

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

事故シーケンスグループ及び
重要事故シーケンス等の選定について
(補足説明資料)
(指摘事項に対する回答)

平成27年7月

東京電力株式会社

No.	日付	評価 種別	対象 分類	指摘事項	対応する補足説明資料の番号、備考等	資料該当頁
144-6	2014/10/2	シーケンス 選定	共通	FCI 及び MCCI の評価事故シーケンスについては、解析コードの不確実性を踏まえ(有効性評価時に)代表性を説明すること。	評価事故シーケンスは基本的に当該事象による格納容器への負荷の厳しさの観点で抽出しており、代表性を有しているものと考えます。プラント損傷状態(PDS)及び評価事故シーケンスの選定の考え方については、事故シーケンス選定説明資料(※)にてご説明します。 ※平成 27 年 7 月 14 日第 249 回審査会合 資料 2-4-2 第 2-3 表、第 2-4 表 (コメント No. 144-8, 146-9, 146-19, 146-20, 146-21 と合わせて回答)	事故シーケンス 選定報告書 58, 59 頁
					<u>他の審査項目に関する指摘事項</u> 解析コードの不確かさについては、解析コードのご説明(※)の際にご説明しております。また、解析条件の不確かさを踏まえた上でも代表性を有していることについては、有効性評価のご説明の際にご説明します。 ※平成 27 年 6 月 9 日第 236 回審査会合 資料 1-2 資料 1-4, 資料 1-5	—
144-7	2014/10/2	シーケンス 選定	共通	格納容器破損防止対策のうち過圧・過温破損の評価事故シーケンスの選定の妥当性(水素の発生などを考慮することを含む)を説明すること。	補足説明資料【144-7】参照	本資料 19 頁
144-8	2014/10/2	シーケンス 選定	共通	水素燃焼の評価事故シーケンスについて選定の妥当性を説明すること。	<u>他コメントと合わせて回答</u> 評価事故シーケンスの考え方についてのコメントであり、本リスト No. 144-6 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-6 と合わせてご説明します。	事故シーケンス 選定報告書 58, 59 頁
					なお、水素燃焼の評価事故シーケンスは格納容器内での酸素濃度が最も高くなると考えられるシーケンスを抽出しており、代表性を有しているものと考えます。有効性評価における水素燃焼のご説明(※)の際には同様のご説明に加え、格納容器内での多量の水素発生(燃料被覆管の 75%が酸化)を仮定した場合の評価結果をお示しし、酸素濃度の観点では現状の評価結果の方が厳しいことをお示ししております。 ※平成 27 年 1 月 27 日第 187 回審査会合 資料 2-2-1	—
144-9	2014/10/2	シーケンス 選定	共通	重要事故シーケンス選定の考え方について、緩和措置に必要な時間や緩和設備の容量など、判断の根拠を定量的に説明すること。	補足説明資料【144-9】参照	本資料 27 頁
144-10	2014/10/2	シーケンス 選定	共通	反応度誤投入事象において、停止余裕検査時の制御棒誤引抜き事象が代表性を有していることを説明すること。(有効性評価において)	補足説明資料【144-10】参照 (有効性評価「反応度の誤投入」の説明資料(※)より一部検討内容を追加し再掲) ※平成 27 年 3 月 17 日第 207 回審査会合 資料 1-3-1 添付資料 5.4.4	本資料 32 頁

No.	日付	評価 種別	対象 分類	指摘事項	対応する補足説明資料の番号、備考等	資料該当頁
144-11	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	表「PRAの結果に基づく新たなシーケンスグループの検討」において、対策の相違を考慮して事故シーケンスグループの区分を分けることを含めて、本文を含めて整理すること。	<u>他コメントと合わせて回答</u> 本リスト No. 144-1 と同じコメントと認識しておりますので、No. 144-1 にてご回答致します。	事故シーケンス 選定報告書 18～24, 31～33 頁
144-12	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	別紙 2 の外部事象(地震)に特有の事故シーケンスの評価について、フラジリティー評価が保守性を持っていることを説明するとともに、記載内容の充実を検討すること。	事故シーケンス選定説明資料の当該箇所に説明を追加しましたので、事故シーケンス選定説明資料(※)にてご説明します。 ※平成 27 年 7 月 14 日第 249 回審査会合 資料 2-4-2 別紙 2	事故シーケンス 選定報告書 153 頁
144-13	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	地震 PRA において抽出された地震特有の事故シーケンスを、追加すべき事故シーケンスとして抽出しない理由について、適切な記載とすること。	事故シーケンス選定説明資料の当該箇所の記載を見直しましたので、事故シーケンス選定説明資料(※)にてご説明します。 ※平成 27 年 7 月 14 日第 249 回審査会合 資料 2-4-2 (1.1.2.2)	事故シーケンス 選定報告書 10～12 頁
144-14	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	15.0m 以上の津波による直接炉心損傷に係る事象の寄与割合を 6.3%とする一方、実態として 20m 未満の津波高さまで直接炉心損傷に至る事象が発生しないとしていることについて、両者の関係を整理すること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
144-15	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難なシーケンスに分類されたとした LOCA の範囲について、資料の記載を見直すとともに、有効性評価において評価内容を説明すること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
144-16	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	津波 PRA における直接炉心損傷に至る事象について、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとしている記載について再検討すること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
144-17	2014/10/2	シーケンス 選定	個社	津波 PRA における直接炉心損傷に至る事象について、津波で浸水している状況においても炉心損傷防止対策や格納容器破損対策を柔軟に活用できていることについて説明を充実させること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—
146-1	2014/10/7	シーケンス 選定	個社	重要事故シーケンスの抽出について、着眼点毎の分類の考え方、着眼点を踏まえた選定の考え方を詳細に説明すること。	<u>対象外(他事業者への指摘事項)</u>	—

No.	日付	評価 種別	対象 分類	指摘事項	対応する補足説明資料の番号、備考等	資料該当頁
146-2	2014/10/7	シーケンス 選定	個社	防潮堤機能喪失については、現状の評価では頻度が大きく、現実的な耐力を考慮して評価を見直すか、見直さない場合には新たな事故シーケンスとして追加すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-3	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	重要性が高く評価されているシーケンスは、もれなく有効性評価を示すこと。	他コメントと合わせて回答 本リストNo. 144-1と同じコメントと認識しておりますので、No. 144-1にてご説明します。	事故シーケンス 選定報告書 18～24, 31～33 頁
146-4	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	外部事象(地震・津波以外)の考慮について、頻度や影響などの観点から、シーケンスの追加の要否について説明すること。	他コメントと合わせて回答 外部事象(地震・津波以外)の考慮についてのコメントであり、本リスト No. 144-4 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-4 と合わせてご説明します。	事故シーケンス 選定報告書 83 頁
146-5	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	各事故シーケンスに対して選定された対策に代表性があることを説明すること。(CV 破損、停止時も同様)	他コメントと合わせて回答 PRA の結果とそれに応じた対策についてのコメントであり、本リストNo. 142-1と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 142-1 と合わせてご説明します。	事故シーケンス 選定報告書 29～33, 59, 70～73, 168 頁
146-6	2014/10/7	シーケンス 選定	個社	事故シーケンス毎の主要カットセットにおいて、抽出されている人的過誤に対する具体的な対応策を説明すること。	補足説明資料【146-6】参照	本資料 38 頁
146-7	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	TBW の寄与について対策、着眼点を整理したうえで、重要事故シーケンスとするか説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-8	2014/10/7	シーケンス 選定	個社	LOCA 時注水機能喪失に対する対策について明確に説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-9	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	レベル 1.5 の結果を踏まえて、最も厳しい PDS を選定した過程を示すこと。	他コメントと合わせて回答 プラント損傷状態(PDS)選定の考え方についてのコメントであり、本リスト No. 144-6 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-6 と合わせてご説明します。	事故シーケンス 選定報告書 58, 59 頁
146-10	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	崩壊熱除去機能喪失以外のシーケンスの寄与割合を示すこと。	他コメントと合わせて回答 内部事象運転時レベル 1.5PRA の審査において頂いたコメントと同じコメントと認識しておりますので、内部事象運転時レベル 1.5PRA のコメント回答(※)においてご説明しました。 ※平成 27 年 6 月 30 日第 244 回審査会合 資料 3-2-1 補足説明資料【125-9】	—
146-11	2014/10/7	シーケンス 選定	個社	E-LOCA と大 LOCA の包絡性について詳細に説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-12	2014/10/7	シーケンス 選定	共通	崩壊熱除去機能喪失について、主要な事故シーケンスに対する炉心損傷防止対策を踏まえて、有効性評価で考慮するプラント状態及び炉心損傷対策を選定した理由を説明すること。	補足説明資料【146-12】参照 (有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」の説明資料(※)より一部検討内容を追加し再掲) ※平成 27 年 3 月 17 日第 207 回審査会合 資料 1-3-1 添付資料 5.1.2	本資料 39 頁

No.	日付	評価種別	対象分類	指摘事項	対応する補足説明資料の番号、備考等	資料該当頁
146-13	2014/10/7	シーケンス選定	共通	全交流動力電源喪失について、直流電源をどのように考慮しているか説明すること。	補足説明資料【146-13】参照	本資料 41 頁
146-14	2014/10/7	シーケンス選定	共通	ピアレビューで挙げられたコメントについて、今回の PRA に反映する必要がない理由を整理して説明すること。	【ピアレビュー実施結果】「柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 PRA ピアレビュー実施結果について」参照	事故シーケンス選定報告書 237 頁
146-15	2014/10/7	シーケンス選定	個社	全交流動力電源喪失のシーケンスグループについて、評価シーケンスが網羅的に抽出されていることを説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-16	2014/10/7	シーケンス選定	個社	崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループについて、余裕時間がより厳しい炉心損傷先行破損シーケンスではなく、格納容器先行破損シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した理由を説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-17	2014/10/7	シーケンス選定	個社	津波が防潮壁を越えた場合の有効性評価について説明すること。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-18	2014/10/7	シーケンス選定	個社	E-LOCA 時の格納容器圧力について、定量的な検討を行うこと。	対象外(他事業者への指摘事項)	—
146-19	2014/10/7	シーケンス選定	共通	プラント損傷状態から最も厳しい評価事故シーケンスを抽出する過程を詳細に示すこと。	他コメントと合わせて回答 プラント損傷状態(PDS)選定の考え方及びそれに関連する評価事故シーケンスの抽出過程についてのコメントであり、本リスト No. 144-6 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-6 と合わせてご説明します。	事故シーケンス選定報告書 58, 59 頁
146-20	2014/10/7	シーケンス選定	共通	MCCI, FCI に対する PDS 選定の考え方を説明すること。	他コメントと合わせて回答 プラント損傷状態(PDS)選定の考え方についてのコメントであり、本リスト No. 144-6 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-6 と合わせてご説明します。	事故シーケンス選定報告書 58, 59 頁
146-21	2014/10/7	シーケンス選定	共通	大 LOCA と TQUV の MCCI シナリオを比較し、ペDESTAL注水などの点でどちらに代表性があるか説明すること。	他コメントと合わせて回答 プラント損傷状態(PDS)選定の考え方についてのコメントであり、本リスト No. 144-6 と同じ主旨のコメントと認識しておりますので、No. 144-6 と合わせてご説明します。	事故シーケンス選定報告書 58, 59 頁
—	—	共通	—	重大事故等防止対策実施後の PRA の結果についての説明	【状態 E 評価結果】「重大事故対処設備等に期待した場合の PRA」参照	本資料 45 頁

外部事象によってプラント及び重大事故等対処設備に 異常が発生する場合の対応可能性

1. はじめに

KK6/7号機の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定においては、設計基準事故対処設備及びプラント運転開始時より備えている手段・設備のみに期待したプラント状態に対するPRA等の結果をもとに、重要事故シーケンス等を選定している。

重要事故シーケンス等は、重大事故等対処設備の有効性を確認するために適切なシナリオを選定することを目的として実施しているものであるが、今回のPRAは上記のプラント状態に対して実施したものであることから、重大事故等防止対策については評価の対象としていない。

一方、外部事象の発生に伴ってプラントに異常が発生する場合には、発電所敷地内に備えた重大事故等対処設備に影響が生じる場合も考えられる。但し、重大事故等対処設備は設計基準事象に耐えられるように設計されているため、重大事故等対処設備に影響が生じる場合とは、設計基準を超える規模の外部事象が発生した場合と整理できる。

これを踏まえ、設計基準を超える規模の外部事象によってプラントにどのような起因事象が発生し得るかについて整理するとともに、起因事象が生じ、事故に進展する場合の対応可能性について整理する。なお、プラント停止時については、一般に運転時に比べて時間余裕が長いことから、ここでは運転時について整理する。

2. 外部事象によって生じる起因事象について

外部事象のうち、地震、津波についてはPRAによって、その他の自然現象についても設計基準を超える規模の外部事象が発生した場合の影響を評価している。以下に、各外部事象が発生した場合に考えられる起因事象及び重大事故等対処設備への影響について考察する。

2.1 地震

地震については、地震レベル1PRAによって評価しており、イベントツリーによって分析した通り、炉心損傷直結事象以外では全交流電源喪失や最終ヒートシンクの喪失、外部電源喪失、過渡事象等が生じる可能性がある。

上記のPRAの前提に対し、重大事故等対処設備が配備されている場合の影響を考察する。

重大事故等対処設備については基準地震動を受けても機能を維持するように設計されており、基準地震動以上の地震動への耐震性が確保されている。また、

発電所敷地が大規模な地震動を受けた場合であっても、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して位置的に分散して配置されていることから、地盤や建屋の応答の結果、各機器に加えられる加速度が変化すると考えられ、設計基準事故対処設備が損傷する場合に重大事故等対処設備にも影響が生じるか否かは不確かさが大きい。なお、同時に機能を喪失する可能性が高い、非常に規模の大きな地震が発生した場合には、建屋損傷等の炉心損傷直結事象が支配的となるが、これについては地震特有のシーケンスとして抽出している。

このことから、大規模な地震が発生した場合であって、炉心損傷直結事象の発生には至らず、全交流電源喪失や最終ヒートシンクの喪失、外部電源喪失、過渡事象が起因となる場合、同時に重大事故等対処設備が機能喪失している可能性はあるものの、どこで機能喪失が生じるかについては不確かさが大きく、現在有効性評価で評価している決定論のシナリオに重大事故等対処設備の地震による機能喪失の前提を設定することは困難である。

実際に大規模な地震が発生した場合であって、起因事象として全交流電源喪失や最終ヒートシンクの喪失、外部電源喪失、過渡事象が発生し、有効性評価で期待する重大事故等対処設備の機能喪失が生じた場合に備えて、有効性評価で期待する設備のみならず、その他の対策によって機能を多様化しておくことが重要と考える。

これらの点を考慮し、現在の有効性評価のシナリオには、重大事故等対処設備の地震による機能喪失の前提を設定していない。また、建屋外に配備されている可搬型設備についてはそのアクセス性に問題が生じる可能性もあるが、これについては可搬型設備に期待する時間を事象発生から 12 時間後以降とすることで、アクセス性確保に十分と考えられる時間を見込んでいる。

地震による重大事故等対処設備の機能喪失を決定論的に設定することは困難であるが、その際のリスクを把握することは重要と考えることから、今後は重大事故等対処設備を含めた地震 PRA 等によってそのリスクを評価していく。

2.2 津波

津波については、津波レベル 1PRA によって評価しており、建屋の地下(TMSL 4.2 m(KK7 号機の場合))から浸水し、必要な設計基準事故対処設備が浸水等により全て機能喪失する評価としている。

上記の PRA の前提に対し、福島第一原子力発電所事故を受けた津波対策及び重大事故等対処設備が設置されている場合の影響を考察する。

福島第一原子力発電所事故を受けた津波対策及び重大事故等対処設備が設置されている状況において、上記の地下から浸水する高さの津波が襲来した場合、その浸水経路は福島第一原子力発電所事故を受けた津波対策によって閉止されている。また、防潮堤等の設置によって建屋の敷地に浸水する津波高さは TMSL 15 m まで引き上げられており、その発生頻度は大幅に低下している。

同じ事故シーケンスグループに分類されるものであっても、津波レベル 1PRA で抽出されたシーケンスについては、対策の観点で内部事象レベル 1PRA 及び地震レベル 1PRA とは異なるものとなるが、その対策は止水対策や防潮堤等の静的機器であり、重大事故等対処設備の有効性を評価するシナリオとはならない。

これらの点を考慮し、現在の有効性評価のシナリオには、重大事故等対処設備の津波による機能喪失の前提を設定していない。

2.3 その他の自然現象

その他の自然現象については、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」の別紙 1(補足 1)において影響評価を実施し、どの自然現象でこういった起因事象が発生し得るかを評価している。

その中では、まず、その他の自然現象を網羅的に抽出し、起因事象の発生に至るとは考えられない自然現象及び他の自然現象に包含される自然現象をスクリーニングし、起因事象の発生に至ると考えられるその他の自然現象を抽出している。なお、スクリーニングの結果抽出された、その他の自然現象のうち、設計基準設定事象(風(台風)、竜巻、積雪、低温、落雷、火山の 6 事象)については、シナリオや頻度をより詳細に検討した上で考慮すべき起因事象を特定している。なお、詳細検討の結果、落雷からは考慮すべき起因事象は生じないと整理した。

その他自然現象に伴う起因事象は、内的あるいは地震、津波 PRA で考慮している起因事象に包含されるため、新たな事故シーケンスとして追加する必要は無いと考えるが、その他自然現象によって起因事象が生じた際、その自然現象によって他にどの様な設備が失われ、その際にどの様な設備等に対応できると考えられるかについて表 1 に整理した。

表 1 の通り、その他自然現象に伴い起因事象が発生した場合であっても、現実的な状況を考慮すると、必要な機能を確保することは可能であると考えられる。

これらの点を考慮し、現在の有効性評価のシナリオには、重大事故等対処設備のその他の自然現象による機能喪失の前提を設定していない。

以 上

平成 26 年 11 月 20 日第 163 回審査会合 資料 1-2 抜粋
(評価条件の見直しを反映し、評価結果を一部変更。)

12. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について

各種 PRA 等の結果により実施した重要事故シーケンスの選定の結果として、当社では多くのシーケンスグループにおいて過渡事象を起因とする事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。

内部事象運転時レベル 1PRA 報告書に示した通り、過渡事象としては運転時の異常な過渡変化及び事故の一部を考慮しているが、有効性評価において解析を実施するに際しては、その具体的な事象を設定する必要がある。

その考え方は、「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」(平成 27 年 7 月)にも一部示しているが、本資料では、高圧・低圧注水機能喪失を例に、設定の考え方を補足する。

1. 過渡事象の特徴と選定に際しての整理

表 1 に KK6/7 号炉設置許可申請書添付書類十において評価の対象とした運転時の異常な過渡変化、事故について、分類・整理した結果を示す。表 1 の右端の事象分類は、事象発生時のプラント応答を考慮して分類した結果である。これらを事象の特徴に応じて更にグループ化する。その上で、重要事故シーケンスで想定する過渡事象のグループを選定し、グループ内の過渡事象からより評価に適した事象を選定する。表 2 にグループ化の結果を示す。

高圧・低圧注水機能喪失では、現状の設置許可ベースの注水機能を喪失した際の、重大事故対処設備の有効性を確認する。本事象には代替の注水機能による注水が有効な対策と考えられ、KK6/7 号炉の有効性評価においても主に低圧代替注水系(常設)の有効性を確認している。

代替の注水機能によって低圧状態の炉心の重大事故(炉心損傷)の防止を図る場合、注水開始までの時間余裕がその事象への対応の厳しさを左右する。注水までの時間余裕は原子炉水位の低下速度に左右されると考えると、スクラムに至る際の原子炉水位が低い事象が厳しいと考えられる。

外部電源の有無の影響は次項において述べるため除外すると、上記の観点で厳しい事象としては、「全給水喪失」が該当する。このため、高圧・低圧注水機能喪失の重要事故シーケンスの評価においては起因となる過渡事象として「全給水喪失」を設定した。

2. 外部電源有無の影響

外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、選定した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、外部電源の有無が事象進展及びパラメータの変動

に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 3 に、評価結果を図 1 に示す。

評価の結果を比較すると、外部電源有りの場合、過渡事象発生後も再循環ポンプが停止しないため^{※1}、過渡事象発生から原子炉水位低(L3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持され、原子炉水位の低下が早い。このため、外部電源有りの場合の方が原子炉水位低(L3)によってスクラムに至るタイミングが僅かに早い。スクラム後の水位の低下も外部電源有りの場合の方が早い。これは、過渡事象発生から原子炉水位低(L3)による原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されており、活発に核分裂反応が生じていることから、スクラム後の崩壊熱が高くなるためである。また、運転員操作の余裕時間の観点でも外部電源有りの場合の方が厳しい。手順としては高圧・低圧注水機能の喪失を確認後、代替低圧注水系(常設)の準備を開始し、注入の準備が出来次第、減圧操作となるため、外部電源の有無が減圧のタイミングを決定するものではないが、減圧時の減圧沸騰及び再冠水により炉心の著しい損傷を防止するという観点では、原子炉水位の低下が早い外部電源有りの場合の方が、より早いタイミングでの減圧が必要となる。但し、燃料被覆管最高温度(PCT)は、早いタイミングで減圧した外部電源有りの場合の方が高い値を示しているものの、その差は約 5 °C であり、外部電源の有無によって大きな差が表れるものではない。

上記の通り、外部電源有りの場合の方がスクラムのタイミング及び水位の低下が早いものの、急速減圧に伴う PCT の差は僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、外部電源の有無は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

※1 過渡事象及び設計基準事故における再循環ポンプトリップを除く

3. 初期水位の影響

初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響については、重要事故シーケンスの有効性評価の詳細な条件を設定する段階で感度解析等を実施し、確認した。

高圧・低圧注水機能喪失についても、初期水位が事象進展及びパラメータの変動に及ぼす影響を確認している。評価条件を表 4 に、評価結果を図 2 に示す。

評価の結果から、初期水位を低くすると水位低下及び炉心露出時間に差が表れるものの、急速減圧に伴う PCT の差は約 7 °C と僅かであり、他のパラメータにも時間差以外の大きな違いは見られないことから、結果的に、初期水位は本事故シーケンスの評価において有意な違いをもたらす条件ではないと考える。

以 上

表 2 過渡変化・事故事象のグループ化

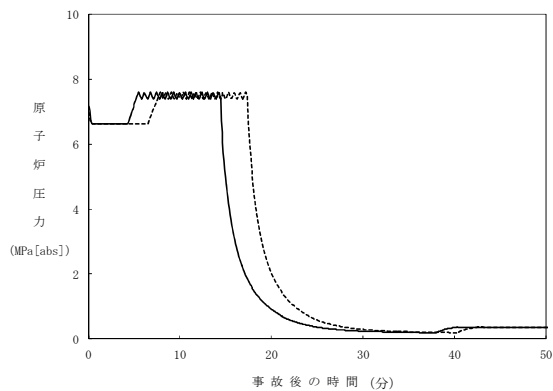
事象分類	事象の特徴(グループ化の観点)	事象グループ
A, B1, B2	タービントリップなどにより原子炉がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用できる。	非隔離事象
C, D1, D2, E	MSIVなどが閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生ずる。	隔離事象
F	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。事象初期には給復水系が利用できず、他の事象とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では給復水系が利用できないことから「G」の水位低下事象よりも厳しい事象と考えられる。	全給水喪失
G	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。	水位低下事象
H1, H2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。	RPS 誤動作等
I	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプラント応答が異なる。	外部電源喪失
J	原子炉運転中に S/R 弁(1 弁)が誤開放する事象である。原子炉冷却材(蒸気)の流出を伴うが、原子炉水位の低下には給水系による対応が可能である。	S/R 弁誤開放

表 3 外部電源有無の感度解析における主要解析条件

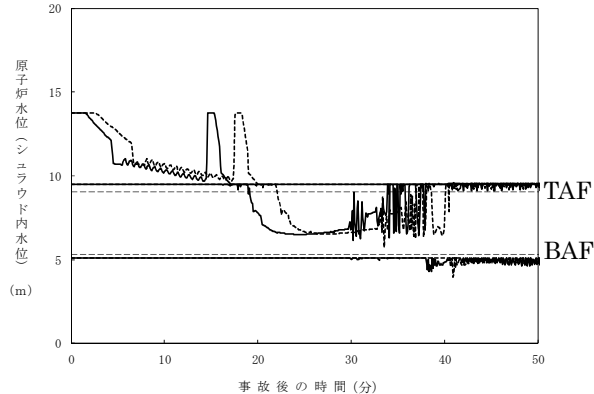
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	通常運転水位	申請解析と同じ
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り/無し	感度解析対象
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は炉 心を冠水維持可能な注水量に制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加 起動及び中央制御室における 系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 L1 到達から 5 分後	申請解析と同等

表 4 原子炉初期水位に関する感度解析における主要解析条件

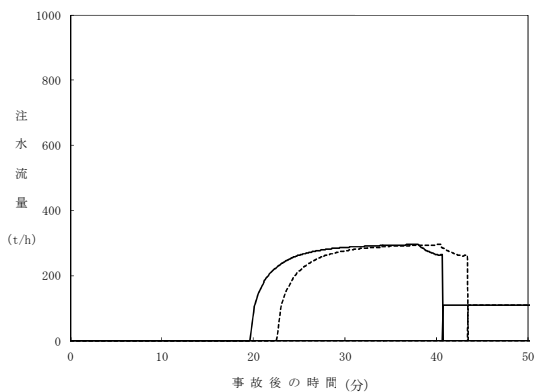
	項目	解析条件	備考
初期条件	原子炉熱出力	3926 MW	定格出力, 申請解析と同じ
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	定格圧力, 申請解析と同じ
	原子炉水位	①通常運転水位(NWL)(13.4 m) ②原子炉水位低(L3)(12.85 m)	感度解析対象
	最大線出力密度	44.0 kW/m	申請解析と同じ
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	申請解析と同じ
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	申請解析と同じ
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・低圧注水機能喪失	RCIC, HPCF, LPFL の喪失 申請解析と同じ
	外部電源	有り	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する機器条件	スクラム信号	原子炉水位低(L3)	申請解析と同じ
	再循環ポンプ(RIP)トリップ	原子炉水位 L3 で RIP4 台停止, 原子炉水位 L2 で RIP6 台停止	申請解析と同じ
	逃がし安全弁	8 弁	申請解析と同じ
	低圧代替注水系(常設)	最大 300 m ³ /h で注水, その後は 炉心を冠水維持可能な注水量に 制御	申請解析と同じ
重大事故対策に 関連する操作	低圧代替注水系(常設)の追加 起動及び中央制御室における 系統構成	急速減圧実施までに完了	申請解析と同等
	原子炉急速減圧操作	原子炉水位 L1 到達から 5 分後	—



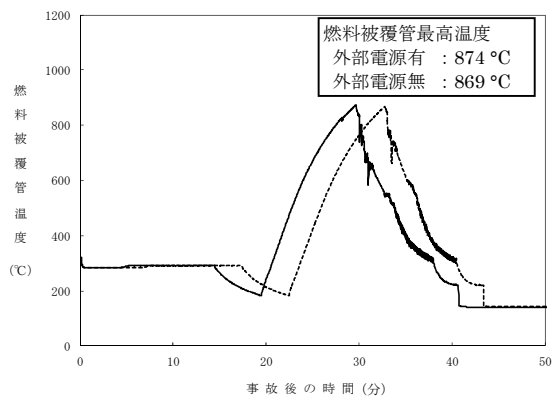
原子炉圧力変化



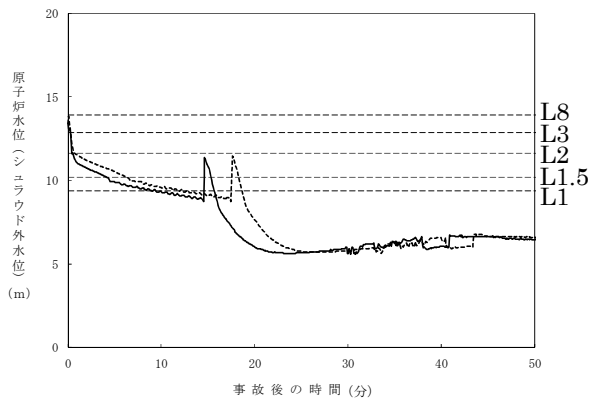
原子炉水位(シールド内水位)変化



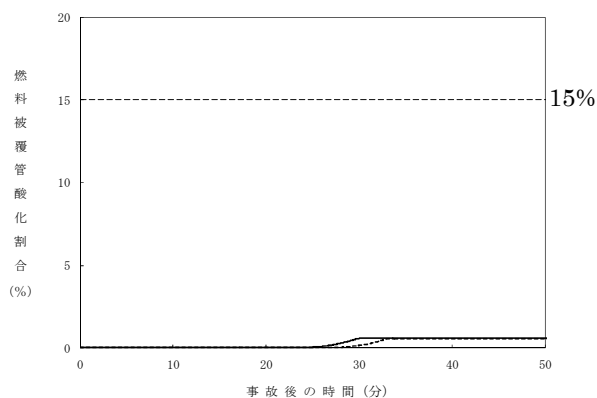
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



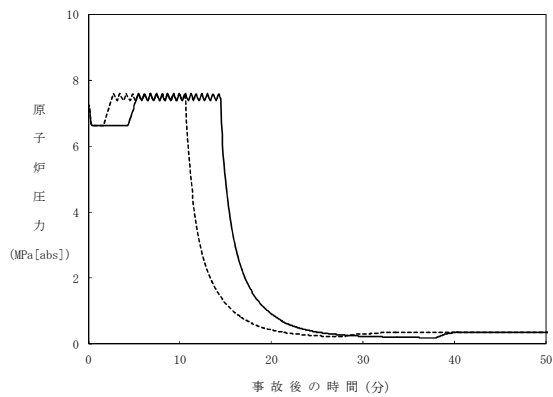
原子炉水位(シールド外水位)変化



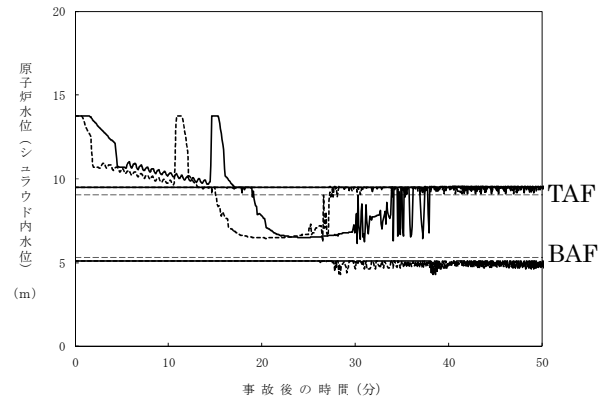
燃料被覆管酸化割合最大値変化

-----: 外部電源無し —————: 外部電源有り(申請解析)

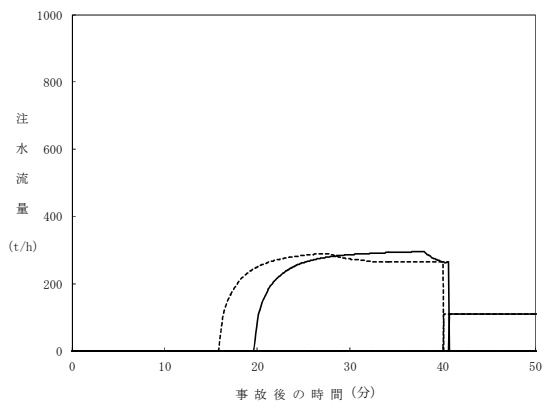
図1 高圧・低圧注水機能喪失シーケンスにおける外部電源有無の感度解析
(K7, ADS(L1+5分後減圧)+MUWC 2台作動)



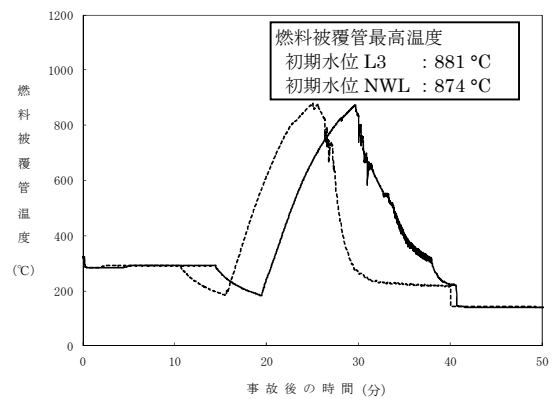
原子炉圧力変化



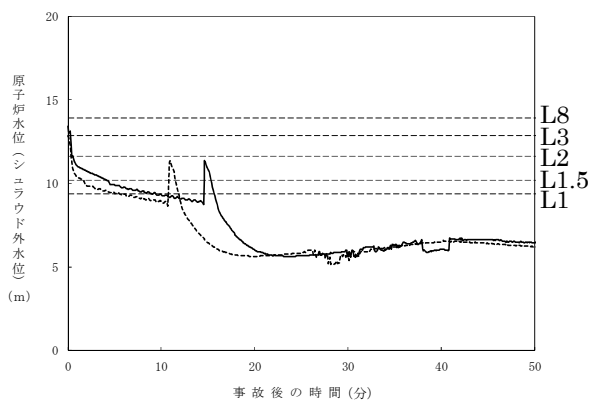
原子炉水位(シュラウド内水位)変化



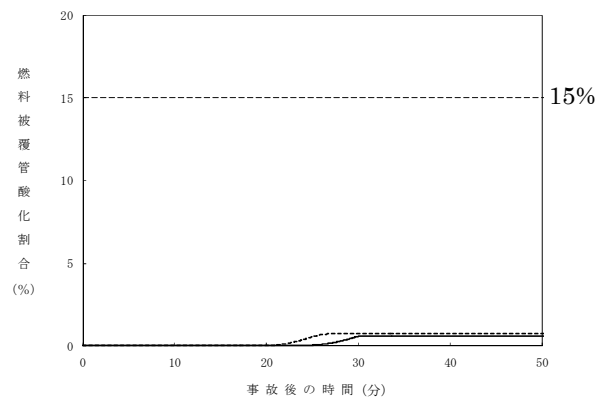
原子炉注水流量変化



燃料被覆管最高温度変化



原子炉水位(シュラウド外水位)変化



燃料被覆管酸化割合最大値変化

----- : 初期水位 L3 ————— : 初期水位 NWL(申請解析)

図 2 原子炉初期水位に関する感度解析
(K7, ADS(L1)+MUWC 2 台作動)

過圧・過温評価事故シーケンスの妥当性

KK6/7号機の事故シーケンスグループ及び事故シーケンスグループの選定においては、内部事象レベル 1.5PRA の結果から格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスを選定している。この内、格納容器の過圧破損及び過温破損の評価事故シーケンスでは、いずれも水位低下及び事象進展の早い、大 LOCA 及び注水機能の喪失によって炉心が損傷し、その後格納容器破損に至るシーケンスを選定している。

過圧破損の評価事故シーケンス及び過温破損の評価事故シーケンスは以下の通りである。また、これらのシーケンスを示すイベントツリーを図 1 に示す。

過圧破損：大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗
 +損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗
 過温破損：大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗
 +損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗

デブリの冷却に成功する場合、格納容器内は高くとも飽和蒸気温度に抑制されるため、格納容器の限界圧力である 620 kPa[gage]の飽和蒸気温度が約 160 °C であることを考慮すると、格納容器は過圧によって破損に至るものと考えられる。

一方、炉心損傷後も格納容器内に一切の注水ができない場合、デブリ等による過熱によって過温破損に至る場合と、圧力容器から放出された水蒸気や非凝縮性ガスによって過圧破損に至る場合の両方が想定されるが、これについてはシビアアクシデント解析コード MAAP を用いた評価を実施し、過温破損に至ることを確認している。MAAP による評価結果を図 2 及び図 3 に示す。

なお、表 1 の通り、MAAP では水-ジルコニウム反応による水素の発生や、熔融炉心落下後のコア・コンクリート反応による水蒸気及び非凝縮性ガスの発生を考慮しており、格納容器内の加圧要因については適切に評価されているものとする。

以上

表 1 MAAP コードのモデル一覧(1/5)

項目		計算モデル
炉心モデル	原子炉出力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力 ・ 原子炉スクラムまで初期値を維持
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心全体の崩壊熱曲線を入力 ・ 径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力 ・ リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動 ・ FP は 12 の核種グループを設定
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 健全形状炉心 (冠水時) : 水への対流・輻射熱伝達 ・ 健全形状炉心 (露出時) : ガスへの対流・輻射熱伝達 ・ 崩壊炉心 (冠水時) : 限界熱流束 ・ 崩壊炉心 (露出時) : ガスへの対流・輻射熱伝達 ・ 被覆管酸化 : Baker-Just 相関式 (高温時) Cathcart 相関式 (低温時) ・ ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮
	水位計算モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 二相混合体積よりダウンコマ部と炉心内の二相水位を計算 ・ 各チャンネル内の二相水位はドリフトフラックスモデルに基づき計算
原子炉圧力容器モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ノード及び物質毎に以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> － 質量保存則 － エネルギー保存則 － 流量は圧損, 静水頭バランスにより計算 ・ 各ノードの水位はボイド率を考慮した液相体積から計算
	破断流モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 差圧流 ・ 臨界流 (Henry-Fauske モデル)

表 1 MAAP コードのモデル一覧(2/5)

項目		計算モデル
原子炉格納容器モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ノード及び物質毎に以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> － 質量保存則 － エネルギー保存則 － 流量は圧損，静水頭バランス及び圧力差により計算 ・ 原子炉圧力容器破断口からの水と蒸気の放出，放出された水のフラッシングを考慮 ・ 気液界面の水のフラッシング，蒸気の凝縮を考慮
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器ヒートシンクとして，格納容器壁及び床，金属機器を考慮 ・ 水と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達 ・ 水蒸気と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達，自然対流熱伝達，凝縮熱伝達及び輻射熱伝達
	水素発生	水素発生源として以下を考慮： <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム－水反応 (Baker-Just 相関式 (高温時) 及び Cathcart 相関式 (低温)) ・ 溶融炉心によるコンクリート分解
	格納容器破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内圧と限界圧力あるいは格納容器雰囲気温度と限界温度との比較等により格納容器の破損を判定
安全系モデル	非常用炉心冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・ 注入特性を入力し，原子炉圧力容器圧力に応じて注入流量を計算
	格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 注入特性を入力し格納容器圧力に応じて注入流量を計算 ・ スプレイ水による凝縮熱伝達により気相部冷却を計算
	逃がし安全弁	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設計値に基づいて流量を計算

表 1 MAAP コードのモデル一覧(3/5)

項目	計算モデル
溶融炉心の挙動モデル	(炉心モデル(熱水力モデル(伝熱))に記載)
ヒートアップ リロケーション	<ul style="list-style-type: none"> ・軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・炉心ノード内の状態として、「健全状態」、「崩壊状態」、「キャンドリング」、「クラスト」及び「溶融」を考慮 ・軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動 ・径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動 ・キャンドリングの進展、クラスト及び溶融の各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬 ・クラストのクリープ破損を考慮
下部プレナムでの溶融炉心の挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、炉心デブリの密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算 ・デブリジェットと水のエントレインを計算 ・エントレイン量：Ricou-Spalding モデル ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化したデブリベッドを模擬 ・上部の水による熱除去は Henry-Epstein-Fauske 相関式 ・デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した CHF 相関式 ・下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、門出らの相関式
原子炉圧力容器破損	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動機構ハウジング溶接部等の貫通部の破損として、せん断応力あるいはひずみがしきい値を超える場合に破損を判定 ・原子炉圧力容器下部ヘッドの破損として、Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を考慮 ・破損後、溶融炉心からの加熱による破損口拡大を模擬

表 1 MAAP コードのモデル一覧(4/5)

項目	計算モデル
溶融炉心の挙動モデル (つづき)	原子炉圧力容器破損後の 高圧溶融物放出 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧溶融物放出の防止が評価目的であり，高圧溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。
	格納容器雰囲気 直接加熱 <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入特性を入力し格納容器圧力に応じて注入流量を計算 ・ スプレイ水による凝縮熱伝達により気相部冷却を計算
	格納容器下部での溶融 炉心の挙動 (落下及び溶融プール) <ul style="list-style-type: none"> ・ デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spalding モデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・ 原子炉格納容器下部床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定 ・ 原子炉格納容器下部床での拡がり面積は入力値で設定 ・ 溶融プールは厚さ均一の平板を仮定，内部温度は1点で模擬 ・ 上部・下部・側部クラストを考慮し，下方及び側方への侵食を考慮 ・ クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似 ・ 侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化・固化温度を評価 ・ 炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素，一酸化炭素，二酸化炭素）の発生を評価
原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（溶融プールの伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮 ・ 水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮 ・ 内部の溶融物から上部・下部・側部クラストは対流熱伝達を考慮

表 1 MAAP コードのモデル一覧(5/5)

項目	計算モデル
FP 挙動モデル	<ul style="list-style-type: none"> • コンクリート温度は、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定 • コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱の発生を考慮。 • コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに侵入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮 • コンクリートのスラグも溶融プールに侵入し、ウラン・ジルコニウム等と混合すると仮定
FP 放出	<ul style="list-style-type: none"> • FP は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類し、各 FP グループの質量保存を考慮 • 溶融炉心-コンクリート反応に伴う FP 放出を模擬
遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力容器及び格納容器内の FP 形態は各グループに対し、ガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内の FP を考慮 • 気相及び液相中の FP の輸送は、熱水力計算から求められる体積流量から FP 輸送量を計算 • FP がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動 • 溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心と共に移動 • 水中の FP は区画間の水の流れと共に移動 • 格納容器及び原子炉圧力容器内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬 • エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない
崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> • 崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮 • FP 崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮

プラント損傷状態	PCV隔離	損傷炉心注水(代替注水)	RPV破損なし(IVR)	下部D/W事前水張り	RPV破損時水蒸気爆発なし	No.	最終状態
LOCA	CIS	CV	IVR	CLD1	FCIR	6-13	LOCA.et//T3B(*2)(*1)へ
LOCA						14	FPE
						15	PBYP

T1/T2の後続事象	下部D/W注水(代替注水)	下部D/W注水(RPV破損口)	上部D/Wスプレイ(RHR)	PCV注水時水蒸気爆発なし	デブリ冷却(事前水張り失敗時)	PCVベント	PCV破損箇所	建屋トッペン	No.	最終状態
T3B	CLD2ALT	CLD2R	CUDR	FCIP	MCCI1	CWD	HASON	TOPVENT	6	OKP
									7	FCCI
									8	FPE
									9	FOPDW
									10	FOPSP
									11	FCCI
									12	FPE
									13	FOT



図1 プラント損傷状態 LOCA(LOCA+ECCS 注水機能喪失による炉心損傷)を起点とした格納容器イベントツリー



図2 LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W 圧力)



図3 LOCA(大 LOCA+注水失敗)シーケンスの解析結果(D/W 内壁面温度)

重要事故シーケンス選定（停止時）における緩和措置に必要な時間、設備容量等、判断の根拠について

重要事故シーケンス選定（停止時）における緩和措置に必要な時間、設備容量等、判断の根拠（「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定」の第3-2表）について、以下に詳細を示す。

1. 崩壊熱除去機能喪失

・余裕時間：

プラントの状態によって炉心損傷までの余裕時間(表1)は異なるものの、異常の認知や待機中の ECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間（最大2時間）に比べて十分時間がある（最も短い POS-S で約3.9時間）ため「低」とした。

・設備容量：

プラントの状態によって必要となる注水量（表1）は異なるものの、待機中の ECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量（HPCF 727m³/h、LPFL 954m³/h、MUWC(原子炉側注水) 90m³/h）に比べて十分小さいため（最も崩壊熱の大きな POS-S においても 51m³/h）「低」とした。

・代表シーケンス：

表3の主要シーケンス毎の燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3つに分類した。

2. 全交流動力電源喪失

・余裕時間：

プラントの状態や起因事象等によって炉心損傷までの余裕時間(表1)は異なるものの、GTGの起動、低圧代替注水系による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間（約70分）に比べて十分時間（最も短い POS-S で約3.9時間）があるため「低」とした。

・設備容量：

プラントの状態によって必要となる注水量（表1）は異なるものの、低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量（90m³/h）に比べて十分小さいため（最も崩壊熱の大きな POS-S においても 51m³/h）「低」とした。

・代表シーケンス：

表3の主要シーケンス毎の燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3つに分類した。

3. 原子炉冷却材の流出

・余裕時間：

プラントの状態によって炉心損傷までの余裕時間(表2)は異なるものの、異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中の ECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間（最大2時間）に比べて十分時間がある（2時

間以上) ため「低」とした。

- 設備容量：

プラントの状態によって必要となる注水量(表2)は異なるものの、待機中の ECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m³/h、LPFL 954m³/h、MUWC(原子炉側注水) 90m³/h)に比べて十分小さいため(最も冷却材流出量の大きな RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤りにおいても 87m³/h) 「低」とした。

- 代表シーケンス：

表3の主要シーケンス毎の燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と3つに分類した。

4. 反応度の誤投入

反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間や容量の考慮は不要である。

また、代表シーケンスについても PRA 評価上発生確率が小さいため、起因事象から除外しており、「一」とした。

表 1. 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因事象とする場合の余裕時間と崩壊熱相当の蒸発量

POS	崩壊熱量 (MWt)	崩壊熱相当の蒸発量 (m ³ /h)	炉心損傷までの余裕時間 (h)
S	31.8	51	3.9
A	22.2	35	5.6
B-1	14.4	23	130*
B-2	9.1	15	202*
B-3	7.6	12	142*
B-4	6.6	11	278*
C-1	4.5	7	27
C-2	4.3	7	28
D	4.0	6	31

*現場操作を伴う SFP プールへの注水作業における時間余裕は現場環境の悪化を考慮して、40 時間とする。

表 2. 冷却材流出事象が発生した場合の余裕時間

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR切替時 ^{*1}	CUWブロー	RHR切替時 ^{*1}
POS	B2			B ^{*1}	C1	A,C,D ^{*1}
炉心損傷に至る流出量(m ³)	2699				173	173
冷却材流出量 (m ³ /h)				87		84
炉心損傷までの余裕時間(h)						—(2時間以上) ^{*4}

*1 RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤りについては冷却材流出はRHR吸い込み配管高さで停止するためPRA評価上、起因事象から除外しているが、原子炉停止直後を除き人的過誤自体は発生の可能性があるので、POS A～Dとする

*4 当該事象による冷却材流出はRHR吸い込み配管高さで停止するため「—」とした。その後に蒸発による水位低下を考慮しても2時間以上の余裕時間がある

表3. 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度(K6)*1

主要シーケンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		燃料損傷頻度(/定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	事故シーケンスグループ	事故シーケンスグループ に対する寄与割合(%)	燃料損傷頻度 (/定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	備考
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備							
1 崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*2	—*2	1.1E-10	1%	崩壊熱除去機能喪失	1%	1.0E-08	98%	
	原子炉への注水機能	・待機中のECCS ・ <u>残留熱除去系(低圧注水系)*3</u> ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車*4							
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	—*2							
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*2	—*2	1.6E-12	<0.1%	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	1.0E-08	98%	
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系	1.0E-08	97%					
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	6.5E-11	1%	崩壊熱除去機能喪失	1%	1.0E-08	98%	
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系							
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備							
2 外部電源喪失 + 直交流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧	・隣接プラントからの低圧電源融通 ・非常用ディーゼル発電機(直交流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	1.8E-11	<0.5%	全交流動力電源喪失	13%	1.4E-10	1%	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー
	原子炉への注水設備に必要な直交流電源の復旧(D/G起動等の為)	・常設代替直交流電源設備 ・可搬型代替直交流電源設備							
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系(交流電源復旧後)							
	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設)(交流電源復旧後) ・FP、消防車*4							
外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	1.2E-10	1%	全交流動力電源喪失	87%	1.4E-10	1%	
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系(交流電源復旧後)							
	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設)(交流電源復旧後) ・消防車*4							
	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備							
3 原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	・待機中のECCS ・ <u>残留熱除去系(低圧注水系)</u> ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車*4	4.6E-15	<0.1%	原子炉冷却材の喪失	<0.1%	4.7E-11	<0.5%	
	原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	—	2.9E-14	<0.1%					
	原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	—	8.8E-12	<0.1%					
	原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	—	3.8E-11	<0.5%					
合計	—	—	1.1E-08	100%	—	—	1.1E-08	100%	—

*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入
 *2 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる
 (原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
 *3 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加
 *4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

表3. 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度(K7)*1

主要シーケンス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		燃料損傷頻度/定期検査	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	事故シーケンスグループ	事故シーケンスグループ に対する寄与割合(%)	燃料損傷頻度 (/定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	備考	
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備								
1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*2	—*2	1.1E-10	1%	崩壊熱除去機能喪失	1.1E-08	98%		
		原子炉への注水機能	・待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水系])*3 ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車*4							
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*2	—*2	1.6E-12	<0.1%					<0.1%
		原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策							
崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系	1.1E-08	97%	98%					
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策								
外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	6.7E-11	1%	1%					
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系								
	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策								
2	外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	1.8E-11	<0.5%	全交流動力電源喪失	1.4E-10	1%		
		原子炉への注水設備に必要な 直流電源の復旧(D/G起動等の為)	・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備							
		崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後)							
	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車*4								
外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	1.2E-10	1%	87%					
	崩壊熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後)								
	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車*4								
3	原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	・待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水系])*3 ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車*4	4.3E-15	<0.1%	原子炉冷却材の喪失	4.6E-11	<0.5%		
	原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗			2.7E-14	<0.1%					<0.1%
	原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り) + 崩壊熱 除去・注水系失敗			8.3E-12	<0.1%					18%
	原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り) + 崩 壊熱除去・注水系失敗			3.8E-11	<0.5%					82%
合計	—	—	1.1E-08	100%	—	—	1.1E-08	100%	—	

*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入
 *2 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる
 (原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)
 *3 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加
 *4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

反応度誤投入事象の代表性について

有効性評価では反応度の誤投入事象として、「原子炉停止時に最大反応度価値を有する 1 本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の 1 本が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故」を想定している。これは、停止時に実施する停止時冷温臨界試験や停止余裕検査を考慮した想定であり、その試験の制御棒誤引き抜き事象の代表性について以下に示す。

1 停止時において、制御棒を複数引き抜く試験

運転停止中の通常の原子炉においては、停止余裕(最大反応度価値を有する同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること)を確保した燃料配置に加え、原子炉モードスイッチを「燃料交換」位置にすることで同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本を超える制御棒の引き抜きを阻止するインターロックを維持し、不用意な臨界の発生を防止している。しかし、「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の実施時においては、原子炉モードスイッチを「起動」位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する。そのため、これらの試験中に人的過誤が発生すると、想定を超える反応度が投入される可能性がある。

それぞれの試験の概要や対象となる制御棒等は以下の通り。

a. 停止時冷温臨界試験

試験の目的：臨界予測精度の維持・向上のためのデータベースの蓄積

試験内容：あらかじめ定めた制御棒操作手順に則り、順番に対象となる制御棒引き抜きを実施し、臨界状態確認後に、制御棒パターン、炉水温度、ペリオドなどのデータを採取する。なお、臨界近傍での制御棒の引き抜きに際しては、1 ノッチまたは 1 ステップ引き抜き毎に検査担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：評価ケースにより異なる。臨界状態が確認されるまで、複数本の制御棒の引き抜きを実施。臨界近傍で引き抜く制御棒の価値は小さいものを取り扱う。

事故防止対策：制御棒操作監視系による制御棒選択

b. 停止余裕検査

試験の目的：停止余裕(挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値制御棒(最大価値を有する制御棒と同一の水圧制御ユニットに属する制御棒) 1 組又は 1 本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること)の確認

試験内容：①最大価値を有する制御棒(CR-1)の全引き抜き
②最大価値を有する制御棒(CR-1)と同一の水圧制御ユニットに属する制御棒(CR-2)の全引き抜き
②最大価値を有する制御棒(CR-1)を補正位置Nまで挿入
③最大価値を有する制御棒(CR-1)の斜め隣接の制御棒(CR-3)を補正位置Nまで引き抜き
④最大価値を有する制御棒(CR-1)を再度全引き抜き
この状態の炉心が臨界未満であることを確認する。なお、制御棒の引き抜きに際しては、1 ノッチ引き抜き毎に検査担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：最大反応度価値制御棒 1 組又は 1 本
最大価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 1 本

引き抜かれる制御棒は斜め隣接の制御棒のうち反応度の補正に必要な価値を有していて印加反応度が大きすぎないように選択

事故防止対策：ロッドワースミニマイザの制御棒選択パターン規制（または制御棒を操作する運転員以外の運転員による監視）

なお、ロッドワースミニマイザの機能により、最大反応度価値制御棒以外の制御棒を引き抜く場合、面隣接の制御棒を選択すると制御棒引き抜き許可信号がリセットされる。

2 想定する人的過誤

想定を超えた反応度が投入されるおそれのある人的過誤として下の、炉心の誤装荷、制御棒の選択誤り、制御棒の連続引き抜きについて検討した。

2-1. 単一の人的過誤

a. 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機 (FHM) により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認や燃料移動監視装置による確認や運転員による出力の監視も行われる。そのため、この事象が発生しても適切に認知されるため、反応度の連続投入や急激な反応度の投入は考えられない。

b. 制御棒の選択誤り

操作する制御棒の選択を誤るとその反応度価値は変化する。停止時冷温臨界試験や停止余裕検査の試験では事前に対象となる制御棒の価値が臨界近傍で大きくならないように評価により対象を選定しており、その制御棒パターンは制御棒操作監視系（停止時冷温臨界試験）、ロッドワースミニマイザ（停止余裕検査）や運転員、検査員により監視されているため、これらのパターンを外れた制御棒が選択されることは考えづらい。また、選択誤りが発生した場合においても臨界付近での制御棒引き抜き操作は1ノッチずつであるため、反応度の急激な投入は考えられない。

c. 制御棒の連続引き抜き

運転員、検査員による制御棒や起動領域モニタの確認を実施しており、人的過誤発生時も認知が容易である。しかし、これらの検知は運転員や検査員に期待しているため、有効性評価ではこれらの認知に期待せず、制御棒が連続引き抜きされることを想定する。

2-2. 人的過誤の重畳

人的過誤として抽出した「a. 燃料の誤装荷」、「b. 制御棒の選択誤り」、「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳事象の発生について検討した。反応度の投入速度等の理由*から、検討すべき人的過誤の重畳は「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」のみであると考えられる。そのため以下に「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の評価を示す。

評価の結果、人的過誤の重畳は発生の可能性が低く、また発生した場合であっても必ず臨界に至るとは限らず、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられることから、有効性評価では単一の人的過誤である「制御棒の連続引き抜き」について検討する。

* 「c. 制御棒の連続引き抜き」を含まない人的過誤が重畳した場合は、反応度の投入速度が遅く、即発臨界に至らない。また、「a. 燃料の誤装荷」については燃料取替交換機により機械的に自動で選択されるため、運転員等の作業時の誤りにより間違った配置になることはなく、またデータの入力についても複数のグループによるチェックを多重に実施していることから、誤装荷単一の過誤の発生確率でも十分低いと考えられ、他の過誤との重畳事象は考慮不要であると考えられる。

・「b. 制御棒の選択誤り」+ 「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳

人的過誤の重畳を考慮すべき試験は「1 停止時において、制御棒を複数引き抜く試験」に示す様に原子炉停止余裕検査と停止時冷温臨界試験である。通常、試験では機械的に制御棒の選択の誤りを防止している*。しかし、これらの機能に期待しない場合であっても、操作する運転員以外の運転員が1名以上監視にあたることで試験の実施が許容されている（試験の手順要領）ため、RWM等の機械的な誤操作の防止機能に期待しない状況で発生する人的過誤の確率について検討した。

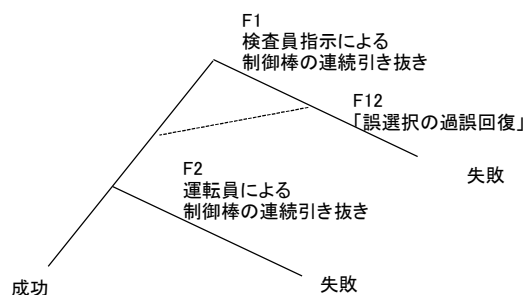
図1に「c. 制御棒の連続引き抜き」、図2に「b. 制御棒の選択誤り」+ 「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳（人的過誤に従属性を考えた場合）におけるHRAツリー及び人的過誤の確率を示す。

その結果、「c. 制御棒の連続引き抜き」の単一の人的過誤に比べて「b. 制御棒の選択誤り」+ 「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳を考慮すると、発生確率が小さくなっていることが分かる。

また、図2で示す「b. 制御棒の選択誤り」と「c. 制御棒の連続引き抜き」は、操作者や指示者、操作場所の同一性を考慮して従属性があるものと考えた場合の評価である。引き抜く対象の制御棒の選択を誤ってしまう人的過誤と、複数のステップ的な操作（駆動モードの切り替え等）を確認して行う制御棒の連続引き抜きの人的過誤は作業内容が大きく異なるため、それらの人的過誤を独立事象として考えることもできるため、その場合についても評価した（図3）。

以上のように人的過誤が発生する確率は低く、また、これらの人的過誤が重畳しても必ず臨界に至るとは限らず（対象の制御棒値が大きくない等）、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられる。

*原子炉停止余裕検査時のRWMによる隣接制御棒の引き抜き防止、停止時冷温臨界試験時のRWM及び制御棒操作監視系(RC&IS)による対象制御棒の自動選択

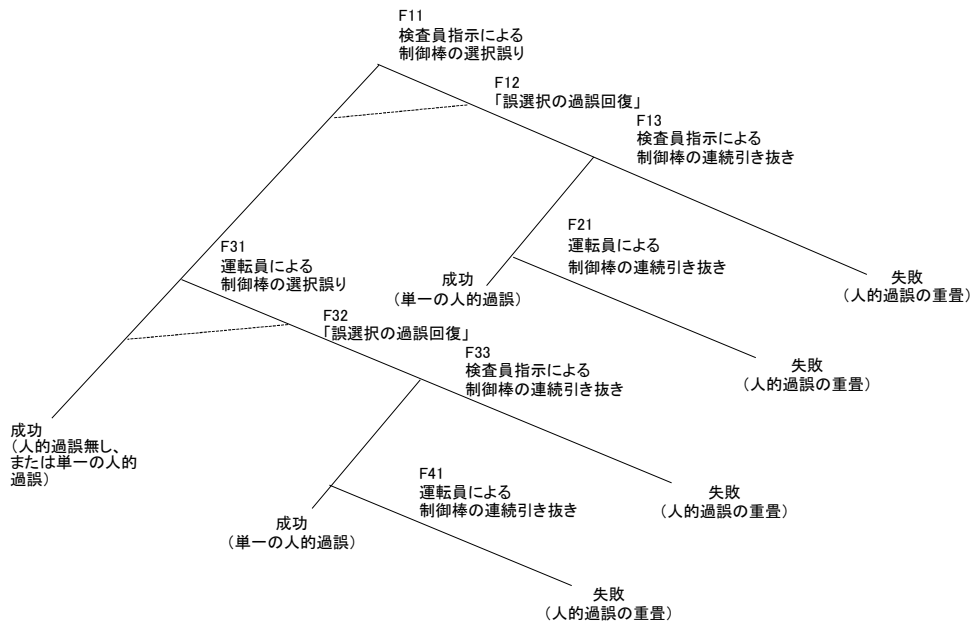


人的過誤の内容		過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11	検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F2	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定

*操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものである(数十秒程度)が投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない

人的過誤(平均値)	EF
4.0E-03	2

図1 「c. 制御棒の連続引き抜き」のHRAツリー及び人的過誤確率



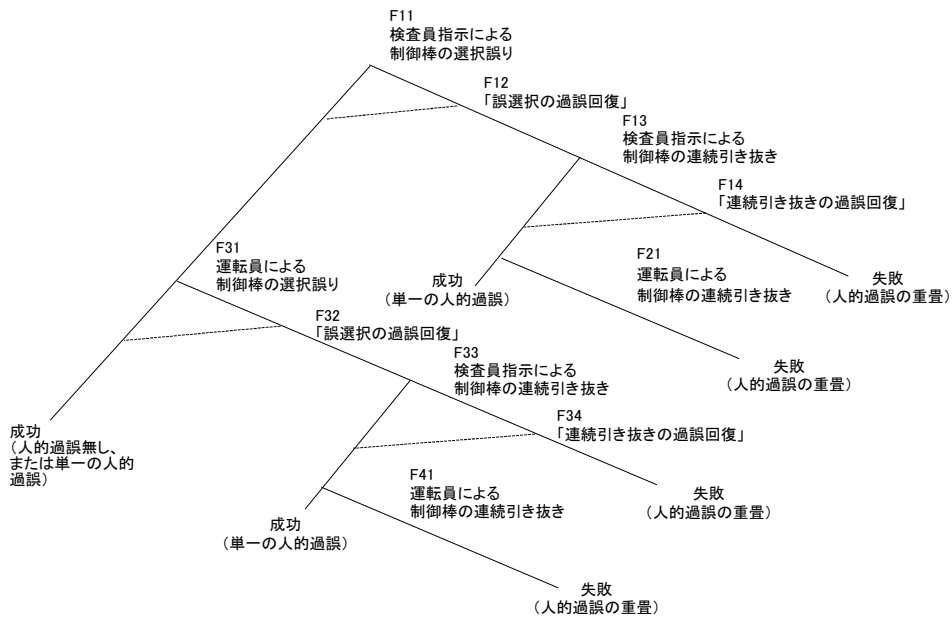
人的過誤の内容		過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11	検査員指示による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13	検査員指示による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[高従属] F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同一であるため、高従属する 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)
F21	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F31	操作する運転員による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32	検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F21の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33	検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F31の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[高従属] F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同一であるため、高従属する 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)

*制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものであるが投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない

*HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒を引き抜き冷温臨界試験を想定して評価する

人的過誤(平均値)	EF
2.9E-04	4

図2 「b. 制御棒の選択誤り」 + 「c. 制御棒の連続引き抜き」 (人的過誤に従属性を考えた場合) のHRAツリー及び人的過誤確率



人的過誤の内容		過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11	検査員指示による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13	検査員指示による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F14	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F13の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F21	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F31	操作する運転員による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32	検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33	検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F34	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F33の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする

*操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものである(数十秒程度)が投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない

*制御棒の選択誤りと連続引き抜きの従属性については、時間的な間隔(ステップごとに操作を確認)、作業内容が異なることから完全独立(従属性なし)とする

*HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒を引き抜きを実施する冷温臨界試験を想定して評価する

人的過誤(平均値)	EF
2.3E-06	4

図3 「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」(それぞれの人的過誤を独立事象とした場合)のHRAツリー及び人的過誤確率

3 過去に発生した反応度投入事象例

過去に発生した反応度投入事象は以下のものがある。

H11年 志賀原子力発電所1号機 原子炉緊急停止事故は制御棒駆動機構が異なり、物理的に発生の可能性がないため有効性評価で想定する反応度誤投入事象として選定不要と考える。

また、KK6号機 FMCRD 試運転時 CR 引き抜き事象についても制御盤改造及び試験時特有の事象であること、下に記載の再発防止策が取られていること、仮に発生したとしても停止余裕に対して投入される反応度は大きくなく、また監視・安全系が機能しているため、過渡事象等で考慮されている状態より過酷とされないと考えられることから選定不要と考える。

・H11年 志賀原子力発電所1号機 原子炉緊急停止事故（北陸）

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパスにより制御棒が引き抜かれ、アキュムレータに圧力が充填されていなかったことで、ただちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

この事象は当社のKK6, 7号炉の制御棒駆動機構が異なるため、発生しない（FMCRDのHCUでは物理的に引き抜けが起らない）。また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施しており、即発臨界に至る可能性はあるものの、炉心は損傷しないことが確認されている（参考文献 日本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10(2007) 671-675 北陸電力(株)志賀原子力発電所1号機で発生した臨界時の炉心挙動解析）。

・H8年 KK6号機 FMCRD試運転時CR引き抜き事象（当社）

6号機試運転中（建設段階）FMCRD制御盤改造及び試験の準備のため、FMCRDの安全処置（アイソレ）による隔離を実施し、シミュレータにて制御棒位置を模擬的に引き抜きする試験を実施。この時、アイソレミスにより一部の電源アイソレが実施されておらず、実際の4本の制御棒が128ステップの位置まで引き抜かれた（この間、未臨界であることは確認されている）。

制御盤改造及び試験時特有の事象であること、再発防止策（制御棒の駆動電源OFFと制御電源OFFの安全処置の多重化）が実施されていることから対策済みであると考えられる。また、この事象では核計装系により監視・安全系が機能していることから炉心損傷には至らない。

4 重要事故シーケンスの想定

有効性評価では1～3章を踏まえ、停止時冷温臨界試験や停止余裕検査の検査時に人的過誤により制御棒を連続的に引き抜かれる事象を想定した。

この時、引き抜かれる制御棒は、以下の点を考慮して「最大反応度値を有する1本の制御棒が全引き抜きされている状態での隣接制御棒の1本の引き抜き」を反応度誤投入の代表性のあるものとして選定した。

- ・引き抜かれる制御棒の反応度値が管理値*を超えるもの
- ・停止時冷温臨界試験や停止余裕検査での試験対象や事故防止の対策
- ・一般的に臨界近傍まで複数の制御棒を引き抜いていくと、1本あたりの制御棒値は相対的に低下していく傾向にあること
- ・設計により挿入可能な制御棒のうち最大反応度値制御棒1組又は1本が引き抜かれた状態であっても臨界未満が維持されていること

以上より、反応度の誤投入事象として、「原子炉停止時に最大反応度値を有する1本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の1本が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故」を代表性のあるシナリオとしている。

* 核的制限値を超えないよう設定している管理値：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0% Δk以下

事故シーケンス毎の主要なカットセットにおいて抽出されている人的過誤に対する対策

停止時における主要な人的過誤に関するカットセットは「重要事故シーケンス選定資料 別紙4 内部事象 PRA における主要なカットセット」で示すように、崩壊熱除去機能喪失時における MUWC 系の弁操作及び冷却材流出事象の認知である(表1)。それらの対策について以下に示す。

1. MUWC 系の現場弁操作失敗に関する対策

MUWC 系の現場弁操作失敗は MUWC の T / B 側に流れるラインの弁の閉止操作に失敗することで、原子炉側への必要な注水流量が確保できない事象である。

本事象を含むカットセットの C D F は 9.7×10^{-10} (/ 定期検査) となることから運転員のダブルチェック等のソフト面での対策に加え、代替補機冷却系、注水機能の信頼性向上・多様化(低圧代替注水(常設) [MUWC T/B バイパス隔離弁の追設置等の信頼性向上を実施した MUWC 系]、消防車) のハード面での対策を実施している。

2. 冷却材流出事象の認知失敗に対する対策

冷却材流出事象(CUW ブロー) の認知失敗は定検の後半において、原子炉水位を N W L に向けて低下させていく中で、目標水位の到達後に CUW ブロー弁の閉め忘れによる冷却材流出が継続し、その認知に失敗する事象である。

< 冷却材流出事象の認知失敗の対策 >

本事象を含むカットセットの C D F は 3.8×10^{-11} (/ 定期検査) となることから以下のソフト面の対策を実施している。

運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、マニュアルや手順等による操作時の注意喚起を実施している(例 : 社内で実施するリスク評価の際に抽出された「水位低下の操作」等に対して注意喚起の連絡の実施)。

また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間余裕があること、ブロー水の排水先である R W 設備の運転員による異常の認知にも期待できることから、P R A 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。

表1 人的過誤を含むの主要なカットセット

POS	シーケンス No	事故シーケンス	C D F	主要なカットセット	対策
C1	12	崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水失敗	9.7E-10	補機冷却系(B)機能喪失 + MUWC 系 T/B 積算流量計バイパス弁 現場操作失敗 (人的過誤) + 注水系復旧失敗	・代替補機冷却系 ・注水機能の信頼性向上・多様化
C1	9	冷却材流出(C U W ブロー) + 認知失敗	3.8E-11	冷却材流出(C U W ブロー) + 運転員による水位低下の認知失敗	・運転員への注意喚起等

重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定

1. 「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定にあたっては、他の殆どの重要事故シーケンス等の選定と同様に、PRA の結果から抽出された事故シーケンスグループからガイドに示された着眼点を考慮し、重要事故シーケンスを選定している。

崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスとしては、ガイドに示された着眼点に加えて事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における評価内容との差別化を図ることを考慮し、次の事故シーケンスを選定した。

- ・崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン])+崩壊熱除去・注水系失敗

2. 重要事故シーケンスに対する燃料損傷防止対策の選定

有効性評価では、設計基準相当の設備の機能喪失を受けて炉心損傷に至る重要事故シーケンスに対し、重大事故等対処設備を用いて炉心損傷を防止できることを確認している。この観点では、全ての崩壊熱除去機能及び注水機能の喪失を受け、重大事故等対処設備を用いて炉心損傷を防止するという評価も考えられるが、この場合、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスと同じ評価を実施することとなる。このため、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、ガイドの対策例を参照し、待機中の残留熱除去系によって崩壊熱除去機能を確保し、炉心損傷を防止可能であることを確認している。

3. プラント状態(POS)の選定

重要事故シーケンスの選定プロセスでは、POS については選定していないため、有効性評価の評価条件を設定する際に決定している。崩壊熱除去機能の喪失事象が発生した場合、代替の崩壊熱除去機能や炉心への注水機能を用いて炉心損傷を防止することとなる。このため、POS を選定する上では崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材が少ないため、事象発生から炉心損傷までの時間余裕が厳しい POS を選定することが適切と考える。崩壊熱の観点で最も厳しい POS は「S」であるが、「S」は冷温停止への移行状態として定義される状態である。冷温停止に移行する前の高温停止の状態は、崩壊熱除去機能及び注水機能に対する待機要求が運転時とほぼ同等であり、この状態の評価は運転時の崩壊熱除去機能喪失の評価に包絡されるものとする。

このため、本評価における POS は、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材が少ないことに加え、冷温停止状態となることで崩壊熱除去機能及び注水機能に対する待機要求が減ることによってアイソレされる系統がある「A」を選定している。

4. 他の燃料損傷防止対策を想定した場合の影響

本評価で確認している、待機中の残留熱除去系による崩壊熱除去機能確保とは別の燃料損傷防止対策としては、復水補給水系による注水が考えられるが、これについては「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスにおいて、本評価と同じPOS「A」でその有効性を確認している。

「全交流動力電源喪失」の直流電源喪失について

「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループは「外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗（以下、「直流電源喪失」という）」と、「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗（以下、「交流電源喪失」という）」であり、「直流電源喪失」は炉心損傷頻度が低いこと、及び対策が整備されていることから「交流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定している。

以下に直流電源喪失の対策について示す。

<直流電源喪失の対策>

外部電源喪失時において直流電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機の制御盤や界磁用コイル、M/CやP/Cの遮断器等に電力を供給できないため全交流動力電源喪失となる。

直流電源喪失の主な要因は、蓄電池からA～C系母線への供給失敗の共通原因故障[※]であり、その対策として、①～④の方法が考えられる。

※PRAでは区分IVまでの蓄電池の機能喪失を仮定していないが、それには期待しない。また、AM策として実施した蓄電池を増強により、区分IにはA、A-2といった2つの蓄電池が存在するが、区分I～IVのすべての蓄電池の機能喪失を想定する。

① 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電車）による代替所内電気設備および 低圧代替注水系（常設）への給電

単線結線図（図1）および対応手順の概要（図2）に示すように、区分I～IVの制御電源がない状態でも、現場での遮断器の切り替え等を実施することにより、ガスタービン発電車から代替所内電気設備を経由して低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）への交流電源の給電が可能である。これにより原子炉への注水が事象発生から約2時間で実施可能となる。

② 隣接プラントからの低圧電源融通

隣接プラントの非常用ディーゼル発電機の起動に成功している場合は運転員により低圧電源（交流）の融通を行い、充電器を通じて交流を直流に変換することで、非常用ディーゼル発電機に直流電源を供給する（運転員による3時間程度の対応で実施が可能）。非常用ディーゼル発電機の起動後は非常用炉心冷却系等を用いた注水や残留熱除去系等を用いた除熱を実施する。

③ 可搬型代替注水ポンプ（消防車）やディーゼル駆動消火ポンプによる注水

消防車やディーゼル駆動消火ポンプの直流電源が不要な注水系による注水を実施する。

ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉や使用済燃料プールへの注水は運転員により3時間程度で実施可能である。

消防車による原子炉や使用済燃料プールへの注水は緊急時対策要員及び運転員により事象発生から12時間までに実施可能である。

④ 可搬型代替直流電源設備による直流電流供給

可搬型代替直流電源設備から直流電源母線にから給電することで、非常用デ

ィーゼル発電機を起動し、起動後は非常用炉心冷却系等を用いた注水または残留熱除去系等を用いた除熱を実施する。

可搬型代替直流電源設備から直流電源母線への給電、非常用炉心冷却系による注水は、緊急時対策要員及び運転員により事象発生から 12 時間までに実施可能である。

<全交流動力電源喪失時の時間余裕>

最も崩壊熱の高い POS-S においても約 3.9 時間の時間余裕があり、また、POS-S,A を除き、12 時間以上の時間余裕がある。

以上より、直流電源喪失による全交流動力電源喪失発生時においても①～④の操作（時間余裕が短い POS-S,A の場合は①，②，③、それ以外の時間余裕が長い場合は①～④）を実施することで対応が可能である。

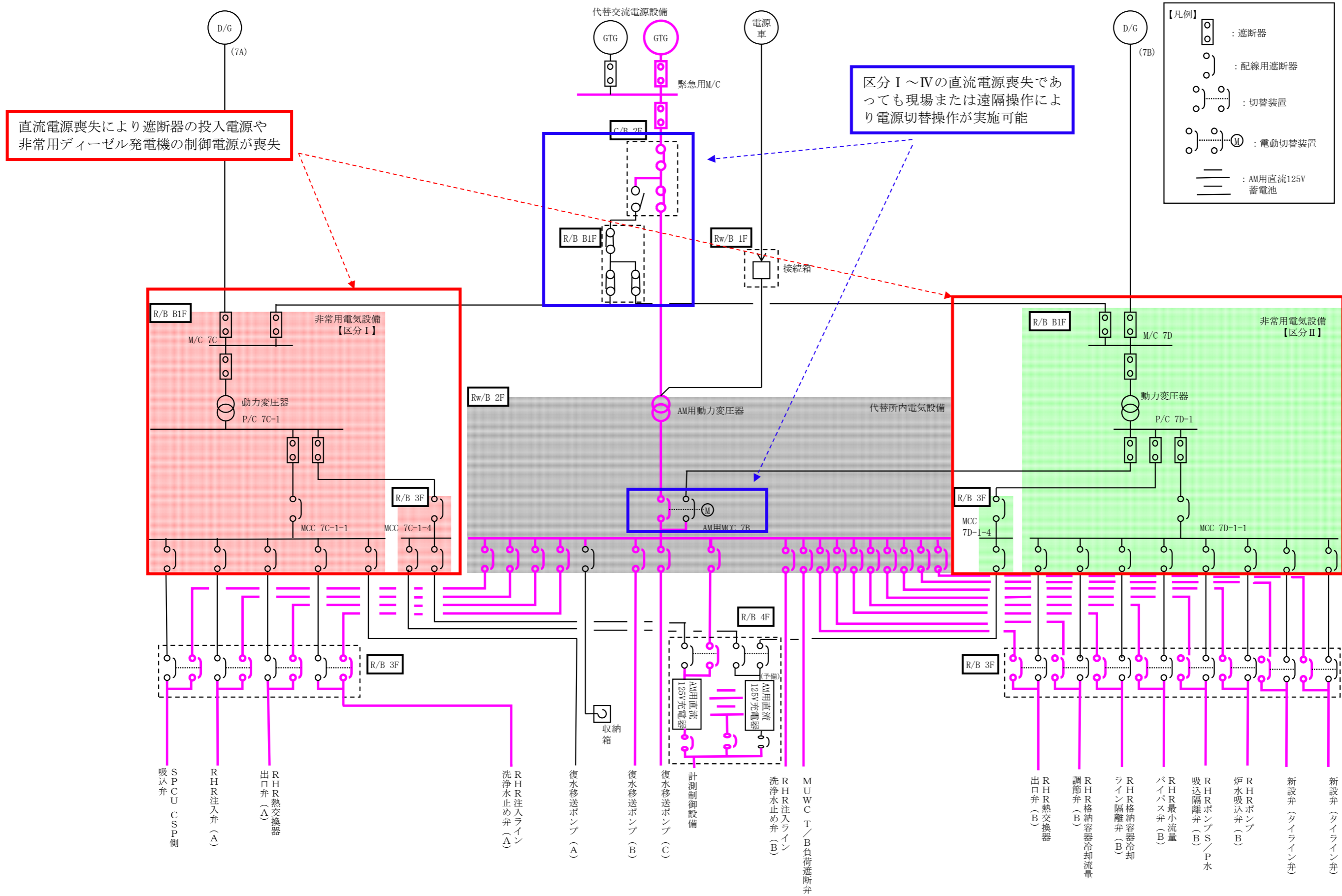
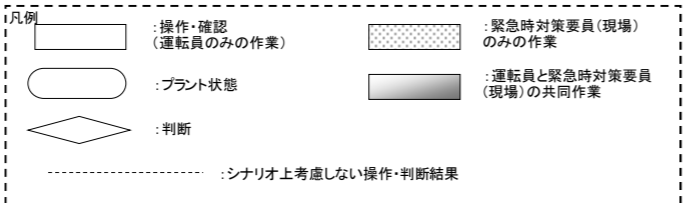


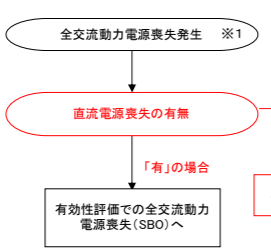
図1 全交流動力電源喪失時(直流電源喪失を含む)の単線結線図 (例: 7号機の場合)

- プラント前提条件
- ・プラント停止後1日目
 - ・原子炉圧力容器閉鎖中
 - ・原子炉格納容器閉鎖中
 - ・主蒸気隔離弁全閉
 - ・非常用ディーゼル発電機(B)点検中
 - ・残留熱除去系(A)原子炉停止時冷却モード運転中
 - ・残留熱除去系(B)停止中
 - ・残留熱除去系(C)低圧注水モード待機中
 - ・原子炉水位「N、W、L」(通常は+1550mm以上)



- ※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となった場合。
- ※2 中央制御室にて、直流電源の照明も含めたの全照明が未灯火やコントロールパネルの電源喪失などを確認することで、全交流電源および直流電源が喪失していることを確認する。
- ※3 約1時間後に原子炉水温が「100℃」に到達する。
- ※4 解析上、原子炉を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁を「開」する。
- ※5 注水前の原子炉最低水位は「有効燃料棒頂部(TAF)+4.2m(約「レベル3+400mm」)」となる。
- ※6 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。

(解析上の時刻)
(0分)

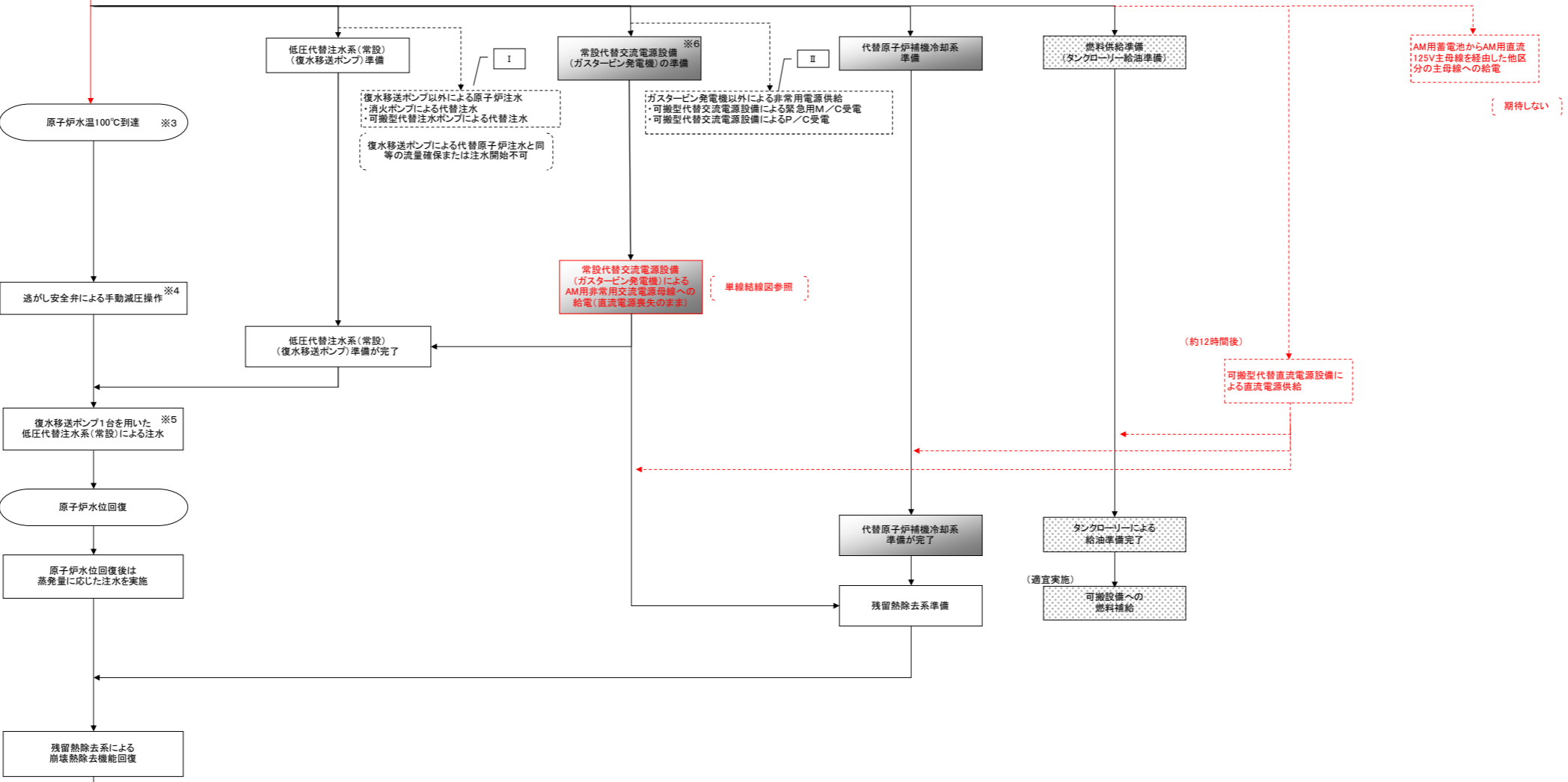


I 消火系を代替注水として使用する場合は運転状態について確認する。恒設設備による原子炉への注水が実施できない場合、低圧代替注水系(可搬型)による注水を実施する。

II 緊急用M/Cが使用できない場合は可搬型代替交流電源設備によるP/C受電を実施する。常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備による緊急用M/Cを受電する。(いずれの場合も電源容量により使用できる設備に限られる)

停止中における有効性評価「全交流動力電源喪失」と異なる箇所を赤字で記載

(約60分後)



(約120分後)

代替原子炉補機冷却系を使用した原子炉停止時冷却モードにより全交流動力電源喪失発生時の対応手順の復旧を要する

図2 全交流動力電源喪失時(直流電源喪失を含む)の対応手順の概要

重大事故等対処設備等に期待した場合の PRA

KK6/7 号機の設置許可変更申請に合わせて実施した PRA では、設計基準事故対処設備(DBA 設備)及び DBA 設備以外のプラント運転開始時より備えている手段・設備(通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」(平成 4 年 7 月)の以前から備えている対策)の一部を考慮した状態(状態 A+α)にて評価している。

この評価(状態 A+α)に対する参考評価として、重大事故等対処設備(各種アクシデントマネジメント策)や福島第一原子力発電所事故後の津波対策等に期待した状態(状態 E)について PRA を実施した。

結果を以下に示す。

1. 評価において期待する設備

期待する設備の一覧を表 1 に示す。

状態 E の評価モデルでは、現在、柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機に対して整備している重大事故等対処設備等及びその運用を概ね考慮した。評価を実施した時点では詳細な設計及び運用を検討中の設備等もあったが、重大事故等対処設備によるリスク低減効果の概要を確認する観点から、それらについても可能な限りモデル化して評価した。

2. 成功基準

状態 A+α 及び状態 E の成功基準について、内部事象運転時レベル 1PRA の成功基準を代表として表 2 に示す。重大事故等対処設備(各種アクシデントマネジメント策)や福島第一原子力発電所事故後の津波対策等を考慮することにより、状態 E では状態 A+α に比べて炉心冷却及び格納容器熱除去に関する成功基準が増加した。

3. その他の設定

信頼性パラメータ及び人的過誤確率について、状態 A+α で期待している系統設備に関する値は概ね同じ設定とした。状態 E で期待する対策についても、各々の設備及び運用を踏まえて設定した。

4. 評価結果

各 PRA の全炉心損傷頻度(CDF)等の評価結果を図 1 に、運転時レベル 1PRA の全炉心損傷頻度の評価結果を図 2 に、各 PRA の結果に対する事故シーケンスグループの割合を図 3 示す。これらの評価結果に示される、状態 A+α から状態 E への変化の要因等を以下に述べる。

(1) 全 CDF 等の低下の傾向

状態 A+α と状態 E の結果について、図 1 からは、いずれの PRA においても全 CDF 又は全格納容器破損頻度(CFF)が低下したことが分かる。このことから、重大事故等対処設備(各種アクシデントマネジメント策)や福島第一原子力発電所事故後の津波対策等を講じたことにより、今回評価対象とした事象に対しては、KK6/7 号機の炉心損傷等のリスクが低減されていることを定量的に確認できた。

低下の割合としては津波運転時レベル 1PRA(津波 L1)が最も大きく、約 0.1%まで低下した一方、地震運転時レベル 1PRA(地震 L1)の低下の割合は各 PRA の中で最も小さく、約 60%までの低下となった。内部事象運転時レベル 1PRA(内的運転時 L1)では全 CDF が約 0.4%まで低下した。内的運転時 L1 と内部事象運転時レベル 1.5PRA(内的運転時 L1.5)について、状態 A+α と状態 E を比較すると、状態 A+α では全 CDF と全 CFF が同じ値であったことに対し、状態 E では全 CFF が全 CDF の約 80%の値となった。内部事象停止時レベル 1PRA(停止時 L1)では全 CDF が約 0.4%まで低下した。なお、これらの傾向は KK6 号機及び KK7 号機でほぼ同等であった。

運転時レベル 1PRA について、内的運転時 L1、地震 L1 及び津波 L1 の全 CDF を合わせて状態 A+α と状態 E を比較した図 2 を見ると、運転時レベル 1PRA の全 CDF は約 4%まで低下した。運転時レベル 1PRA の全 CDF に占める割合の観点では、状態 A+α では津波 L1 の全 CDF が支配的であり、全体の約 90%を占めていたが、状態 E では地震 L1 の全 CDF が支配的となり、全体の約 98%程度となった。これは津波 L1 の全 CDF の低下の割合が大きく、地震 L1 の全 CDF の低下の割合が小さかったためである。このため、運転時レベル 1PRA の全 CDF の値は状態 A+α では津波 L1 の全 CDF とほぼ等しく、状態 E では地震 L1 の全 CDF とほぼ等しい。

(2) 各 PRA の全 CDF 及び全 CFF の低下要因

各 PRA の状態 A+α と状態 E の結果について図 3 を参照し、各 PRA の全 CDF 又は全 CFF の主な低下要因を述べる。また、低下の傾向については KK6 号機及び KK7 号機でほぼ同等であることから、数値等については KK6 号機の評価結果を参照して述べるものとする。

(a) 内的運転時 L1

内的運転時 L1 について、状態 A+α と状態 E の評価結果を比較すると、全 CDF は状態 A+α の 8.7×10^{-6} /炉年から状態 E では 3.7×10^{-8} /炉年まで低下した。また、全 CDF の中で支配的な炉心損傷モードは、状態 A+α と状態 E 共に崩壊熱除去機能喪失(TW)であったが、TW の CDF では約 0.3%

に低下した。これが状態 A+α と状態 E の全 CDF の低下の支配的な要因である。

TW の CDF が大きく低下した要因は、耐圧強化ベントやフィルタベント、残留熱除去系の復旧の考慮、代替熱交換設備等、崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えられる。

(b) 地震 L1

地震 L1 について、状態 A+α と状態 E の評価結果を比較すると、全 CDF は状態 A+α の 1.2×10^{-5} /炉年から状態 E では 8.2×10^{-6} /炉年まで低下した。また、全 CDF の低下の要因は、状態 E で考慮した対策による TW や TB 等の CDF の低下である。一方、評価上炉心損傷直結としている事象 (LOCA(E-LOCA)や RBR(原子炉建屋損傷)等)については、そもそも対策の効果に期待する評価としていないことから、状態 A+α と状態 E での CDF に変化は無く、相対的に全 CDF に占める割合が増加した。また、状態 E における運転時レベル 1PRA の全 CDF では地震 L1 の割合が約 99%であることから、これらの地震 L1 の炉心損傷直結事象が運転時レベル 1PRA の全 CDF においても支配的な炉心損傷モードとなっている。

これらの炉心損傷直結事象は、詳細な定量評価が困難なため、炉心損傷直結としている側面もあることから、今回の評価結果を踏まえ、評価の詳細化について検討を進めている。以下にその概要を示す。

・ LOCA(E-LOCA)

ベースモデルでは格納容器内配管すべてが完全相関であると仮定しており、最弱の配管が損傷した場合には全注水手段を同時に喪失するものとして炉心損傷直結としている。

ただし、現実的にはすべての配管が同時に機能喪失することは考えにくいことから、相関性について緩和系での考え方を踏襲し、一部の配管が健全なシナリオについてモデル化する。

・ BYPASS(格納容器バイパス事象)

ベースモデルでは保守性のために、複数の隔離弁について完全相関であると仮定し、最弱の弁が損傷した場合には必ずバイパス破断に至るものとしている。冗長性を適切にモデル化できていないことから、完全独立とした場合の解析を実施し、感度を確認する。

また、逆止弁について弁の応答加速度と機能維持確認済加速度からフラジリティを評価しているが、機能維持確認済加速度は加振試験実績の上限値であり、必ずしも実力値とは一致しないため、一定程度の保守性があると考えられる。このことから、逆止弁の流路を遮断するために必要な部位を検討・選定し、その構造評価結果によりフラジリティを評価する。

- ・ PCVR(格納容器損傷)

ベースモデルでは、保守性を含んだ決定論の耐震性評価結果からフラジリティ評価を実施している。このことから、入力荷重や評価方法等の保守性を排除した決定論の耐震性評価結果を基にフラジリティ評価を実施する。

- ・ RBR(原子炉建屋損傷)

ベースモデルでは PSA 学会標準に従って、原子炉建屋基礎地盤の安定性について、すべり安全率を指標としたフラジリティ評価を実施している。しかしながら、原子炉建屋が設置されている平坦な敷地に対してすべり破壊が起きるということは、現実的には考えにくい。そのため、平坦な基礎地盤の安定性評価で一般的に採用されている地盤変形量を指標としたフラジリティ評価を用いて事故シーケンス評価を実施する。

(c) 津波 L1

津波 L1 について、状態 A+α と状態 E の評価結果を比較すると、全 CDF は状態 A+α の 1.8×10^{-4} /炉年から状態 E では 1.4×10^{-7} /炉年まで低下した。また、全 CDF の中で支配的な炉心損傷モードは、状態 A+α では TQUV であったが、状態 E では TB となった。状態 A+α と状態 E の全 CDF の低下の支配的な要因は、福島第一原子力発電所の事故を踏まえて実施した浸水防止対策である。浸水防止対策により、浸水が生じ得る最低の津波高さが大きく上昇したため、浸水が生じ得る津波の発生頻度が低下した。このため、津波によるプラントへの影響を起因とする炉心損傷頻度が大きく低下する結果となった。具体的には、地下の原子炉補機冷却系ポンプ設置エリアの開口部等の地下の開口部を塞いだこと及び、防潮堤設置や建屋扉の水密化により、浸水が生じ得る最低の津波高さが約 3.8 m から約 15 m まで上昇したことが大きく影響した。

(d) 内的停止時 L1

内的停止時 L1 について状態 B と状態 E の評価結果を比較すると、全 CDF が状態 A+α の 1.1×10^{-8} /炉年から状態 E では 4.3×10^{-11} /炉年まで低下した。

この要因としては、停止時の時間余裕が運転時に比べ比較的に長いこと、準備の時間を要する消防車等の注水設備、代替原子炉補機冷却系(熱交換器車)による除熱、常用代替交流電源設備(ガスタービン発電機車)や電源車等の電源設備といった重大事故等対処設備等が効果的であったと考えられる。特に状態 B で支配的であった POS C1 の補機冷却系機能喪失を起因事象とするシーケンスに対しては、D/D FP や MUWP 等の注水機能の

多様化、熱交換器車による除熱設備の多様化が影響したものと考えられる。

(e) 内的運転時 L1.5

内的運転時 L1.5 について、状態 A+α と状態 E の評価結果を比較すると、全 CFF は状態 A+α の 8.7×10^{-6} /炉年から状態 E では 3.1×10^{-8} /炉年まで低下した。また、全 CFF の中で支配的な炉心損傷モードは、状態 A+α と状態 E 共に格納容器過圧破損であった。

状態 A+α での格納容器過圧破損の内訳はほぼ 100%が内的運転時 L1 における格納容器先行破損モードである TW である。このため、内的運転時 L1 において崩壊熱除去機能の多様化により TW の CDF が大きく低下したことと同じ理由で格納容器過圧破損の CFF も低下した。

5. まとめ

状態 A+α と状態 E の結果を比較し、いずれの PRA においても全 CDF 又は全格納容器破損頻度(CFF)が低下したことから、重大事故等対処設備(各種アクシデントマネジメント策)や福島第一原子力発電所事故後の津波対策等を講じたことにより、今回評価対象とした事象に対しては、KK6/7 号機の炉心損傷等のリスクが低減されていることを定量的に確認できた。

状態 E における運転時の全 CDF では地震による炉心損傷直結事象が抽出されたが、これについては現状、炉心損傷直結扱いと整理している側面も踏まえ、評価の詳細化を検討している。

また、今後も安全対策の追加や設計及び運用の変更等を適宜 PRA のモデル反映し、最新のプラント状態のリスクをより適切に把握出来るように努めていく。

以 上

表 1 PRA で期待する設備等(1/2)*

機能及び対策		対策の説明		状態 A+α	状態 E	備考
異常発生防止						
福島第一原子力発電所事故を踏まえた耐津波設計の見直し			防潮堤、建屋の止水対策等、東北地方太平洋沖地震に伴う津波を受けて実施した津波による浸水の防止対策。	—	○	—
原子炉停止機能						
設計基準事故対処設備	スクラム系(原子炉保護系及び制御棒駆動系)		原子炉水位等の異常を検知して急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入し原子炉を停止させる。信号を発する原子炉保護系と制御棒駆動水圧系から構成される。	○	○	内部事象運転時 L1 及び地震 L1 でのみ考慮。
	再循環ポンプトリップ(RPT)		異常を検知した際に再循環ポンプをトリップさせ、原子炉の出力を低下させる。	○	○	
	プラント運転開始時より備えている手段・設備	代替制御棒挿入(ARD)	原子炉保護系とは別の信号系により制御棒を挿入し、原子炉を停止させる。	○	○	
		水位制御及びSLCの手動操作	運転員が手動でポンプを起動し、ほう酸水を炉心に注入し、原子炉を停止させる。	○	○	
炉心冷却機能						
		高圧炉心注入系(HPCF)	原子炉水位低又は D/W 圧力高を検知した際に自動起動し、電動駆動のポンプにより高圧～低圧状態の炉心に注水する。	○	○	—
設計基準事故対処設備		原子炉隔離時冷却系(RCIC)	原子炉水位低又は D/W 圧力高を検知した際に自動起動し、蒸気タービン駆動のポンプにより炉心に注水する。	○	○	内部事象運転時 L1、地震 L1 及び津波 L1 の状態 E では、直流電源の負荷カット等、RCIC の延命措置に期待する。
		低圧注入系(LPFL(RHR))	原子炉水位低又は D/W 圧力高を検知した際に自動起動し、電動駆動のポンプにより低圧状態の炉心に注水する。	○	○	—
		自動減圧系(ADS)	原子炉水位低(L1)及び D/W 圧力高を検知した際、30 秒の時間遅れの後に ADS 機能を有する逃がし安全弁を開放して原子炉圧力を低下させる。	○	○	—
プラント運転開始時より備えている手段・設備		ECCS 等の手動起動、RPV 手動減圧及び低圧注水操作	ECCS の自動起動に失敗した場合、運転員が手動で起動する。	○	○	内部事象運転時 L1 及び停止時 L1 の状態 E では RHR の復旧を考慮。
		給水系による注水	常用水系である給水系を用いて原子炉に注水する。	○	○	—
		高圧代替注水系(HPAC)	設計基準事故対処設備の高圧注水設備(HPCF 及び RCIC)による注水ができない場合に、蒸気タービン駆動のポンプにより炉心に注水する。	—	○	内部事象運転時 L1 の外部電源喪失のイベントツリーで考慮。
		シビアアクシデント対策	重大事故時の逃がし安全弁作動回路(トランジエント ADS)	—	○	—
			復水補給水系(MUWC)	—	○	—
			消火系(FP)	—	○	地震 L1 の状態 E では耐震性を考慮し、FP 系に期待しない。
			消防車	—	○	—
			消防車を用いて原子炉又は使用済燃料プールに注水する。	—	○	—

* 状態 E については代表的な対策を示した。

表 1 PRA で期待する設備等(2/2)*

機能及び対策		対策の説明		状態 A+a	状態 E	備考
格納容器熱除去機能						
設計基準事故対処設備	格納容器スプレイ(RHR)	D/W 及び S/C 内に水をスプレイし、格納容器内の温度、圧力を低下させる。	○	○	内部事象運転時 L1 の状態 E では RHR の復旧を考慮。	
	格納容器スプレイ(RHR)の自動起動					
プラント運転開始時より備えている手段・設備	主復水器による除熱	常用系である主復水器によって格納容器の熱除去を行う。	○	○	-	
	復水補給水系(MUWC)	MUWC を用いて格納容器にスプレイ又は注水する。	-	○	-	
シビアアクシデント対策	消火系(FP)	FP を用いて格納容器にスプレイ又は注水する。	-	○	地震 L1 の状態 E では耐震性を考慮し、FP 系に期待しない。	
	耐圧強化ベント	耐圧強化ベントラインから排気筒へのベントによって格納容器の熱除去を行う。	-	○	-	
	フィルタベント	フィルタベント設備によって格納容器の熱除去を行う。	-	○	地震 L1 の状態 E では、評価時点で十分なフラジリティ情報が得られなかつたため、期待していない。また、津波 L1 の状態 E では、評価時点で威力への耐性に関する十分な情報が得られなかつたため、期待していない。	
安全機能のサポート機能						
設計基準事故対処設備	原子炉補機冷却系	HPCF, RHR ポンプ、非常用 D/G 等を冷却する。	○	○	-	
	非常用 D/G	外部電源の喪失等を受けて自動起動し、非常用機器に給電する。	○	○	-	
プラント運転開始時より備えている手段・設備	直流電源	RCIC の起動や逃がし安全弁の電磁弁の開閉等、非常用機器の制御に用いる。	○	○	-	
	非常用 D/G の自動起動	非常用 D/G が自動起動に失敗した場合、運転員が手で起動する。	○	○	内部事象運転時 L1 及び停止時 L1 の状態 E では非常用 D/G の復旧を考慮。	
	高圧電源融通	高圧母線を介し、他号機から電源を供給する。	○	○	-	
シビアアクシデント対策	代替熱交換設備	代替熱交換設備を接続し、RHR 等を介して崩壊熱除去を行う。	-	○	内部事象運転時 L1.5 の状態 E では、炉心損傷後の線量増加に伴う現場環境の悪化を想定し、期待していない。	
	低圧電源融通	低圧母線を介し、他号機から電源を供給する。	-	○	複数基同時被災の場合を想定し、地震 L1 及び津波 L1 の状態 E では期待しない。	
	緊急用メタクラ(M/C)を介した電源供給	緊急用メタクラ(M/C)を介し、外部電源又は非常用 GTG から電源を供給する。	-	○	-	
	電源車から低圧電源盤(P/C)への電源供給	電源車で原子炉建屋に接近、P/C に接続して電源を供給する。	-	○	-	

※ 状態 E については代表的な対策を示した。

表 2 炉心損傷防止のための成功基準(プラント運転時)

起因事象	原子炉未臨界	炉心冷却	格納容器熱除去	
大 LOCA	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 1/2HPCF ・ 1/3LPFL	・ 1/3RHR ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント	
中 LOCA	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 1/2HPCF ・ ADS+1/3LPFL	・ 1/3RHR ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント	
小 LOCA	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 給水系 ・ 1/2HPCF ・ RCIC ・ ADS+復水系 ・ ADS+1/3LPFL ・ ADS+1/3MUWC ・ ADS+1/2FP	・ 1/3RHR ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント	
過渡変化・手動停止	S/R 弁正常作動時	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 給水系 ^{*1} ・ 1/2HPCF ・ RCIC ^{*2} ・ HPAC ^{*2,*3} ・ ADS+復水系 ^{*1} ・ ADS+1/3LPFL ・ ADS+1/3MUWC	・ PCS ・ 1/3RHR ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント
	S/R 弁開固着時	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 給水系 ^{*1} ・ 1/2HPCF ・ ADS+復水系 ^{*1} ・ ADS+1/3LPFL ・ ADS+1/3MUWC ・ ADS+1/2FP	・ 1/3RHR ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント
過渡変化	ATWS 時	・ RPT+SLC+S/R 弁開放+1/2HPCF	・ 1/3RHR	
ISLACA	破損箇所の隔離成功時	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 給水系 ・ 1/2HPCF ^{*4} ・ ADS+復水系 ・ ADS+1/3LPFL ^{*4}	・ PCS ・ 1/3RHR ^{*4} ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント
	小規模漏えい時における破損箇所の隔離失敗時(急速減圧成功後)	・ RPS ・ ARI+RPT	・ 給水系 ・ 1/2HPCF ^{*4} ・ 復水系 ・ 1/3LPFL ^{*4}	・ 1/3RHR ^{*4} ・ 耐圧強化ベント ・ フィルタベント

1/2 : 2 系統の内の 1 系統を意味する。

*1 : 外部電源喪失時は当該炉心冷却機能(給水系, ADS+復水系)には期待しない。

*2 : 全交流電源喪失時においては 8 時間でバッテリーが枯渇するため、その後の注水手段として消防車等を考慮している。

*3 : 全交流電源喪失時の RCIC 機能喪失後にのみ期待する。

*4 : 破損が発生した系統には期待しない。

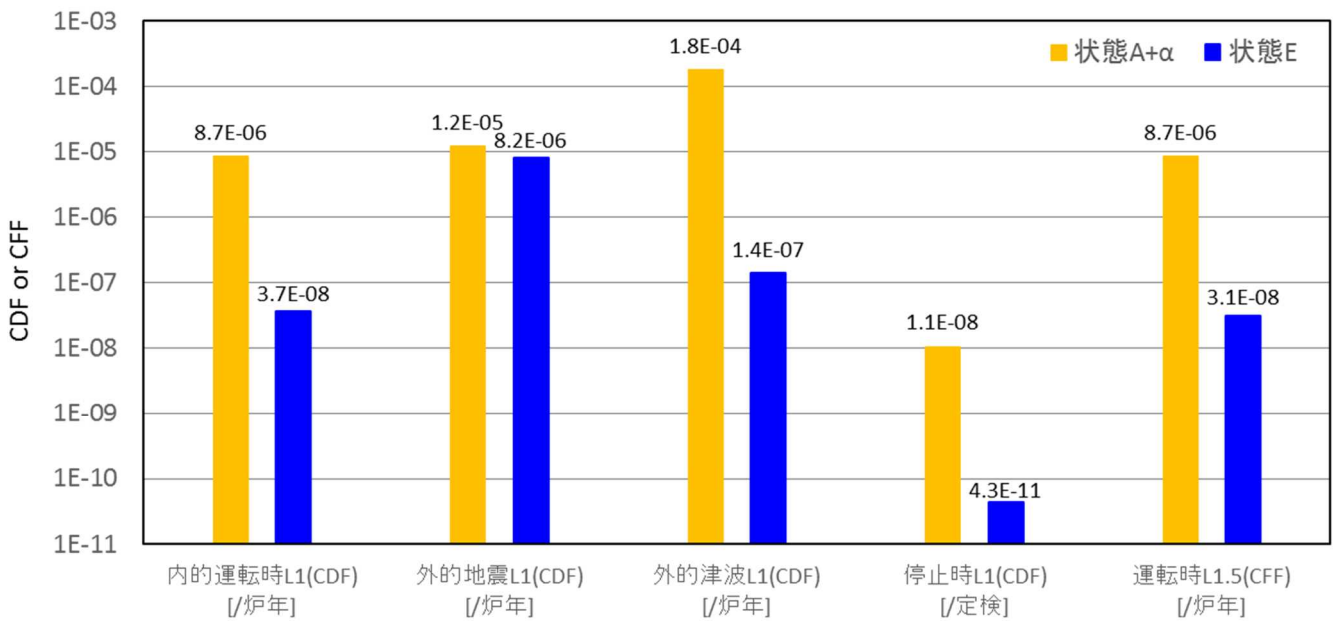


図 1 各評価状態における各 PRA の結果(KK6)

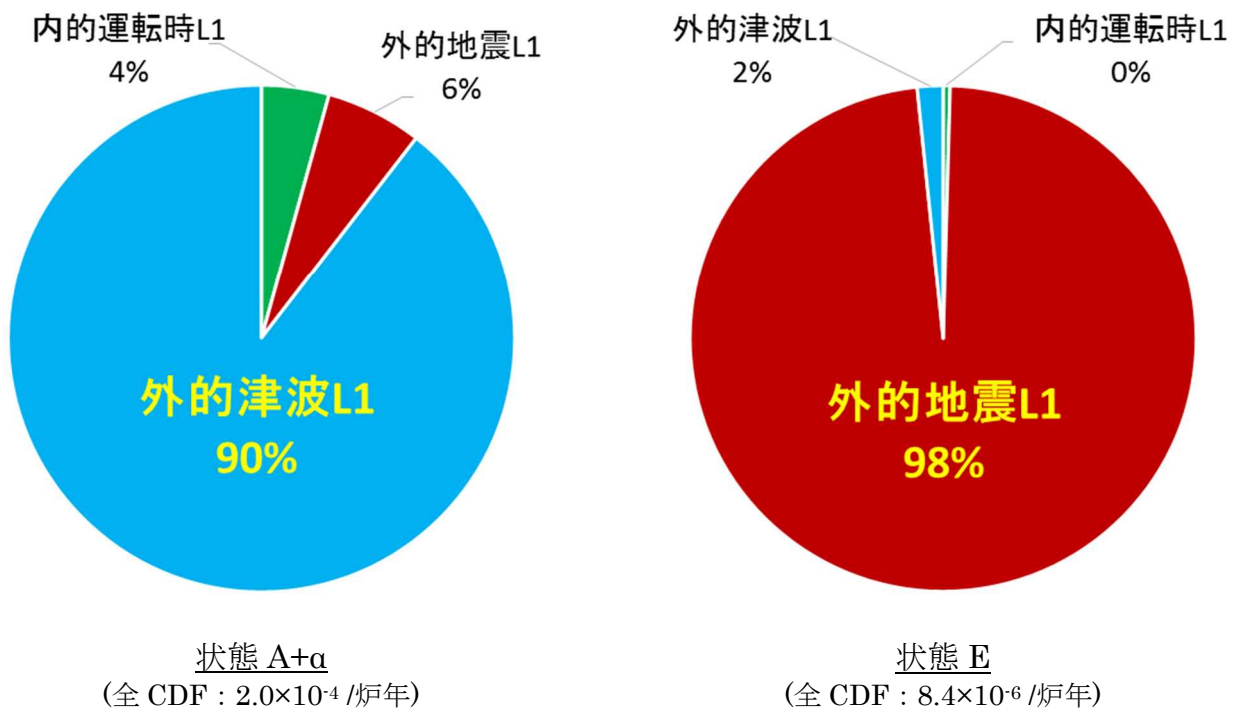


図 2 各評価状態における運転時レベル 1PRA の結果(KK6)

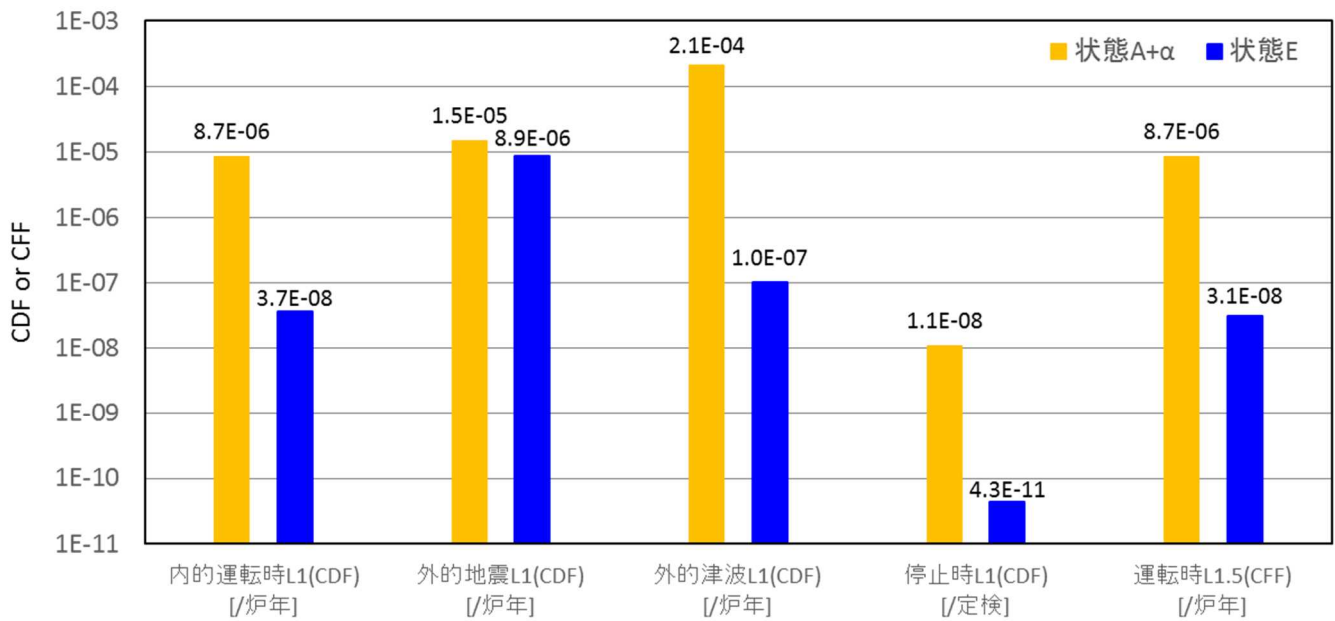


図 1 各評価状態における各 PRA の結果(KK7)

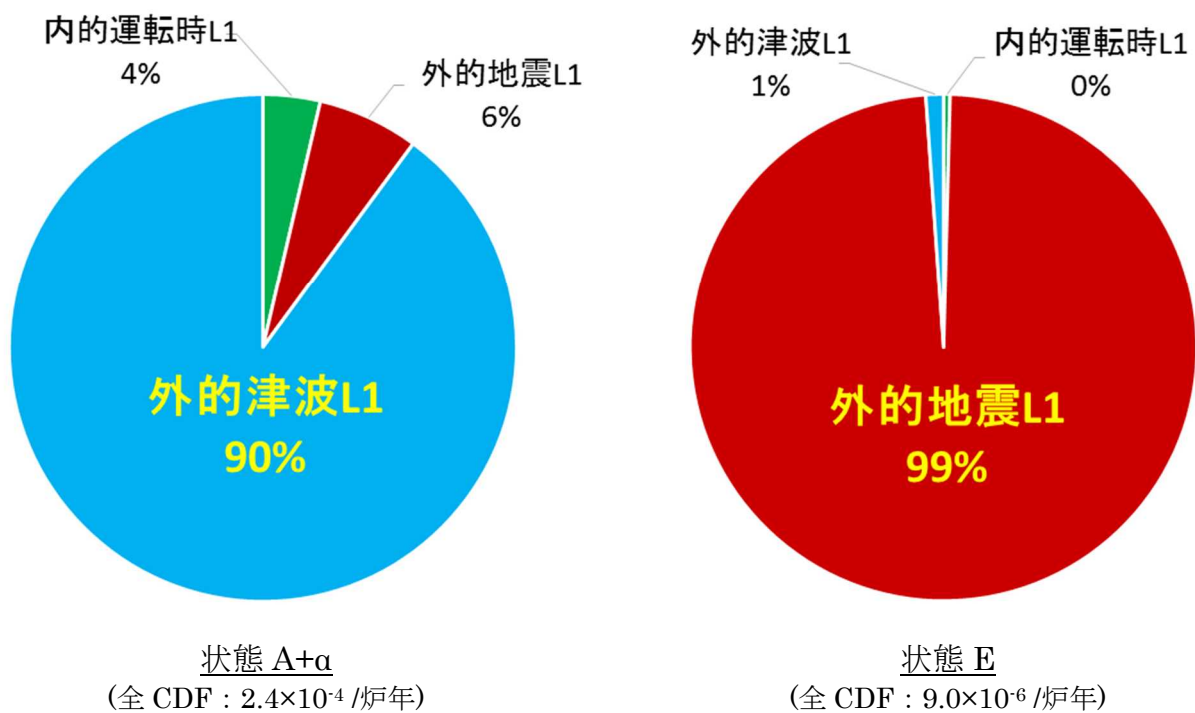


図 2 各評価状態における運転時レベル 1PRA の結果(KK7)

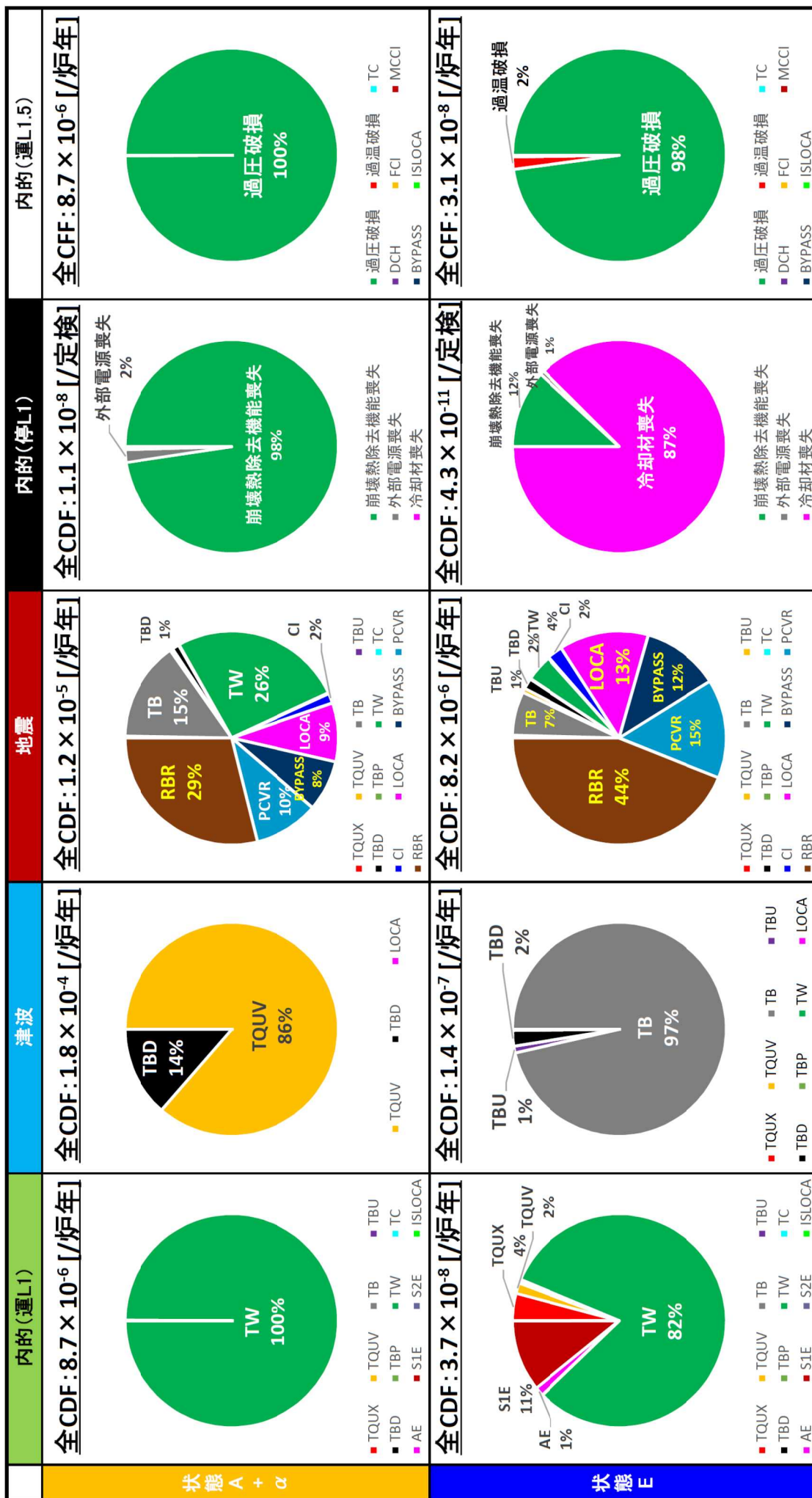


図 3 各評価状態における各 PRA の結果の内訳(KK6)

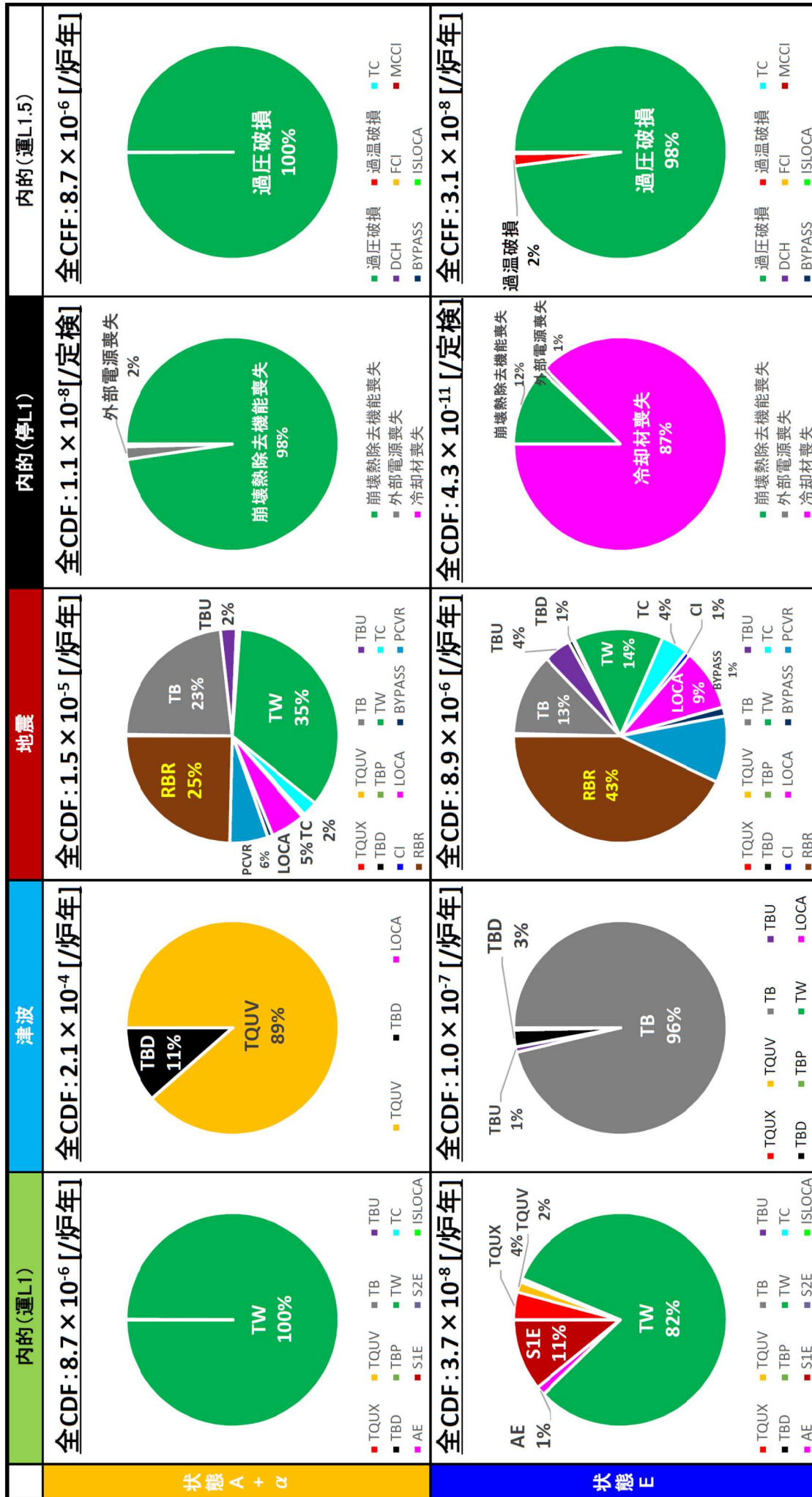


図 3 各評価状態における各 PRA の結果の内訳(KK7)

地震 PRA 炉心損傷直結シナリオの現実的な評価について

1. はじめに

評価ポイント (E) の地震 PRA では、炉心損傷直結シナリオ (RBR 等) の全 CDF に対する寄与が高い (図 1)。これらは保守的な仮定をおいているために CDF が大きく評価されている面があり、評価ポイント (E) ではそれらが支配的となっている。評価ポイント (E) のリスクの分布をより現実的な評価に近づけるため、今回は、このうちの原子炉建屋基礎地盤 (RBR) 及び Excessive-LOCA について、より現実的な損傷シナリオを考慮した評価を実施した。

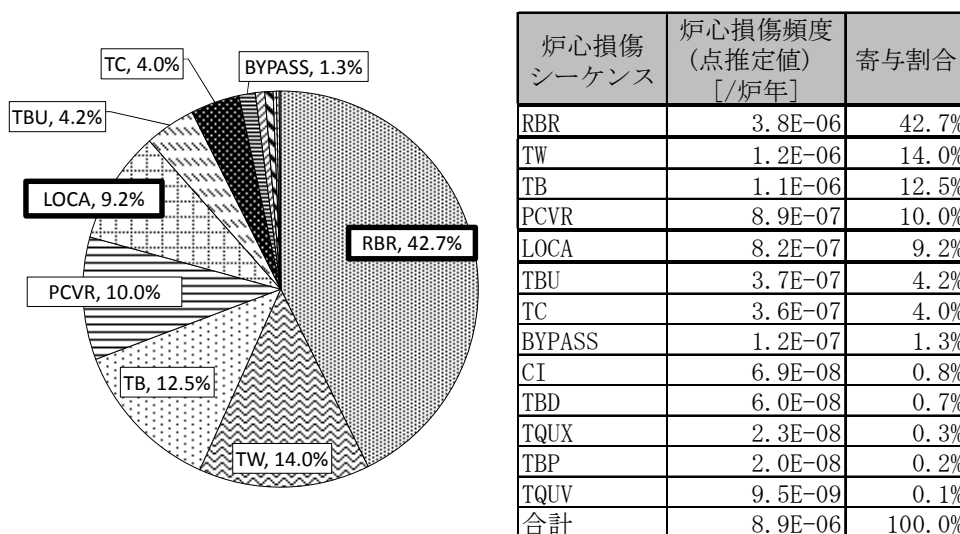


図 1 評価ポイント E ベースケース評価結果

2. 評価内容

2.1. 原子炉建屋基礎地盤 (RBR)

ベースケース評価では PSA 学会標準に従って、原子炉建屋基礎地盤の安定性についてすべり安全率を指標としたフラジリティ評価を行っている。しかし、原子炉建屋が設置されている平坦な敷地に対して、すべり破壊が起きるということは現実的には考えにくい。そのため、平坦な基礎地盤の安定性評価で一般的に採用されている地盤変形量を指標とした評価を基にフラジリティを設定し、事故シーケンス評価を実施した。

評価上の仮定

基礎地盤変形が起きた場合に起こり得るシナリオは、①建屋間に生じる相対変位による建屋間貫通配管の損傷、及び②建屋傾斜による建屋内機器の機能喪失である。

①については、建屋間配管がすべて破断した場合でも RCIC により注水が可能であるため、以下のシナリオをモデル化する。

建屋間配管破断 ⇒ RCIC による原子炉注水 (S/P 水源) ⇒ 8 時間以内の原子炉減圧 ⇒ 消防車による原子炉注水継続 ⇒ 格納容器ベントによる格納容器除熱

建屋間配管の脆弱性については、設計基準地震動時の建屋間 (R/B・T/B) の相対変位が約 1.2cm であるのに対し、RCW 配管の建屋貫通部には約 10cm の十分なクリアランスがあることから、設計基準地震動を HCLPF とし、不確かさについては感度解析とする (後述)。

②については、可能性は小さいものの、保守的に炉心損傷に直結するものとしてモデル化する。適用する脆弱性は、建屋内機器が健全である (傾斜により機能喪失しない) ことが確認されている地震動 2138gal を HCLPF とし、不確かさについては感度解析とする (後述)。

上記の、新たにモデル化する脆弱性に関する不確かさについては、設定の手法が確立していないことから、ベースケース評価に用いている機器等の既存の脆弱性結果 (β_c 最小: 0.16, β_c 最大: 0.57) を参考に、 β_c に 0.1 と 0.5 を与えて感度を見る。

2.2. Excessive-LOCA

ベースモデルでは格納容器内配管すべてが完全相関であると仮定しており、最弱の RHR 配管が損傷した場合には全注水手段を同時に喪失するものとして炉心損傷直結を想定している。ただし、現実的にはすべての配管が同時に機能喪失することは考えにくく、一部の配管が健全なシナリオを考慮する必要がある。

評価上の仮定

ベースケースでは格納容器内の全配管を完全相関と仮定していたが、緩和系と同様の相関の取り方 (系統間の相関性を完全独立) とする。また、HPCF が健全であれば、他の配管が全て破断したとしても炉心損傷には至らないことから、表 1 のとおりの事故シーケンスをモデル化する。

表 1 相関性の考え方と事故シーケンス

	相関性		事故シーケンス
	系統間	系統内	
ベース ケース	完全相関	完全相関	最弱配管の損傷で、Excessive-LOCA
	格納容器内の全配管が完全相関		
感度 解析	完全独立	完全相関	【RHR 配管損傷シーケンス】 注水：HPCF-B,C 除熱：格納容器ベント ⇒モデル化対象とする。（成功基準・時間余裕は大 LOCA と同様とする）
	(例)RHR-A,B,C は完全相関だが、RHR と HPCF は完全独立 (緩和系と同様の設定)		【HPCF 配管損傷シーケンス】 注水：LPFL-A,B,C 除熱：RHR-A,B,C, 格納容器ベント ⇒期待できる緩和系が多いため、CDF への影響小としてスクリーニングアウト。
			【RHR, HPCF 配管損傷シーケンス】 炉心損傷直結 (E-LOCA) ⇒モデル化対象とする。
			【その他の配管損傷シーケンス】 過渡事象で期待できる緩和設備のうち RCIC のみ機能喪失 ⇒期待できる緩和系が多いため、CDF への影響小としてスクリーニングアウト。

3. イベントツリー

上記 2. の評価上の仮定を反映したイベントツリーを図 2 に示す。

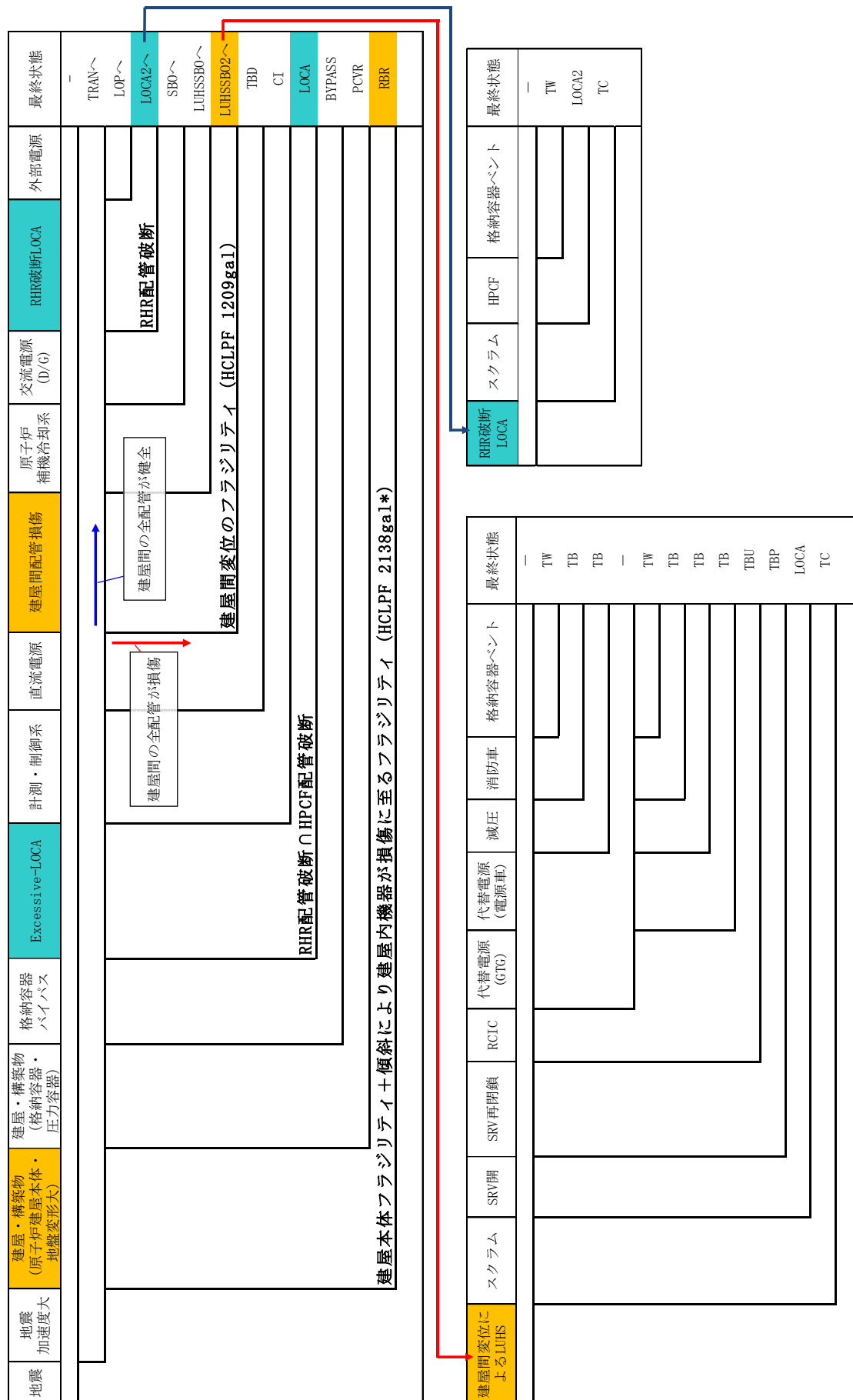


図 2 イベントツリーの概要

4. 結果と考察

評価結果を表 2, 図 3, 図 4 に示す。図 3 の寄与割合を見ると, 今回評価条件を変更した炉心損傷シーケンス (RBR, LOCA) は大幅に減少しているものの, 全 CDF としては 10%程度の低減にとどまった。

炉心損傷シーケンス別に見ると, RBR は感度解析ケースで 10%程度の寄与となっている。これは, 地盤損傷 (傾斜) による RBR シナリオの寄与は大幅に下がったものの, 原子炉建屋本体損傷 (建築フラジリティ) による RBR シナリオの寄与が残っているためである。また, その他の炉心損傷シーケンスでベースケースと比較して発生頻度が増加しているもの (PCVR 等) があるが, これは RBR や LOCA シナリオの発生頻度が減少した影響で, イベントツリーの後段のヘディングでモデル化していた各シーケンスの発生頻度が相対的に増加したことが主な理由である。

表 2 感度解析結果 (炉心損傷シナリオ別)

炉心損傷シナリオ	ベースケース	感度解析ケース	
		$\beta c=0.1$ の場合	$\beta c=0.5$ の場合
RBR	3.8E-06	8.8E-07	7.6E-07
TW	1.2E-06	1.1E-06	1.4E-06
TB	1.1E-06	2.4E-06	1.6E-06
PCVR	8.9E-07	1.7E-06	1.8E-06
LOCA	8.2E-07	8.3E-08	8.3E-08
TBU	3.7E-07	7.8E-07	8.6E-07
TC	3.6E-07	6.4E-07	6.2E-07
BYPASS	1.2E-07	2.4E-07	2.5E-07
CI	6.9E-08	1.8E-07	1.9E-07
TBD	6.0E-08	1.1E-07	1.1E-07
TQX	2.3E-08	2.5E-08	3.8E-08
TBP	2.0E-08	3.5E-08	2.8E-08
TQV	9.5E-09	1.3E-08	2.5E-08
LOCA2	0.0E+00	2.0E-08	3.8E-08
合計	8.9E-06	8.2E-06	7.8E-06

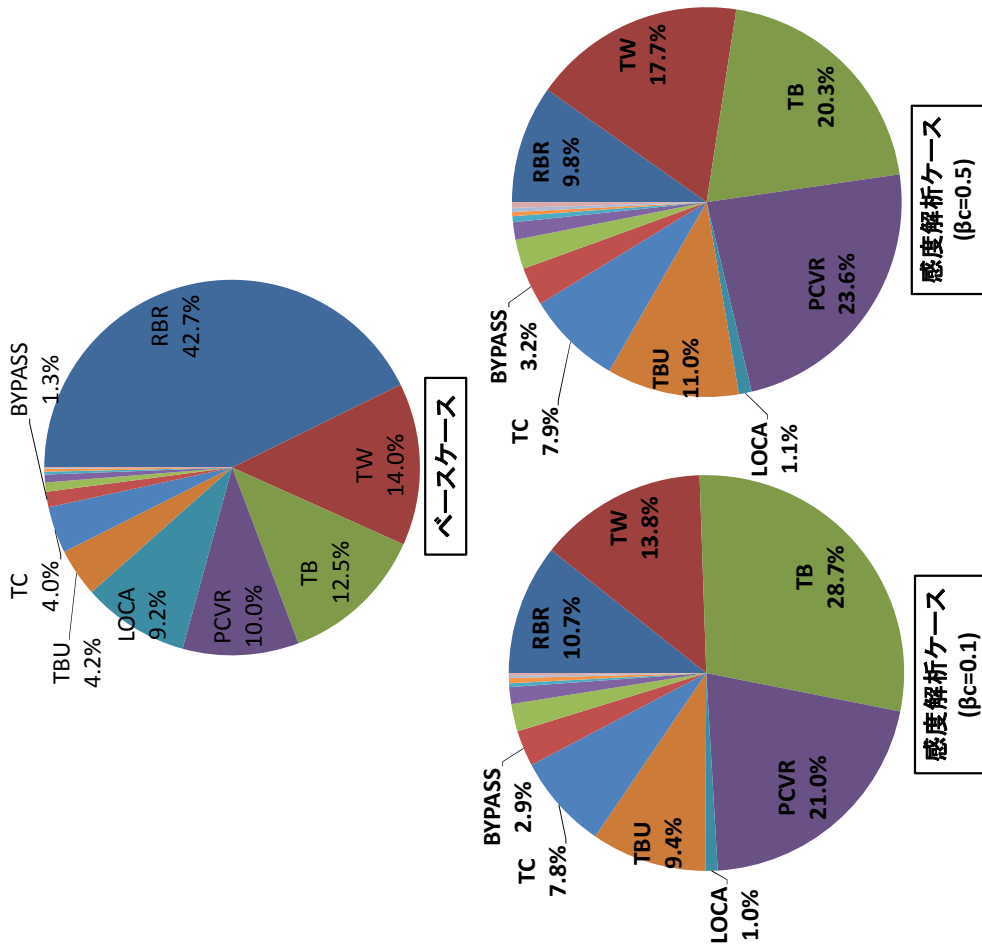


図 3 全 CDF への寄与割合

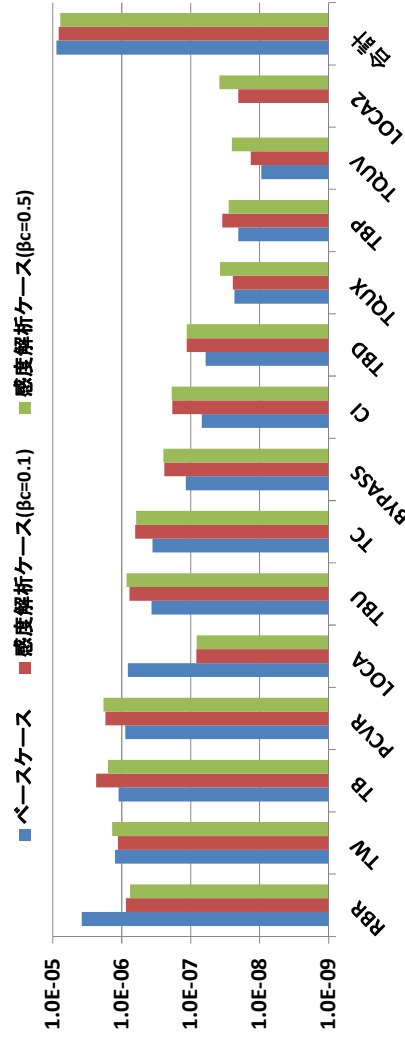


図 4 感度解析結果 (炉心損傷シナリオ別)