

添付 3 TRAC 系コードの適格性評価

1 はじめに

この資料では、ソフトウェア CCF が生じる事象¹（以下，“ソフトウェア CCF 重畳事象”という。）への対策の有効性評価に TRAC 系コードを適用することの妥当性について、必要な適格性評価²が実施されたことを事業者が確認又は判断したことを説明する。

適格性評価に対する事業者の確認に当たっては、TRAC 系コードが長年にわたって米国などで安全評価に使用された実績を考慮し、米国で TRAC 系コードが認証された範囲に対する適格性評価を確認対象から除外する。これを踏まえて、次の手順にてソフトウェア CCF 重畳事象に対する TRAC 系コードの適格性評価が適切であることを事業者が確認又は判断している。

- ・ 確認，評価に当たって参考とした文献
- ・ 米国における TRAC 系コードの認証実績の確認
- ・ 米国の TRAC 系コードの認証実績に含まれない ABWR への適用性の確認
- ・ 米国で TRAC 系コードが適用されない制御棒系過渡の適格性評価方針
- ・ ソフトウェア CCF 重畳事象に固有な事象進展の抽出
- ・ 当該の事象進展に関わる現象及びモデルの同定
- ・ 重要なモデルに対する検証（verification）及び妥当性確認（validation）に係る実績に基づく確認
- ・ 制御棒落下事故時などに適用するボイド反応度フィードバックモデルの補足説明

¹ ソフトウェア重畳事象として取り扱う事象は表 2-1 中で示す CCF 影響緩和対策評価書による。また、取り扱う事象を整理し 6.1 にて事象グループにまとめている。

² 適格性評価とは、適用する事象に対する解析コードの模擬性能を決定する重要な現象に対して、必要なモデル化がなされ、検証（verification）及び妥当性確認（validation）を実施することによって、事象などの対象に解析コードが必要な信頼性をもって使用できることを実証するプロセスをいう。モデル V&V ともいう。

2 確認, 判断に当たって参照した文献

TRAC 系コードの適格性評価の適切性の確認又は判断に当たって参照した文献を表 2-1 に示す。

表 2-1 適格性評価の適切性の確認, 判断に当たって参照した文献のリスト

No.	文献名	この資料中での略称
1*1	株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, “TRACG モデル解説書”, GLR010, 004N7940 Rev.1 (2022)	GLR010
2*1	株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, “TRACG 適格性確認報告書”, GLR011, 005N0981 Rev.1 (2022)	GLR011
3*1	東芝エネルギーシステムズ株式会社, “沸騰水型原子力発電所, 炉心三次元動特性解析に係る最適評価コード (TRACT) の概要”, TLR-101 (2022)	TLR-101
4	東京電力株式会社, 中国電力株式会社, “解析コード (TRACG) 説明資料 (参考資料)”, 平成 27 年 10 月	有効性評価時 TRACG 説明資料
5	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社, 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, “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 (TRACG) について”, HLR-127, GLR-007 (2018)	HLR-127・GLR-007
6	東北電力株式会社, 中部電力株式会社, “解析コード (TRACT) 説明資料 (参考資料)”, 平成 27 年 10 月。	有効性評価時 TRACT 説明資料
7	東芝エネルギーシステムズ株式会社, “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 (TRACT) について”, TLR-099 (2018)	TLR-099
8	発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針 (昭和 59 年 1 月 19 日 原子力安全委員会決定、一部改訂 平成 2 年 8 月 30 日)	RIA 解析指針
9	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 (AESJ-SC-P002:2003) (2003 年一般社団法人日本原子力学会)	ポスト BT 標準
10	東芝エネルギーシステムズ株式会社, 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社 “沸騰水型原子力発電所 デジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因	CCF 影響緩和対策評価書

	故障影響緩和対策の有効性評価書”，2022年10月	
11	“沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要”，株式会社東芝，TLR-009 改訂 4，平成 10 年 1 月	TLR-009
12	“沸騰水型原子力発電所 原子炉の熱特性評価法（GETAB）について”，株式会社日立製作所，HLR-007 訂 4，平成 9 年 12 月	HLR-007
13	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 SCAT，平成 28 年 8 月	有効性評価時 SCAT 説明資料
14	“沸騰水型原子力発電所 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（SCAT）について”，東芝エネルギーシステムズ株式会社，日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社，TLR-093，HLR-122，平成 30 年 5 月	TLR-093・HLR-122

*1：ソフトウェア CCF で評価対象とする事象への TRAC 系コードの適用の妥当性を裏付けるために，国会図書館に納められたトピカルレポート

3 米国における TRAC 系コードの認証実績の確認

ソフトウェア CCF への対策の有効性評価に使用された TRAC 系コードの米国での認証実績を、事業者として、次のように確認した。

なお、米国においてはソフトウェア重畳事象で取り扱う起因事象の中で、制御棒系の過渡事象、すなわち起動時の制御棒誤引抜き³及び出力運転時の制御棒誤引抜き⁴を除く全ての事象が安全評価に係る TRAC 系コードの認証の対象となっている。

3.1 TRACG ver.5

有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR-127・GLR-007 など⁵に基づいて構成した表 3-1 によって、TRACG ver.5 (以下、“**TRACG05**”という。)の前身コードに相当する TRACG04 が BWR2 から BWR6 までの AOO, LOCA, 低温時制御棒落下事故, 核熱水力安定性, 圧力増加過渡 ATWS などの幅広いプラント及び事象カテゴリに適用できることを確認した。また、米国の認証対象の範囲に ABWR が含まれないことも確認した。

一方、TRACG05 は TRACG04 に対して表 3-2 に示す改良がなされた解析コードであり、改良がより優れたモデルへの変更又は我が国の指針への適合に当たるものである。

したがって、改良点のそれぞれに対して必要な適格性評価がなされたことが確認できれば、TRACG05 も TRACG04 と同じ対象に適用できることが結論できる。

表 3-1 TRACG05 の前身となる解析コードの NRC による認証対象

No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード
1	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) transient Analyses,” NEDO-32906-A Revision 3, September 2006.	BWR2～BWR6, AOO	TRACG02
2	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses,” NEDO-32906 Supplement 1-A November 2003.	BWR2～BWR6, ATWS	TRACG02
3	GE Hitachi Nuclear Energy, “Migration to	BWR2～BWR6,	TRACG04

³ 米国において、起動時の制御棒誤引抜き事象は SRP (Standard Review Plan) の 15.4.1 に記載された事象であるが、過去の評価において判断基準に対して大きな余裕があることが確認されており、近年の安全評価においては評価がなされていない。

⁴ TRAC 系コード以外の解析コードである、炉心の核設計のために用いられる静的な 3 次元炉心解析コードが安全評価に適用される。

⁵ 有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR-127・GLR-007 に従ったものであるが、No.11 及び No.12 については別途確認した。

	TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for AOO and ATWS Overpressure Transients” NEDO-3206 Supplement 3-A, Revision 1, April 2010.	AOO 及び圧力増加過渡 ATWS	
4	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG Application for ESBWR Transient Analyses,” NEDO-33083 Supplement 3-A, Revision 1, September 2010.	ESBWR, AOO	TRACG04
5	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG Application for ESBWR Anticipated Transient Without Scram Analyses,” NEDO-33083 Supplement 2-A, Revision 2, October 2010.	ESBWR, ATWS	TRACG04
6	GE Hitachi Nuclear Energy, “DSS-CD TRACG APPLICATION,” NEDO-33147-A, Revision 4, August 2013.	BWR3～BWR6, 核熱水力安定性	TRACG04
7	GE Nuclear Energy, “Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications,” NEDO-32465-A, August 1996.	核熱水力安定性 解決策オプション I-D, II, III を使用する BWR 核熱水力安定性 解析	TRACG02
8	GE Nuclear Energy, “Migration to TRACG04/PANAC11 from TRACG02/PANAC10 for Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications,” NEDO-32465 Supplement 1-A, Revision 1, October 2014.	核熱水力安定性 解決策オプション I-D, II, III を使用する BWR 核熱水力安定性 解析	TRACG04
9	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG Application for ESBWR Stability Analysis,” NEDO-33083 Supplement 1-A, Revision 2, September 2010.	ESBWR, 核熱水力安定性	TRACG04
10	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG Application for ESBWR,” NEDO-33083-A, Revision 1, September 2010.	ESBWR, LOCA	TRACG04
11	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG Application for Emergency Core Cooling Systems / Loss-of-Coolant-Accident Analyses,” NEDO-33005-A, Revision 2, May 2018.	BWR2～BWR6, LOCA	TRACG04

12	Global Nuclear Fuel, “GNF CRDA Application Methodology,” NEDO-33885, Revision 0, February 2018.	BWR 低温時制御棒落下事故	TRACG04
上記 LTR の審査の中で参照され確認された LTR (TRACG04 関係分)			
1	GE Hitachi Nuclear Energy, “TRACG MODEL DESCRIPTION,” NEDO-32176, Revision 4, January 2008.		TRACG04
2	GE Nuclear Energy, “TRACG Qualification,” NEDO-32177, Revision 3, August 2007.		TRACG04

表 3-2 TRACG05 の TRACG04 からの改良点

モデルの相違点	TRACG04	TRACG05
3次元中性子動特性	修正1群	3群
低温時 RIA 事象に適用する熱水力相関式	AOO, LOCA などと共通の相関式	RIA 解析指針に従う相関式

3.2 TRACT ver.1

有効性評価時 TRACT 説明資料に基づいて構成した表 3-3 によって、TRACT ver.1 (以下、“TRACT01”という。)の前身コードに相当する TRACG02 が BWR2 から BWR6 までの AOO, 核熱水力安定性, 圧力増加過渡 ATWS などの幅広いプラント及び事象カテゴリに適用できることを確認した。また, 表 3-3 記載の LTR の審査の中で参照され確認された LTR として, TRACG04 のときと同様に, TRACG02 に対する米国版のモデル説明書及び Qualification Report が用いられたことも確認した。また, 米国の認証対象の範囲に ABWR が含まれないことも確認した。

一方, TRACT01 は TRACG02 に対して表 3-4 に示す改良がなされた解析コードであり, 改良がより優れたモデルへの変更又は我が国の原子力学会標準への適合に当たるものである。特に, TRACT01 の 3次元中性子動特性モデルは, 浜岡原子力発電所の 5号機の設置(変更)許可申請において申請書の添付八記載の核設計を実施した解析コード LOGOS5 と同一の基礎式及び核定数セットを用いており, 実質的に許認可で認められたものと同じものとなっている。

したがって, 改良点のそれぞれに対して必要な適格性評価がなされたことが確認できれば, TRACT01 も TRACG02 と同じ対象に適用できることが結論できる。

表 3-3 TRACT01 の前身となる解析コードの NRC による認証対象

No.	NRC から承認された LTR (Licensing Topical Report)	適用範囲	解析コード
1	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) transient Analyses,” NEDO-32906-A Revision 3, September 2006.	BWR2～BWR6 AOO	TRACG02
2	GE Nuclear Energy, “TRACG Application for Anticipated Transient Without Scram Overpressure Transient Analyses,” NEDO-32906 Supplement 1-A November 2003.	BWR2～BWR6 ATWS	TRACG02
3	GE Nuclear Energy, “Reactor Stability Detect and Suppress Solutions Licensing Basis Methodology for Reload Applications,” NEDO-32465-A, August 1996.	核熱水力安定性 解決策オプション I-D, II, III を使用する BWR 核熱水力安定性 解析	TRACG02

表 3-4 TRACT01 の TRACG02 からの改良点 (軽微な改良を除く)

モデルの相違点	TRACG02	TRACT01
3次元中性子動特性	修正1群 (有限差分)	修正1群 (近代ノード法)
沸騰遷移後の燃料被覆管温度評価モデル (流動条件)	AOO, LOCA などと共通の 相関式	ポスト BT 標準の推奨モデルに従う相関式

4 米国の TRAC 系コードの認証実績に含まれない ABWR への適用性の確認

4.1 確認に当たっての基本方針

制御棒系の過渡事象を除く全てのソフトウェア CCF 重畳事象を対象に、米国の認証実績に含まれない ABWR への適用性を事業者として確認する。この確認は次の基本方針の下で実施する。

TRAC 系コードは汎用コードであり、コンポーネントモデルを組み合わせて任意の BWR プラントの解析を実施できる解析コードである。ABWR への同コードへの適用性については、米国の認証実績の範囲外であるインターナルポンプ及びそのプラント挙動への影響が TRAC 系コードによって適切に模擬できていることを事業者が確認できればよい⁶。

このために、全ての過渡変化の基本となる運転時の異常な過渡変化（以下、“**AOO**”という。）については、制御棒系の過渡事象を除いて代表事象に対する妥当性確認結果に基づいて確認を行う。また、設計基準事故（以下、“**DBA**”という。）に属する原子炉冷却材流量喪失事故も、沸騰遷移が生じ燃料被覆管温度が増加することを除くと⁷、AOO のインターナルポンプトリップ事象と類似の事象であり、部分台数から全台がトリップする点が異なるだけであることから、制御棒系の過渡事象を除く AOO と同じ枠組みで適用性を確認する。

一方、そのほかの事象、すなわち DBA に属する制御棒落下事故（インターナルポンプ一定速度運転）、LOCA 事象（原子炉水位レベルに応じてインターナルポンプ部分台数トリップから同全台トリップまで）などに対しては独自の確認を実施しない。その理由を 4.4 に示す。

4.2 AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故への TRACG05 の適用性の確認

有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR-127・GLR-007⁸において柏崎刈羽原子力発電所 7号機 (=ABWR) にて実施された発電機負荷遮断試験⁹及びインターナルポンプ部分台数トリップ試験を対象とした妥当性確認がなされている。この二つの試験が模擬する過渡事象は、それぞれ、ABWR における AOO にて生じる代表的な事象に当たる。

⁶ インターナルポンプ以外の炉心、圧力容器などの構成要素、セパレータ、蒸気乾燥器などのプラント機器、インターロックなどの安全保護系、原子炉スクラム系、ECCS などの異常影響緩和系などの機能は、従来の BWR とモデリング上は基本的に共通であり、TRAC 系コードのコンポーネントモデル、制御系モデルを対象とするプラントに合わせて組み合わせることによって模擬できる。また、これらのモデルについては米国で認証された範囲で基本的なバリエーションが全て網羅されている。

また、形状、大きさ、体積などの相違は汎用のシステム解析コードである TRAC 系コードが入力データで任意に指定できる模擬性能をもつことから、系の圧力が大きく相違して 2 相流の性質が変わらない限り、基本的に適用可能な変化と位置付けることができる。このため、実機の起動試験などによる妥当性確認結果があれば、TRAC 系コードの適用性を十分に確認できる。

⁷ 沸騰遷移及びその後の燃料被覆管温度の増加については、従来 BWR の DBA の原子炉冷却材流量喪失事故及び原子炉冷却材喪失事故における流量急減期に生じる沸騰遷移及びその後生じる現象と同じ現象であることから、それぞれ、米国で認証済みの範囲に含まれている。

⁸ “3.4 柏崎刈羽原子力発電所 7号炉 起動試験解析” 参照

⁹ 加圧過渡に係る代表事象の一つであるが、インターナルポンプの 4 台トリップも生じる事象

それぞれの妥当性確認の結果から、ABWR の安全評価にて MCPR が最も厳しくなる過渡変化開始後の数秒から十秒の間でインターナルポンプの模擬性の影響を直接的又は間接的ではあるものの大きく受けるパラメータである中性子束、炉心流量などに対する模擬性が良好であることを確認した。

また、ABWR の原子炉冷却材流量喪失事故は、妥当性確認の対象となった二つの起動試験で 3 台又は 4 台のインターナルポンプがトリップしたのに対し、全台が同時にトリップする事象である。トリップするインターナルポンプの台数が異なるだけであることから、部分台数トリップにおいて原子炉流量の減少特性が良好に模擬できていたことをもって、全台トリップについても同様に模擬できるとしてよい。

さらに、ABWR に対するこれらの妥当性確認結果は、有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR-127・GLR-007 に記された米国の BWR4 のタービントリップ試験に対する妥当性確認結果、並びに福島第二原子力発電所 2 号炉（BWR5）の発電機負荷遮断試験及び再循環ポンプ 1 台トリップ試験に対する妥当性確認結果における主要パラメータの再現結果とほぼ同等の再現性を示していることを確認した。これは、ABWR の AOO の模擬において TRACG05 が従来 BWR と同等の模擬性をもつことを示すと同時に、米国で従来 BWR に対して認証された AOO に対する TRACG04 の適用性と同等なレベルにあるとみなせるものでもある。

したがって、ABWR の AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故への TRACG05 の適用性に問題のないことが確認できた。

4.3 AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故への TRACT01 の適用性の確認

有効性評価時 TRACT 説明資料¹⁰又は TLR-099 において浜岡発電所 5 号機（= ABWR）にて実施された再循環ポンプ（3 台）トリップ試験及び主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験¹¹を対象とした妥当性確認がなされている。この二つの試験が模擬する過渡事象は、それぞれ、ABWR における AOO にて生じる代表的な事象に当たる。

それぞれの妥当性確認の結果から、安全評価にて MCPR が最も厳しくなる過渡変化開始後の数秒から十秒の間でインターナルポンプの模擬性の影響を直接的又は間接的ではあるものの大きく受けるパラメータである中性子束、炉心流量などに対する模擬性が良好であることを確認した。

また、ABWR の原子炉冷却材流量喪失事故は、妥当性確認の対象となった二つの起動試験で 3 台又は 4 台のインターナルポンプがトリップしたのに対し、全台が同時にトリップする事象である。トリップするインターナルポンプの台数が異なるだけであることから、部分台数トリップにおいて原子炉流量の減少特性が良好に模擬できていたことをもって、全

¹⁰ “3.6 浜岡原子力発電所 5 号機 起動試験” 参照

¹¹ 加圧過渡に係る代表事象の一つであるが、インターナルポンプの 4 台トリップも生じる事象

台トリップについても同様に模擬できるとしてよい。

さらに、ABWR に対するこれらの妥当性確認結果は、有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099 に記された米国の BWR4 のタービントリップ試験に対する妥当性確認結果、及び浜岡原子力発電所第 4 号機 (BWR5) の主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験に対する妥当性確認結果における主要パラメータの再現結果とほぼ同等の再現性を示していることを確認した。これは、ABWR の AOO の模擬において TRACT01 が従来 BWR と同等の模擬性をもつことを示すと同時に、米国で従来 BWR に対して認証された AOO に対する TRACG02 の適用性と同等なレベルにあるとみなせるものでもある。

したがって、ABWR の AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故への TRACT01 の適用性に問題のないことが確認できた。

4.4 制御棒落下事故及び原子炉冷却材喪失事故への TRACG05 の適用性の確認

4.4.1 制御棒落下事故への適用性の確認

制御棒落下事故は、ABWR に限らず、生じる主な現象の変化が落下制御棒周りの炉心内のごく局所に限られ、間接的な影響が生じる領域も炉心に隣接する上部プレナム及び下部プレナムに限られること、原子炉スクラム以外の異常影響緩和系が作動しないこと、再循環ポンプ又はインターナルポンプ一定速度の下で運転され同ポンプの速度変動などによる過渡的な変化が生じない。このことから、この事故はプラントタイプに基本的に依存しない性質をもつといえる。このため、NRC が認証した従来 BWR の低温時の制御棒落下事故だけでなく、ABWR の同事故に対しても TRACG05 を適用できることは明らかである。したがって、適用性に係るより踏み込んだ評価、検討などは不要と事業者は判断する。

4.4.2 原子炉冷却材喪失事故への適用性の確認

ABWR の原子炉冷却材喪失事故は、ABWR が従来 BWR のような外部再循環系をもたないため、外部再循環系の有無による相違及びこれに伴う再循環ポンプの動作の相違を除けば、従来 BWR の原子炉冷却材喪失事故に基本的に包絡される¹²。

また、ABWR の原子炉冷却材喪失事故においては、どの系統の配管が破断する場合でも外部電源喪失の発生を想定するため、解析上、同電源喪失後直ちにインターナルポンプ全台

¹² ECCS の相違は次の二つの理由によって適用性の良否につながらない。一つは、TRACG05 では任意の注水位置及び仕様の ECCS を模擬できる汎用的なコンポーネントモデルをもつこと。もう一つは、低圧注水系を除く ABWR の ECCS の注水位置及び注水方法 (スプレイなど) が従来 BWR の ECCS などに包絡されることである。一方、ABWR の低圧注水系はダウンカマに注水されるが、LOCA 事象において炉心の露出がなく、下部プレナムにも 2 相水位が形成されないことから、圧力容器への注水の観点で給水系と同一の特性及び影響をもつ注水系とみなせることから、DBALOCA において解析コードの機能として適用性の有無又は良否を判断する必要のある対象ではないと事業者は判断する。

なお、LOCA+ ソフトウェア CCF 重畳事象においても、ABWR では高圧炉心注水系による注水で事象が収束し低圧注水系による注水が不要となることから、米国での従来の安全評価での想定にない、下部プレナムで水位が生じている状況の下で低圧注水系が作動するときの挙動の評価を考慮する必要もない。

停止が生じる。この影響は原子炉圧力の変化の影響を除くと 4.2 に述べた原子炉冷却材流量喪失事故時の変化に包絡される。しかし、例えば HPCF 配管両端破断においてインターナルポンプの全台停止が生じる期間での原子炉圧力の変化が小さいことから、その影響は 2 次的であり、原子炉冷却材流量喪失事故の挙動からの差異が小さく、TRACG05 の適用性の評価に影響するものではないと事業者は判断する。

したがって、ABWR の冷却材喪失事故に含まれるいずれの事象においても、AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故で生じるインターナルポンプの運転モード又はトリップ状況（全台トリップ）の組合せで模擬でき、ABWR の AOO 及び原子炉冷却材流量喪失事故への TRAC 系コードの適用性が確認できればこれら全ての事象を取り扱えることが明らかとなる。このため、従来の BWR の AOO, DBA, ATWS などへの TRAC 系コードの適用性が米国で認証済みであることを踏まえれば、ABWR のこれらの事象への TRAC 系コードの適用性の確認は不要となると事業者は判断する。

5 米国で TRAC 系コードが適用されない制御棒系過渡の適格性評価方針

米国では TRAC 系コードによる制御棒系過渡の評価が認証されていない。これは制御棒系過渡に TRAC 系コードが適用されないためである。例えば、起動時の制御棒誤引抜きについてはこの事象そのものに対する安全評価が近年実施されていない。一方、出力運転時の制御棒誤引抜きについては、国内と同様に、核設計に用いる静的な 3 次元炉心解析コードが安全評価に適用されている。

このため、それぞれの事象に対する TRAC 系コード (TRACG05) の適用性について、事業者が確認する必要がある。

制御棒系の過渡事象においては、引き抜かれる制御棒周りにおける反応度投入及び核熱結合フィードバックの模擬性が重要となる。しかし、これらの模擬性については表 5-1 に示すように適格性評価がなされており、◎ (妥当性確認の有効性極めて大)、○ (妥当性確認の有効性大)、－ (妥当性確認の有効性なし) などの過渡事象への適合性に対する判定を事業者が実施することによって、制御棒系過渡への TRACG05 コードの適用が妥当と事業者は判断している。

表 5-1 制御棒系過渡に関連する妥当性確認試験, 評価項目, 過渡事象への適合性¹³

妥当性確認試験	妥当性確認の対象項目	制御棒誤引抜き事象	
		起動時	出力運転時
SPERT III E 炉心試験 解析	制御棒落下による反応度投入, ドップラ反応度フィードバックの影響	◎	◎
米国 Peach Bottom 2 号機タービントリップ試験	圧力上昇, 炉心内ボイドのつぶれ, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 中性子束のパルスの増加, ドップラ・原子炉スクラムの各反応度の影響	－	○
KK7 発電機負荷遮断 試験	圧力上昇, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 原子炉スクラムの影響, 流量減少	－	○
KK7 インターナルポンプ部分台数トリップ試験	流量減少, ボイド反応度フィードバックの影響 (炉心一体型)	－	○

なお, ABWR への適用性については次がいえる。

¹³ SPERT III E 炉心及び Peach Bottom タービントリップについては GLR-011, 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の発電機負荷遮断試験及びインターナルポンプ部分台数トリップ試験については有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR-127・GLR-007 に記載の図表及びその説明に基づいて事業者が適合性を判断している。

制御棒系の過渡事象，すなわち起動時の制御棒誤引抜き事象及び出力運転時の制御棒誤引抜き事象においては，ABWRに限らず，生じる主な現象の変化が落下制御棒周りの炉心内のごく局所に限られ，間接的な影響が生じる領域も炉心に隣接する上部プレナム及び下部プレナムに限られること，制御棒引抜き阻止及び原子炉スクラム以外の異常影響緩和系が作動しないこと，再循環ポンプ又はインターナルポンプ一定速度の下で運転され同ポンプの速度変動などによる過渡的な変化が生じない。このことから，この事象はプラントタイプに基本的に依存しない性質をもつといえる。このため BWR5 などの従来 BWR の制御棒系過渡だけでなく，ABWR の同過渡に対しても TRAC 系コードを適用できることは明らかである。したがって，炉型の差による適用性の相違に係る更に踏み込んだ評価，検討などは不要と事業者は判断している。

6 ソフトウェア CCF 重畳事象に固有な事象進展の抽出

6.1 抽出に当たっての基本方針及びそれぞれの TRAC 系コードの適用対象事象

事業者として次を実施した。

固有な事象進展の抽出に当たっては、まず、ソフトウェア CCF を組み合わせる事象を、事象進展上の共通の特徴から、表 6-1 の第 1 列のようにグループ分けする。

続いて、それぞれの事象の事象進展上の特徴を整理し、当該の特徴が米国の AOO 又は DBA における事象進展で生じるものであるか否かを判定し、生じない事象をソフトウェア CCF 重畳事象の固有の現象として抽出する。ここで、当該の特徴が米国の AOO 又は DBA における事象進展で生じるものであるか否かについて、生じる“範囲内又は範囲外”と区分けし、どちらかを選択することで整理する。

また、米国で安全評価が実施されず、TRAC 系コードの認証の対象とならない原子炉起動時における制御棒の異常な引抜きについては、国内における従来コード¹⁴との比較によって同じ解析項目を取り扱うときには TRACG05 の方が優れていることが明らかであるため“範囲内”とし、異なる解析項目を取り扱うときに限って“範囲外”として更なる検討の対象とすることとする。

なお、表 6-1 では第 2 列にてそれぞれの事象グループのソフトウェア重畳事象に適用した解析コードも示している。

表 6-1 ソフトウェア CCF 重畳事象のグループ分け及び適用した解析コード

ソフトウェア CCF 重畳事象	適用した解析コード
原子炉冷却材喪失 ¹⁵ + ソフトウェア CCF	TRACG05
原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き + ソフトウェア CCF	
出力運転中の制御棒の異常な引抜き + ソフトウェア CCF	
低温時制御棒落下 + ソフトウェア CCF	
制御棒の誤引抜きを除く AOO ¹⁶ 又は原子炉冷却材流量の喪失 + ソフトウェア CCF ¹⁷	TRACT01

¹⁴ 核特性の計算：2次元円筒座標系での3群有限差分中性子動特性，熱水力：単バンドルに対する軸方向1次元混合流モデル基礎式を具備。

¹⁵ DBA では出力運転中に高圧炉心注水系配管が瞬時に両端破断する事象を対象としているが、ソフトウェア CCF 重畳事象においては、結果の厳しさを範囲から、原子炉の出力運転中に給水配管，主蒸気配管，又は RHR 出口配管が瞬時に両端破断する事象を評価する。この3事象が厳しくなることは CCF 影響緩和対策評価書にて確認している。

¹⁶ 主蒸気隔離弁の誤閉止，原子炉圧力制御系の故障及び給水流量の全喪失の3事象を代表事象としてソフトウェア CCF との重畳を取り扱う。この3事象に集約できる理由，及び制御棒の誤引抜きを除く AOO のほかの事象が全てこの3事象のどれかに包絡される理由については CCF 影響緩和対策評価書にて確認している。

¹⁷ CCF 影響緩和対策評価書においては“主要解析条件（運転時の異常な過渡変化（制御棒の誤引抜きを除く）又は原子炉冷却材流量の喪失+ソフトウェア CCF）”と呼称しているが，事象グループ名として明確化した。

6.2 原子炉冷却材喪失 + ソフトウェア CCF

DBA に属する原子炉冷却材喪失にソフトウェア CCF による原子炉スクラム失敗が重畳した事象であり、TRACG05 を適用した事象である。

表 6-2 に事象進展上の特徴と米国の DBA で生じる特徴の範囲の内外、及び関連情報とを整理して示す。表 6-2 から米国の DBA の範囲外の事象進展上の特徴、すなわちソフトウェア CCF に固有な事象進展は原子炉スクラム失敗及び ARI の二つであることが分かる。

表 6-2 原子炉冷却材喪失 + ソフトウェア CCF における事象進展上の特徴の整理

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳	国内の安全評価	米国の DBA の範囲内か範囲外か (表 3-1, No.11 による)
事故条件	原子炉の出力運転中に給水配管, 主蒸気配管, 又は RHR 出口配管が瞬時に両端破断する	原子炉の出力運転中に高圧炉心注水系配管が瞬時に両端破断する	DBA の範囲内
ECCS	HPCF 手動操作	動作 (単一故障)	DBA の範囲外ではあるものの, 解析コードの模擬性の観点では当該 ECCS の操作ロジックの相違だけとなるため, DBA の範囲内としてよい
原子炉スクラム	なし	あり	DBA の範囲外
停滞水中での核熱結合動特性	あり	なし	DBA の範囲外
ARI	あり	なし	DBA の範囲外
沸騰遷移	あり	あり	DBA の範囲内
リウエット	あり	なし	DBA の範囲内 (米国では BWR LOCA において事象初期のリウエットの適用が NRC に認めら

			れている ¹⁸⁾
燃料露出	あり	なし (ABWR) あり (従来 BWR)	DBA の範囲内 (米国では燃料露出が生じる BWR LOCA への適用が NRC に認められている)
崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	GE (平均) +3 σ	DBA の範囲内 (米国では ANSI...の式が NRC に認められている)

6.3 原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き + ソフトウェア CCF

AOO に属する原子炉起動時における制御棒の異常な引抜き (以下, “RWE” という。) にソフトウェア CCF による原子炉スクラム失敗が重畳した事象であり, TRACG05 を適用した事象である。

表 6-3 に事象進展上の特徴と国内の従来の安全評価における AOO で生じる特徴の範囲の内外, 及び関連情報とを整理して示す。表 6-3 から米国の AOO の範囲外の事象進展上の特徴, すなわちソフトウェア CCF に固有な事象進展は原子炉スクラム失敗だけであることが分かる。

表 6-3 RWE + ソフトウェア CCF における事象進展上の特徴の整理

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳	国内の安全評価	国内の従来安全評価の範囲内か範囲外か?
制御棒の異常な引抜き	あり	あり	AOO の範囲内
3次元中性子動特性	あり	なし (2次元)	AOO の範囲外 (修正 1 群→3 群)
ドップラ反応度フィードバック	あり	あり	AOO の範囲内
ボイド反応度フィードバック	あり	なし	AOO の範囲外
原子炉スクラム	なし	あり	AOO の範囲外

¹⁸⁾ リウエット現象は燃料集合体の形状, 特性などに依存するもので, 炉心の大きさ, プラントの系統設計などに依存しないため, そのまま ABWR にも適用できると事業者は判断している。

燃料棒の除熱	あり	あり	AOO の範囲内
運転員の制御棒引抜き 阻止操作及び制御棒挿入	あり	なし（スクラムとともに引抜き阻止を仮定）	AOO の範囲外ではあるものの、解析コードの模擬性の観点では当該引抜き制御棒の操作ロジックの相違だけとなるため、AOO の範囲外として敢えて抽出する必要はない

6.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き + ソフトウェア CCF

AOO に属する出力運転中の制御棒の異常な引抜き（以下，“RBM”という。）にソフトウェア CCF による原子炉スクラム失敗が重畳した事象であり，TRACG05 を適用した事象である。

表 6-4 に事象進展上の特徴と米国の AOO で生じる特徴の範囲の内外，及び関連情報とを整理して示す。表 6-4 から米国の AOO の範囲外の事象進展上の特徴，すなわちソフトウェア CCF に固有に取り扱う必要のある事象進展はドップラ反応度フィードバック，ボイド反応度フィードバック，原子炉スクラム失敗，ARI，沸騰遷移及び燃料被覆管温度の上昇（沸騰遷移後の熱伝達）であり，多岐にわたるものであることが分かる。

表 6-4 RBM + ソフトウェア CCF における事象進展上の特徴の整理

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳	国内の安全評価	米国の AOO の範囲内か範囲外か (米国においても TRAC 系コードを使用していない。国内の安全評価と同じ静的な解析コードを用いた解析を実施している)
制御棒の異常な引抜き	あり	あり	AOO の範囲内
制御棒の引抜き阻止	なし	あり	AOO の範囲外ではあるものの、解析コードの模擬性の観点では当該引抜き制御棒の操作ロジックの相違だけとなるため、AOO の範囲外として敢えて抽出する必要はない
3次元中性子	あり	なし（3次元静的）	AOO の範囲外

動特性			(修正1群, 静的→3群, 動的)
ドップラ反応度フィードバック	あり	静的取扱い	AOO の範囲外
ボイド反応度フィードバック	あり	静的取扱い	AOO の範囲外
原子炉スクラム	なし	なし (ロッドブロックされるまでの期間が安全評価の対象範囲)	AOO の範囲外
ARI	あり	なし	AOO の範囲外
沸騰遷移	あり	なし	AOO の範囲外
リウエット	なし	なし	AOO の範囲外であるが、リウエットの発生が見込まれる事象に対してリウエットなしとして取り扱うことは保守的な取扱いであることが自明であるため、適用性の要確認対象として抽出しない。
燃料被覆管温度の上昇 (沸騰遷移後の熱伝達)	あり (ポスト BT 標準の 相関式。Groeneveld 5.9 式)	なし	AOO の範囲外
崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	なし	AOO の範囲外ではあるが、米国では ANSI...の式が NRC に認められているため、適用性の要確認対象として抽出しない。

6.5 低温時制御棒落下 + ソフトウェア CCF

DBA に属する低温時の制御棒落下事故 (以下, “CRDA” という。) にソフトウェア CCF による原子炉スクラム失敗が重畳した事象であり, TRACG05 を適用した事象である。

表 6-5 に事象進展上の特徴と CRDA に係る米国の DBA で生じる特徴の範囲の内外, 及び関連情報とを整理して示す。表 6-5 から米国の DBA の範囲外の事象進展上の特徴, すなわ

ちソフトウェア CCF に固有に取り扱う必要のある事象進展は原子炉スクラム失敗だけであることが分かる。

しかし、国内の CRDA の解析に適用するボイド挙動評価モデル（以下、“**RIA 模擬ボイドモデル**”という。）が、試験に基づいて妥当性確認されたものに対し、ボイド反応度フィードバックの評価の適切性を現時点の知見に基づいて担保するために、更に保守側に評価するように設定したものである¹⁹ことから、この背景及び妥当性確認について 9 にて補足説明を行う。

なお、国内の DBA の安全評価では高温待機時の制御棒落下事故も対象となるが、ソフトウェア重畳事象に対しては高温待機時の制御棒落下事故を評価対象に含めていない。これは、高温待機時の制御棒落下事故においては、ボイド反応度フィードバックが卓越するため、原子炉スクラムの失敗の影響が生じないことによる²⁰。

表 6-5 CRDA+ ソフトウェア CCF における事象進展上の特徴の整理

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳	国内の安全評価	米国の DBA の範囲内か範囲外か (表 3-1, No.12 による)
制御棒落下	あり	あり	DBA の範囲内
3次元中性子動特性	あり	なし (2次元)	DBA の範囲外 (修正 1 群→3 群)
ドップラ反応度フィードバック	あり	近似的取扱い	DBA の範囲内
原子炉スクラム	なし	あり	DBA の範囲外
ボイド反応度フィードバック	あり	なし	DBA の範囲内
燃料棒の除	RIA 解析指針の推奨式	同左	TRACG04 の汎用相関

¹⁹ このような設定の結果、TRACG05 の飽和沸騰を取り扱う AOO にも DBA にも適用されるボイド挙動評価モデルと実質的に同じボイド挙動を評価する結果となったことから、表 2-1 の記載の GLR010 及び GLR011 には RIA 模擬ボイドモデルの説明及び妥当性確認結果を示していない。

²⁰ 高温待機時の制御棒落下事故においては、原子炉出力がピークとなった直後にボイド反応度フィードバックによる反応度低下が顕著となり燃料エンタルピが直ちに低下することから、原子炉スクラムによる負の反応度効果が燃料エンタルピの最大値に影響しないことが TRACG05 による解析によって示されていることを事業者が確認している。この結果は TRACG05 だけでなく、2001 年の原子力学会春の年会の中で報告された 4 件のシリーズ発表の中で別の解析コード (ARIES) を用いた解析結果によって示されていたことを事業者が確認している。

熱			式→RIA 解析指針の推奨式
---	--	--	----------------

6.6 制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失 + ソフトウェア CCF

AOO に属する主要解析条件（制御棒の誤引抜きを除く AOO，具体的には主蒸気隔離弁の誤閉止事象，給水制御系の故障事象若しくは給水流量の全喪失事象）又は DBA に属する原子炉冷却材流量の喪失事象にソフトウェア CCF による原子炉スクラム失敗が重畳した事象であり，TRACT01 を適用した事象である。

表 6-6 に事象進展上の特徴とこれらの事象に係る米国の AOO 又は DBA で生じる特徴の範囲の内外，及び関連情報とを整理して示す。表 6-6 から米国の AOO 又は DBA の範囲外の事象進展上の特徴，すなわちソフトウェア CCF に固有に取り扱う必要のある事象進展は原子炉スクラム失敗，ARI，リウエット及び燃料被覆管温度の上昇（沸騰遷移後の熱伝達）であることが分かる。

表 6-6 制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失 + ソフトウェア CCF

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳	国内の安全評価	米国の AOO 又は DBA の範囲内か範囲外か
RPT	あり（代替）	あり	AOO 又は DBA の範囲内
3次元中性子動特性	あり	なし（炉心1点）	AOO の範囲外 （修正1群→修正1群）
原子炉スクラム	なし	あり	AOO 又は DBA の範囲外
ARI	あり	なし	AOO 又は DBA の範囲外
沸騰遷移	あり	なし（AOO）又はあり（APTA）	AOO の範囲外
リウエット	あり（ポスト BT 標準の関連式）	不要（AOO）又は想定外（APTA）	AOO 又は DBA の範囲外
燃料被覆管温度の上昇（沸騰遷移後の熱伝達）	あり（ポスト BT 標準の関連式。修正 Dougall-Rohsenow 式）	取扱いなし（AOO）又は SAFER コードの関連式を使用（APTA）	AOO 又は DBA の範囲外（米国の DBA では左記の SAFER と同じ関連式を使用）

7 ソフトウェア CCF 重畳事象に固有な事象進展に関わる現象及びモデルの同定

表 7-1 にソフトウェア CCF 重畳事象に固有な事象進展に関わる現象及びそれを評価するために TRAC 系コードで用いる計算モデルを同定した結果をまとめる。表 7-1 では、6.2 から 6.6 までの整理結果から、事象進展上の特徴をソフトウェア CCF 重畳事象の事象グループと関連付けて整理し、さらに関係又は影響する現象、及び関係する TRAC 系コードの計算モデルを関連付けている。

表 7-1 の中で、ソフトウェア CCF 重畳事象に固有な適格性評価を実施する必要がある計算モデルは次となる。

- ・ 3次元中性子動特性
- ・ ポスト BT 標準記載の相関式 2
- ・ Groeneveld 5.9 式
- ・ 修正 Dougall-Rohsenow 式
- ・ 停滞水中の熱水力挙動 (2 流体基礎式, 壁面熱伝達, 界面せん断力, 界面熱伝達, 炉心及び燃料集合体の圧力損失, 燃料棒内熱輸送)
- ・ RIA 解析指針の推奨式

一方、そのほかの計算モデルについてはソフトウェア CCF 重畳事象に固有な適格性評価の実施の必要性はないと判断した。その理由を述べる。

まず、表 7-1 の中で、原子炉スクラム失敗, ARI, ドップラ反応度フィードバック及びボイド反応度フィードバックの四つの特徴に関係するとして最右列にて抽出した TRAC 系の計算モデルは、いずれも米国の AOO 及び DBA とは事象進展の特徴が異なる状態変化の計算に用いられるものであるが、次の理由によってソフトウェア CCF 重畳事象に固有な適格性評価をそれぞれ不要と判断した。

- ・ TRAC 系コードが具備する個別の計算モデルは局所の状態を記述するモデルであるため、事象依存ではなく状態量²¹との関係で妥当性確認がなされ、それに基づいて適用範囲が決定されている
- ・ このため、当該の状態変化が AOO 及び DBA で生じる状態変化の幅の全体²²の中に含まれていることが確認できた²³こと

次に表 7-1 中の沸騰遷移相関式については、TLR-009 及び HLR-007 に基づいて、RBM, 制御棒の誤引抜きを除く AOO, 原子炉冷却材流量の喪失のそれぞれの事象にソフトウェア CCF が重畳した事象で生じ得る状態量の範囲が 9×9 (A 型) 燃料を対象とした GEXL 相関

²¹ 瞬時の局所的な状態量又は燃焼度などの局所的な状態量を時間積分した状態量

²² 中性子動特性モデル関連では瞬時水密度, 燃料温度などの変化の幅に着目し, 熱水力モデル関連では圧力, 流量 (流速), ボイド率 (蒸気クオリティ) などの変化の幅に着目した。

²³ CCF 影響緩和対策報告に記載の各 CCF 重畳事象の解析結果における状態変化の幅に基づいて確認

式の適用範囲内²⁴にあることが確認できたことから、ソフトウェア CCF 重畳事象に固有な適格性評価を不要と判断した。

表 7-1 固有な事象進展に関わる現象及びそれを評価するための計算モデル

事象進展上の特徴	ソフトウェア CCF 重畳の元事象	関係又は影響する現象	関係する TRAC 系コードの計算モデル
3次元中性子動特性	原子炉冷却材喪失	核分裂出力, 核熱結合中性子動特性, 2相流熱水力特性	3群3次元中性子動特性 (TRACG05)
	RWE		
	RBM		
	制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失		修正 1 群 3 次元中性子動特性 (TRACT01)
原子炉スクラム失敗	原子炉冷却材喪失	核分裂出力, 核熱結合中性子動特性, 2相流熱水力特性	2流体基礎式, 界面せん断力
	RWE	核分裂出力, 核熱結合中性子動特性, 2相流熱水力特性	2流体基礎式, 壁面熱伝達, 界面せん断力, 界面熱伝達, 炉心及び燃料集合体の圧力損失, 燃料棒内熱輸送
	RBM		
	制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失		
ARI	原子炉冷却材喪失	核分裂出力, 核熱結合中性子動特性, 2相流熱水力特性	少数群断面積及び/又は核定数, 動特性パラメータ, 燃料棒内熱輸送, 並びに中性子動特性計算モデル
	RBM 制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失		
停滞水中での核熱結合動特性	原子炉冷却材喪失	核分裂出力, 核熱結合中性子動特性, 2相流熱水力特性	停滞水中の 2 相流挙動 (2 流体基礎式, 2 相水位, 壁面熱伝達, 界面せん断力, 界面熱伝達, 炉心及び燃料集合体の圧力損失, 燃料棒内熱輸送) (中性子動特性モデル)

²⁴ 状態量には圧力, 質量流束及び燃料集合体入口サブクーリングがある。その適用範囲は圧力が 5.5MPa から 9.0MPa, 質量流束が 140kg/m²-s から 1830kg/m²-s, 入口サブクーリングが 23 kJ/kg から 163 kJ/kg である。

			の適用性は自明なので陽に示さない)
ドップラ反応度フィードバック	RBM	燃料温度, 中性子束	共通モデル: 少数群断面積及び/又は核定数, 動特性パラメータ, 燃料棒内熱輸送, 並びに中性子動特性計算モデル ボイド反応度固有: 界面せん断力などの 2 相流相関式及び基礎式
ボイド反応度フィードバック	RWE RBM	ボイド率, 中性子束	
沸騰遷移 (核沸騰状態からの離脱)	RBM 制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失	表面熱流束, 冷却材流量・入口温度, 圧力, 蒸気クオリティ, 沸騰モードの遷移 (沸騰熱伝達式の切替)	沸騰遷移相関式
リウエット (核沸騰状態への復帰)	制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失	表面熱流束, 冷却材流量・入口温度, 圧力, 蒸気クオリティ, 沸騰モードの遷移 (沸騰熱伝達式の切替)	ポスト BT 標準記載の相関式 2
燃料被覆管温度の上昇 (沸騰遷移後の熱伝達)	RBM	表面熱流束, 燃料被覆管温度	Groeneveld 5.9 式
	制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失		修正 Dougall-Rohsenow 式
燃料棒の除熱	CRDA	燃料エンタルピ, 表面熱流束, 燃料被覆管温度, ボイド反応度フィードバック	RIA 解析指針の推奨式

8 重要なモデルに対する検証 (verification) 及び妥当性確認 (validation) に係る実績に基づく確認

8.1 基本方針

7にて抽出したソフトウェア CCF 重畳事象に固有な適格性評価を実施する必要のある次の計算モデルに対して適切な適格性評価 (=検証及び妥当性確認) が実施されたことを事業者が確認したことを順に説明する。

- ・ 3次元中性子動特性
- ・ ポスト BT 標準記載の相関式 2
- ・ Groeneveld 5.9 式
- ・ 修正 Dougall-Rohsenow 式
- ・ 停滞水中の熱水力挙動 (2 流体基礎式, 壁面熱伝達, 界面せん断力, 界面熱伝達, 炉心及び燃料集合体の圧力損失, 燃料棒内熱輸送)
- ・ RIA 解析指針の推奨式

8.2 3次元中性子動特性

8.2.1 TRACG05 について

TRACG05 の 3次元中性子動特性モデルが用いられ, このモデルの妥当性確認に好適な SPERT III E 炉心, Peach Bottom タービントリップ, Lassale-2 不安定事象, 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉及び福島第二原子力発電所 2 号炉の起動試験の結果に対して, **表 8-1** のように個々の試験に対する模擬性を事業者として評価した。さらに, これらの試験が**表 7-1** に示した TRACG05 の 3次元中性子動特性モデルの適用対象, すなわち原子炉冷却材喪失, RWE, RBM 及び RDA にソフトウェア CCF を重畳した事象にて生じる中性子動特性の変化特性を全て含むことを事業者が確認したことから, TRACG05 の 3次元中性子動特性モデルを同コードの適用を想定するソフトウェア CCF 重畳事象に使用することを事業者は妥当と判断した。

表 8-1 TRACG05 の 3次元中性子動特性モデルに対する妥当性確認項目及び事業者評価

妥当性確認試験	3次元核熱結合中性子動特性モデルの模擬性に対する評価確認項目	中性子動特性モデルの模擬性に対する評価及び参照した資料
SPERT III E 炉心試験解析	制御棒落下による反応度投入, ドップラ反応度フィードバックの影響	◎ GLR-011
米国 Peach Bottom 2 号機タービントリップ試験	圧力上昇, 炉心内ボイドのつぶれ, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 中性子束のパルスの増加, ドップラ・原子炉スクラムの各反応度の影響	◎ GLR-011
Lassale-2 不安定事象	炉心不安定時のボイド反応度フィードバ	○

	ックの出力振動，流量振動などへの影響	有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR- 127・GLR-007
KK7 発電機負荷遮断 試験	圧力上昇，ボイド反応度フィードバック (炉心一体型)，原子炉スクラムの影響， 流量減少	◎ 有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR- 127・GLR-007
KK7 インターナルポン プ部分台数トリッ プ試験	流量減少，ボイド反応度フィードバックの 影響（炉心一体型）	◎ 有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR- 127・GLR-007
2F2 発電機負荷遮断 試験	圧力上昇，ボイド反応度フィードバック (炉心一体型)，原子炉スクラムの影響， 流量減少	◎ 有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR- 127・GLR-007
2F2 再循環ポンプ 1 台トリップ試験	流量減少，ボイド反応度フィードバックの 影響（炉心一体型）	◎ 有効性評価時 TRACG 説明資料又は HLR- 127・GLR-007

8.2.2 TRACT01 について

TRACGT01 の 3 次元中性子動特性モデルが用いられ，このモデルの妥当性確認に好適な Lassale-2 不安定事象，柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の起動試験の結果に対して，表 8-2 のように個々の試験に対する模擬性を事業者として評価した。さらに，これらの試験が表 7-1 に示した TRACGT01 の 3 次元中性子動特性モデルの適用対象，すなわち制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失にソフトウェア CCF を重畳した事象にて生じる中性子動特性の変化特性を全て含むことを事業者が確認したことから，TRACGT01 の 3 次元中性子動特性モデルを同コードの適用を想定するソフトウェア CCF 重畳事象に使用することを事業者は妥当と判断した。

なお，3.2 で述べたように TRACT01 の 3 次元中性子動特性モデルは，既認可の ABWR の設置（変更）許可申請書の添付八記載の核設計を実施した解析コード LOGOS5 と同一の基礎式及び核定数セットを用いており，実質的に許認可で認められたものと同じものとなっているも事業者は確認している。

表 8-2 TRACT01 の 3 次元中性子動特性モデルに対する妥当性確認項目及び事業者評価

妥当性確認試験	3 次元核熱結合中性子動特性モデルの 模擬性に対する評価確認項目	中性子動特性モデルの 模擬性に対する評価 及び参照した資料
SPERT III E 炉心試験	制御棒落下による反応度投入，ドップラ反 応度フィードバックの影響	◎ TLR-101

解析		
米国 Peach Bottom 2号機タービントリップ試験	圧力上昇, 炉心内ボイドのつぶれ, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 中性子束のパルスの増加, ドップラ・原子炉スクラムの各反応度の影響	◎ TLR-101
Oskarshamn-2 不安定事象	炉心不安定時のボイド反応度フィードバックの出力振動, 流量振動などへの影響	○ 有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099
Leibstadt プラント試験	領域不安定時のボイド反応度フィードバックの出力振動, 流量振動などへの影響	○ 有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099
H5 主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験	圧力上昇, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 原子炉スクラムの影響, 流量減少	◎ 有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099
H5 再循環ポンプ (3台) トリップ試験	流量減少, ボイド反応度フィードバックの影響 (炉心一体型)	◎ 有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099
H4 主蒸気隔離弁全弁閉鎖試験	圧力上昇, ボイド反応度フィードバック (炉心一体型), 原子炉スクラムの影響, 流量減少	◎ 有効性評価時 TRACT 説明資料又は TLR-099

8.3 ポスト BT 標準記載の相関式 2²⁵

相関式 2 は, 制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失とソフトウェア CCF とを重畳させた事象に対する TRACT01 による評価時に 8.5 に示す修正 Dougall-Rohsenow 式と共に適用されている。

これまでに, 相関式 2 と修正 Dougall-Rohsenow 式とを組み合わせた計算結果に対し, TRACT01 とは別の解析コード (燃料集合体内軸方向 1 次元熱水力解析コード (以下, “**別コード**” という。)) を用いたものであるが, 上記のソフトウェア CCF 重畳事象の評価結果の中での燃料被覆管温度評価値の最大値 800℃程度までの範囲での適用となる場合には, 次に掲げる理由によって修正 Dougall-Rohsenow 式とを組み合わせたときの相関式 2 の適用を妥当と事業者は判断する。

- ・ ポスト BT 標準記載の相関式 2 + 修正 Dougall-Rohsenow 式の組合せによる出力過渡 (発電機負荷遮断) 及び流量変化過渡 (ABWR 原子炉流量喪失) に対する妥当性確

²⁵ 液膜ドライアウト, 液膜の後退, 同液膜の再進展, 液膜リウエットなどのドライアウトからリウエットまでのメカニズムを半機構論的 (半現象論的) に定式化してリウエットする条件を評価する相関式

認結果において、燃料被覆管温度 600°C 近くまでの 9×9 (A 型) 燃料に対する試験 (以下, “**NUPEC 試験**” という。) を含む複数のタイプの燃料に対する試験について、ドライアウト持続時間が試験値に対して保守的 (長時間側) に評価されていることを事業者は確認した。

- ・ 相関式 2 + 修正 Dougall-Rohsenow 式の組合せの下で同じケース及び条件で実施された NUPEC 試験に対する別コードによる妥当性確認結果と TRACT01 による妥当性確認結果とを比較し、試験点数が多いために多数点で両解析コード間の相違及び相違の傾向が確認できること、TRACT01 と別コードとの間で特異的な相違が現れていないことなどから、TRACT01 においても別コードと同様にポスト BT 標準記載の妥当性確認結果に基づく取扱いが可能と事業者は判断する。
- ・ 有効性評価時 SCAT 説明資料又は TLR-093・HLR-122 記載²⁶によって相関式 2 + 修正 Dougall-Rohsenow 式を用いたとき、原子炉停止機能喪失で生じる燃料被覆管温度が高温に達する場合でも 700°C から 800°C までの燃料被覆管最高温度であれば、5×5 高温ポスト BT 試験に対する妥当性確認によって最適値から 100°C 程度の保守的な燃料被覆管温度の評価値が得られることを事業者が確認したこと。
- ・ このような高温条件において、相関式 2 によって決定されるドライアウト持続時間が一部短め、すなわち非保守側に評価されることも事業者は確認した。しかし、高温に達したケースで、かつ、ドライアウト持続時間を短めに評価するケースにおいても、リウエットするまでに燃料被覆管温度のそれ以上の上昇が生じない飽和状態に至っていることも事業者は確認し、当該の試験条件においては、安全評価パラメータである燃料被覆管温度の評価の保守性への影響が生じないと事業者は判断した。
- ・ ソフトウェア CCF 重畳事象において TRACT01 を適用した制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失 + ソフトウェア CCF に含まれる事象 (以下, 便宜上, “**相関式 2 適用事象**” という。) のそれぞれについて事業者は上記の飽和状態に達しているかどうかを確認し、達していない場合にはリウエットさせない場合に到達し得る燃料被覆管温度の推定値を燃料被覆管温度の上昇傾向から外挿した値 (以下, “**推定最高温度 (リウエットなし)**” という。) をグラフから読み取って評価し、**表 8-3** に示す結果を得た。
- ・ **表 8-3** から推定最高温度 (リウエットなし) は 800°C 弱に達するものの、リウエットなしによる温度レベルの上昇量が小さいことから、いずれの事象においても冷却材圧力が高いことから被覆管破裂の可能性などの派生的な影響を考慮する必要がないと事業者は判断する。
- ・ このように適格性評価の過程でリウエット相関式の保守性に疑義が生じたため、推定最高温度 (リウエットなし) を確認したものであるが、実際の現象で生じる燃料被

²⁶ 添付 3 及び添付 4 を参照方

覆管最高温度が推定最高温度（リウエットなし）とリウエットありの計算値との間にあることも考慮すると、リウエットなしによる温度レベルの上昇量が小さいことと相まって、相関式 2 適用事象に対するソフトウェア CCF 重畳事象の対策の有効性評価上の結論は変わらず、実際上の影響は生じないと事業者は判断する。

以上の事業者の確認及び判断から、相関式 2 適用事象に対する相関式 2 の適用に問題はないと事業者は判断する。

表 8-3 相関式 2 適用事象の燃料被覆管最高温度計算値及び推定最高温度（リウエットなし）

相関式 2 適用事象	燃料被覆管最高温度の計算値（℃） （リウエットあり）	温度上昇が飽和しているか？	推定最高温度 （リウエットなし）
主蒸気隔離弁の誤閉止＋CCF	715	飽和していない	800 弱
原子炉圧力制御系の故障＋CCF	748	飽和していない	800 弱
給水流量の全喪失＋CCF	沸騰遷移しない		
原子炉冷却材流量の喪失＋CCF	472	低い温度でリウエットしているため、評価の対象外	

8.4 Groeneveld 5.9 式

8.4.1 適格性評価に当たっての基本方針

Groeneveld 5.9 式は出力運転時の制御棒誤引抜き事象とソフトウェア CCF とを重畳させた事象の解析に TRACG05 と共に用いられる相関式であり、8.5 に示す修正 Dougall-Rohsenow 式と比較して沸騰遷移後の燃料被覆管温度を更に保守的（高温側）に評価する式である。

ポスト BT 標準で出力増加過渡²⁷及び流量減少過渡²⁸における過渡的な沸騰遷移後の燃料被覆管温度を保守的に評価する式として推奨された式であるが、出力運転時の制御棒誤引抜き事象及びこれに対するソフトウェア CCF 重畳事象は出力増加過渡、流量減少過渡のどちらにも含まれない事象であるため、894℃と高い燃料被覆管温度が評価されたソフトウェア CCF 重畳事象への適用の妥当性を判断するためには、次の点を確認する必要があると事業者は判断した。

- ・ Groeneveld 5.9 式を適用できる事象であること

²⁷ 原子炉出力の一時的な上昇によって沸騰遷移に至った後、原子炉スクラムに伴う原子炉出力の低下によってリウエットする事象

²⁸ 原子炉冷却材流量尾急激な現象によって沸騰遷移に至った後、原子炉冷却材中のボイド率の増加又は原子炉スクラムに伴う原子炉出力の低下によってリウエットする事象

- ・ 同式の高温条件への適用性
- ・ Excel などの別の計算ツールを用いて模擬した結果との一致

8.4.2 Groeneveld 5.9 式を適用できる事象であることの確認

Groeneveld 5.9 式などの沸騰熱伝達相関式は、燃料棒表面のごく近傍の非常に狭い領域における熱伝達を取り扱うものであること、及び局所的な状態量を用いて定式化されていることから、燃料棒径、格子サイズ、事象に依存して変化する可能性のあるマクロな軸方向の状態量分布などに熱伝達係数が影響されない特性をもっている。

この点を踏まえて、事業者は、同式を適用した出力運転時の制御棒誤引抜き事象が状態量の変動範囲が同式の適用範囲²⁹の中にあることを確認するとともに、同事象が数十秒かけて徐々に変化して行く事象³⁰であることから、制御棒落下事象のように圧力場も含めて時間的に急峻に変化し局所的な非平衡が生じ易い事象でないことなどを確認することによって、ポスト BT 標準記載の出力増加過渡及び流量減少過渡と同様に出力運転時の制御棒誤引抜き事象に対しても Groeneveld 5.9 式を適用できると判断した。

8.4.3 Groeneveld 5.9 式の高温条件への適用性の確認

8.5 にて 748°C までの制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失とソフトウェア CCF との重畳事象に対して TRACT01 に組み込んだ修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することを事業者は妥当と判断している。また、8.4.2 にて出力運転時の制御棒誤引抜き事象に対しても Groeneveld 5.9 式を適用できると判断している。

一方、Excel などの別ツールにて事業者が独自に定式化した Groeneveld 5.9 式と修正 Dougall-Rohsenow 式との比較計算によって壁面過熱度 100K (燃料被覆管温度 400°C 弱相当) を超える壁面過熱度の領域で Groeneveld 5.9 式が修正 Dougall-Rohsenow 式と比較して 2 割強ほど熱伝達係数を小さめ、すなわち燃料被覆管温度を厳しい側に評価することを事業者は確認している。

さらに、有効性評価時 SCAT 説明資料又は TLR-093・HLR-122 に記載された“燃料被覆管温度が 800°C を大きく超える”ときの蒸気流の過熱蒸気化の影響であるが、“1000°C を超える燃料被覆管温度及び過熱蒸気³¹を考慮した蒸気单相流状態の過度に厳しい状態”においても適用可能とした Dittus-Beolter 式との比較によって“主蒸気隔離弁の誤閉止+原子炉停止機能喪失”事象の評価に用いられた修正 Dougall-Rohsenow 式が“燃料被覆管温度を高め評価することを確認した”との説明がなされていることを踏まえると、次が帰結されると事

²⁹ ポスト BT 標準の解説付表 3-1 参照

³⁰ ATWS-RPT によるインターナルポンプ 4 台トリップ、ARI による制御棒挿入機能作動などはポスト BT 標準の出力増加過渡、流量減少過渡の両方に含まれる変化であるため、着目する対象の変化として取り扱っていない。

³¹ クロスフローを考慮していないため、過度に高い蒸気温度となっている。

業者は判断する。

- ・ 出力運転時の制御棒誤引抜きに係るソフトウェア CCF 重畳事象における沸騰遷移した燃料棒周りの過熱蒸気の温度がクロスフローを考慮しないときの温度まで上昇する可能性はなく³²、当該の温度を必ず下回る。
- ・ Groeneveld 5.9 式が高壁面過熱度条件で修正 Dougall-Rohsenow 式より 2 割強厳しい側の燃料被覆管温度を計算する熱伝達相関式であることから、出力運転時の制御棒誤引抜きに係るソフトウェア CCF 重畳事象にて 800℃を超える燃料被覆管温度に至ったとしても Groeneveld 5.9 式の保守性は担保される。

したがって、894℃と高温に至った燃料被覆管温度の下でも、出力運転時の制御棒誤引抜きに係るソフトウェア CCF 重畳事象に Groeneveld 5.9 式を適用できると事業者は判断する。

8.4.4 別の計算ツールを用いて模擬した結果との一致の確認

燃料メーカーから Excel などの別ツールにて定式化した相関式と TRACG05 に組み込んだ相関式との計算値の一致を得たとのコード検証に係る結果の提示を受けている。また、その結果に基づいて事業者も一致を確認した。

8.4.5 事業者の評価

8.4.2 から 8.4.4 までの事業者の確認に基づいて、出力運転時の制御棒誤引抜きに係るソフトウェア CCF 重畳事象の解析に TRACG05 に組み込まれた Groeneveld 5.9 式を適用することを妥当と判断した。

8.5 修正 Dougall-Rohsenow 式

修正 Dougall-Rohsenow 式は、制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失とソフトウェア CCF とを重畳させた事象の解析に TRACT01 と共に用いられる相関式であり、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を保守的（高温側）に評価する式である。

上記のソフトウェア CCF 重畳事象は、修正 Dougall-Rohsenow 式が使用されない給水流量の全喪失+ソフトウェア CCF³³を除いて、いずれもポスト BT 標準にて推奨された修正 Dougall-Rohsenow 式の適用対象とした出力増加過渡又は流量減少過渡に該当するものであることを事業者は確認した。一方、計算された燃料被覆管最高温度の最大値が 748℃であり、ポスト BT 標準記載の妥当性確認結果の範囲外（燃料被覆管最高温度の最大値が約 650℃）であることも確認した。

このため、同式に対する適格性評価の主眼はポスト BT 標準推奨範囲よりも高温の燃料被

³² 燃料集合体内の平均的な出力の燃料棒の周りでは沸騰遷移が生じておらず、蒸気温度は飽和温度のままとなっている。このため、クロスフローがあれば、クロスフローなしの条件で評価したときよりも沸騰遷移が生じた燃料棒周りの過熱蒸気の温度は低下する。

³³ 沸騰遷移が生じないため、そもそも修正 Dougall-Rohsenow 式が使用する条件に至らない事象

覆管最高温度の条件への外挿性であり、事業者はこのために次の確認を実施した。この確認の結果、制御棒の誤引抜きを除く AOO 又は原子炉冷却材流量の喪失とソフトウェア CCF との重畳事象に TRACT01 に加えて修正 Dougall-Rohsenow 式を適用することを事業者は妥当と判断した。

- ・ 有効性評価時 SCAT 説明資料又は TLR-093・HLR-122 記載に基づいて、5×5 高温ポスト BT 試験³⁴による修正 Dougall-Rohsenow 式の妥当性確認（燃料被覆管最高温度試験値の最大値が約 800℃）結果によって 700℃から 800℃までの燃料被覆管最高温度の試験条件においても最適評価値又は保守的な燃料被覆管温度評価値が得られること

なお、8.3 に示したように、TRACT01 に組み込んだ修正 Dougall-Rohsenow 式については、NUPEC 試験に対する別コードを使用した燃料被覆管温度最高値の比較結果に対し、TRACT01 でも同じケース及び条件で妥当性確認を実施しており、試験点数が多いため多数点で相違及び相違の傾向が確認できること、TRACT01 と別コードとの間で特異的な相違が現れていないことをもって、コード検証も完了していると事業者は判断している。

8.6 停滞水中の熱水力挙動（2 流体基礎式，壁面熱伝達，界面せん断力，界面熱伝達，炉心及び燃料集合体の圧力損失，燃料棒内熱輸送）

核熱結合の有無にかかわらず停滞水中の熱水力挙動が適切に評価できることは、炉心が露出したときの炉心内の熱水力挙動、特に燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管の破裂条件などを評価する上で重要となる。しかし、これに関わる炉心内の熱水力挙動に対する模擬性は LOCA 事象に関わる個別効果試験（以下、“SET”という。）及び総合効果試験（以下、“CET”という。）による妥当性確認を通じて確認できる。

事業者は表 8-4 に示す LOCA 事象時などの停滞水又は低流量条件において炉心内で生じる現象に対する TRACG05 を適用した妥当性確認結果を調べ、同表の最右列に示すように必要な模擬性がある（○印にて示す）ことを確認した。

表 8-4 に示す SET 及び CET を用いた妥当性確認によって、事業者は LOCA 時の停滞水中の核熱結合動特性を支配する現象の中で妥当性確認を必要とする炉心内の熱水力現象のそれぞれが基本的に網羅されている³⁵ことを確認し、当該のソフトウェア CCF 重畳事象への TRACG05 の適用を妥当と判断した。

³⁴ この試験は 10×10 燃料の燃料棒径をもつ 5×5 格子の模擬燃料集合体に対するものであるが、修正 Dougall-Rohsenow 式などの沸騰熱伝達相関式は、燃料棒表面のごく近傍の非常に狭い領域における熱伝達を取り扱うものであること、及び局所的な状態量を用いて定式化されていることから、燃料棒径、格子サイズなどに熱伝達係数が依存しない特性をもっている。

³⁵ 例えば、界面せん断力はボイド上昇、2 相水位などによって、界面熱伝達は減圧中のフラッシング特性、2 相水位上昇などの挙動によって、圧力損失は SSTF などの多バンドル試験時の圧力損失特性によって、そして燃料棒内熱輸送は AOO などにおける燃料棒内熱輸送が妥当であることを前提に膜沸騰熱伝達に係る挙動によって妥当性確認がなされる。

表 8-4 LOCA 事象にて炉心内で生じる現象の模擬性に係る妥当性確認項目及び事業者評価

妥当性確認試験 (括弧内は SET, CET の区別を示す)	LOCA 事象にて炉心内で生じる現象の 模擬性に対する評価確認項目	模擬性に対する評価 及び参照した資料
Wilson 及び Bartolomei 気泡上昇試験 (SET)	停滞水中のボイド上昇に係る挙動	○ GLR-011
PSTF レベルスウェル 試験 (SET)	減圧中の液相のフラッシング及びこれに 続く 2 相水位の上昇に係る挙動	○ GLR-011
THTF 膜沸騰試験 (SET)	PWR 燃料棒上の膜沸騰熱伝達に係る挙動	○ GLR-011
種々の対向流制限試 験 (SET)	燃料集合体上部での対向流制限に係る挙 動	○ GLR-011
FRIGG 試験ループで の試験 (SET)	自然循環流動及び関連する熱水力不安定 に係る挙動	○ GLR-011
TLTA 試験 (CET)	自然循環時の熱水力特性, ボイド率分布, ボイルオフ ³⁶ , 大破断 LOCA 時の熱水力 (減圧, 燃料の露出, 2 相水位, 燃料被覆 管温度の上昇など)	○ GLR-011
FIST 試験 (CET)	小破断 LOCA 時の熱水力 (減圧, 燃料の 露出, 2 相水位, 燃料被覆管温度の上昇な ど)	○ GLR-011
SSTF 試験 (CET)	多バンドル体系でのブロータウン後のリ フィル・再冠水過程で生じる炉心内熱水力 に係る挙動 (圧力, コラプスト水位, 並行 流・対向流, 圧力損失など)	○ GLR-011
ROSA III 試験 (CET)	大破断時, 中小破断時の炉心内熱水力挙動 に係る挙動 (圧力, 燃料被覆管温度)	○ GLR-011
FIX II 試験 (CET)	大破断時, 中破断時の炉心内熱水力挙動に 係る挙動 (圧力, 燃料被覆管温度)	○ GLR-011

8.7 RIA 解析指針の推奨式

TRACG05 に組み込んで CRDA に係るソフトウェア重畳事象の解析に用いられた一連の

³⁶ ボイルオフとは水が沸騰してなくなることをいう。このとき 2 相水位の高さが重要となる。

RIA 解析指針の相関式については、既に 9×9 (A 型) 燃料を装荷した炉心を対象とした国内の設置 (変更) 許可申請時の安全解析に使用された相関式と全て同一のものであるため、事業者は試験結果との比較による妥当性確認については不要と判断した。

一方、それらの相関式が TRAC 系コードへの組み込みに当たって従来の安全評価に使用した解析コードと同一の機能及び性能を発揮することについてコード検証によって確認する必要がある。これについては、燃料メーカから Excel などの別ツールにて定式化した相関式と TRACG05 に組み込んだ相関式との計算値の一致を得たとのコード検証に係る結果の提示を受けたことによって事業者も一致を確認した。

したがって、事業者は TRACG05 に組み込まれた一連の RIA 解析指針の相関式について CRDA に係るソフトウェア重畳事象の解析に適用することを妥当と判断した。

9 制御棒落下事故時などに適用するボイド反応度フィードバックモデルの補足説明

6.5 にてボイド反応度フィードバックの評価の適切性を支える RIA 模擬ボイド挙動評価モデルの背景及び妥当性確認について説明することとした。このモデルは CRDA だけでなく、起動時の RWE に係るソフトウェア CCF 重畳事象にも適用される。

ボイド反応度フィードバックは熱水力的なボイド挙動の変化及びボイド率の変化に対応する水密度の変化を受けた核的な断面積の変化によって取り扱われる。

核的な断面積の変化については格子計算コードを対象とした妥当性確認を通じて基本的な適用性をメーカーが確認し、さらに、起動試験データ、実機運転データなどの膨大なデータベースによって実機適用性についてもメーカーが確認した上でトピカルレポートなどに示しているところである。また、事業者もこれらに係る実施内容を把握しその全てについて妥当と判断している。

一方、熱水力的なボイド挙動については、RIA 時のボイド挙動を取り扱った電力共同研究 RIA 模擬ボイド試験及び JAEA の RIA 模擬ボイド試験を用いて様々な条件で多数の妥当性確認をメーカーが実施し、これらに対する RIA 模擬ボイドモデルの適用性をそれぞれの電力共同研究報告書の報告内容を通じて事業者が確認している。その上で、ボイド率を低い側、すなわち RIA 解析結果に対し保守的に包絡した評価を行うための方法の有効性も事業者が確認している。また、これらは原子力学会の大会、年会などにおいても都度報告がなされている。

ボイド反応度フィードバックに係る不確かさの大きな低温時の制御棒落下事故時のボイド挙動に対する熱水力試験についてはこの 2 種類の試験データベースで出力急昇時におけるボイド発生条件、ボイド率の時間変化などの重要な特性が押さえられている。

しかし、これらの熱水力試験だけではスペーサの影響などの不確かな現象が一部に残るために、CRDA におけるボイド発生のほとんどを担うサブクール沸騰領域のボイド発生を見込まない設定を RIA 模擬ボイドモデルに適用した解析を実施するよう事業者から指示したところである。CRDA 及び起動時の RWE に係るソフトウェア CCF 重畳事象の解析においても、この指示に基づいて解析が実施されている。

このような設定によって通常の CRDA では極めて保守的なボイド反応度フィードバックにつながるボイド挙動につながることを事業者は確認している。起動時の RWE に対しても同様である。また、スペーサの影響などの不確かな現象が高サブクール条件で有意となり低サブクール度で消失する特性をもつものであることから、事業者としては、ソフトウェア CCF が重畳しても CRDA 時のボイド挙動について確実な特性だけを反映し、かつ、保守的な取扱いがなされていると考えるところである。

10 結言

ソフトウェア CCF 重畳事象への対策の有効性評価に TRAC 系コードを適用することについて、必要な適格性評価が実施されたことを事業者は確認し、適用を妥当と判断した。