下部プレナムの平均ボイド率である。

水位 z_w が炉心内でサブクール領域の場合、以下の式で計算される。

$$\text{[Redacted Equation]}$$

ここで、 z_{crl} は炉心下端高さ、 M_{cr} は炉心の水の質量、 M_{lpfl} は下部プレナム上端よりも高く炉心下端よりも低い位置の水の質量、 v_{wcr} は炉心の水の比体積、 A_{cr} は炉心の流路面積である。

水位 z_w が炉心内で二相領域の場合、以下の式で計算される。

$$\text{[Redacted Equation]}$$

ここで、 z_{crsub} は炉心のサブクール領域の高さ、 M_{cr} は炉心の水の質量、 M_{sub} は炉心のサブクール領域の水の質量、 v_{wcr} は炉心の水の比体積、 A_{cr} は炉心の流路面積、 α_{cr} は炉心の平均ボイド率である。

水位 z_w が炉心よりも高い場合、以下の式で計算される。

$$\text{[Redacted Equation]}$$

ここで、 z_{cru} は炉心上端高さ、 M_{cr} は炉心の水の質量、 M_{crfl} は炉心を冠水させる水の質量、 v_{wcr} は炉心の水の比体積、 A_{up} は上部プレナムの流路面積、 α_{acr} は炉心上

部の平均ボイド率である。

3.3.3 1次冷却系モデル

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

(1) ノード分割

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

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

(2) 1次冷却系の熱水力モデル

1次冷却系の熱水力応答は、3.3.1に示した基礎方程式により計算する。

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

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

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

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

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

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

(3) 加圧器モデル

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

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

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

加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、

加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。

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

(4) 1次冷却系破損モデル

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

(5) 破断流モデル

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

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

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

3.3.4 蒸気発生器モデル

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

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

蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器1次側については、伝熱管1次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時は **Dittus-Boelter** 相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数

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

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

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

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

3.3.5 原子炉格納容器モデル

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

(1) ノード分割

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

原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空

間毎に分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッド室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。

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

(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル

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

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

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

を用いている。ここで、 K_j はジャンクションの抵抗係数、 W はジャンクションの流量、 P はノード圧力、 ρ はノード密度、 Z はジャンクションの接続位置、 L はジャンクション長さである（図 3.3-8）。

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

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

原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環サンプ等の区画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。

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

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

(3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル

格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。MAAPコードでは、原子炉格納容器上部区画とアニューラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを計算する。概念を図 3.3-9 に示す。ここで、MAAPコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却によって発生する凝縮水は、アニューラ区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。

(4) 水素発生

原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、

- ・炉心ヒートアップ及び熔融炉心のジルコニウム-水反応による水素発生 (3.3.7(1)参照)
- ・熔融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生 (3.3.7(5)参照)

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

- ・放射線水分解による水素発生
- ・原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生
- ・原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

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

(5) 原子炉格納容器破損モデル

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

3.3.6 安全系モデル

安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタ（イグナイタ））に関するモデルは考慮しない。

(1) ECCS

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

(2) 蓄圧タンク

入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め

弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図 3.3-10）。

(3) 格納容器スプレイ

格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。

(4) 燃料取替用水タンク

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

(5) 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。

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

(6) 加圧器逃がし弁、安全弁

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

(7) 主蒸気逃がし弁、安全弁

加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。

(8) 補助給水

3.3.4 参照。

3.3.7 溶融炉心挙動モデル

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

(1) 炉心ヒートアップ

炉心は R・Z の 2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図 3.3-2 に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。

炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図を図 3.3-11 に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と 1 次冷却系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応を行い酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率は Baker-Just の相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウム-水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることにより、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジルコニウム-水反応速度、即ち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。

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

(2) リロケーション

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

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

リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-12 に示す。炉心ノードは

空隙率と溶融度に応じて、以下に示すようなタイプに分類される。

- タイプ 1：燃料が自立した状態
- タイプ 2：燃料が崩壊した状態
- タイプ 3：流路が減少した状態
- タイプ 4：流路が閉塞した状態
- タイプ 5：溶融プール状態
- (タイプ 0：空洞)

炉心がヒートアップすると、各炉心ノードでは温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ 2 へと遷移し、燃料崩壊位置から上のすべての燃料は下方へ落下し、タイプ 0 の状態となる。炉心溶融進展に従い、蒸気の流路が減少すると、タイプ 3 又は 4 の状態となり、炉心ノード内の燃料が溶融した場合、タイプ 5 の状態となる。

タイプ 1 からタイプ 2 への遷移では、**Larson-Miller** パラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）によって、各炉心ノードの累積損傷割合を計算し、それが 1 となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ 2 となる。

タイプ 1 又はタイプ 2 からタイプ 3 又はタイプ 4 への遷移では、流路の減少は、キャンドリングで流下した溶融燃料及び崩壊で落下する固形物によって、それを受け取る炉心ノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によって、タイプ 3（流路が減少した状態）であるか、タイプ 4（流路が閉塞した状態）であるかが判定される。

タイプ 5 への遷移では、炉心ノード内の燃料が溶融した場合に当該タイプに判定される。

以下に炉心ノードのタイプ間の遷移について整理する。

流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水か露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束（冠水部）によって伝熱しつつ冷却されて、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる（図 3.3-12 の③：タイプ 3）。このとき燃料棒間の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再配分されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心損傷初期段階では、蒸気流れの再分配により、閉塞部（あるいはキャンドル状態）の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、MAAP コードの炉心は 2 次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。

燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する(図 3.3-12 の②:タイプ 2)。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる(図 3.3-12 の④あるいは⑤:タイプ 4 あるいは 5)。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、さらに高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する(図 3.3-12 の④:タイプ 4)。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム-水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。

閉塞した状態(図 3.3-12 の④あるいは⑤:タイプ 4 あるいは 5)から温度が上昇すると二相状態から完全溶融(図 3.3-12 の⑥:タイプ 5)になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクリープ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。

(3) 下部プレナムでの溶融炉心挙動

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

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

下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。即ち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI-2 の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には 100 μ m 程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープと共に大きくなり、このギャップに冷却材が

浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持として TMI-2 以降研究が行われている。MAAP コードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの熔融炉心の概念を図 3.3-13 に示す。

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

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

炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり 2 回考慮しており、原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図 3.3-14 に示す。

(4) 原子炉容器破損モデル

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

以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。

a) 計装用案内管溶接部の破損

原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が熔融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。MAAP コードでは、この破損モードについて以下の 2 種類の判定を行っている。

第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、1 次冷却系と原子炉格納容器の間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、1 次冷却系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力と釣り合った状態となって

いるが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。

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

b) 原子炉容器のクリープ破損

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

溶融炉心が、炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積して、原子炉容器破損に至る過程は次のように整理できる。①下部プレナムへの溶融炉心の移行、②水中へ落下する溶融物の細粒化及び冷却、③堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用、④堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却、⑤溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達、⑥下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却、⑦原子炉容器の破損。

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

なお、日本原子力学会や EURSAFE^[7]等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさ

が大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。

(5) 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動

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

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

- ・溶融炉心-冷却材の相互作用（FCI）
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）

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

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

これらの現象に関するMAAPコードのモデルについて以下に示す。

a) 溶融炉心と冷却材の相互作用モデル

溶融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に溶融物のジェットとして落下した時、溶融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図 3.3-15 に示す。

①デブリジェットの詳細化モデル

Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数は **FCI** 実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。

②細粒化粒子と水との伝熱モデル

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

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

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

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

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

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