

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に
属しますので公開できません。

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

(第2部 SPARKLE-2)

目次

－ 第2部 SPARKLE－2 －

1. はじめに.....	2-4
2. 重要現象の特定.....	2-5
2.1 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 不確かさの取り扱いについて（評価指標の視点）.....	2-106
5.2 不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）.....	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（減速材フィードバック）の設定について.....	2-126
添付4	炉心モデル（ドップラフィードバック）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	入力項目リスト.....	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コード¹⁾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 事故シーケンスと評価指標

S P A R K L E - 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「A T W S」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、事故シーケンスとして主給水流量喪失+A T W S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+A T W S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、原子炉圧力が増加し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性がある。そのため、A T W S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フィードバック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次系の過圧を防止する。

また、A T W S事故シーケンスグループのうち、主給水流量喪失+A T W Sと同様に、2次系の除熱が悪化し、原子炉圧力が増加する事象である負荷の喪失+A T W Sの有効性評価にも、S P A R K L E - 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+A T W S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、原子炉圧力が増加し、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損の可能性がある。そのため、A T W S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、負の反応度フィードバック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+A T W Sでは、A T W S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+A T W S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、上述の通り、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度フィードバック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原子炉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あることなど、その他の事象進展は主給水流量喪失+A T W Sと同様となる。

このような事象進展を踏まえると、S P A R K L E - 2 コードを主給水流量喪失+A T W Sまたは負荷の喪失+A T W S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原子炉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。従って、主給水流量喪失+A T W Sおよび負荷の喪失+A T W Sで取り扱う物理現象に対し、原子炉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+A T W S」および「負荷の喪失+A T W S」を

「ATWS」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」および「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「2.1 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、評価指標である原子炉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「2.1 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、事故シーケンス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の原子炉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	本資料での取り扱い
H	評価指標及び運転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操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転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「2.1 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A T W S の評価指標である原子炉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。

ランク付けにあたっては、注目する評価指標である原子炉圧力に直接影響を与える物理現象に加え、原子炉圧力は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) フィードバック効果 [炉心(核)]

[Redacted]

(4) 制御棒効果 [炉心(核)]

[Redacted]

(5) 崩壊熱 [炉心(核)]

[Redacted]

(6) 燃料棒内温度変化 [炉心(核)]

[Redacted]

(7) 燃料棒表面熱伝達 [炉心(核)]

[Redacted]

(8) 限界熱流束(CHF) [炉心(燃料)]

[Redacted]

(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
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／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 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]

--

(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]

--

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。

表 2-2 ATWSにおける物理現象のランク

		評価事象		ATWS
分類	物理現象		評価指標	原子炉圧力
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)	フィードバック効果	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/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とし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の原子炉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^[2]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^[1]及び3次元炉心熱流動特性コードMIDAC^[1]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。

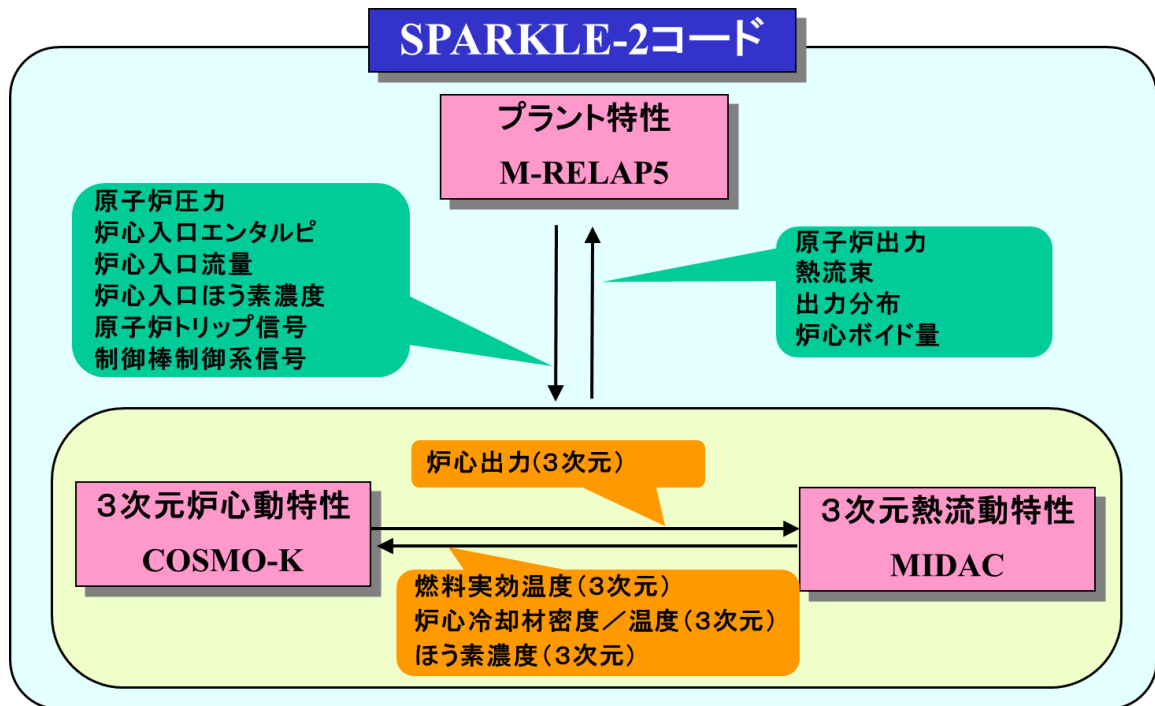
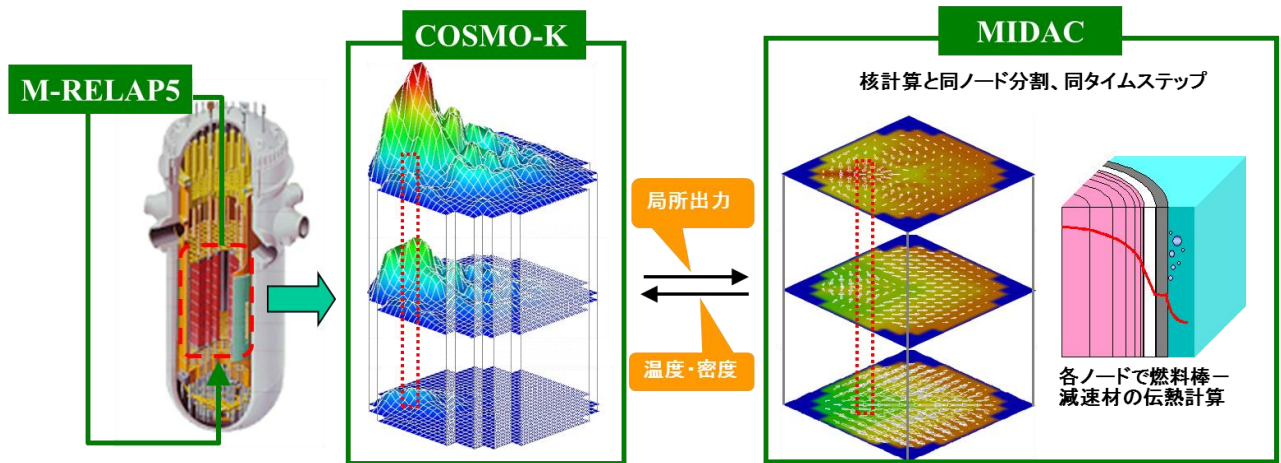


図 3-1 SPARKLE-2コードにおける結合計算

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次冷却材密度低下および燃料温度低下に伴うフィードバック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／圧力挙動は各保存則により記述される質量／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あたっては、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／圧力は、質量／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／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／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
	ドップラフィードバック効果	
	減速材フィードバック効果	
	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／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

S P A R K L E - 2 コードを構成する M - R E L A P 5 コード、C O S M O - K コード及び M I D A C コードの解析モデルを表 3-2 に示す。S P A R K L E - 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-R E L A P 5 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 - R E L A P 5 の基礎式は、気液の各相の質量、運動量およ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 - R E L A P 5 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、運動量保存式およ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（または凝縮）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（または凝縮）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／安全弁からの臨界流

蒸気単相、二相、サブクール条件すべてにおいて 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／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、ATWS 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、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック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 (M I D A Cコード)

炉心内の熱流動特性はM I D A C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・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。M I D A C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、F I N Eコード^[51]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、MIDAC 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。

MIDAC 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]

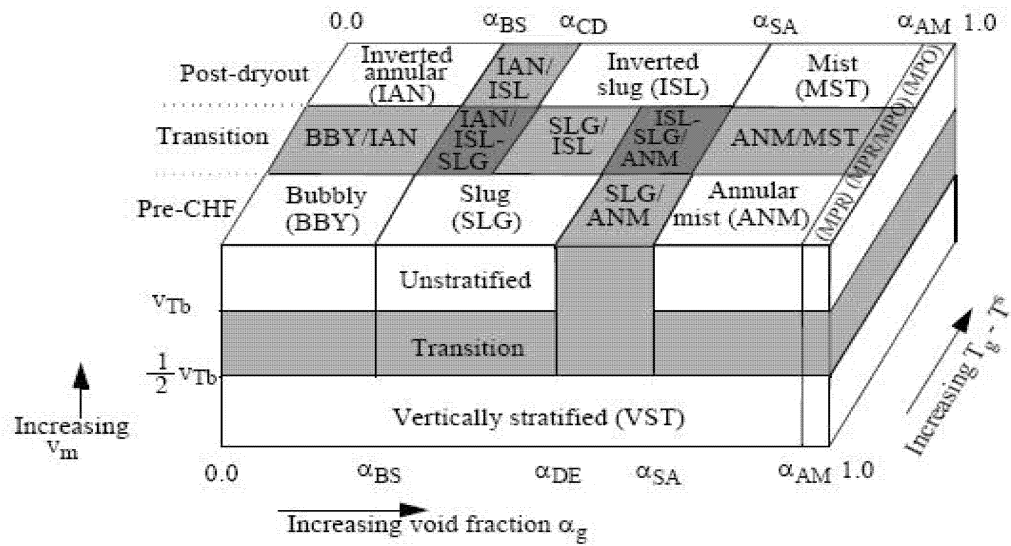
10～12.5MPa の間の領域については、分布定数及びドリフト速度のそれぞれについて直線内挿で算出する。

④ 被覆管表面熱伝達

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。

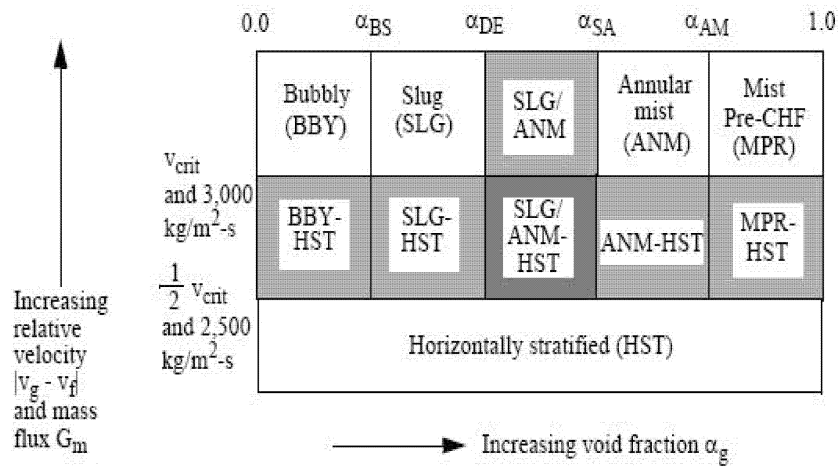
表 3-2 SPARKLE-2 コードのモデル一覧

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・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 加圧器逃し弁・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り扱い	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	
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



- B B Y : 気泡流
- S L G : スラグ流
- A N M : 環状噴霧流
- M P R : pre-CHF 噴霧流
- H S T : 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 次系 / 2 次系及び、炉心 / 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 次系と 2 次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原子炉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 / 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	
ダウンカマー	
炉心、燃料部	

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。

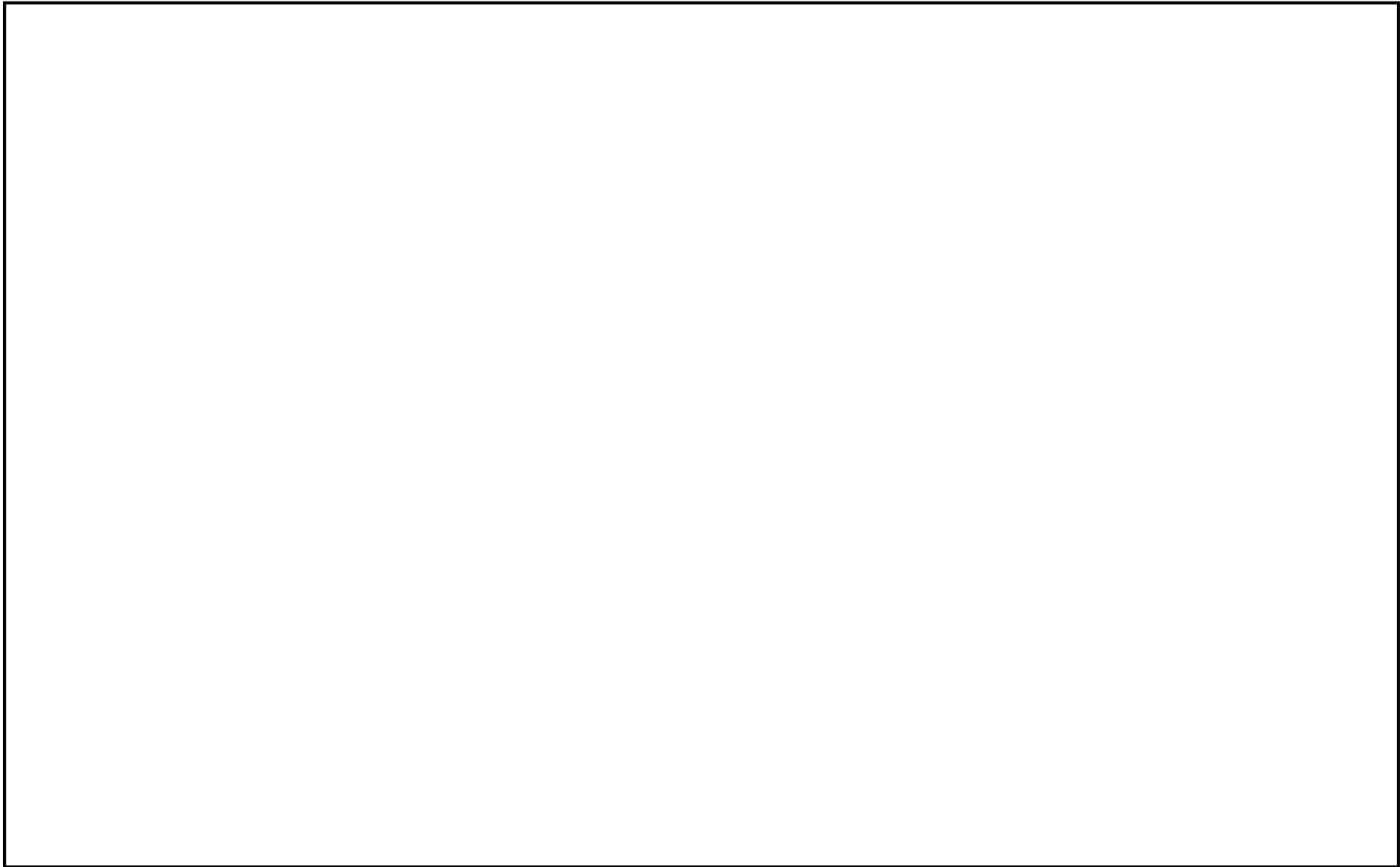


図 3-4 M-RELAP5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [A,B ループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

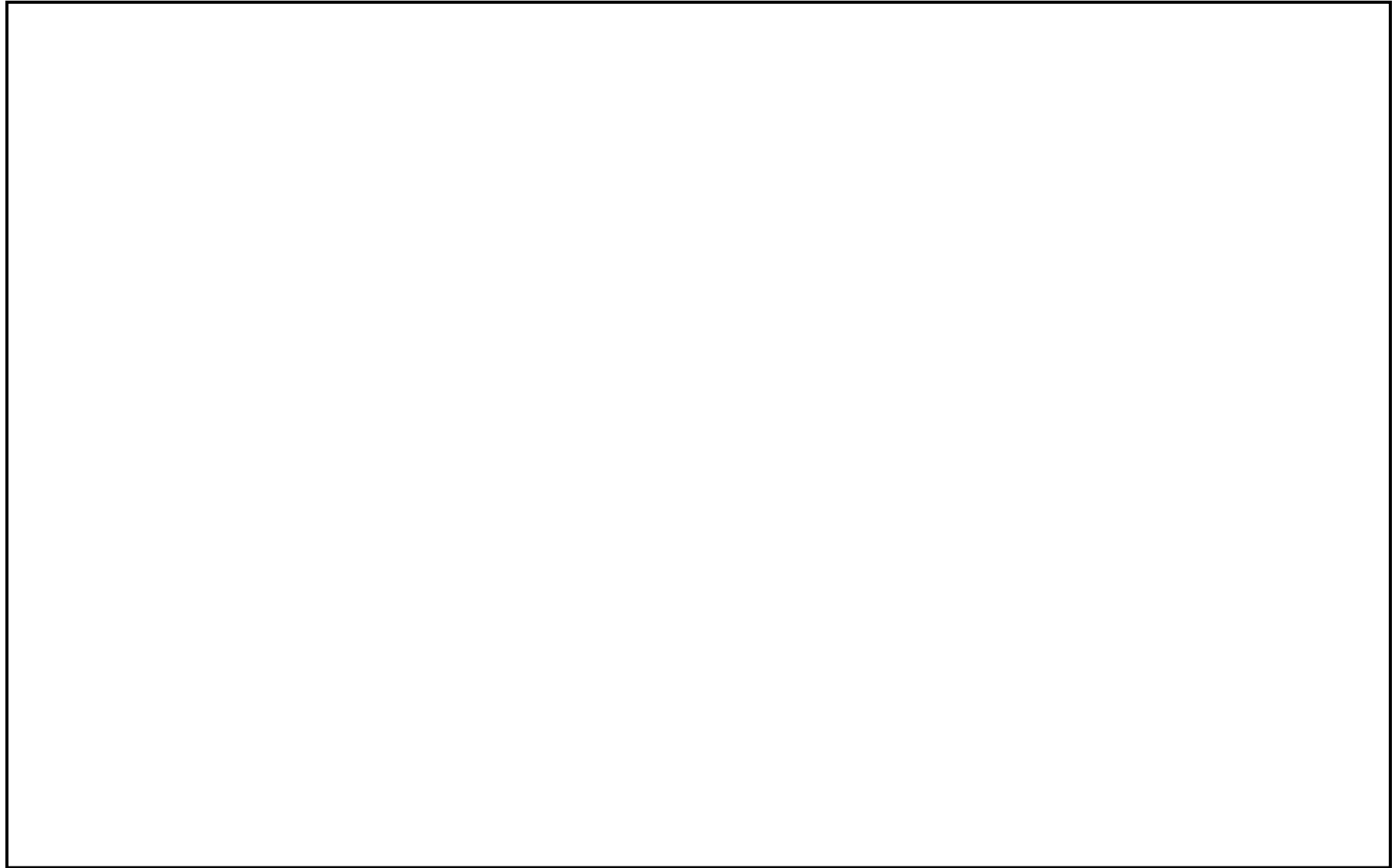


図 3-5 M-RELAP5 ノード分割図 (3 ループプラントの例) [C ループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

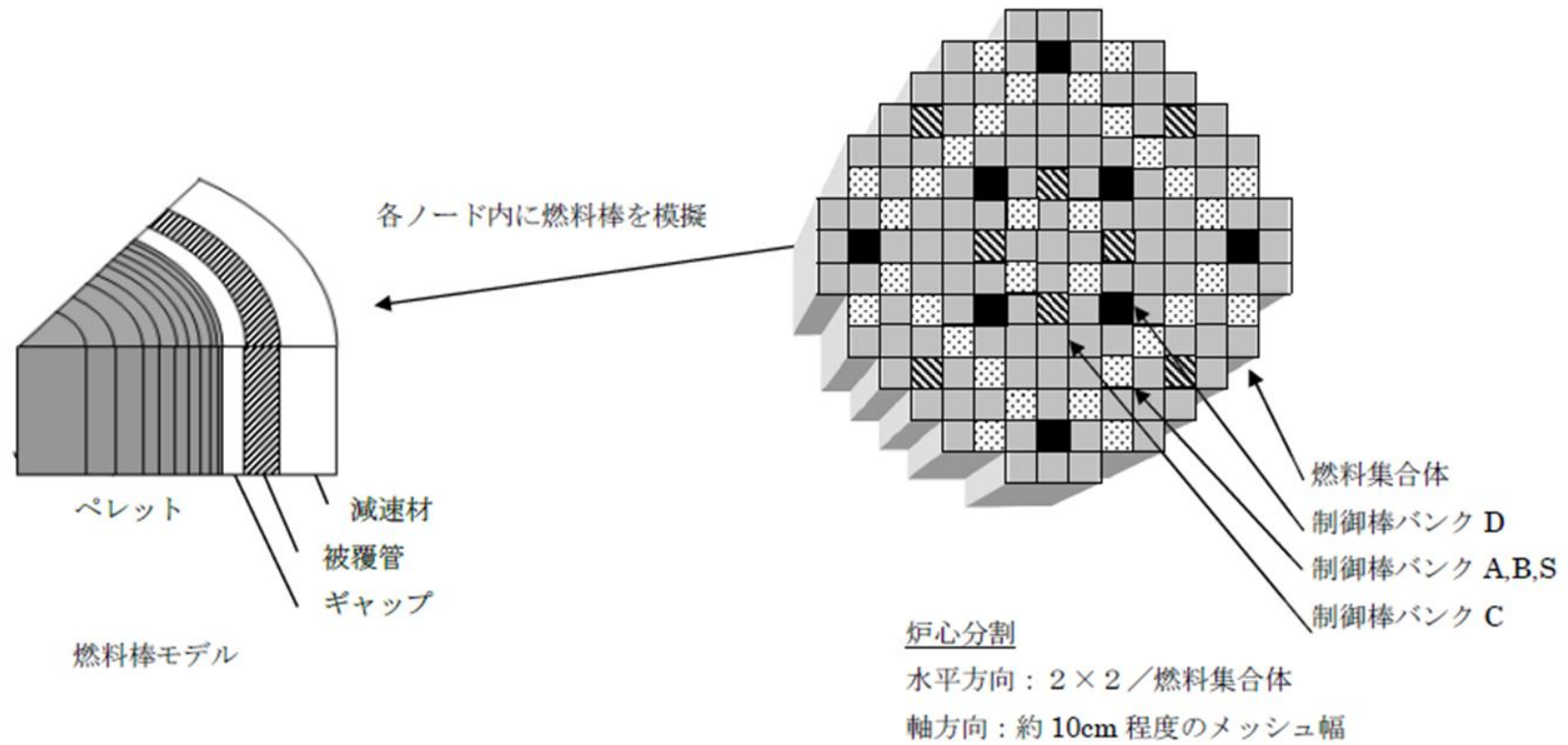


図 3-6 COSMO-K, MIDAC のノード分割図 (3 ループプラントの例)

3.5 結合計算方法

3.5.1 結合計算の流れ

SPARKLE-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原子炉圧力、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-RELAP5コードからCOSMO-Kコード及びMIDACコードに受け渡される。炉心過渡計算では、まず、M-RELAP5コードから受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kコードから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDAC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、MIDAC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、COSMO-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。MIDACコードからCOSMO-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、COSMO-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、COSMO-Kコード及びMIDAC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COSMO-KコードとMIDAC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、MIDACコードで計算された熱流束分布がM-RELAP5コードに返され、M-RELAP5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、MIDACコードとM-RELAP5コードの炉心部分のノード分割が異なるため、MIDACコードにより得られた熱流束分布を、M-RELAP5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-RELAP5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

MIDACコードからCOSMO-Kコードへ受け渡されるパラメータの具体的な取扱について、以下に述べる。

(1) 燃料実効温度

COSMO-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、主としてドップラフィードバック効果に寄与する。MIDACコードでは、COSMO-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、COSMO-Kコードの同一ノード

ドへ受け渡している。

(2) 炉心冷却材密度／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／温度は、COSMO-Kコードの同一ノードへ受け渡され、主として減速材フィードバック効果に寄与する。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、減速材フィードバック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、ドップラフィードバック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、ドップラフィードバック量の調整を行う。

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フィードバック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。

SPARKLE-2

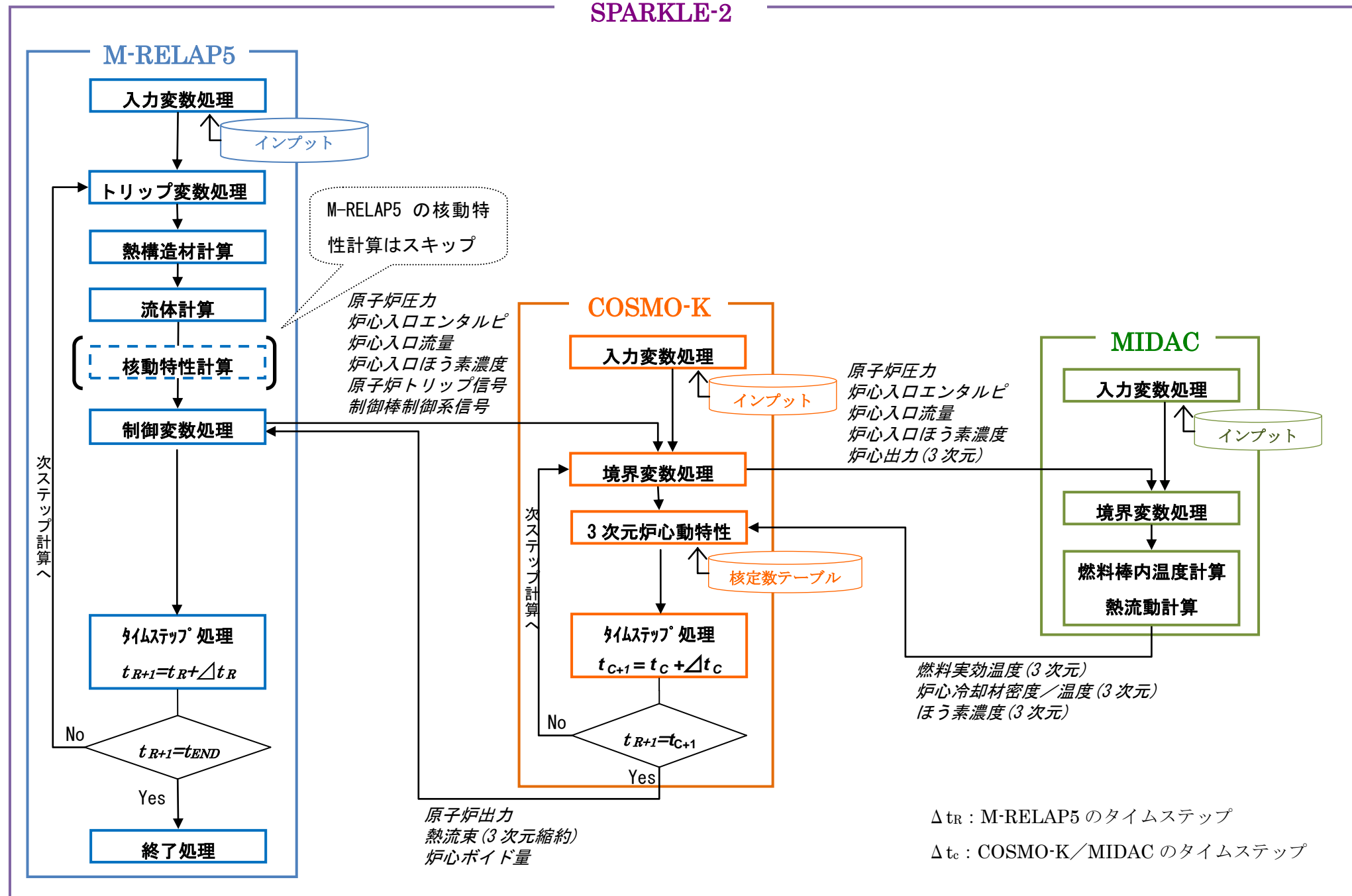


図 3-7 SPARKLE-2 コードの結合計算フロー

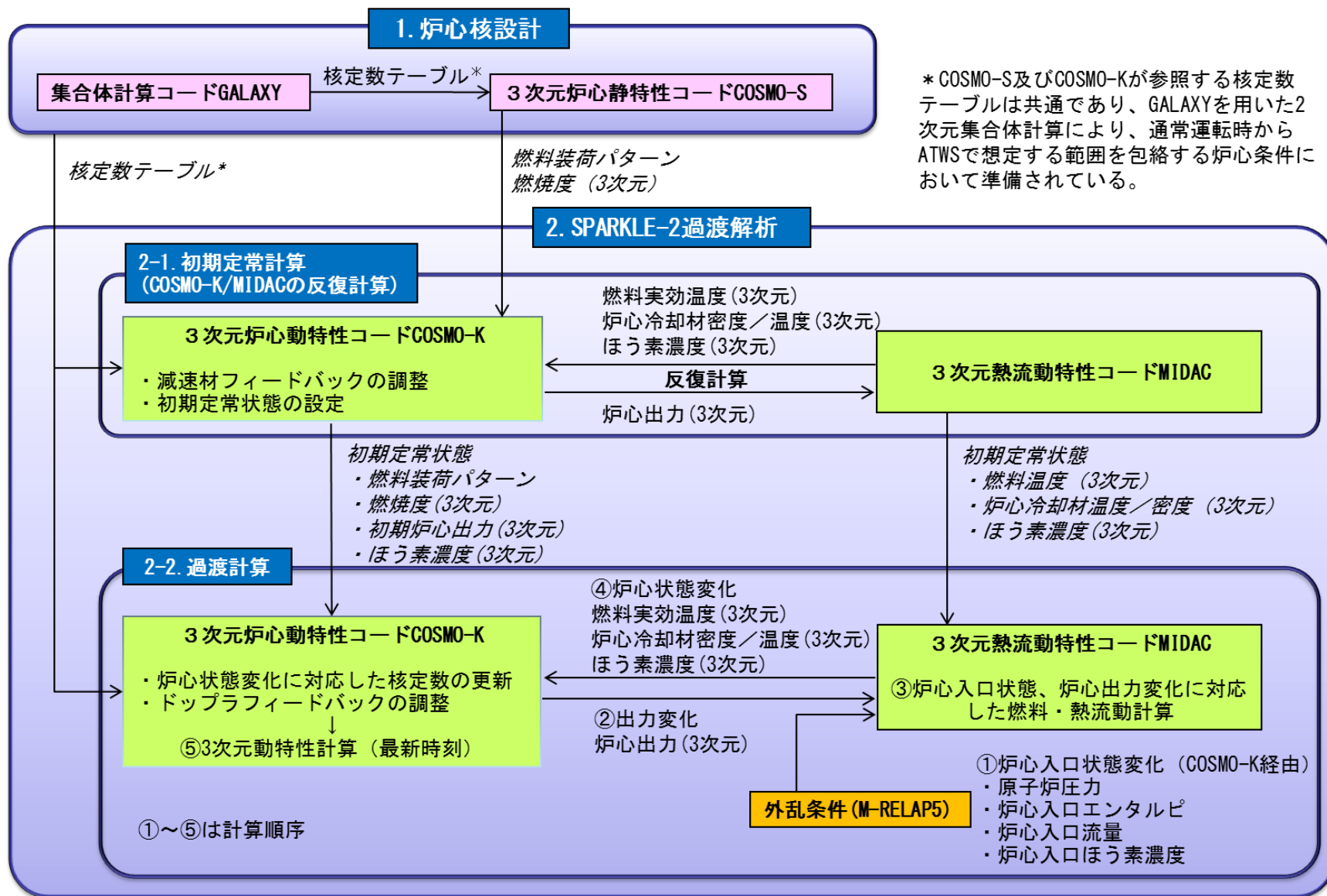


図 3-8 炉心計算の流れ

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。各インプットデータの詳細な入力項目については添付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／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／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 原子炉圧力
- 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

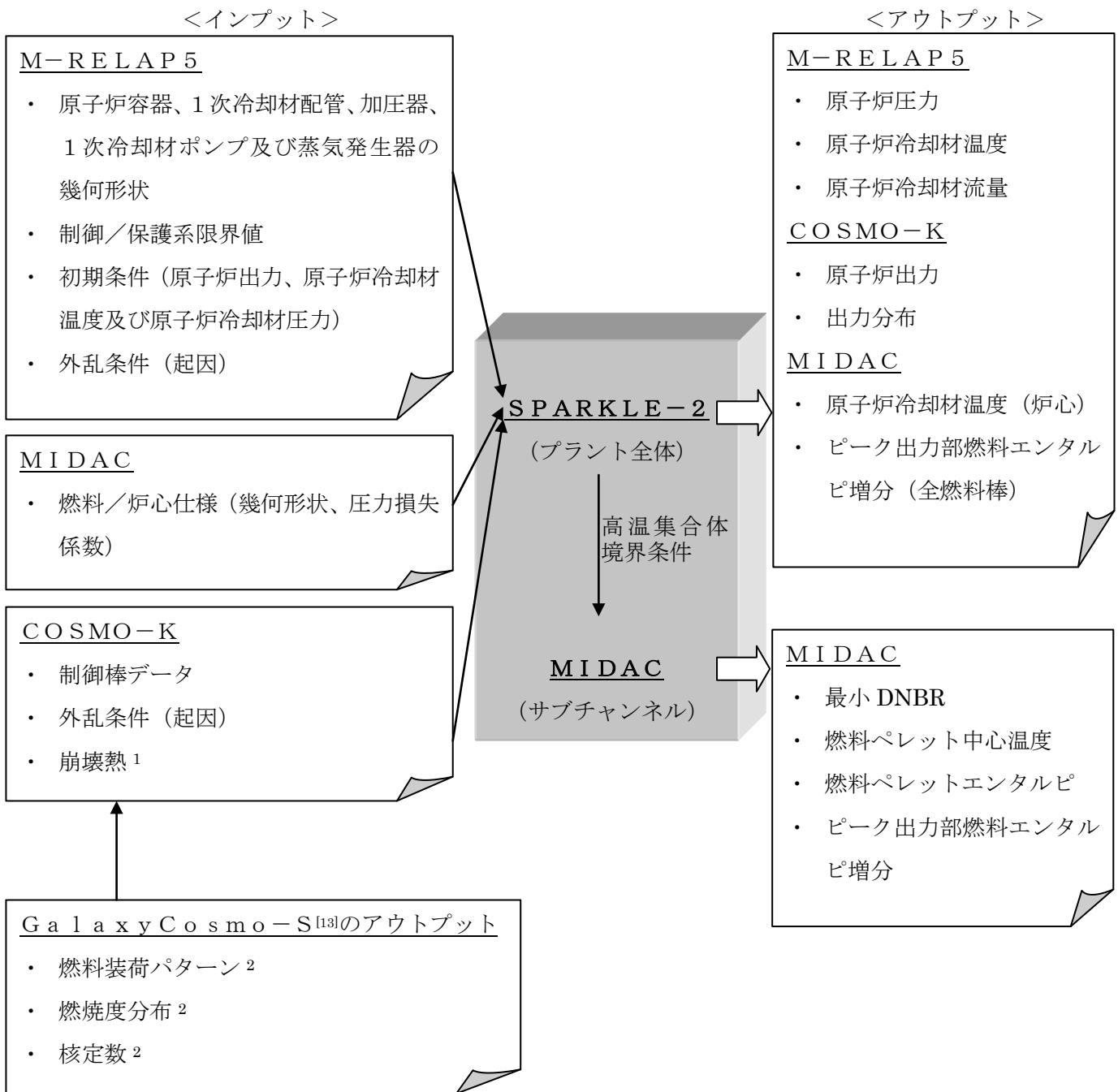


図 3-9 SPARKLE-2 コードの入出力

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、崩壊熱が高い方が原子炉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、アクチノイド崩壊熱は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ノイド崩壊熱は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／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／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、ドップラフィードバック効果及び減速材フィードバック効果であり、SPARKLE-2コードでは、これらを実評価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（ドップラフィードバック効果及び減速材フィードバック効果）

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フィードバック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. ドップラフィードバック効果

ドップラフィードバック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フィードバック効果の妥当性を確認する。

b. 減速材フィードバック効果

減速材フィードバック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フィードバック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、減速材フィードバック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、ドップラフィードバック効果に伴う核定数変化及び減速材フィードバック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^{[5][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フィードバック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・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過熱／過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／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フィードバック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フィードバック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1にまとめた。

(3) 炉物理検査（減速材温度係数測定検査）

減速材フィードバック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フィードバック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フィードバック効果については、(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フィードバック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フィードバック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、ドップラフィードバック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とMIDAC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、ドップラフィードバック効果に影響する燃料温度変化については、(4)のSPERT-III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

代表的な過熱／過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次冷却系の過熱／過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／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、更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	LMベンチマーク	OECD/NEA CRP	OECD/NEA/NRC	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/ドップラフィードバック効果)	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	SPEART-巨実験解析	炉物理検査	NUPEC管群ポイド試験解析	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+ATWS)
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 	☒ 4-2 ☒ 4-3	☒ 4-6	○	○	○	—	—	○	☒ 4-26	—	—	—	—	—
	ドップラフィードバック効果		—	—	—	—	—	☒ 4-8 ~ ☒ 4-13	—	—	☒ 4-29	○	—	—	—	—
	減速材フィードバック効果		—	—	—	—	—	☒ 4-14 ~ ☒ 4-22	—	—	—	☒ 4-23	—	—	—	—
	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 	—	—	—	—	—	☒ 4-30	—	☒ 4-26 ~ ☒ 4-29	○	—	—	—	—	
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 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	☒ 4-33	—	—	—	
加圧器	気液熱非平衡	<ul style="list-style-type: none"> 2流体モデル 	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	☒ 4-38	○	☒ 4-42	○
	水位変化		—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	☒ 4-39	○	☒ 4-43	○
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	<ul style="list-style-type: none"> 二相/サブクール臨界流モデル 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	☒ 4-41 ~ ☒ 4-44	—
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 	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	☒ 4-37 ☒ 4-40	○	☒ 4-45	○
	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 	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)*	<ul style="list-style-type: none"> 臨界流モデル 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水)*	<ul style="list-style-type: none"> ポンプ特性モデル 	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*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、また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]	$\Sigma_a[\text{cm}^{-1}]$	$\nu \Sigma_f[\text{cm}^{-1}]$	$\chi [-]$	$\Sigma_s[\text{cm}^{-1}]$	
						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	$\nu [-]$	$v [\text{cm/sec}]$
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、 χ 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。

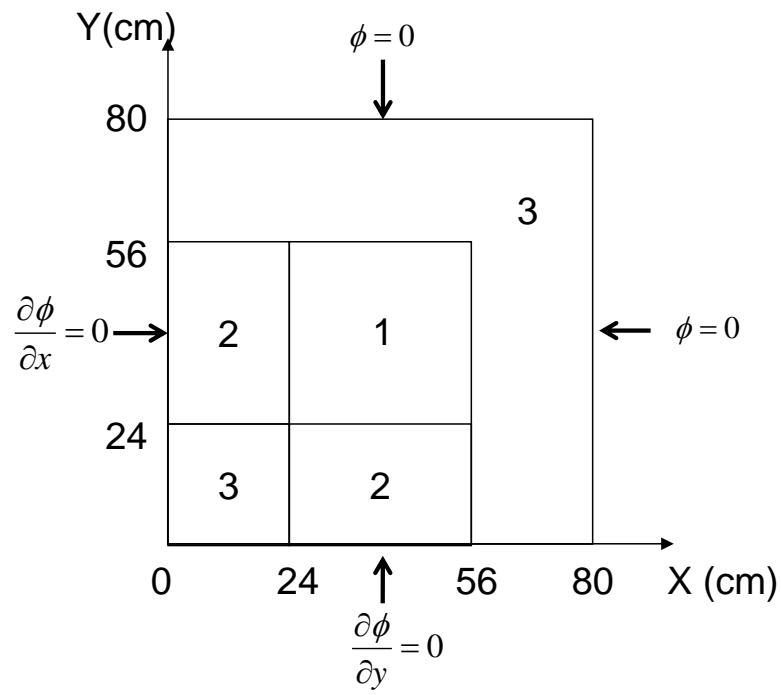


図 4-1 TWIGL ベンチマーク問題体系図

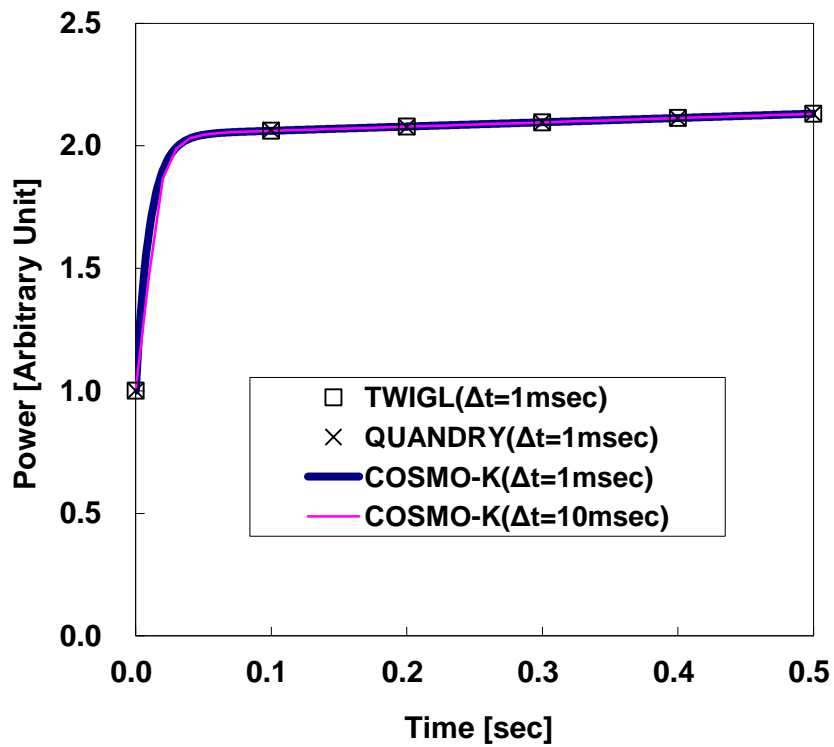


図 4-2 TWIGL ベンチマーク 炉心出力応答の比較 (ステップ状反応度添加の場合)

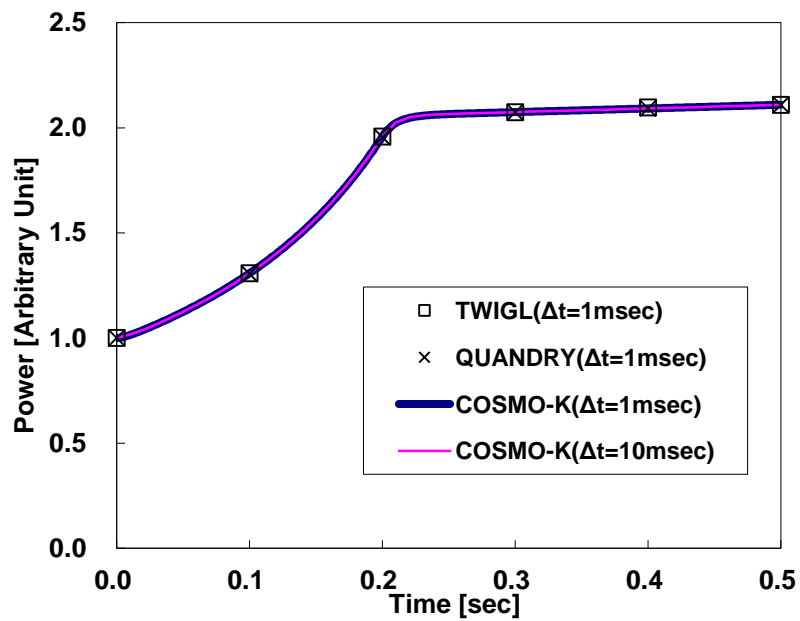


図 4-3 TWIGL ベンチマーク 炉心出力応答の比較 (ランプ状反応度添加の場合)

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	フィードバック	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

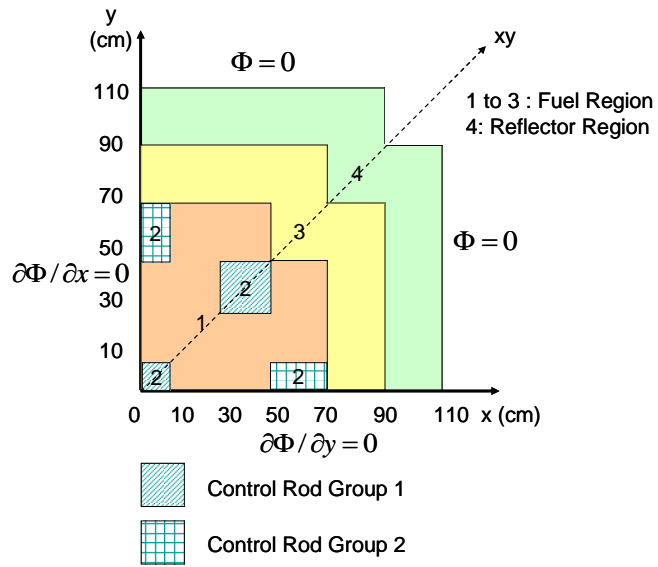


図 4-4 LMW ベンチマーク問題体系図（水平方向）

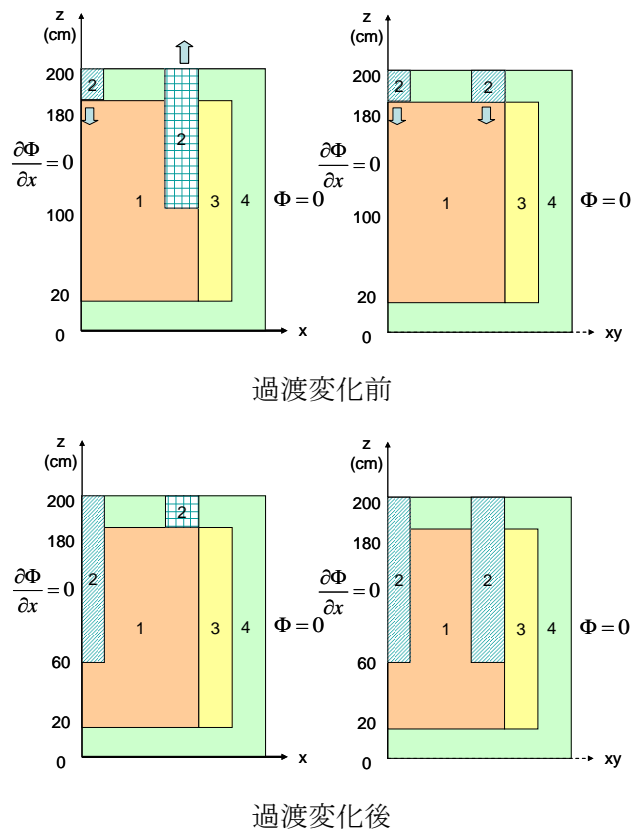


図 4-5 LMW ベンチマーク問題体系図（鉛直方向）

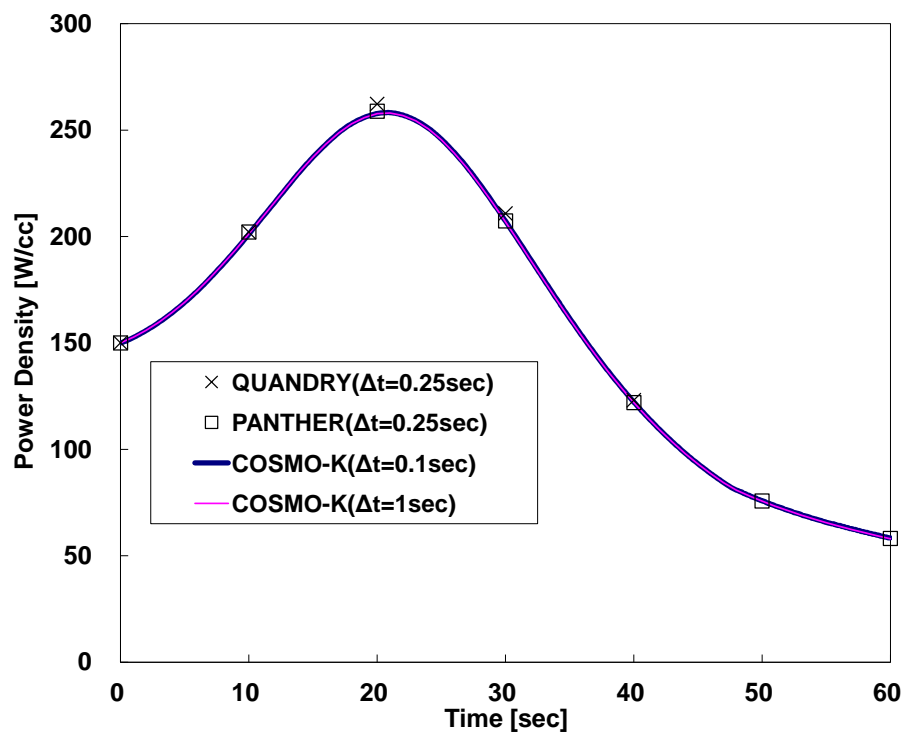


図 4-6 LMW ベンチマーク 炉心出力応答の比較

4.3 モンテカルロコードとの比較

4.3.1 ドップラフィードバック効果の検証

4.1節で整理したとおり、本節ではドップラフィードバック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、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、ドップラフィードバック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フィードバック効果であり、大きな共鳴吸収を有する核種の存在量、すなわち燃料種類、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、ドップラフィードバック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フィードバック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フィードバック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・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定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、ドップラフィードバック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。

ドップラフィードバック効果の不確かさは、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)	1400
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
被覆管内半径(cm)	0.40226	0.40226
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
被覆管内半径(cm)	0.412 ³
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

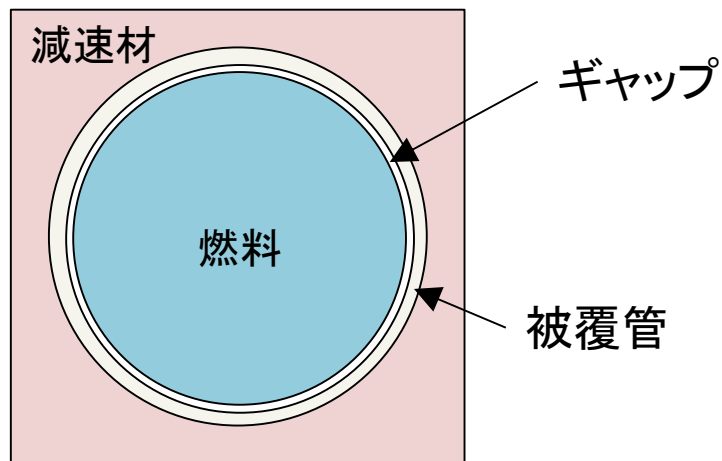


図 4-7 検証体系

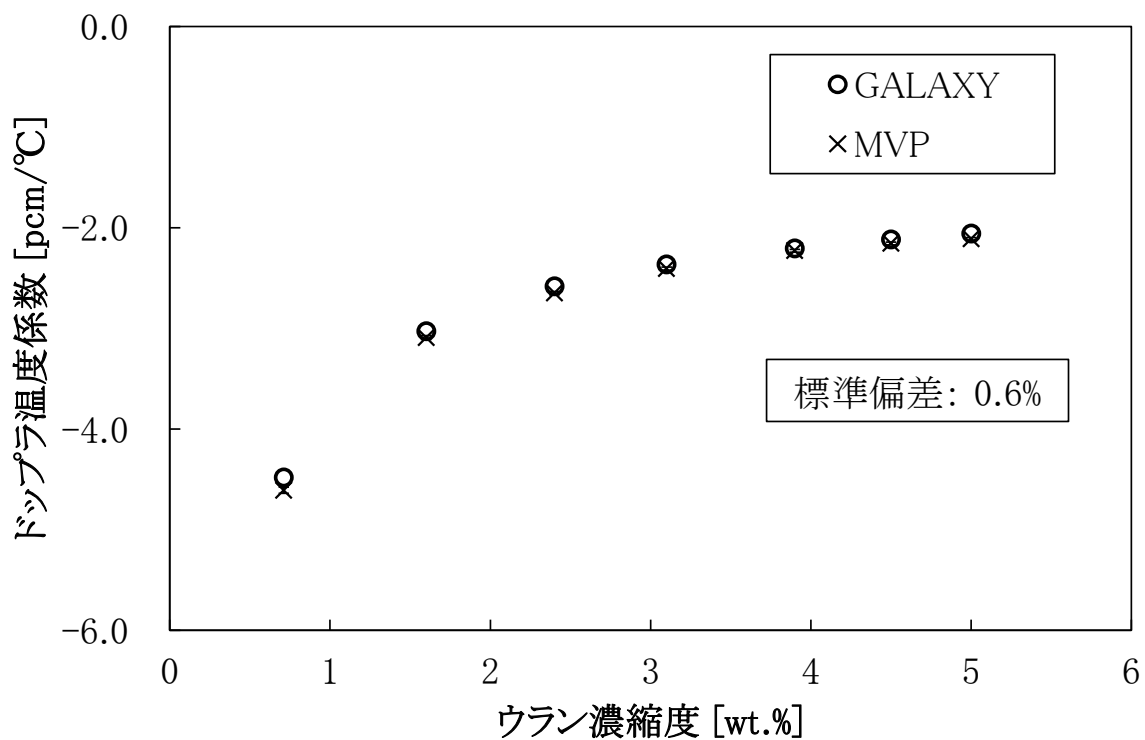


図 4-8 ウラン燃料を対象としたドップラ温度係数

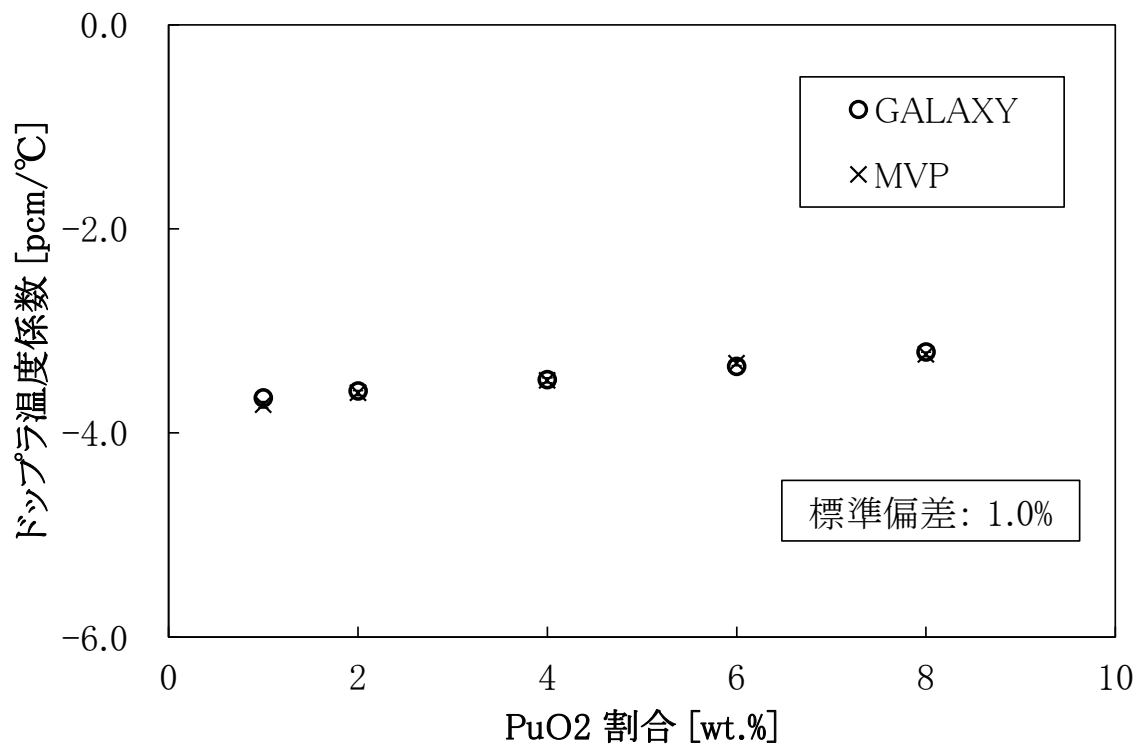


図 4-9 MOX 燃料を対象としたドップラ温度係数

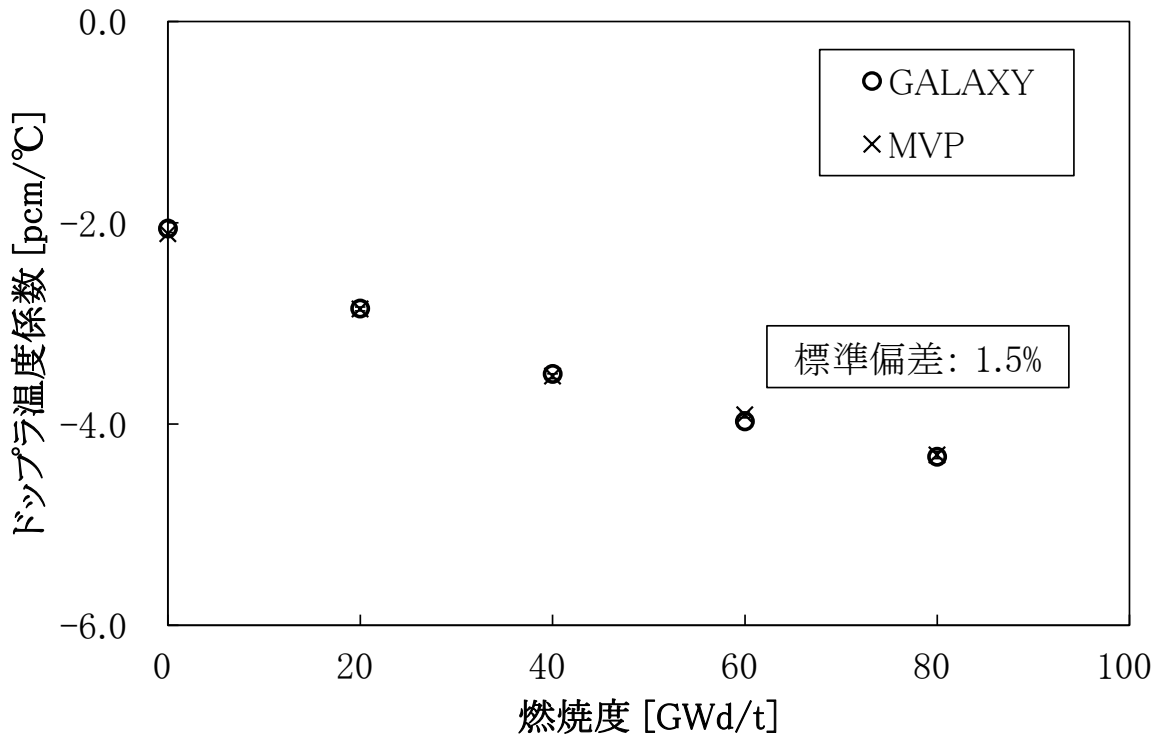


図 4-10 燃焼ウラン燃料を対象としたドップラ温度係数

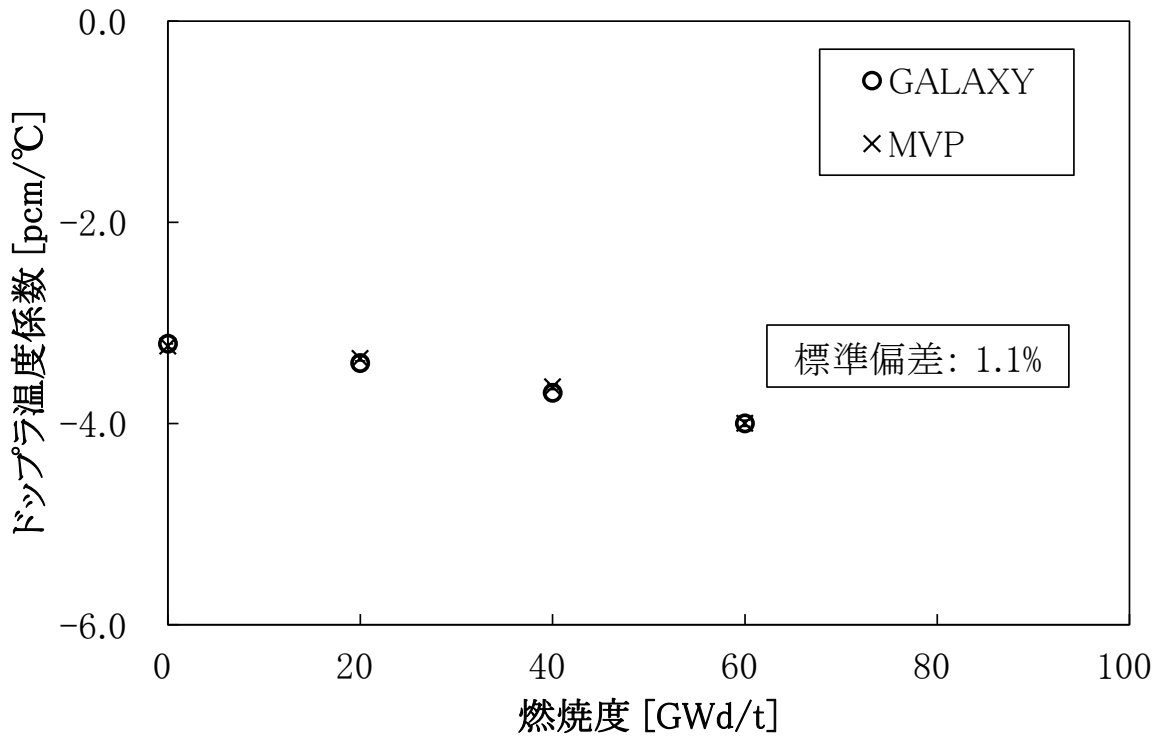


図 4-11 燃焼 MOX 燃料を対象としたドップラ温度係数

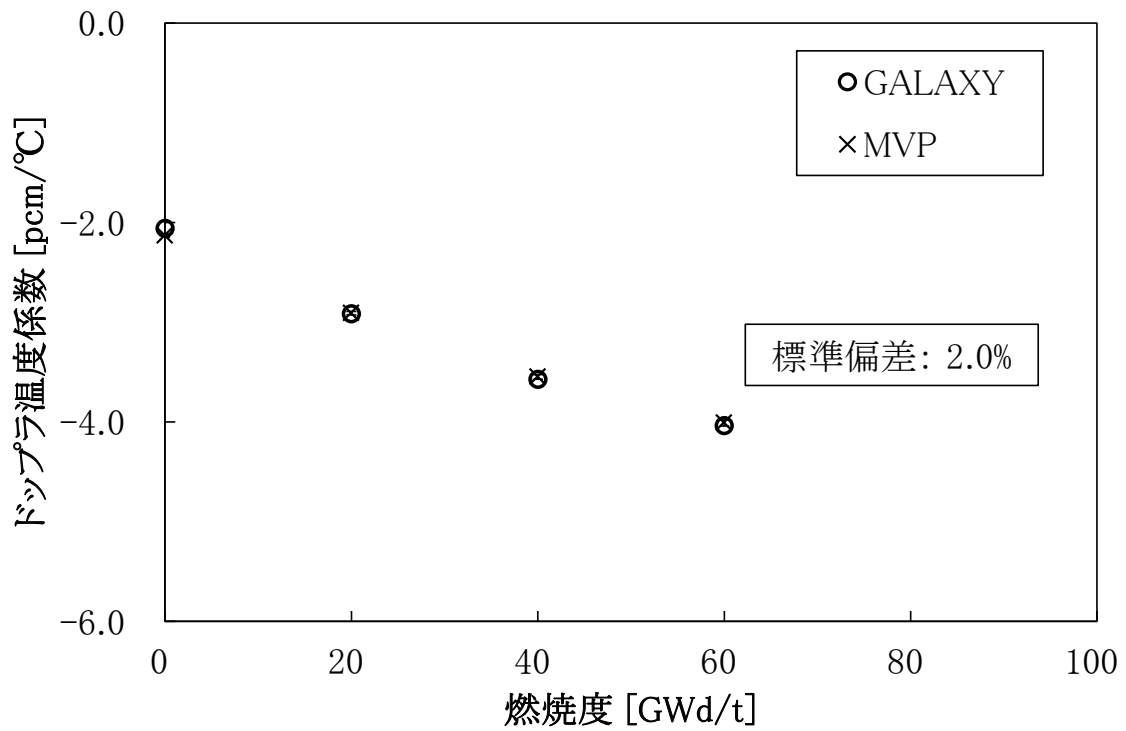


図 4-12 燃焼ウラン燃料に対するドップラ温度係数の比較 (MVP-BURNを用いた場合)

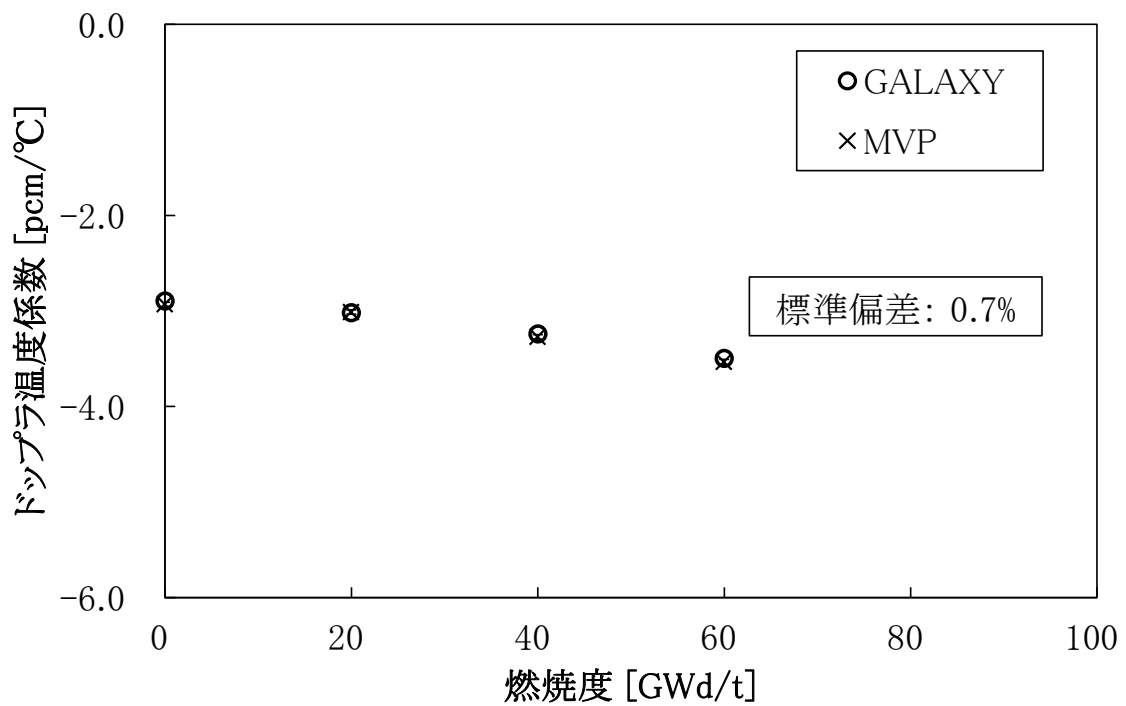


図 4-13 燃焼MOX燃料に対するドップラ温度係数の比較 (MVP-BURNを用いた場合)

4.3.2 減速材フィードバック効果の検証

4.1節で整理したとおり、本節では減速材フィードバック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、実機炉心体系における高温零出力状態（HZP）での減速材フィードバック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、減速材フィードバック効果の差異が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フィードバック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）にて減速材フィードバック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）における減速材フィードバック効果の妥当性確認において確認している。

(1) 減速材密度フィードバックに関するモンテカルロベンチマーク概要

ATWSにおける減速材フィードバック効果の検証は、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) 減速材密度フィードバック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、減速材フィードバック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～3000ppm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) 減速材密度フィードバック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フィードバック特性は、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/cm³に相当）から差異が拡大していないことが確認され、減速材フィードバック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%Δk/kk'/(g/cm³)であることを確認したが、減速材フィードバック効果の不確かさは、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, 1500, 3000
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	1010
捨てバッチ数	10
総ヒストリー数	1000 万

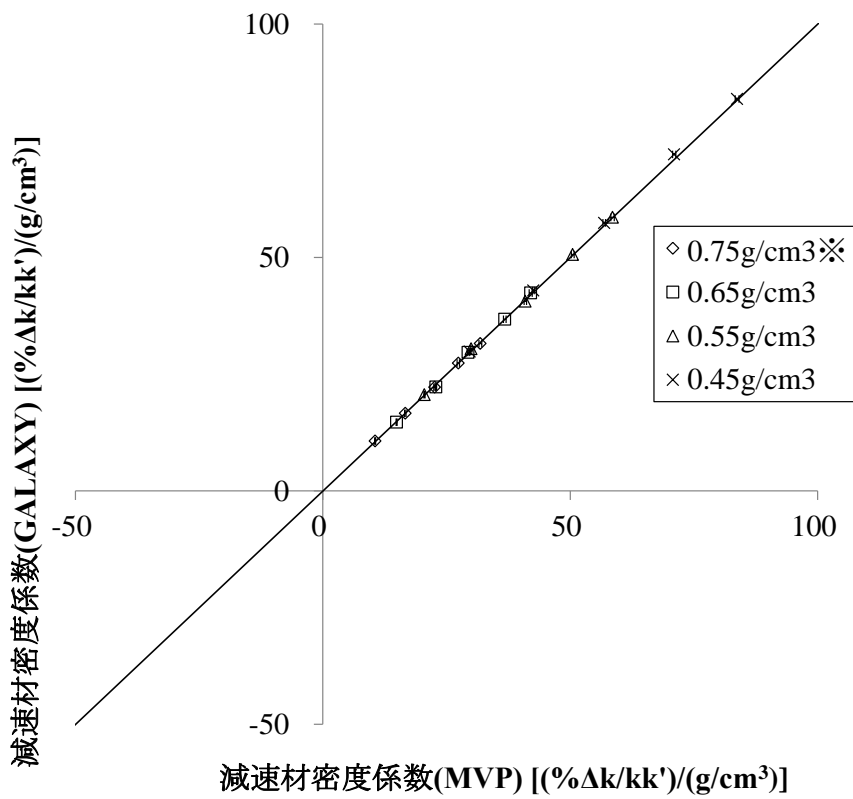


図 4-14 減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、0ppm 条件）

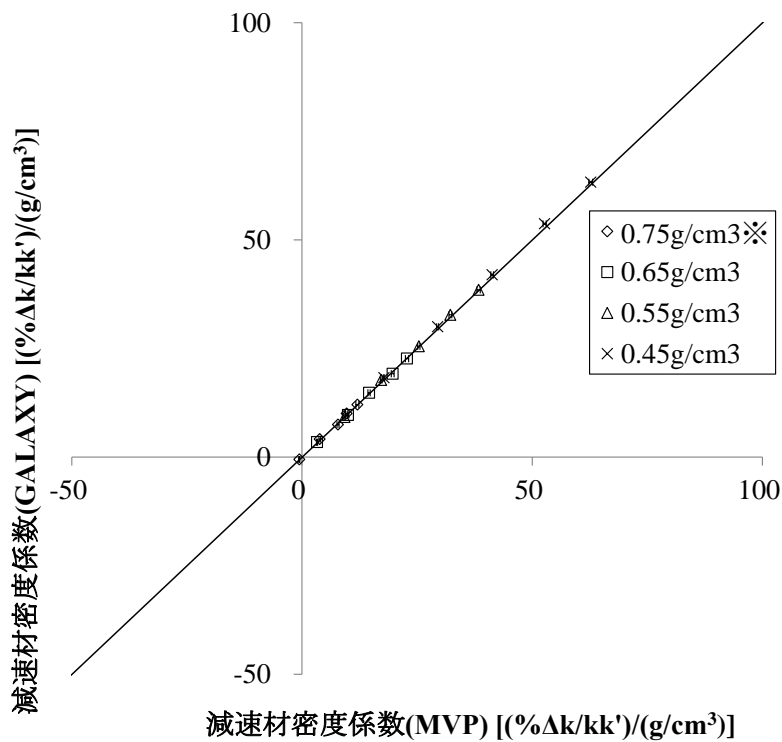


図 4-15 減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、1500ppm 条件）

※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

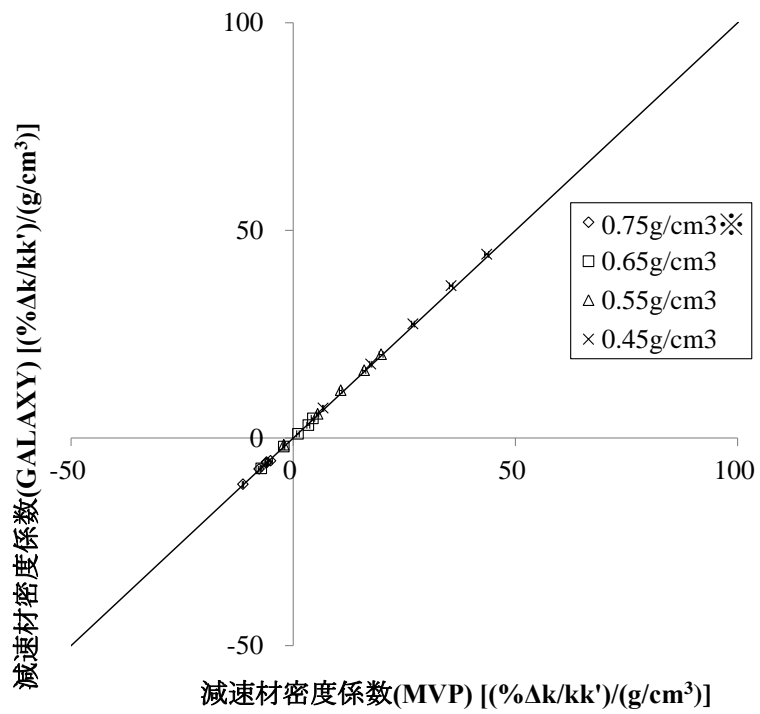


図 4-16 減速材密度係数の比較結果（ウラン燃料、3000ppm 条件）

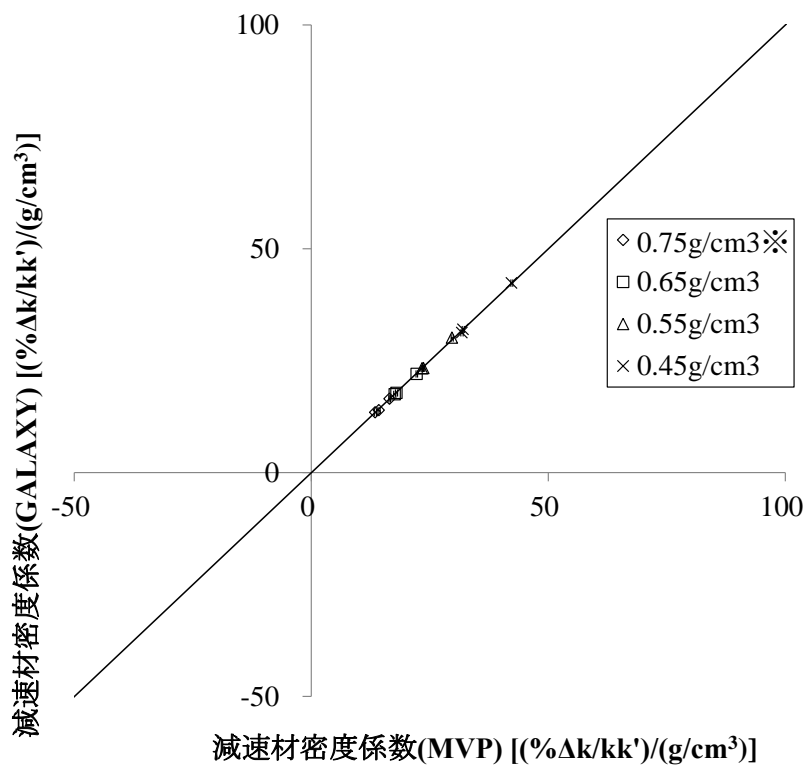


図 4-17 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、0ppm 条件）

※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

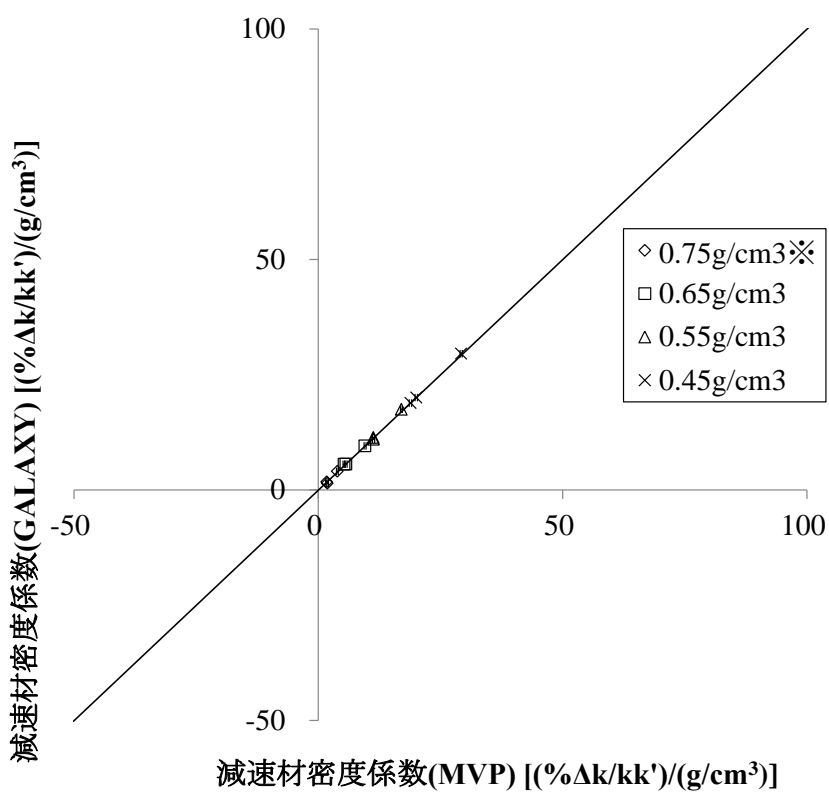


図 4-18 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、1500ppm 条件）

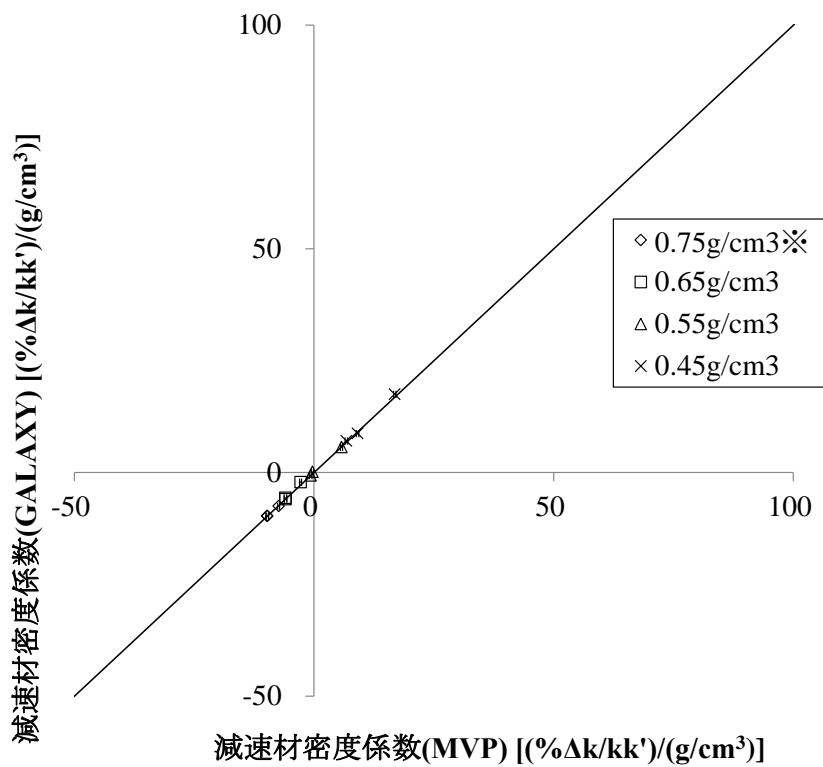


図 4-19 減速材密度係数の比較結果（ガドリニア入り燃料、3000ppm 条件）

※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

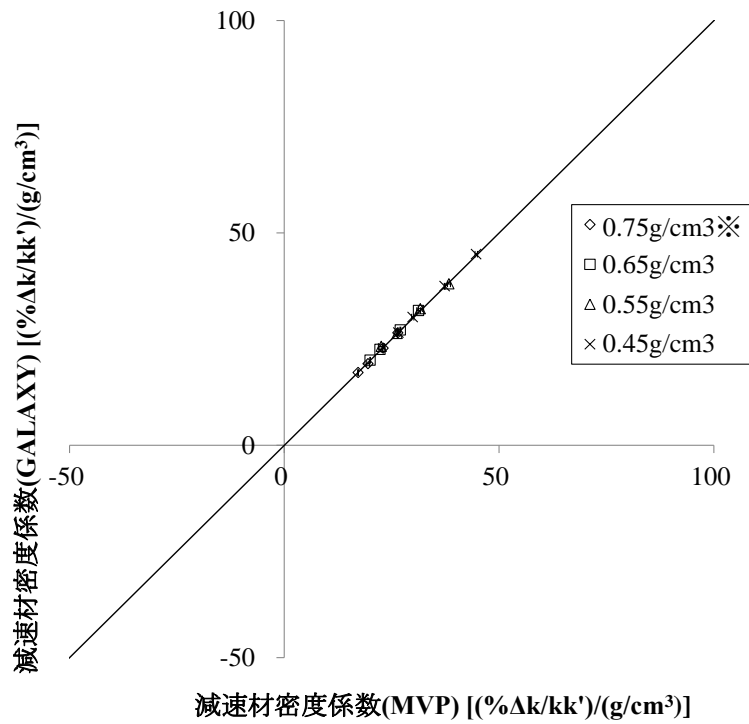


図 4-20 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、0ppm 条件)

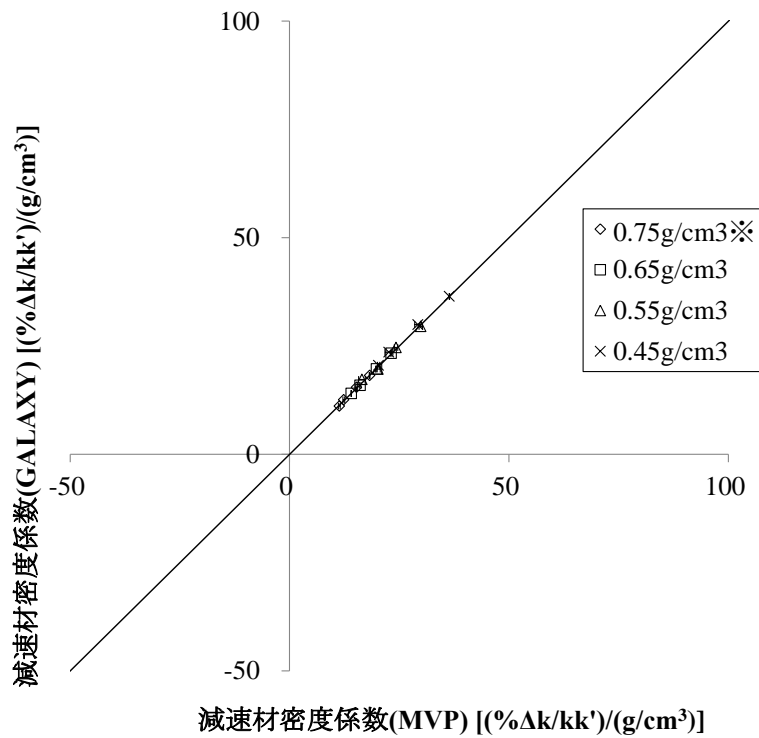


図 4-21 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、1500ppm 条件)

※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

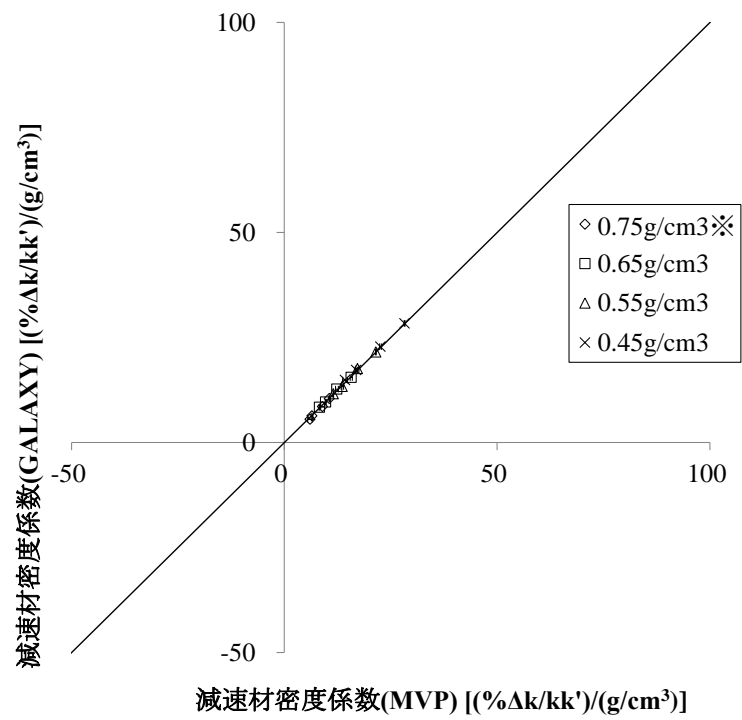


図 4-22 減速材密度係数の比較結果 (MOX 燃料、3000ppm 条件)

※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フィードバック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フィードバック効果と燃料温度変化に伴うドップラフィードバック効果を合わせたもの）である。そのため、反応度フィードバック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フィードバック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／炉心の主要仕様を表 4-12に示す。炉型の異なる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) 減速材フィードバック効果の不確かさ

(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フィードバック効果及びドップラフィードバック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、測定とドップラフィードバック効果の計算の不確かさを含んだ $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を減速材フィードバック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

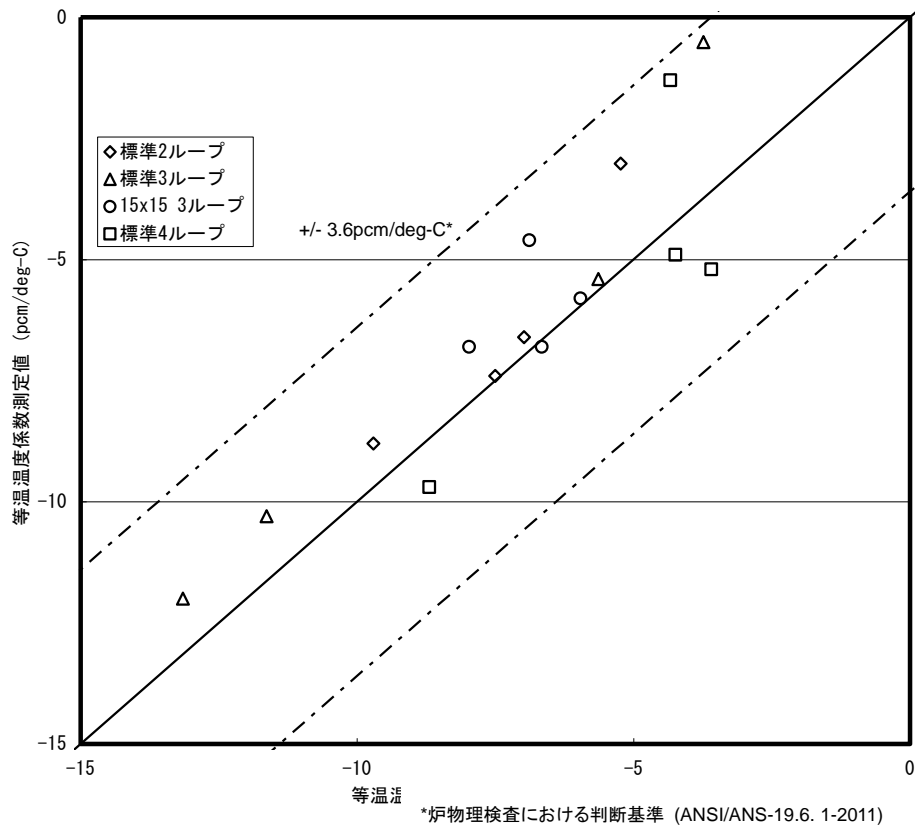


図 4-23 等温温度係数の測定値と計算値の比較

4.5 SPERT-III E-core^[19]実験解析

S P A R K L E - 2 コード (C O S M O - K 及び M I D A C 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フィードバック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、ドップラフィードバック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フィードバック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、主としてドップラフィードバック効果により炉心出力が低下する事象であり、A T W S で対象とする燃料温度変化範囲のドップラフィードバック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。

A T W S では、中性子動特性、ドップラフィードバック効果及び減速材フィードバック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、減速材フィードバック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フィードバック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、A T W S 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、ドップラフィードバック効果に関しては、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、A T W S での燃料温度変化 (約 300℃) よりも大きな変動が生じている。従って、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フィードバック計算については、A T W S 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、C O S M O - K コードにおけるドップラフィードバック効果の入力となる燃料温度変化は M I D A C 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フィードバック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 M I D A C コードにより行っているため、C O S M O - K と M I D A C 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、制御棒の核定数および引き抜き速度を、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、およ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フィードバック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フィードバック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フィードバック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) ドップラフィードバック効果及び中性子動特性の不確かさ

4.3.1節で示した通り、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、ドップラフィードバック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%がドップラフィードバック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、ドップラフィードバック効果を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（ドップラフィードバック効果の設定方法は添付4に示す）。図 4-29の結果から、ドップラフィードバック効果を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フィードバック効果の不確かさは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フィードバック効果の不確かさの考察は、ドップラフィードバック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フィードバック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、原子炉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フィードバック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フィードバック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フィードバック効果の不確かさに含めて取扱う。

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	1500	1.23±0.05
TEST62	50	500±4	1500	1.10±0.04
TEST86	19×10 ⁶	500±4	1500	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
被覆管内半径(cm)	0.5410
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

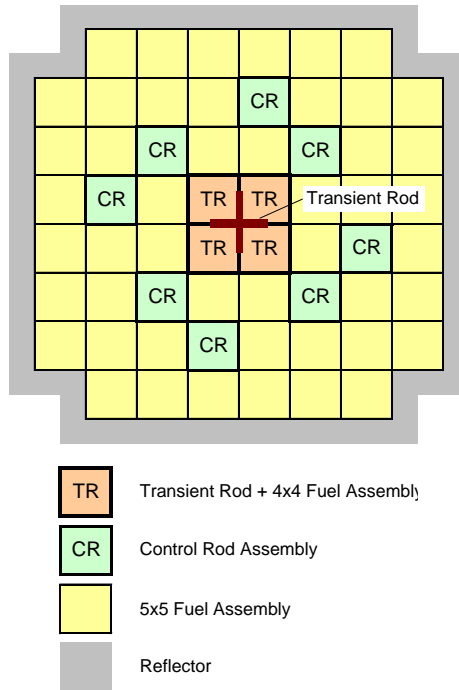


図 4-24 SPERT-III E-core 炉心図

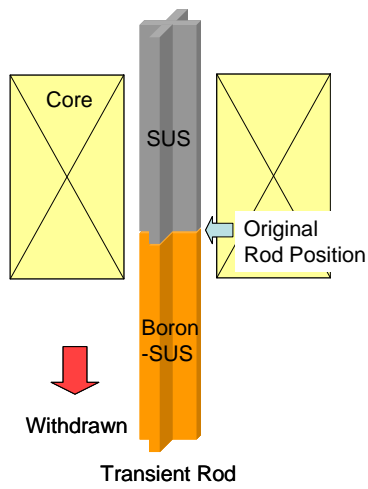


図 4-25 反応度添加のための制御棒引抜イメージ

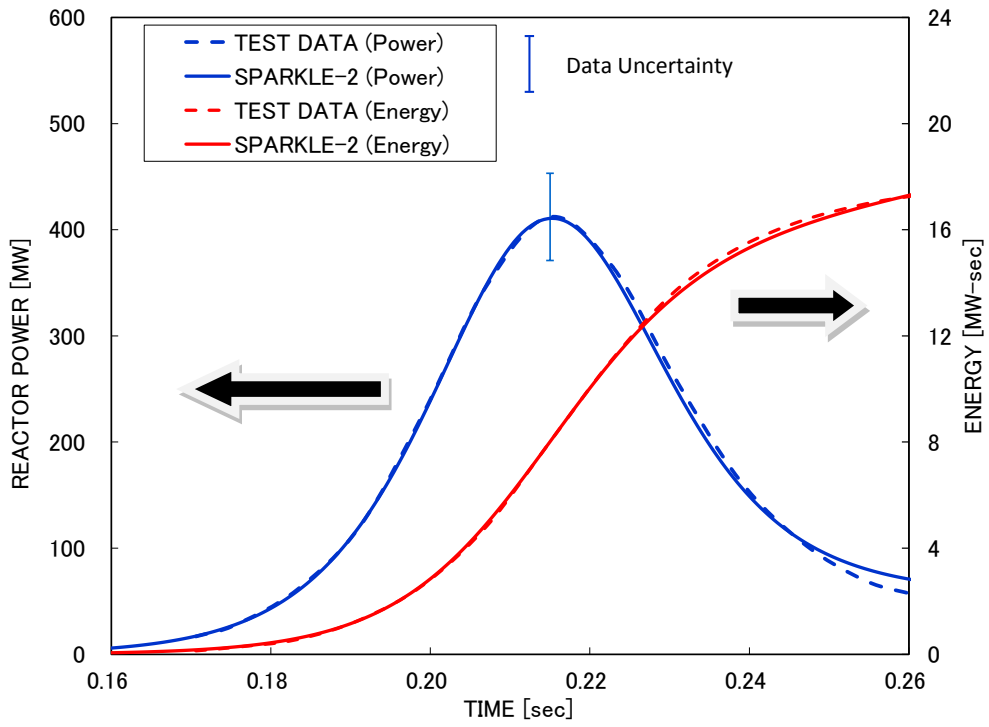


図 4-26 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST60)

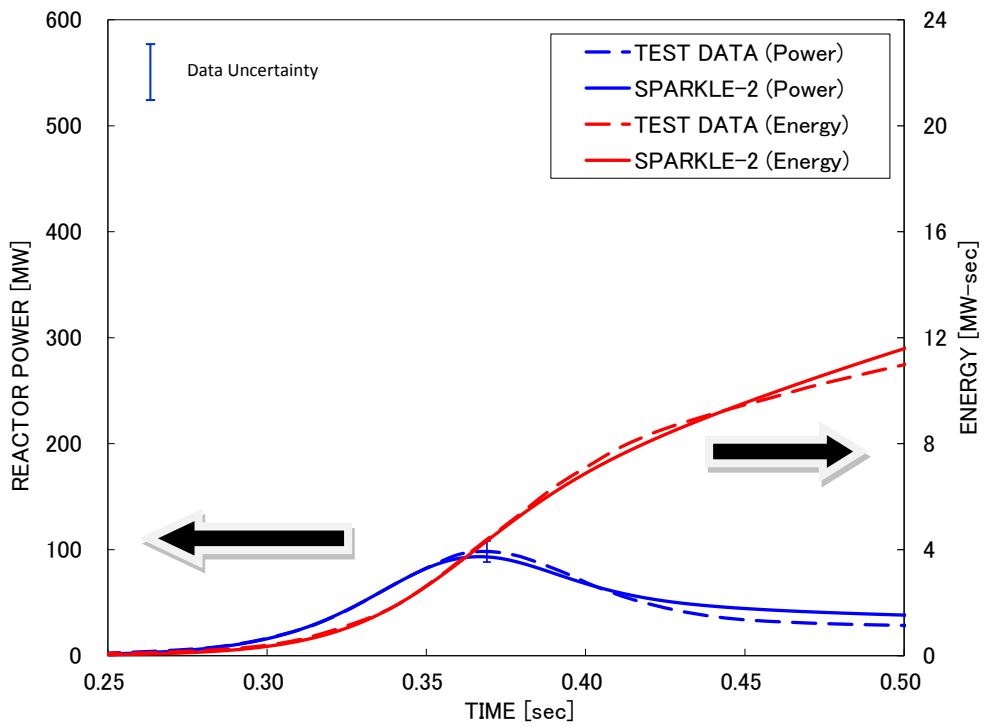


図 4-27 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST62)

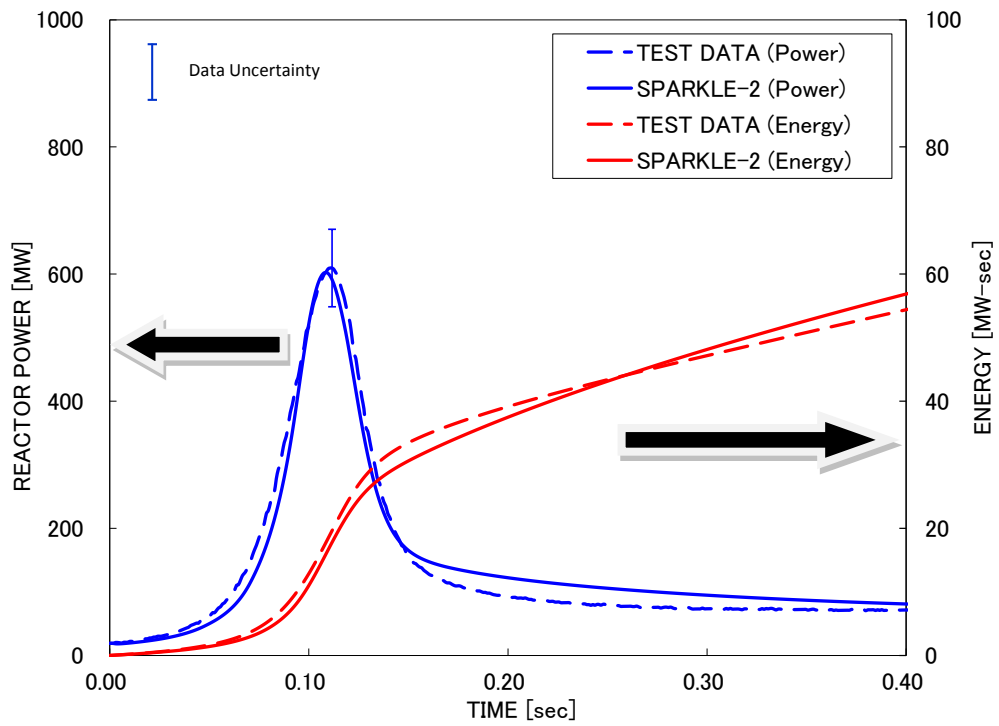


図 4-28 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST86)

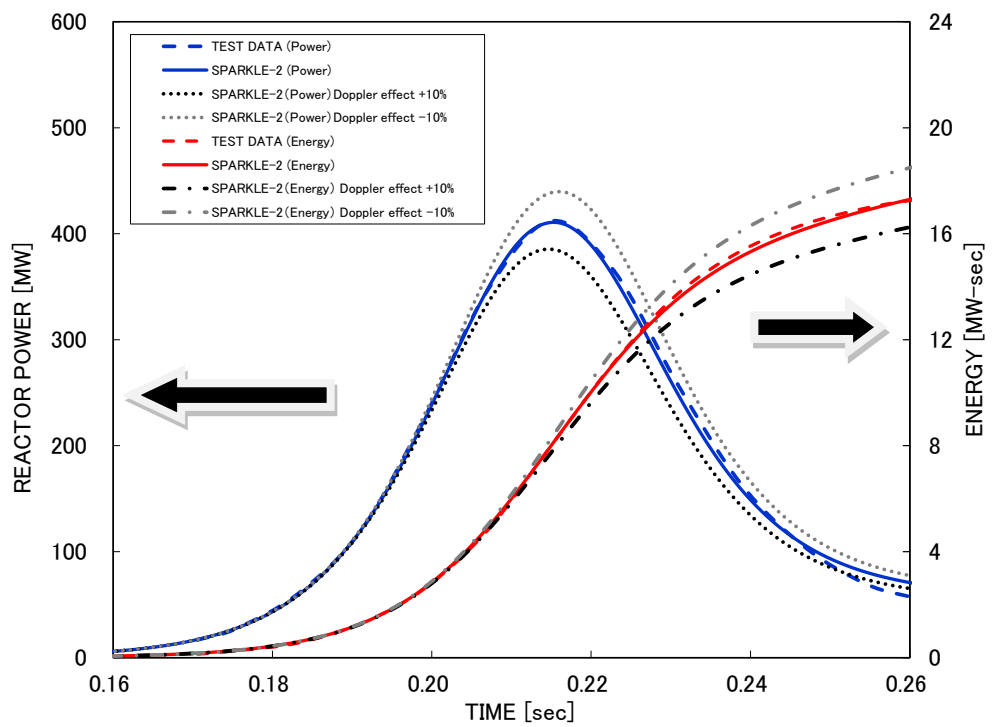


図 4-29 炉心出力、発生エネルギーと測定値の比較 (TEST60、ドップラフィードバック効果変化)

4.6 許認可コード F I N E^{[5][6]}との比較

燃料棒内温度モデルの検証として、M I D A C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 P W Rプラントの許認可で使用されている燃料棒設計コード F I N Eコードと比較する。

M I D A Cコードの燃料棒内温度モデルの構成式は、F I N E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、M I D A C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、A T W Sで重要なドップラフィードバック効果に影響する燃料温度変化は、4.5節に示す S P E R T-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。評価条件は以下の通りである。なお、M I D A Cコードのペレット内ノード分割は表 3-3に示す S P A R K L E-2 コードの実機解析の条件と同一にしている。

- ・ 燃焼度： 0M W d / t
- ・ 濃縮度： 4.1w t %
- ・ ペレット密度： 97% T D

燃料棒内圧、ギャップガス組成については、F I N Eコードの評価結果を使用する。M I D A C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 M I D A Cコードによる燃料棒内温度の評価結果は F I N Eコードの解析結果を模擬できており、M I D A C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、M I D A C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、S P E R T-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フィードバック効果の不確かさに含めて取扱う。

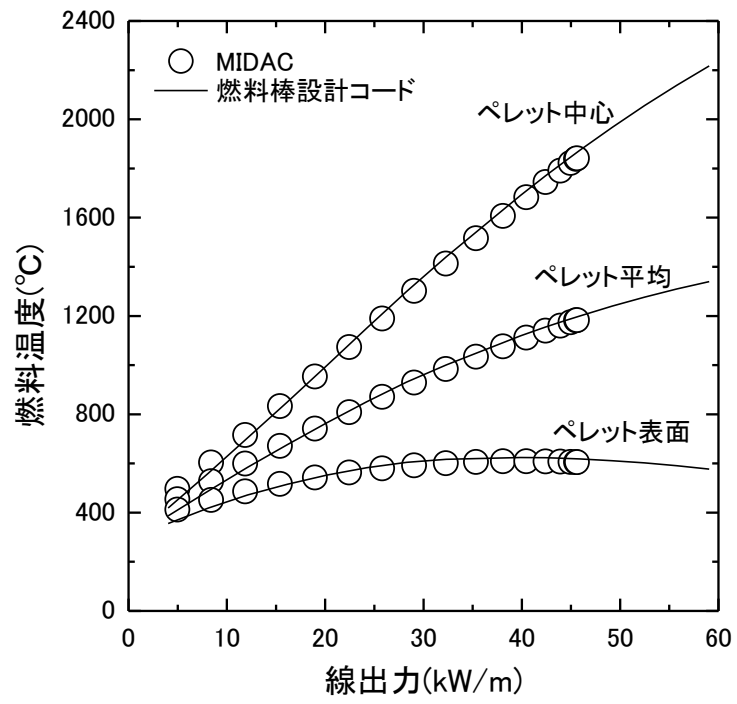


図 4-30 定常時燃料温度評価結果 (17×17 燃料、燃焼初期)

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/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・高圧条件を含む上記試験条件の

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。

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。

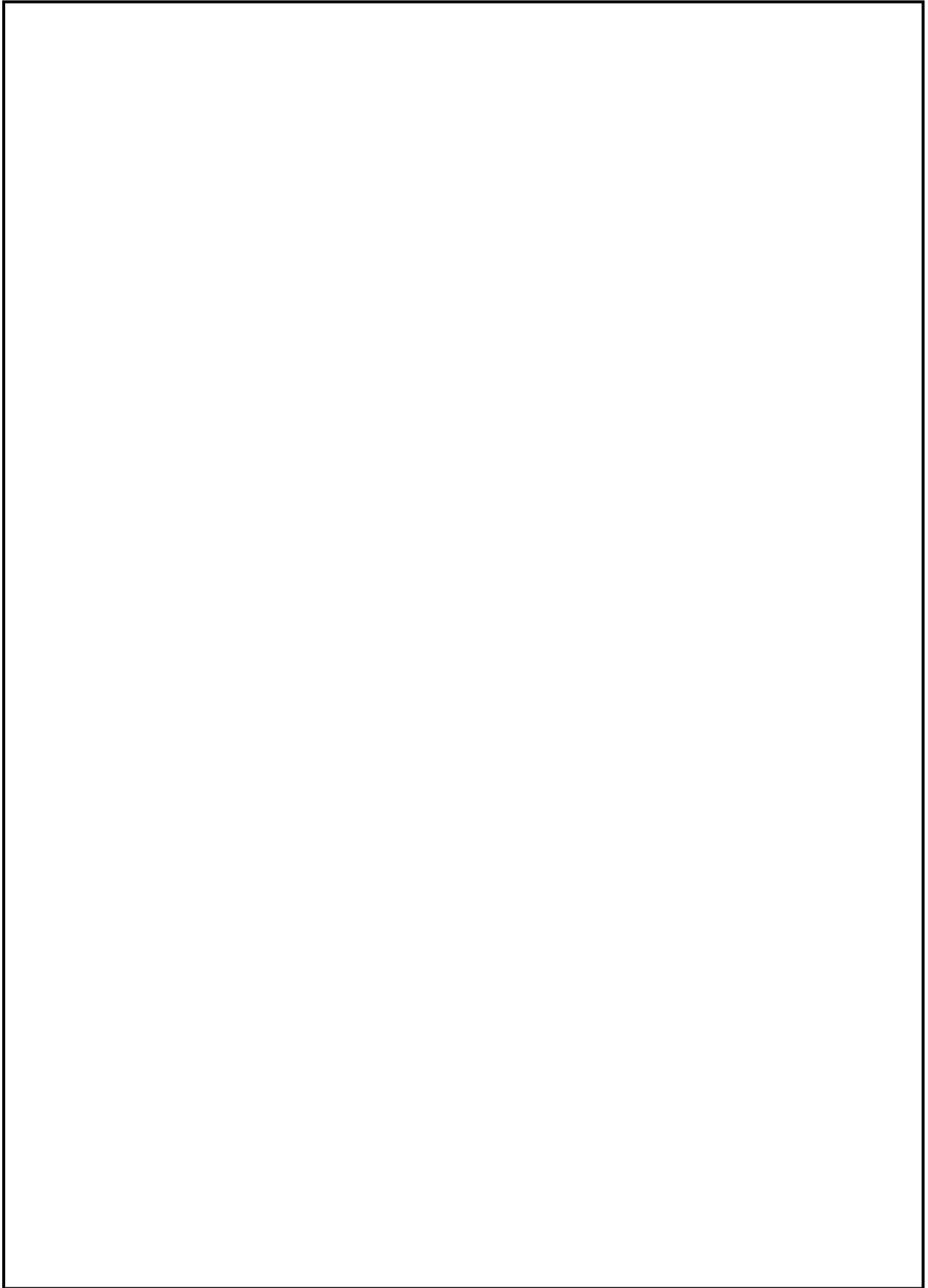


図 4-31 NUPEC 管群ボイド試験ノード分割図

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

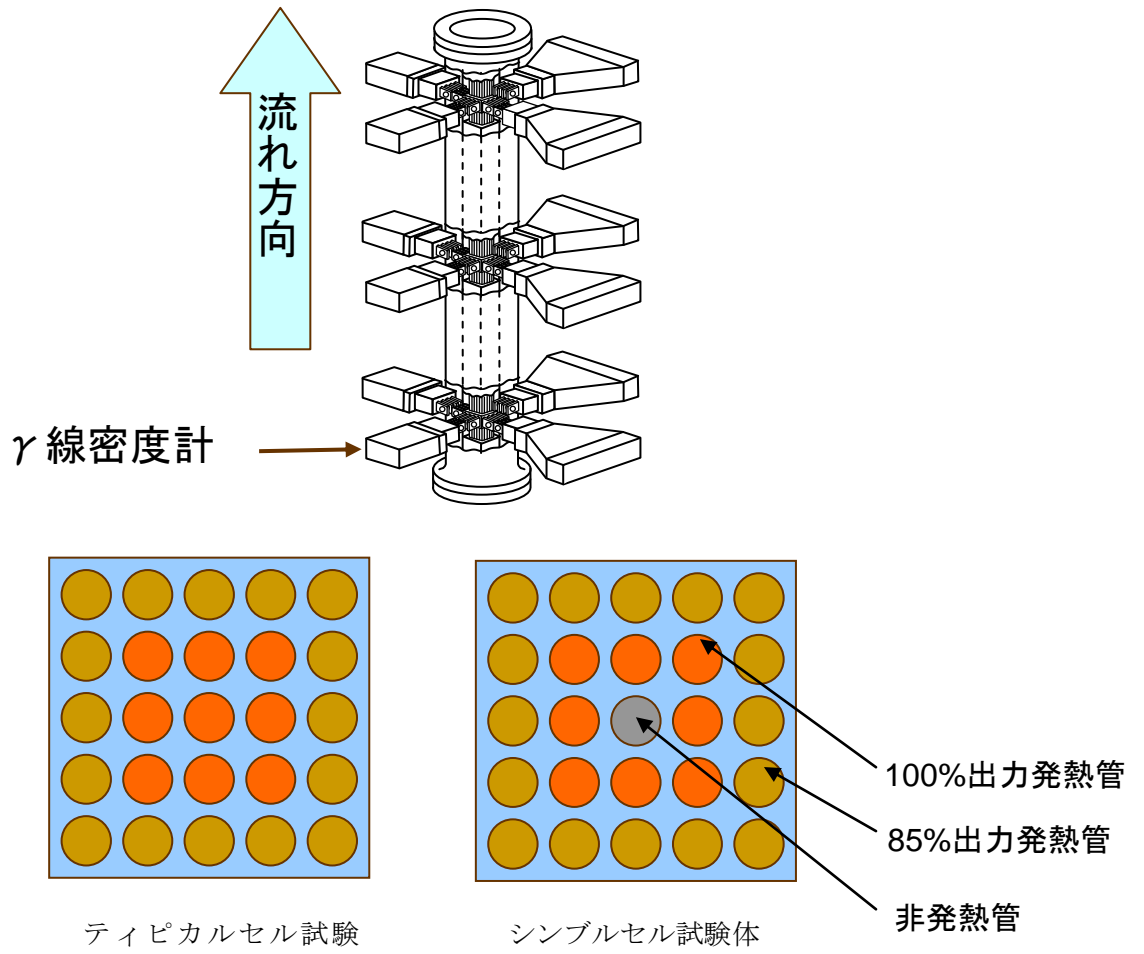


図 4-32 NUPEC 管群ボイド試験装置

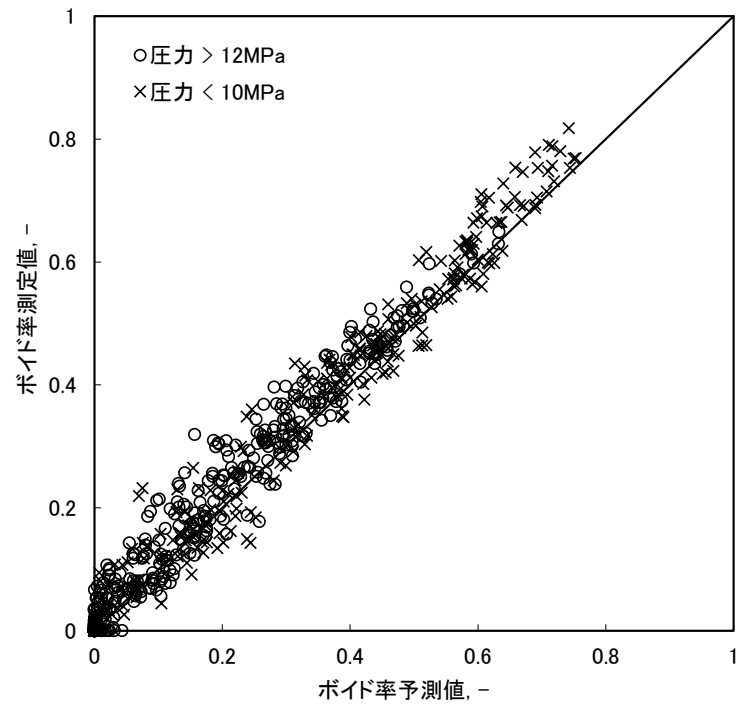


図 4-33 NUPEC 管群ボイド試験解析結果 圧力影響 (定常試験)

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・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・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/出力比を保つようになっている。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。

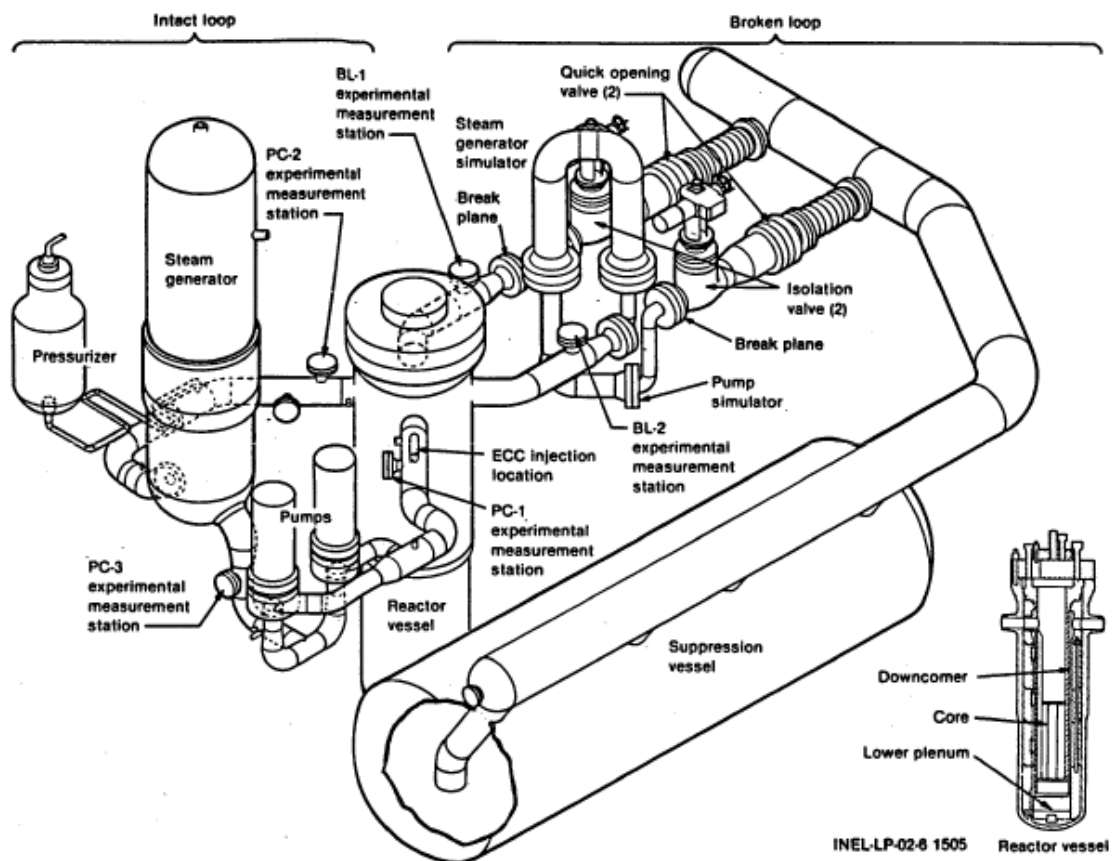


図 4-34 LOFT 試験装置図

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もとに作成され、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 解析を行うにあたっては、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り扱いと同じく、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／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。この取り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。

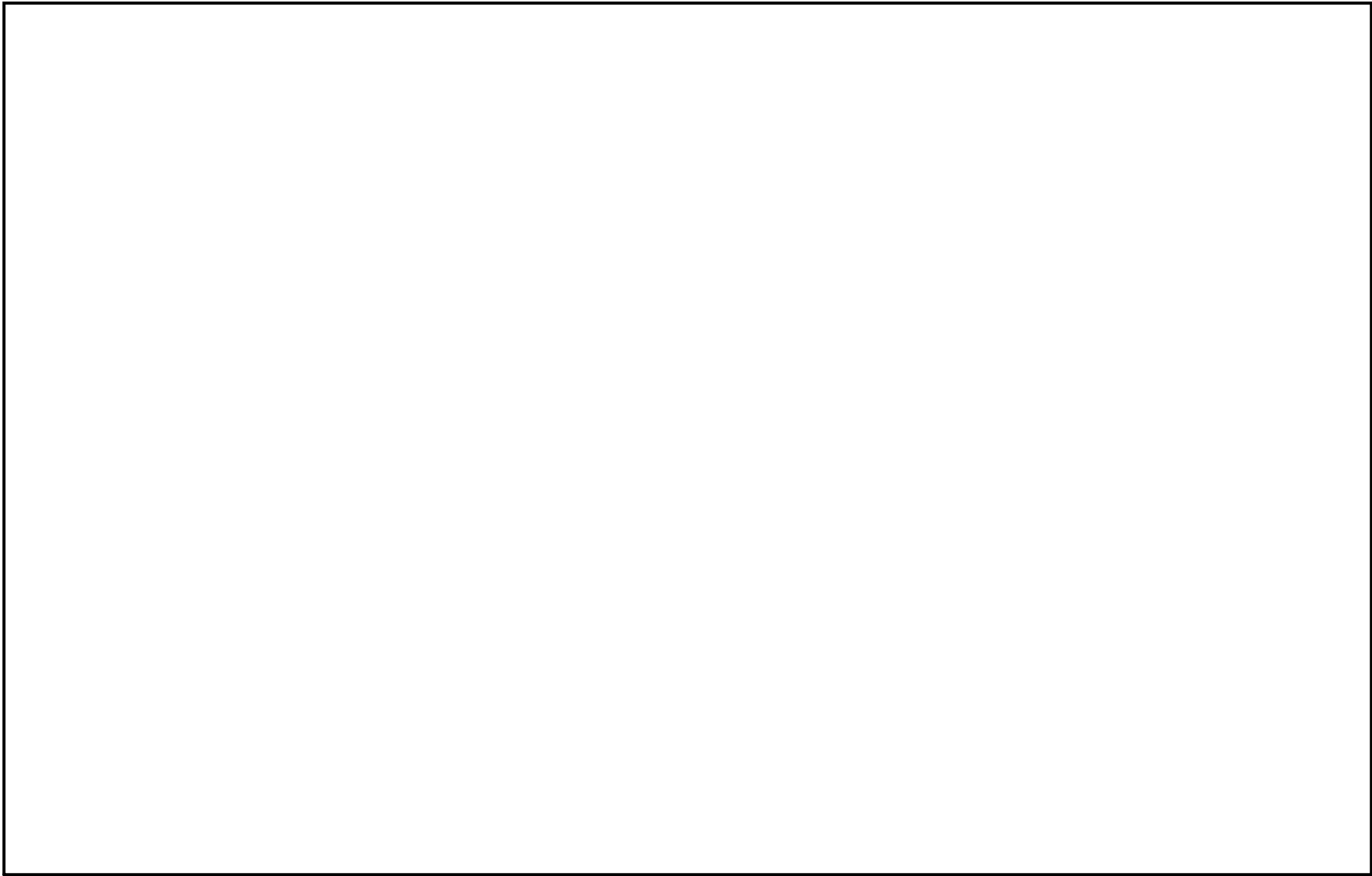


図 4-35 LOFT 試験装置ノード図

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。負荷の喪失により原子炉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、原子炉圧力、2次系圧力、1次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。従って、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 次冷却系の過熱/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原子炉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原子炉圧力、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 次冷却系の過熱/過圧時における 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
ピーク原子炉圧力到達	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

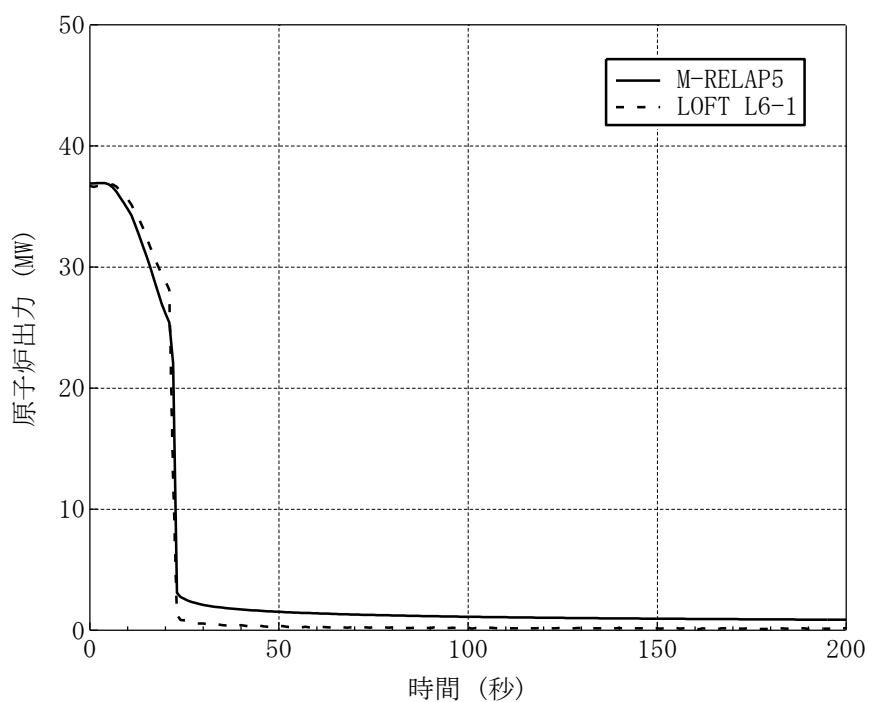


図 4-36 LOFT L6-1 試験における原子炉出力

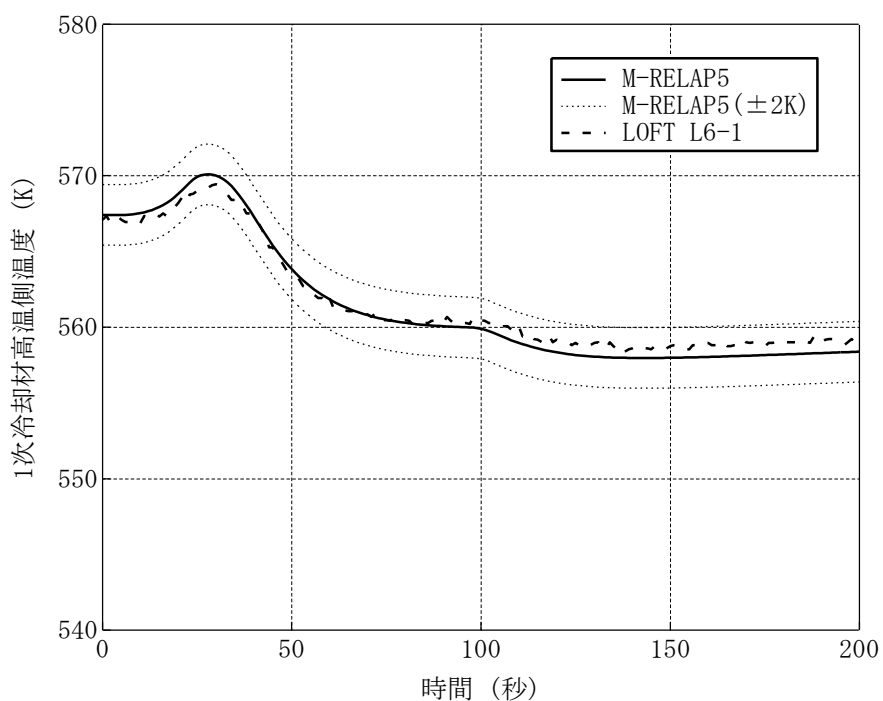


図 4-37 LOFT L6-1 試験における 1 次冷却材高温側温度⁵

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。

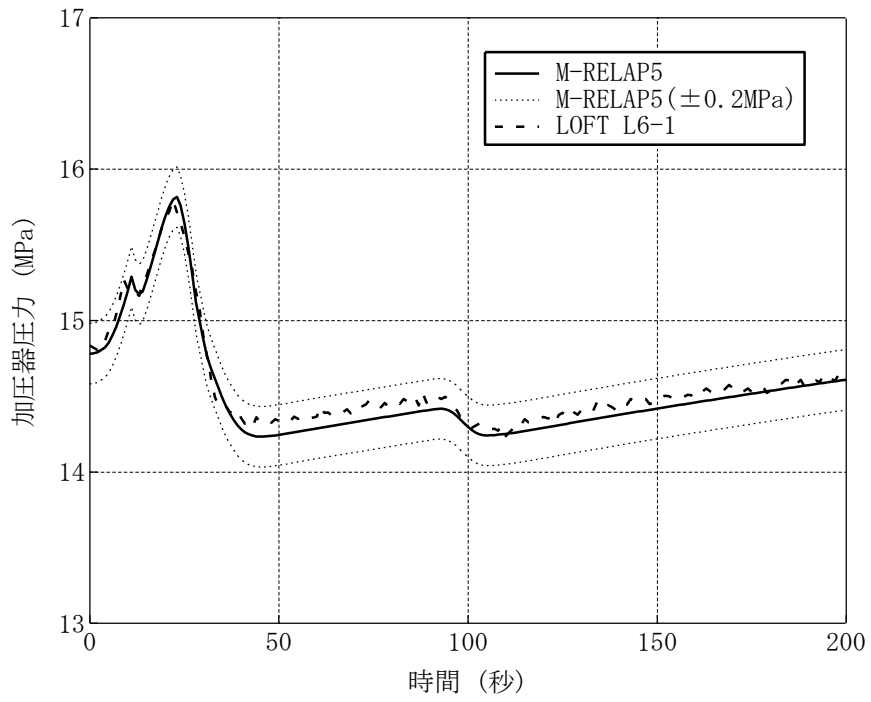


図 4-38 LOFT L6-1 試験における加圧器圧力

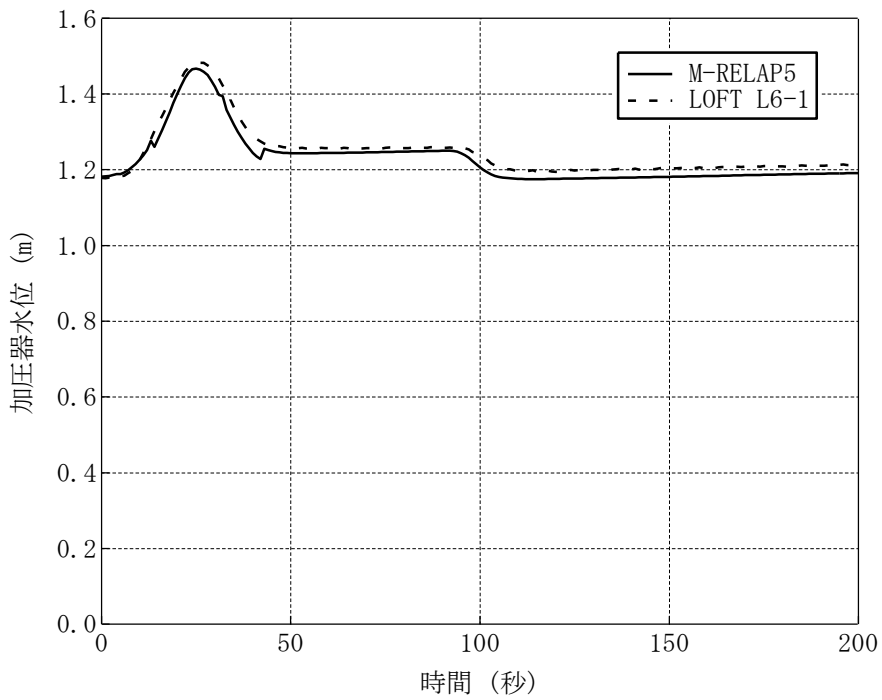


図 4-39 LOFT L6-1 試験における加圧器水位

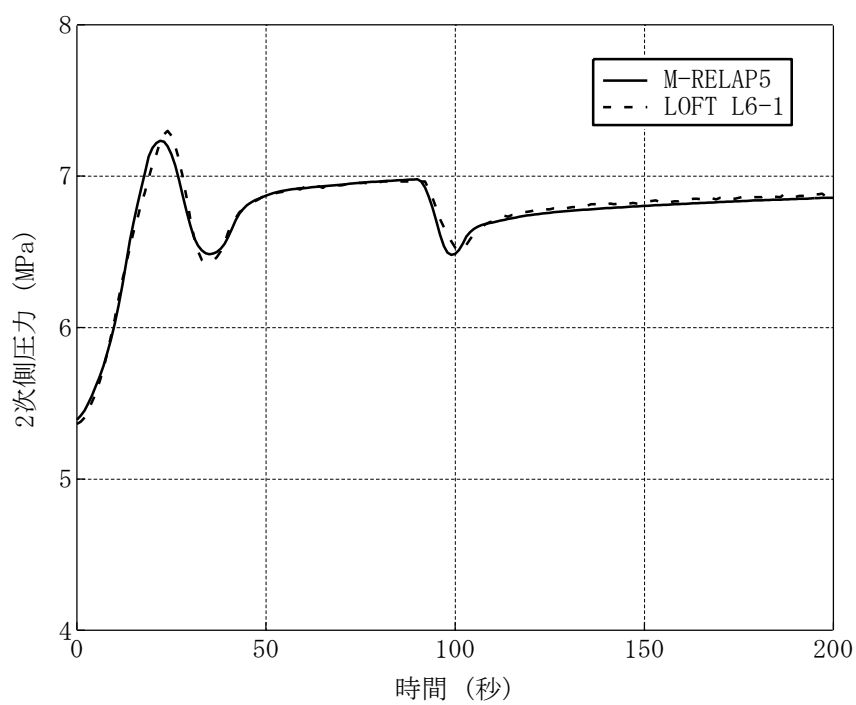


図 4-40 LOFT L6-1 試験における蒸気発生器 2 次側圧力

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、原子炉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次系は急激な圧力上昇に至るが、加圧器逃がし弁・安全弁が開くことで1次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フィードバック効果により、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、原子炉圧力、2次系圧力、1次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-R E L A P 5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/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/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・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 試験解析および実機プラントにおける A T W S 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、A T W S 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/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/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 試験解析および実機プラントにおける A T W S 時の加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷

⁶ M-R E L A P 5コードの加圧器逃がし弁/安全弁の接続ノードでは、ノード内の気相/液相を混合相として取り扱うため加圧器逃がし弁/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。

却材放出においては、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・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・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／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・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-R E L A P 5 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亘り、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-R E L A P 5 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原子炉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原子炉圧力、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／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 A T W S 解析の原子炉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、更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／安全弁からの冷却材放出時の弁下流の圧力を M-R E L A P 5 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／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 次冷却系の過熱／過圧時における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

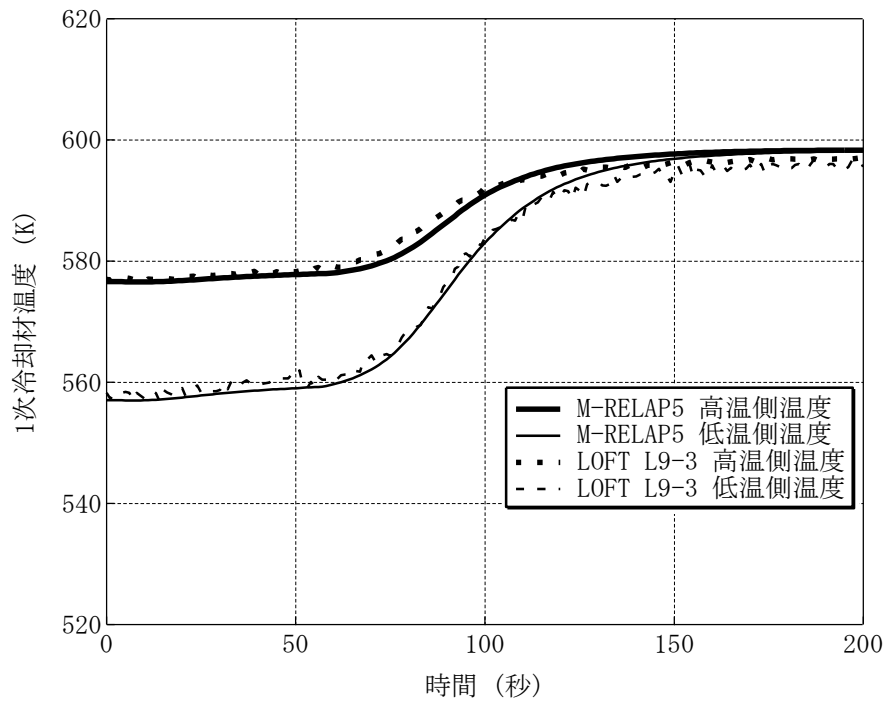


図 4-41 LOFT L9-3 試験における 1 次冷却材温度

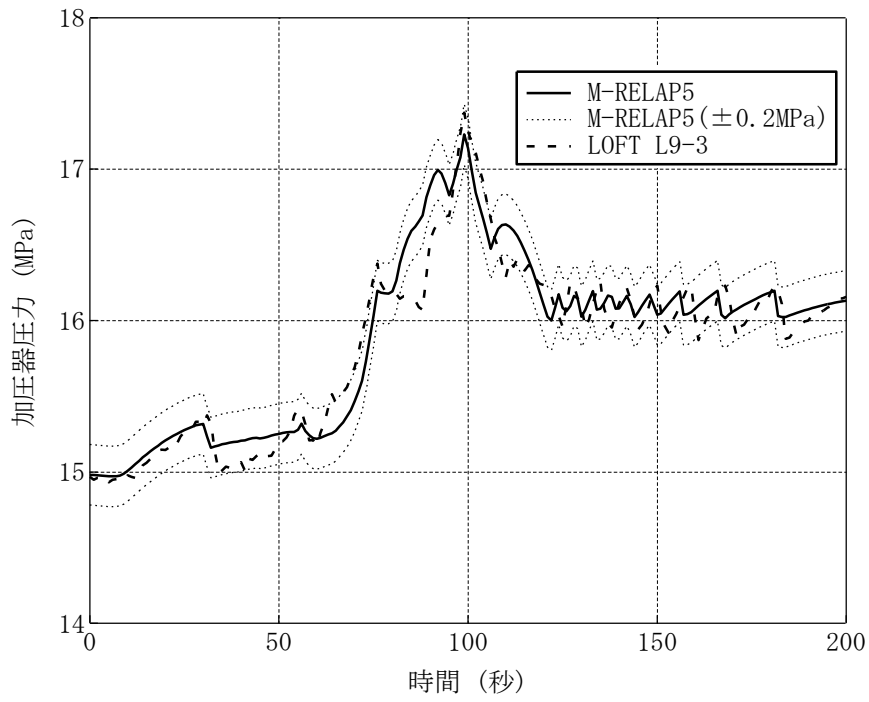


図 4-42 LOFT L9-3 試験における加圧器圧力

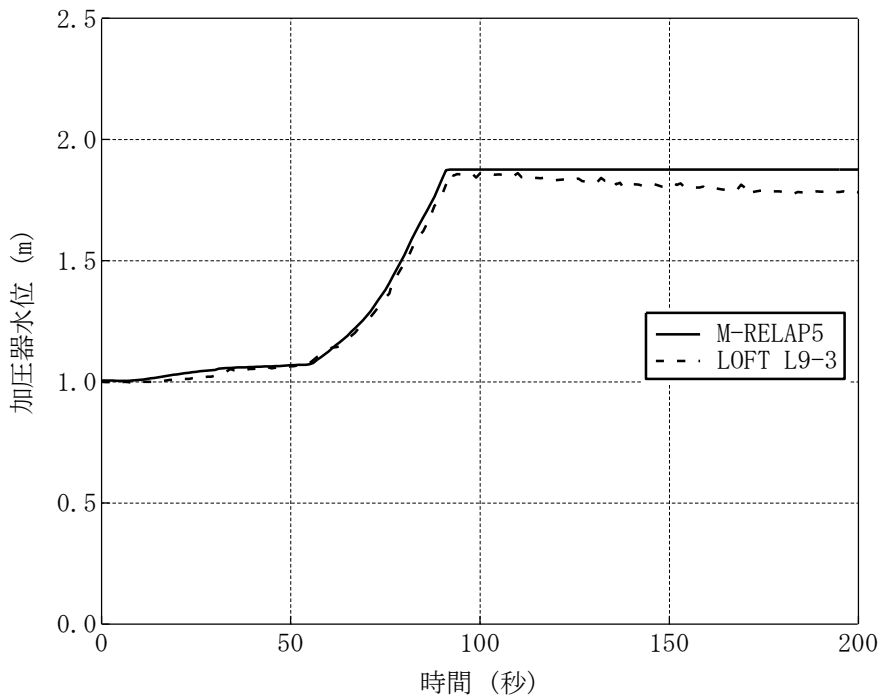


図 4-43 LOFT L9-3 試験における加圧器水位

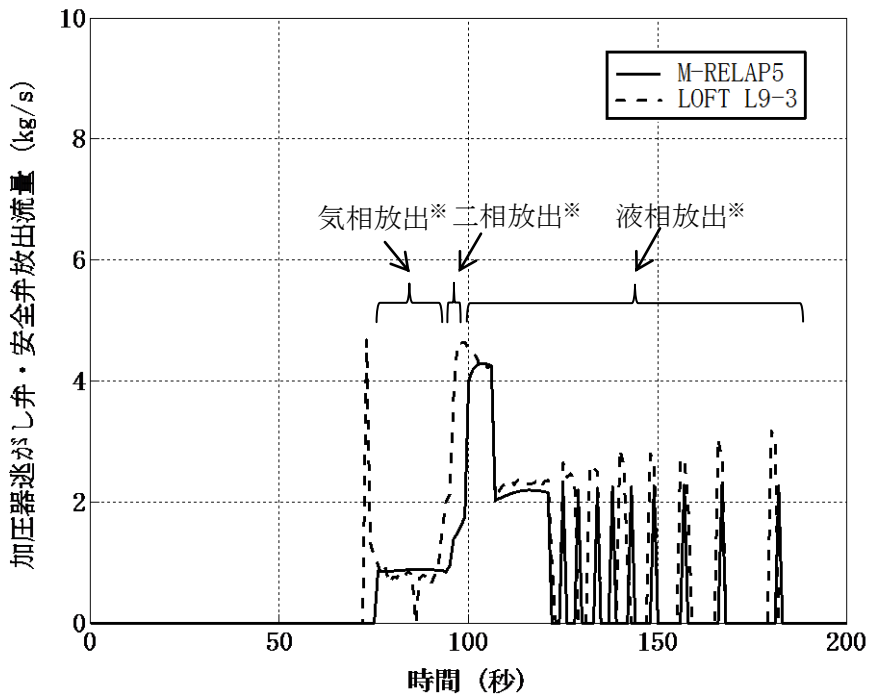


図 4-44 LOFT L9-3 試験における加压器逃がし弁・安全弁放出流量

(※ 加压器逃がし弁・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。)

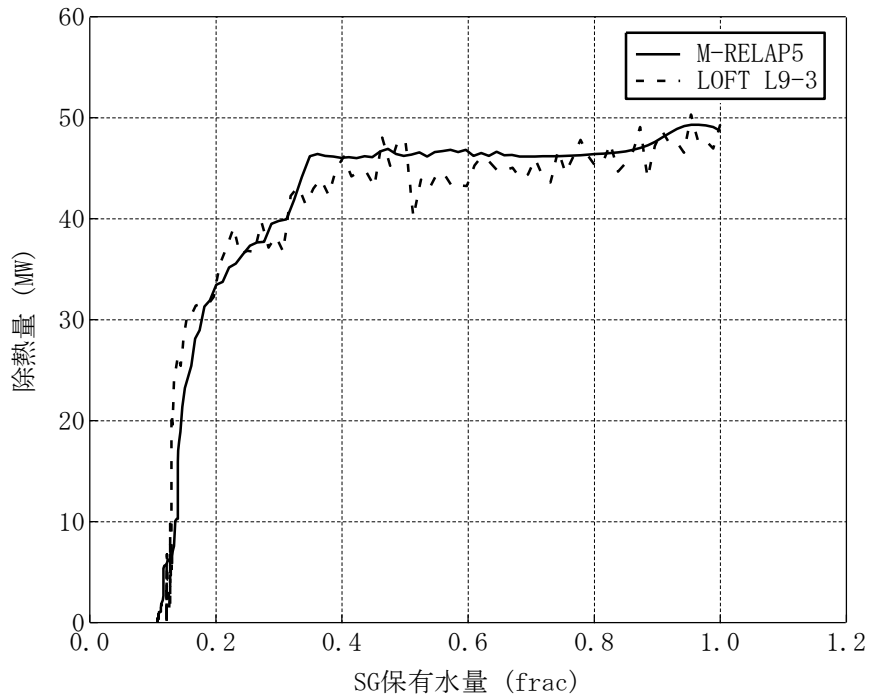


図 4-45 LOFT L9-3 試験におけるSG保有水量 対 SG除熱量*

(※ SG除熱量は、SG 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、中性子動特性及びフィードバック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。更に、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 の評価指標である原子炉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、ドップラおよび減速材フィードバック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、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 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、実機炉心体系におけるドップラおよび減速材フィードバック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、減速材フィードバック効果は、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 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る妥当性を確認し、不確かさとして $3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ 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

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、原子炉圧力への感度がないことを確認している。

転状態（高温零出力～高温全出力）からA T W S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±3.6pcm/°CはA T W S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、ドップラフィードバック効果は、SPERT-III E-core 実験解析において、A T W S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。ドップラフィードバック効果の不確かさは、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。従って、本妥当性確認結果はA T W S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フィードバック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、フィードバック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、A T W S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、実機解析に適用可能であるといえる。従って、中性子動特性、ドップラフィードバック効果及び減速材フィードバック効果に対する検証／妥当性確認により得られた結論は、2／3／4ループPWRを対象としたA T W S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。フィードバック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、フィードバック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フィードバック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、A T W S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、A T W Sでは蒸気発生器による除熱が有意に悪化し原子炉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、原子炉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、減速材フィードバック効果は若干大きく、ドップラフィードバック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、蒸気発生器による除熱が有意に悪化し原子炉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、崩壊熱の大小が原子炉圧力に与える影響は小さい。実際に、主給水流量喪失+A T W S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、原子炉圧力への感度がないことを確認している。

4.9.2 炉心（燃料及び熱流動）における不確かさの適用性

M I D A C 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 F I N E 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フィードバック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 / 4 ループ PWR を対象とした A T W S 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およ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／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 / 4 ループ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 / 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、A T W S 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 次系の冷却材温度／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。従って、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 / 4 ループ PWR を対象とした A T W S 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、A T W S 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あたっては、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、A T W S における加圧器逃がし弁／安全弁からの冷却材放出は臨界流となることから、加圧器逃がし弁／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。従って、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り扱いについては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 LMW ベンチマーク SPERT-III E-core 実験解析	ドップラフィードバック効果 の不確かさに含める
	ドップラフィードバック効果		モンテカルロコードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析	ドップラフィードバック効果： $\pm 10\%$
	減速材フィードバック効果		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： $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$
	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に含まれる
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	FINE コードとの比較 SPERT-III E-core 実験解析	ドップラフィードバック効果 の不確かさに含める
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	NUPEC 管群ボイド試験解析	ボイド率： $\pm 8\%(2\sigma)$
加圧器	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	1次冷却材温度： $\pm 2^\circ\text{C}$ 原子炉圧力： $\pm 0.2\text{MPa}$
	加圧器水位変化		LOFT L9-3 試験解析	
	冷却材放出	二相／サブクール臨界流モデル	LOFT L9-3 試験解析	
蒸気発生器	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	
	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

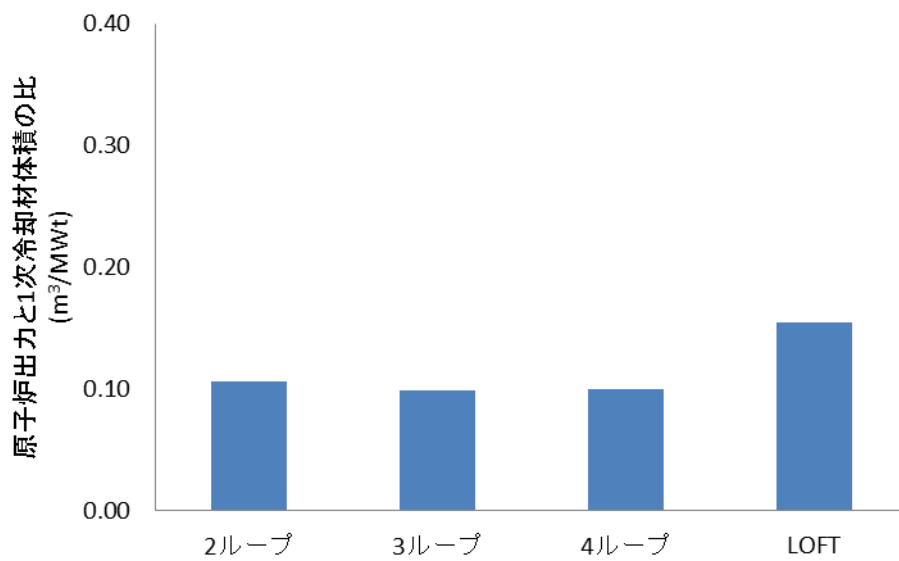


図 4-46 原子炉出力と1次冷却材体積の比

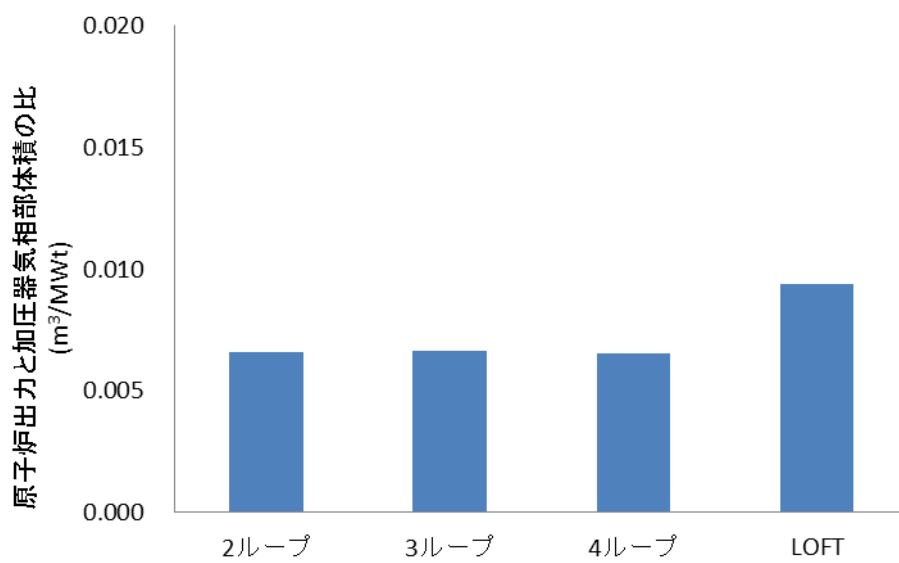


図 4-47 原子炉出力と加圧器気相部体積の比

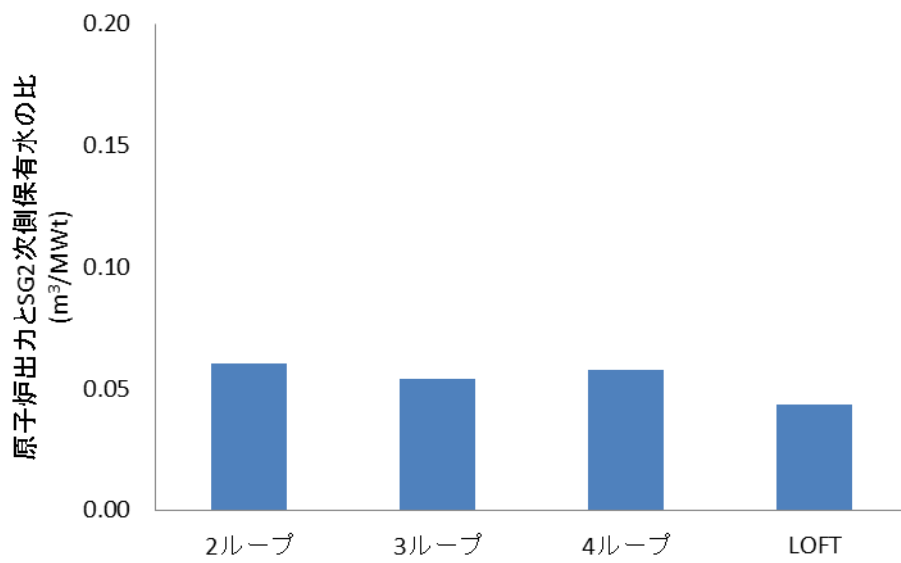


図 4-48 原子炉出力と蒸気発生器 2 次側保有水量の比

5. 有効性評価への適用性

5.1 不確かさの取り扱いについて（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A TWSの原子炉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節に記載した通り、中性子動特性の不確かさはドップラフィードバック効果の不確かさに含めて取り扱う。

(2) ドップラフィードバック効果

A TWSでは、主蒸気隔離または蒸気負荷の喪失により1次冷却材温度が上昇し、負の減速材フィードバック効果により原子炉出力が低下する。この際、ドップラフィードバック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フィードバック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、評価指標である原子炉圧力ピークが高くなる可能性がある。

(3) 減速材フィードバック効果

A TWSでは、主蒸気隔離または蒸気負荷の喪失により1次冷却材温度が上昇し、負の減速材フィードバック効果により原子炉出力が低下する。この際、減速材フィードバック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フィードバック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、評価指標である原子炉圧力ピークが高くなる可能性がある。

また、減速材フィードバック効果は、減速材温度係数に換算して $3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ の不確かさに加え、代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節に記載した通り、評価にあ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節に記載した通り、A TWSにおいて原子炉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、原子炉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原子炉圧力へ影響しない。

(5) 燃料棒内温度変化

4.5節に記載した通り、燃料棒温度変化の不確かさはドップラフィードバック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フィードバック効果が小さくなり、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原子炉圧力ピーク近傍までの原子炉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原子炉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原子炉圧力ピークに影響しない。

(7) 加圧器および蒸気発生器

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節および4.8.4節に記載した通り、1次冷却材温度および原子炉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、評価指標である原子炉圧力ピークが高くなる可能性がある。原子炉圧力の不確かさに関しては、評価指標である原子炉圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、原子炉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／安全弁からの蒸気放出）は、ATWSでは主蒸気逃がし弁／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／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原子炉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原子炉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、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果および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原子炉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の原子炉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、減速材フィードバック効果、ドップラフィードバック効果及び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、減速材フィードバック効果については、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)および取替炉心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、ドップラフィードバック効果については、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、ドップラフィードバック効果および1次冷却材温度については、ベースケースからの原子炉圧力ピークに対する感度が現れていないが、減速材フィードバック効果については、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、ドップラフィードバック効果および1次冷却材温度の感度解析において、原子炉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、原子炉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、減速材フィードバック効果の感度解析では、原子炉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、原子炉圧力ピーク値がベースケースに比べて高くなっている。すなわち、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、不確かさ等による原子炉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、減速材フィードバック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、ドップラフィードバック効果および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、原子炉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、原子炉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原子炉圧力ピークに現れる点については2、3ループも含めた各プラントで共通であるが、加圧器逃がし弁/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 T W Sに対するものであるが、負荷の喪失+A T W Sにおいても、原子炉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原子炉圧力が高くなるなど、主給水流量喪失+A T W S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 T W Sにおいても同様である。

5.1.3 A T W S有効性評価における不確かさの取り扱い

5.1.2節の感度解析および考察を踏まえ、A T W S有効性評価においては、ベースケース評価における原子炉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 不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）

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。

従って、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り扱い (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)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラフィードバック効果 の不確かさに含める	ドップラフィードバック効果による影響に含める。
	ドップラフィードバック効果		ドップラフィードバック効果： $\pm 10\%$	ドップラフィードバック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フィードバック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。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、評価指標である原子炉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、原子炉圧力ピークに影響を与える。
	減速材フィードバック効果		減速材温度係数： $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$	減速材フィードバック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フィードバック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。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、評価指標である原子炉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、原子炉圧力ピークに影響を与える。なお、減速材フィードバック効果は取替炉心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
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラフィードバック効果 の不確かさに含める	ドップラフィードバック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： $\pm 8\%(2\sigma)$	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、原子炉出力が高く評価されるが、原子炉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原子炉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り扱い (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
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	1 次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±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、評価指標である原子炉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、原子炉圧力ピークに影響を与える。 原子炉圧力の不確かさに関しては、評価指標である原子炉圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、原子炉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。
	水位変化			
	冷却材放出	二相/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	伝熱管熱伝達モデル	1 次冷却材温度：±2℃ 原子炉圧力：±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、評価指標である原子炉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、原子炉圧力ピークに影響を与える。 原子炉圧力の不確かさに関しては、評価指標である原子炉圧力ピークに直接影響するが、実機解析において、原子炉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。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル		
	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/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、および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原子炉圧力へ影響しない。
	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原子炉圧力へ影響しない。

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	原子炉圧力 (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) および取替炉心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%) および圧力 (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	原子炉圧力 (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。

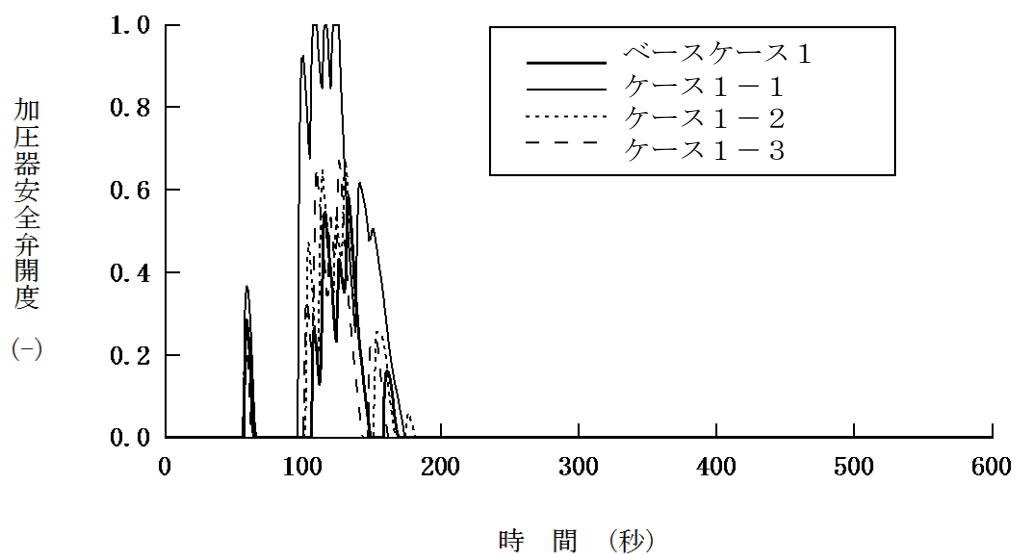


図 5-1 最確条件をベースケースとした場合の感度解析
(代表 4 ループ) [加圧器安全弁開度]

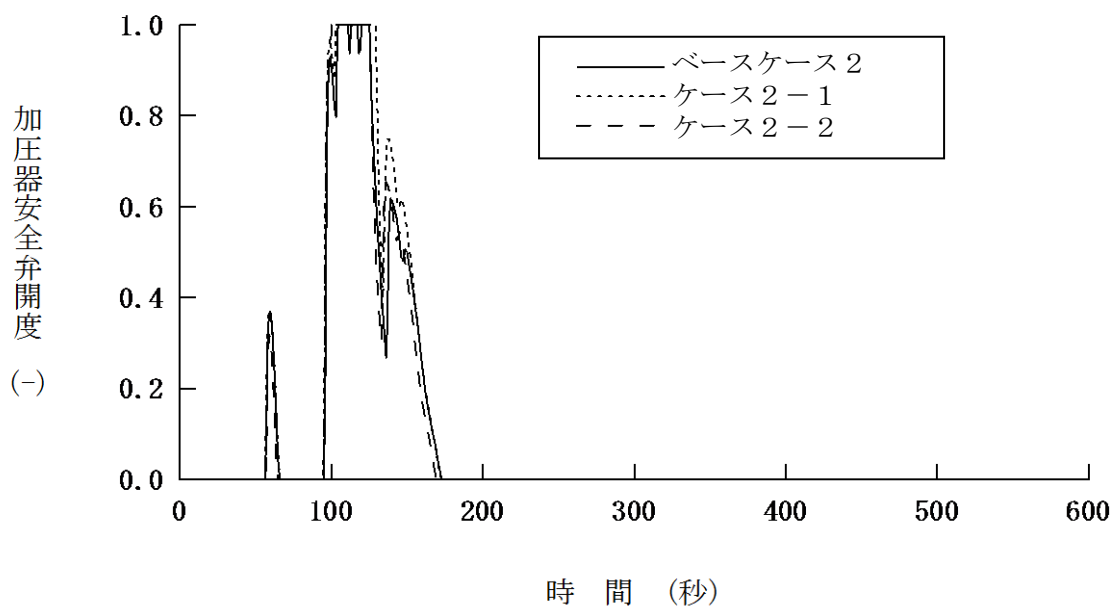


図 5-2 減速材温度係数初期値を $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ としたケースをベースケースとした場合の感度解析
(代表 4 ループ) [加圧器安全弁開度]

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 燃料集合体管群ボイド試験) (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.Langenbuch, 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点炉近似動特性または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 A T W S 有効性評価解析における減速材密度係数の取り扱い

D B E（設計基準事象）解析としての「主給水流量喪失」および「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、制御棒以外のフィードバック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、D B E 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。減速材フィードバック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。

A T W S 有効性評価解析としての「主給水流量喪失 + A T W S」及び「負荷の喪失 + A T W S」では、原子炉トリップが生じず、フィードバック効果、特に減速材フィードバック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フィードバック効果を考慮する必要がある。従って、A T W S 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、D B E 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、A T W S では原子炉出力を低下させるため減速材フィードバック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あ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フィードバック効果を直接評価することから、一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 A T W S における一点炉近似動特性用の減速材密度係数

A T W S 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あたっては、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、原子炉圧力）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、A T W S 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、D B E 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、減速材フィードバック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、原子炉圧力、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。従って、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、減速材フィードバック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、個別の事故シーケンスの事象進展に応じたフィードバック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。

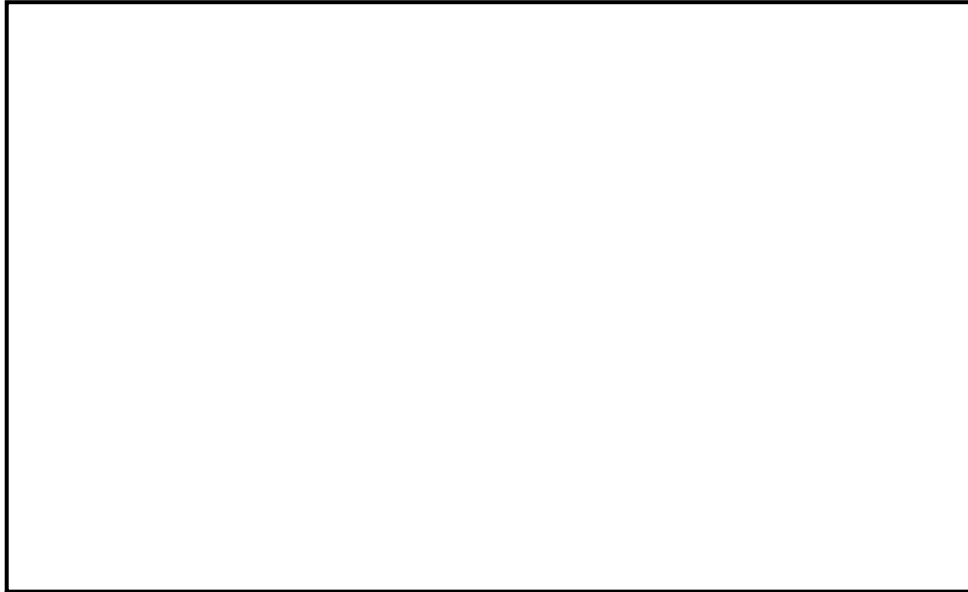


図1 1点炉近似動特性評価に用いた減速材密度係数

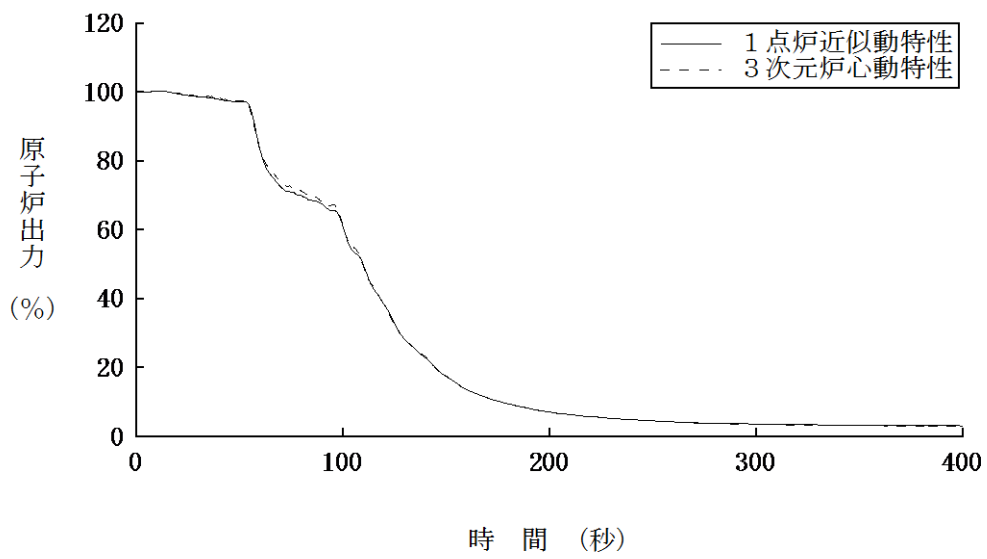


図2 主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力

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。

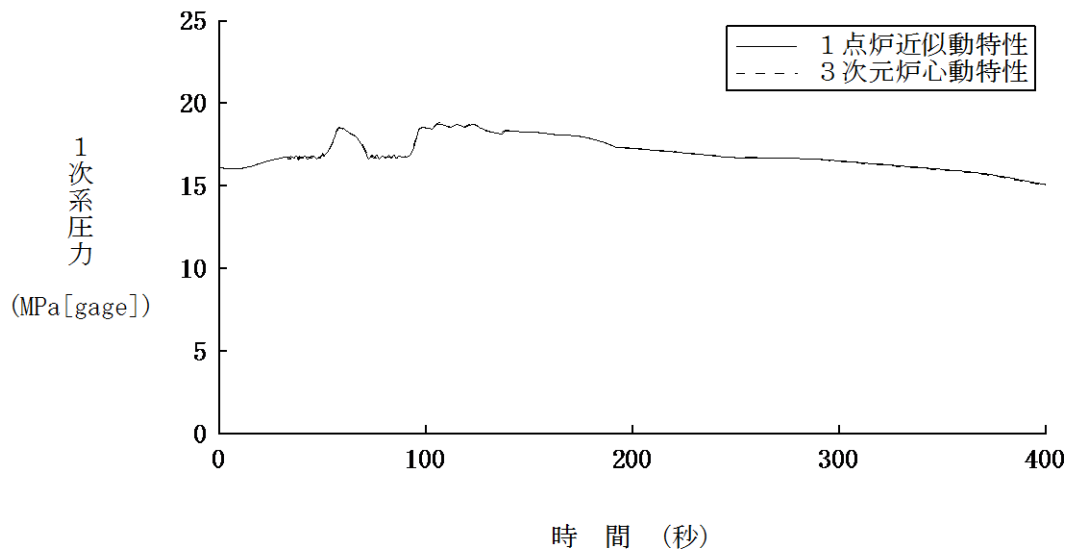


図3 主給水流量喪失+ATWSの原子炉圧力

添付2 GalaxyCosmosについて

1. GalaxyCosmosの概要

GalaxyCosmos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COSMOS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。COSMOS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コードおよびCOSMOS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・縮約することにより、COSMOS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」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)について、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)の比較を広範な条件に対して実施し、差異の標準偏差が平均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。

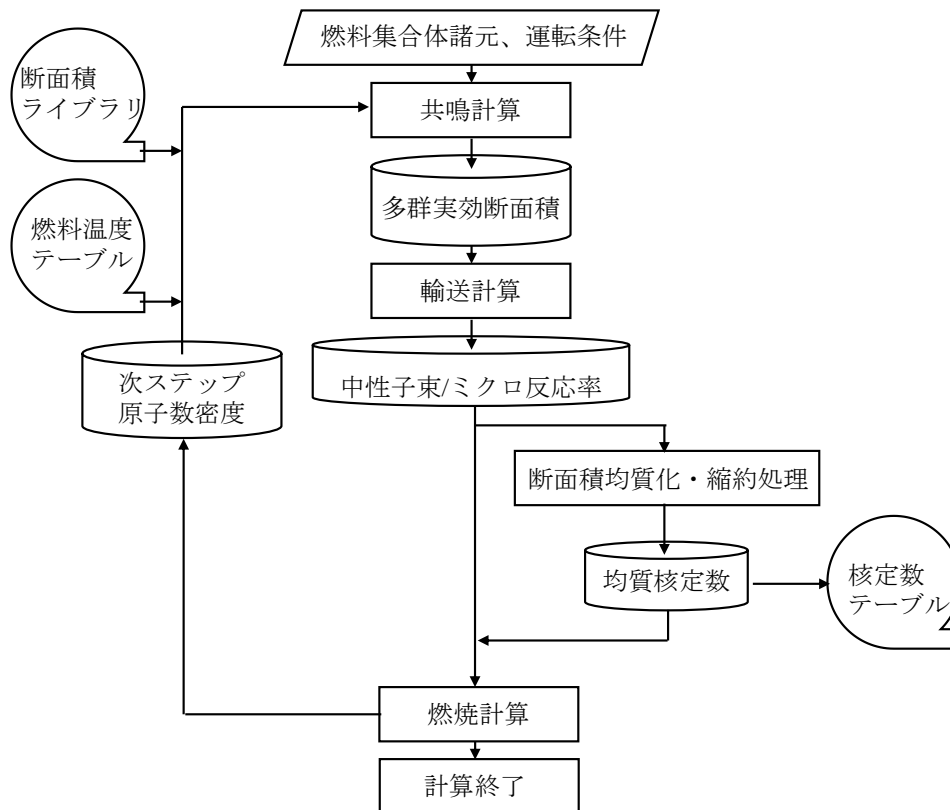


図1 GALAXYコードの計算フロー

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).

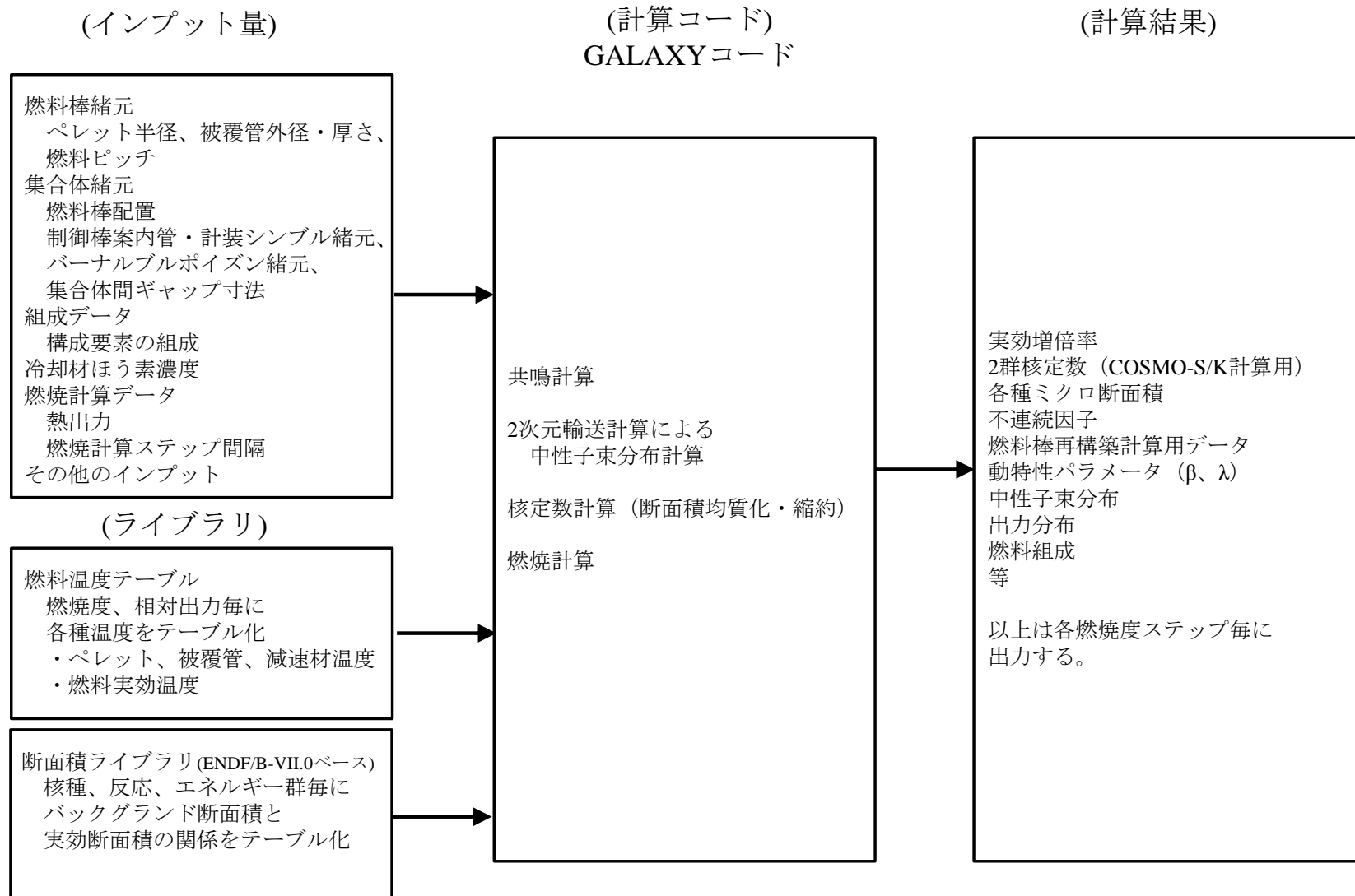


図2 GALAXYコードの入出力の概要

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。

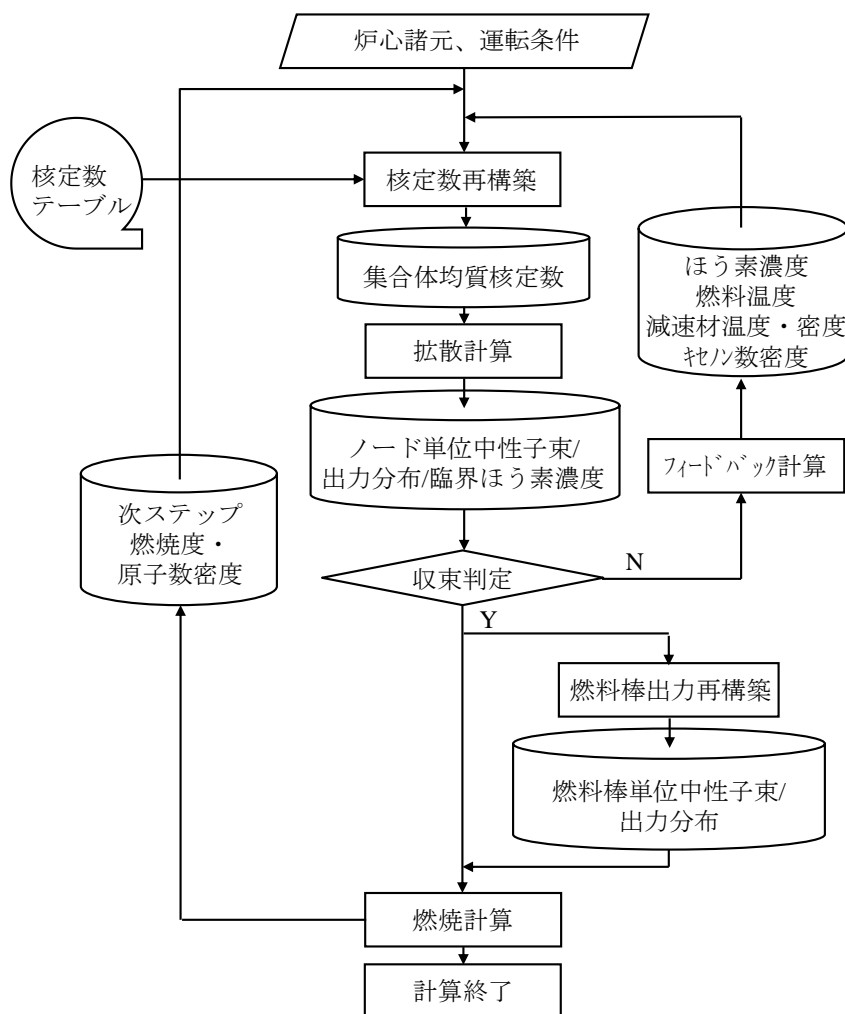


図3 COSMO-Sコードの計算フロー

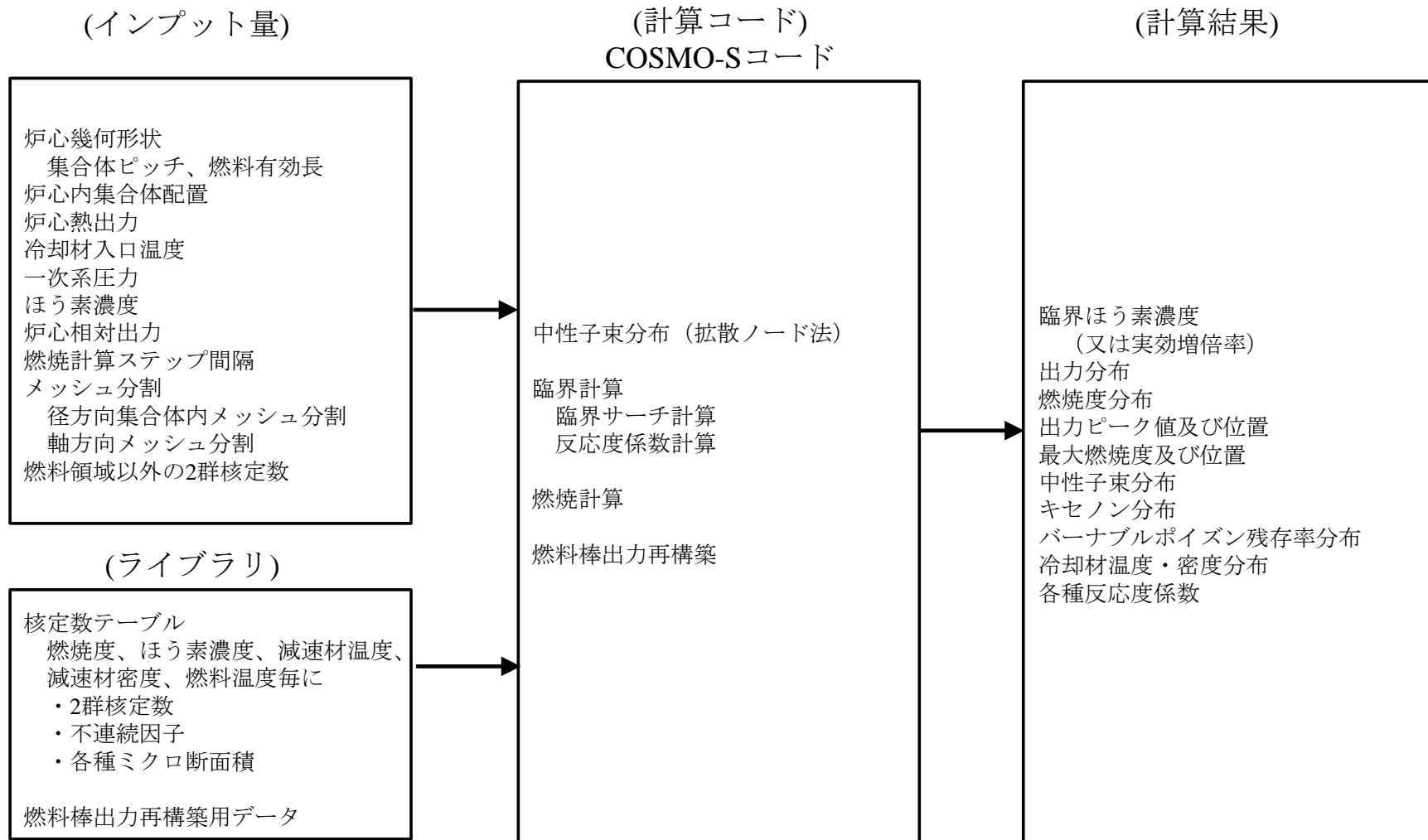


図4 COSMO-Sコードの入出力の概要

添付3 炉心モデル（減速材フィードバック）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」に示すとおり、ATWSの原子炉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フィードバック及びドップラフィードバックであるため、ATWSの有効性評価においては、これらの反応度フィードバック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フィードバック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、ドップラフィードバック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. 減速材フィードバックの設定について

2.1 減速材フィードバックの設定方法

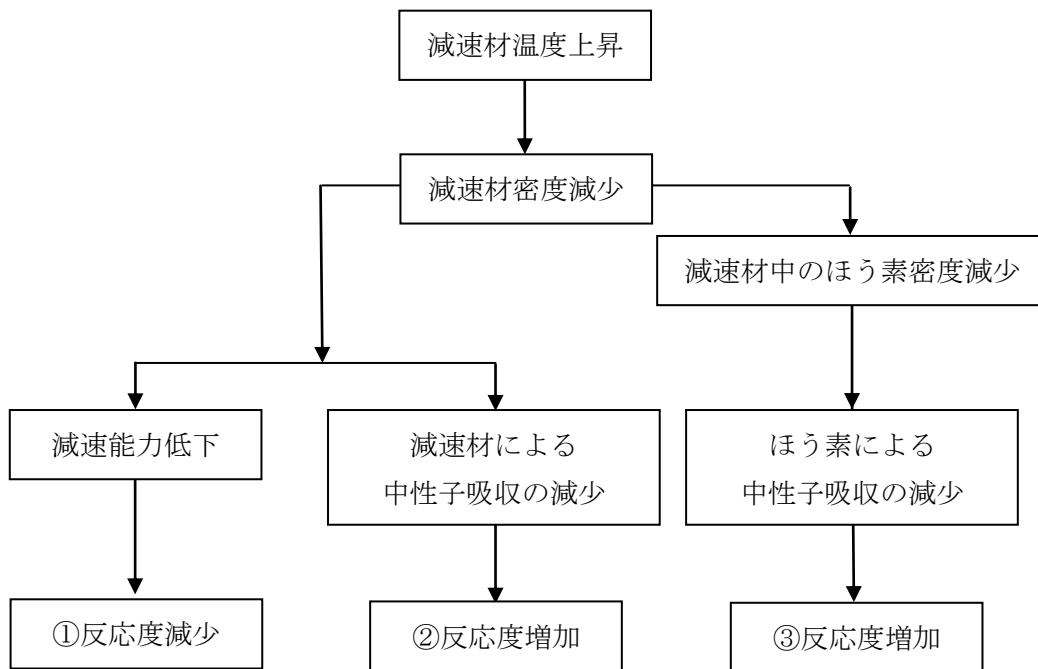
1次冷却材中にほう素が溶解するPWRでは、減速材フィードバック効果はほう素濃度依存性が強い。図1に減速材温度上昇に伴う反応度への影響のメカニズムを示すが、1次冷却材中のほう素濃度が高いほど1次冷却材温度上昇時のほう素密度の減少量が大きくなり中性子吸収が低下するため、減速材温度係数は正側に推移する。また、図1に、いくつかのほう素濃度に対する1次冷却材温度と減速材温度係数の関係を示すが、ほう素濃度を高くすることにより、減速材温度係数は1次冷却材温度との相関をほぼ維持しながら正側に推移していることが分かる。

SPARKLE-2コードによるATWSの解析では、減速材フィードバック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フィードバック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、初期状態の減速材フィードバックを設定している。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フィードバック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。この取り扱いについては、3.に詳細を述べる。

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。



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。

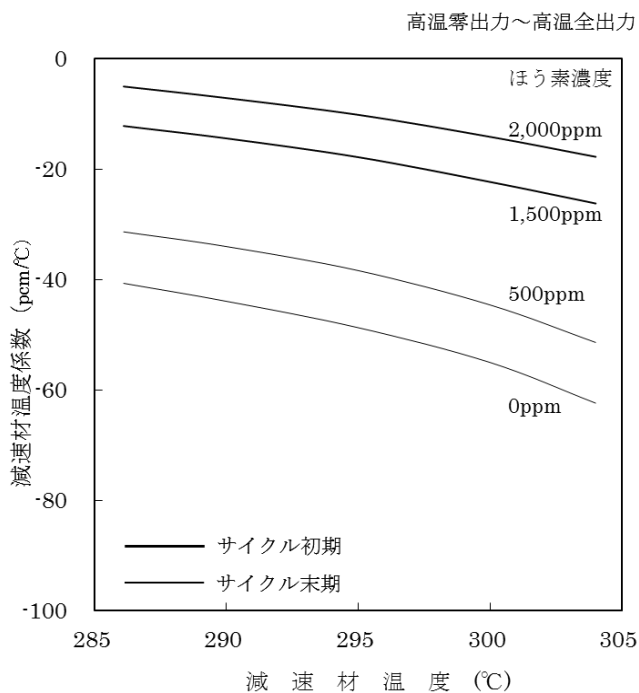


図1 ほう素濃度が高いほど減速材温度係数が正側となるメカニズム

2.2 減速材フィードバックの設定方法の妥当性について

(1) 減速材フィードバック

本項では、ほう素濃度調整により減速材フィードバック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フィードバック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フィードバック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、減速材フィードバック効果（減速材密度係数）は一様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フィードバック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フィードバックは、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フィードバックへの影響評価 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, 1000, 2000
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)

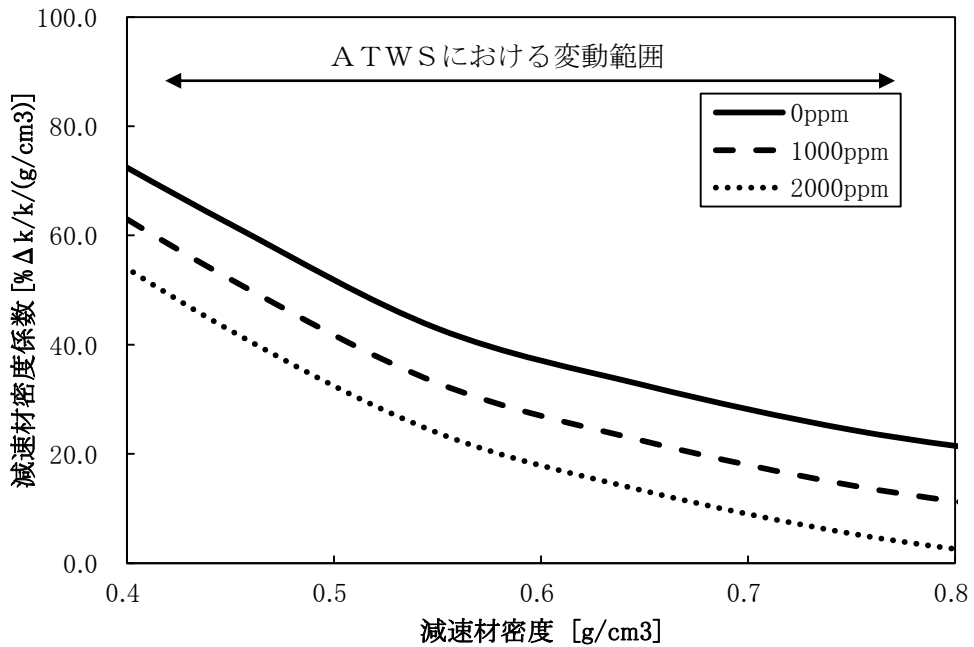


図2 ほう素濃度の違いによる減速材フィードバックへの影響

(2) ドップラフィードバック

本項では、ATWSの原子炉圧力評価に影響を与える反応度フィードバックは、ドップラフィードバックと減速材フィードバック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フィードバック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フィードバック特性への影響は軽微であることが確認できた。

すなわち、ほう素濃度調整による減速材フィードバックの調整により、ドップラフィードバックに影響を与えないといえる。

^(※2) 減速材フィードバックの確認と同様に、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フィードバックへの影響評価 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, 1000, 2000
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, 1000

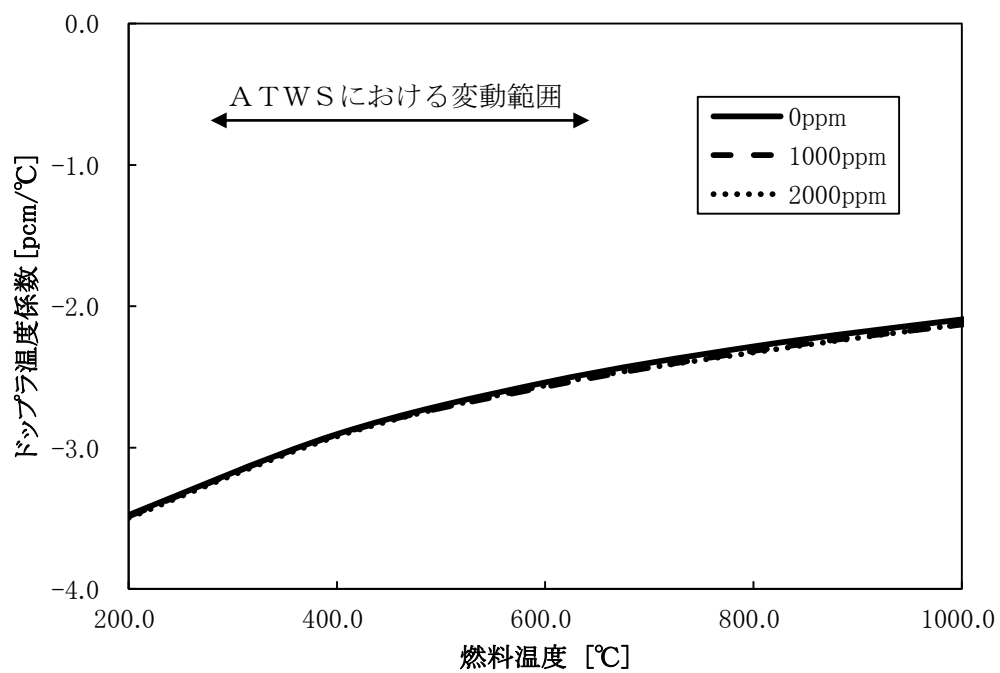


図3 ほう素濃度の違いによるドップラフィードバックへの影響

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、減速材フィードバック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)を核分裂生成源項に用いることで、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、

ことにより、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、上記の通り、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フィードバックおよびドップラフィードバック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、減速材フィードバック特性 (減速材温度係数) 及びドップラフィードバック特性 (ドップラ出力欠損) について、 [] を対象に、減速材フィードバック特性 (減速材温度係数) 及びドップラフィードバック特性 (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フィードバック特性およびドップラフィードバック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、フィードバック効果への影響は、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

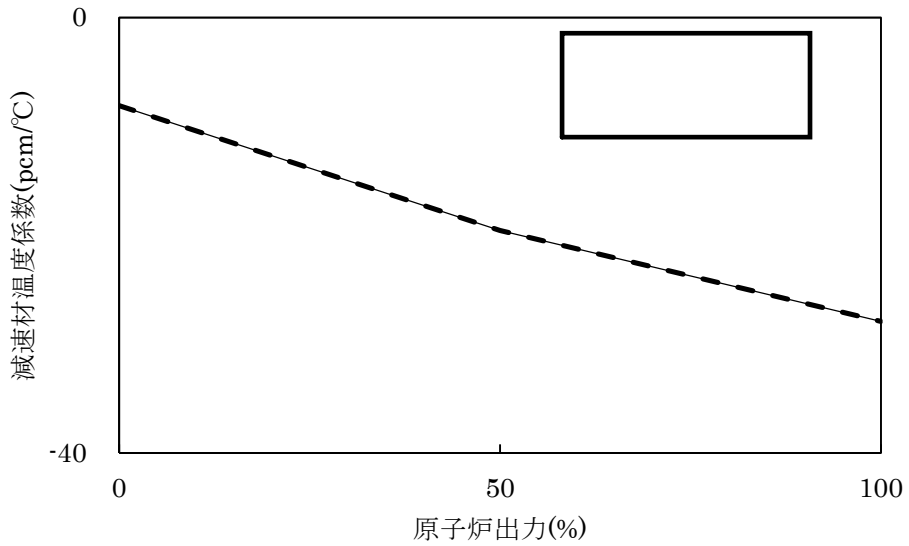


図4 減速材温度係数の比較

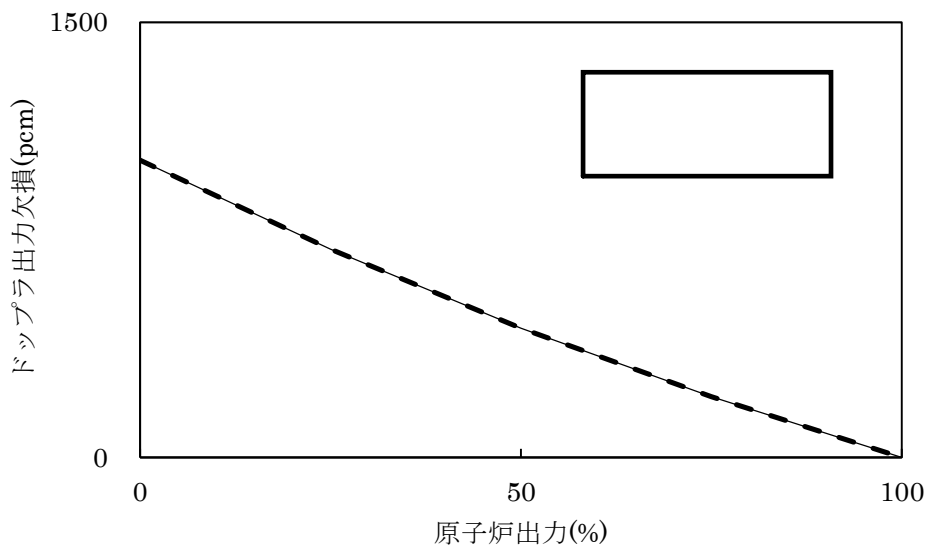


図5 ドップラ出力欠損の比較

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（ドップラフィードバック）の設定について

1. ドップラフィードバックの設定方法

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フィードバックは、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、ドップラフィードバック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。

$$[] \tag{1}$$

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 [] は核的フィードバック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. ドップラフィードバック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3に示す通り、 [] 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。

従って、式(1)を用いて [] を補正する手法は適切な手法であり、ドップラフィードバック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, 1000, 1200, 1500

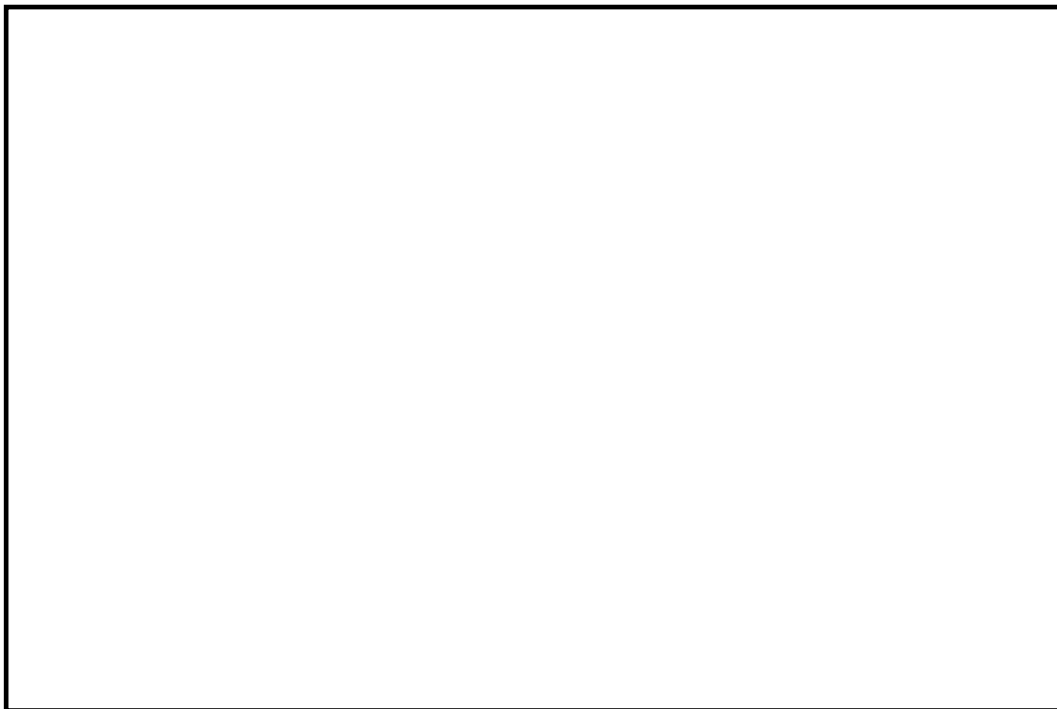


図 1 [] と無限増倍率の関係

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（フィードバック効果）に関する重要現象は、本資料「第2部 SPARKLE-2」2.3節に示すとおり、減速材フィードバック効果とドブラフィードバック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フィードバック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 減速材フィードバック効果

2.1.1 減速材フィードバック調整によるATWS解析への影響

「添付3 炉心モデル（減速材フィードバック）の設定について」に示すとおり、PWRでは減速材フィードバック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次系圧力の推移

¹ 3次元炉心動特性解析における評価用炉心の設定にあたっては、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。

を図1～図3に示す。以下に、減速材フィードバック効果の調整による事象進展への影響を考察する。

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／圧力の上昇に伴い1次冷却材温度が僅かに上昇傾向を示し、減速材による負の反応度フィードバック効果により原子炉出力は僅かに低下する。

この期間における1次冷却材温度の上昇は僅かであるため、減速材フィードバック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次系圧力が上昇し、減速材による負のフィードバック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フィードバック効果に依存する（原子炉出力は、減速材フィードバック効果とドップラフィードバック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フィードバック効果により定まる）。

また、この期間の1次系圧力は、加圧器逃し弁および安全弁の作動により抑制されるため、減速材フィードバック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次系冷却材温度が急上昇し1次系体積が急増する。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次系圧力が急上昇する。このときの原子炉出力は、②で述べたように主に減速材フィードバック効果により定まる値となっており、その後は、1次系冷却材温度上昇に伴う減速材の負の反応度フィードバック効果により大幅に低下する。

この期間の原子炉圧力は、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、主に減速材フィードバック効果に依存する。

④ 蒸気発生器ドライアウトから事象収束まで

主蒸気隔離およ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（減速材フィードバック効果が大きい方）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フィードバック効果も

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、減速材フィードバック効果の大小が原子炉出力に与える影響は小さい。また、減速材フィードバック効果が大きいと1次冷却材温度が低く維持されるため、1次系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、徐々に負の減速材フィードバック効果が小さくなり、やがて再臨界を迎える。上述したとおり、減速材フィードバック効果が大きいほど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 減速材フィードバック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、原子炉圧力、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あるが、主給水流量喪失+ATWS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/時間的に準静的な過渡変化といえ、過渡解析でみ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 減速材フィードバック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フィードバック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（原子炉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フィードバック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+ATWSでは原子炉圧力を評価指標としており、原子炉圧力は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原子炉圧力への影響は軽微と

いえる。また、主給水流量喪失+ATWS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（減速材フィードバック）の設定について」2.2節に示すとおり、集合体体系での比較により、ほう素濃度調整により減速材フィードバックを調整することに伴うドップラフィードバック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（原子炉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フィードバック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 ドップラフィードバック効果

本資料「第2部 SPARKLE-2」において、ドップラフィードバック効果の不確かさが、ATWSの評価指標である原子炉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フィードバック効果について、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（ドップラフィードバック）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フィードバック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。

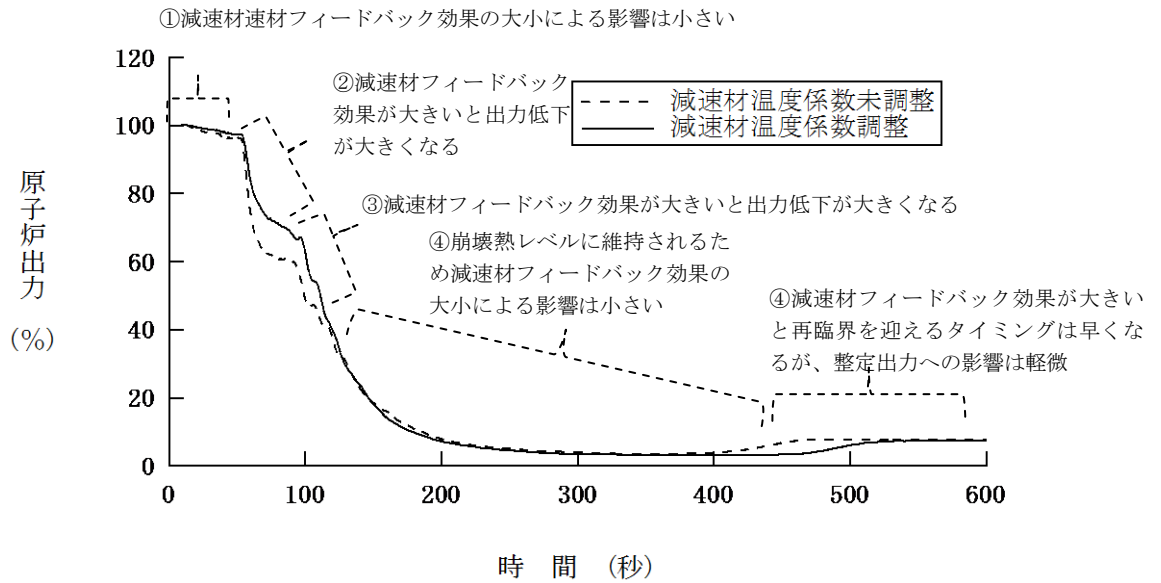


図1 主給水流量喪失+ATWSの原子炉出力
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

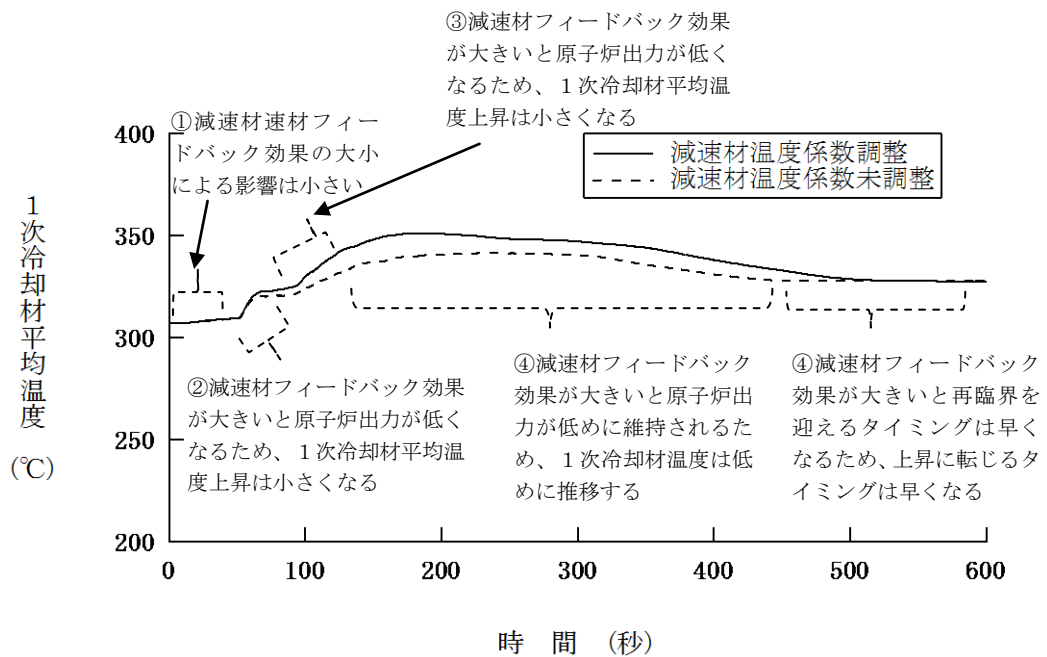


図2 主給水流量喪失+ATWSの1次冷却材温度
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

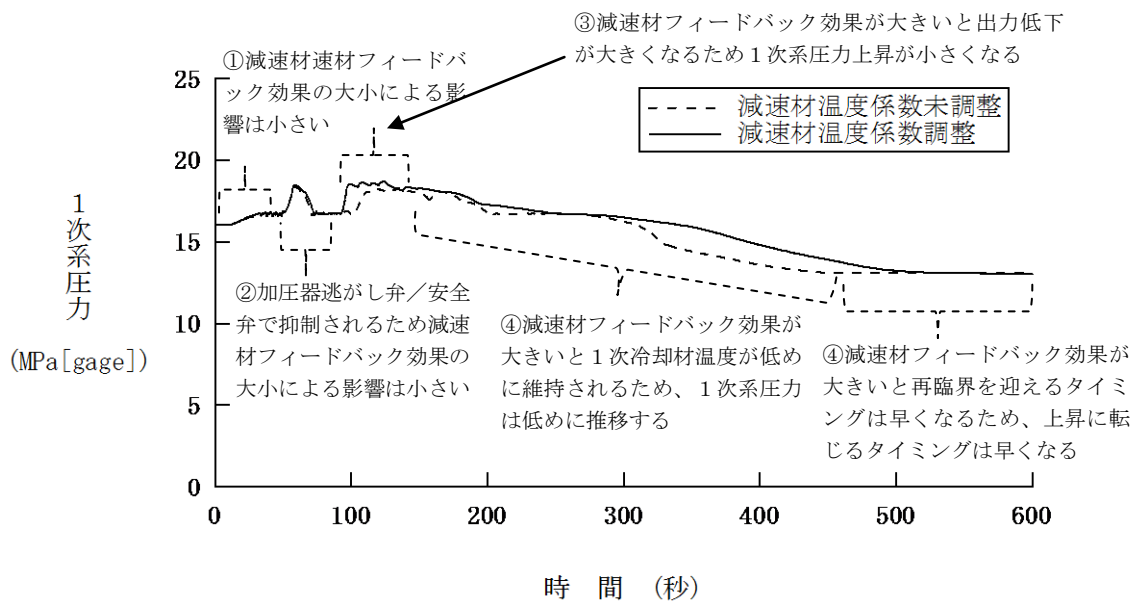


図3 主給水流量喪失+ATWSの1次系圧力
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

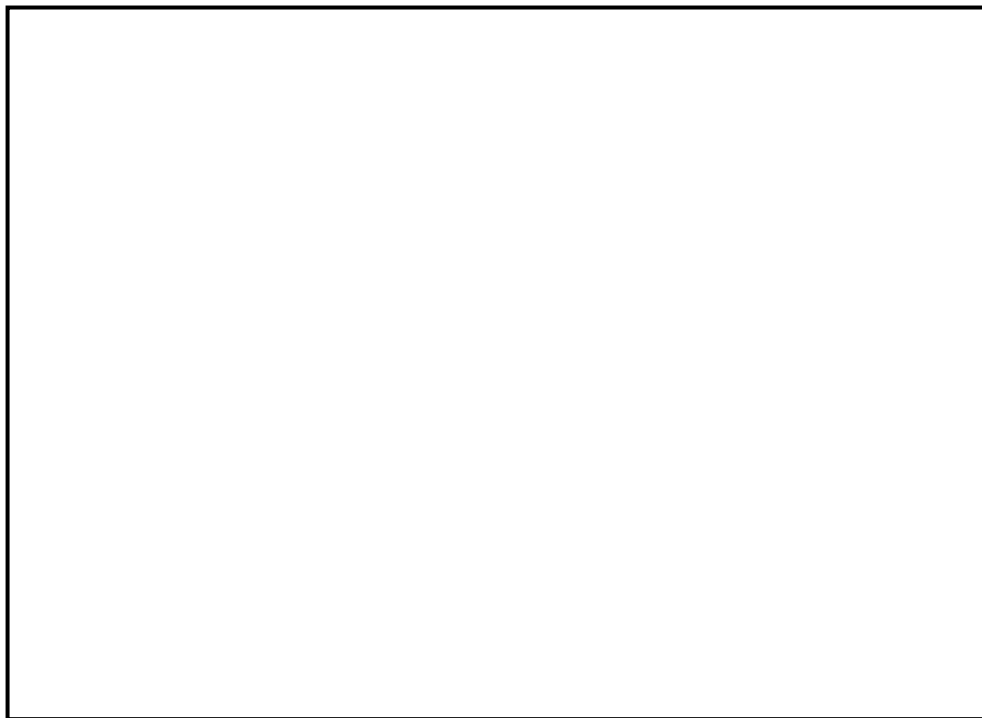


図4 主給水流量喪失+ATWS事象進展中の減速材密度係数の変化
(ステップ2 平衡炉心：減速材温度係数調整前後での比較)

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]

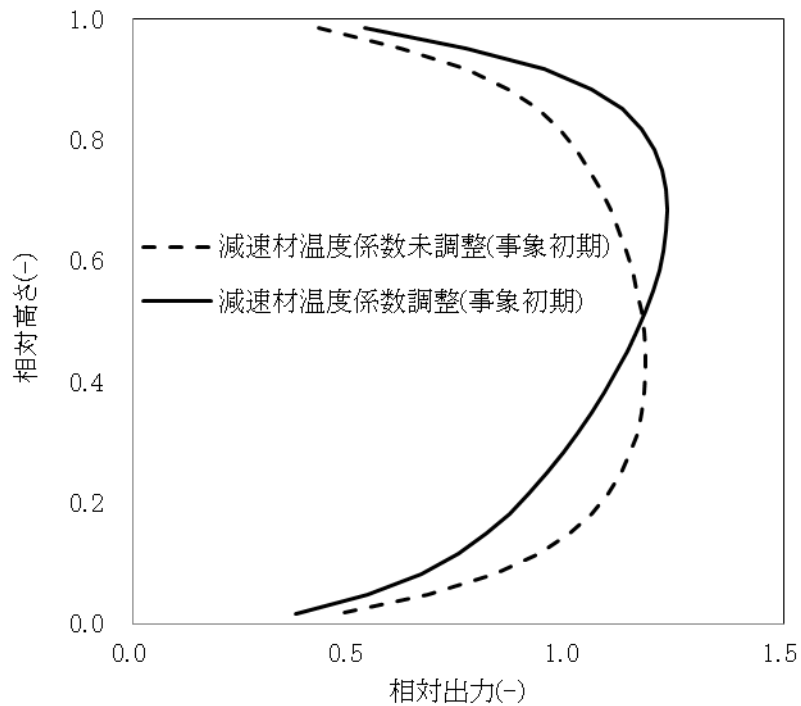


図6 減速材温度係数調整前後の軸方向出力分布 (ステップ2 平衡炉心) [事象初期]

	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]

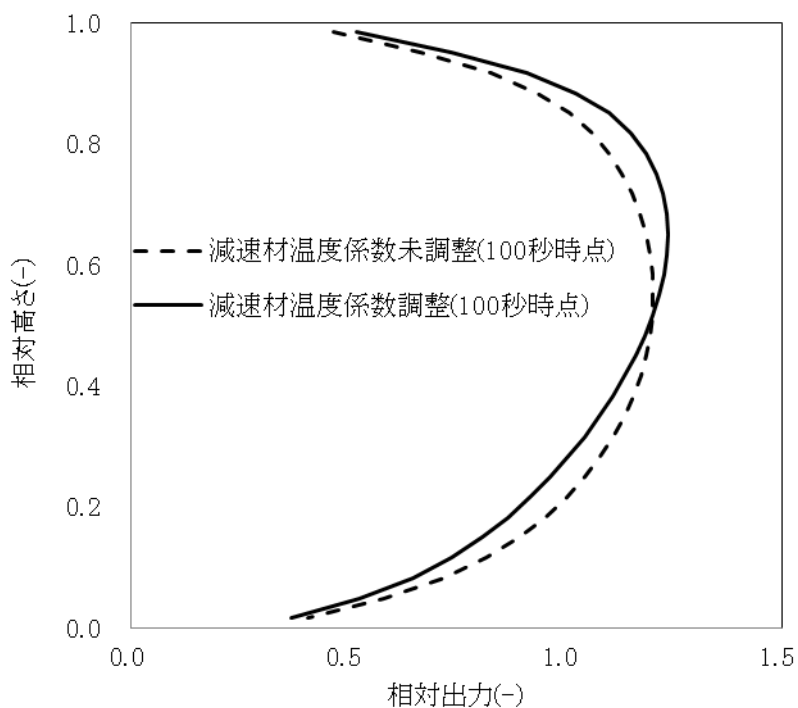


図8 減速材温度係数調整前後の軸方向出力分布（ステップ2 平衡炉心） [100 秒時点]

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フィードバック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 $-24\text{pcm}/^\circ\text{C}$ と減速材フィードバック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フィードバック効果が小さいが、 $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ に調整した場合の減速材フィードバック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、減速材フィードバック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フィードバック効果もほぼ同一といえることから、主給水流量喪失+ATWSの解析にあたっては、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フィードバック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（燃焼に伴う減速材フィードバック効果の変化による影響は4.1節にて述べる）。

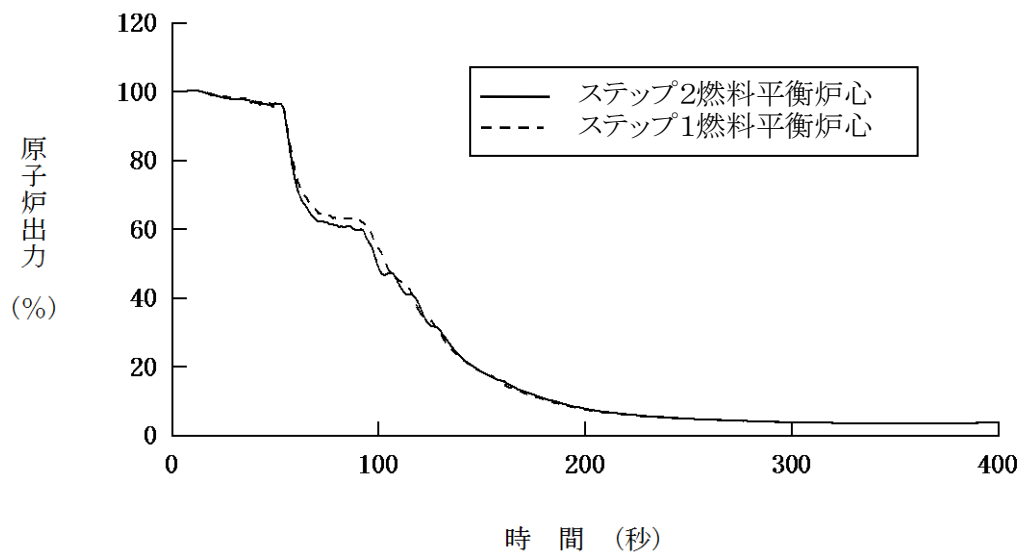


図9 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる原子炉出力への影響
(ステップ2平衡炉心とステップ1平衡炉心)

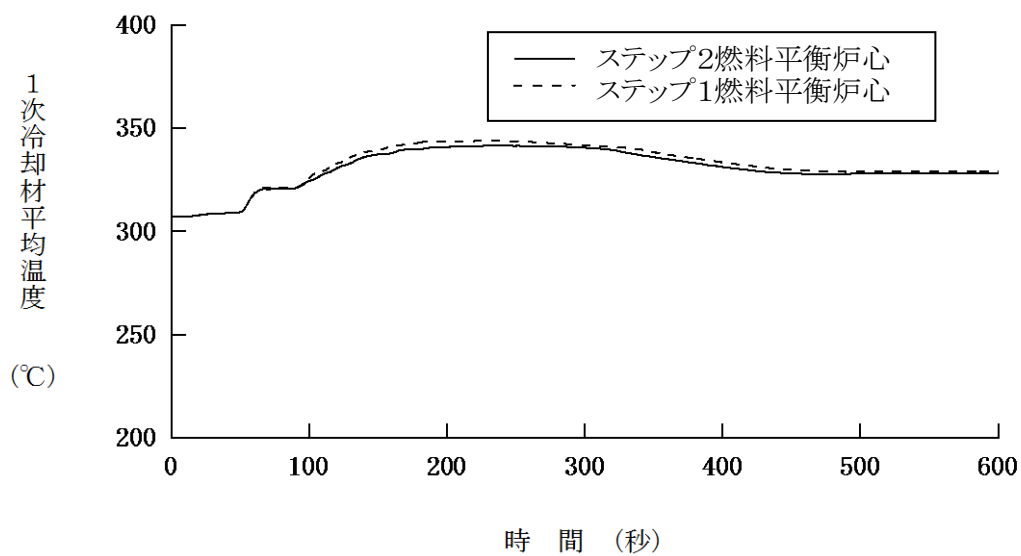


図10 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる1次冷却材温度への影響
(ステップ2平衡炉心とステップ1平衡炉心)

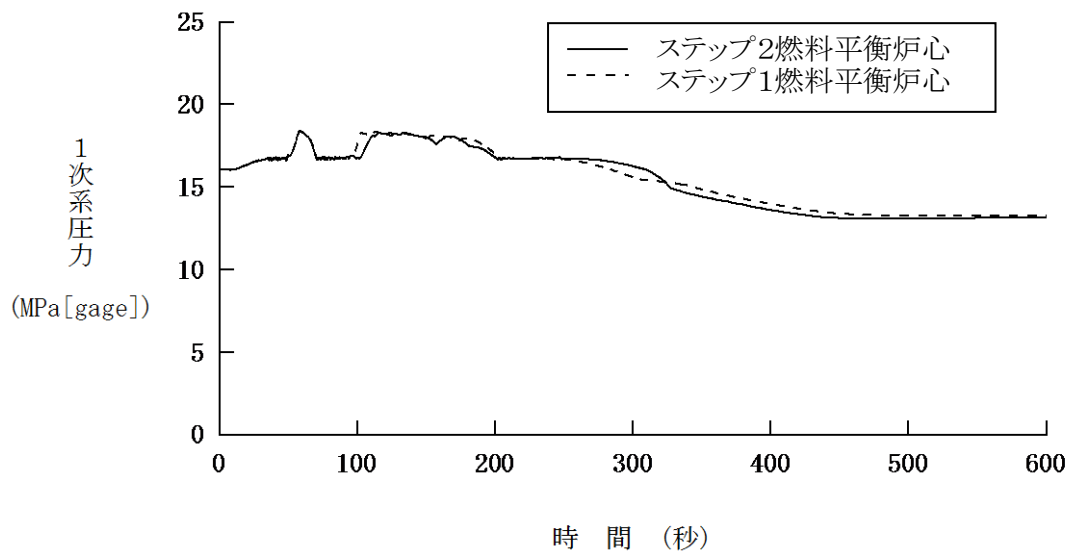


図 1 1 評価用炉心の基準となる炉心の違いによる 1 次系圧力への影響
(ステップ 2 平衡炉心とステップ 1 平衡炉心)

	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
	0.91	1.07	1.00	0.76

...ステップ2燃料平衡炉心
 ...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)

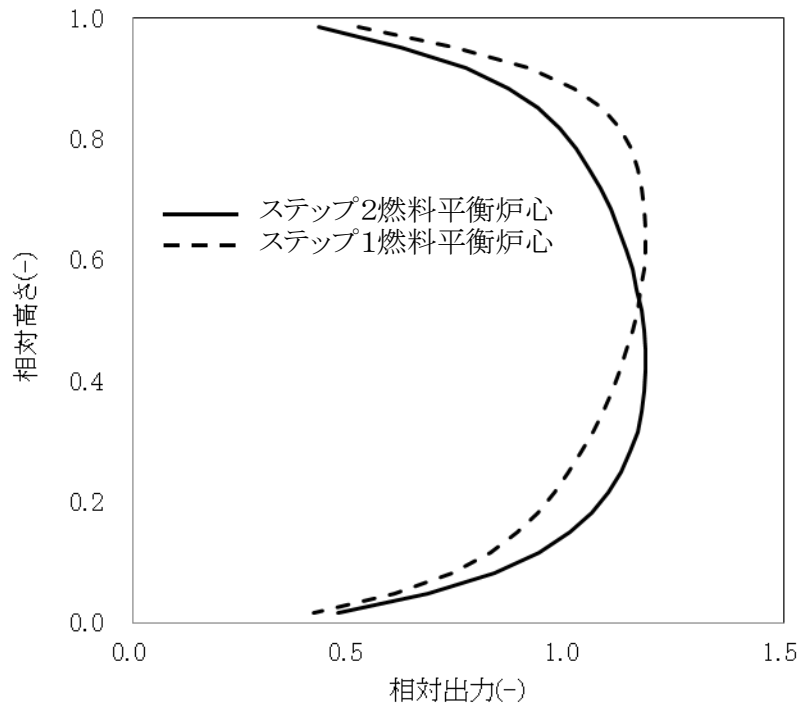


図 1.3 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の軸方向出力分布の比較 [事象初期]
(ステップ 2 平衡炉心とステップ 1 平衡炉心)

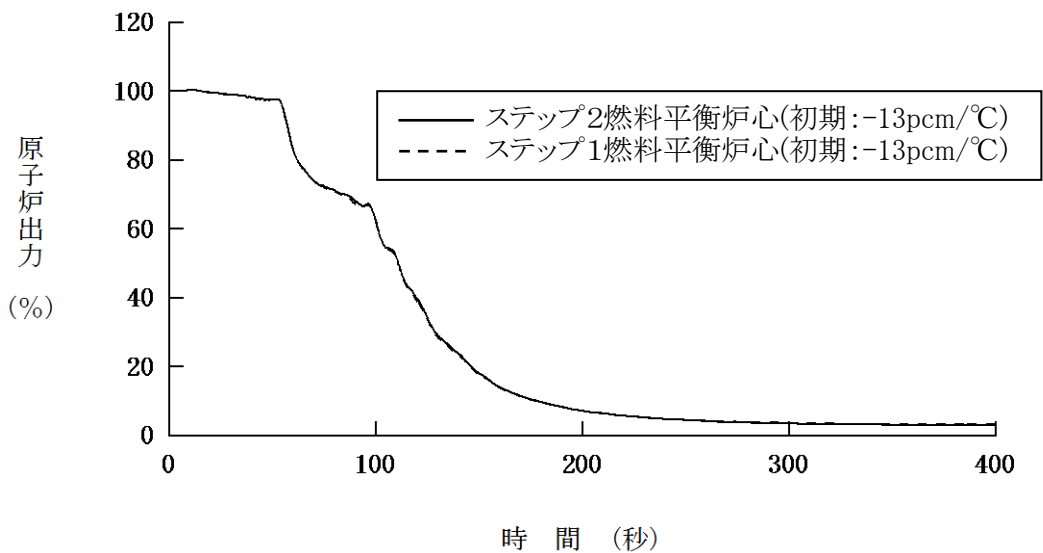


図 1.4 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の原子炉出力応答の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後)

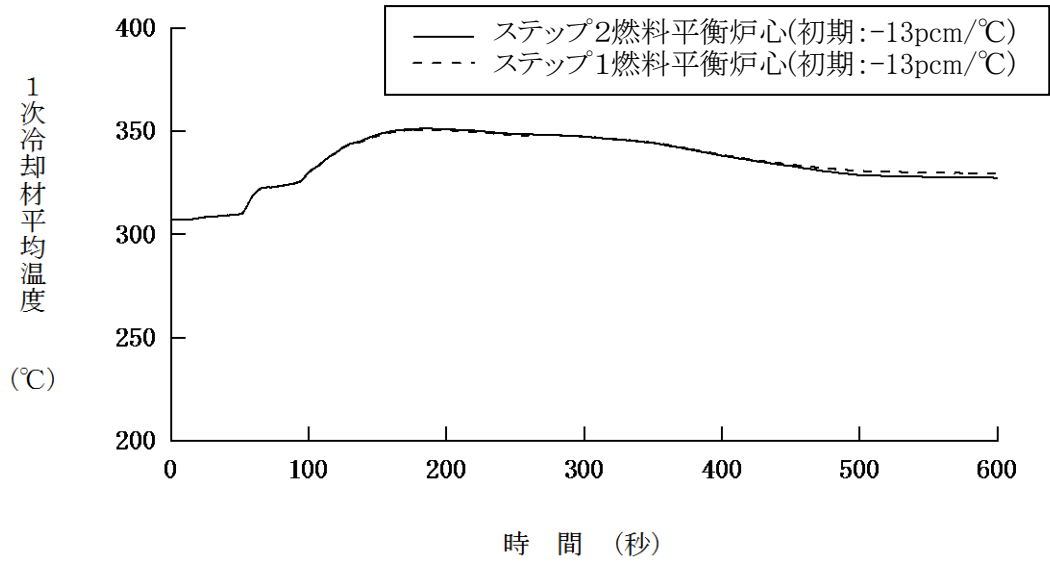


図 1 5 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の1次冷却材温度応答の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後)

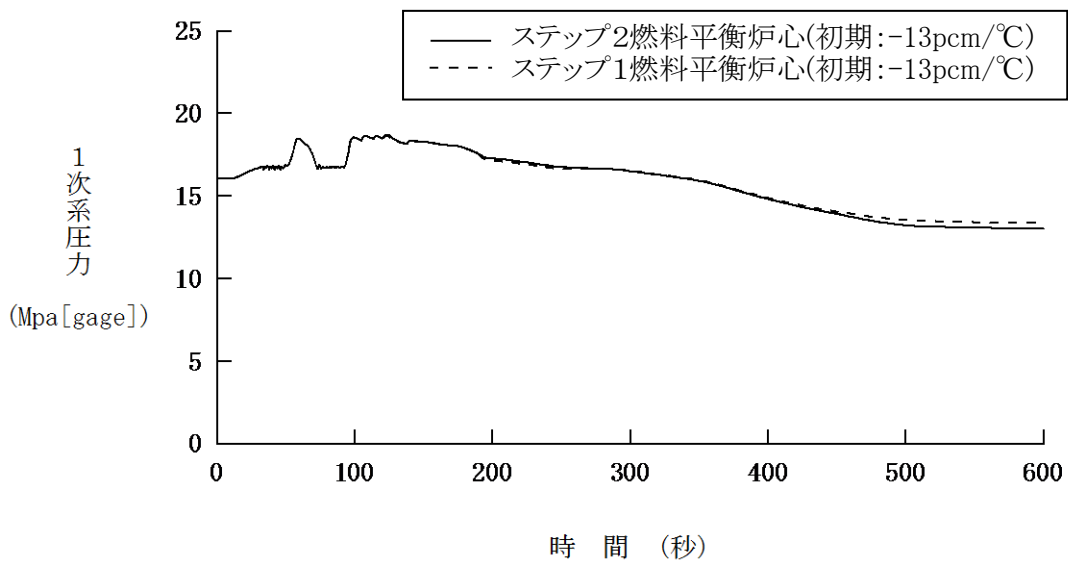


図 1 6 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の1次系圧力応答の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後)

	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]

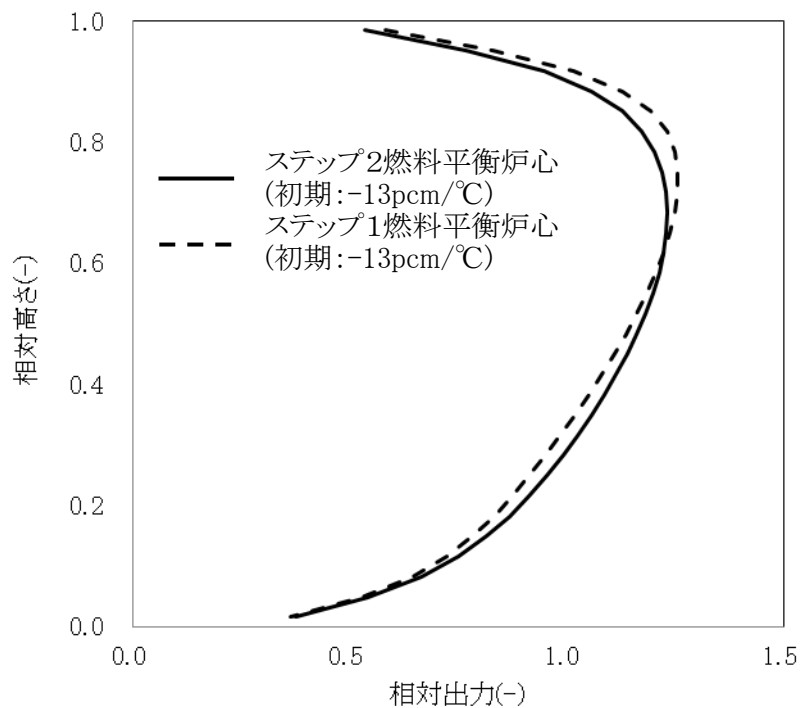


図18 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の軸方向出力分布の比較
(初期減速材温度係数：-13pcm/°C調整後) [事象初期]

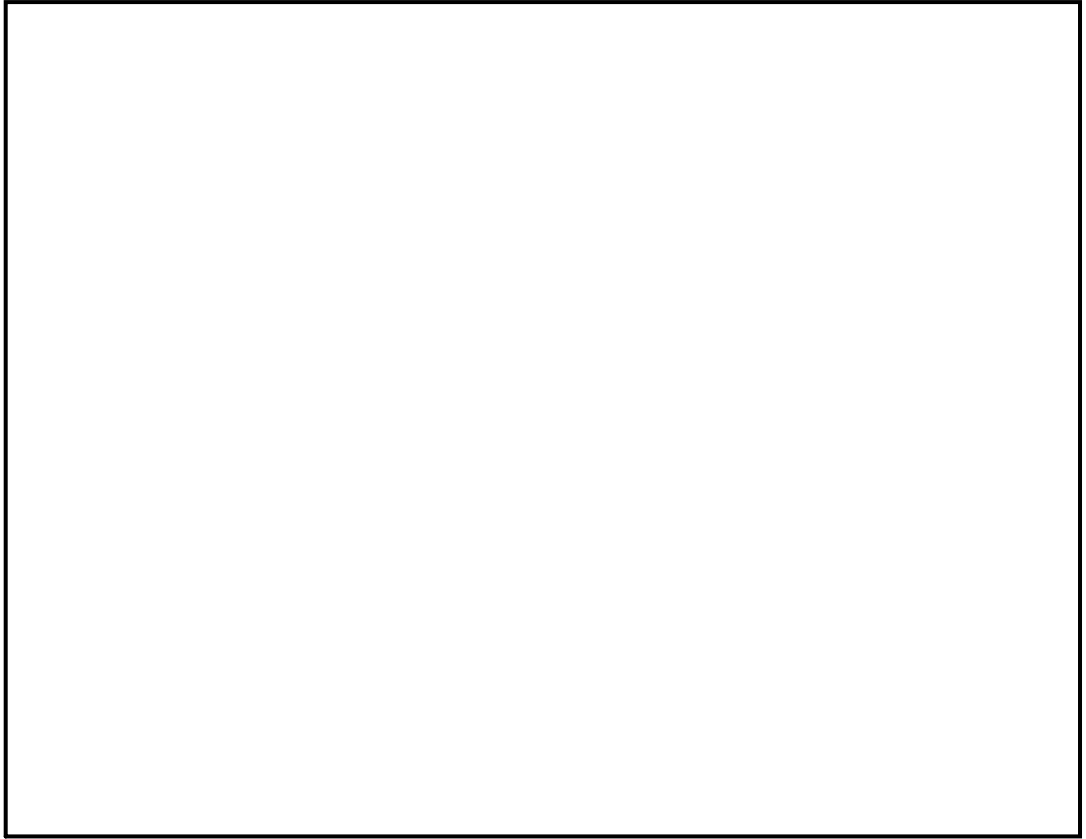


図 1 9 評価用炉心の基準となる炉心を変更した場合の減速材密度係数の比較

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フィードバック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 減速材フィードバック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。従って、サイクル初期からサイクル末期にかけて減速材フィードバック効果が大きくなっていく。

燃焼に伴う減速材フィードバック効果の変化が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次系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次系圧力上昇は、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フィードバック効果（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フィードバック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フィードバック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節に示す通り、主蒸気隔離直後の圧力ピーク（1次ピーク）は減速材フィードバック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、減速材フィードバック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、減速材フィードバック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次系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次系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次系圧力が高くなることがわかる。

また、事象収束時点の原子炉出力については、2.1節に示す通り、減速材フィードバック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フィードバック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、原子炉圧力がピーク

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

本解析結果より、A T W Sにおいては、燃焼に伴う減速材フィードバック効果の変化を考慮しても、減速材フィードバック効果の最も小さいサイクル初期に対し、さらに減速材フィードバック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、評価指標である原子炉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+A T W S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1 2及び図1 7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1 3及び図1 8に示す通り、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。

このような燃焼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+A T W S解析結果は、3章の図9～1 1及び図1 4～図1 6に示している。初期減速材温度係数を調整しない場合は、減速材フィードバック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、燃焼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1 9に示す通り事象進展を通じた減速材フィードバック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次系圧力応答は図1 4～図1 6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+A T W Sにおいても、1次冷却材温度上昇に伴う減速材フィードバック効果により原子炉出力が低下する点は主給水流量喪失+A T W Sと同じであり、また、原子炉圧力がピークとなる付近の事象進展は主給水流量喪失+A T W Sと同様であることから、負荷の喪失+A T W Sについてもほぼ同じことが言える。

本解析結果より、A T W S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フィードバック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、減速材フィードバック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、評価指標である原子炉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。

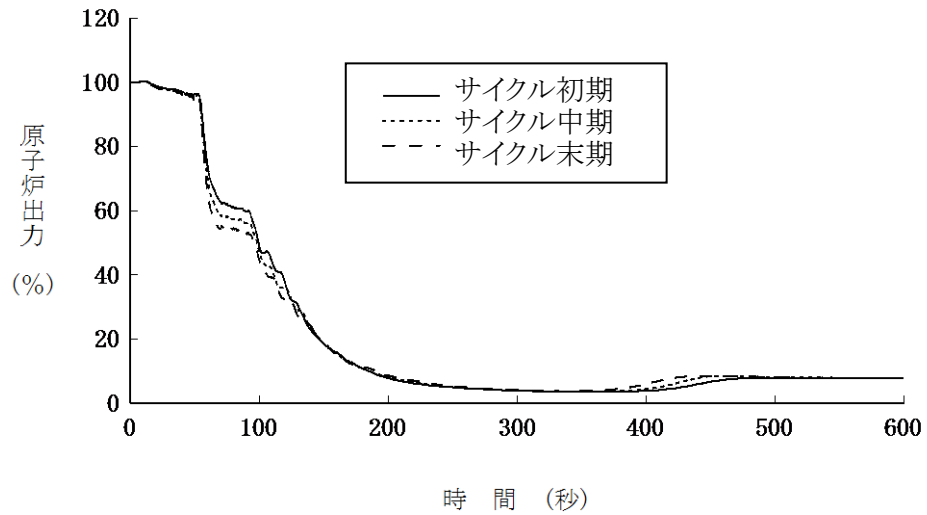


図 2.0 評価対象とする炉心の違いによる原子炉出力への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期/中期/末期²)

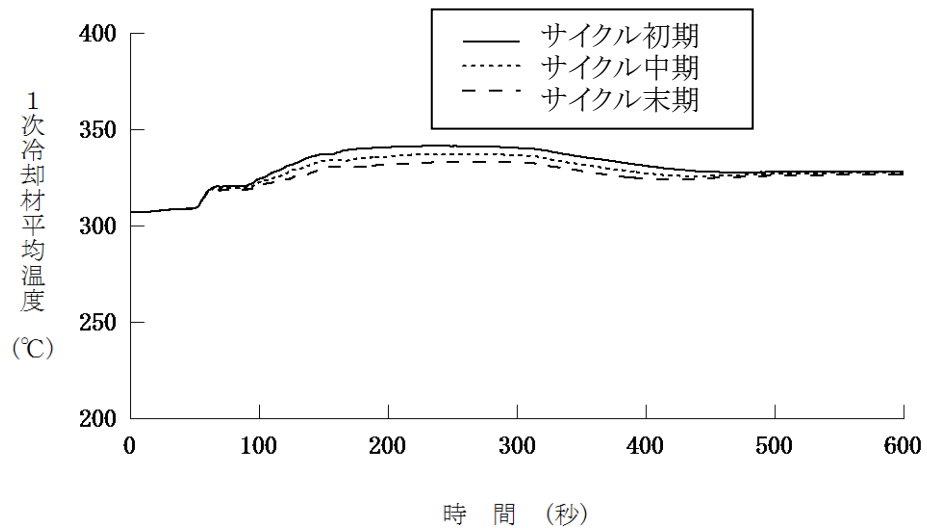


図 2.1 評価対象とする炉心の違いによる 1 次冷却材温度への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期/中期/末期)

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)。

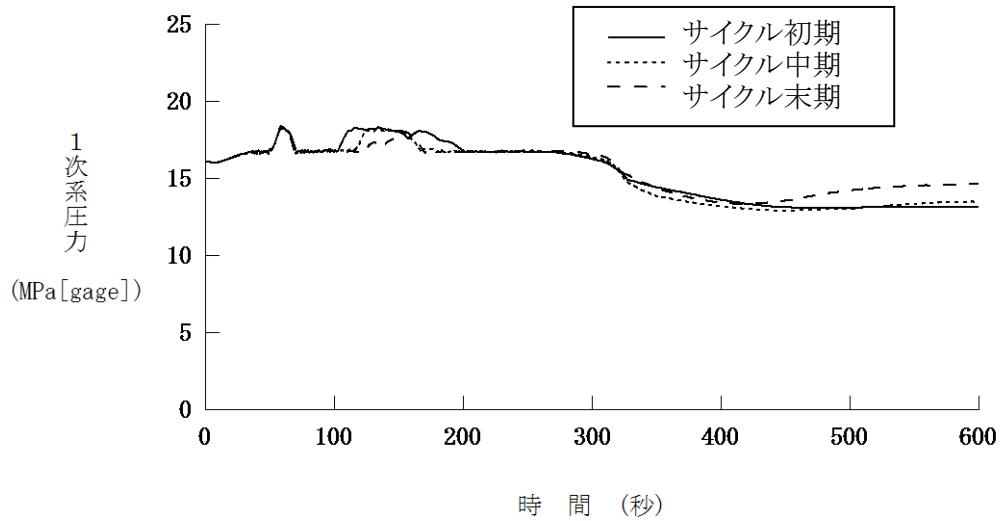


図 2 2 評価対象とする炉心の違いによる 1 次系圧力への影響
(ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期/中期/末期)

	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/末期) [事象初期]

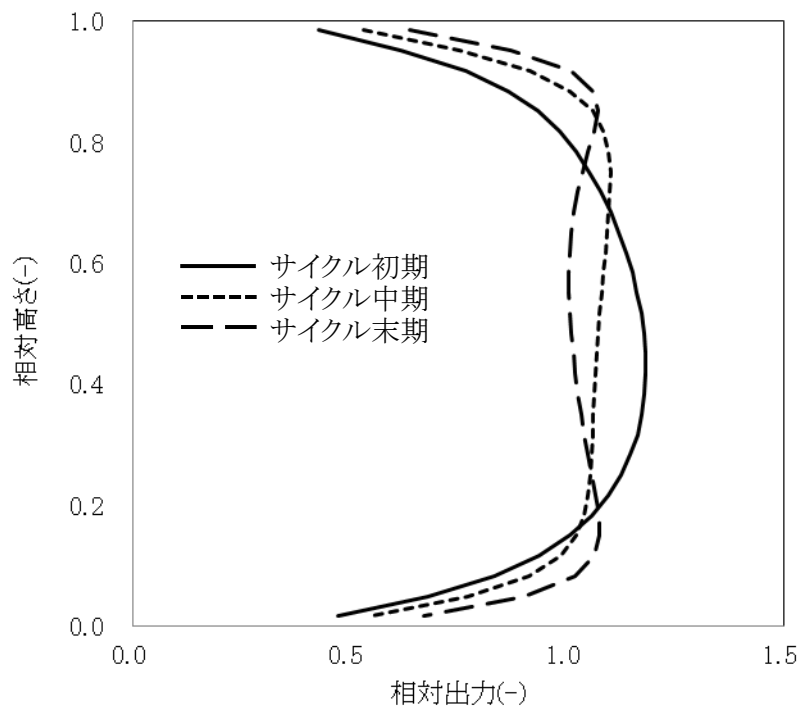


図 2 4 評価対象とする炉心の違いによる軸方向出力分布への影響
 (ステップ 2 平衡炉心 サイクル初期/中期/末期) [事象初期]

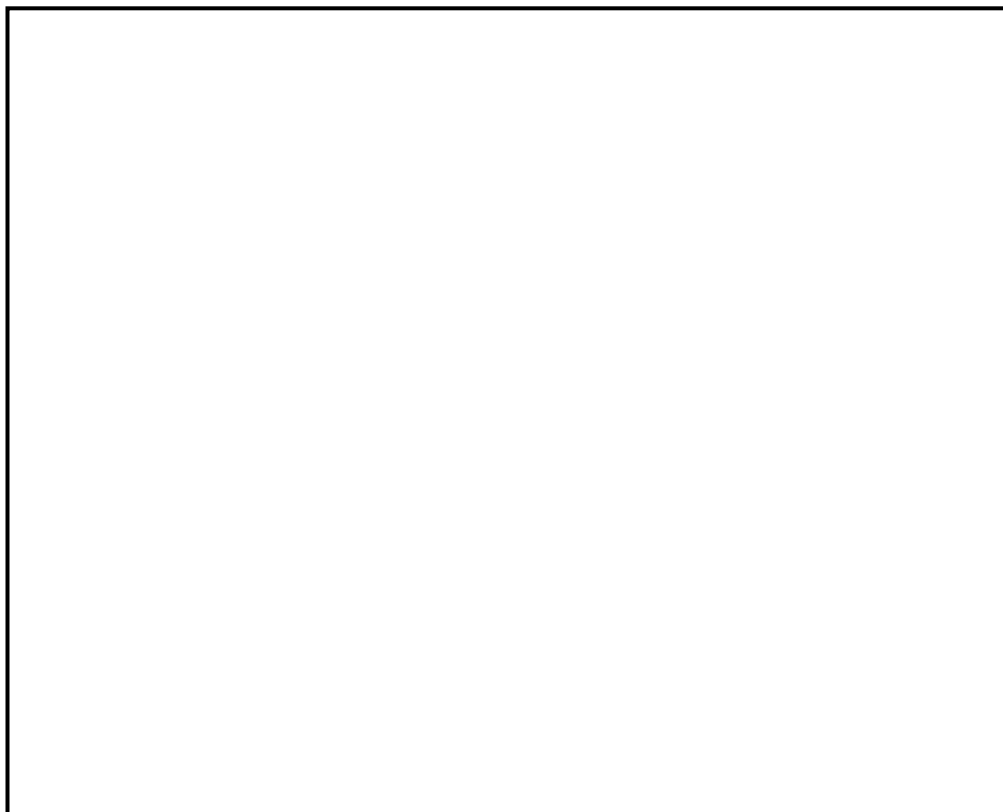


図 2 5 評価対象とする炉心の違いによる事象進展中の減速材密度係数への影響

枠囲いの内容は、商業機密に属します
 ますので公開できません。

添付6 入力項目リスト

表(1/5) 入力項目リスト

分 類	入力項目	
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		
ダウンカマ		
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カマ下端まで	
	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) 入力項目リスト

分類	入力項目	
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）	・原子炉容器内 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
		・1次冷却材配管 ホットレグ、クロスオーバーレグ、コールドレグ
		・1次冷却材ポンプ
		・蒸気発生器1次側 入口プレナム、伝熱管（プラグ率含む）、出口プレナム
		・蒸気発生器2次側 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
		・加圧器 本体、サージ管
	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
	炉心崩壊熱	

表(3/5) 入力項目リスト

分 類	入力項目		
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		
	被覆管外径、被覆管肉厚		
	燃料棒有効長		
	制御棒/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) 入力項目リスト

分 類	入力項目
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) 入力項目リスト

分 類	入力項目
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
事象収束に重要な機 器・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