

表 4.5.8-1 原子炉格納容器健全性評価 解析ケース

	代表 3 ループ	代表 4 ループ
炉心	55GWd/t ウラン + MOX	—
CD 値	1.0	
破断位置／体様	SG 出口側配管／両端破断	

表 4.5.8-2 「原子炉格納容器健全性評価」添付書類十解析との主な相違点

項目	添付書類十解析 (設計基準事故)	CCF 対策有効性評価
単一故障	あり (CV スプレイ設備 1 系列の不作動)	なし
外部電源	なし	あり
1 次冷却材ポンプ	外部電源喪失に伴い コーストダウン開始	手動停止※1、※2 (CCF 発生時は自動停止せず)
高圧注入ポンプ 低圧注入ポンプ	高圧×2/2 + 低圧×2/2	高圧×1/2 + 低圧×1/2 (1 系列の自動作動※3) (残り 1 系列の手動起動は仮定せず)
CV スプレイポンプ	1/2 台	1/2 台 (CCF 発生時は自動作動せず※4)
その他	—	多様化設備としての作動限界値、 作動遅れ時間を反映

※1：設計基準事故（外部電源あり）の場合、原子炉トリップ信号と非常用炉心冷却設備作動信号の一致により 1 次冷却材ポンプはコーストダウンを開始するが、ソフトウェア CCF 発生時には同ロジックが機能せず自動停止しないため、手動による停止となる。

※2：1 次冷却材ポンプの取り扱いは以下とする。

- ・ CV 健全性：ブローダウン期間～再冠水完了/運転継続を仮定、再冠水完了以降/模擬せず^{※(注)}

(注) 炉心再冠水完了以降の CV への放出エネルギーは、炉心崩壊熱、1 次系メタル放熱及び SG 2 次側からの伝熱で決まるため、1 次冷却材ポンプの模擬は不要。

※3：CCF 対策の追加措置。「原子炉圧力（異常）低」により、1 系列の高圧／低圧注入系が自動作動。

※4：設計基準事故時には、「原子炉格納容器圧力異常高」の原子炉格納容器スプレイ作動信号により自動作動するが、ソフトウェア CCF 発生時には作動信号が発信されないため自動作動しない。事象発生を検知後、運転手順に基づく所定の操作所要時間 (30 分) で手動起動させる。

4.5.8.5 代表3ループプラント

(1) 主要解析条件

本解析の主要解析条件を以下に示す。なお、添付書類十解析（以下、「基本ケース」と称す。）からの変更点に下線を引いて示す。

炉心熱出力	: 2,652×1.02 MWt
熱流束熱水路係数 (F_Q) (制限値)	: 2.32
炉心崩壊熱	: 日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 ⁽¹⁰⁾
1次冷却材圧力	: 15.41+0.21 MPa[gage]
蒸気発生器伝熱管施栓率	: 0%
1次冷却材低温側温度	: 283.6+2.2 °C
1次冷却材高温側温度	: 321.7+2.2 °C
原子炉容器頂部温度	: 321.7+2.2 °C
破断箇所及び破断体様	: 蒸気発生器出口側配管の両端破断

E C C S

高圧注入ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
余熱除去ポンプの作動台数	: <u>1台</u>
高圧/余熱除去ポンプの注入開始	: ブローダウン終了と同時に
蓄圧タンクの作動基数	: 3基

原子炉格納容器スプレイ設備

格納容器スプレイポンプの作動台数: 1台 (事象発生検知後 30 分で手動起動)

その他の解析条件については、添付 1-1（代表3ループプラント）に示す。

(2) 主要解析結果

主要な解析結果を基本ケースと比較して表 4.5.8-3 に、主要なパラメータの過渡変化を図 4.5.8-2～図 4.5.8-3 に示す。また、事故経過の概要を以下に述べる。

1 次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故発生後約 18 秒にブローダウンエネルギーによって形成される第 1 次ピーク圧力約 0.206MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約 24 秒後に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギーの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、約 7 秒後に「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に到達するが、本評価では原子炉格納容器スプレイ設備は自動作動しない。

約 221 秒後には、再冠水による全炉心のクエンチにより、原子炉格納容器へのエネルギー放出が減少するため、第 2 次ピーク圧力約 0.216MPa[gage]が現れる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギーが減少するため、圧力は低下していくが、原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われないため、熱吸収体の除熱効果は徐々に低下し、圧力は再び緩やかに上昇していく。

多様化設備の「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動信号発信により事象発生を検知し、その後 30 分で原子炉格納容器スプレイ設備を手動起動することで、事象発生後 1922 秒に原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱が行われることから、約 1922 秒後に第 3 次ピーク圧力約 0.226MPa[gage]、温度約 121℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。

このようにして、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.226MPa[gage]、原子炉格納容器温度の最高値は約 121℃であり、基本ケースに比べわずかに厳しい結果となるものの最高使用圧力 0.283MPa[gage]、最高使用温度 132℃を下回り、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも判断基準を下回ることから、安全上の問題とはならないことを確認した。

表 4.5.8-2 「原子炉格納容器健全性評価」 CCF 対策有効性評価結果

(蒸気発生器出口側配管両端破断 流出係数:1.0/蒸気発生器伝熱管施栓率 0%)

項 目	基本ケース	CCF 対策有効性評価
第 1 次ピーク圧力 (MPa[gage])	約 0.206	約 0.206
第 1 次ピーク圧力到達時刻 (秒)	約 17	約 18
第 2 次ピーク圧力 (MPa[gage]) (判断基準)	約 0.214 (≤ 0.283)	約 0.216 —
第 2 次ピーク温度 (°C) (判断基準)	約 120 (≤ 132)	
第 2 次ピーク圧力到達時刻 (秒)	約 182	約 221
CV スプレー作動開始時刻 (秒)	151	1922
第 3 次ピーク圧力 (MPa[gage]) (判断基準)		約 0.226 (≤ 0.283)
第 3 次ピーク温度 (°C) (判断基準)		約 121 (≤ 132)
第 3 次ピーク圧力到達時刻 (秒)		約 1922
事故後 1 日の圧力 (MPa[gage])	約 0.025	約 0.035

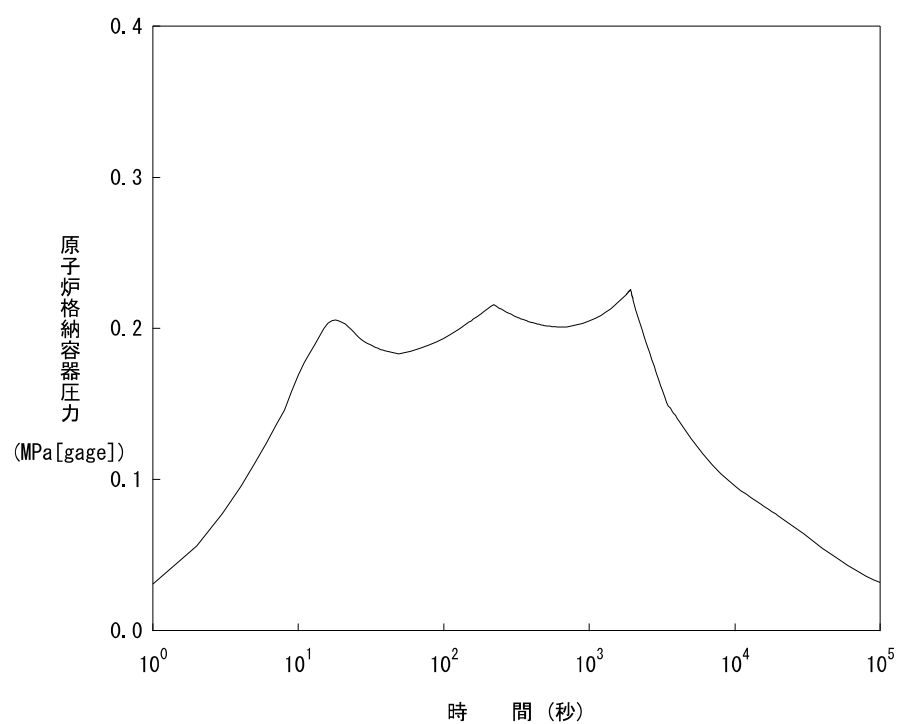


図4.5.8-2 原子炉格納容器圧力（蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0）

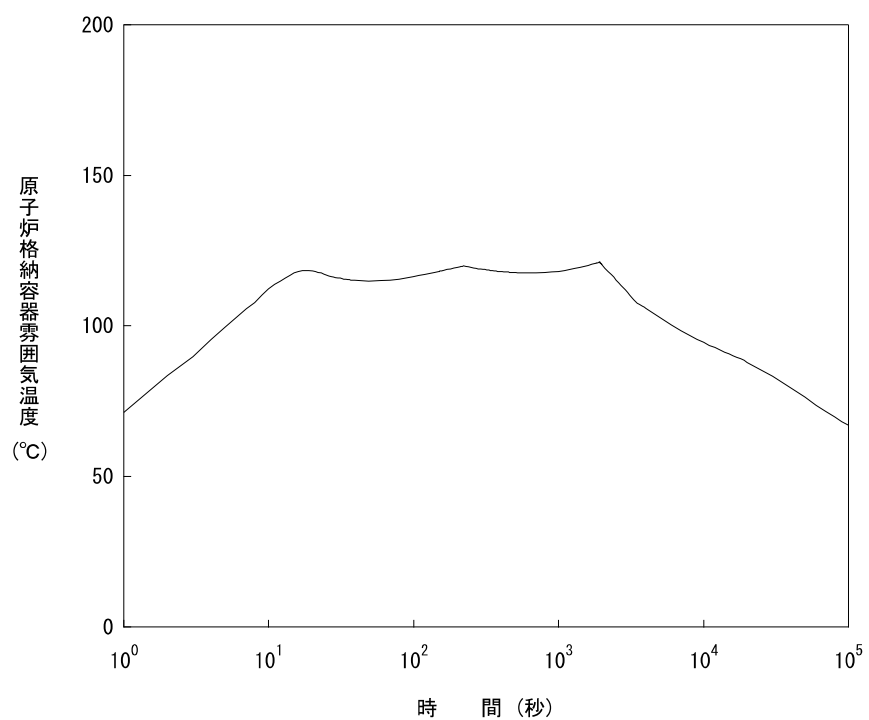


図4.5.8-3 原子炉格納容器雰囲気温度（蒸気発生器出口側配管両端破断 CD=1.0）

4.6 有効性評価結果の適用性及び安全評価への影響に係る検討

代表3, 4ループプラントにおける多様化設備の有効性については、4.4節及び4.5節にて示したとおりである。代表3, 4ループプラントにて有効性を確認した多様化設備が、設備や燃料仕様の異なる同型3, 4ループプラント、及び2ループプラントに対しても有効性を有しているか、解析結果の分析に基づきその適用性を検討した。また、「可燃性ガスの発生」や被ばく評価について、代表3, 4ループプラントも含め、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳する場合の影響を添付書類十解析等に基づき検討した。

4.6.1 Non-LOCA 解析の適用性

現実的条件を考慮した代表3, 4ループプラントの結果より、多様化設備の有効性が確認され、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力、燃料被覆管温度、（反応度投入事象の場合は燃料エンタルピー）が判断基準を下回ることを確認した。同型3, 4ループプラント及び2ループプラントにおいても各事象の進展は同様であるため、多様化設備の考え方に違いはなく、その有効性が期待できる。

それぞれの判断基準に対する分析結果は、以下のとおりである。

4.6.1.1 主給水流量喪失

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、CCF 対策の有効性評価では原子炉トリップにより出力が低下することから、SA 有効性評価の ATWS と比べて、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力が大きく緩和されることを確認した。また、燃料被覆管温度の最大値は、ATWS と同様に、有意に厳しくならないことを確認した。

本事象が生じた場合、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差によらず蒸気発生器水位が低下するため、代表プラント以外のプラントにおいても多様化設備による蒸気発生器水位低の原子炉トリップに至り、SA 有効性評価の主給水流量喪失 + ATWS の解析よりも事象進展及び評価結果は緩和される。したがって、同型3, 4ループプラント及び2ループプラントにおいても代表プラントと同様に、多様化設備が作動することで、ATWS が発生する場合より事象進展は楽になり、判断基

準は満足すると判断できる。

4.6.1.2 原子炉冷却材流量の喪失

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮したことで、流量低下による冷却材温度上昇にあわせて出力が低下し（図 4.5.2.1-2、図 4.5.2.2-2）、燃料被覆管温度は有意に上昇しない（図 4.5.2.1-5、図 4.5.2.2-5）。
- ・ 1次冷却材ポンプ電源電圧低あるいは回転数低による原子炉トリップが期待できず、多様化設備の原子炉圧力高発信まで原子炉トリップを待つことになるため1次系圧力が上昇するが、出力の低下効果もあり急激な圧力の上昇は見られず、加圧器安全弁が開くこともない（図 4.5.2.1-3、図 4.5.2.2-3）。

上記はいずれも減速材反応度帰還効果を考慮したことにより生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差の影響が考えられる。一般に減速材反応度帰還効果はウラン炉心に比べ MOX 炉心の方が大きくなるが、CCF 対策有効性評価においては、代表3ループプラントでは MOX 炉心を対象としつつ減速材反応度帰還効果はウラン炉心も考慮した設定としていること、及び代表4ループプラントは減速材反応度帰還効果としてはより厳しいウラン炉心を対象とした厳しめの評価としている。そのため、炉心、燃料の仕様が異なるプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると言える。

また、本事象は全ループの流量が等しく低下するため、上記の減速材反応度帰還効果がループ数に依存せずに期待できる。そのため、異なるループ数のプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると推定できる。その他、本事象においてプラント間の差として影響し得る設備仕様差としては、1次冷却材ポンプのコーストダウン特性が挙げられるが、代表3ループプラント及び代表4ループプラントの結果(図 4.5.2.1-1、図 4.5.2.2-1)が示すように、その差は小さくなく、前述の減速材反応度帰還効果による出力

低下の寄与の方が大きいと言える。

以上のとおり、代表 3，4 ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型 3，4 ループプラント及び 2 ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.3 原子炉冷却材ポンプの軸固着

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮したことで、流量低下による冷却材温度上昇にあわせて出力が低下し（図 4.5.3.1-2、図 4.5.3.2-2）、燃料被覆管温度は有意に上昇しない（図 4.5.3.1-5、図 4.5.3.2-5）。
- ・ 1 次冷却材流量低による原子炉トリップが期待できないが、減速材反応度帰還効果による出力低下効果により急激な圧力の上昇は見られず、加圧器安全弁が開くこともない（図 4.5.3.1-3、図 4.5.3.2-3）。また、1 次冷却材流量は早期に整定することから、原子炉トリップに至らない。

上記はいずれも減速材反応度帰還効果を考慮したことにより生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差の影響が考えられる。一般に減速材反応度帰還効果はウラン炉心に比べ MOX 炉心の方が大きくなるが、CCF 対策有効性評価においては、代表 3 ループプラントでは MOX 炉心を対象としつつ減速材反応度帰還効果はウラン炉心も考慮した設定としていること、及び代表 4 ループプラントは減速材反応度帰還効果としてはより厳しいウラン炉心を対象とした厳しめの評価としている。そのため、炉心、燃料の仕様が異なるプラントにおいても、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると言える。

一方で、本事象は 1 台の 1 次冷却材ポンプの固着を想定するため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど 1 台の 1 次冷却材ポンプ固着時の炉心流量の低下が大きくなる傾向であり、代表プラントの CCF 対策有効性評価の結果を比較しても 3 ループプラントの方が 4 ループプラントよりも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力が僅かに高めとなっている（表 4.5.3.1-3、表

4.5.3.2-3)。2ループプラントではさらに圧力が高めとなる可能性があるが、CCF 対策有効性評価では減速材反応度帰還効果を考慮することで添付書類十解析の結果以下となることが代表プラントの結果で確認されており、この効果はループ数の違いによらず期待できることから、2ループプラントにおいても CCF 対策有効性評価の圧力は添付書類十解析を超えず、判断基準を満足すると言える。以上のとおり、代表3，4ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型3，4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.4 主給水管破断

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では主給水管破断直後から現実的な二相放出を考慮したことで、事象初期に1次冷却材温度及び圧力が一時的に低下した後に上昇に転じ、加圧器安全弁の動作によって1次冷却材圧力は抑制される（図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2）。
- ・ 事象初期の1次冷却材温度の一時的な低下によって出力が上昇するものの、早期に原子炉トリップに至るため燃料被覆管温度の上昇は僅かである（図4.5.4.1-6、図4.5.4.2-6）。
- ・ 原子炉トリップ後の長期的な蒸気発生器水位の低下に対し、健全側蒸気発生器への補助給水開始が遅れるものの、1次冷却材圧力は蒸気発生器の残存保有水による冷却及び加圧器安全弁で抑えられ、短期的に生じた最大値を超えることはない（図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2）。

上記の内、短期応答については破断直後からの現実的な二相放出を考慮したことで生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。この効果は原子炉トリップが遅くなることで評価が厳しくなる影響を相殺する方向に働いて、加圧器安全弁の効果と相まって1次冷却材圧力を抑制している。代表プラントを含むいずれのプラントにおいても保守的に破断直後は液相放出を仮定している添付書類十解析では原子炉トリップ直後に1次冷却材圧力が最

大となっていることから、CCF 対策有効性評価で得られる原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力は、上記効果によりいずれのプラントにおいても添付書類十解析と同程度になることが推定できる。

また、短期応答において生じている出力上昇に関しては炉心、燃料の仕様差の影響を受けると考えられるが、1次冷却材圧力は加圧器安全弁の動作により十分抑制され、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力及び燃料被覆管温度のいずれも判断基準に対する余裕が大きいことから、炉心、燃料の仕様が異なる場合でも、本事象が発生した場合には今回の多様化設備により判断基準を下回ると推定できる。

一方、長期的な応答に関して、本事象は蒸気発生器1基の除熱能力が期待でなくなるため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど蒸気発生器1基の除熱能力喪失時の影響が相対的に大きく、代表プラントのCCF対策有効性評価の結果を比較しても3ループプラントの方が4ループプラントよりも厳しくなる傾向を示している（図4.5.4.1-2、図4.5.4.2-2）。長期的な圧力上昇に関して2ループプラントでは3ループプラントの結果よりもさらに大きくなる可能性があるが、短期的な圧力上昇のように急激な圧力上昇ではなく、その上昇は比較的緩やかであること、及び、代表3ループプラントのように蒸気発生器水位が相当に低下した場合でも加圧器安全弁で1次冷却材圧力を抑制できることから、圧力が過度に上昇することはなく、健全側蒸気発生器への補助給水開始によって事象終息が可能と言える。

以上のとおり、代表3，4ループプラントで有効性を確認した本事象に対するCCF対策は、同型3，4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.5 主蒸気管破断

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象にCCF対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最大圧力および燃料被覆管最高温度は判断基準を下回ることを確認した。

- ・ CCFを想定したことでECCSの作動及び主蒸気隔離が遅くなるものの、現実的な想定として制御棒の全挿入としたことで、燃料被覆管温度の過度な

上昇はない（図 4.5.5.1-5、図 4.5.5.2-5）。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、高圧注入系の注入により上昇するが、ポンプの締切圧力を加圧器逃がし弁の設定圧力以下に設計しているため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

上記の内、制御棒を全挿入とする想定は、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。この想定は、制御棒の 1 本固着を想定している添付書類十解析と比べた場合に熱水路係数を緩和させるものであり、代表 4 ループプラントの評価において添付書類十解析よりも熱流束最大値が大幅に上昇しているものの、熱水路係数（燃料被覆管最高温度に係わるピーキング）が小さいことで熱点熱流束としては厳しくならず、燃料被覆管温度の上昇は大きくならない。そのため、CCF 想定により ECCS の作動及び主蒸気隔離が遅くなるものの、制御棒全挿入の想定と合わせることで燃料被覆管温度が判断基準を超えないことは、代表プラントを含むすべてのプラントに対して期待できる。

次に、本事象は主蒸気隔離以降に蒸気発生器 1 基の蒸気放出が過大になり 1 次系を過冷却状態にするため、ループ数の違いの影響を受ける。ループ数が少ないほど蒸気発生器 1 基による過冷却の影響が相対的に大きくなる。しかしながら、代表プラントの CCF 対策有効性評価は 3 ループプラントよりも 4 ループプラントの方が厳しい結果を示している（表 4.5.5.1-3、表 4.5.5.2-3）。これは、反応度停止余裕の違いと ECCS ほう素濃度の差（表 4.5.5.1-1、表 4.5.5.2-1）によるものである。反応度停止余裕については、CCF 対策有効性評価向けに現実的条件として制御棒全挿入状態を想定していることから、添付書類十解析で想定している制御棒 1 本固着を想定した値とは異なり、ループ数（炉心サイズ）や燃料仕様によってばらつきが生じ得る。ECCS ほう素濃度については、炉心に装荷を想定している燃料仕様に応じた設定の結果として違いが生じ得る。

ここで、ECCS ほう素濃度に関係するプラント間の設備仕様差として、ECCS にほう酸注入タンクを設置しているか否かの違いが挙げられる。ほう酸注入タンクは高濃度のほう酸水を早期に炉心に注入するための設備であり、ループ数（炉心サイズ）や燃料仕様に依らず早期に原子炉出力を低下させることが可能となっている。今回の CCF 対策有効性評価の代表プラントはいずれもほう酸注入タンク非設置プラントであり、ほう酸注入タンクを設置している同型 3、4 ループプラント

においては燃料仕様による反応度停止余裕への影響を考慮したとしても、高濃度のほう酸水の効果により過度に事象が厳しくなることはないと推定できる。代表プラントを除く同型3ループプラントはいずれもほう酸注入タンクを設置しているが、同型4ループプラントには、代表4ループプラントと同様にほう酸注入タンク非設置のプラントがある。この場合、炉心に装荷する燃料仕様の違いで反応度停止余裕に差があったとしても、燃料仕様に応じた ECCS ほう酸濃度を設定していることから、事象進展としては代表プラントと同等となり、過度に厳しくなることはないと推定できる。また、2ループプラントについては、ほう酸注入タンクが設置されており、高濃度のほう酸水の効果により過度に事象が厳しくなることはないと推定できる。

このように、代表プラントはほう酸注入タンク非設置で、ほう酸注入タンク設置プラントより厳しい結果を示しているものであり、前述の制御棒を全挿入とする想定により熱水路係数が緩和され燃料被覆管温度は過度に上昇することはない結果と合わせて、本 CCF 対策によっていずれのプラントでも十分判断基準を満たすものと推定できる。

一方、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力については、代表プラントではポンプの締切圧力の設定が加圧器逃がし弁の設定圧力以下としていることで厳しくならないとしているが、ポンプの締切圧力が高いプラントにおいては加圧器安全弁の容量が注入流量を十分上回ることを確認している。1次冷却材圧力の上昇要因は高压注入系による注入のみであるため、上記理由により代表プラント以外のプラントにおいても判断基準を超えることはない。

以上のとおり、代表3、4ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型3、4ループプラント及び2ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.6 制御棒飛び出し

代表3ループプラント及び代表4ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、以下の傾向があり、判断基準を下回ることを確認した。

- ・ 原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいによる減圧のため、1次冷却材圧力が有意に上昇することはない（図 4.5.6.1-3、図 4.5.6.1-10、図 4.5.6.2-

3、図 4.5.6.2-8)。

- ・ CCF 対策有効性評価では最適評価コードにより出力分布及び反応度帰還効果を精緻に評価したことで、飛び出し直後の出力上昇が添付書類十解析よりも緩和され、燃料エンタルピ、ピーク出力部燃料エンタルピ、及び、燃料被覆管温度は添付書類十解析よりも低めとなる。また、燃料中心温度の最大値は原子炉トリップが遅れる効果もあり、添付書類十解析と同程度となる（表 4.5.6.1-4、表 4.5.6.1-5、表 4.5.6.2-4、表 4.5.6.2-5）。

上記は現実的な想定として、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えい、出力分布及び反応度帰還効果の精緻化を取り込んだことで生じた傾向であり、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。

原子炉圧力バウンダリにかかる圧力に関しては、原子炉容器頂部からの冷却材の漏えいを取り込むことで添付書類十解析の結果よりも低下することは代表プラント以外のプラントに対しても言える。

高温零出力からの制御棒飛び出しは反応度投入事象であり、反応度投入直後の出力急上昇時に燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピが厳しくなることから、原子炉トリップの遅れにかかわらず上記精緻化の効果で添付書類十解析のエンタルピを超えることがないことは、代表プラント以外のプラントに対しても言える。

高温全出力からの制御棒飛び出しについては、原子炉トリップ遅れによって燃料中心温度が添付書類十解析よりも高めとなる可能性があることが代表プラントの結果にて示されているが、原子炉トリップを待たずに出力変化が緩やかな低下に移行した時点で燃料中心温度も低下を始めていることから、炉心、燃料の違いによる出力分布及び反応度帰還効果に依存していると考えられる。この出力分布及び反応度帰還効果については、添付書類十解析と比べた場合には評価コード、解析モデルの精緻化が図られているものであり、炉心、燃料の条件に依存することではなく代表プラントの評価と同様に精緻化による緩和効果が期待できる。そのため、代表プラント以外のプラントにおいても、燃料中心温度は出力分布及び反応度帰還効果の精緻化によって代表プラントの結果と同じく添付書類十解析と同程度になるものと推定できる。

以上のとおり、代表 3，4 ループプラントで有効性を確認した本事象に対する

CCF 対策は、同型 3，4 ループプラント及び 2 ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.1.7 蒸気発生器伝熱管破損

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析と比べて以下の傾向があり、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は添付書類十解析より減少し、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は添付書類十解析と同等であることを確認した。なお、本事象は伝熱管破損の発生により 1 次系圧力が減少するため、原子炉冷却材圧力バウンダリは初期から上昇せず、また、多様化設備による高圧注入系の自動作動により炉心露出に至ることはないため、燃料被覆管温度が厳しくなることはない。

- ・ CCF 対策有効性評価では原子炉トリップが遅れるため、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は増加する傾向であるが、自動起動する高圧注入系が 1 系列であるため、結果として、1 次系から 2 次系への冷却材の漏えい量は高圧注入系が 2 系列起動する添付書類十解析より減少する。
- ・ 原子炉トリップから事象収束までの操作に要する時間は添付書類十解析と同等であるため、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は、添付書類十解析と同等である。

上記の効果のうち、原子炉トリップが遅れることで漏えい量が増加する影響は、プラントの設備差により異なるが、自動起動する高圧注入系が 1 系列であることは漏えい量を減少させる効果があるため、高圧注入系が 2 系列起動する添付書類十解析の評価結果と比較して、漏えい量が過度に増加することはない。原子炉トリップから事象収束までの運転操作に要する時間はプラント設備差によらず添付書類十解析と同等であるため、破損側蒸気発生器の 2 次系弁からの蒸気放出量は添付書類十解析と同等である。これらの効果は、事象収束に用いる多様化設備や運転操作の想定により生じる傾向であるため、炉心、燃料の仕様差やループ数の違いによらず期待できる。

以上のとおり、代表プラント以外のプラントにおいて、1 次系から 2 次系への 1 次冷却材の漏えい量が代表プラントでの評価結果より増加する可能性はあるが、その影響は限定的である。4.6.3 節にて後述するように、添付書類十解析で

は保守的な燃料欠陥率を想定しているため、現実的には、1 次系から 2 次系への 1 次冷却材の漏えい量が代表プラントより増大したとしても安全上の問題は無い。したがって、代表 3，4 ループプラントで有効性を確認した本事象に対する CCF 対策は、同型 3，4 ループプラント及び 2 ループプラントに対してもその適用が有効である。

4.6.2 LOCA 解析の適用性

4.6.2.1 ECCS 性能評価

(1) 大破断 LOCA

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、PCT および局所的最大ジルコニウム－水反応量は判断基準および添付書類十解析を下回ることを確認した。

- ・ CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ブローダウン期間は RCP 運転が継続して炉心に冷却材が供給されるため、ブローダウンの全期間にわたり基本ケースに比べ炉心上昇流が大きい傾向となる（図 4.6.2-1、図 4.6.2-2）。この結果、ブローダウン期間前半の上昇流期間において炉心冷却が促進され、CCF 対策有効性評価ケースの燃料被覆管温度は基本ケースより低くなる（図 4.6.2-7、図 4.6.2-8）。
- ・ 基本ケースでは「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生約 1 秒後に達することで高圧注入系及び低圧注入系が作動を開始するのに対し、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力（異常）低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生数秒後に達することで高圧注入系及び低圧注入系が作動を開始する。しかしながら、CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが起動するため、高圧注入系及び低圧注入系からの注入開始が基本ケースに比べ早くなり、炉心再冠水開始がわずかに早くなる（表 4.5.1-4、表 4.5.1-6）。
- ・ CCF 対策有効性評価では解析期間中に原子炉格納容器スプレイが作動しないことから、基本ケースに比べ原子炉格納容器内圧が高く推移するため（図 4.6.2-3、図 4.6.2-4）、再冠水期間の炉心再冠水速度、ひいては炉心冷却性が向上する（図 4.6.2-5、図 4.6.2-6）。

上記の炉心冷却効果のうち、ブローダウン期間の RCP 運転継続による効果が最も支配的である。上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、

想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、判断基準を下回り安全上の問題とはならないと推定できる。

なお、高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、上述のとおり RCP 運転継続による炉心冷却効果が支配的であるため、基本ケース（本設）と同程度の作動遅れ時間であれば炉心冷却性に問題ない。

(2) 小破断 LOCA

代表 3 ループプラント及び代表 4 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、PCT および局所的最大ジルコニウム－水反応量は判断基準および添付書類十解析を下回ることを確認した。

- ・基本ケースに比べ、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値到達時刻がわずかに遅くなるとともに、作動遅延タイマが 10 秒あることから、制御棒クラスタ落下開始時刻が約 10 秒遅くなる（表 4.5.1-5、表 4.5.1-7）。このため、基本ケースに比べ事象発生直後は原子炉出力が高めに推移するが、過渡応答への影響は軽微である（図 4.6.2-9、図 4.6.2-10）。
- ・CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、運転員が手動停止する事故発生後約 20 分まで RCP 運転が継続するため、炉心に冷却材が供給される結果、炉心上昇流傾向が強くなり（図 4.6.2-11、図 4.6.2-12）、炉心の冠水が概ね維持される（図 4.6.2-13、図 4.6.2-14）。
- ・基本ケースに比べ、CCF 対策有効性評価では多様化設備の「原子炉圧力（異常）低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値到達時刻がわずかに遅くなる。しかしながら、CCF 対策有効性評価では外部電源喪失を仮定しないことから、ディーゼル発電機の負荷投入シーケンスを介さずに高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが起動するため、高圧注入系及び低圧注入系からの注入開始が基本ケースに比べ早くなるが、その差は小さい（表 4.5.1-5、表 4.5.1-7）。
- ・CCF 対策有効性評価では、RCP 手動停止後も高圧/低圧注入流量が破断流量を上回る

ことから（図 4.5.1-11、図 4.5.1-23）、炉心の冠水が維持される（図 4.6.2-13、図 4.6.2-14）。

上記の炉心冠水維持に寄与する効果のうち、RCP 運転継続による効果が最も支配的である。上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、判断基準を下回り安全上の問題とはならないと推定できる。

なお、事故時状況によっては、RCP 手動停止開始が事故発生後約 20 分より遅くなる、あるいは早くなる可能性があるが、基本ケース（原子炉トリップと同時の外部電源喪失の仮定により RCP コーストダウン開始）に包絡されるため炉心冷却性に問題ない。また、高圧／低圧注入系（1 系列）の自動起動化に係る CCF 追加対策工事により、プラントによっては高圧／低圧注入系の作動遅れ時間が CCF 対策有効性評価条件より長くなる（遅くなる）可能性があるが、上述のとおり RCP 運転継続による炉心冠水維持効果が最も支配的であるため、基本ケース（本設）と同程度の作動遅れ時間であれば炉心冷却性に問題ない。

4.6.2.2 原子炉格納容器健全性評価

代表 3 ループプラントを対象に CCF 対策の有効性を評価した結果、添付書類十解析（基本ケース）に比べて以下の傾向があり、判断基準を下回ることを確認した。

- CCF 対策有効性評価ではブローダウン中は RCP 運転が継続するものの、ブローダウン中の原子炉格納容器内への放出エネルギーは 1 次冷却系の初期保有エネルギーが支配的であるため、第 1 次ピーク圧力までの応答は基本ケースと同様となる（表 4.5.8-2、図 4.6.2-15、図 4.6.2-16）。
- CCF 対策有効性評価では、再冠水期間は高圧／低圧注入系は 1 系列のみが作動し、基本ケースの 2 系列作動に比べ半減することから炉心注入流量が減少して炉心再冠水が遅くなる結果、炉心再冠水終了に伴い発生する第 2 次ピーク圧力の発生時刻が遅くなる（表 4.5.8-2）。
- 炉心再冠水終了に伴い原子炉格納容器内への放出エネルギーが減少するため原子

炉格納容器内圧は低下に転じるが、この時点で CCF 対策有効性評価では原子炉格納容器スプレイが作動していないため、ヒートシンク除熱効果の減少により再び原子炉格納容器内圧が上昇する。その後、事故発生後約 30 分から運転員により原子炉格納容器スプレイが開始され、原子炉格納容器内圧が低下に転じることで第 3 次ピークが現れ、これが最高圧力／最高温度となる。しかしながら、その上昇は第 2 次ピークに比べわずかであり、判断基準である最高使用圧力／温度を下回るとともに、原子炉格納容器の健全性が確認されている原子炉格納容器限界圧力（最高使用圧力の 2 倍（0.566MPa[gage]））及び限界温度（200℃）に対し十分な余裕を有する（表 4.5.8-2、図 4.6.2-15、図 4.6.2-16）。

上記傾向はループ数、プラント設備差及び炉心、燃料の仕様差に依存しないと考えられるため、代表プラント以外のプラントに対しても適用可能であり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、安全上の問題とはならない。

なお、2 ループプラントの添付書類十解析の破断条件は「高温側配管スプリット破断」であり、ブローダウン中に発生する第 1 次ピークが最高圧力／最高温度となる。代表 3 ループプラントを対象とした CCF 対策有効性評価の破断条件（蒸気発生器出口側配管両端破断）と異なるが、上述のとおりブローダウン中の原子炉格納容器内への放出エネルギーは 1 次冷却系の初期保有エネルギーが支配的であるため、破断位置や破断体様によらず第 1 次ピークは同等となる。以降の過渡応答も代表 3 ループプラントを対象とした CCF 対策有効性評価ケースと同様となり、想定事象にデジタル安全保護回路のソフトウェア CCF が重畳した場合でも、安全上の問題とはならない。

また、事故時状況によっては原子炉格納容器スプレイ手動開始が事故発生後約 30 分より遅くなり、最高使用圧力／温度を超過する可能性があるが、図 4.6.2-15 及び図 4.6.2-16 に示すとおり、原子炉格納容器スプレイが作動しない場合でも原子炉格納容器限界圧力（0.566MPa[gage]）及び限界温度（200℃）に到達するまでには十分な時間余裕があるため、原子炉格納容器の健全性に問題ない。同様の理由により、代表プラントに比べ最高使用圧力／温度が低いプラントや、添付書類十解析結果の余裕が少ないプラントについても、原子炉格納容器限界圧力及び