

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 4 部 S C A T)

平成 27 年 6 月

東北電力株式会社

東京電力株式会社

中部電力株式会社

中国電力株式会社

## 目次

### S C A T

1. はじめに.....	4-1
2. 重要現象の特定.....	4-2
2.1 事故シーケンスと評価指標.....	4-2
2.2 ランクの定義.....	4-2
2.3 物理現象に対するランク付け.....	4-4
3. 解析モデルについて.....	4-13
3.1 コード概要.....	4-13
3.2 重要現象に対する解析モデル.....	4-14
3.3 解析モデル.....	4-15
3.4 入出力.....	4-34
4. 妥当性確認.....	4-36
4.1 重要現象に対する妥当性確認方法.....	4-36
4.2 ATLAS試験.....	4-38
4.3 NUPEC BWR燃料集合体熱水力試験.....	4-46
4.4 実機解析への適用性.....	4-52
5. 有効性評価への適用性.....	4-53
5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）.....	4-53
5.2 不確かさの取り扱いについて（運転員操作の観点）.....	4-55
6. 参考文献.....	4-56
添付1 入力項目リスト.....	4-1-1
添付2 沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルの適用性.....	4-2-1
添付3 リウエットモデルの適用性.....	4-3-1

## 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、SCATコード（SCAT Ver. 3）について、

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

に関してまとめたものである。

なお、REDYコードの計算結果をインプットとする必要があるが、このREDYコードに対する説明は別資料（第3部REDY）にて行う。

また、本資料で引用している最適評価コードはTRACコード（TRACG Ver. 5）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 C A Tコードが適用される炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループである原子炉停止機能喪失は、運転時の異常な過渡変化の発生時において原子炉のスクラム失敗を想定する事象であり、事故シーケンスとして主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失が選定されている。

主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、主蒸気隔離弁閉止時の原子炉圧力上昇によるボイド減少で炉心に正の反応度が投入されることにより生じる沸騰遷移、及び給水加熱喪失の状態で出力が増加することにより生じる沸騰遷移によって燃料被覆管の温度（以下、「燃料被覆管温度」と称す）が上昇し高温になる。それに伴い燃料被覆管の酸化量（以下、「燃料被覆管酸化量」と称す）も増加するが、判断基準（15%以下）に十分余裕があるため、評価指標は燃料被覆管温度で代表できると考えられる。

従って、燃料被覆管温度が評価指標である。炉心損傷防止対策の有効性を確認するその他の評価指標についてはR E D Yコードによる解析で確認する。

### 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、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 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、または重要でない現象	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. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、2.2節記載のランクの定義に従い、評価指標及び運転操作への影響に応じて「H」及び「M」に分類する事で物理現象の中から重要現象を特定する。この結果を表 2-2 に示す。

なお、本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シーケンスグループに対して抽出されたものであるため、REDYコードの解析結果を引き継ぐ物理現象を含んでいる。そのような物理現象は、SCATコードで評価する事象において考慮すべき物理現象の対象外としてREDYコードの説明資料で示す。

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

#### (1) 核分裂出力 [炉心 (核)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、核分裂出力と崩壊熱の和である原子炉出力の変化によって燃料ペレットの発熱挙動及び燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、核分裂出力は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。なお、原子炉出力変化はREDYコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

#### (2) 出力分布変化 [炉心 (核)]

出力分布には、径方向出力分布及び軸方向出力分布がある。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、原子炉スクラム失敗を仮定していることから、径方向出力分布の変化は小さい。一方、給水温度の変化等から軸方向出力分布は変化する。軸方向出力分布の変化は、沸騰遷移の生じた位置の局所の出力によって燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、出力分布変化は燃料被覆管温度の変化に対して重要度は高いと考えられる。

#### (3) 反応度フィードバック効果 [炉心 (核)]

(ボイド反応度 (減速材密度反応度) とドップラ反応度)

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、原子炉出力がボイド・ドップラ反応度フィードバック効果によって変動し、燃料ペレットの発熱挙動及び燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、ボイド・ドップラ反応度フィードバック効果は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。なお、反応度フィードバック効果は原子炉出力変化としてREDYコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

(ボロン反応度)

事象収束に必要なほう酸水注入系の手動起動はボロン反応度の印加が出力の抑制に重要な役割を果たす。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸水注入系による出力抑

制の効果が表れる段階より早いため、ボロンの反応度フィードバック効果が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(その他)

上述以外に、反応度フィードバック効果として知られている減速材温度反応度は、起動時のボイド反応度やドプラ反応度の影響が殆どない状態では考慮する必要があるが、本事故シーケンスの様な高い出力が継続する事象では評価指標に与える重要度は低い。なお、遅発中性子生成割合、中性子寿命と言ったパラメータは上記の反応度評価に含まれる。

#### (4) 制御棒反応度効果 [炉心 (核)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、スクラム失敗及び代替制御棒挿入機能が作動しないことを仮定しているため、制御棒反応度及び制御棒速度による効果が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

#### (5) 崩壊熱 [炉心 (核)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、核分裂出力と崩壊熱の和である原子炉出力の変化による燃料ペレットの発熱挙動及び燃料被覆管温度挙動に影響を与えるが、スクラムが失敗した状態で崩壊熱は核分裂出力に比べて小さい。したがって、崩壊熱が燃料被覆管温度変化に与える影響は殆どないと考えられる。なお、原子炉出力変化はR E D Yコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

#### (6) 三次元効果 [炉心 (核)]

中性子束振動（三次元効果）が発生すると、中性子束と冷却材流量の振動によって沸騰遷移及びリウエットの発生に影響を与えることから、燃料被覆管温度挙動に影響を与える可能性がある。

流量振動によって沸騰遷移を発生させる試験では、流量振幅が大きくなると数秒の周期で燃料被覆管温度が鋸歯状的に上昇と降下を繰り返し、温度上昇幅は僅かであることが確認されている<sup>[3]</sup>。これは中性子束の振動周期が数秒であることに対して熱流束の時間変化が小さいためと考えられる。しかし、スクラム失敗を仮定した原子炉停止機能喪失の事象のように、原子炉出力の増加に伴い中性子束と熱流束が大きい状態で中性子束振動が発生すると、燃料被覆管温度の上昇幅が有意に大きくなる可能性も考えられる。したがって、三次元効果は燃料被覆管温度変化に対して重要度は中程度と考えられる。なお、原子炉出力変化及び炉心入口流量の変化はR E D Yコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

ここでスクラム失敗を仮定した原子炉停止機能喪失の事象において、原子炉出力の増加に伴い中性子束と熱流束が大きい状態で中性子束振動が発生しても燃料被覆管温度の上昇

幅が有意に大きくなることは、米国において中性子束振動の評価実績のあるTRACコードによる参考解析結果を参照する（第3部REDDY付録A参照）。

(7) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]

燃料棒内温度変化は、燃料ペレット内発熱により燃料ペレット熱伝導とギャップ部の熱伝達及び燃料被覆管熱伝導を通して燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、燃料棒内温度変化は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。

(8) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、沸騰遷移が生じて燃料被覆管温度は上昇する。沸騰遷移後、冷却材への熱伝達に関わる燃料棒表面熱伝達は燃料被覆管温度挙動に影響を与える。また、膜沸騰状態での過熱蒸気により燃料棒表面熱伝達が変化し、燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、燃料棒表面熱伝達は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。

(9) 沸騰遷移 [炉心 (燃料)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、沸騰遷移が生じて核沸騰から膜沸騰状態に移行し、原子炉出力の低下によってリウエットに至ることで核沸騰状態に移行する。ドライアウト領域では、燃料被覆管温度は急上昇する。その後リウエットによって核沸騰時の温度まで低下する。したがって、沸騰遷移は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。

(10) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]

燃料被覆管酸化はジルコニウム-水反応によって発熱量が増加するが、出力の高い主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では核反応による発熱量に比べて影響は小さいと考えられる。したがって、燃料被覆管酸化は燃料被覆管温度変化に対して重要度は低いと考えられる。

(11) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、炉心は冠水状態及び原子炉圧力が維持されることから燃料被覆管変形は生じないため、燃料被覆管変形が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(12) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]

沸騰遷移が生じる高クオリティの状態では軸方向ボイド率変化を含むボイド率変化は小さく、また膜沸騰状態での表面熱伝達の変化は主にクオリティの変化に依存することから、

ボイド率変化による表面熱伝達の変化は小さい。また、炉心は冠水状態が維持されて炉心部に二相水位が形成されないため、水面変動による大きなボイド率変化はない。そのため燃料被覆管温度挙動への影響は小さいと考えられる。したがって、沸騰・ボイド率変化は燃料被覆管温度変化に対して重要度は低いと考えられる。

(13) 気液分離（水位変化）・対向流 [炉心（熱流動）]

主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、炉心は冠水状態が維持されて炉心部に二相水位が形成されないため、気液分離（水位変化）・対向流が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(14) 気液熱非平衡 [炉心（熱流動）]

主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、炉内保有水は十分に保たれ、炉心は冠水が維持されている。燃料集合体の一部で発生した過熱蒸気は炉心出口近傍で飽和になると考えられ、熱流動挙動への影響は小さいと考えられる。しかし、発生した過熱蒸気の影響が隣接する燃料棒に波及する可能性がある。したがって、気液熱非平衡による熱流動の変化は燃料被覆管温度変化に対して重要度は中程度と考えられる。なお、発生した過熱蒸気を与える燃料被覆管温度への効果は膜沸騰状態での燃料棒表面熱伝達に取り込んでおり、(8)項の燃料棒表面熱伝達 [炉心（燃料）] で考慮する。

(15) 圧力損失 [炉心（熱流動）]

チャンネル内の圧力損失は、チャンネルを流れる冷却材流量を介して表面熱伝達の変化に影響を与える。しかし、沸騰遷移後は冷却材流量の変化による表面熱伝達の変化は小さく、燃料被覆管温度挙動への影響は小さいと考えられる。したがって、圧力損失は燃料被覆管温度変化に対して重要度は低いと考えられる。なお、炉心入口流量の変化はREDYコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

(16) 三次元効果 [炉心（熱流動）]

三次元効果による燃料集合体間の流量配分は、冷却材流量が変化することから、燃料被覆管温度挙動に影響を与える。しかし、主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、径方向出力分布の変化は小さく、流量配分による冷却材流量変化への影響は小さいと考えられる。また、高出力燃料集合体は平均出力燃料集合体に比べてボイド率が高く流量低下が早くなるが、冷却材流量が減少すれば二相部の圧力損失による流量配分の寄与が相対的に小さくなるので、高出力燃料集合体の流量低下は緩和されると考えられる。したがって、三次元効果は燃料被覆管温度変化に対して重要度は低いと考えられる。

(17) 冷却材流量変化 [原子炉压力容器]

再循環ポンプトリップにより炉心流量を減少させることで原子炉出力を抑制することから、再循環ポンプのコーストダウン特性と流路慣性による冷却材流量変化の速さは原子炉出力の抑制の速さに影響する。また、事象発生直後に再循環ポンプトリップするため、燃料被覆管温度上昇時の冷却材流量は自然循環流量相当である。したがって、冷却材流量変化は燃料被覆管温度に対して重要度は高いと考えられる。なお、炉心入口流量の変化はR E D Yコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

(18) 冷却材放出（臨界流・差圧流） [原子炉压力容器]

主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、主蒸気隔離弁の誤閉止による原子炉圧力の上昇によって逃がし安全弁が作動する。逃がし安全弁から放出される蒸気流量の変化によって原子炉圧力が変化し、ボイドの生成・凝縮に影響するため反応度フィードバック効果に影響する。反応度フィードバック効果は(3)項の反応度フィードバック効果 [炉心 (核)] で考慮する。したがって、冷却材放出（臨界流・差圧流）は燃料被覆管温度変化に対して重要度は低いと考えられる。なお、原子炉圧力変化及び原子炉出力変化はR E D Yコードの解析結果を引き継がれる物理現象である。

(19) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [原子炉压力容器]

ここで取扱う物理現象は、炉心以外での領域の状態である。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、沸騰・凝縮・ボイド率変化（減圧沸騰（フラッシング）、二相水位、二相流動）が炉心内の領域に与える影響は小さく、燃料被覆管温度挙動への影響はないと考えられる。したがって、沸騰・凝縮・ボイド率変化が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(20) 気液分離（水位変化）・対向流 [原子炉压力容器]

ここで取扱う物理現象は、炉心以外での領域の状態である。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、炉心以外の領域で気液分離（水位変化）・対向流が生じないため、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(21) 気液熱非平衡 [原子炉压力容器]

ここで取扱う物理現象は、炉心以外での領域の状態である。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、炉心以外の領域で気液熱非平衡が生じないため、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(22) 圧力損失 [原子炉压力容器]

ここで取扱う物理現象は、炉心以外での領域の状態である。主蒸気隔離弁の誤閉止+原

原子炉停止機能喪失の事象での燃料被覆管温度を評価する上で、(15)項の圧力損失〔炉心（熱流動）〕の物理現象を考慮する。したがって、圧力損失が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(23) 構造材との熱伝達〔原子炉压力容器〕

主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、原子炉出力はほう酸水注入によって抑制されるまで高い値を維持する。このため、原子炉ドーム部を含むシュラウド外領域の構造材と冷却材間との熱伝達は影響を与えないと考えられる。したがって、構造材との熱伝達が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(24) E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）〔原子炉压力容器〕

主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）により冷却材を注入し、炉心入口流量及び炉心入口エンタルピの変化によって燃料被覆管温度挙動に影響を与える。したがって、E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）は燃料被覆管温度変化に対して重要度は高いと考えられる。なお、炉心入口流量変化及び炉心入口エンタルピ変化はR E D Yコードの解析結果から引き継がれる物理現象である。

(25) ほう酸水の拡散〔原子炉压力容器〕

事象収束に必要なほう酸水注入系の手動起動はボロン反応度の印加が出力の抑制に重要な役割を果たす。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸水注入系による出力抑制の効果が表れる段階より早いため、ほう酸水の拡散が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(26) 三次元効果〔原子炉压力容器〕

燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、ほう酸水注入系による出力抑制の効果が表れる段階より早いため、ほう酸水の輸送・拡散における三次元効果が燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(27) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔原子炉格納容器〕

本物理現象自体は、格納容器側から見た逃がし安全弁から放出される蒸気流に係る事象であり、原子炉から見た(18)項と同じである。

(28) 格納容器各領域間の流動〔原子炉格納容器〕

格納容器各領域間の流動は原子炉側への影響はなく、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(29) サプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]

サプレッション・プール冷却は、ECCSの高圧注水による冷却材の温度が変化するため、燃料被覆管温度挙動に影響を与える可能性がある。燃料被覆管温度の上昇は事象初期であり、残留熱除去系（RHR）によるサプレッション・プール冷却の効果が表れる段階より早いため、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(30) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]

気液界面の熱伝達は原子炉側への影響はなく、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(31) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]

構造材との熱伝達及び内部熱伝導は原子炉側への影響はなく、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(32) スpray冷却 [原子炉格納容器]

Spray冷却は、サプレッション・プール水温の低下によってECCSの高圧注水による冷却材の温度が変化するため、燃料被覆管温度挙動に影響を与える可能性がある。主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、Spray冷却の実施を仮定していないため、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(33) 放射線水分解等による水素・酸素発生 [原子炉格納容器]

放射線水分解等による水素・酸素発生は原子炉側への影響はなく、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

(34) 格納容器ベント [原子炉格納容器]

格納容器ベントは、サプレッション・プール水温の低下によってECCSの高圧注水による冷却材の温度が変化するため、燃料被覆管温度挙動に影響を与える可能性がある。主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象では、格納容器ベントの実施を仮定していないため、燃料被覆管温度変化に与える影響はないと考えられる。

表 2-2 原子炉停止機能喪失における物理現象のランク（SCATコード）（1/2）

分類	事故シーケンス		主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失
	物理現象	評価指標	燃料被覆管温度
炉心（核）	(1)	核分裂出力	(H) *1
	(2)	出力分布変化	<u>H</u>
	(3)	反応度フィードバック効果	(H) *1
	(4)	制御棒反応度効果	I
	(5)	崩壊熱	(I) *1
	(6)	三次元効果	<u>M</u> *2
炉心（燃料）	(7)	燃料棒内温度変化	<u>H</u>
	(8)	燃料棒表面熱伝達	<u>H</u>
	(9)	沸騰遷移	<u>H</u>
	(10)	燃料被覆管酸化	L
	(11)	燃料被覆管変形	I
炉心（熱流動）	(12)	沸騰・ボイド率変化	L
	(13)	気液分離（水位変化）・対向流	I
	(14)	気液熱非平衡	<u>M</u>
	(15)	圧力損失	(L) *1
	(16)	三次元効果	L
原子炉圧力容器 （逃がし安全弁 含む）	(17)	冷却材流量変化	(H) *1
	(18)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	(L) *1
	(19)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	I
	(20)	気液分離（水位変化）・対向流	I
	(21)	気液熱非平衡	I
	(22)	圧力損失	I
	(23)	構造材との熱伝達	I
	(24)	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	(H) *1
	(25)	ほう酸水の拡散	I
	(26)	三次元効果	I

\*1 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、REDYコードの解析結果を引き継ぐ物理現象も含んでいる。そのような物理現象は、SCATコードで評価する事象において考慮すべき物理現象の対象外とする。

\*2 三次元効果の模擬はREDY/SCATコード体系では困難であるため、米国において中性子束振動の評価実績のあるTRACコードによる参考解析結果を参照する。

表 2-2 原子炉停止機能喪失における物理現象のランク（SCATコード）（2/2）

分類	事故シーケンス		主蒸気隔離弁の誤閉止 + 原子炉停止機能喪失
	物理現象		評価指標 燃料被覆管温度
原子炉格納容器	(27)	冷却材放出	(18)と同一物理現象
	(28)	格納容器各領域間の流動	I
	(29)	サプレッション・プール冷却	I
	(30)	気液界面の熱伝達	I
	(31)	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	I
	(32)	スプレイ冷却	I
	(33)	放射線水分解等による水素・酸素発生	I
	(34)	格納容器ベント	I

### 3. 解析モデルについて

#### 3.1 コード概要

SCATコードは、燃料の熱的余裕及び燃料被覆管温度を解析するコードである。本コードは、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向だけの熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力学的挙動を計算する。

なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のある「運転時の異常な過渡変化の解析」及び「事故解析」におけるMCPRの評価に加え、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後の燃料被覆管温度及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。そのため、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達相関式とリウエット相関式を適用する。また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下、「ジルコニウム－水反応」と称す）に「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下、「ECCS性能評価指針」と称す）に示されている Baker-Just の式<sup>[4]</sup>を適用する。

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL式<sup>[5][6]</sup>に基づく限界出力比（CPR）、各ノードでの冷却材流量、クオリティ、燃料被覆管温度等の時間変化が求められる。また、燃料被覆管温度から燃料被覆管酸化量の時間変化が求められる。

### 3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において重要現象に分類された物理現象（表 2-2 で「H」及び「M」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。

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）	出力分布変化	燃料モデル	出力分布モデル
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	燃料モデル	熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ 熱伝達モデル
	燃料棒表面熱伝達	チャンネル内 熱流動モデル	被覆管表面熱伝達モデル リウエットモデル
	沸騰遷移	チャンネル内 熱流動モデル	沸騰遷移評価モデル
炉心（熱流動）	気液熱非平衡	チャンネル内 熱流動モデル	被覆管表面熱伝達モデル リウエットモデル

### 3.3 解析モデル<sup>[1][2]</sup>

SCATコードは、REDYコードにより求められた原子炉停止機能喪失時の炉心へ与えられる外乱を用いて、燃料の最小限界出力比（MCPR）及び燃料被覆管温度を評価する。またREDYコードから求まる中性子束，炉心流量，炉心入口エンタルピ，炉心圧力の時間変化を境界条件とする。重要現象に対するSCATコードの計算モデルを表 3-2 に示す。

表 3-2 S C A Tコードのモデル一覧

項 目		計算モデル
チャンネル内 熱流動モデル	流動の基本式 (非平衡ドリフトフラックス モデル)	気液各相に対して質量保存式とエネルギー保存式, 及び気液混相の運動量保存式を適用
	ボイドモデル	[ ] を適用した Zuber-Findlay の式
	サブクールボイドモデル	[ ]
	圧力損失モデル	[ ]
	被覆管表面熱伝達モデル	以下の熱伝達モードを考慮 <ul style="list-style-type: none"> <li>・サブクール熱伝達 Dittus-Boelter の式</li> <li>・サブクール沸騰・核沸騰熱伝達 Jens-Lottes の式</li> <li>・膜沸騰熱伝達 修正 Dougall-Rohsenow 式</li> </ul>
	沸騰遷移評価モデル	G E X L 相関式を適用
	リウエットモデル	リウエットクオリティをモデル化した相関式を適用
燃料モデル	出力分布モデル	初期値で固定した軸方向出力分布を適用
	熱伝導モデル	燃料棒径方向に一次元熱伝導方程式を適用
	燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	初期値で固定した軸方向ギャップ熱伝達係数を適用

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。

### 3.3.1 チャンネル内熱流動モデル

S C A Tコードは、燃料棒、ウォータロッド、チャンネルボックスで構成される燃料集合体の冷却材挙動を評価するモデルである。燃料集合体の冷却材流路は軸方向に複数のノードに分割して冷却材の熱水力挙動を計算する。

#### (1)保存則

冷却材流路の軸方向各ノードについて保存則を適用して熱水力状態を計算する。二相流モデルには、気液各相の質量保存式とエネルギー保存式、及び気液混相の運動量保存式の5保存式を適用し、ドリフトフラックスモデルに基づく気液各相の速度差を考慮する。

目的のノードの冷却材の沸騰状態（サブクール、サブクール沸騰、核沸騰、膜沸騰）を判定し、それに対して与えられる質量保存式とエネルギー保存式を解くことでクオリティ、エンタルピー等を求める。ボイド率を求めるために、ボイド率とクオリティの相関式を用いる。

ノードの熱水力状態が求められると、燃料棒から冷却材に伝わる熱を計算する。

保存式は下式である。

#### (a) 質量保存式

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha\rho_v) + \frac{\partial G_v}{\partial z} = \Gamma_g$$
$$\frac{\partial}{\partial t}[(1-\alpha)\rho_l] + \frac{\partial G_l}{\partial z} = -\Gamma_g$$

#### (b) エネルギー保存式

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha\rho_v h_v) + \frac{\partial}{\partial z}(G_v h_v) = Q_v + \alpha \frac{\partial P}{\partial t} + h_g \Gamma_g$$
$$\frac{\partial}{\partial t}[(1-\alpha)\rho_l h_l] + \frac{\partial}{\partial z}(G_l h_l) = Q_l + (1-\alpha) \frac{\partial P}{\partial t} - h_f \Gamma_g$$

なお、質量保存式及びエネルギー保存式から求められた全ノードの熱水力状態を用いて、運動量保存式を解くことでチャンネル内の圧力損失を求めることができる。

運動量保存式は下式である。

$$\frac{\partial P}{\partial z} + \frac{\partial}{\partial z}(G_v u_v + G_l u_l) + \frac{\partial G}{\partial t} + \frac{(f/\rho_l)G^2}{2D_H} + \bar{\rho}g = 0$$

ここで,

$$G = G_l + G_v$$
$$\bar{\rho} = \rho_l(1 - \alpha) + \rho_g \alpha$$

記号は以下の通りである。

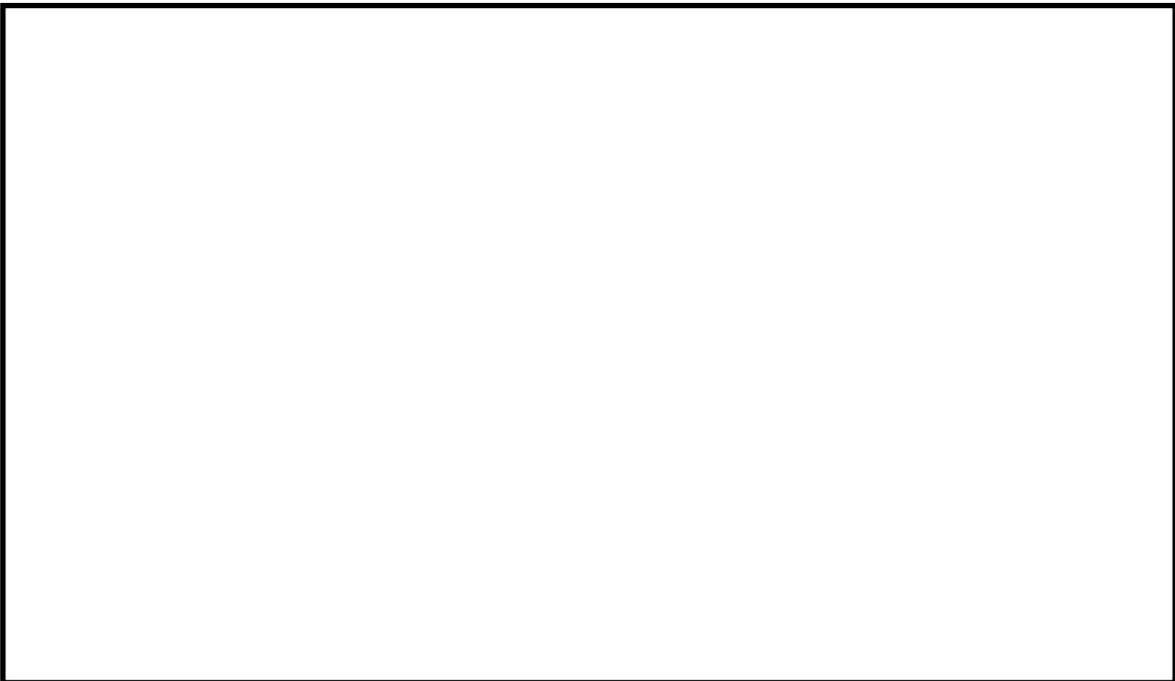
- $\alpha$  : ボイド率
- $\rho$  : 密度
- $G$  : 質量流束
- $u$  : 相速度
- $\Gamma_g$  : 蒸気生成率
- $h$  : エンタルピ
- $Q$  : 熱伝達量
- $P$  : 冷却材圧力
- $g$  : 重力加速度
- $f$  : 摩擦抵抗係数
- $D_H$  : 水力等価直径
- (添字)  $v$  : 蒸気相
- $l$  : 液相
- $g$  : 飽和蒸気
- $f$  : 飽和水

(2)構成式

①ボイドモデル，サブクールボイドモデル



②圧力損失モデル



③被覆管表面熱伝達モデル

冷却材の沸騰状態（サブクール，サブクール沸騰，核沸騰，膜沸騰）に基づいた熱伝達の相関式を適用する。

冷却材の沸騰状態の選択ロジックを図 3-1 に示す。サブクール沸騰開始位置は単相液相エンタルピーを示す曲線と気泡離脱時のエンタルピーを示す曲線の交点より求まる。すなわち，単相液相エンタルピーが気泡離脱時のエンタルピー以上となった時にサブクール沸騰が始まるとする。また，核沸騰は液相エンタルピーが飽和状態に達した時に始まるとする。核沸騰から膜沸騰への移行については，限界クオリティと沸騰長さの関係等に基づき整理された G E X L 相関式を用いて判定する。リウエットによる膜沸騰状態から核沸騰状態への移行については，日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基

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。

準：2003」<sup>[8]</sup>で推奨される相関式を用いて判定する。GEXL相関式を用いた沸騰遷移判定の詳細は④で、リウエット判定については⑤に示す。

各流動状態に対して設定される熱伝達モデルの一覧を表 3-2 に示す。サブクール領域の单相流には Dittus-Boelter の式<sup>[9]</sup>を、サブクール沸騰及び核沸騰領域には Jens-Lottes の式<sup>[10]</sup>を、膜沸騰領域には修正 Dougall-Rohsenow 式<sup>[8][11]</sup>を適用する。

沸騰遷移後の熱伝達相関式について、日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」では、修正 Dougall-Rohsenow 式を使用することが妥当であるとしている。

相関式は下式である。

(a) Dittus-Boelter の式<sup>[9]</sup>

$$h = 0.023 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.4} \frac{k}{D_H}$$

(b) Jens-Lottes の式<sup>[10]</sup>

$$h = \frac{Q/A}{\Delta T_{JL}}$$

$$\Delta T_{JL} = 60 e^{-\frac{P}{900}} \left[ \frac{Q/A}{10^6} \right]^{1/4}$$

(c) 修正 Dougall-Rohsenow 式<sup>[8][11]</sup>

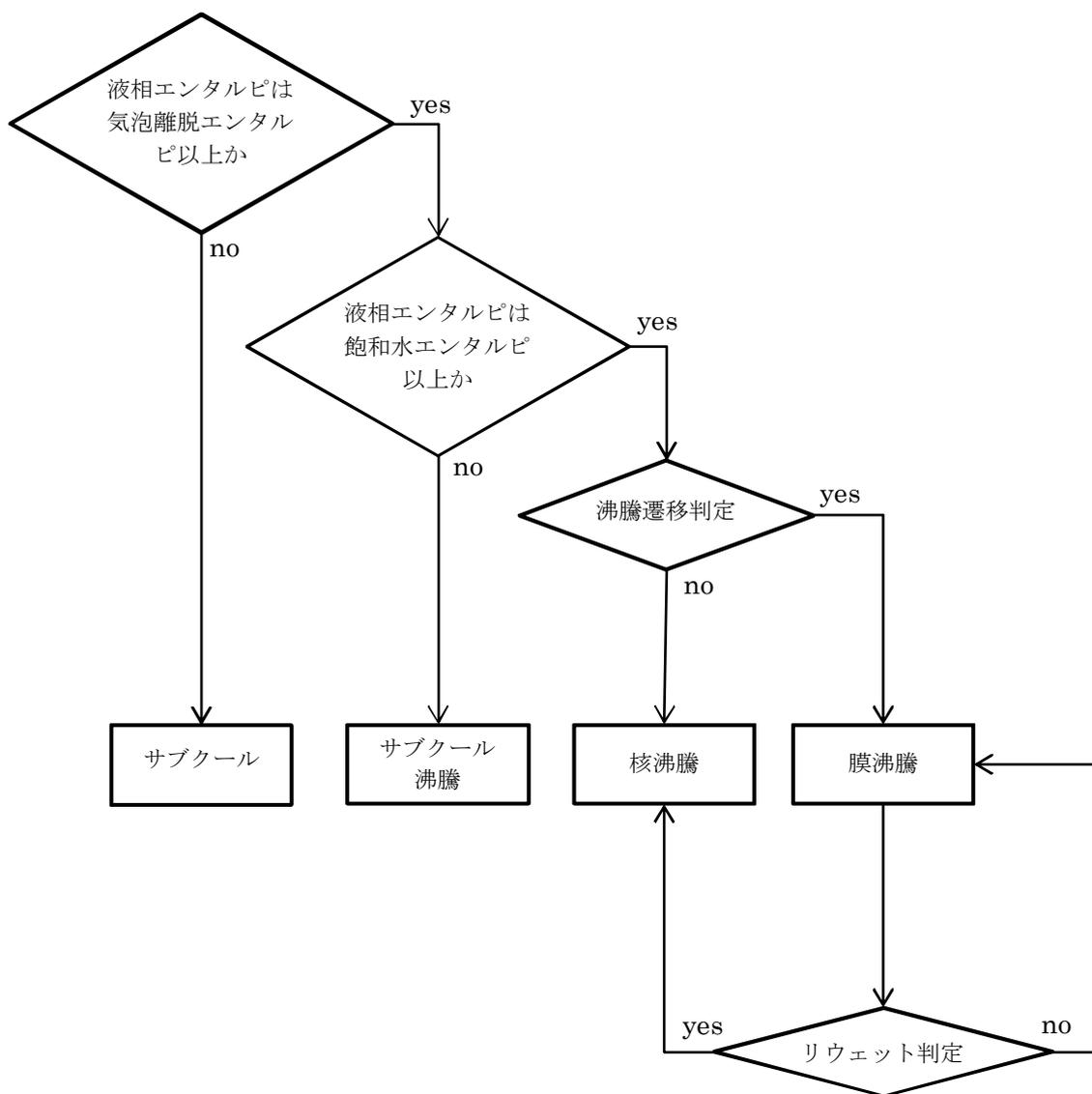
$$h = 0.023 \left\{ \frac{GD_H}{\mu_{g,f}} \left[ x_e + \frac{\rho_{g,s}}{\rho_{l,s}} (1 - x_e) \right] \right\}^{0.8} \text{Pr}_{g,f}^{0.4} \frac{k_{g,f}}{D_H}$$

各物性値に用いる過熱蒸気の温度は、蒸気膜温度（燃料被覆管表面温度と飽和温度の平均温度）を用いる。

記号は以下の通りである。

- h : 熱伝達率
- Q : 熱伝達量
- $x_e$  : 断面平均熱平衡クオリティ
- $D_H$  : 水力等価直径

G : 冷却材の質量流束  
P : 冷却材圧力  
A : 伝熱面積  
k : 冷却材の熱伝導率  
 $\rho$  : 冷却材の密度  
 $\mu$  : 冷却材の粘性係数  
Re : 冷却材のレイノルズ数  
Pr : 冷却材のプラントル数  
(添字) g,s : 飽和蒸気  
l,s : 飽和水  
g,f : 過熱蒸気



沸騰遷移判定：GEXL 相関式による沸騰遷移判定

リウエット判定：相関式 2 によるリウエット判定

図 3-1 流動状態の選択ロジック

#### ④沸騰遷移評価モデル

燃料集合体が沸騰遷移に至る状況はGEXL 相関式を用いて計算する。有効性評価解析における沸騰遷移の判定は、GEXL 相関式から得られる最小限界出力比 (MCPR) が MCPR に関する燃料の許容設計限界 (SLMCPR) を下回った時点とする。

GEXL 相関式は、沸騰遷移の開始を予測する式で、BWR 炉心で出現することが予想される種々の軸方向出力分布を条件とした豊富な試験データに基づいて作成されており、以下の特徴を有する。

- ・出力分布依存性を考慮する手段として、「限界クォリティ ( $X_C$ ) 対沸騰長さ ( $L_B$ )」の関係を導入している。
- ・局所出力分布の関数を取りこんでいる。
- ・実形状の模擬燃料集合体により得られたデータをベストフィットしていることが大きな特徴として挙げられる。

GEXL 相関式は次式で表現される。

$$X_C = f(L_B, D_Q, G, L, P, R)$$

記号は以下の通りである。

$X_C$  : 断面平均の限界クォリティ

$L_B$  : 沸騰長さ

$D_Q$  : 熱的等価直径

$G$  : 質量流束

$L$  : 加熱長さ

$P$  : 圧力

$R$  : 局所出力分布に関する係数

以下に、GEXL 相関式から得られるMCPRの計算と、沸騰遷移の生じる位置を判定する計算について述べる。

##### (a) MCPRの計算方法

GEXL 相関式を用いた限界出力 (燃料集合体のある点において沸騰遷移を生じさせる燃料集合体出力) の計算は、次に述べる手法によって行う。

- (i) 注目するバンドルの質量速度、圧力、局所出力関数等を求める。
- (ii) (i)の条件下でGEXL 相関式を用いて「限界クォリティ ( $X_C$ ) 対沸騰長さ ( $L_B$ )」を計算する。
- (iii) 注目するバンドルの出力を上昇させ、(i)の条件下で「運転クォリティ ( $X$ ) 対沸騰長さ ( $L_B$ )」を計算する。
- (iv) (ii)と(iii)で得られた曲線を比較し、(ii)の曲線に(iii)の曲線がある点で接する場合の出力を求める。これが求める限界出力である。

もし(ii)(iii)で得られた曲線が接しない場合、出力を変えて(iii)の計算を反復し、接す

る場合のバンドル出力を求める。この関係を図 3-2 に示す。

運転出力に対し GEXL 相関式から得られる限界出力の比が MCP R となる。有効性評価解析では、MCP R が SLMCPR を下回った時点で沸騰遷移が発生したと判断する。SLMCPR は、GEXL 相関式が持つ不確かさを考慮して保守的に設定する。

過渡時の MCP R については、主に限界クォリティと運転クォリティの比に基づく値で評価する。

(b) 沸騰遷移位置判定の計算方法

沸騰遷移の判定後、沸騰遷移の生じる位置を判定する。有効性評価解析における沸騰遷移の生じる位置を判定する計算は、次に述べる手法によって行う。

- (i) GEXL 相関式を用いて限界クォリティ ( $X_c$ ) を計算する。
- (ii) (i)での限界クォリティを用いて SLMCPR に相当する限界クォリティを求める。
- (iii) 軸方向沸騰遷移位置を表すために、(ii)での SLMCPR に相当する限界クォリティを補正する。
- (iv) この補正した限界クォリティと運転クォリティとを比較し、交点の軸方向ノード位置を沸騰遷移が生じた位置と判定する。

この関係を図 3-3 に示す。

沸騰遷移を判定した位置では、沸騰遷移後の熱伝達相関式によって求めた熱伝達係数を用いて燃料被覆管温度を計算する。

燃料集合体断面平均クオリティ (X)

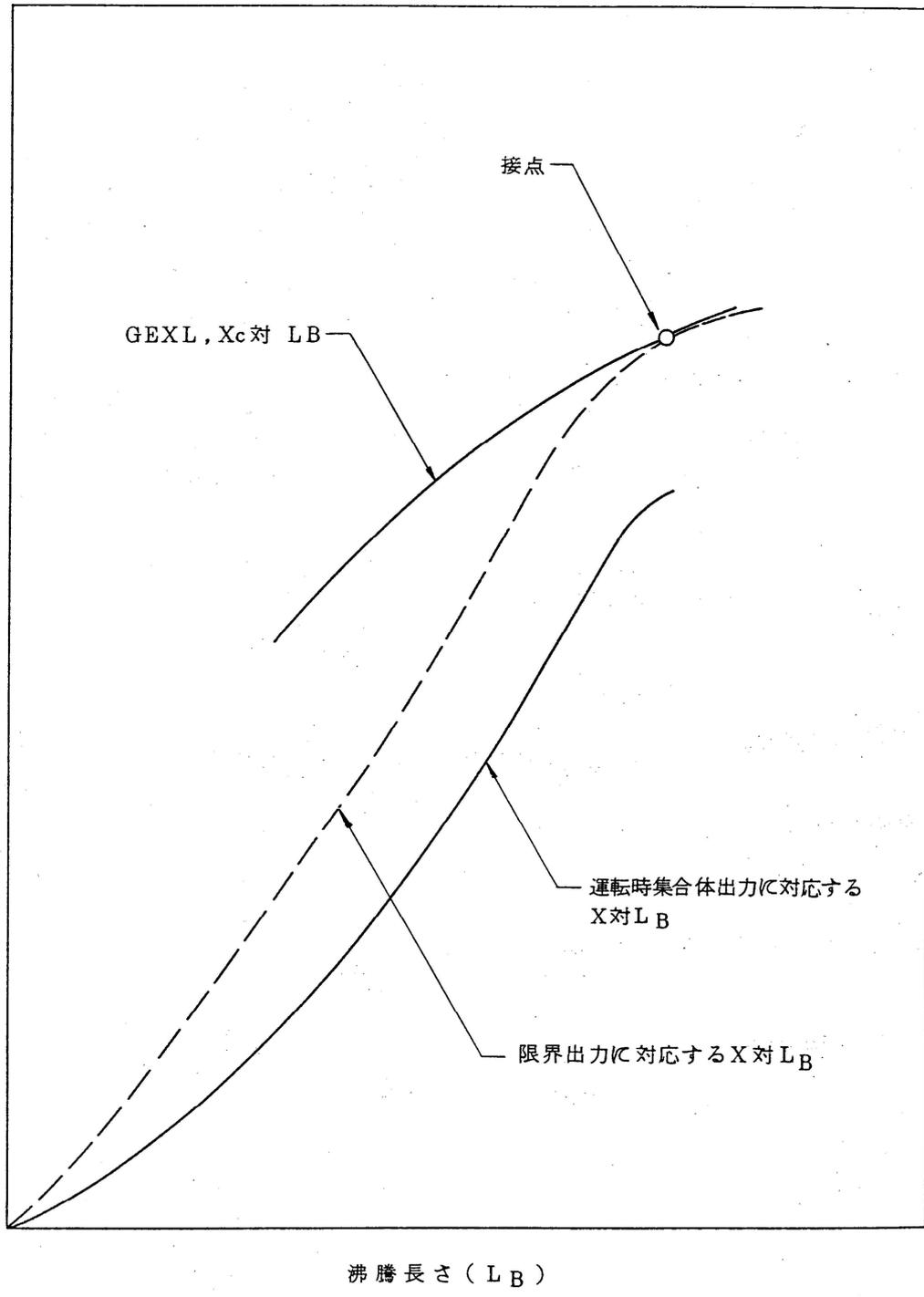


図 3-2 限界出力の評価手法<sup>[5][6]</sup>

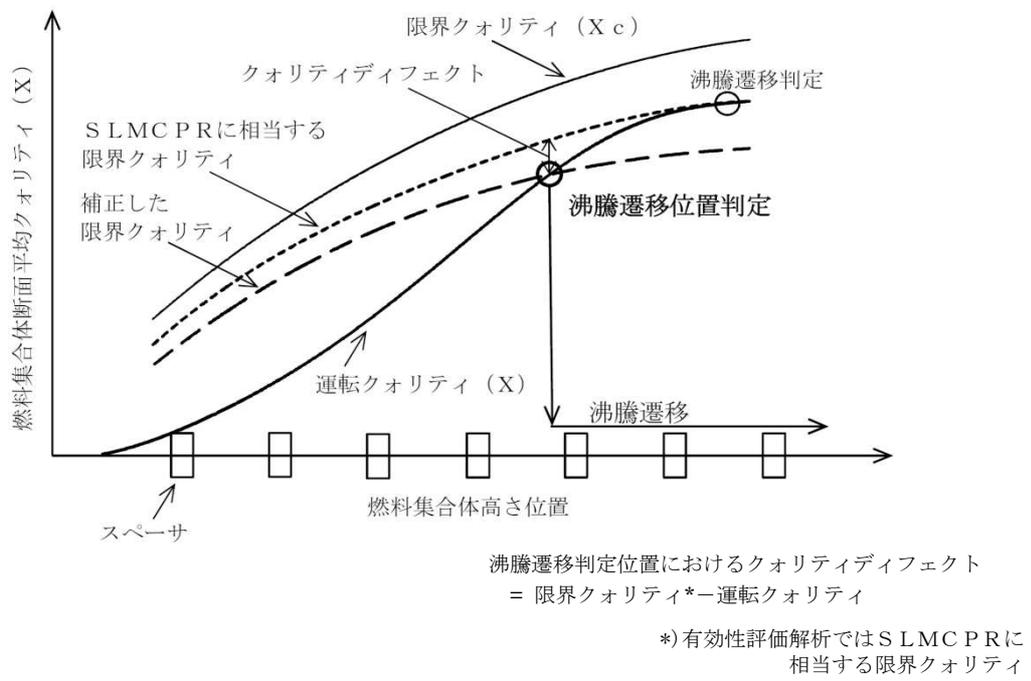


図 3-3 沸騰遷移位置判定の評価手法

⑤リウエットモデル

沸騰遷移後のリウエット時刻の予測方法について、日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」では、相関式1<sup>[8][12]</sup>と相関式2<sup>[8][13]</sup>のリウエット相関式のいずれかを使用することが妥当であるとしている。相関式1は単管試験データに基づいて作成した相関式で、相関式2は管群試験データに基づいて現象論的に作成した相関式である。

相関式2は、相関式1よりもドライアウト持続時間を長く評価する傾向があるため、燃料被覆管温度を高めにより高く評価する。そのため、相関式2をリウエット時刻の予測方法に適用する。

なお、相関式2は、燃料集合体内の軸方向着目位置の流路断面平均クオリティがリウエットクオリティを下回ったときにリウエットが発生するという考えに基づいている。実機的设计及び運転条件を対象とした熱水力試験によれば、準定常状態におけるリウエットクオリティは沸騰遷移を生じる限界クオリティに一致するが、過渡状態におけるリウエットクオリティは限界クオリティを下回る傾向にある。相関式2は、リウエット時点における流路断面平均クオリティと限界クオリティの偏差をモデル化したものである。

相関式は下式である<sup>[8][13]</sup>。

$$x_{\text{rewet}} = x_c + \Delta x$$

$$\Delta x = \left\{ 0.0635 \frac{D_w F h_{fg}}{u_{lf}^0} \left[ \frac{G(x - x_c)}{q''} \right]_{t=t_m} - \frac{G_0}{G} \left( \frac{\Delta T_w - \Delta T_0}{\Delta T_0} \right) - \Delta t_0 \right\} \frac{dx}{dt}$$

記号は以下の通りである。

- $x_{\text{rewet}}$  : 燃料集合体内の流路で断面平均したリウエットクオリティ
- $x_c$  : 燃料集合体内の流路で断面平均した限界クオリティ
- $x$  : 燃料集合体内の流路で断面平均したクオリティ
- $\Delta x$  : 過渡時におけるリウエットクオリティの限界クオリティからの偏差
- $\Delta T_w$  : 壁面過熱度
- $\Delta T_0$  : 液膜先端固気液三相界面の過熱度
- $q''$  : ドライアウト部の熱流束
- $F$  : 断面平均燃料棒出力に対するピーキング係数
- $G$  : 冷却材の質量流束
- $D_w$  : 熱的等価直径
- $h_{fg}$  : 蒸発潜熱
- $t_m$  :  $x - x_c$  が最大となる時刻
- $\Delta t_0$  :  $x - x_c$  が最大となる時刻から  $x$  が  $x_c$  まで復帰するまでの経過時間

- $\frac{\overline{dx}}{dt}$  :  $x$  が  $x_c$  まで復帰した時刻からリウエット時刻までの  $x$  の  
平均変化率
- $G_0$  : 質量流束規格化基準値
- $u_{lf}^0$  : 液膜進展速度規格化基準値

### 3.3.2 燃料モデル

S C A Tコードの燃料モデルは、燃料集合体（燃料棒、ウオータロッド等）やチャンネルボックスで構成される。燃料棒熱伝達計算は、最大5グループに分けることができ、各々の燃料棒毎に行うことができる。

実機解析に用いるグルーピング及びノーディングを図 3-4 と図 3-5 に、考え方を表 3-3 に示す。9×9燃料（A型）の場合は、図 3-4 に示すようにホットロッド（標準長）、平均出力ロッド（標準長）、部分長ロッド、ウオータロッドの4つのグループに分けて模擬している。

#### (1)出力分布モデル

燃料の軸方向出力分布の初期状態一定値として入力している。

#### (2)熱伝導モデル

燃料棒は、燃料ペレット、ペレットと被覆管の間の空隙部であるギャップ部、被覆管で構成され、図 3-5 に示すように軸方向に複数のノードに分割し、それぞれのノードに径方向に熱伝導方程式を適用して、冷却材への熱伝達を計算する。

- ①燃料ペレットは径方向に複数のノードに分割し、被覆管は通常内側と外側の2つのノードに分割して取り扱う。
- ②燃料ペレットでは、ペレット中心部よりペレット周辺部が相対的に局所出力が大きくなる傾向があり、この特性を取り込めるように径方向出力分布を考慮することができる。
- ③ペレットと被覆管のギャップ部の熱の授受には、ギャップ熱伝達係数を用い、一般に軸方向中央部のギャップ熱伝達係数が大きくなる傾向があり、このため、ギャップ熱伝達係数は軸方向分布を考慮できる。

ギャップ熱伝達については時間変化をしない一定値とする場合と、出力上昇に伴う燃料ペレットの熱特性の変化を考慮に入れた時間的に変化する場合の取り扱いが可能である。

- ④熱伝導率、熱容量など燃料ペレット及び被覆管の物性については、関係式もしくはテーブル形式で温度依存を考慮する。

#### (3)燃料ペレットー被覆管ギャップ熱伝達モデル

燃料ペレットと被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、熱放出率を考慮した輻射伝導係数、燃料ペレットと被覆管相互の接触圧力を考慮した熱伝達係数、熱膨張の影響を考慮した気相部の熱伝導係数から求められる。

MCPRを計算する解析では、燃料棒機械設計コードPRIME<sup>[14][15]</sup>で計算された結果に基づき、軸方向ギャップ熱伝達係数は一定値を用いている。

燃料棒の温度分布を示す方程式は下式である<sup>[1][2]</sup>。

(a) 燃料ペレット

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[ r K_F \frac{\partial T}{\partial r} \right] = \rho_F C_F \frac{\partial T}{\partial t} - Q_g$$

(b) 燃料ペレット－被覆管ギャップ部

$$\left[ K_F \frac{\partial T}{\partial r} \right]_{\text{燃料表面}} = H_g \Delta T_{\text{gap}}$$

(c) 燃料被覆管

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[ r K_c \frac{\partial T}{\partial r} \right] = \rho_c C_c \frac{\partial T}{\partial t}$$

記号は以下の通りである。

- T : 温度
- $\Delta T_{\text{gap}}$  : 燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの温度差
- $K_F$  : 燃料ペレットの熱伝導率
- $K_c$  : 燃料被覆管の熱伝導率
- $H_g$  : 燃料ペレット－燃料被覆管の熱伝達率
- $\rho_F$  : 燃料ペレット密度
- $\rho_c$  : 燃料被覆管密度
- $C_F$  : 燃料ペレット比熱
- $C_c$  : 燃料被覆管比熱
- $Q_g$  : 燃料ペレットの発熱量

表 3-3 S C A Tコードのノーディングの考え方（9×9燃料（A型）の例）

領域	考え方
燃料棒グループ	燃料集合体の燃料棒及びウォータロッドを考慮するため、ホットテスト出力標準長燃料棒，平均出力標準長燃料棒，部分長燃料棒，ウォータロッドのグループに分ける。
燃料棒（軸方向）	燃料集合体内の熱水力挙動を詳細に計算するために、核計算に合わせて燃料部を24ノードに分割している。また燃料上部に燃料プレナム部を設ける。
燃料棒（径方向）	燃料ペレット内の熱挙動を詳細に計算するために燃料ペレット部は12ノード，燃料ペレットと被覆管の間のギャップ部を1ノード，また，被覆管部を燃料ペレット側と冷却材側に分けた2ノードに分割している。

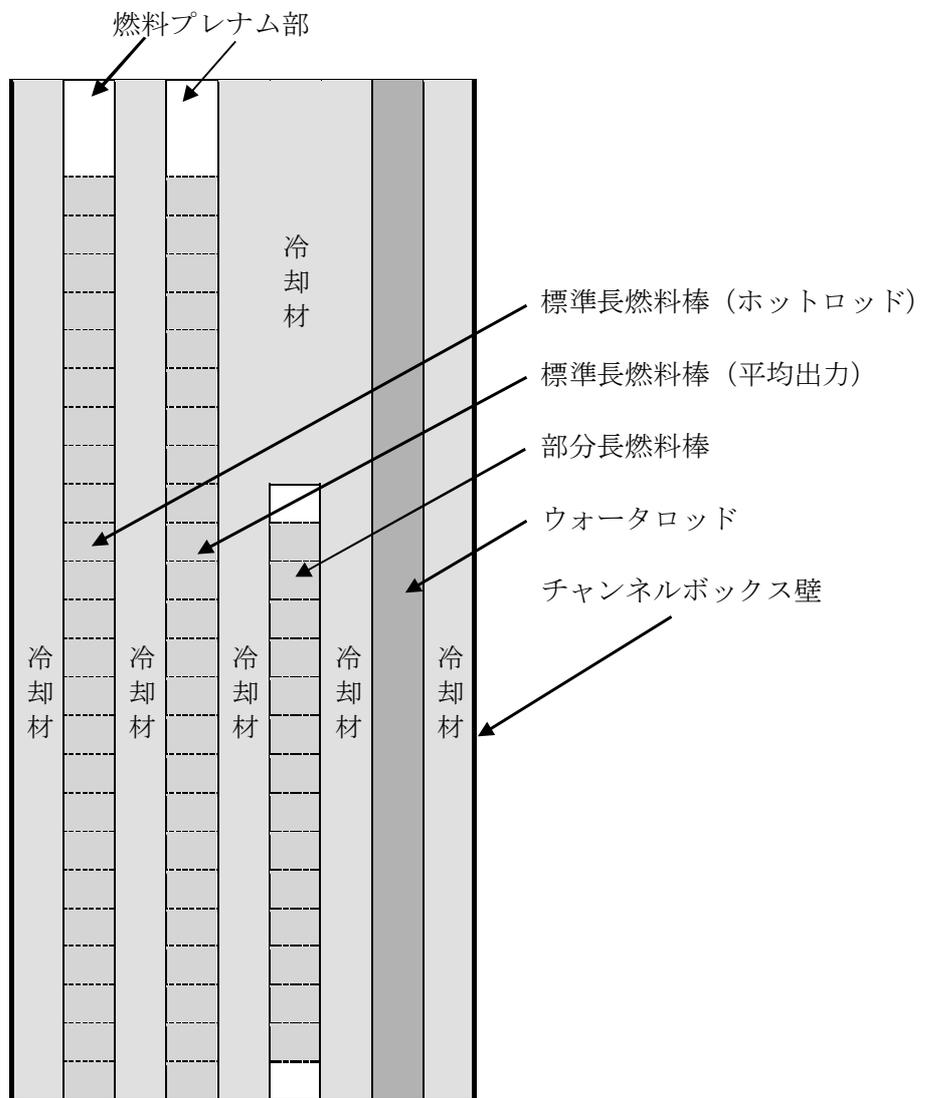
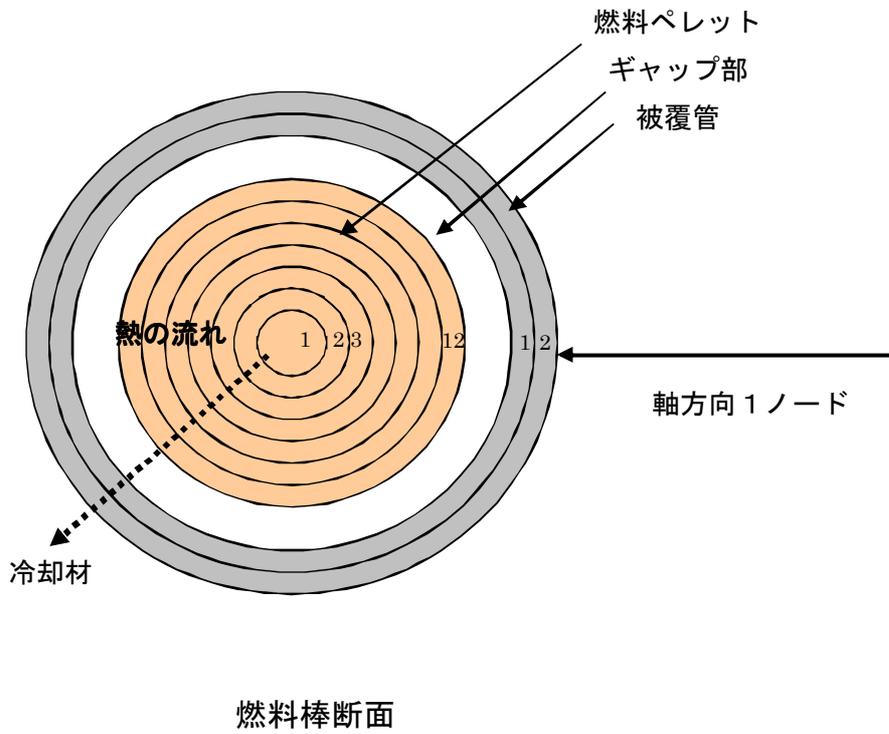


図 3-4 燃料集合体モデル (9×9燃料 (A型) の例)



	燃料プレナム部
24	
23	
22	
21	
20	
19	
18	
17	
16	燃料有効部
15	
14	
13	
12	
11	
10	
9	
8	
7	
6	
5	
4	
3	
2	
1	

図 3-5 燃料棒モデル (9 × 9 燃料 (A型) の例)

### 3.4 入出力

SCATコードはREDYコードにより求められた原子炉停止機能喪失時の炉心へ与えられる外乱を用いて評価する。SCATコードの主要な入出力を図 3-6 に示す。各インプットデータの詳細な入力情報については添付 1 に示す。

- ①炉心データ
- ②燃料データ

なお、SCATコードの入口流量及びバンドル出力の時間変化は、REDYコードにより求められた規格化した炉心入口流量及び出力の時間変化がインプットとなる。初期値は、初期MCPRに合わせた入口流量及びバンドル出力を与える。

上記をインプットデータとして、単チャンネル熱水力解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

- ①MCPR
- ②燃料被覆管温度
- ③燃料被覆管酸化量（ジルコニウム-水反応量）
- ④クオリティ
- ⑤熱伝達係数

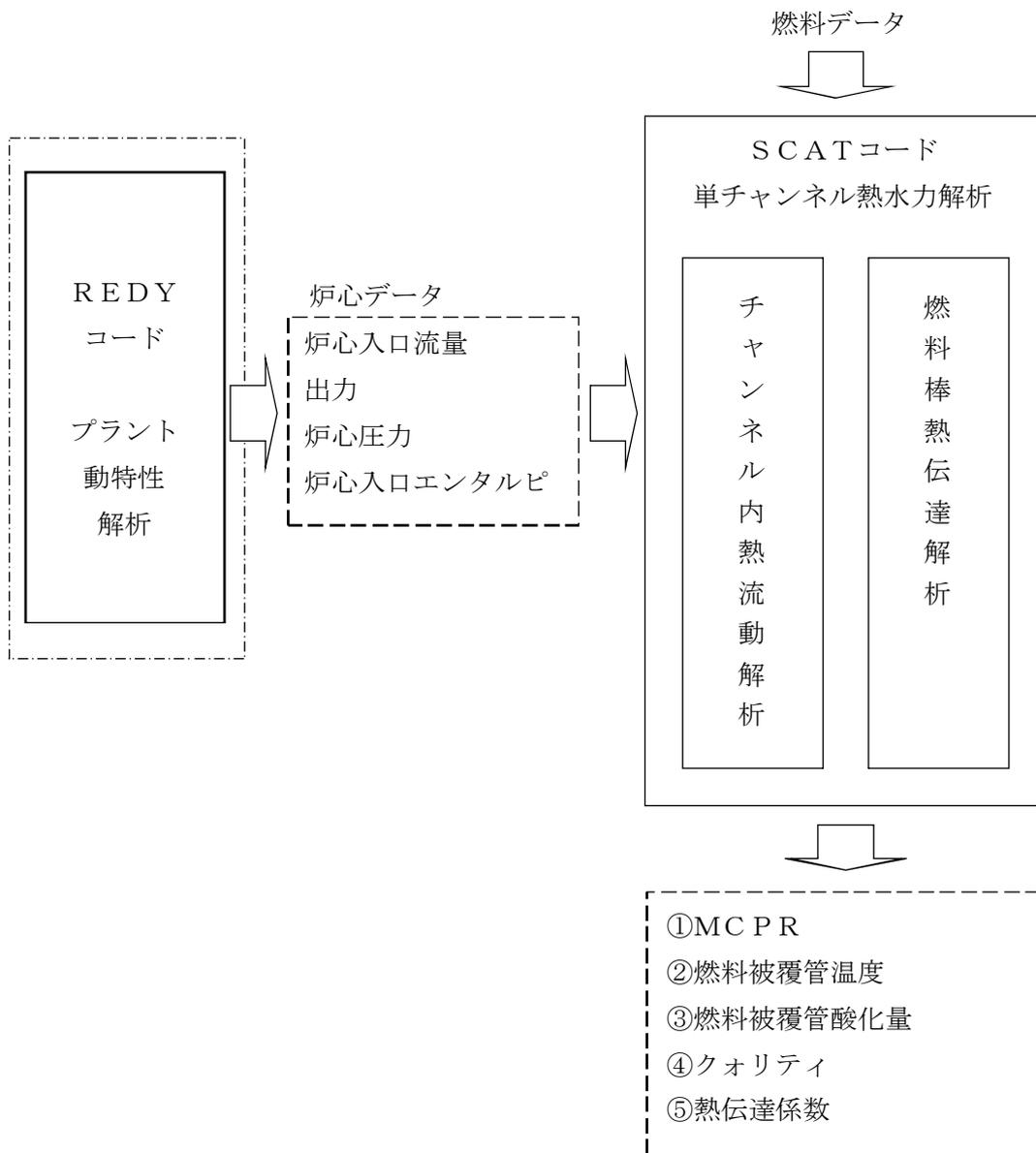


図 3-6 SCATコードの入出力

#### 4. 妥当性確認

##### 4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

SCATコードの評価マトリックスを表 4-1 に示す。表 4-1 は 2 章で重要現象に分類された物理現象を列挙しており、出力分布変化、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移である。

出力分布変化については、中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表として設定する。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、再循環ポンプトリップや主蒸気遮断による給水加熱喪失の状態軸方向出力分布は下部ピークに変化する。下部ピークでは、沸騰遷移が発生する燃料集合体上部において局所の出力が小さいため燃料被覆管温度上昇が小さくなる。そのため、軸方向出力分布を中央ピークに設定することで、燃料被覆管温度は高めに評価される。よって、出力分布変化における解析モデルの妥当性評価は不要とした。なお、沸騰遷移位置については下記の沸騰遷移の重要現象で取扱う。

燃料棒内温度変化については、燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定する。主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象では、燃料ペレットから冷却材へ伝達される熱量が大きいほどMCPRが小さくなって、沸騰遷移位置が深く予測される。そのため、燃料ペレット熱伝導率及びギャップ熱伝達係数によって表面熱流束の過渡応答を速くすることで燃料被覆管温度は高めに評価される。よって、燃料棒内温度変化における解析モデルの妥当性評価は不要とした。

燃料棒表面熱伝達及び気液熱非平衡については、BWR燃料の沸騰遷移を模擬したNUPEC BWR燃料集合体熱水力試験<sup>[16][17][18]</sup>の燃料被覆管温度測定値との比較により、燃料棒表面熱伝達及び気液熱非平衡の解析モデルの妥当性を確認する。

沸騰遷移については、GEXL相関式がATLAS試験データ<sup>[5][6]</sup>を基に作成されていることを確認することに加え、上述のNUPEC BWR燃料集合体熱水力試験においてドライアウト持続時間の測定値と比較することにより、沸騰遷移の解析モデルの妥当性を確認する。

表 4-1 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	ATLAS試験	NUPEC BWR燃料 集集体熱水力試験
炉心 (核)	出力分布変化*	出力分布モデル	—	—
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化*	熱伝導モデル 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱 伝達モデル	—	—
	燃料棒表面熱伝達	被覆管表面熱伝達モデル リウエットモデル	—	図 4-10 図 4-11
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	図 4-3 図 4-5 図 4-6	図 4-9
炉心 (熱流動)	気液熱非平衡	被覆管表面熱伝達モデル リウエットモデル	—	図 4-10 図 4-11

\* 4.1 に記載の理由により，妥当性確認が不要である重要現象

## 4.2 ATLAS試験

### (1) ATLAS試験設備の概要<sup>[5][6]</sup>

米国GE社ATLAS試験設備の仕様を表4-2に、系統構成図を図4-1に示す。

実験は循環ポンプにより流体を循環させ、混合器で温度差のある水（循環ポンプからの水と空冷熱交からの水）を混合し、目的のサブクール水を得る。サブクール水の一部は凝縮器に流されるが、残りは流量制御弁を通り、オリフィス流量計、タービン流量計を経て試験部に入る。試験部で発生した蒸気は凝縮器で凝縮され、循環ポンプに戻る。蒸気ドラムの圧力は、冷水をドラム中にスプレーして蒸気を凝縮させることにより制御される。

試験部容器の模式図を図4-2に示す。試験部は高温高压流水中において実寸大規模燃料集合体に直接通電し、原子炉内の発熱状態を模擬して沸騰二相流の伝熱流動特性を測定するためのもので、模擬燃料集合体、圧力容器、接続電極などから構成される。

また、試験条件を表4-3に、試験パラメータの範囲を表4-4に示す。試験条件はBWRの通常運転時の値に対応し、出力の上昇、流量の減少は沸騰遷移を生ずる範囲までを含んでいる。試験パラメータの範囲は、9×9燃料においても、各格子配列の模擬燃料集合体を用いて実施した試験データに基づいて作成したGEXL相関式を適用しているため、主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の解析の沸騰遷移を生ずる範囲を含んでいると考えられる。

### (2) 妥当性確認結果

#### ①定常状態における予測能力

9×9燃料集合体のGEXL相関式で予測した限界出力と測定された限界出力の比較を図4-3に示す。これらの比較によれば90%以上のデータについて、予測値が測定値の±6%以内に入る。GEXL相関式の予測能力を統計的に評価するため、実験限界出力比（ECPR）なる量を次のように定義する。

$$ECPR = \frac{\text{予測限界出力（GEXL相関式による）}}{\text{測定限界出力（ATLAS試験による）}}$$

ATLAS試験で得られた9×9燃料のヒストグラムを作ると図4-4のようになり、GEXL相関式はBWR運転範囲を含む広範囲の運転条件で優れた一致を示していると考えられる。

#### ②過渡状態における予測能力

過渡状態の沸騰遷移について、沸騰遷移予測時間の比較を図4-5に示す。沸騰遷移発生時間の計算値の多くは、±0.35秒以内に入っていた。また、この範囲に入らなかったものについては、予測時間は実測より早くなっており、保守的な結果を与えている。

次に7×7燃料における沸騰遷移予測位置の比較を図4-6に示す。各位置に対する沸騰遷移予測時間は実測より早く、また沸騰遷移予測位置は深くなっており、保守的な結果を

与えている。9×9燃料においても、各格子配列の模擬燃料集合体を用いて実施した試験データに基づいて作成したGEXL相関式を適用するため、同様の結果を与えることと考えられる。

以上の検討から、SCATコードを用いて沸騰遷移の状態を評価することは妥当な方法であるといえる。

### (3) GEXL相関式における重要現象（沸騰遷移）の不確かさ

ATLAS試験の測定限界出力とGEXL相関式の予測限界出力とから求められる標準偏差は3.6%以下であり、これが沸騰遷移におけるGEXL相関式の不確かさに相当する。しかし、3.3.1(2)④に記載した通り、MCPRがSLMCPRを下回った時点で沸騰遷移が発生したと判断するように保守的に設定しているため、不確かさの影響はこの設定に含まれる。

表 4-2 ATLAS 試験ループの仕様<sup>[5][6]</sup>

項目	仕様
試験部最大熱入力	17.2 MW
ループ最大圧力	158 kg/cm <sup>2</sup> a (15.5 MPa[abs])
ループ最高温度	346 °C
試験部最大流量	3790 l/min (6.31×10 <sup>-2</sup> m <sup>3</sup> /s)
試験部容器	BWR 実寸大模擬燃料集合体収納可

表 4-3 ATLAS 試験条件<sup>[1][2]</sup>

項目	出力上昇事象	流量減少事象
圧力	1,000 psia (6.9 MPa[abs])	
流量	1.0×10 <sup>6</sup> lb/h-ft <sup>2</sup> (1356 kg/m <sup>2</sup> -s)	
入口温度	510~525 °F (266~274 °C)	500~530 °F (260~277 °C)
出力	1.34~5.40 MW	1.00~6.65 MW

表 4-4 試験パラメータ範囲<sup>[5][6]</sup>

項目	範囲
圧力	800~1,400 psia (5.5~9.7 MPa[abs])
質量速度	0.10~1.35 Mlb/h-ft <sup>2</sup> (140~1830 kg/m <sup>2</sup> -s)
入口サブクーリング	0~100 Btu/lb (0~223 kJ/kg)

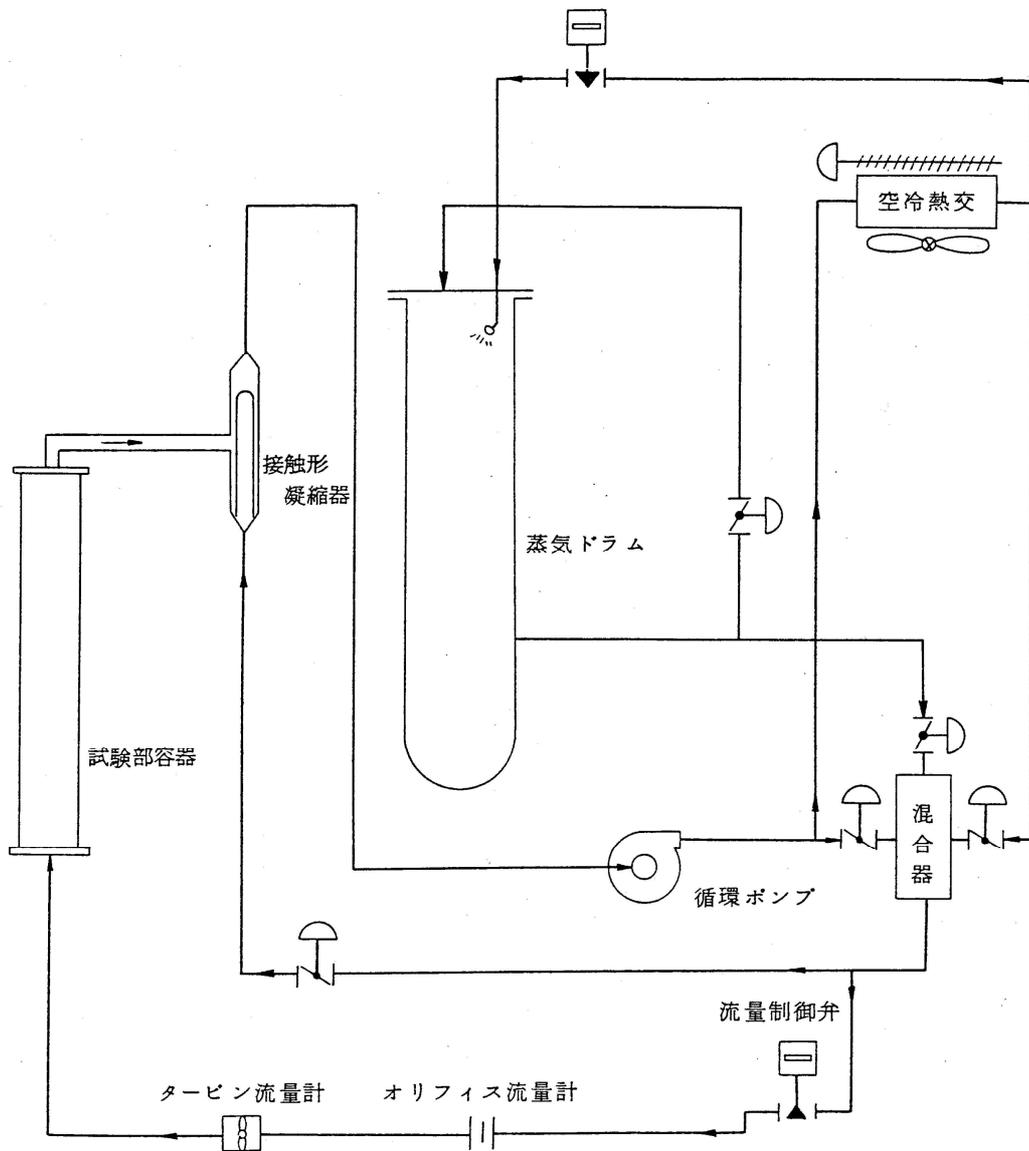


図 4-1 ATLASループ系統構成図<sup>[5][6]</sup>

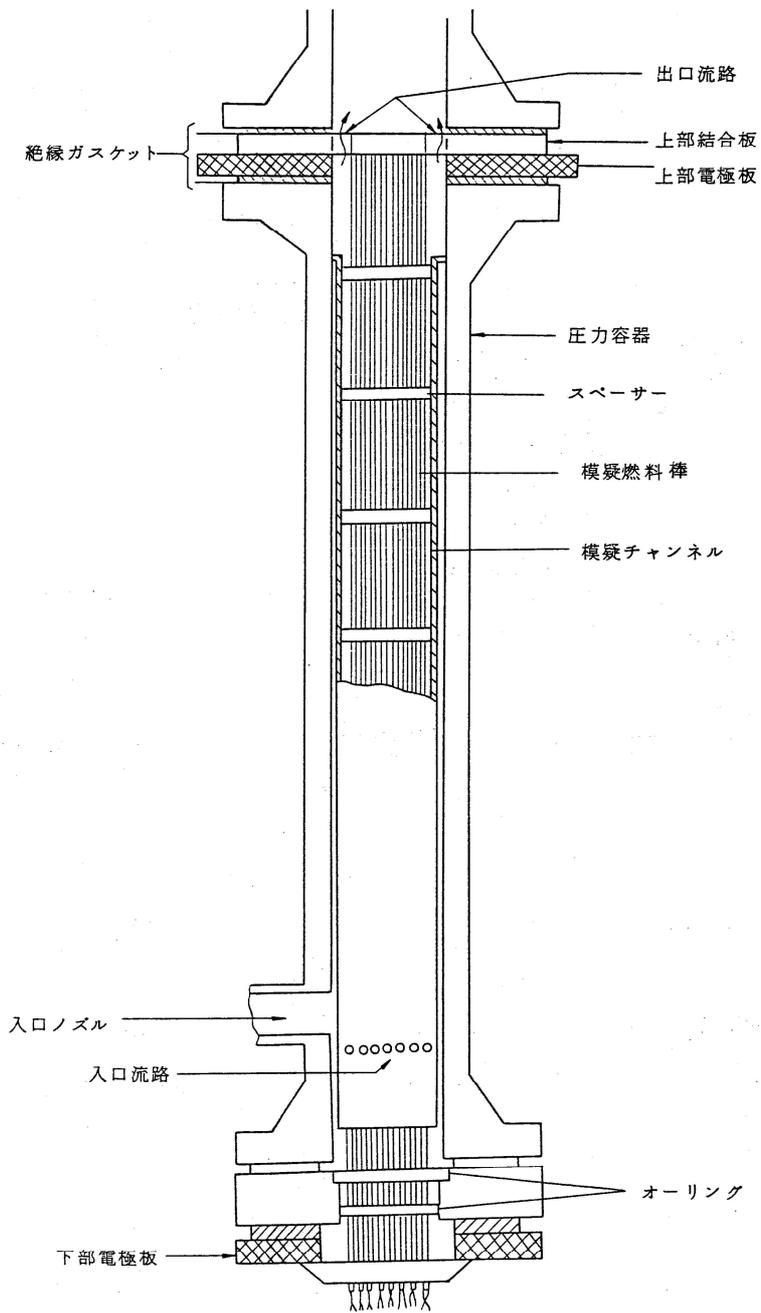


図 4-2 試験部<sup>[5][6]</sup>

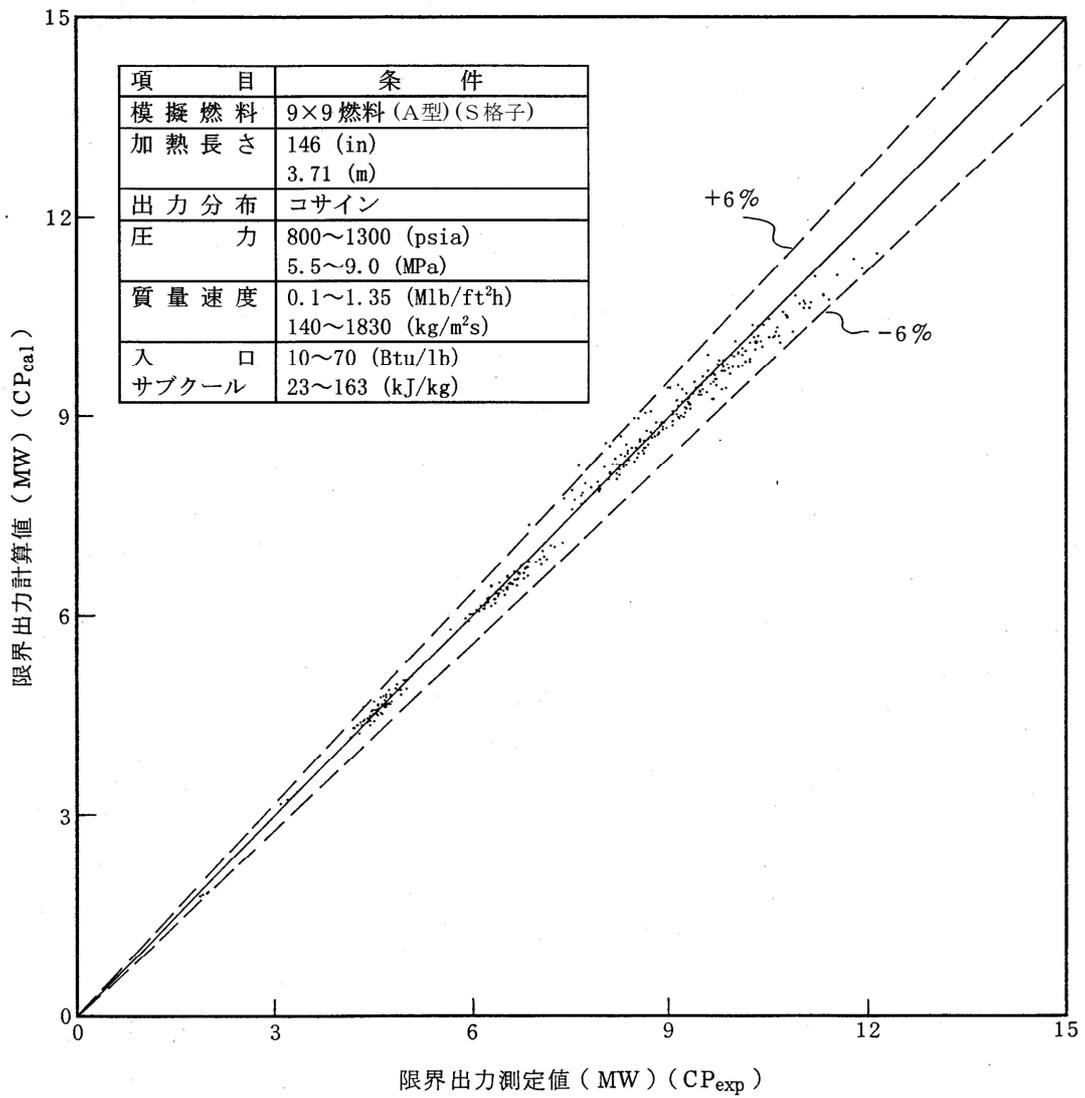


図 4-3 限界出力計算値と測定値の関係<sup>[5][6]</sup>

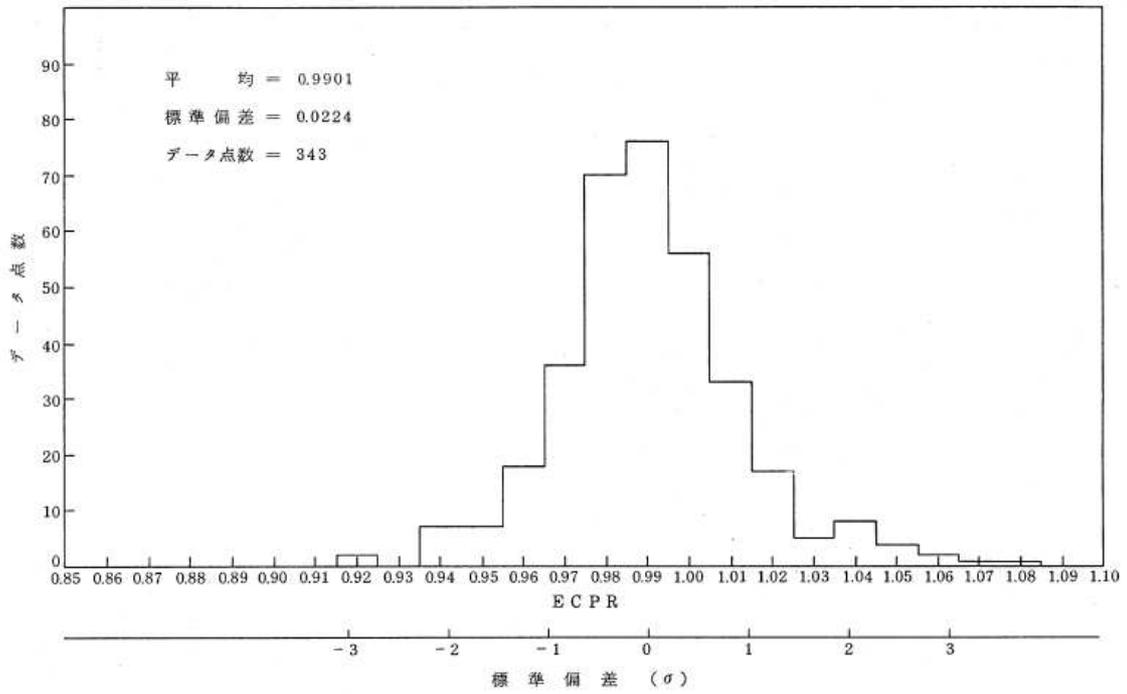


図 4-4 ECPRヒストグラム<sup>[5][6]</sup>

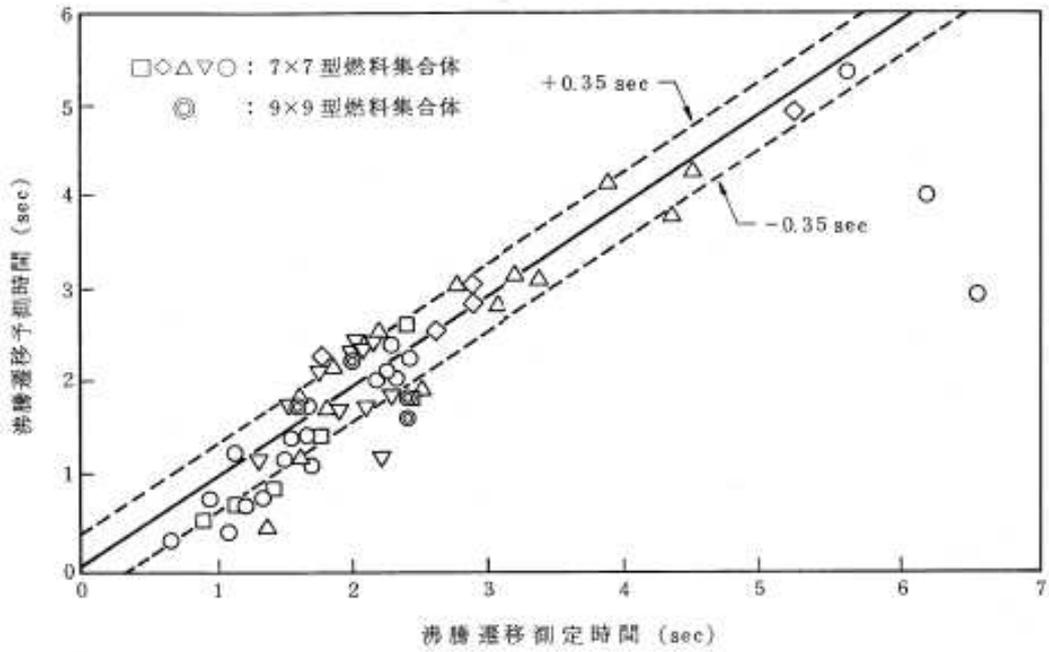


図 4-5 初期沸騰遷移予測時間対測定時間<sup>[5][6]</sup>

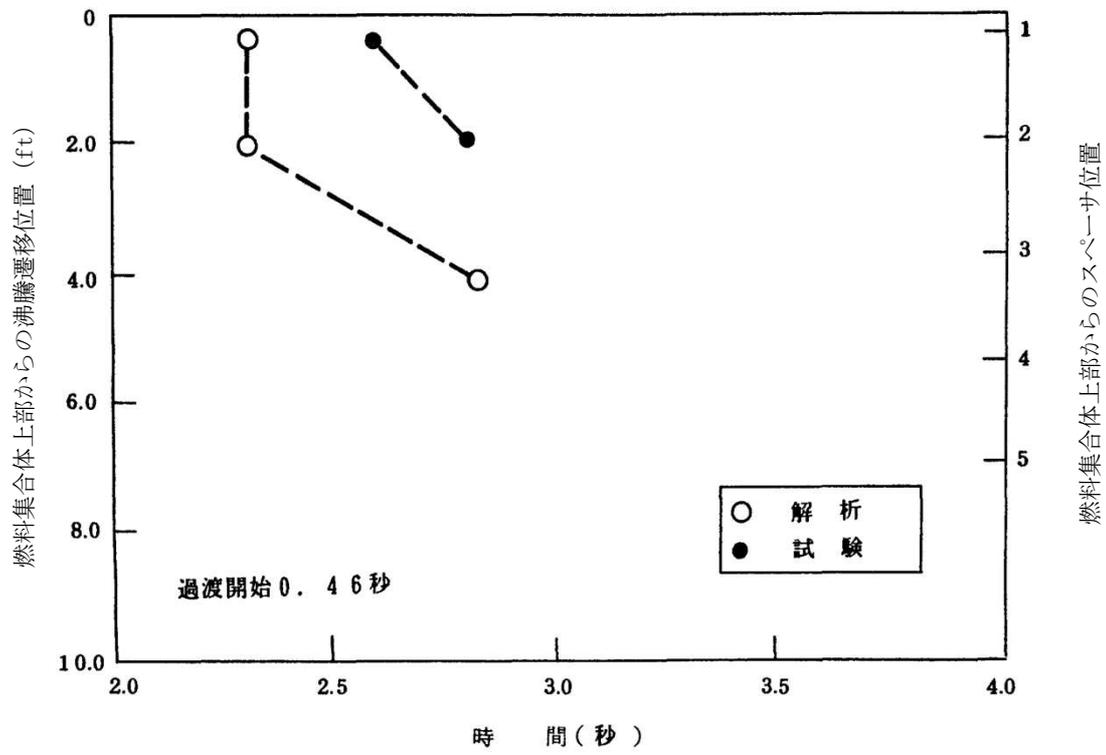


図 4-6 沸騰遷移位置の時間変化<sup>[2]</sup>

#### 4.3 NUPEC BWR燃料集合体熱水力試験

##### (1) NUPEC BWR燃料集合体熱水力試験の概要<sup>[16][17][18]</sup>

(財)原子力発電技術機構（NUPEC）において過渡沸騰遷移試験が実施されている。

試験に用いる試験体は実寸大の9×9燃料（A型）模擬燃料集合体であり，表 4-5 に燃料集合体の仕様を，表 4-6 に試験条件を，図 4-7 に試験体を，図 4-8 に試験体の径方向出力分布を示す。模擬燃料棒表面温度は，模擬燃料棒被覆管表面に埋め込んだ熱電対により測定し，その測定位置はスパーサの直上流である。

検証で用いる被覆管温度測定試験では，流量，出力を変化させて沸騰遷移前後の被覆管温度を測定している。

##### (2) 妥当性確認結果

試験と解析の比較結果について，図 4-9 に沸騰遷移発生時間の比較を，また，沸騰遷移後の熱伝達相関式に修正 Dougall-Rohsenow 式，リウエット相関式に相関式 2 を用いた場合の結果として，図 4-10 に燃料被覆管温度の最大値の比較を，図 4-11 にドライアウト持続時間の比較を示す。

GEXL 相関式は沸騰遷移発生時間を良好に予測できると考えられる。また，修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 の組み合わせは総じて保守的な解析結果を与えていて，燃料棒表面熱伝達を低く予測して燃料被覆管温度を高く予測するといえる。

SCAT コードは沸騰遷移後の膜沸騰状態で修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 を適用することにより，燃料被覆管温度を高め評価する傾向がある。

そのため，重要現象（燃料棒表面熱伝達）の不確かさの影響は修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 に含まれる。

##### (3) 重要現象（気液熱非平衡）の不確かさ

図 4-8 に示す試験体の径方向出力分布から，熱的に最も厳しい燃料棒（以下，ホットピン）に着目すると，ホットピンが 3 本直線状に配置，3 本を L 字型に配置されており，ホットピンに隣接して同様なホットピンが二本配置された体系とみなせる。この体系において，上記のように修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 の組み合わせは総じて保守的な解析結果を与えている。3.3.1(2)項のように，修正 Dougall-Rohsenow 式では過熱蒸気の温度を蒸気膜温度（燃料被覆管表面温度と飽和温度の平均温度）とした物性値を用いている。これを踏まえると，燃料被覆管温度を高く予測していることは，バルク温度が飽和か，少なくとも飽和温度から有意に上昇しないことを意味することが分かる。これは，沸騰遷移においても，隣接燃料棒との間に飽和温度の蒸気が介在することを示すため，ホットピンの影響が隣接した燃料棒に波及しないことを示唆していると考えられる。

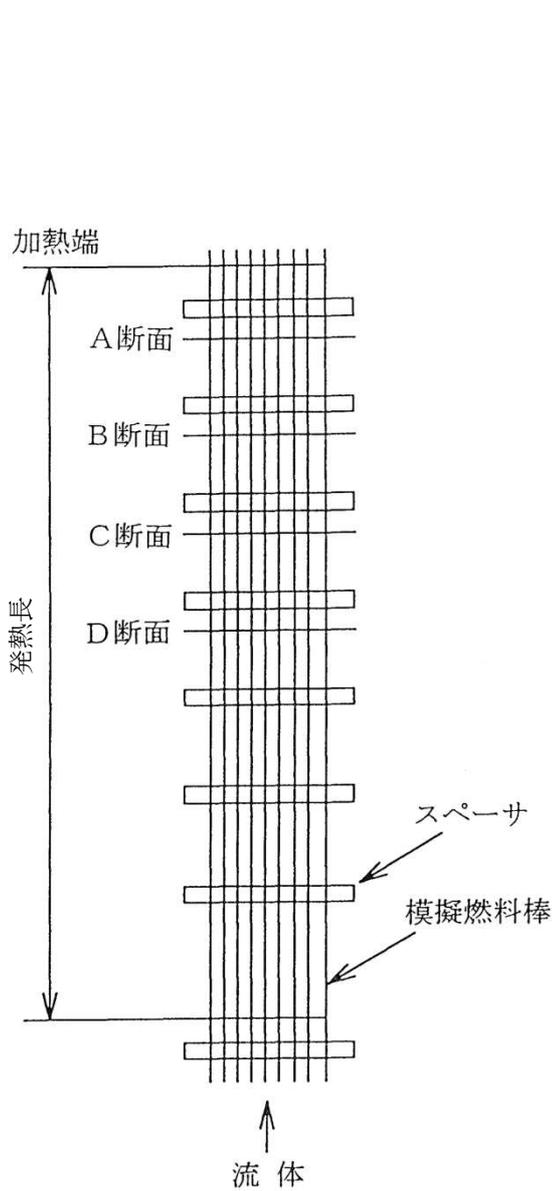
したがって，重要現象（気液熱非平衡）の不確かさの影響は修正 Dougall-Rohsenow 式に含まれると考えられる。

表 4-5 模擬燃料集合体の仕様<sup>[8]</sup>

項目	仕様
燃料タイプ	9 × 9 燃料 (A型)
燃料棒本数 (ヒータロッド)	74
・標準燃料棒	66
・部分長燃料棒	8
加熱長	
・標準燃料棒	約 3710mm
燃料棒外径	φ 11.2mm
ウォータロッド本数	2
燃料棒ピッチ	14.3mm
チャンネルボックス内幅	132.5mm
スペーサ個数	7 (丸セル型)

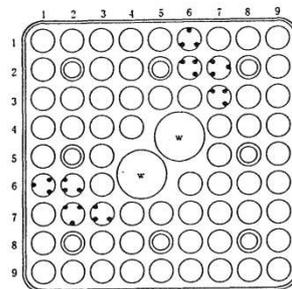
表 4-6 試験条件<sup>[8]</sup>

項目		出力上昇事象	流量減少事象
初期条件	圧力	約 7.2 MPa[abs]	
	流量	約 40 t/h	約 45 t/h
	入口サブクール	約 50 kJ/kg	
	出力	約 6~8 MW	

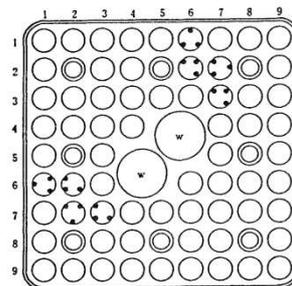


[試験体側面模式図]

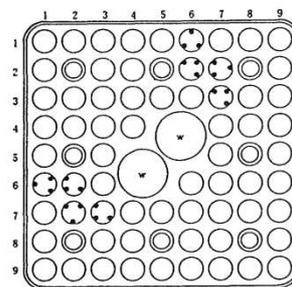
A断面 熱電対本数24本



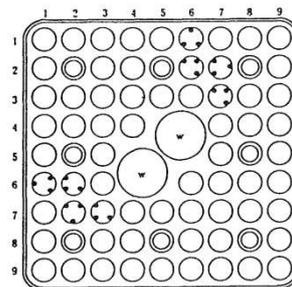
B断面 熱電対本数24本



C断面 熱電対本数24本



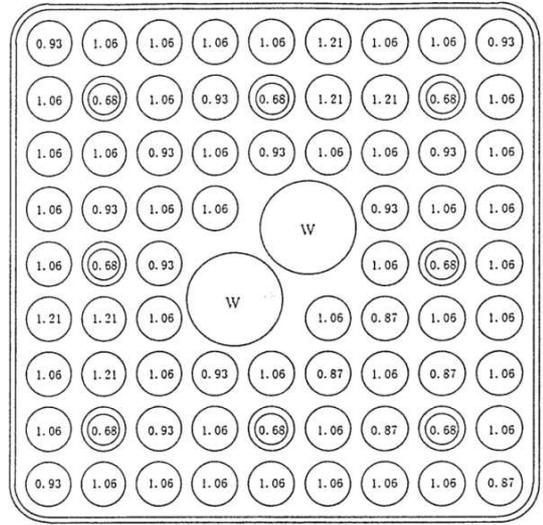
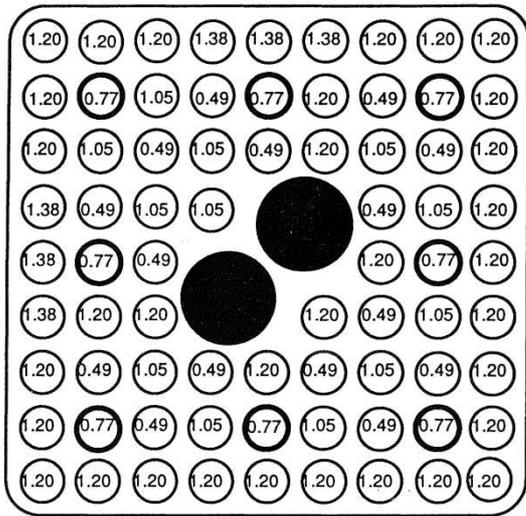
D断面 熱電対本数24本



- : 全長ロッド
- ◎ : 部分長ロッド
- : 熱電対位置

[熱電対取付け位置]

図 4-7 試験体の例<sup>[17]</sup>



○ 発熱ロッド    ● 水ロッド    ⊙ 部分長ロッド  
 ○ 内の数字は径方向出力比率を示す。

○内の数字は、(ロッド全出力での) 相対出力を示す。  
 ⊙は部分長を示す。  
 Wは模擬ウォータロッドを示す。

試験体 (燃焼初期)

試験体 (燃焼の進んだ分布)

図 4-8 試験体の径方向出力分布<sup>[17]</sup>

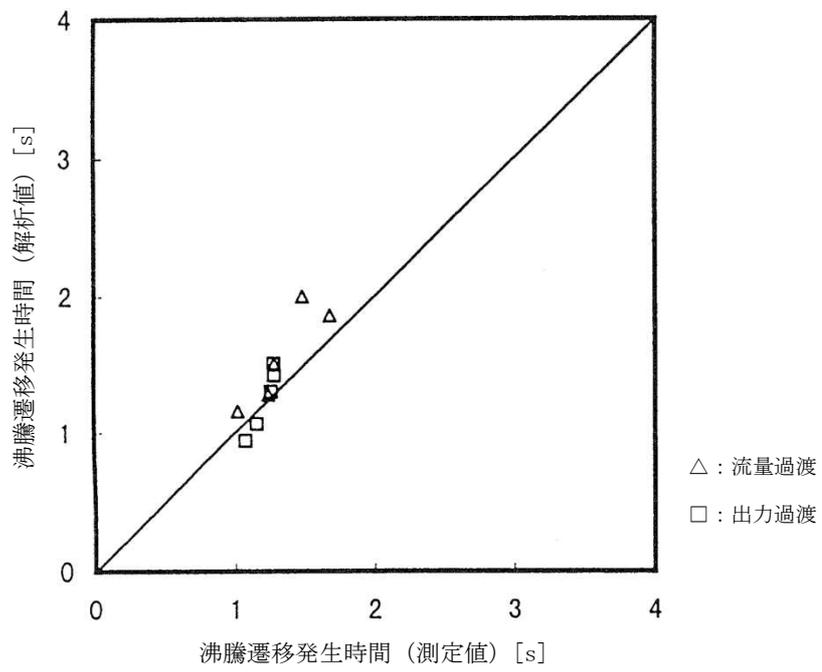


図 4-9 沸騰遷移発生時間の比較<sup>[17]</sup>

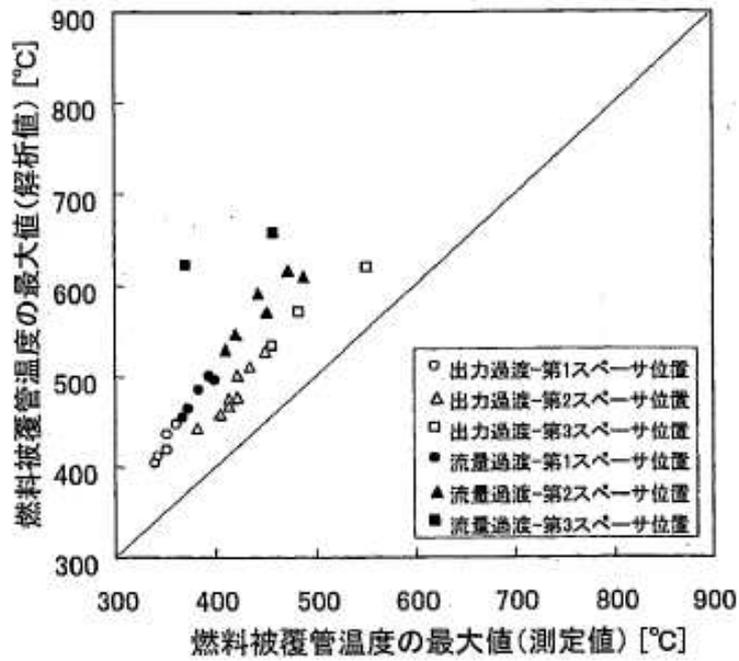


図 4-10 燃料被覆管温度の最大値の比較<sup>[8]</sup>

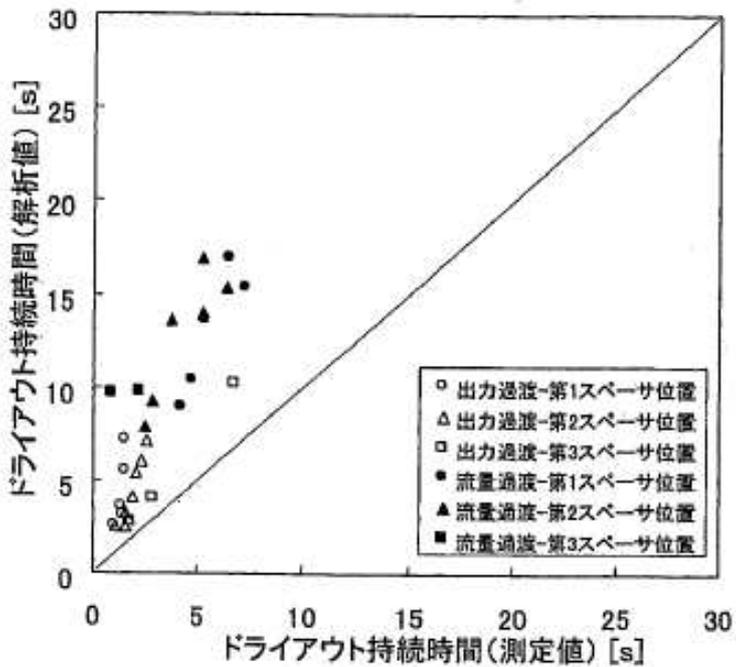


図 4-11 ドライアウト持続時間の比較<sup>[8]</sup>

#### 4.4 実機解析への適用性

##### 4.4.1 重要現象への適用性

原子炉停止機能喪失の重要現象に対して実施したSCATコードの妥当性確認が、実機解析に適用可能であることを本節で述べる。

燃料棒表面熱伝達については、沸騰遷移後の膜沸騰状態で修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 を適用することにより、燃料被覆管温度を高く予測していることを 4.3 節に示す実寸大の模擬燃料を用いた NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の解析で確認した。

沸騰遷移については、4.2 節に示す実寸大の模擬燃料を用いた ATLAS 試験の解析と、4.3 節に示す NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の解析により、沸騰遷移の状態を精度よく予測することを確認した。

従って、SCATコードは重要現象の燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移評価に適用できる。

##### 4.4.2 有効性評価解析のノーディングの妥当性

実機解析に用いるノーディングは、3.3 節で述べた考え方に基づき設定したものである。

燃料棒グループ、燃料棒の軸方向のノード分割は、実寸大の模擬燃料を用いた ATLAS 試験と NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験の解析により、重要現象を適切に評価でき、評価指標である燃料被覆管温度は高めに評価されることを確認した。なお、軸方向 24 ノードの分割は、従来から BWR プラントに幅広く用いられている三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>[19][20]</sup>の分割と同じである。

また、主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象の有効性評価解析における燃料ペレット部の径方向ノード分割数は、約 10 ノード以上の分割とすれば燃料被覆管温度はほぼ一定であると考えられる。一例として、主蒸気隔離弁の誤閉止＋原子炉停止機能喪失の事象の有効性評価解析において、2, 3 ノード変化させても燃料被覆管最高温度の変化は 1℃以内であることから、12 ノードの径方向ノード分割数は妥当である。

従って、ノード分割による不確かさは、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。

##### 4.4.3 まとめ

以上より、本章に記載している妥当性確認結果は、BWR プラントの妥当性確認として適用性を有するとともに、実機 BWR の有効性評価解析に適用できると言える。

## 5. 有効性評価への適用性

4章の妥当性確認をふまえ、重要現象についての不確かさ、及びその不確かさが評価指標の視点と運転員操作の視点から有効性評価解析へ与える影響について表 5-1 にまとめた。以下にその不確かさについて記述する。

### 5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）

S C A Tコードで取り扱う評価指標は燃料被覆管温度である。燃料被覆管温度への重要現象の不確かさの影響について以下に記載する。

#### (1) 出力分布

中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定することで、主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象で起こる下部ピークの軸方向出力分布よりも燃料被覆管温度上昇が大きくなる。また、沸騰遷移位置はG E X L相関式で計算することにより保守的に沸騰遷移予測時間を早く、沸騰遷移予測位置を深く予測できることを 4.2 節で確認している。そのため、中央ピークに基づく軸方向出力分布及び深く予測する沸騰遷移位置によって、有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。

#### (2) 燃料棒内温度変化

燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することで、原子炉出力が上昇する時の表面熱流束の過渡応答が速くなり上昇量が大きくなる。そのため有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。

#### (3) 燃料棒表面熱伝達

沸騰遷移後の膜沸騰状態では修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 を適用することにより、保守的に燃料被覆管温度を高めに評価することを 4.3 節で確認しているため、有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。

なお、有効性評価解析による燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲での修正 Dougall-Rohsenow 式及び相関式 2 の適用性について、添付 2 及び添付 3 で述べる。

#### (4) 沸騰遷移

沸騰遷移に至る状況を 4.2 節の結果から作成したG E X L相関式で計算することにより沸騰遷移の状態を予測できることを 4.3 節で確認している。4.2 節で不確かさを 3.6%としているが、M C P RがS L M C P Rを下回った時点で沸騰遷移が発生するように保守的に設定しているため、不確かさの影響はこの設定に含まれる。

なお一例として、主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象の有効性評価解析において、沸騰遷移が発生するM C P Rの設定をS L M C P Rとした解析の燃料被覆管最高温度は、1.0とした解析よりも 50℃程度高めに評価される。

(5) 気液熱非平衡

上記(4)項のように、沸騰遷移後の膜沸騰状態において有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。また、発生した過熱蒸気の影響が隣接する燃料棒に波及しないことを4.3節で確認しており、不確かさの影響は修正 Dougall-Rohsenow 式に含まれる。

以上から有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。

## 5.2 不確かさの取り扱いについて（運転員操作の観点）

SCATコードで取り扱う運転操作はない。また、有効性評価解析で考慮する運転操作は解析結果となる燃料被覆管温度の影響を受けない。従って、SCATコードの不確かさが運転操作に影響を与えることはない。

表 5-1 重要現象の不確かさ

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)	出力分布 変化	出力分布モデル	入力値に含ま れる	燃料被覆管温度を高め に評価する。
炉心 (燃料)	燃料棒内温 度変化	熱伝導モデル, 燃料ペレット- 被覆管ギャップ 熱伝達モデル	入力値に含ま れる	燃料被覆管温度を高め に評価する。
	燃料棒表面 熱伝達	熱伝達モデル, リウエットモデ ル	相関式に含ま れる	保守的に評価する相関 式を適用するため、燃 料被覆管温度を高め に評価する。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モ デル	3.6%	沸騰遷移をSLMCP Rで発生するように保 守的に設定しているた め、不確かさの影響 は含まれる。
炉心 (熱流動)	気液熱非平 衡	熱伝達モデル, リウエットモデ ル	相関式に含ま れる	保守的に評価する相関 式を適用するため、燃 料被覆管温度を高め に評価する。

## 6. 参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」, 株式会社日立製作所, H L R - 014 訂 2, 昭和 63 年 3 月
- [2] 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」, 株式会社東芝, T L R - 012 改訂 1, 昭和 63 年 3 月
- [3] 「BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題」, (社)日本原子力学会, 2001 年 12 月
- [4] Baker, L. and Just, L. C., "Studies of Metal Water Reactions at High Temperature, Experimental and Theoretical Studies of the Zircaloy-Water Reaction" ANL-6548, 1962.
- [5] 「沸騰水形原子力発電所 原子炉の熱特性評価法 (GETAB) について」, 株式会社日立製作所, H L R - 007 訂 4, 平成 9 年 12 月
- [6] 「沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要」, 株式会社東芝, T L R - 009 改訂 4, 平成 10 年 1 月
- [7] N. Zuber and J. A. Findlay, "Average Volumetric Concentration in Two-Phase Flow System", J. Heat Transfer, November 1965.
- [8] 「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」, (社)日本原子力学会, AESJ-SC-P002:2003, 2003 年 6 月
- [9] Dittus, F. W. and Boelter, L. M. K., "Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type", University of California Publ. Eng. Vol.2, October 1930.
- [10] Jens, W. H. and Lottes, P. A., "Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop and Density Data for High-Pressure Water", ANL-4627, May 1951.
- [11] 井口 他, 「BWR 定常ポスト CHF 試験結果—限界熱流束及びポスト CHF 熱伝達—」, JAERI-Research 2001-060, 2002 年 1 月
- [12] Sakae MUTO et al., "An Experimental Study on Rewetting Phenomena in Transient Conditions of BWRs", Nuclear Engineering and Design 120, 311-321 (1990)
- [13] 工藤, 原, 「BWR 燃料集合体の現象論的リウエット相関式の開発」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 2-No. 2, 121-129, 2003 年 6 月
- [14] 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」(株式会社日立製作所, HLR-033 訂 1, 平成 10 年 2 月
- [15] 「沸騰水型原子力発電所 燃料の設計手法について」(株式会社東芝, TLR-045 改訂 1, 平成 10 年 1 月
- [16] 「平成 8 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書 (BWR 新型燃料集合体熱水力試験編)」, (財)原子力発電技術機構, 平成 9 年 3 月
- [17] 「平成 9 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書 (BWR 新型燃料集合体熱水力試験編)」, (財)原子力発電技術機構, 平成 10 年 3 月
- [18] 「平成 10 年度 燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書 (BWR 新型燃料集合体熱水

力試験編)」、(財)原子力発電技術機構、平成 11 年 3 月

[19] 「沸騰水型原子力発電所 3次元核熱水力計算手法について」、日立 GE ニュークリア・エネルギー株式会社、HLR-006 訂 3、平成 22 年 10 月

[20] 「沸騰水型原子力発電所 三次元核熱水力計算コードの概要」、株式会社東芝、TLR-007 改訂 1、平成 20 年 9 月

添付1 入力項目リスト

分類	入力項目
炉心データ*	出力時間変化
	炉心入口流量時間変化
	炉心入口エンタルピ時間変化
	炉心圧力時間変化
燃料データ	バンドル形状データ（標準長/部分長燃料棒本数，流路面積等）
	ウォータロッドデータ（本数，外径等）
	燃料特性データ（ギャップ熱伝達係数等）
	相関式（GEXL相関式，熱伝達相関式，リウエット相関式等）
	初期条件データ（バンドル出力，入口流量，軸方向出力分布等）

\*R E D Yコードにより求められたデータを引き継いで用いる

## 添付 2 沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルの適用性

### 1. はじめに

3.3.1 項に示したように、沸騰遷移後の燃料被覆管温度挙動を評価するモデルのうち、沸騰遷移評価モデルは SLMC PR に達した時点で沸騰遷移の発生とみなし、また熱伝達モデルでは燃料被覆管温度を高めめに評価する修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することで、保守的な設定としている。

4.3 節に示したように、燃料被覆管温度 500℃程度までの試験結果を用いて、修正 Dougall-Rohsenow 式による燃料被覆管温度の評価の妥当性を確認している。

本添付では、修正 Dougall-Rohsenow 式による燃料被覆管温度の評価において、4.3 節の妥当性確認に加えて、BWR 燃料の沸騰遷移を模擬した 5×5 高温ポスト B T 試験の燃料被覆管温度測定値との比較により、修正 Dougall-Rohsenow 式の妥当性を確認し、原子炉停止機能喪失事象のような燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲での適用性について述べる。

### 2. 5×5 高温ポスト B T 試験を用いた妥当性確認

#### (1) 5×5 高温ポスト B T 試験の概要<sup>[1]</sup>

(株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパンにおいて過渡沸騰遷移試験が実施されている。

試験に用いる試験体は 10×10 燃料模擬の 5×5 部分バンドルであり、添付表 2-1 に燃料集合体の仕様を、添付表 2-2 に試験条件を、添付図 2-1 に試験体を示す。模擬燃料棒表面温度は、模擬燃料棒被覆管表面に埋め込んだ熱電対により測定し、その測定位置はスペーサの直上流とスペーサ中間である。

検証で用いる被覆管温度測定試験では、流量、出力を変化させて沸騰遷移前後の被覆管温度を測定している。

#### (2) 妥当性確認結果

試験と解析の比較結果について、沸騰遷移後の熱伝達相関式に修正 Dougall-Rohsenow 式を用いた燃料被覆管温度の最大値の比較を添付図 2-2 に示す。各試験の燃料被覆管温度が最大値となる高さ位置は第 5-第 6 スペーサ間付近であり、主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象の有効性評価解析における燃料被覆管温度が最大値となる高さ位置と同等である。そのため、第 5-第 6 スペーサ間及び第 5 スペーサ位置の比較結果を示している。

燃料被覆管温度 700~800℃程度の範囲においても、修正 Dougall-Rohsenow 式は保守的な解析結果を与えていて、燃料棒表面熱伝達を低く予測して燃料被覆管温度を高く評価する

といえる。

### 3. 高温範囲における修正 Dougall-Rohsenow 式の適用性

上記 2 章によって、修正 Dougall-Rohsenow 式は燃料被覆管温度 700～800℃程度の範囲においても燃料被覆管温度を高め評価することを確認した。

4.3 節に示した燃料被覆管温度 500℃程度までの試験と解析の比較結果と、上記 2 章の 700～800℃程度の試験と解析の比較結果とでは、燃料被覆管温度を高め評価する保守性は大きく変わらないため、800℃以上の範囲においても修正 Dougall-Rohsenow 式は適用されることが考えられる。

### 4. 過熱蒸気の扱いに対する影響

修正 Dougall-Rohsenow 式では、3.3.1 項に示したように、物性値に用いる過熱蒸気の温度に蒸気膜温度（燃料被覆管表面温度と飽和温度の平均温度）を用いており、高温範囲における過熱蒸気の影響を確認する必要がある。

過熱蒸気を考慮した熱伝達相関式に Groeneveld 5.9 式<sup>[2][3]</sup>があり、物性値に用いる過熱蒸気の温度は燃料被覆管表面温度としている。同式は単管及び二重管の試験データに基づいて開発され、米国で実績がある。

燃料被覆管温度 500℃以上における両式による熱伝達率の低下幅は、燃料被覆管温度 500℃の熱伝達率に対して Groeneveld 5.9 式の方が 5%以上低く予測する。そのため、Groeneveld 5.9 式の方が燃料被覆管温度を高く評価する。

一方、添付図 2-2 のように、700～800℃程度の高温範囲において修正 Dougall-Rohsenow 式は保守的な解析結果を与えている。これは、高温範囲において過熱蒸気の影響は考えられるものの、修正 Dougall-Rohsenow 式による燃料被覆管温度の評価に及ぼす影響は大きくなく、保守性は維持されて燃料被覆管温度を高く評価していることを示していると考えられる。

### 5. まとめ

燃料被覆管温度 700～800℃程度の範囲においても、修正 Dougall-Rohsenow 式は燃料被覆管温度を高く評価することを確認し、また、過熱蒸気が修正 Dougall-Rohsenow 式による燃料被覆管温度の評価に及ぼす影響は大きくないことを確認した。

以上より、修正 Dougall-Rohsenow 式は原子炉停止機能喪失事象のような燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲でも適用することは妥当であると考えられる。

## 6. 参考文献

- [1] 工藤, 秋葉他, 「過渡的な沸騰遷移後の燃料被覆管温度挙動の実験的研究 (2) 5x5 管群体系における高温時のポスト BT 特性」, 日本原子力学会 2009 年秋の大会予稿集, C36, 2009 年
- [2] 「BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」, (社)日本原子力学会, AESJ-SC-P002:2003, 2003 年 6 月
- [3] D. C. Groeneveld, "Post-Dryout Heat Transfer at Reactor Operating Conditions", Proc. Topl. Mtg. Water Reactor Safety, CONF-730304, U. S. Atomic Energy Commission (1973)

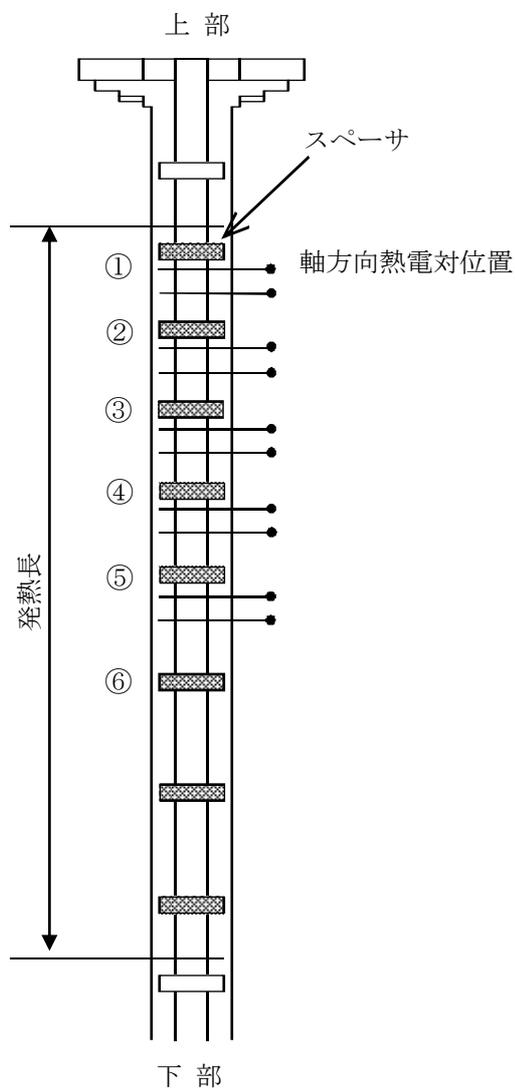
添付表 2-1 模擬燃料集合体の仕様

項目	仕様
燃料タイプ	5 × 5 燃料
燃料棒本数 (ヒータロッド)	25
加熱長	約 3710mm
燃料棒外径	
燃料棒ピッチ	
スペーサ個数	8 (丸セル型)

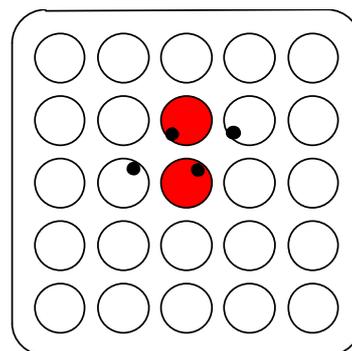
添付表 2-2 試験条件

項目		流量減少事象
初期条件	圧力	約 7 MPa[abs]
	質量流束	約 $5 \times 10^6$ kg/m <sup>2</sup> /h
	入口サブクール	約 60 kJ/kg
	出力	約 2.5 MW

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。



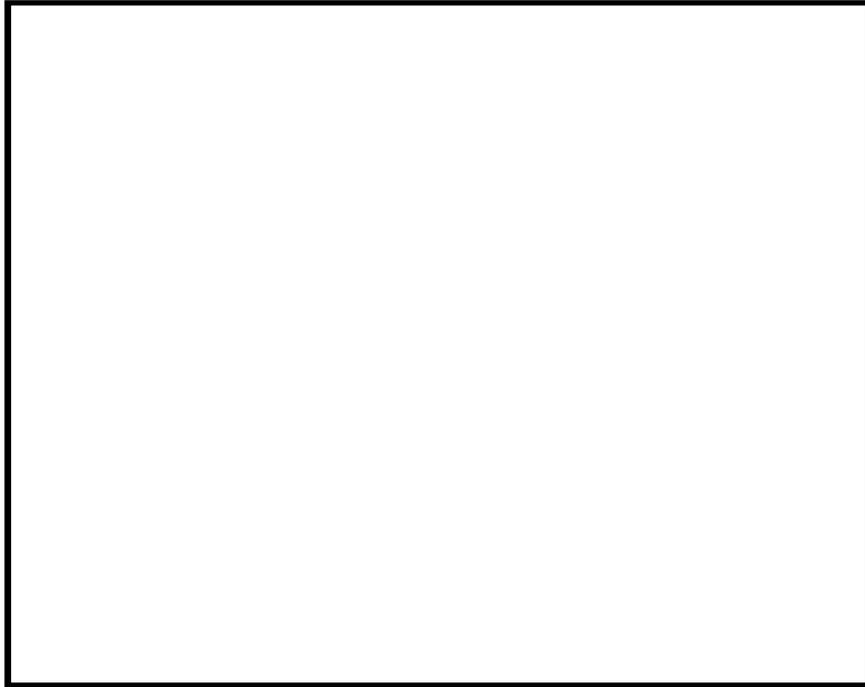
[試験体側面模式図]



- 高出カソード
- 低出カソード
- 熱電対位置

[試験体平面模式図]

添付図 2-1 試験体の例



添付図 2-2 燃料被覆管温度の最大値の比較

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。

## 添付 3 リウエットモデルの適用性

### 1. はじめに

3.3.1項に示したように、沸騰遷移後の燃料被覆管温度挙動を評価するモデルのうち、沸騰遷移評価モデルはSLMCP Rに達した時点で沸騰遷移の発生とみなし、また熱伝達モデルでは燃料被覆管温度を高めめに評価する修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することで、保守的な設定としている。このような設定も含め、解析手法の保守性によって燃料被覆管温度を高めめに評価している。

一方、4.3節に示したように、燃料被覆管温度 500°C程度までの試験結果を用いて、相関式 2 によるリウエット時刻の予測の妥当性を確認している。

本添付では、相関式 2 によるリウエット時刻の予測において、4.3節の妥当性確認に加えて原子炉停止機能喪失事象のような燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲での適用性について述べる。

### 2. 相関式 2 適用性の考え方

相関式 2 によって予測するリウエット時刻は燃料被覆管温度に依存する。リウエット時刻を早めに予測すると、温度上昇の過程でリウエットする場合、燃料被覆管温度を低く評価する可能性がある。

原子炉停止機能喪失の有効性評価解析では、燃料被覆管温度を高めめに評価することから、相関式 2 はリウエット時刻を遅く予測する傾向となる。そのため、温度上昇の過程でリウエット時刻が遅ければ燃料被覆管温度を高めめに評価する傾向となる。

したがって、有効性評価の解析手法によって、燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲でも相関式 2 の保守性は維持されることが考えられる。

### 3. リウエット時刻の感度解析

燃料被覆管温度が高温の範囲でも相関式 2 の保守性は維持されることが考えられるが、相関式 2 によるリウエット時刻の予測が及ぼす影響を確認しておくことは重要と考えられる。

そこで、主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象における燃料被覆管温度の時間変化について、相関式 2 を用いた解析例の添付図 3-1 に、リウエット時刻を遅らせた解析例を添付図 3-2 に示す。

沸騰遷移発生直後、熱伝達係数が低下して燃料被覆管温度が急激に上昇する。その後、原子炉出力の低下に合わせて燃料被覆管温度の上昇は徐々に緩やかになり、さらに原子炉出力が低下すると緩やかな上昇から減少に転じる。このように、燃料被覆管温度がいずれ減少に転じることから、相関式 2 によるリウエット時刻の予測精度が燃料被覆管温度へ及

ばす影響は大きくないことを確認できる。

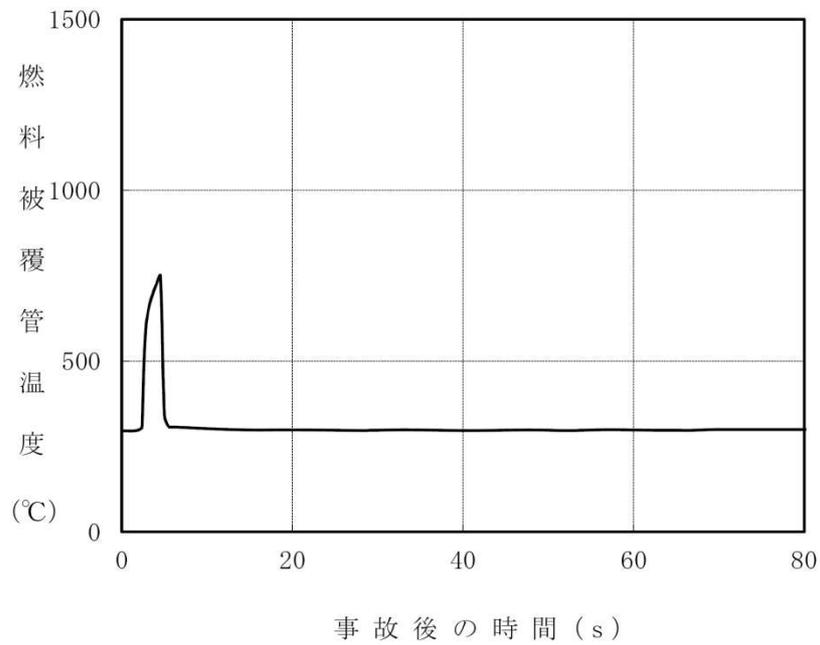
主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失の事象における原子炉出力は、再循環ポンプトリップや、復水器水位低下による給水流量喪失に伴う炉心ボイド率の増加によって低下する。そのため、燃料被覆管温度の上昇は抑制されていずれ減少に転じる。

#### 4. まとめ

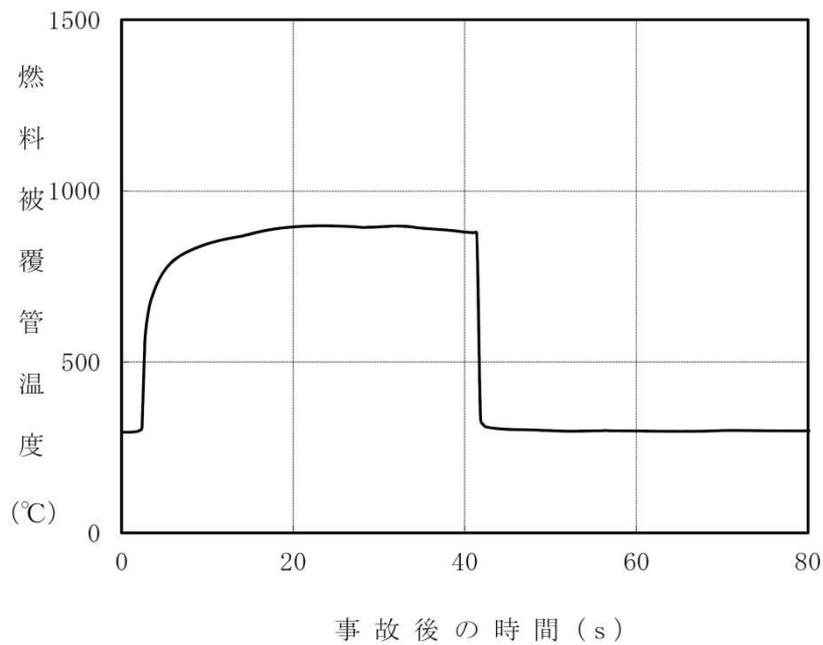
解析手法の保守性によって燃料被覆管温度を高め評価するため、相関式2はリウエット時刻を遅く予測する傾向となる。

また、リウエット時刻を遅らせた感度解析から、燃料被覆管温度はいずれ減少に転じるため、相関式2によるリウエット時刻の予測精度が及ばす影響は大きくないことを確認した。

以上より、相関式2は原子炉停止機能喪失事象のような燃料被覆管温度の解析結果が高温となる範囲でも適用することは妥当であると考えられる。



添付図 3-1 燃料被覆管温度の変化例



添付図 3-2 リウエット時刻を遅らせた場合の燃料被覆管温度の変化例