

安全余裕評価手法の検討

平成17年12月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が
実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が
必要です。

安全余裕評価手法の検討

要旨

原子力発電プラントの定格出力の増加、高燃焼度化、長期サイクル運転、プラント寿命延長など、プラントの設計や運転に関する変更に対して、プラントの安全余裕が確実に維持されていることを定量的な情報に基づいて示すことが重要である。また、プラントの安全審査や規制における種々の意思決定に際して、これらの情報を活用していくことが今後ますます重要になってくる。このようなニーズを受け、安全余裕定量化評価手法の開発は重要な項目の一つとされている。

OECD/NEA/CSNI に安全余裕検討作業タスクグループ (SMAP) が 2003 年に設けられた。上記タスクには、当機構を含む原子力発電プラントをもつ 15 ヶ国が参加し、安全余裕定量化評価手法のガイドの作成を目標にして検討を進めている。また、当機構では、SMAP の検討計画に対応して、独自に安全余裕評価手法の検討及び試解析を実施している。一方、米国 NRC は SMAP タスクの一部として安全余裕評価の試解析を実施中であり、その一部が SMAP 会議で報告されている。

本報告は、SMAP 及び当機構での検討状況を纏めたものである。

① SMAP での検討の概要

SMAP では 2003 年より 2006 年末の予定で、安全余裕に関する種々の検討（定義と概念、定量化に向けた必要情報、PSA 等の既存評価手法の適用と留意点、事象の厳しさを評価するための熱水力解析への要求事項、不確かさ解析等）が進められている。これらの内で、米国 NRC で実施の大破断冷却材喪失事故 (LBLOCA) を対象とした増出力時の安全余裕評価について、調査結果を纏めた。

②当機構での安全余裕評価手法に向けた検討

1100MWe BWR5 国内プラントの増出力を事例として、「負荷の喪失」に起因する事象を対象として、事象シナリオ、発生頻度及びプラント挙動を解析・評価し、現状出力プラントと仮想的に設定した 10%増出力プラントの安全余裕の比較を実施した。増出力前後の比較として、最小限界出力比 (MCPR)、表面熱流束最大値及び原子炉冷却材圧力バウンダリ最高圧力に関する Safety Graph を作成し、安全余裕評価のための留意点や増出力時のプラントへの影響を纏めた。

安全余裕の定量的な評価のためには、膨大な解析量(シナリオ数)が必要であり、安全余裕指標の作成において種々の検討が必要となる。本報告の検討と試解析は、今後の安全余裕定量化に向けた第一ステップとなるものである。

安全余裕評価手法の検討

目 次

1. 序論	1-1
2. 安全余裕の検討－OECD/NEA/CSNI/SMAP での検討	2-1
2.1. SMAP プログラムの概要	2-1
2.2. 安全余裕検討の必要性	2-1
2.3. 安全余裕の検討内容	2-2
2.3.1. 安全余裕及び関連概念の定義	2-3
2.3.2. 安全余裕評価プロセス	2-4
2.3.3. 安全余裕評価手法	2-5
2.3.4. 安全余裕評の定量化	2-6
3. 安全余裕定量化に向けた試解析	3-1
3.1. 目的	3-1
3.2. 評価プロセス	3-1
3.2.1. 対象プラント・事象	3-1
3.2.2. 事象シナリオ	3-2
3.2.3. 事象発生頻度評価	3-3
3.2.4. Safety Graph の作成	3-5
3.2.5. 過渡事象解析	3-6
3.3. 評価結果	3-8
3.4. 検討・課題	3-9
4. 安全余裕定量化－NRC 手法の調査	4-1
4.1. はじめに	4-1
4.2. NRC 評価手法の概要	4-1
5. 結論	5-1

表一覧

表 2-1	SMAP タスク項目と担当機関.....	2-8
表 3-1	シナリオ番号のつけ方.....	3-11
表 3-2	解析条件一覧表.....	3-12
表 3-3	解析結果一覧表(現行出力プラント).....	3-13
表 3-4	解析結果一覧表(増出力プラント).....	3-14

図一覧

図 2-1	OECD/NEA/CSNI での SMAP タスクグループと参加国(参加機関)	2-9
図 2-2	安全余裕の定義	2-10
図 2-3	Safety Graph 上での安全余裕	2-10
図 2-4	設計基準事象(DBA)評価での安全余裕	2-11
図 2-5	リスク空間での安全余裕	2-11
図 2-6	安全評価における安全余裕の概念図	2-12
図 2-7	プラント挙動評価と安全余裕の規格化指標	2-13
図 3-1	負荷の喪失・事象推移	3-15
図 3-2	負荷の喪失・イベントツリー図	3-16
図 3-3	逃し安全弁の作動モードの組合せ	3-17
図 3-4	Safety Graph の作成(概念図)	3-18
図 3-5	解析ノード分割図(1/2)	3-19
図 3-6	解析ノード分割図(2/2)	3-20
図 3-7	現行プラント負荷の喪失(シナリオ：AL0V0000)	3-21
図 3-8	増出力プラント負荷の喪失(シナリオ：BL0V0000)	3-22
図 3-9	現行プラント負荷の喪失(シナリオ：ALXV0000)	3-23
図 3-10	増出力プラント負荷の喪失(シナリオ：BLXV0000)	3-24
図 3-11	現行プラント負荷の喪失(シナリオ：ALXF0000)	3-25
図 3-12	増出力プラント負荷の喪失(シナリオ：BLXF0000)	3-26
図 3-13	現行プラント負荷の喪失(シナリオ：ALXP0000)	3-27
図 3-14	増出力プラント負荷の喪失(シナリオ：BLXP0000)	3-28
図 3-15	現行プラント負荷の喪失(シナリオ：ALXXX000)	3-29
図 3-16	増出力プラント負荷の喪失(シナリオ：BLXXX000)	3-30
図 3-17	Δ MCPR の Safety Graph	3-31
図 3-18	最大表面熱流束の Safety Graph	3-32
図 3-19	原子炉冷却材圧力バウンダリ最大圧力の Safety Graph	3-33
図 3-20	Safety Graph 上での安全余裕(概念図)	3-34
図 3-21	クロスした Safety Graph(概念図)	3-34

図 4-1	大破断 LOCA (LBLOCA) 時のイベントツリー図.....	4-4
図 4-2	被覆管温度上昇と障壁.....	4-4
図 4-3	事象の厳しさの規格化.....	4-5
図 4-4	時間応答に関する厳しさの相違(概念図).....	4-5
図 4-5	発生頻度による重み付けと各指標のマトリックス.....	4-6
図 4-6	安全余裕評価結果.....	4-6

1. 序論

原子力発電プラントの定格出力の増加、高燃焼度化、長期サイクル運転、プラント寿命延長など、プラントの設計や運転に関する変更(以下「プラント変更」という。)に対して、プラントの安全余裕が確実に維持されていることを定量的な情報に基づいて示すこと、そして、プラントの安全審査や規制における種々の意思決定に際してこれらの情報を活用していくことは、今後ますます重要になってくると考えられる。この対応として、安全余裕定量化評価手法の開発は重要な項目の一つである。

このような背景から、2003年5月に OECD/NEA/CSNI(経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会)の下に「安全余裕行動計画(Safety Margin Action Plan ; 以下「SMAP」という。)作業グループ」が組織された。SMAP タスクグループでは、当機構を含む原子力発電プラントを持つ 15 ヶ国が参加して、2003年10月より検討が行われている。

国内では未だプラント増出力に向けた本格的な動きは見られないが、海外では米国を始め多くの国々で定格出力増加の申請・認可が行われている。既存のプラント設備を有効活用したいというニーズは、わが国でも同じであり、諸外国同様、今後プラント増出力等へ向けた動きが活発になるものと予想される⁽¹⁾。当機構では、設置当初より SMAP タスクグループに参加し、情報交換を行うと共に、当機構独自にプラント変更時の安全余裕の具体的評価手法について検討を行っている。

本報告では、SMAP タスクグループの検討概要、当機構での安全余裕定量化に向けた試解析及び米国 NRC が実施している検討の概要を纏めた。ただし、SMAP タスクグループは現在も検討を継続しており、未だ作業完了には至っていない。また、安全余裕定量化に向けた検討も、現状は試解析の段階であり、今後引き続き検討が必要である。

安全余裕定量化に向けた本検討は、原子力発電プラントの安全性について、より透明性を高め合意を得ていくために、深層防護の考え方とともに安全余裕の定量的な情報を提供すること、そして、今後のリスク情報に基づく規制における意思決定に際して、有効な情報を提供し、規制を支援していくことを目的としている。

2. 安全余裕の検討－OECD/NEA/CSNI/SMAP での検討

2.1. SMAP プログラムの概要

OECD/NEA/CSNI における SMAP の組織を、図 2-1⁽²⁾に示す。SMAP では、今後予想されるプラント変更に向けて、規制活動における安全評価手法の高度化と安全余裕の維持確認を目指して、安全余裕定量化手法に関する検討が行われている⁽³⁾。

SMAP の作業項目(タスク)内容及び参加機関の作業分担表を表 2-1 に示す。第 1 回会合は 2003 年 10 月に開催され、現在まで 5 回の会合が行われ、2006 年 12 月末までの予定で検討が行われている。したがって、タスク全体の作業はまだ完了していないが、本章ではその途中段階までの検討内容について安全余裕定量化に向けた検討概要を紹介する。(注：本章の記載内容は SMAP プログラムの最終的な結論に基づくものではない。)

なお、参加国(参加機関)は図 2-1 のとおりであり、ヨーロッパ主要諸国、米、カナダ、メキシコ、韓国等の原子力主要国が参加し、日本からは当機構が参加している。会議は、表 2-1 に示すように、リーダー機関の米(NRC)、仏(IRSN)及びスペイン(CSN)が議論検討の整理・報告を行い、その他の機関が作業レビュー・支援を行う形で検討作業が進められている。

2.2. 安全余裕検討の必要性

安全余裕の検討の目的及び必要性については、前述のように今後のプラント変更に対応することとしており、SMAP 参加各国にも同様の必要性に基づいて検討に参加している。参考として、米国 NRC では下記の項目を挙げている。

- ・ プラント定格出力増加
- ・ 高燃焼度化
- ・ 長期サイクル運転
- ・ プラント寿命延長・高経年化
- ・ LOCA 再定義(10CFR50.46 の見直し)
- ・ MOX 燃料装荷
- ・ 電力系統信頼性
- ・ リスク情報に基づく規制(Technical Specifications の緩和)
- ・ 各種規制緩和への対応

これらの内で、下線の項目は安全余裕評価手法の直近の適用対象項目であるとしている。

また、安全余裕の検討は、下記の方針に基づいて行うとしている。

- ・ 安全規制にリスク情報を活用する場合の一般規制ガイドライン(Regulatory Guide 1.174)と整合をとること。
- ・ 既存のツール、手法及び基準に基礎を置くものであること。
- ・ 安全余裕、炉心損傷頻度、早期大規模放出頻度等の評価手法を統合するものであること。
- ・ 種々の安全上の課題(Specialized Safety Inquiry)に関する意思決定(decision-making)に資するものであること。
- ・ 評価における不確定性も考慮すること。

したがって、安全余裕の検討作業は、新たな安全余裕指標を導入することにより既存の安全評価における種々の判断基準(たとえば LOCA 基準における被覆管最高温度 1200°C等)を変更・緩和することを目的としたものではなく、プラント変更等に伴う種々の安全上の課題に関する意思決定を行う上で、その判断情報として、定量化された安全余裕指標を活用して行こうとするものである。

この目的に関しては、当初は参加各国の意向に齟齬があり、例えば、安全審査基準(Licensing Acceptance Criteria)に対する余裕の定量化は「申請者やメーカー側の余裕」を明確にすることではないか(規制側が関わる問題ではない)というような議論があったが、上述のようなプラント変更への対応の必要性に迫られて、現状では、各国とも規制側として積極的に取り組む必要があるとの方向で検討が進められている。

以上のような観点から、NRC は安全余裕の研究を、「広範囲のプラント運転、設計、保守及び規制上の変更によりもたらされる安全余裕の変更に関して、包括的にこれを定量化する手法を開発する」としている。

2.3. 安全余裕の検討内容

表 2-1 に SMAP でのタスク項目を列挙したが、現時点では表中の「3.安全余裕の評価手法」及び「4.安全余裕の定量化」の検討作業が行われているところである。以下、これまでの主な議論・検討の概要を記載する。

2.3.1. 安全余裕及び関連概念の定義

(1) 安全余裕の定義

安全余裕定量化検討のためには、まず安全余裕に対する定義を明確にして議論を行うべきであるとの考えから、SMAP 会合ではかなりの時間を割いてこの検討が行われた。当初の定義では、図 2-2 に示すように、「規制基準に対するマージン(Licensing Margin)」及び「破損限界までのマージン(Damage Margin)」の和が「安全余裕(Global Safety Margin)」であるとした。また、安全余裕評価は基本的にリスク評価と同じであり、2次元の空間で議論すべきであるとの考えから、図 2-3 のように横軸を事象の厳しき(damage)、縦軸を累積発生頻度(frequency)とした平面で、プラント特性(Safety Graph)と破損限界(Damage Limit)を描き、両者の距離で定義する案が出された。(以下これを「Safety Graph」という。)なお、滑らかな Safety Graph 作成のためには次章で述べるように膨大なシナリオの評価が必要であるが、現実には事象のグルーピング等の簡略化により、右下がりの階段状の折れ線となる。一方、破損限界については、実際には規制基準を超えて更に余裕がある側に真の破損限界があるとの考えに基づいて「破損限界までのマージン」を設定しているが、前述のように、これは現状の安全審査基準を変えようとするものではない。また、燃料被覆管や原子炉圧力容器など、個々の障壁の破損限界に関する具体的な検討は本タスクでは対象としていない。したがって、今後、例えば構造・材料の専門家の意見を聞きつつ安全余裕評価実施する事などが必要になってくると考えられる。

Safety Graph は基本的には従来のリスク曲線と同じであるが、安全余裕定量化の検討においては、種々の安全関連パラメータ(事象の厳しさを表す尺度)に関する Safety Graph で表される「余裕」を、如何に統合して単純でわかり易い指標として表すかという手法に関するものであるといえる。したがって、まず Safety Graph を精度良く求めることが必要になってくる。

また、現行の設計基準事象に基づく決定論的な安全評価(以下「DBA」という。)では、図 2-4 に示すように、許容限界(Capacity)と実際のプラント挙動(Load)の間には十分な安全余裕が確保されているが、種々のプラント変更が行われると、その間の余裕は減少し、図 2-5 のように確率的にオーバーラップする領域が大きくなる。この重なった部分(convolution)の大きさを安全余裕の指標として用いるという案も出されている。このためには、許容限界と実際のプラント挙動について統計的な扱いが必要になってくる。

(2) 安全余裕の概念

安全余裕の概念については、図 2-6 のように纏められる。すなわち、横軸の安全評価の各段階(プラント挙動評価、ソースターム評価、公衆被ばく評価)において、それぞれに許容限界(図中では Safety Limit となっているが正確には Acceptance Criteria のこと)が設定され、更に各段階では、個々の安全パラメー

タに基づく判断基準(Decoupling Criteria)を適用するという構成で、現状は各障壁に分けて設計事象解析を実施している。安全余裕評価においては、各段階の安全余裕は個々に示す必要は無いが、最終的な安全余裕(Global Safety Margin)が十分確保されていることを示す必要がある。したがって、現状のような、各段階に分割した評価ではなく、一連の解析(ワンスルー解析)による現実的な評価により、余裕の重畳や過度に保守的な仮定などを排し、as-is の状態でのプラントの安全余裕評価が必要となる。

2.3.2. 安全余裕評価プロセス

(1) フォールトツリー及びイベントツリー

安全余裕評価においては、現行の確率論的安全評価(以下「PSA」という。)と同様、フォールトツリー(以下「FT」という。)及びイベントツリー(以下「ET」という。)を用いる。これらに関して、現状の PSA の場合と異なるところは、最も厳しい事象(例えば炉心損傷事象)だけではなく、(頻度)×(結果)が無視できない比較的小さな事象を含めて、すべてのシナリオを対象とすることが必要になることである。このために、従来の PSA 手法をそのまま適用するのではなく、どのような点に注意を払って FT、ET を構築すべきかについてガイドを纏めている。

これに関しては以下のような議論がなされている。すなわち、Safety Objective (「対象とする安全性の項目」、例えば最小限界熱流束比(DNB)、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、放射性物質の放出等、それぞれの判断基準に関する安全性)の観点では、現状の典型的な PSA では Safety Objective に関連する緩和及び防止機能(安全機能)のみが ET ヘッダーとして取り上げられているが、リスク空間での評価では、あらゆる潜在的な Safety Objectives を対象として考慮すべきこと、また、出来れば単一の ET でこれらを表現する事が望ましいこと等が強調されている。しかしながら、これは困難な作業であるため、その対応方法として、安全機能に基づく ET ヘッダーではなくシステムレベルでのヘッダーを定義して ET の評価を行う方が安全余裕評価には適切であること、また、その評価はダイナミックな状態に依存するために、動的モデルに基づいた解析が必要になる場合があること、更に PSA のレベル 1 及びレベル 2 を統合する ET で一貫した評価が必要であること等が議論されている。ただし、未だ最終の纏めには至っておらず、「もう少し具体的に手法を記述した方が良いのではないか」、「安全余裕と Safety Objective の関連を明確にすべきではないか」、また「“ダイナミック評価”に関して具体化すべきではないか」等のコメントが参加者より出されており、引き続き検討を行う予定である。

(2) プラント変更に対する評価方法

PSA など現状の安全評価手法を安全余裕評価に適用するためには、現状の PSA には以下のような限界がある。すなわち、現状の PSA では、①レベル 1 での CDF(炉心損傷頻度)やレベル 2 での LERF(早

期大規模放出頻度)にのみ注目しその他の安全基準は対象としていないこと、②CDF の評価を目的としているためにシナリオの区分けが粗いこと、③プラント変更におけるシステムや機器の特性変更が必ずしも明確な形で反映されていないこと、等が挙げられている。これらに関しては、安全余裕評価の目的に応じて PSA を詳細化し、事象評価の解析コード (TRAC コードや TRACE コード等) もシナリオを忠実に反映できるものであることが強調されている。また、NRC は現状の手法以外に、状態ベクトル、ダイナミック PRA (PSA)、事象模擬に基づく ET (functional (simulator-driven) event tree) 及びシステムレベルでの ET 等の手法についても考慮する必要があるとしている。

(3) 安全余裕定量化の必要情報

安全余裕定量化はリスク評価に関連するため、「確率(頻度)に関する情報」及び「結果(consequence)に関する情報」の二つの情報が必要であるとし、前述の load-capacity convolution を評価する上で詳細かつ正確なデータが必要であることが強調されている。

2.3.3. 安全余裕評価手法

(1) プラント挙動評価手法

本タスクは、主に Safety Graph における横軸、すなわち事象の厳しさ (damage, consequence) を評価する上でのガイドを纏めるものであるが、SMAP での安全余裕の定義に関して、タスクグループでは原子炉安全解析、特に、大破断冷却材喪失事故(以下「LBLOCA」という。)解析における Appendix-K(1974)以降の現在までのアプローチの経緯、不確かさの取扱い方及びこれらの安全余裕評価への適用についての総括的なレビューが行われた。

安全余裕の定義については、前述のように解析コードによる予測=負荷 (Load) と許容限界=容量 (Capacity) の二つの分布の距離によって安全余裕を測り、オーバーラップする領域を破損 (failure) としている。また、解析コードによる予測値はばらつきを持っており、これを図 2-7 のように二つの分布の距離 (UL-LL) で規格化してこれを 0~1 の damage の指標として用いる。このとき、破損の限界 (UL) としては 95%確率/95%信頼度の点を選ぶ。全指標 (aggregate index) は、これらの指標を頻度 (frequency) で重み付けして総和することにより求める。ここで、解析コードによる予測分布は、“最適評価 (BE) コード+不確かさ評価 (最適予測解析に対して入力パラメータ等の不確定性を統計的に考慮する手法。Best Estimate Plus Uncertainty 手法。以下「BEPU」という。)”に基づいて実施する。なお、不確かさの源については、下記の 2 種類がある。

①現象に内在する不確定性 (Aleatory Uncertainty)

----相関式のバラツキや、プラント初期状態、機器特性など、

不可避的にバラツキを生じるパラメータ

②知識や情報不足による不確定性(Epistemic Uncertainty)

----モデルの簡略化(3次元事象を1次元で扱う等)、粗いノーディング、
計算の収束などに起因する不確定性など

上記の内で①については定量化の検証を十分行う必要があること、②に起因するバラツキの一部(定量化が困難なもの)については、十分な余裕の設定と深層防護の考え方に基づき安全余裕を確保していく必要があることが強調されている。

(2) 不確かさ評価手法

BEPU 手法については、最適評価コード、モンテカルロ法、応答曲面(Response Surface)法及び許容限界(Tolerance Limit)法の各ツールや手法をベースにして、これまで CSAU 手法(Code Scaling, Applicability and Uncertainty : 米 NRC)を始めとして UMAE 手法(伊)、GRS 手法(独)など種々の手法が開発され、現状ではこれらは十分適用できる段階に来ていること、そして、産業界も BEPU の適用に注力していること等が概括された。ただし、モンテカルロ法をベースにすると解析ケースが増大することから、順序統計法に基づく GRS 手法(確率分布に依存しないで95%確率/95%信頼度に対応した安全パラメータの値を求めるノンパラメトリック手法)の方がより現実的なアプローチであるとされた。

しかしながら、現状の安全解析で用いられているような“BE コード+保守的条件”のような解析手法も依然として今後も広く用いられる重要な手法であるとして、この SMAP での検討におけるリスク空間での安全余裕の評価作業に対しては、BEPU ではなく従来の保守的解析手法が適切であろうとされた。これに関しては、現在の安全解析の発展方向に若干逆行するようであるが、参加者からの反対意見はなかった。これは、統計評価手法については既に多くの国々で適用されており、安全余裕評価への適用は可能な状態であるが、実際には解析ケース及び作業量増大に対する懸念が大きいことによる。

2.3.4. 安全余裕評の定量化

安全余裕定量化手法に関しては、SMAP では未だ十分な検討が行われていないが、4章で詳述するように、NRC がプラント定格出力増加を例に解析を実施しており、SMAP へ報告することとなっている。ただし、そのレポートの発行が遅れており、現状は、具体的な手法をベースにした議論・検討とはなっていない。この概要は以下のとおりである。

NRC の手法では、2.3.2 で述べた手法に基づいて安全余裕の定量化を行うが、確率の数値をそのまま用いるのではなく、適切に規格化することで0~1の代替指標(proxy)に直し安全余裕の定量化評価に用いることとしている。ただし、現時点では最終的な安全余裕の計算結果までは出されていない。安全余

裕の評価方法については、SMAPでの議論では、[個々の事象の安全指標(safety index)]→[これらをリスク空間で総和した指標(aggregate index)]→[全体指標(global index)=公衆への被ばく等]のように統合化して実施するとしている。

ここで、最終的な全体指標を求めるためには、個々の違う種類の safety index を重み付け等により総和する必要があり、単なる数学的な操作だけでは解決できない問題が出てくるものと考えられる。この重み付けの考え方が、SMAPの議論において最も関心のあるテーマの一つであり、今後、具体的な事例をベースにした検討が必要になるとと思われる。

表 2-1 SMAP タスク項目と担当機関

No	タスク内容	主担当機関	支援機関 #1	支援機関 #2	支援機関 #3	支援機関 #4	CSNI への報告
1 安全余裕及び関連概念の定義							
1A	安全余裕の要求仕様	IRSN	NRC	CSN	GRS		2004/5
1B	安全余裕の定義/要因	CSN(a11)	IJS	Tractebel	JNES	CEA	2004/10
1C	安全余裕概念のレビュー	IRSN	NRC	STUK	VUJE	CEA	2004/5
1D	関連する用語の定義	IRSN	NRC	STUK	VUJE	CEA	2004/10
2 安全余裕評価プロセス							
2A	イベントツリー、フォトリール構築ガイド	CSN	NRC	CSNSN	UJV	VUJE	2005/1
2B	プラント変更の評価手法への反映	NRC	CSN	VUJE	SKI	IRSN	2005/1
2C	安全余裕定量化の必要情報	NRC	CSN	VUJE	IRSN	UJV	2005/1
3 安全余裕の評価方法							
3A	事故時プラント挙動評価手法	NRC	NRC				2005/12(報告書)
3B	安全限界の定義方法	NRC	PSI	AVN	JNES	IJS	2004/10
3C	不確かさを考慮した統合評価手法	CSN	CSN, IRSN	CEA	JNES	PSI	2004/12
3D	評価事例	IRSN	UJV	VUJE	JNES	PSI	2005/5
4 安全余裕の定量化							
4A	安全余裕定量化分野の特定	NRC	NRC	STUK	SKI	PSI	2005/10
4B	プラント安全評価のガイド	NRC	JNES	IRSN	AVN	CSNSN	2005/12(報告書)
4C	プラント変更時の安全評価ガイド	CSN	NRC	UJV	PSI		2005/5
4D	安全余裕作業の情報共有(WEB化)	CSN	NRC	IRSN	STUK	UJV	2005/10
5 CSNI ガイド文書の作成							
5A	安全余裕の総合的活用	未定	未定				継続的実施
5B	安全余裕評価のガイド	未定	未定				2006/6(最終報告書)
5C	結言と報告	未定	未定				未定

米(NRC), 独(GRS), 仏(IRSN, CEA), ベルギー(AVN, Tractebel), スペイン(CSN), スウェーデン(SKI), スイス(PSI), スロベニア(IJS), スロバキア(VUJE), チェコ(UJV), フィンランド(STUK), メキシコ(CSNSN), 日本(JNES)。

網掛け部分は JNES が寄与するタスクを示す。

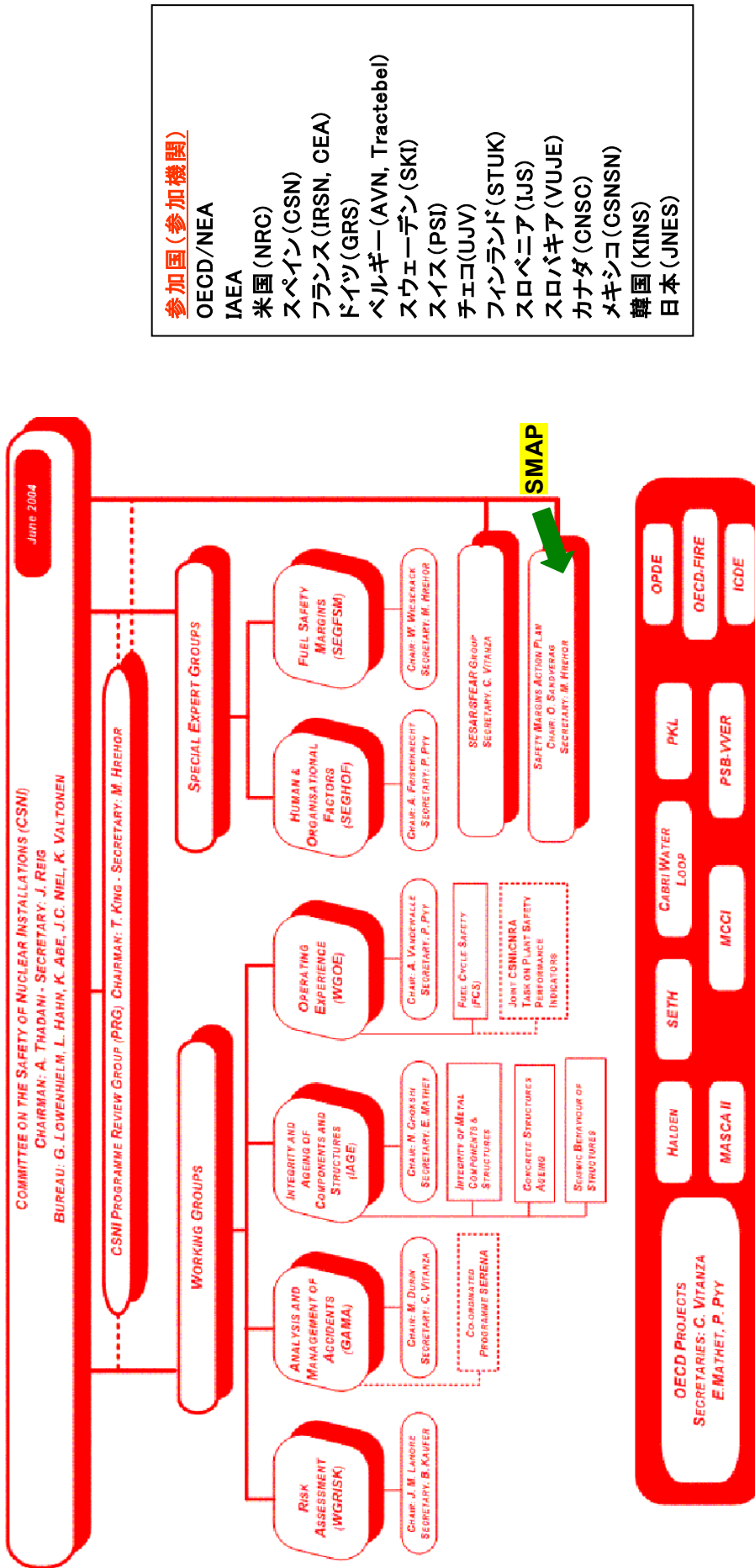
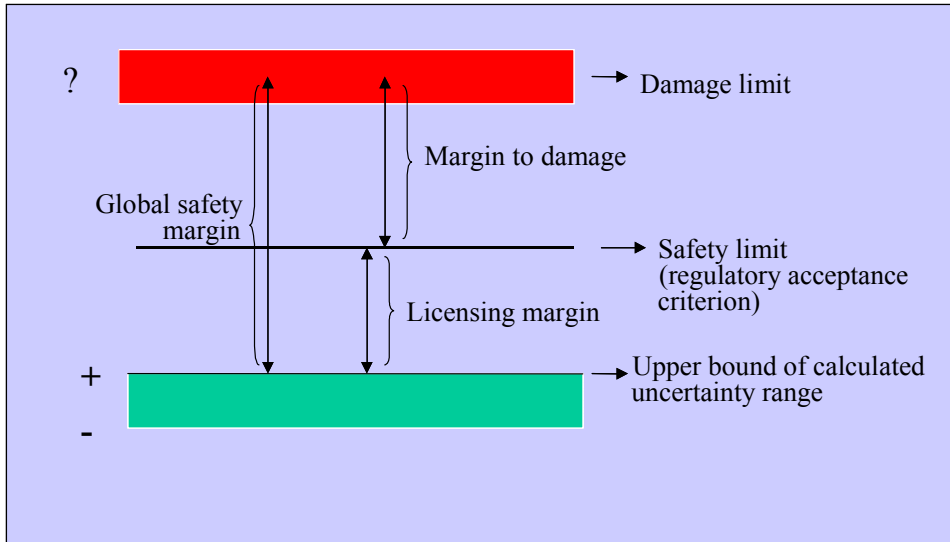


図 2-1 OECD/NEA/CSNI での SMAP タスクグループ⁽³⁾と参加国 (参加機関)



Current safety margin concepts used in deterministic accident analysis

図 2-2 安全余裕の定義

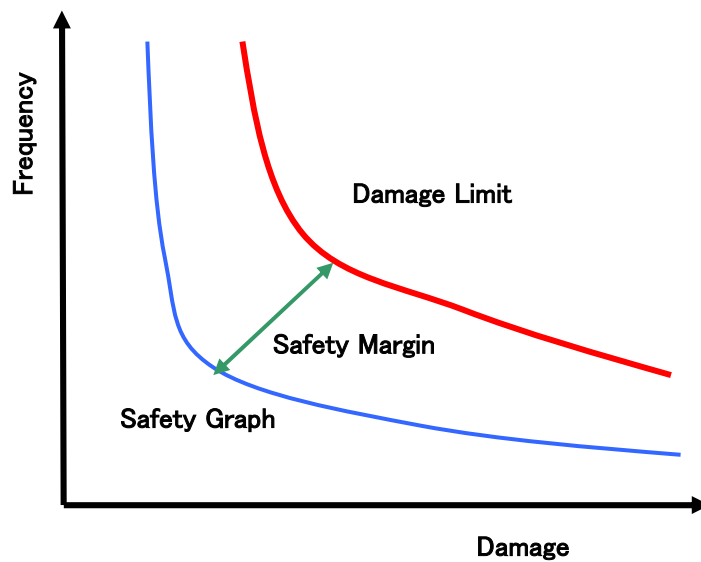


図 2-3 Safety Graph 上での安全余裕

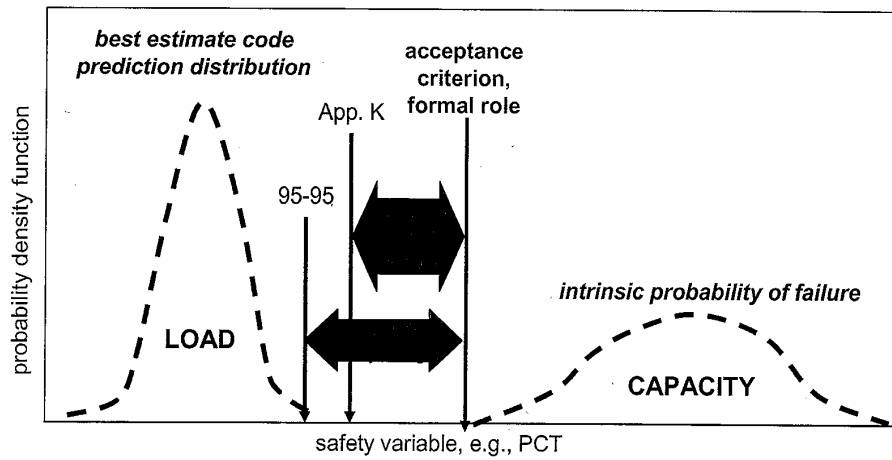
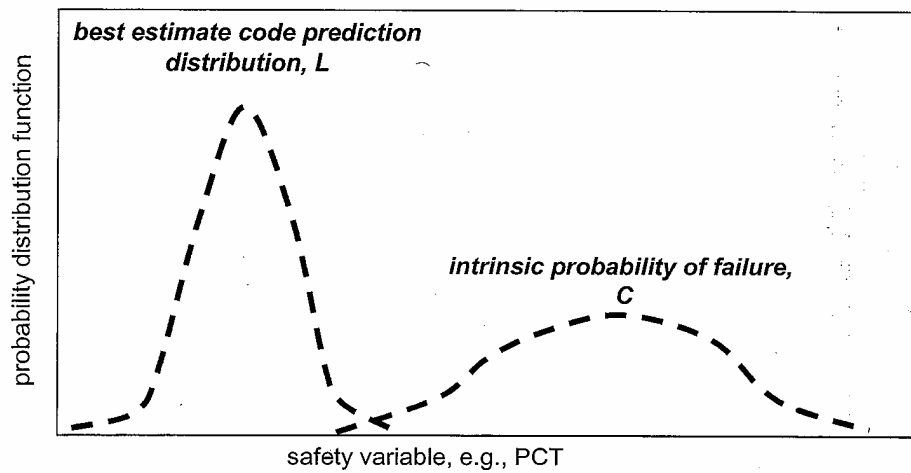


図 2-4 設計基準事象(DBA)評価での安全余裕



$$P(L > C) = \int_0^{\infty} f_L(L) \left[\int_L^{\infty} f_C(C) dC \right] dL - \text{safety index can be used as proxy}$$

図 2-5 リスク空間での安全余裕

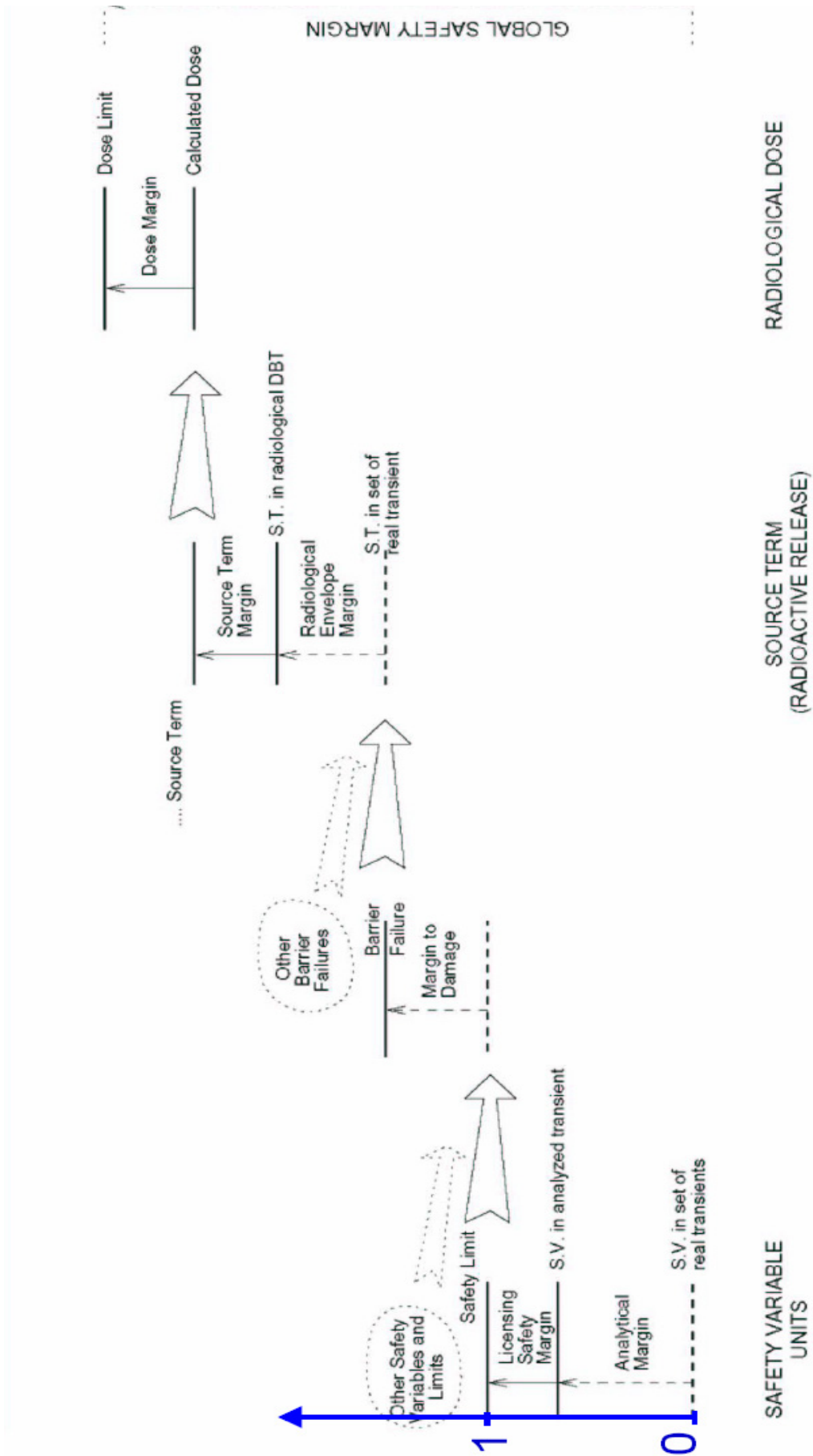


図 2-6 安全評価における安全余裕の概念図

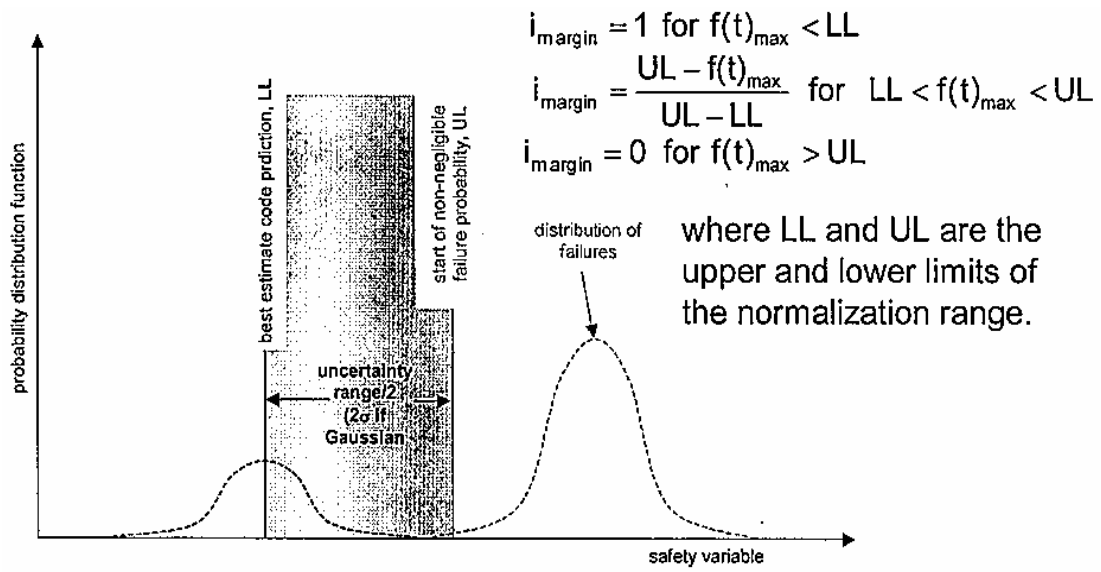


図 2-7 プラント挙動評価と安全余裕の規格化指標

3. 安全余裕定量化に向けた試解析

本章では、2章で述べた SMAP での検討に合わせて、当機構で実施している安全余裕定量化手法の試解析について記述する。

3.1. 目的

プラント全体の安全余裕(Global Safety Margin)を求めるためには、2章で述べたように、事象シナリオ、発生頻度、事象の厳しさの3点セットについて、膨大な評価を必要とする。また、これらの解析が出来たとしても、種々のパラメータの安全余裕をどのように統合して指標とするか、そのガイドを作成すること等については、SMAP では今後の作業となっている。

しかしながら、安全余裕指標の評価は「Safety Graph」を求めることが前提になっており、これはいわゆる「リスク」を求めることに等しい。これまでの安全評価では、炉心損傷等の“損傷大・低頻度事象”の評価に重点が置かれてきたが、実際のプラント変更で顕著に差異が現れるのは、通常運転時の故障や過渡を含む高頻度事象であると思われる。また、“損傷小・高頻度事象”についても、事象シナリオの数が増えれば積分量としてのリスクが大きくなることから、あらゆるスペクトルに対して評価を行うことが、安全余裕評価の重要点であるとされている。

ここでは、当機構において、安全余裕評価手法に関するこれらの検討項目を抽出し、さらに評価結果から得られる情報の有効性を確認する目的で、BWR プラントにおける増出力を事例として、安全余裕評価の試解析を実施した。

3.2. 評価プロセス

3.2.1. 対象プラント・事象

国内 1100MWe BWR5 プラントを例にとり、「負荷の喪失(発電機負荷遮断)」を起因事象とした種々のシナリオを対象に評価を行った。また、本プラントに対比して、増出力プラントとして定格出力を 10% 増加したプラントを仮想的に作成して同様の評価を行い、Safety Graph がプラント増出力によりどのように変化するかを評価した。なお、本来の Safety Graph は、あらゆる事象に対して(発生頻度)×(事象の厳しさ)として事象の厳しさで重み付けした累積確率分布であるが、ここでは事象としては「負荷の喪失」のみとし、事象の厳しさのパラメータとしては、運転時の異常な過渡変化の判断基準パラメータである MCPR(最小限界出力比)、最大表面熱流束及び原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最高圧力のみとしている。

また、実際のプラント増出力においては、出力増加に伴い事象の厳しさが変わってくるのは当然であるが、機器の変更、運転操作の余裕時間の短縮等により、事象シナリオや発生頻度も影響を受けることになる。ただし、今回の評価では増出力の影響は事象の厳しさに関するもののみとしている。

なお、国内では敦賀1号炉等の初期のBWRプラントを除いて定格出力上昇は行われておらず、具体的な設計は示されていない。したがって、ここで対象としたBWR5の定格出力増加プラントの主要仕様は本解析用に仮想的に設定したものである。

3.2.2. 事象シナリオ

(1) 「負荷の喪失」事象

BWRプラントにおいて、起因事象として「負荷の喪失」が発生した場合、タービン蒸気加減弁が急速閉鎖され、原子炉圧力が上昇し、炉心内のボイド体積率が減少するため、正の反応度が印加され、原子炉出力は上昇する。原子炉出力の上昇は、MCPRの低下をもたらす、原子炉圧力の上昇は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を脅かすことになる。ただし、これらの事象推移を通じて以下のような原子炉保護系やこれに類する緩和系が作動し、原子炉の過出力および過渡時の圧力上昇を抑制する。

- ① タービン蒸気加減弁急速閉止による原子炉スクラム
- ② タービンバイパス弁急開による復水器への蒸気ダンプ
- ③ 再循環ポンプトリップ(EOC-RPT)によるボイドの正の反応度印加
- ④ 主蒸気逃し安全弁(逃し弁モード)の開放による圧力上昇抑制
- ⑤ 中性子束高による原子炉スクラム(①が不作動の場合)
- ⑥ 原子炉圧力高による原子炉スクラム(①⑤が不作動の場合)
- ⑦ ATWS-RPT作動(圧力高再循環ポンプトリップ)(③が不作動の場合)
- ⑧ 主蒸気逃し安全弁(安全弁モード)の開放による圧力上昇抑制

通常の過渡変化の評価では、プラント寿命中1回以上発生する事象として、本事象のバイパス弁作動及び不作動事象が安全評価指針で評価を要求されている。しかしながら、ここでは負荷の喪失の従属事象としてバイパス弁不作動のシナリオを評価の対象としている。図3-1にこれらの安全保護系や緩和系の動作を含む事象推移図を示す。

(2) 事象シナリオ(イベントツリー)

これらの事象推移を基に作成したイベントツリーを図3-2に示す。イベントツリー作成では、下記をヘッダー項目としている。

- ① 「負荷の喪失」事象の発生→起因事象

②タービンバイパス弁の作動・不作動

タービンバイパス弁は7弁設置されていると仮定し、タービンバイパス弁作動を全弁作動と1弁のみ作動(6弁故障)に分けて評価した。

③スクラム作動

本事象ではスクラム信号として、直接スクラム(弁位置あるいはタービン制御油圧を検知して発信されるスクラム信号)、中性子束高スクラム、原子炉圧力高スクラムが順に発信されると予想される。実際に制御棒挿入に繋がる信号は最初のスクラム信号だけであり、引き続くスクラム信号が有効になるのは先行するスクラム信号の発信が失敗したときのみである。

④再循環ポンプトリップ(EOC-RPT)

タービン蒸気加減弁急速閉止信号により発信する。

⑤ATWS-RPT

ATWS 信号(原子炉圧力高あるいは原子炉水位低)により発信される。ただし、EOC-RPT が既に作動していれば、本信号は発信するのみであり、結果的に ATWS-RPT は事象の緩和には寄与しない。

⑥逃し安全弁作動(逃し弁モード)

全部で18弁の逃し安全弁が備えられているとし、全弁作動、4弁以下故障、全弁故障の3つの場合に分けた。

⑦逃し安全弁作動(安全弁モード)

逃し安全弁のすべては、逃し弁モードと安全弁モードの両方の機能を有しているとした。すなわち、逃し弁モードとは、原子炉圧力を検知して、設定圧力に達すれば電気信号によるアクチュエータ作動により弁が開放するものであり、安全弁モードとは、弁設置位置での圧力が高くなれば、背圧により機械的に開放するものを指す。したがって、逃し弁モードで開放していれば、同一の弁での安全弁モードでの開放は意味を持たない。

これらの緩和系の作動を、表 2-1 のようにシナリオ番号として反映した。なお、図 3-2 のイベントツリー図は、現行プラントおよび増出力プラントで同じとしているため、シナリオ番号の上一桁目は記載していない。また、安全余裕評価の観点からは、全てのシナリオを評価対象とする必要があるが、ここでは、解析ケース増大の観点から、一部のシナリオを省略している。

3.2.3. 事象発生頻度評価

事象発生頻度の評価は各シナリオに対して、(起因事象発生頻度)×(機器・緩和系の故障確率)として

行うが、ここでは、起因事象発生頻度は1として評価を行った。これは、ここで実施した評価では「負荷の喪失」のみを対象としており、安全余裕評価の手法検討用として実施したものであることによる。実際の安全余裕評価にあたっては、プラントで発生するあらゆる外乱事象に対して、ここで行ったと同様の評価を実施し、その総和を取る必要がある。

また、機器・緩和系の故障確率については、下記の値を仮定した。ここでは手法の確認を目的としているため、確率の具体的な数値については特定プラントのものではなく、一般に公表されている数値⁽⁴⁻⁵⁾に基づいた概略値である。

(1) バイパス弁作動

バイパス弁全弁不作動の確率は $1.0E-4/d$ とした(1/d の単位は作動要求に対する故障確率を示す。) また、6 弁故障の確率については、全弁故障の確率を基に推定した。

(2) スクラム

国内プラントにおいて、ATWS 事象の発生確率は非常に低いとされている。このため、ここでは $1.0E-6/d$ とした。また、スクラム時の信号は、(検出器)→(安全保護系論理回路)→(スクラムパイロット弁)→(制御棒)の様に伝えられて制御棒が挿入されるが、本評価で対象としたスクラム信号の、弁位置スクラム、高中性子束スクラム、高圧力スクラムのそれぞれの機器は、検出器及び安全保護系の一部以外の部分(機械系の部分)は共用しているため、これらのスクラムは独立事象とならない。

(3) 再循環ポンプトリップ

再循環ポンプトリップは安全保護系並の高信頼度の緩和システムであるため $1.0E-5/d$ とした。

(4) ATWS-RPT

上記と同様に、暫定的に $1.0E-5/d$ とした。

(5) 逃し安全弁(逃し弁モード、安全弁モード)

前述のように、逃し安全弁は逃し弁モードと安全弁モードの両機能を備えており、通常、逃し弁開放圧は安全弁開放設定圧よりも低いので、加圧時にはまず逃し弁モードで弁開放することになる。これが故障した場合は、さらに圧力が高くなった時点で安全弁モードでの弁開放が行われる。このため、ここでは安全弁モードでの弁開放は逃し弁モードでの開放の従属事象として、故障確率の評価を行った。すなわち、全 18 弁のうち逃し弁モードで正常作動する弁の作動確率と作動しなかった弁が安全弁モードで作動する確率の和が逃し安全弁の全体の作動確率となる。これらの評価は、図 3-3 に示すように、逃し弁モードでの作動と安全弁モードでの作動の組合せ表に基づいて、それぞれの場合の故障確率を計算した。ここで、安全弁モードによる弁開放は安全系であり高信頼度とされていることから 1 弁の故障率は $1.0E-3/d$ とした。また、同様に逃し弁モードによる開放は $1.0E-2/d$ とした。全 18 弁のうち、逃し弁

モードによる開放弁数(Nr)、安全弁モードによる開放弁数(Ns)、逃し弁モード、安全弁モードの故障確率をそれぞれ pr、ps として、逃し安全弁全体の作動確率を次式で求めた。ここで、Σは逃し弁モード、安全弁モードの故障弁数の組み合わせ(シナリオのグループ化)に応じて、図 3-3 に基づいてそれぞれのセルの値を総和している。

$$(\text{逃し安全弁作動確率}) = \sum_{18} C_{18-Nr} (1-pr)^{Nr} pr^{18-Nr} \cdot C_{18-Nr-Ns} (1-ps)^{Ns} ps^{18-Nr-Ns} \quad (1)$$

上記は、各逃し安全弁の検出器や作動ロジックが全て独立とした場合であるが、実際にはそれぞれのプラント設計ごとに異なっており、その FT に基づいて故障確率を評価する必要がある。また、逃し安全弁は複数群の開設定圧に分けられており、低圧段の故障と高圧段の故障では過渡変化への影響は異なる。ここでは、簡単のためこのような影響は無視している(負荷の喪失は、急激な圧力上昇を伴う事象であり、ほとんどの逃し安全弁はほぼ同時に開放するため、この影響は小さい。)

3.2.4. Safety Graph の作成

事象シナリオと事象発生頻度評価に基づいて、2章で述べた Safety Graph、すなわちリスク曲線を作成する。Safety Graph の縦軸は累積発生頻度、横軸は事象の厳しさを表すが、ここでは、横軸として負荷の喪失の過渡解析における 3 つの判断基準パラメータ、すなわち ΔMCPR(過渡時の MCPR の低下量)、最大表面熱流束及び原子炉冷却材圧力バウンダリ最大圧力とした。したがって、3 種類のグラフを作成することになる。ここで、シナリオ番号 i の事象の厳しさを x_i (ここでは x が大きい方を厳しい事象とする)、発生頻度を f_i とし、Safety Graph $F(x)$ を次式のように求めた。

$$F(x) = \sum_{i(x_i \geq x)} f_i \quad (\text{ただし } i \text{ は } x_i \geq x \text{ を満たす全てのシナリオ}) \quad (2)$$

ここで、事象の厳しさ x を次々に変えて上式を計算していけば、Safety Graph $F(x)$ を求めることが出来る。なお、具体的なイメージを図 3-4 に示す。すなわち、(発生頻度) × (事象の厳しさ) = (リスクの大きさ)を表すブロックを、厳しいもの(x_i が大きいもの)から順に上に積み上げていくことに相当している。このように作成したグラフは、シナリオのグルーピング等の影響により階段状で右下がりの曲線となる。したがって、 x 軸、 y 軸により近い曲線の方がリスクの小さい(安全余裕の大きい)システムであることを示している。

3.2.5. 過渡事象解析

(1) 過渡事象解析の方針

ここでは、3.2.4 で述べた各シナリオの「事象の厳しさ (x_i)」を求めるために、「負荷の喪失」の過渡解析を実施する。対象とする事象は、図 3-2 に示す各シナリオであり、現行プラント及び増出力プラントのそれぞれ 41 のシナリオである。なお、安全余裕評価の観点からは、2 章に示したように次の点に留意する必要があるが、本解析は試解析であることから、以下に述べるように、これらの要求を十分満たしていない部分がある。これについては、実際の安全余裕評価では十分考慮していく必要がある。

① 全てのシナリオを対象とすること

図 3-2 に示すように、一部のシナリオについては評価を省いている。また、再循環ポンプトリップや逃し安全弁など、複数個ある緩和系については、さらに細かくシナリオが分岐するため、事象の厳しさの評価に影響がある場合は考慮する必要がある。

② 事象推移に即して一連の評価を行うこと

本解析は「負荷の喪失」を対象とし、事象の厳しさを示す評価パラメータとしては、過渡変化の判断基準パラメータのみとしているが、負荷の喪失を起因とした ATWS 事象などで、格納容器にまで影響する場合にはこれらを含めた一連の解析が必要である。また、この場合の事象の厳しさのパラメータも吟味する必要がある。

③ 現実的な評価を行うこと

安全余裕を定量的に評価する観点から、事象の厳しさの評価は出来るだけ現実的な評価が必要である。このためには、現実的な炉心特性、制御棒挿入特性等の炉心・プラント情報が必要になる。本解析では、当機構が通常的安全審査解析に用いている入力データをベースにしているため、保守性を含んだデータとなっている。

④ 解析の不確かさを考慮すること

上述の「現実的な評価」に伴って不確かさ評価が必要になってくる。このためには、前述の BEPU のような統計解析手法を導入する必要がある。ただし、これを全てのシナリオ評価に適用すると過渡解析ケースは膨大になるため、何らかの工夫が必要である。本解析では、評価手法確認のための試解析であるため、不確かさは考慮に入れていない。

(2) 解析条件

対象とした 1100MWe BWR5 プラントの解析条件を表 3-2 に示す。本解析では、現行出力プラントと

10%増出力プラントの安全余裕変化を評価するために、二つのプラントデータを、以下のように作成した。

- ① 解析コードは、RELAP5/MOD1/JINS/B コードとする。
- ② 安全審査ベースの当機構所有の 1100MWe BWR プラント標準データ(105%出力解析用)を基にして、現行プラント(100%出力)と増出力プラント(110%出力)のデータを作成する。
- ③ 増出力プラントが実際にどのような設計で実現されるかは、現段階では不明であるので、本解析では、原子炉圧力容器、炉心流量等はそのままで、原子炉熱出力、主蒸気流量を 10%増加させてこれを実現した。すなわち、炉心の大きさは変わらないので出力密度を増加したことに相当する。熱水力収支から、給水流量もこれに応じて 10%増加することになり、関連する制御系の定数等も変更が必要になる。また、主蒸気流量の 10%増加に伴い、主蒸気管圧損が増加するため、タービン入口圧力を現行プラントと同じにすると、原子炉圧力がその分増加することになる。これは、逃し安全弁や原子炉圧力高スクラムの原子炉系の各種設定点の大幅な変更に繋がる。実際の増出力に際しては、これらの設定点の見直しが必要になると考えられるが、今回の評価ではこれを目的とはしていないため、増出力プラントの原子炉圧力については現行プラントの値と同じとした。したがって、入力データ上、主蒸気管圧損が同じになるように圧損係数を減少させ、原子炉圧力およびタービン入口圧力を両プラントで同じとした。これにより、増出力プラントの逃し安全弁設定圧や原子炉圧力高設定圧等は現行プラントと同じとした。また、中性子高スクラム等の設定値(120%)は定格に対する相対値であるため、変更はしていない。実際の安全余裕評価では、それぞれのプラントデータに基づいてデータを入力する必要があるが、ここでの設定値は、評価手法の試解析の観点から、増出力プラントのデータ仮想的に作成したものである。
- ④ MCPR 評価に関しては、両プラントの初期 MCPR は同じとした。すなわち、ホットストバンドルの熱水力条件は両プラントで同じであり、負荷の喪失時の外乱のみが異なることになる。これは、増出力プラントの炉心においては、現行プラントの炉心よりホットストバンドルのピーキングが 10%低いことに相当する。
- ⑤ 解析に使用した RELAP5/MOD1/JINS/B コードのノード図を図 3-5 及び図 3-6 に示す。

(3) 解析結果

現行プラント及び増出力プラントについて、それぞれ図 3-2 の 41 のシナリオについてプラント解析及び MCPR 解析を実施した。これらは、スクラム不作動事象などの通常の安全審査解析条件を超える厳しいシナリオも多数含んでいるため、熱水力条件が厳しいことにより解析を最後まで実行できないケース

もある。例として、両プラントについて下表の代表的なシナリオの過渡解析図を示す。

現行出力プラント		増出力プラント		シナリオの概要
シナリオ番号	図番号	シナリオ番号	図番号	
AL0V0000	図 3-7	BL0V0000	図 3-8	負荷の喪失・タービンバイパス弁作動 (直接スクラム)
ALXV0000	図 3-9	BLXV0000	図 3-10	負荷の喪失・タービンバイパス弁不作動 (直接スクラム)
ALXF0000	図 3-11	BLXF0000	図 3-12	負荷の喪失・タービンバイパス弁不作動 (中性子束高スクラム)
ALXP0000	図 3-13	BLXP0000	図 3-14	負荷の喪失・タービンバイパス弁不作動 (圧力高スクラム)
ALXXX000	図 3-15	BLXXX000	図 3-16	負荷の喪失・タービンバイパス弁不作動 (スクラム無し：ATWS)

上表において、上二つが現状の設置許可申請解析におけるシナリオであり、3番目以下は負荷の喪失を起因とした多重故障事象あるいは ATWS 事象である。(注：過渡解析図では、出力や蒸気流量等は現行プラントの定格値で規格化されている。)

3.3. 評価結果

3.2 で評価した結果を、現行プラント及び増出力プラントについてそれぞれ表 3-3 及び表 3-4 に示す。また、これらの表に基づいて、式(2)を用いて Safety Graph を作成した結果を、 Δ MCPR、最大表面熱流束及び原子炉冷却材圧力バウンダリ最大圧力について、図 3-17 から図 3-19 に示す。(注：これらの図では、縦軸は起因事象の発生頻度を 1 とした場合の累積発生頻度である。実際の発生頻度はこれに起因事象の発生頻度を掛ける必要がある。したがって、ここでは全シナリオの発生頻度の合計値は 1 となるため、図では[規格値]として記した。)それぞれの図では、現行プラントと増出力プラントの Safety Graph を重ねて比較している。これらの図から、現行プラントと増出力プラントを比較して、下記のことが言える。

- ① 発生頻度の高い領域では Δ MCPR 及び表面熱流束に差異があるが、発生頻度の低い領域ではほとんど同じか、あるいは見かけ上逆転する場合がある。(表面熱流束に関しては、初期出力で規格化して表示しているため、絶対値では増出力プラントの方が厳しい。したがって、低頻度領域において現行プラントと増出力プラントの線が同じに見えるのは見かけ上のものである。)
- ② 一方、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最高圧力については、発生頻度の高い領域では両プラントの差が小さいが、発生頻度の低い領域で差が大きく増出力プラントの方がより厳しくなる。(多

くの緩和系の不作動を考慮している発生頻度の低いシナリオでは、圧力上昇の厳しさが増倍されることを示す。)

- ③ これらの図では、リスクの小さなシナリオの影響で、微小な階段状の線が現れるが、いずれも概略3つの階段で成り立っている。すなわち、バイパス弁作動・不作動、スクラム作動・不作動が「節」となって Safety Graph が3段階に分かれている。また、これらの「節」はバイパス弁不作動あるいはスクラム不作動の確率に対応している。

3.4. 検討・課題

安全余裕評価に際しては、既に述べたように、詳細な事象シナリオ、現実的なプラント挙動解析及び現実的な発生頻度評価の3点セットが必要となり、これに伴って多くのケースの熱水力解析が必要である。さらに、これらの解析結果をどのように処理して安全余裕評価指標を求めるかについても明確にする必要がある。ここで実施した評価は、安全余裕評価の第一ステップとして、まず Safety Graph を求めることを目指したものである。この結果から安全余裕指標をどのように纏めるかについては、以下のように、今後の課題として引き続き検討を進めて行く。

- (1) 安全余裕は2章で定義したように、許容限界(Capacity)と実際のプラントの挙動(Load)の差として表すこととしている。この考えに基づいた Safety Graph 上での安全余裕の概念図を図3-20に示す。今回求めた Safety Graph は後者のプラントの挙動の特性のみであり、今後、許容限界の設定の考え方を明確にして安全余裕を評価する必要がある。(今回の評価は、現行出力と増出力プラントの相対的比較であるため、許容限界の設定は必ずしも必要としなかった。)
- (2) Safety Graph は2次元での図であるため、これを纏めて一つの安全余裕指標を作成するためには、何らかの重み付けが必要である。たとえば、図3-21に示されるように、プラントAとプラントBの Safety Graph がクロスするような場合、どちらのプラントがより安全余裕が大きいというべきか、明確な評価関数が必要となる。
- (3) 本解析の例のように、 $\Delta MCPR$ 、表面熱流束最大値及び冷却材圧力バウンダリ最大圧力という全く異なるパラメータごとの余裕をどのように一つに纏めるのか、検討する必要がある。前述のように、もともとこれらは、最終的には放射性物質の放出を防止するための分割(Decouple)された複数の基準として設定されていると考えて、最終的な放射性物質放出のリスクで全てのリスクを評価すべきなのか、検討していく必要がある。

これらの項目については、現在 SMAP で検討されているところであるが、当機構においても引き続き検討を進めていく予定である。

表 3-1 シナリオ番号のつけ方

シナリオ番号(i)	項 目	内 容
ALOV0000 	逃し安全弁(安全弁モード)	0:正常、4:4 弁以下故障、X:全弁故障
	逃し安全弁(逃し弁モード)	0:正常、4:4 弁以下故障、X:全弁故障
	ATWS-RPT	0:正常、1:片系故障、X:両系統故障
	再循環ポンプトリップ(EOC-RPT)	0:正常、1:片系故障、X:両系統故障
	スクラム	V:弁位置、F:中性子高、P:圧力高、 X:スクラム無し
	タービンバイパス弁作動	0:弁故障無し、6:6 弁故障、X:全弁故障
	起因事象	L:負荷の喪失
	出力増加の有無	A:現行プラント、B:増出力プラント

表 3-2 解析条件一覧表

		定格出力状態 (現行プラント)	110%出力状態 (増出力プラント)	105%出力状態 安全審査解析条件)	備考
原子炉熱出力	MWt	3293	3622	3440	
炉心流量(定格の85%)	t/h	41100	41100	41100	
原子炉圧力	MPa[gage]	6.93	6.93	7.03	参考資料 福島第二原子力発電所 原子炉設置変更許可申
タービン入口圧力	MPa[gage]	6.55	6.55	6.62	
主蒸気管圧損	MPa	0.38	0.38	0.41	
タービン蒸気流量	t/h	6430	7070	6750	
原子炉圧力高スクラム	MPa[gage]	7.22	7.22	7.38	
第1段逃し弁弁数	弁	2	2	2	
設定圧	MPa[gage]	7.37	7.37	7.52	1弁あたり容量 356 t/h
第2段逃し弁弁数	弁	4	4	4	
設定圧	MPa[gage]	7.44	7.44	7.59	1弁あたり容量 359 t/h
第3段逃し弁弁数	弁	4	4	4	
設定圧	MPa[gage]	7.51	7.51	7.66	1弁あたり容量 363 t/h
第4段逃し弁弁数	弁	4	4	4	
設定圧	MPa[gage]	7.58	7.58	7.73	1弁あたり容量 366 t/h
第5段逃し弁弁数	弁	4	4	4	
設定圧	MPa[gage]	7.65	7.65	7.80	1弁あたり容量 370 t/h
第1段安全弁弁数	弁	2	2	-	
設定圧	MPa[gage]	7.79	7.79	-	1弁あたり容量 388 t/h
第2段安全弁弁数	弁	4	4	-	
設定圧	MPa[gage]	8.10	8.10	-	1弁あたり容量 404 t/h
第3段安全弁弁数	弁	4	4	-	
設定圧	MPa[gage]	8.17	8.17	-	1弁あたり容量 408 t/h
第4段安全弁弁数	弁	4	4	-	
設定圧	MPa[gage]	8.24	8.24	-	1弁あたり容量 411 t/h
第5段安全弁弁数	弁	4	4	-	
設定圧	MPa[gage]	8.31	8.31	-	1弁あたり容量 415 t/h
ATWS圧力高設定	MPa[gage]	7.44	7.44	-	第2段逃し弁設定と同じと仮定
RPT遅れ時間	秒	1	1		
ATWS水位低設定	-	レベル2	レベル2	-	通常のレベル2と同じ
RPT遅れ時間	秒	1	1		

表 3-3 解析結果一覧表(現行出力プラント)

シナリオ 番号	プラント	起因事 象	タービン バイパス 弁	スクラム	再循環 ポンプトリ ップ (EOC- RPT)	ATWS- RPT	逃し安全 弁 (逃し弁 モード)	逃し安全 弁 (安全弁 モード)	表面熱 流束	原子炉 圧力	冷却材 圧力バウ ンダリ 圧力最大 値 (MPa[gag e])	ΔMCPR 最大値 (1.000は MCPR計 算不可を 示す)	作動逃し 弁数	作動安 全弁数
	A:現行 プラント B:増出力 プラント	L:負荷の 喪失	0:バイパス 弁 全弁正 常 6:バイパス 弁 6弁故 障 X:バイパス 弁 全弁故 障	V:弁位置 スクラム F:中性子 スクラム P:圧力高 スクラム X:スクラム 無	0:両系正 常 1:片系故 障 X:両系故 障	0:両系正 常 1:片系故 障 X:両系故 障	0:全弁正 常 4:1~4弁 故障 X:5~全 弁故障 (全18弁: 安全弁 共用)	0:全弁正 常 4:1~4弁 故障 X:5~全 弁故障 (全18弁: 安全弁 共用)	表面熱流 束 最大値 (%)	原子炉圧 力 最大値 (MPa[gag e])	1次冷却 材 バウンダ リ 圧力最大 値 (MPa[gag e])	ΔMCPR 最大値 (1.000は MCPR計 算不可を 示す)	開放した 逃し安全 弁弁数 (逃し弁 モード)	開放した 逃し安全 弁弁数 (安全弁 モード)
AL0V0000	A	L	0	V	0	0	0	0	107.1	7.68	7.76	0.133	18	0
AL0V0040	A	L	0	V	0	0	4	0	107.1	7.78	7.86	0.133	14	0
AL0V00X0	A	L	0	V	0	0	X	0	107.1	8.12	8.19	0.133	0	6
AL0VX000	A	L	0	V	X	0	0	0	114.4	7.70	7.78	0.173	18	0
AL0VX040	A	L	0	V	X	0	4	0	114.4	7.80	7.88	0.173	14	2
AL0VX0X0	A	L	0	V	X	0	X	0	114.4	8.13	8.21	0.173	0	6
AL6V0000	A	L	6	V	0	0	0	0	112.7	7.79	7.87	0.190	18	0
AL6V0040	A	L	6	V	0	0	4	0	112.7	7.93	8.01	0.190	14	2
AL6V00X0	A	L	6	V	0	0	X	0	112.7	8.30	8.37	0.190	0	14
AL6VX000	A	L	6	V	X	0	0	0	121.9	7.83	7.91	0.237	18	0
AL6VX040	A	L	6	V	X	0	4	0	121.9	7.97	8.05	0.237	14	2
AL6VX0X0	A	L	6	V	X	0	X	0	121.9	8.34	8.42	0.237	0	18
ALXV0000	A	L	X	V	0	0	0	0	113.8	7.82	7.90	0.201	18	0
ALXV0040	A	L	X	V	0	0	4	0	113.8	7.97	8.05	0.201	14	2
ALXV00X0	A	L	X	V	0	0	X	0	113.8	8.35	8.43	0.201	0	18
ALXVX000	A	L	X	V	X	0	0	0	123.3	7.87	7.95	0.245	18	0
ALXVX040	A	L	X	V	X	0	4	0	123.3	8.02	8.09	0.245	14	2
ALXVX0X0	A	L	X	V	X	0	X	0	123.3	8.39	8.46	0.245	0	18
ALXF0000	A	L	X	F	0	0	0	0	121.4	7.89	7.96	0.262	18	0
ALXF0040	A	L	X	F	0	0	4	0	121.4	8.03	8.11	0.262	14	2
ALXF00X0	A	L	X	F	0	0	X	0	121.4	8.43	8.51	0.275	0	18
ALXFX000	A	L	X	F	X	0	0	0	129.5	7.94	8.01	0.306	18	0
ALXFX040	A	L	X	F	X	0	4	0	129.5	8.07	8.15	0.306	14	2
ALXFX0X0	A	L	X	F	X	0	X	0	129.5	8.50	8.58	0.306	0	18
ALXP0000	A	L	X	P	0	0	0	0	126.7	7.93	8.01	0.292	18	0
ALXP0040	A	L	X	P	0	0	4	0	126.7	8.09	8.17	0.294	14	2
ALXP00X0	A	L	X	P	0	0	X	0	126.7	8.48	8.56	0.331	0	18
ALXPX000	A	L	X	P	X	0	0	0	135.9	7.99	8.07	0.338	18	0
ALXPX040	A	L	X	P	X	0	4	0	135.9	8.15	8.23	0.338	14	4
ALXPX0X0	A	L	X	P	X	0	X	0	136.2	8.62	8.70	0.405	0	18
ALXXX000	A	L	X	X	X	0	0	0	135.9	8.24	8.32	0.357	18	0
ALXXX040	A	L	X	X	X	0	4	0	135.9	8.38	8.46	0.393	14	4
ALXXX0X0	A	L	X	X	X	0	X	0	152.6	8.82	8.90	0.507	0	18
ALXXX100	A	L	X	X	X	1	0	0	135.9	8.63	8.71	0.371	18	0
ALXXX140	A	L	X	X	X	1	4	0	136.6	8.79	8.86	0.404	14	4
ALXXX1X0	A	L	X	X	X	1	X	0	154.1	9.19	9.27	0.507	0	18
ALXXX000	A	L	X	X	X	X	0	0	147.3	10.01	10.08	1.000	18	0
ALXXX040	A	L	X	X	X	X	4	0	148.7	10.04	10.11	1.000	14	4
ALXXXX00	A	L	X	X	X	X	X	0	155.8	10.00	10.07	1.000	0	18
ALXXXX04	A	L	X	X	X	X	X	4	167.5	12.94	13.00	1.000	0	14
ALXXXXXX	A	L	X	X	X	X	X	X	247.4	21.12	21.17	1.000	0	0

表 3-4 解析結果一覧表(増出力プラント)

シナリオ 番号	プラント	起因事象	タービン バイパス弁	スクラム	再循環ポン プトリップ (EOC- RPT)	ATWS-RPT	逃し安全 弁 (逃し弁 モード)	逃し安全 弁 (安全弁 モード)	表面熱 流束	原子炉 圧力	冷却材 圧力バ ウンダ リ 圧力	ΔM CPR	作動逃 し弁数	作動安 全弁数
	A:現行 プラント B:増出力 プラント	L:負荷の 喪失	0:バイパス 弁 全弁正 常 6:バイパス 弁 6弁故障 X:バイパス 弁 全弁故 障	V:弁位置 スクラム F:中性子 高 スクラム P:圧力高 スクラム X:スクラム無	0:両系正常 1:片系故障 X:両系故障	0:両系正常 1:片系故障 X:両系故障	0:全弁正 常 4:1~4弁 故障 X:5~全弁 故障 (全18弁:安 全弁共用)	0:全弁正 常 4:1~4弁 故障 X:5~全弁 故障 (全18弁:安 全弁共用)	表面熱 流束 最大値 (%) (初期値 で規格 化した 値)	原子炉 圧力 最大値 (MPa[ga ge])	1次冷却 材 バウンダ リ 圧力最大 値 (MPa[ga ge])	ΔM CPR 最大値 (1.000は M CPR計 算不可を 示す)	開放した 逃し安 全弁弁 数(逃し 弁モード)	開放した 逃し安 全弁弁 数(安全 弁モード)
BL0V0000	B	L	0	V	0	0	0	0	108.0	7.74	7.80	0.156	18	0
BL0V0040	B	L	0	V	0	0	4	0	108.0	7.83	7.90	0.156	14	2
BL0V00X0	B	L	0	V	0	0	X	0	108.0	8.26	8.32	0.156	0	14
BL0VX000	B	L	0	V	X	0	0	0	115.1	7.75	7.81	0.178	18	0
BL0VX040	B	L	0	V	X	0	4	0	115.1	7.85	7.92	0.178	14	2
BL0VX0X0	B	L	0	V	X	0	X	0	115.1	8.20	8.27	0.178	0	10
BL6V0000	B	L	6	V	0	0	0	0	113.2	7.89	7.96	0.189	18	0
BL6V0040	B	L	6	V	0	0	4	0	113.2	8.04	8.10	0.187	14	2
BL6V00X0	B	L	6	V	0	0	X	0	113.2	8.42	8.48	0.187	0	18
BL6VX000	B	L	6	V	X	0	0	0	122.0	7.94	8.00	0.232	18	0
BL6VX040	B	L	6	V	X	0	4	0	122.0	8.08	8.15	0.227	14	2
BL6VX0X0	B	L	6	V	X	0	X	0	122.0	8.42	8.49	0.226	0	18
BLXV0000	B	L	X	V	0	0	0	0	114.4	7.94	8.00	0.200	18	0
BLXV0040	B	L	X	V	0	0	4	0	114.4	8.08	8.15	0.196	14	2
BLXV00X0	B	L	X	V	0	0	X	0	114.4	8.47	8.53	0.196	0	18
BLXVX000	B	L	X	V	X	0	0	0	123.2	7.99	8.05	0.242	18	0
BLXVX040	B	L	X	V	X	0	4	0	123.2	8.11	8.17	0.236	14	2
BLXVX0X0	B	L	X	V	X	0	X	0	123.2	8.46	8.53	0.234	0	18
BLXF0000	B	L	X	F	0	0	0	0	121.2	8.01	8.07	0.270	18	0
BLXF0040	B	L	X	F	0	0	4	0	121.2	8.12	8.19	0.269	14	4
BLXF00X0	B	L	X	F	0	0	X	0	121.2	8.54	8.61	0.269	0	18
BLXFX000	B	L	X	F	X	0	0	0	128.8	8.06	8.13	0.298	18	0
BLXFX040	B	L	X	F	X	0	4	0	128.8	8.18	8.25	0.296	14	4
BLXFX0X0	B	L	X	F	X	0	X	0	128.8	8.62	8.68	0.313	0	18
BLXP0000	B	L	X	P	0	0	0	0	125.8	8.05	8.12	0.297	18	0
BLXP0040	B	L	X	P	0	0	4	0	125.8	8.18	8.25	0.296	14	4
BLXP00X0	B	L	X	P	0	0	X	0	125.8	8.60	8.67	0.326	0	18
BLXPX000	B	L	X	P	X	0	0	0	134.3	8.18	8.25	0.334	18	0
BLXPX040	B	L	X	P	X	0	4	0	134.3	8.31	8.38	0.330	14	4
BLXPX0X0	B	L	X	P	X	0	X	0	134.9	8.77	8.83	0.401	0	18
BLXXX000	B	L	X	X	X	0	0	0	134.3	8.62	8.68	0.369	18	0
BLXXX040	B	L	X	X	X	0	4	0	134.4	8.75	8.81	0.396	14	4
BLXXX0X0	B	L	X	X	X	0	X	0	150.8	9.17	9.24	0.485	0	18
BLXXX100	B	L	X	X	X	1	0	0	134.3	9.33	9.39	0.411	18	0
BLXXX140	B	L	X	X	X	1	4	0	136.4	9.42	9.48	0.435	14	4
BLXXX1X0	B	L	X	X	X	1	X	0	152.4	9.62	9.69	0.491	0	18
BLXXX000	B	L	X	X	X	X	0	0	150.2	10.95	11.00	1.000	18	0
BLXXX040	B	L	X	X	X	X	4	0	150.8	10.98	11.03	1.000	14	4
BLXXX0X0	B	L	X	X	X	X	X	0	154.2	10.88	10.94	1.000	0	18
BLXXX0X4	B	L	X	X	X	X	X	4	167.7	14.00	14.05	1.000	0	14
BLXXX0XX	B	L	X	X	X	X	X	X	237.0	21.14	21.61	1.000	0	0

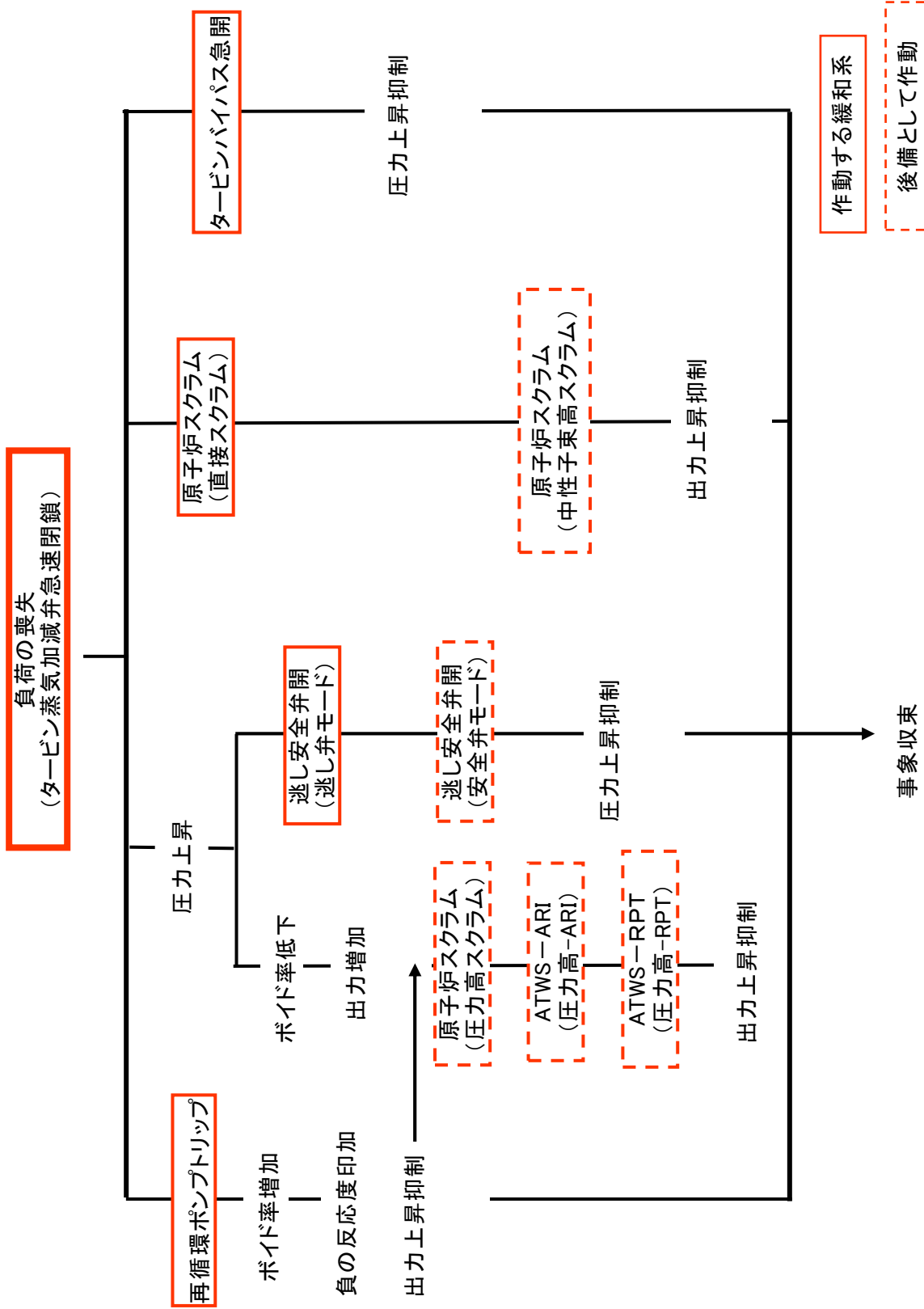


図 3-1 負荷の喪失・事象推移

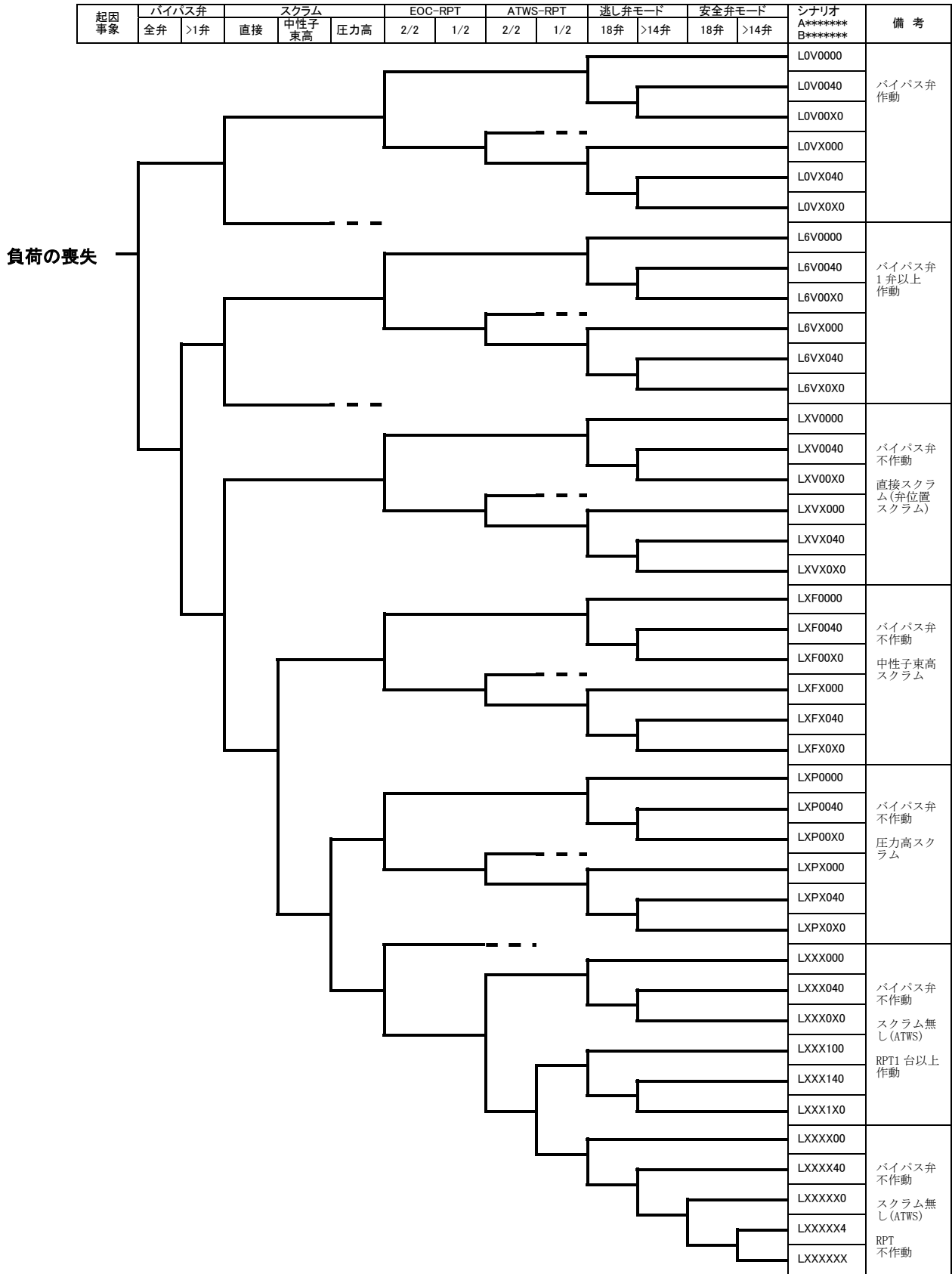


図 3-2 負荷の喪失・イベントツリー図

全弁数 **18** 弁

故障弁数表

逃し弁モード 作動弁数 (Nr)

	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
0	18-18	17-17	16-16	15-15	14-14	13-13	12-12	11-11	10-10	9-9	8-8	7-7	6-6	5-5	4-4	3-3	2-2	1-1	0-0
1	18-17	17-16	16-15	15-14	14-13	13-12	12-11	11-10	10-9	9-8	8-7	7-6	6-5	5-4	4-3	3-2	2-1	1-0	
2	18-16	17-15	16-14	15-13	14-12	13-11	12-10	11-9	10-8	9-7	8-6	7-5	6-4	5-3	4-2	3-1	2-0		
3	18-15	17-14	16-13	15-12	14-11	13-10	12-9	11-8	10-7	9-6	8-5	7-4	6-3	5-2	4-1	3-0			
4	18-14	17-13	16-12	15-11	14-10	13-9	12-8	11-7	10-6	9-5	8-4	7-3	6-2	5-1	4-0				
5	18-13	17-12	16-11	15-10	14-9	13-8	12-7	11-6	10-5	9-4	8-3	7-2	6-1	5-0					
6	18-12	17-11	16-10	15-9	14-8	13-7	12-6	11-5	10-4	9-3	8-2	7-1	6-0						
7	18-11	17-10	16-9	15-8	14-7	13-6	12-5	11-4	10-3	9-2	8-1	7-0							
8	18-10	17-9	16-8	15-7	14-6	13-5	12-4	11-3	10-2	9-1	8-0								
9	18-9	17-8	16-7	15-6	14-5	13-4	12-3	11-2	10-1	9-0									
10	18-8	17-7	16-6	15-5	14-4	13-3	12-2	11-1	10-0										
11	18-7	17-6	16-5	15-4	14-3	13-2	12-1	11-0											
12	18-6	17-5	16-4	15-3	14-2	13-1	12-0												
13	18-5	17-4	16-3	15-2	14-1	13-0													
14	18-4	17-3	16-2	15-1	14-0														
15	18-3	17-2	16-1	15-0															
16	18-2	17-1	16-0																
17	18-1	17-0																	
18	18-0																		

各セルは、
[逃し弁モード故障弁数]-[安全弁モード故障弁数]
を示す。

$$(各セルの確率) = {}_{18}C_{18-Nr} (1-pr)^{Nr} pr^{18-Nr} \cdot {}_{18-Nr}C_{18-Nr-Ns} (1-ps)^{Ns} ps^{18-Nr-Ns}$$

図 3-3 逃し安全弁の作動モードの組合せ

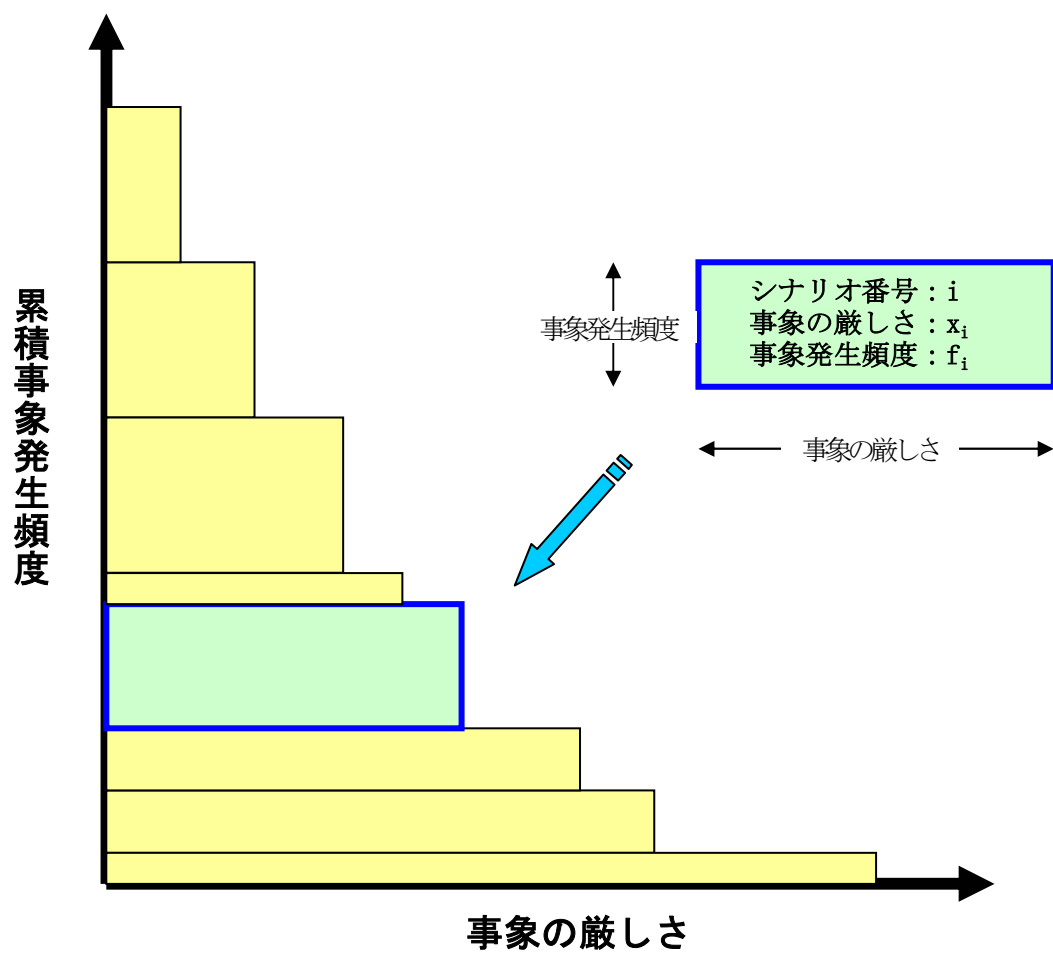


図 3-4 Safety Graph の作成 (概念図)

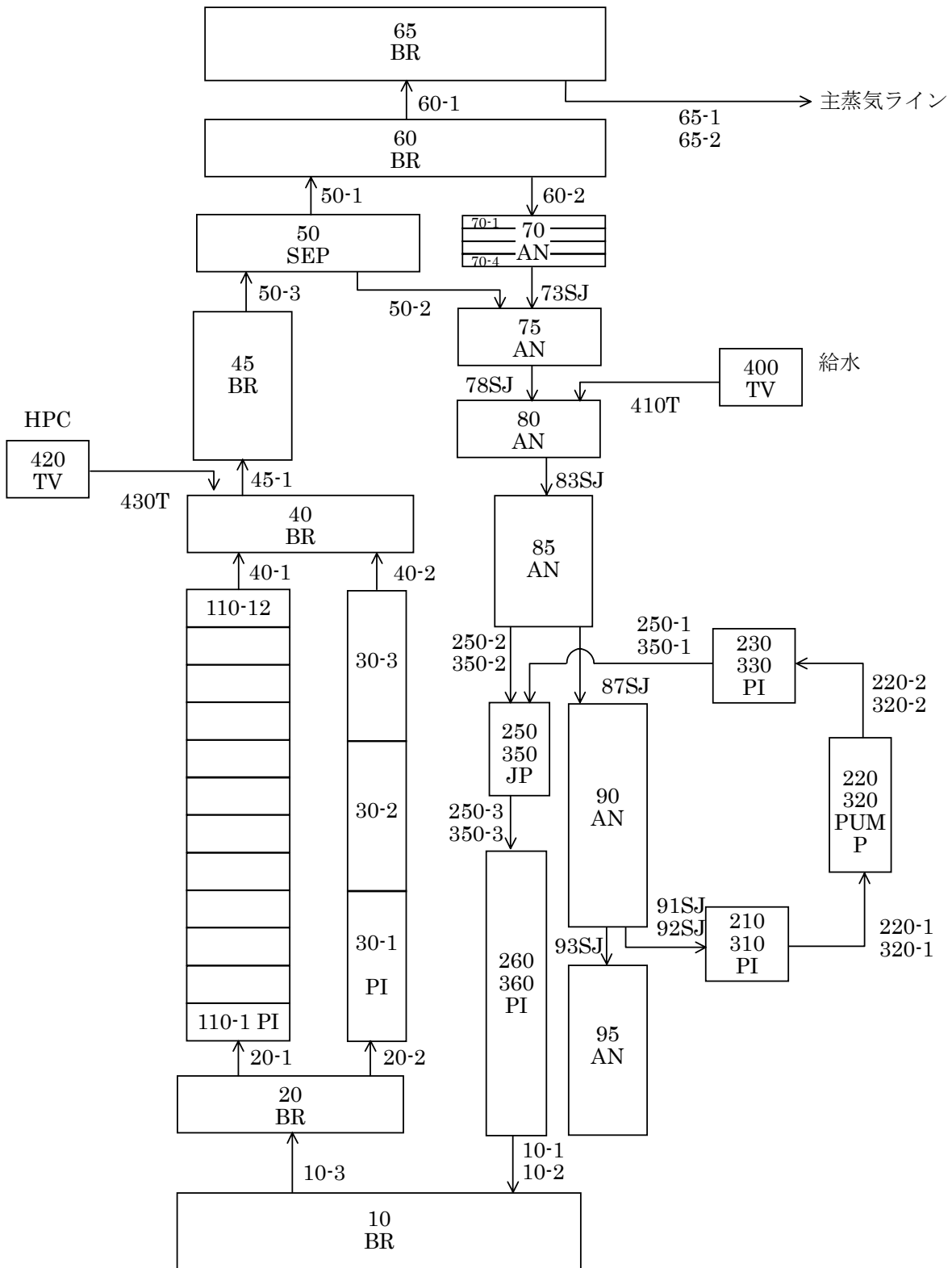


図 3-5 解析ノード分割図(1/2)

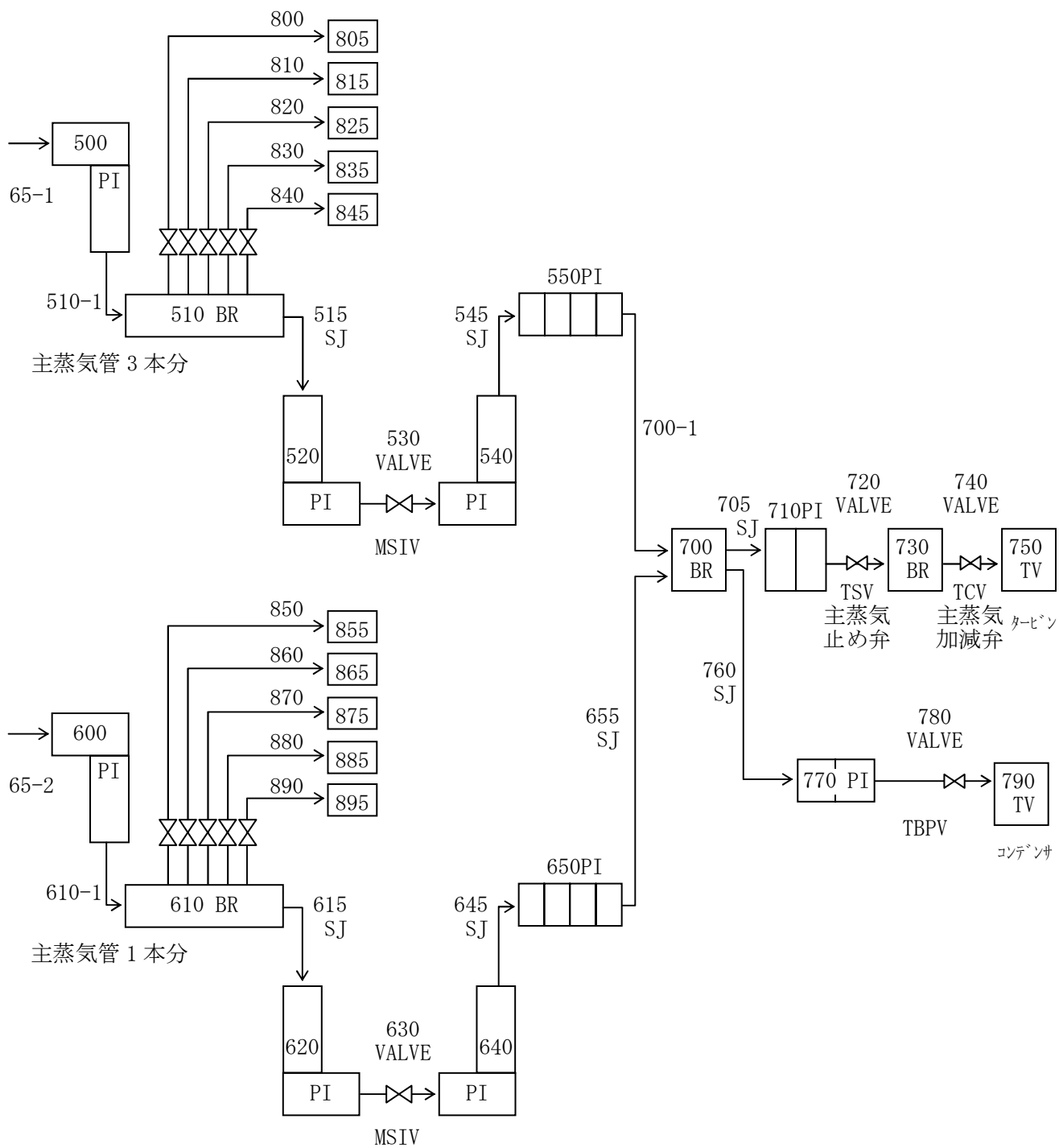


図 3-6 解析ノード分割図 (2/2)

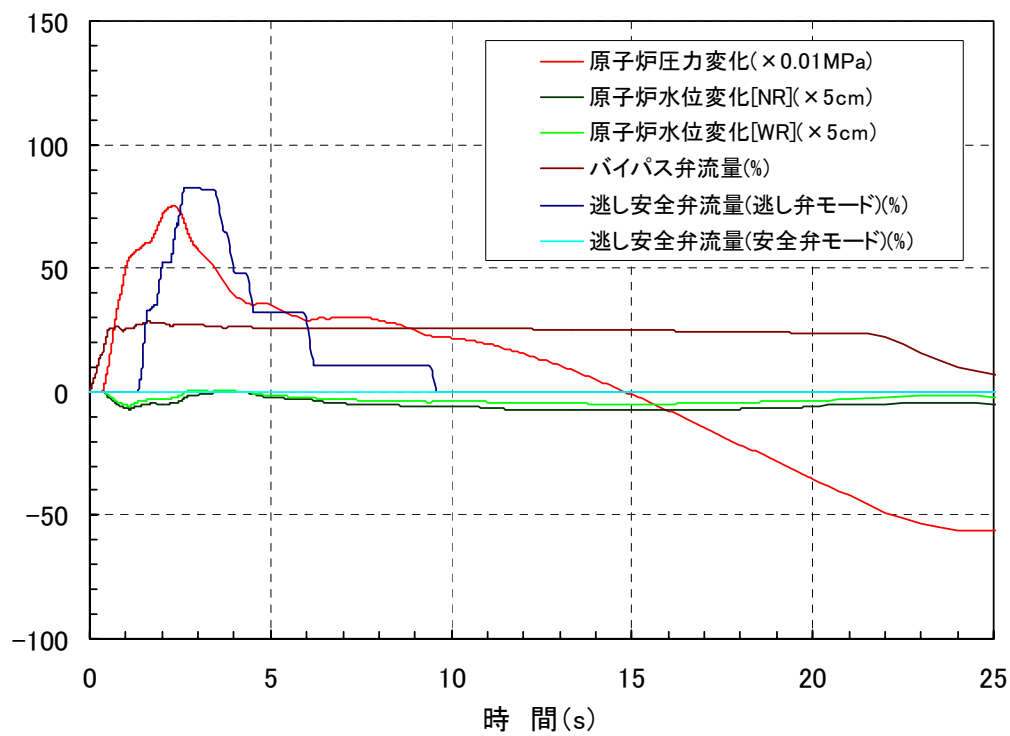
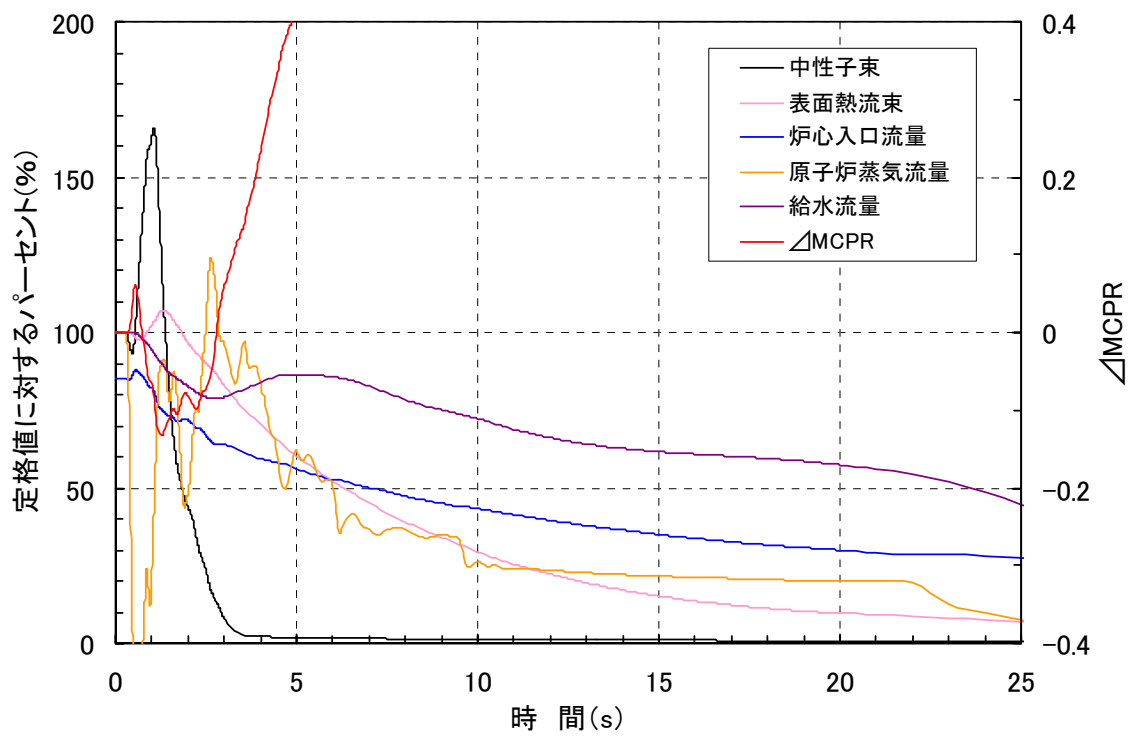


図 3-7 現行プラント負荷の喪失(シナリオ : AL0V0000)

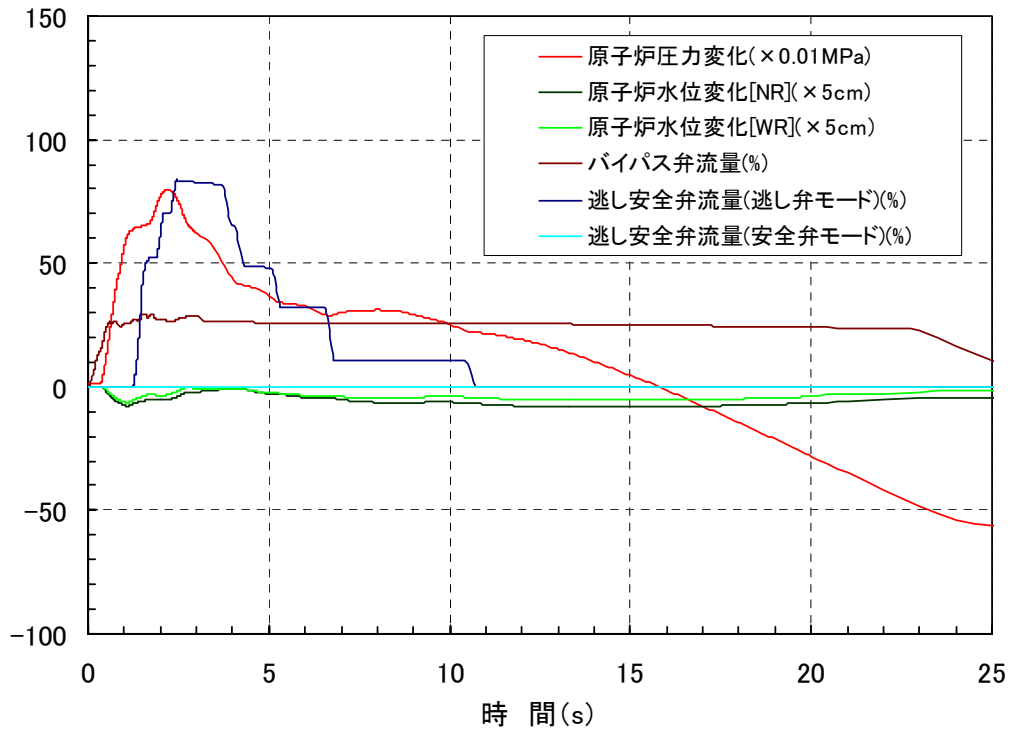
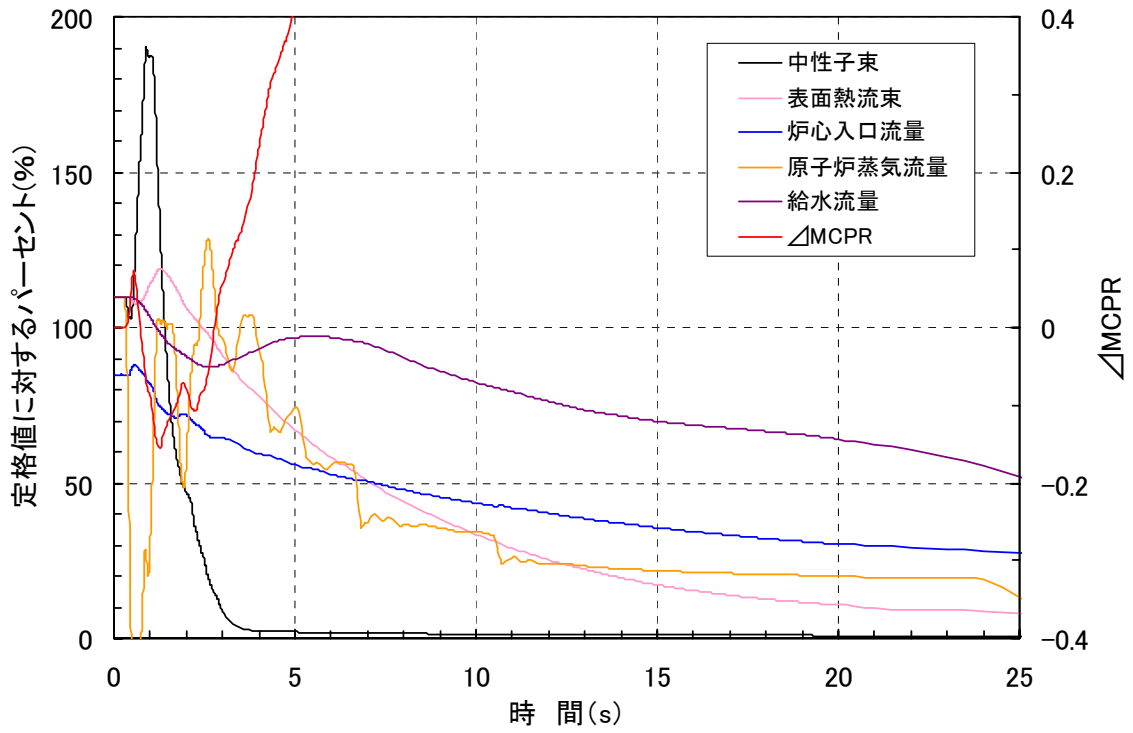


図 3-8 増出力プラント負荷の喪失(シナリオ : BL0V0000)

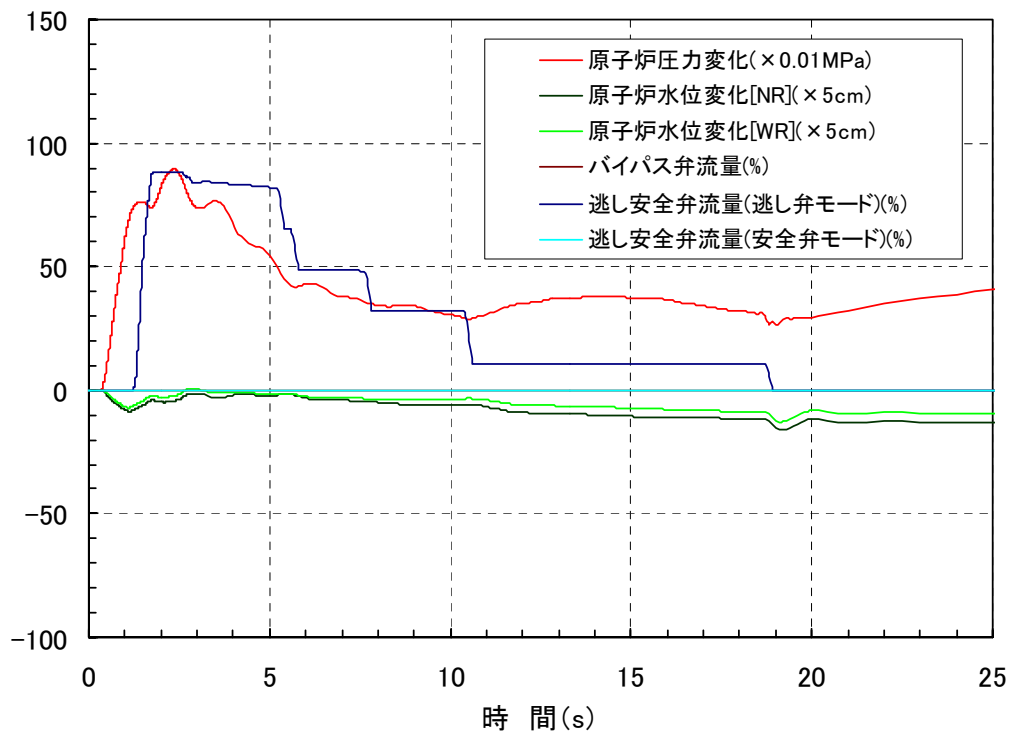
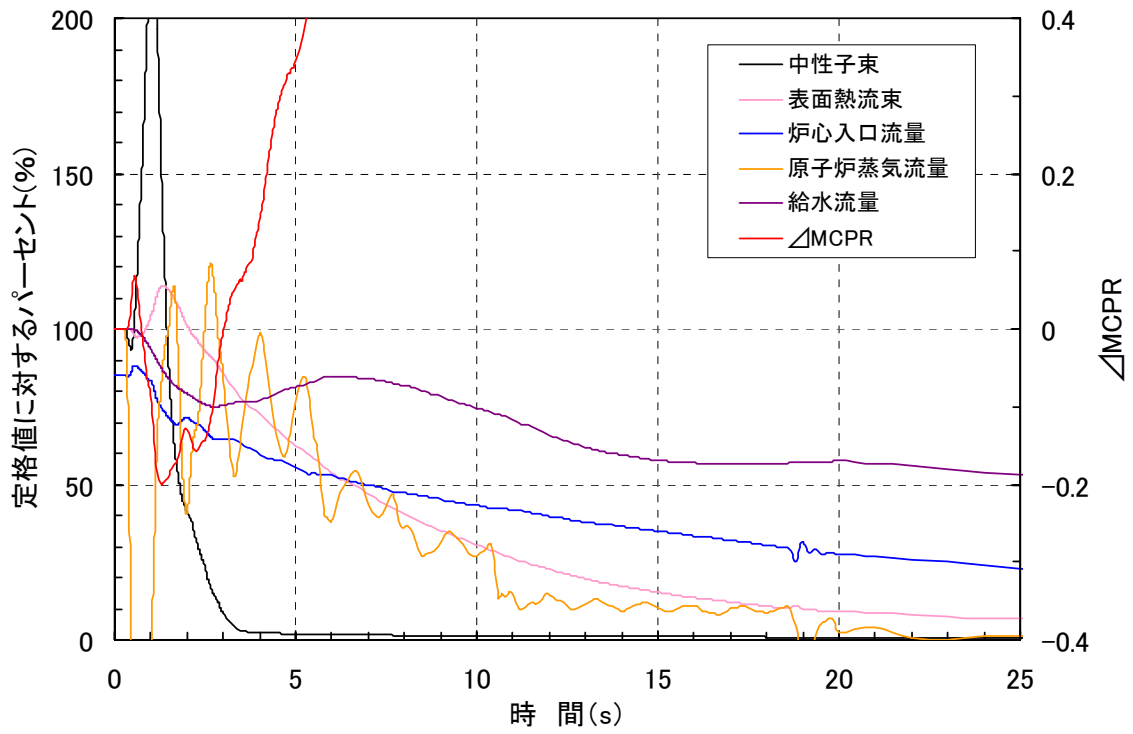


図 3-9 現行プラント負荷の喪失(シナリオ : ALXV0000)

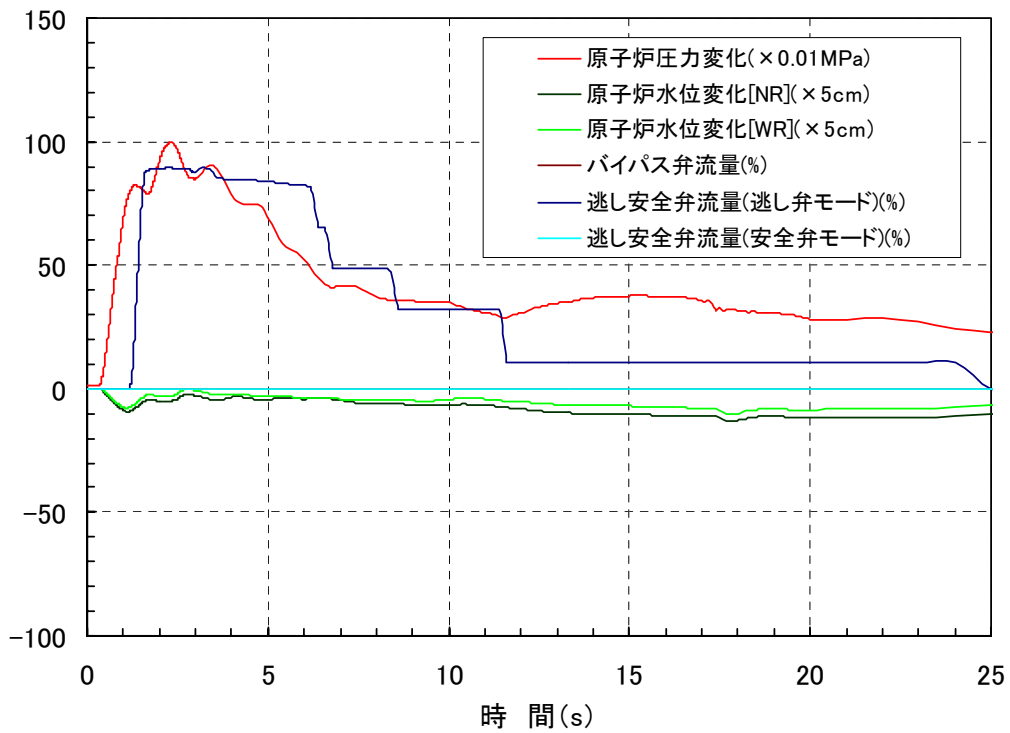
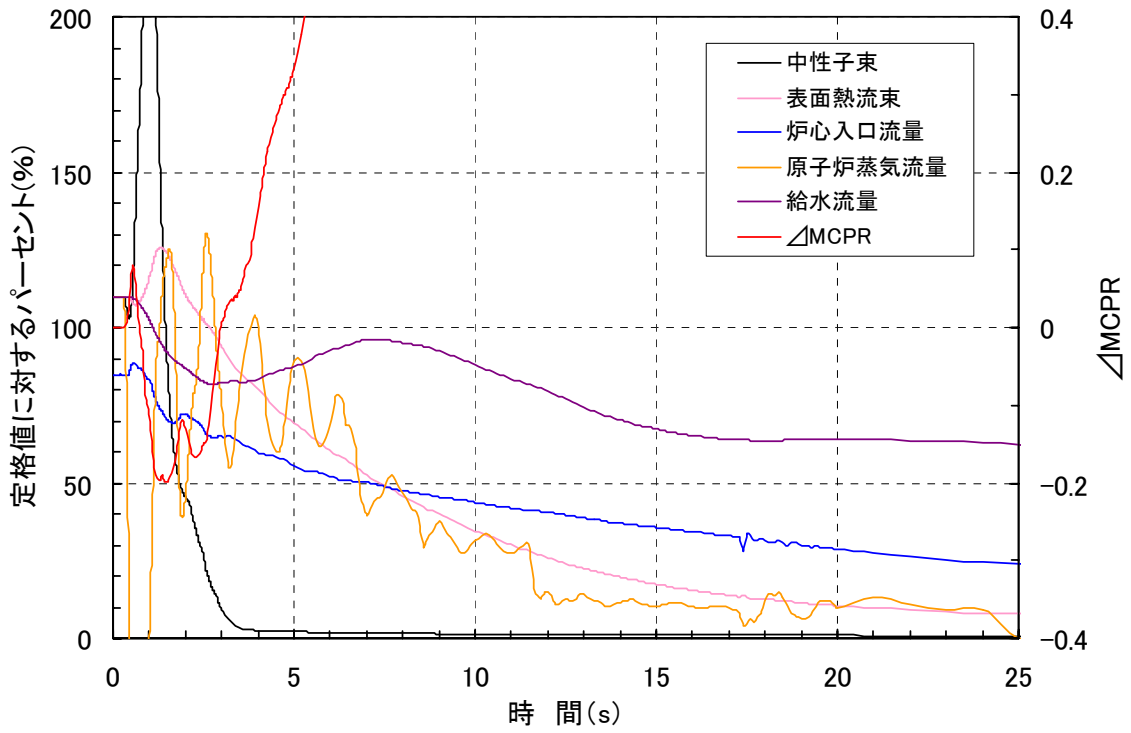


図 3-10 増出カプラント負荷の喪失(シナリオ：BLXV0000)

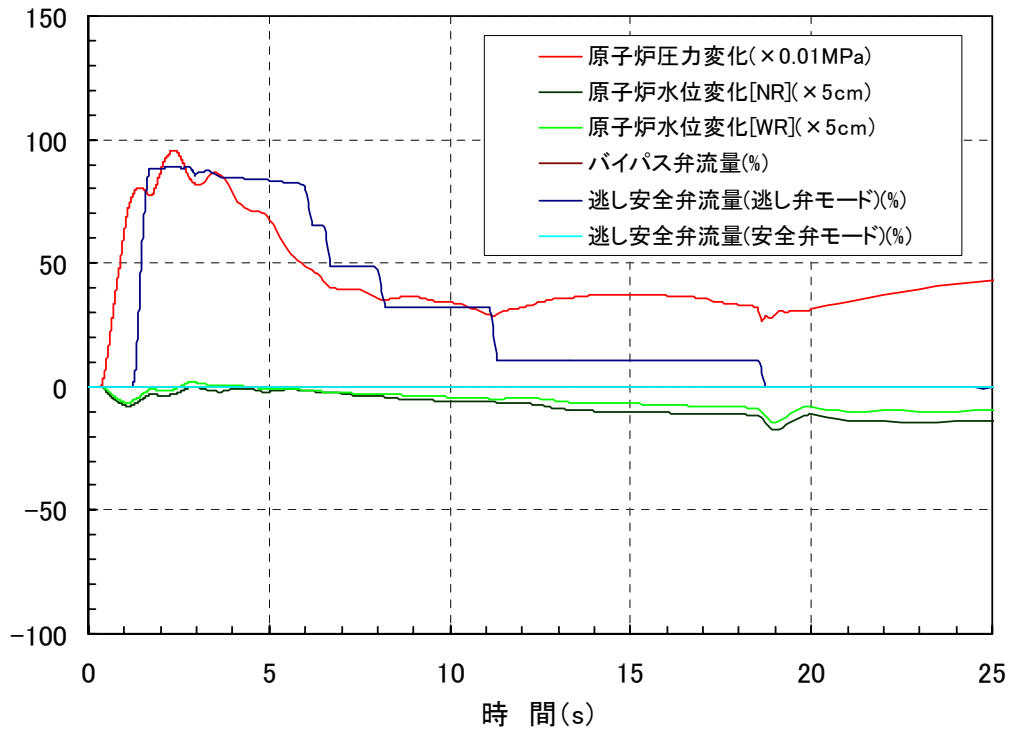
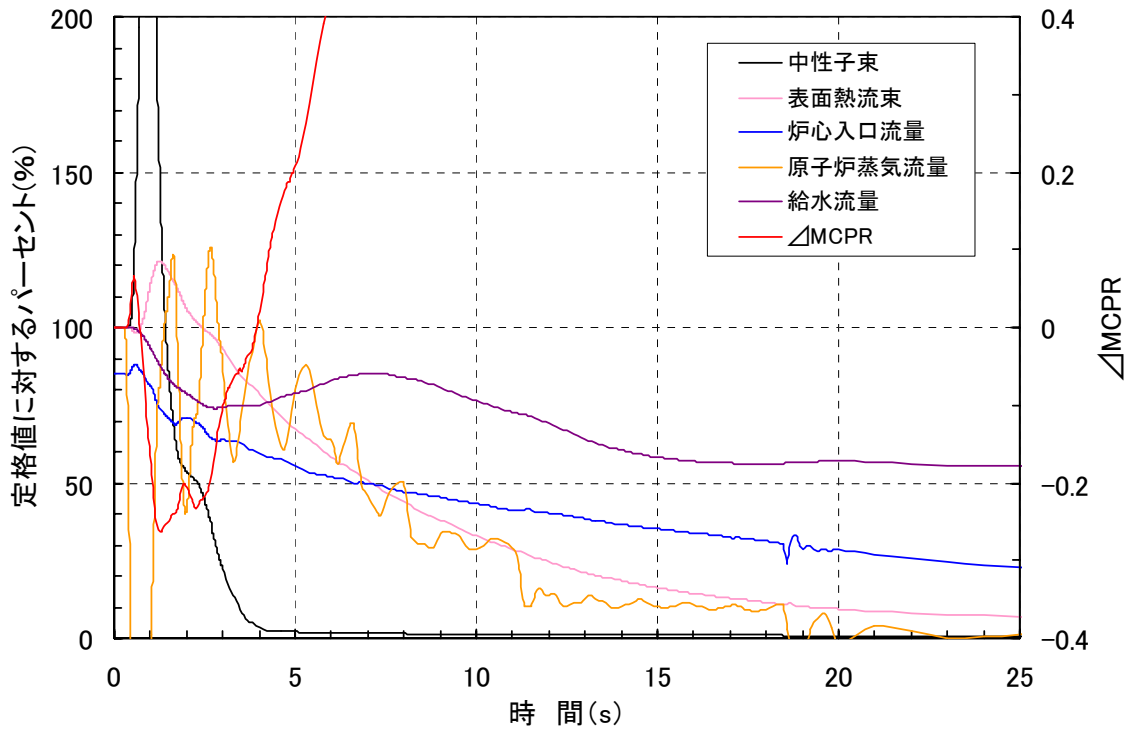


図 3-11 現行プラント負荷の喪失(シナリオ : ALXF0000)

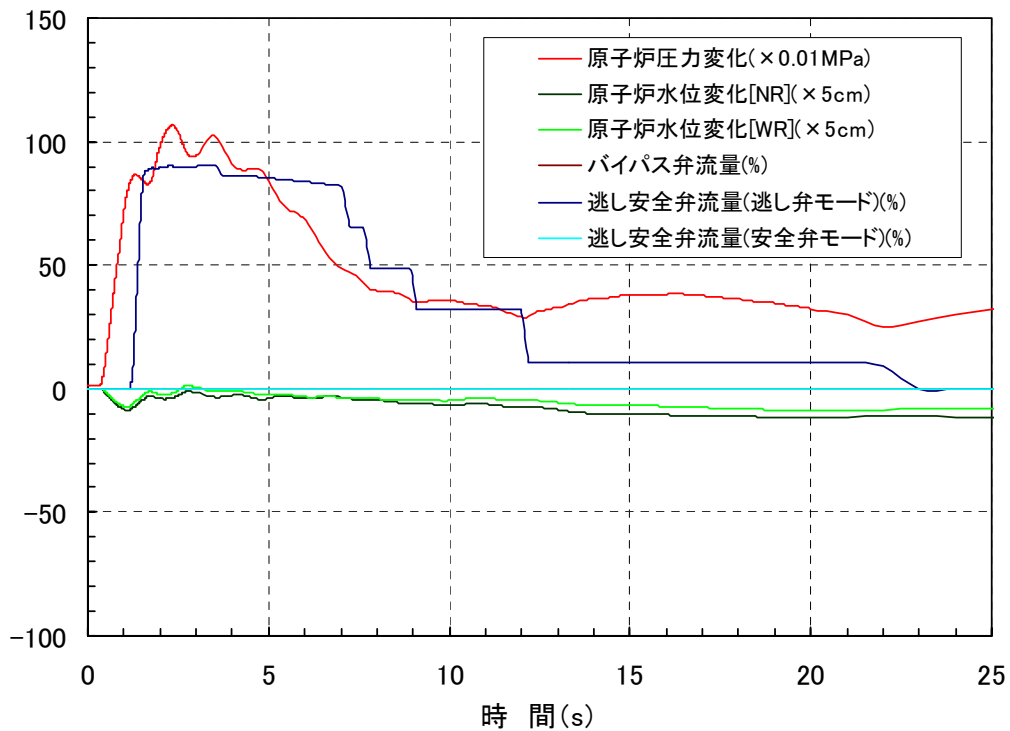
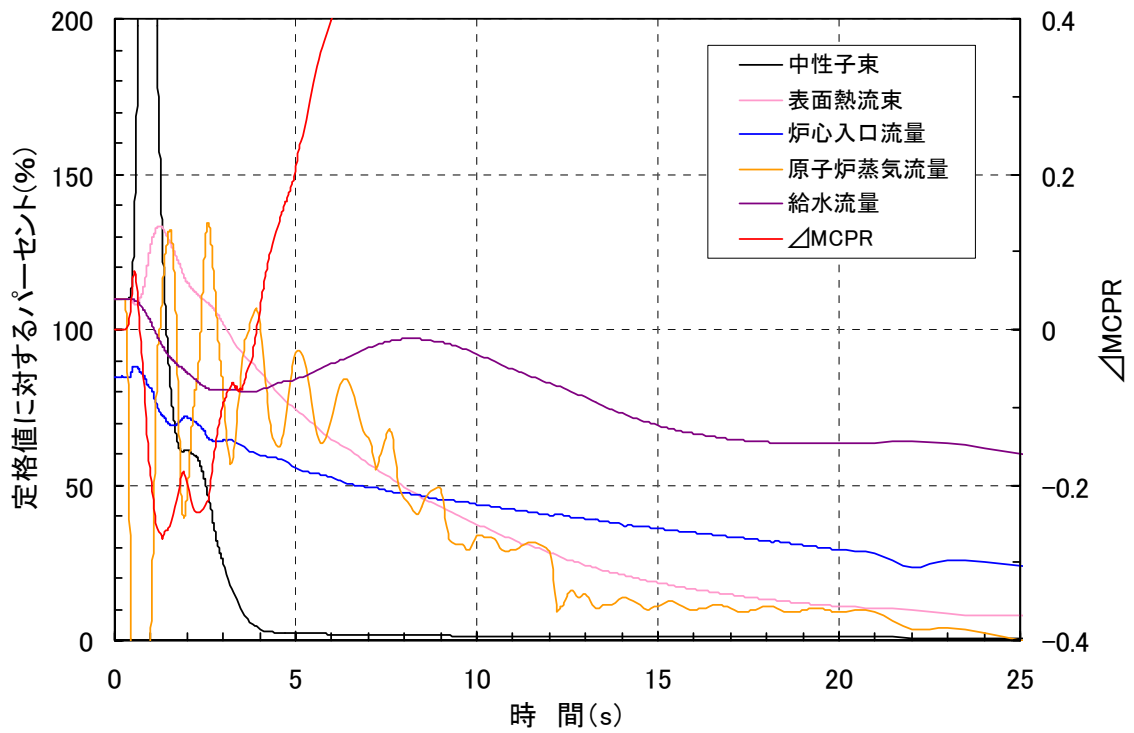


図 3-12 増出力プラント負荷の喪失(シナリオ : BLXF0000)

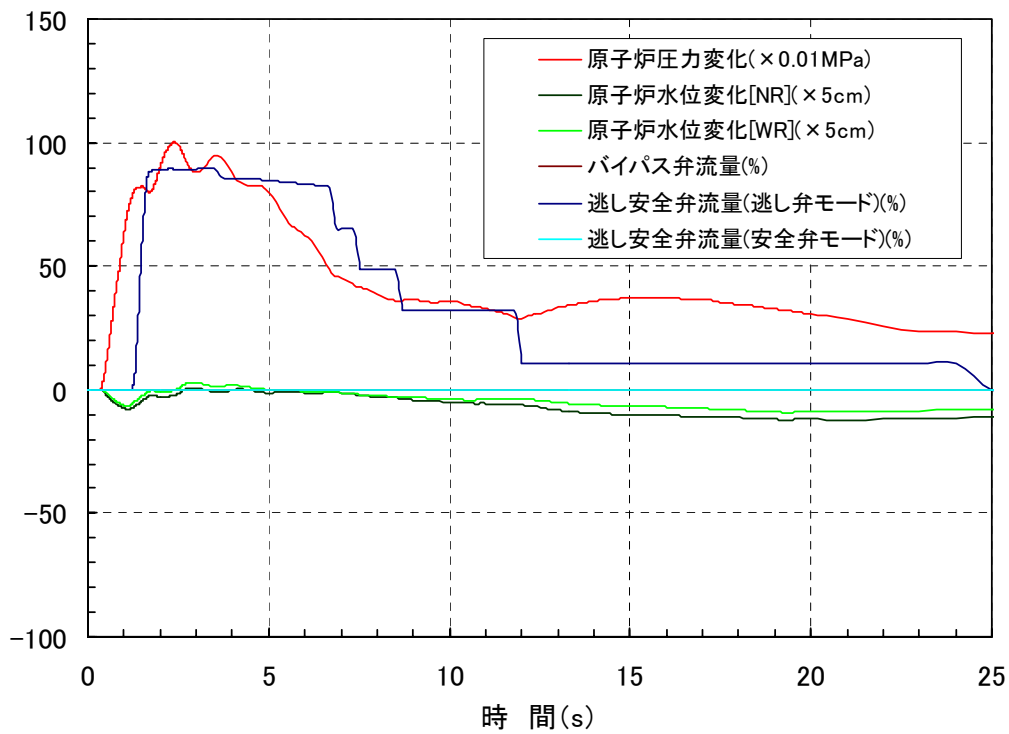
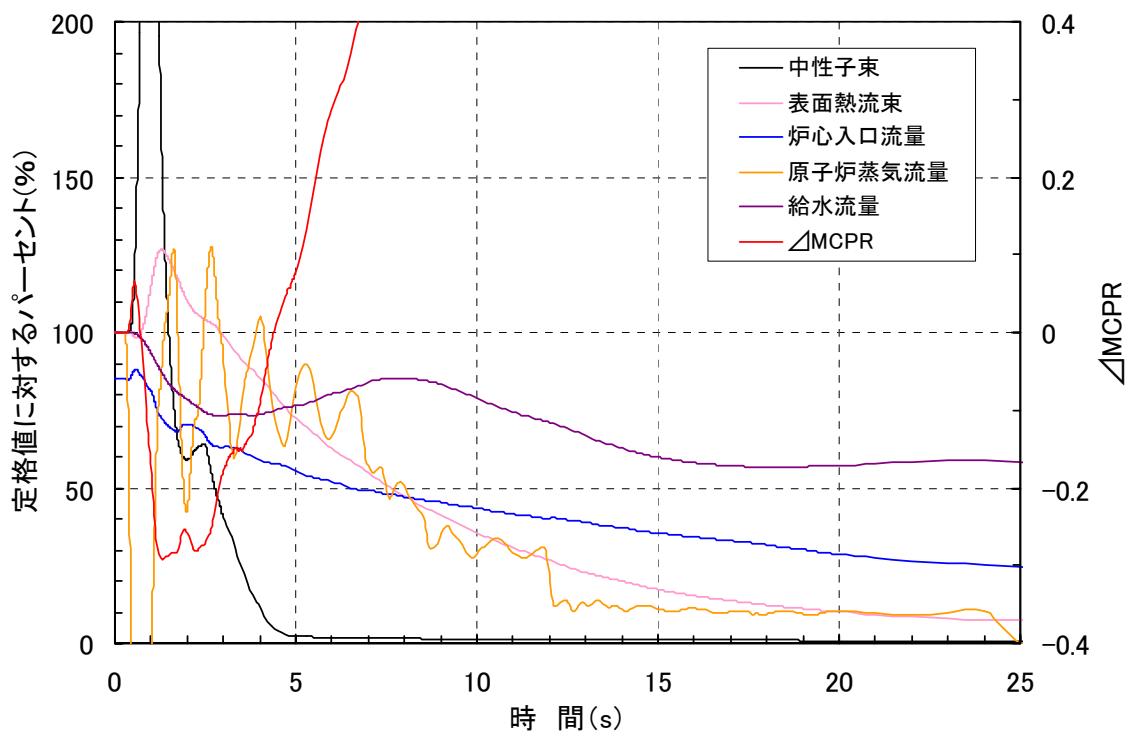


図 3-13 現行プラント負荷の喪失(シナリオ : ALXP0000)

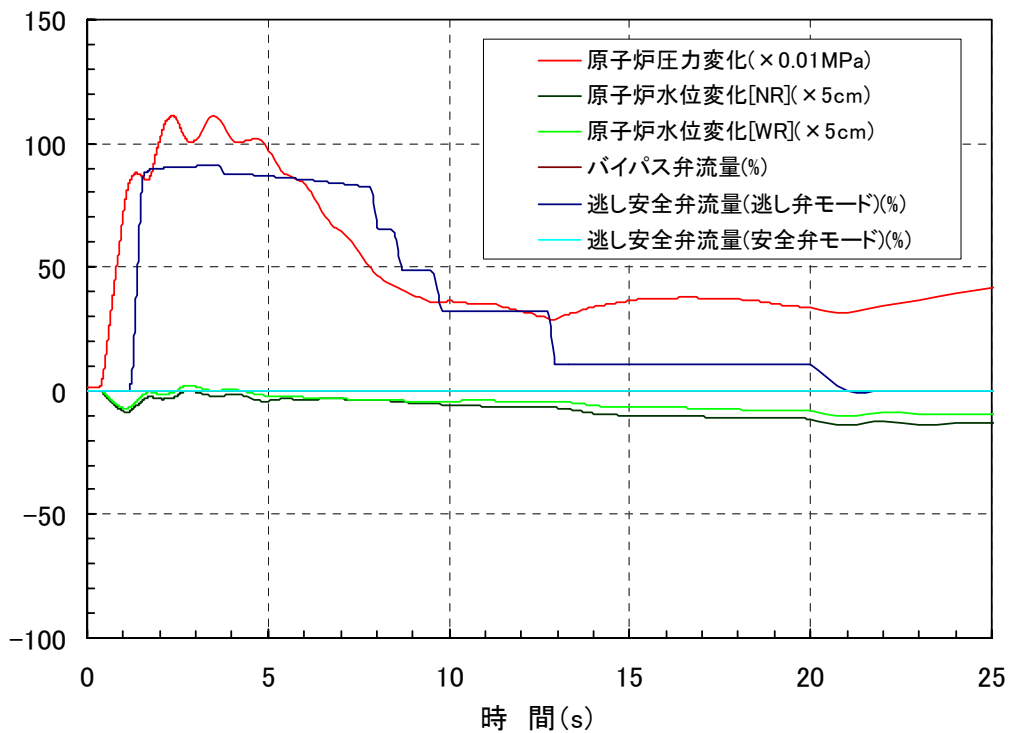
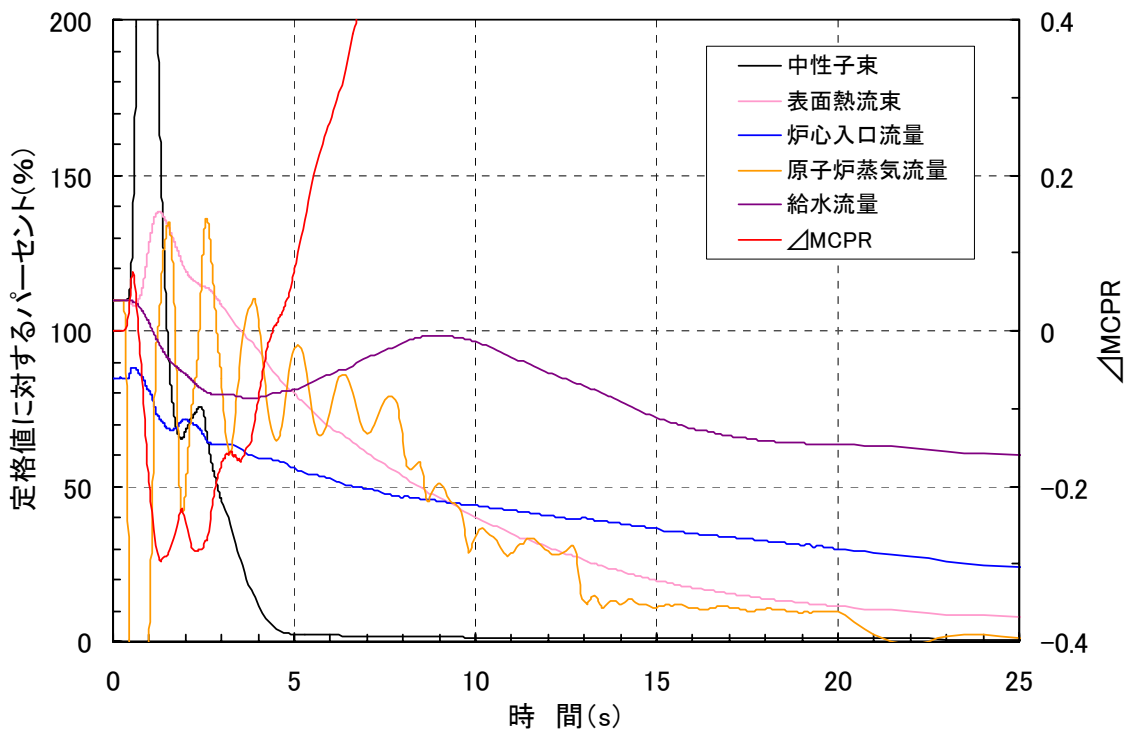


図 3-14 増出力プラント負荷の喪失(シナリオ : BLXP0000)

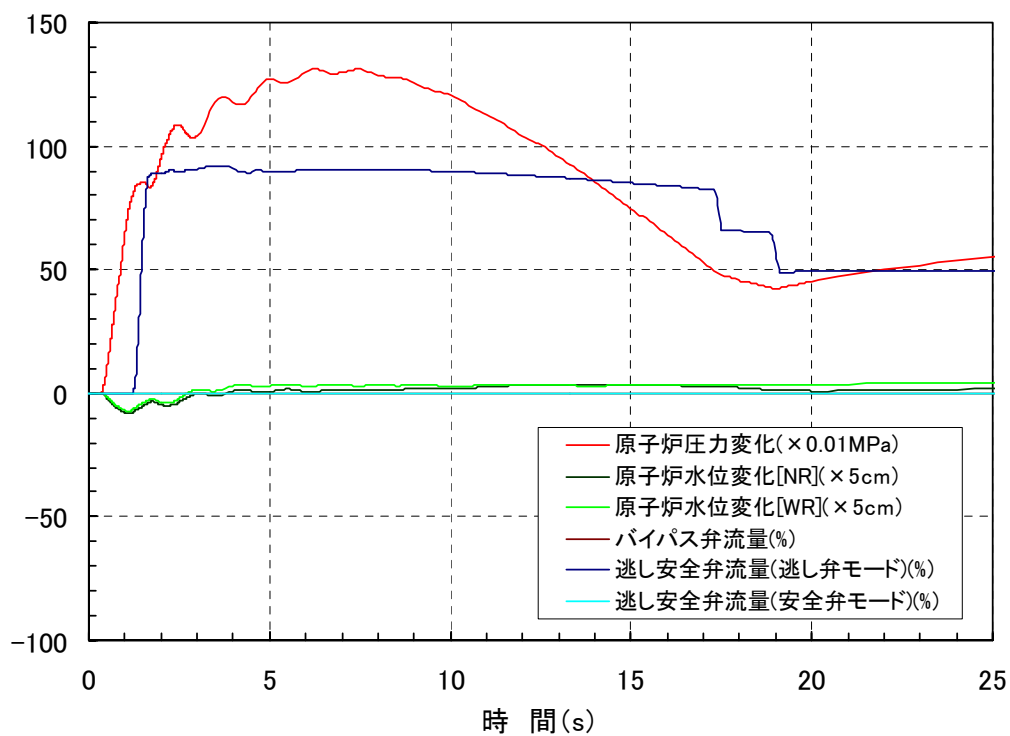
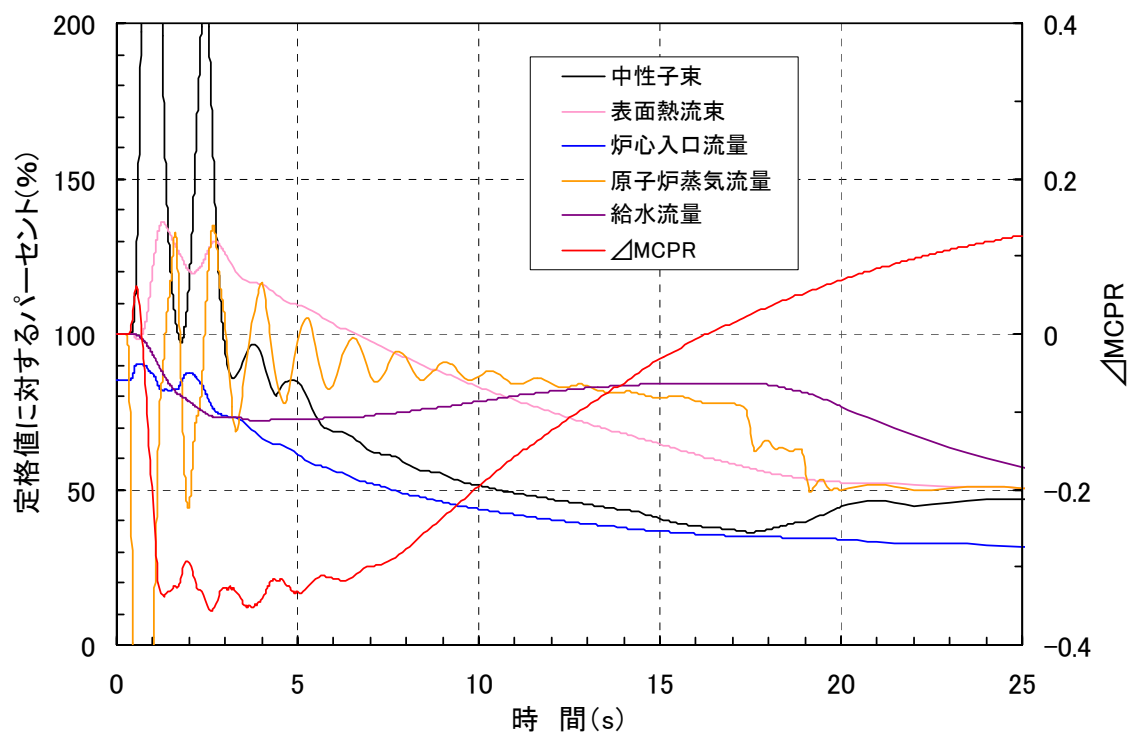


図 3-15 現行プラント負荷の喪失(シナリオ : ALXXX000)

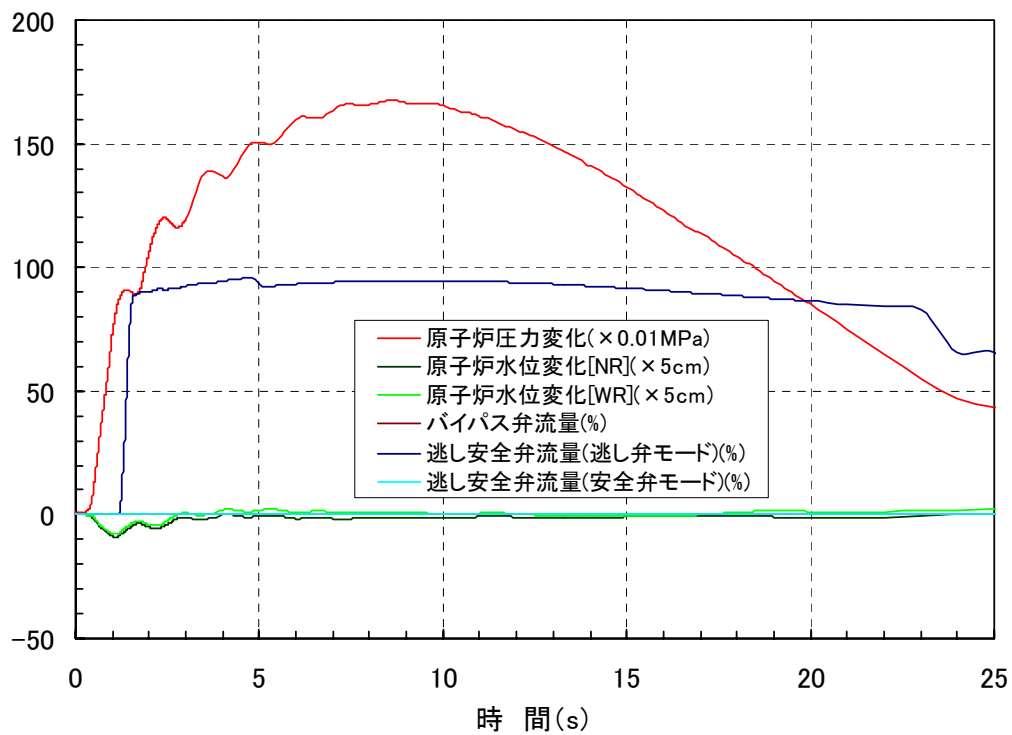
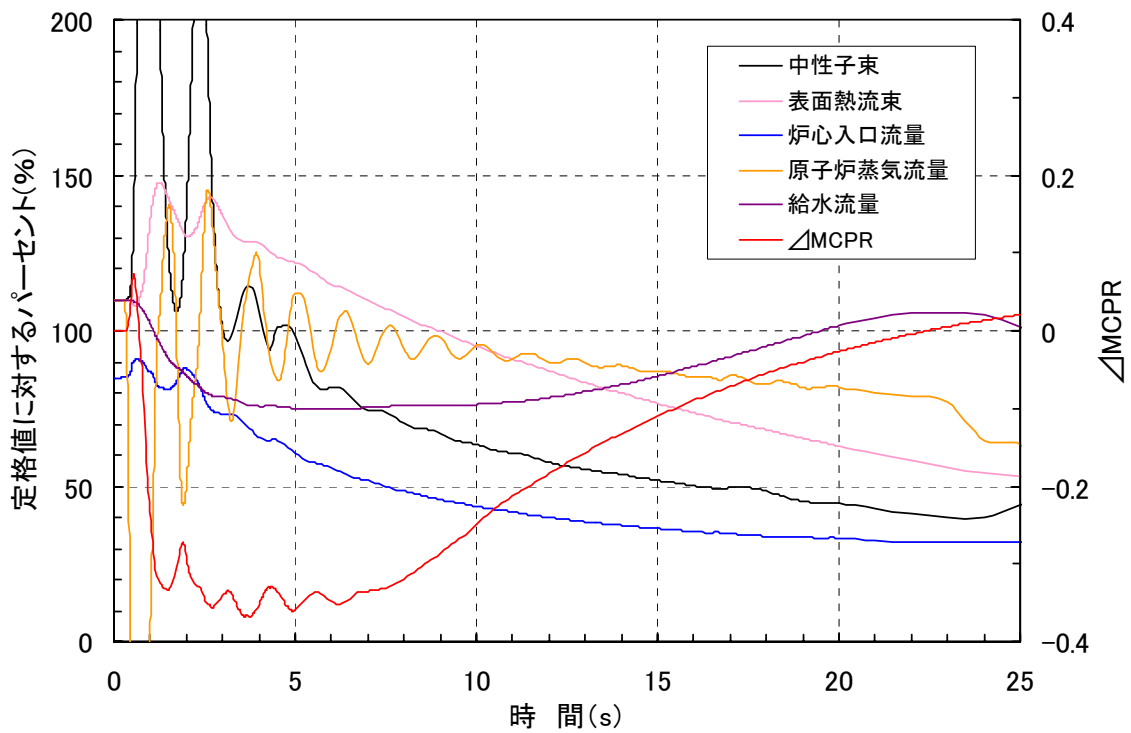


図 3-16 増出力プラント負荷の喪失(シナリオ : BLXXX000)

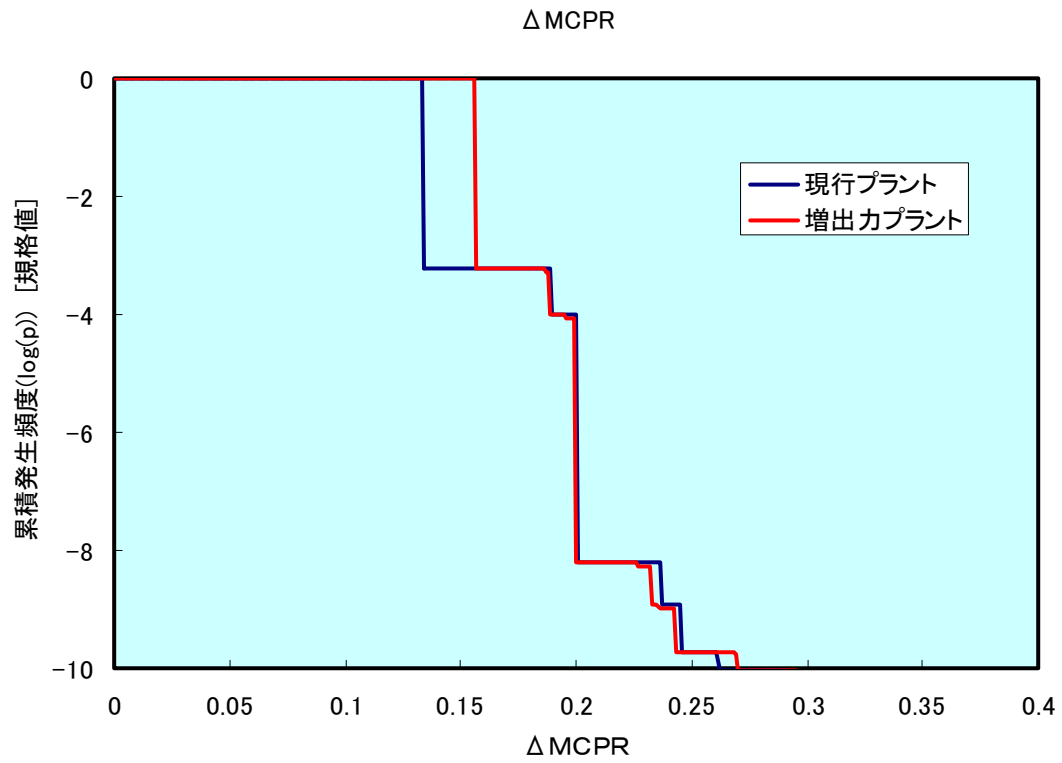


図 3-17 ΔMCPR の Safety Graph

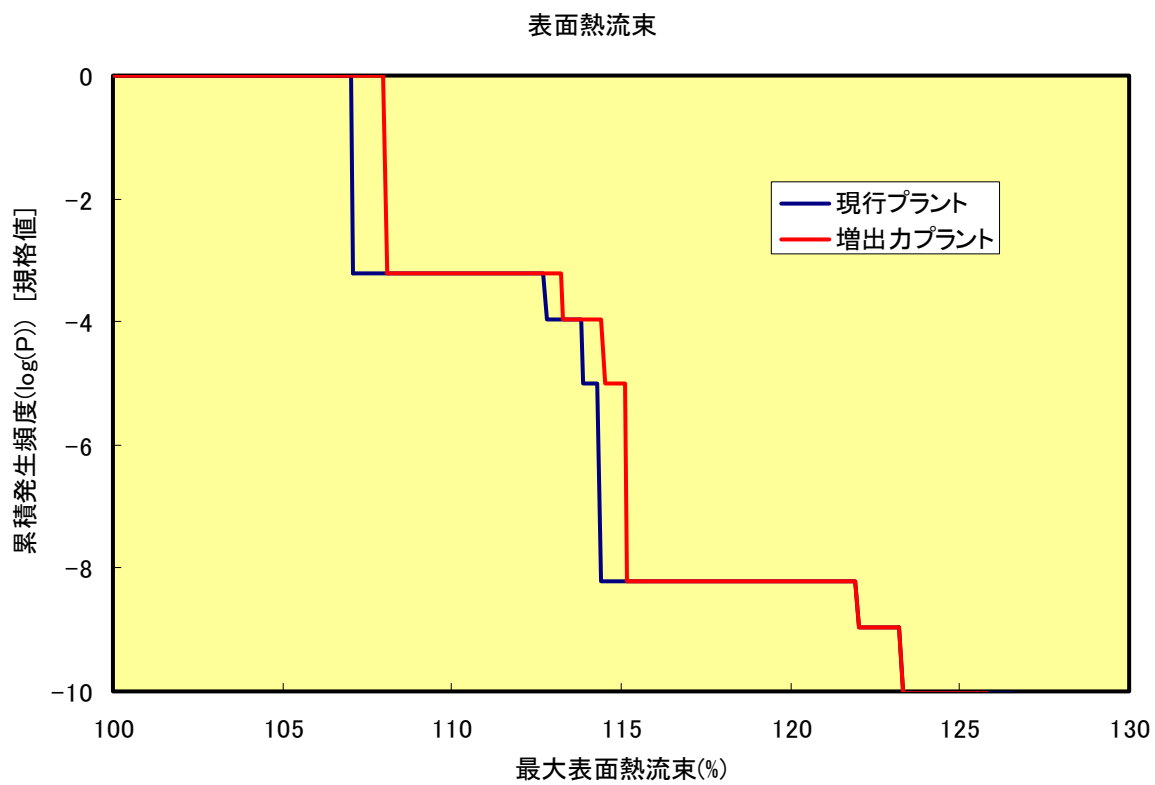


図 3-18 最大表面熱流束の Safety Graph

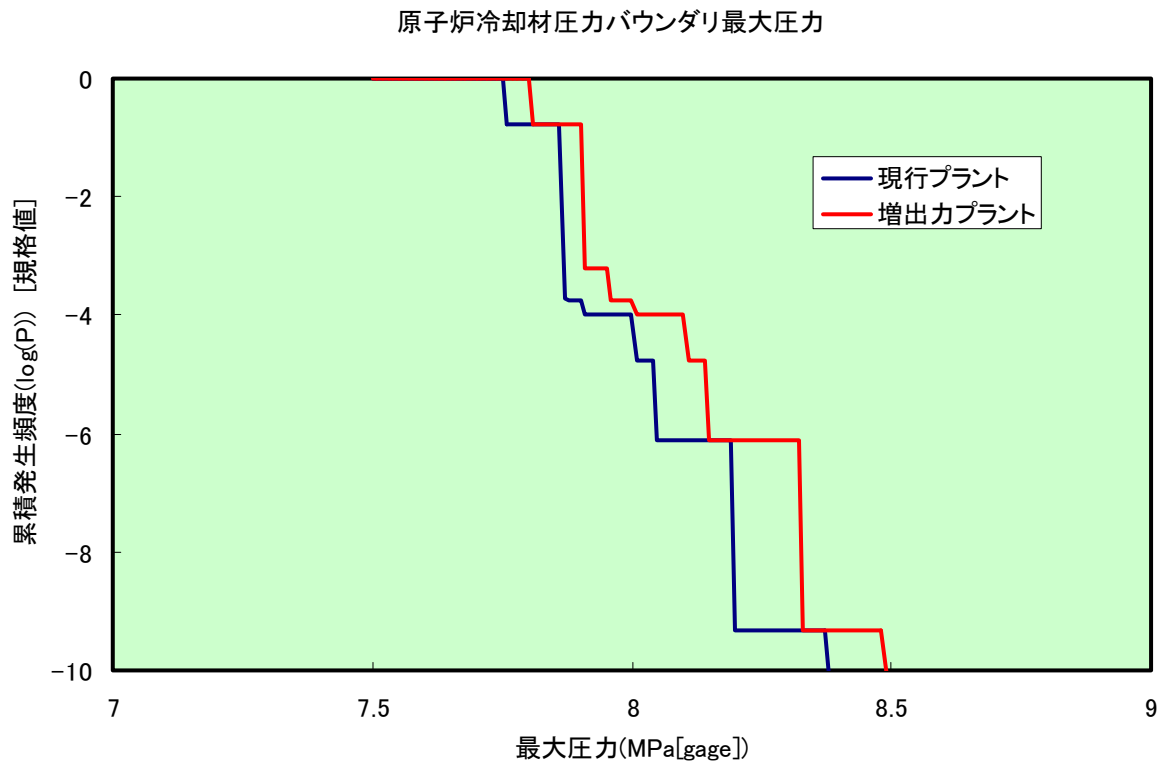


図 3-19 原子炉冷却材圧カバウンダリ最大圧カの Safety Graph

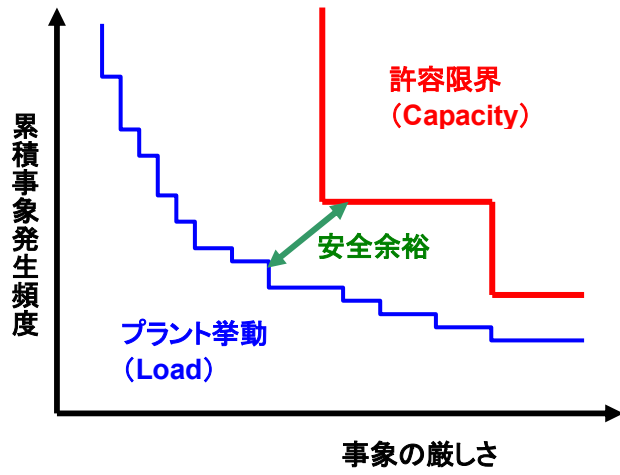


図 3-20 Safety Graph 上での安全余裕 (概念図)

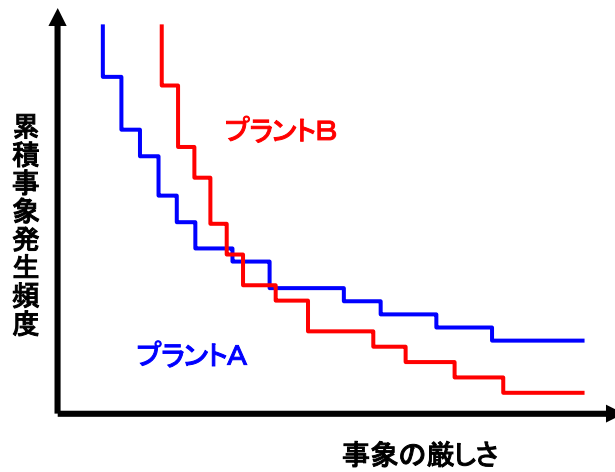


図 3-21 クロスした Safety Graph (概念図)

4. 安全余裕定量化－NRC 手法の調査

4.1. はじめに

安全余裕定量化手法については、NRC も検討中であり、SMAP タスクグループの中でも一部報告されている。これを纏めたものがレポートとして発行される予定であるが、現時点では未だ正式発行されていない。ただし、検討段階での OHP 資料が NRC のホームページに掲載されている (A Generalized Framework for Quantifying Global Safety Margins in Nuclear Power Plants, 2004.10.27)⁽⁶⁾。ここでは、これを基に NRC で実施中の安全余裕評価手法の概要を述べる。(以下の図は、同ホームページより抜粋したものである。)

4.2. NRC 評価手法の概要

安全余裕定量化の背景は、2 章で述べたように米国も同じであり、プラント増出力等の今後予想されるプラント変更に対応していくためであるとしている。ただし、内容は評価手法を検討するための試解析の位置づけであり、実際のプラントの安全余裕を評価したものではない。

(1) 対象プラント・事象

格納容器型式が Mark-1 型の代表的な BWR4 プラントを対象に、このプラントが 120%に増出力された場合の安全余裕への影響を評価することを目的としている。また、評価事象は、大破断 LOCA 事象のみを起因事象として、これによる従属事象の 16 のシナリオを対象としている。

(2) 解析コード・モデル

解析コードは RELAP5/MOD3 を用い、原子炉系及び格納容器をモデル化し、原子炉側の挙動から格納容器への影響までをワンスルーの解析で評価できるようにしている。従来の安全評価では、原子炉側の挙動を評価して、さらに種々の保守性を入れて格納容器挙動を評価するという二段階の評価方法が一般的であるが、安全余裕評価ではより現実的な評価を目指したワンスルーの解析を行うことが重要であることは、2.3.1 で述べたとおりである。

(3) イベントツリー

図 4-1 にイベントツリー図を示す。炉心損傷に至らないパスも含めて 16 のシナリオ全てを解析し、それぞれの事象の厳しさを求めている。なお、事象の厳しさのパラメータは燃料被覆管最高

温度(Peak Clad Temperature :以下「PCT」という。)のみとし、これによる燃料の損傷を仮定している。ただし、今後、燃料エンタルピーや酸化量、原子炉系や格納容器健全性、公衆被ばく等のパラメータについても検討中であるとしている。

(4) 事象の厳しさの分類

PCTに対する安全審査上の判断基準は 1200°C(2200°F)であるが、図 4-2 に示すように、これを超えて 3 段階の障壁(barrier)を設定している。すなわち、2200°F 以下を健全(intact barrier)とし、それより高温側を、防護(guarded barrier)、破損(disrupted barrier)、機能喪失(lost barrier)のように分けている。すなわち PCT が判断基準を超えた場合でも、閉じ込め機能の喪失を段階的に評価するようにしている。なお、図に示すように、それぞれの障壁に対して余裕の指標(index)を評価することとしている。また、指標の評価においては、図 4-3 に示すように、0~1 で規格化を行っている。

もう一つの事象の厳しさを表す指標として、時間応答に関する厳しさの尺度(temporal safety index)を導入している。これは、図 4-4 に示すように、たとえば PCT が同じであっても、制限値への接近の仕方が短時間なのかあるいは長時間制限値付近にとどまっているのかによって、厳しさの指標を変えている。これについても、一定の時間を基準にして 0~1 で規格化を行っている。

このほかに、運転員の操作余裕時間、安全パラメータの限界値への到達の速さ、回復までの時間、障壁の機能喪失までの時間等、これらが事象の厳しさを表す適切な指標として使えるかどうかについて検討されているようであるが、現時点では具体的な案は出されていない。

(5) 安全余裕指標の算出

個々のシナリオの過渡変化解析によって上記の指標を評価し、これを事象発生頻度で重み付けして、安全余裕指標を得ている。図 4-5 にこれを示すが、前述のそれぞれの障壁(barrier)ごとに余裕を評価し、その対象として、燃料(FUEL)、原子炉冷却材圧力バウンダリ(RCS)、格納容器(CMNT)の健全性、及び公衆被ばく(SPD)の大きさ等の各安全パラメータに関する余裕を評価して、これらをマトリックスで表す。さらに、このマトリックスの列ごとに「統合化」して、障壁ごとに安全余裕指標を算出することとしている。ここで、「統合化」については、FUEL、RCS、CMNT、SPD の異なる性質の指標を重み付け等によって一つの指標にすることになるが、具体的な重み付け方法等については現在検討が進められているものと思われる。(現状の NRC の検討では PCT のみを対象としているので、重み付けは現時点では必要ない。)

(6) 評価結果

上記のように算出した安全余裕の評価例を図 4-6 に示す。プラント増出力によって acceptance index (PCT<2200°F となる障壁)の安全余裕が低下し、その他の障壁では増出力により大差ない結果となっている。すなわち、安全審査基準に対する余裕は減少しているが、実質的な破損限界に対する余裕はほとんど減少していない。NRC では、このように安全余裕を定量化することによって、プラント安全性の説明の透明化、リスク情報に基づく規制への適用等への適用を目指している。

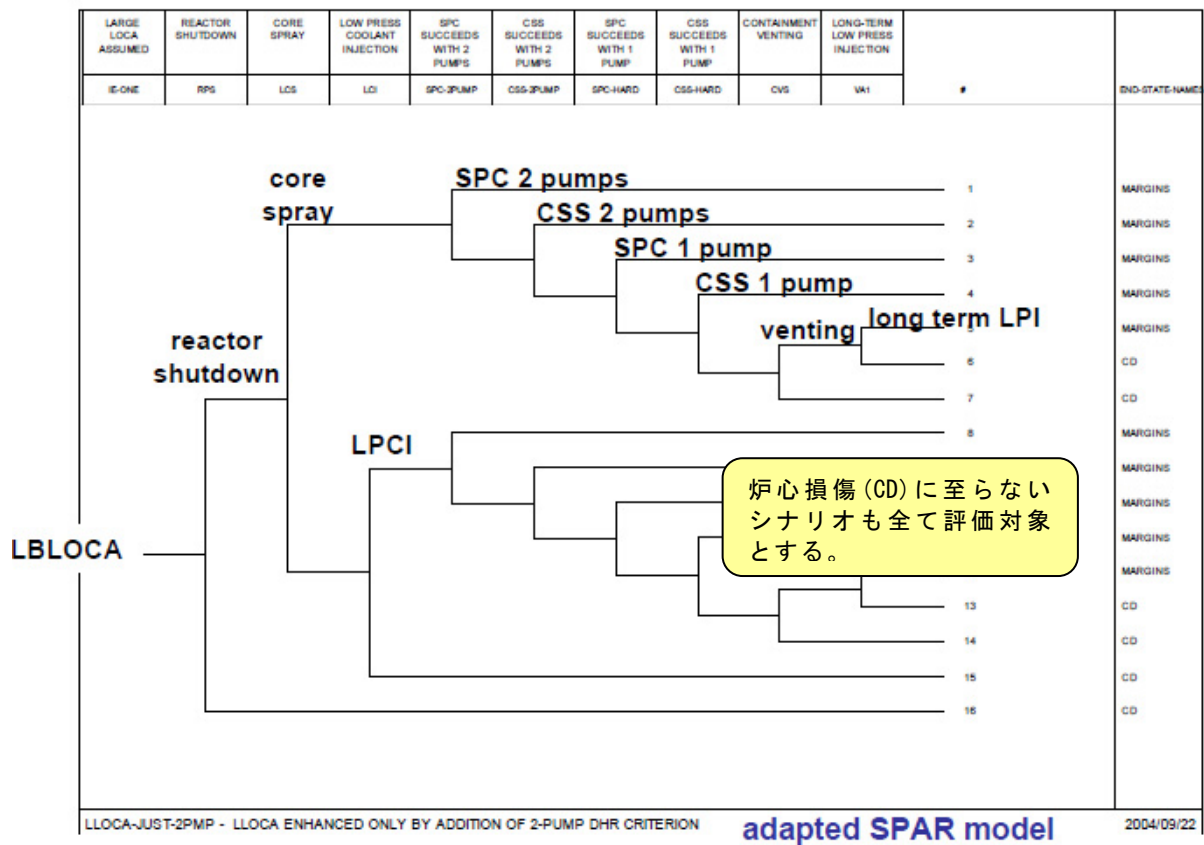


図 4-1 大破断 LOCA (LBLOCA) 時のイベントツリー図

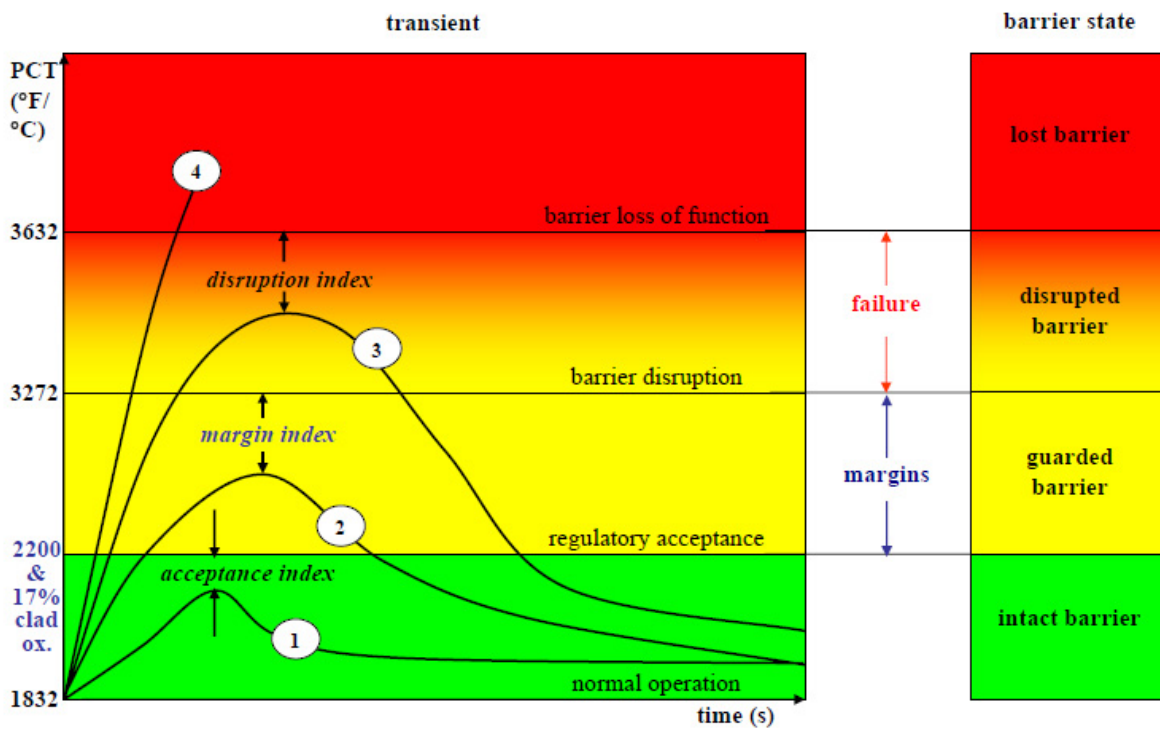


図 4-2 被覆管温度上昇と障壁

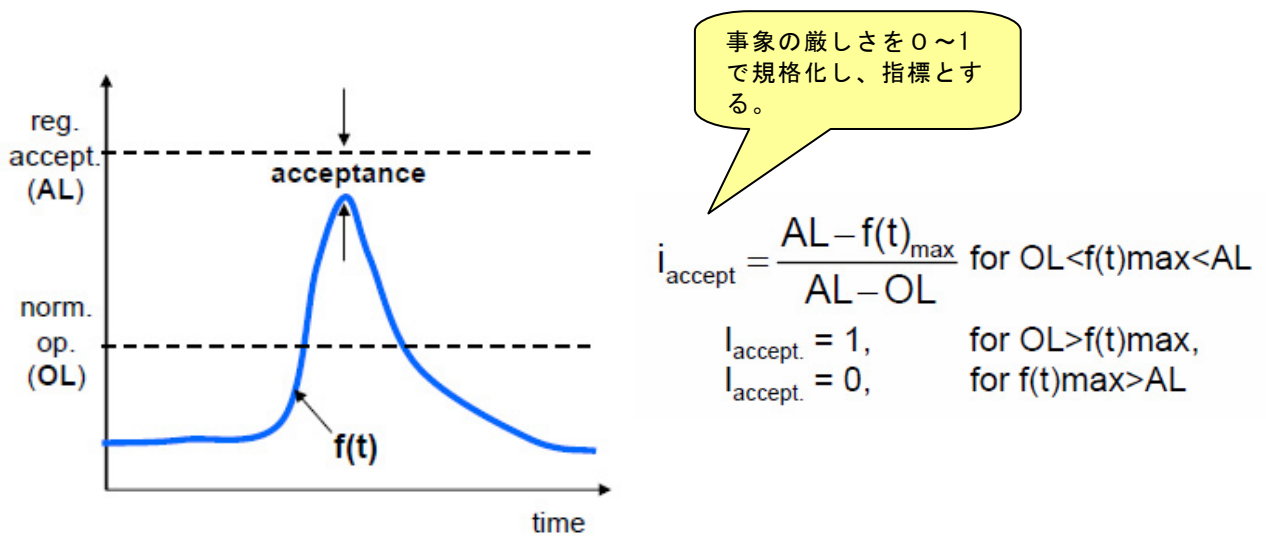


図 4-3 事象の厳しさを規格化

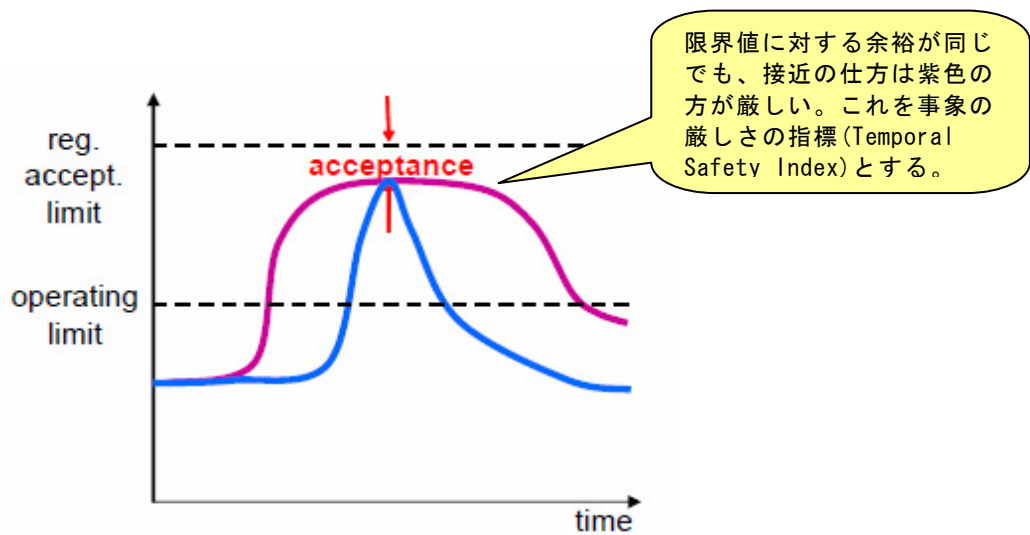


図 4-4 時間応答に関する厳しさの相違(概念図)

$$\text{global_index} = \frac{\sum_i (\text{transient_index}_i \cdot f_i)}{\sum_i f_i}$$

事象の厳しさの指標を発生頻度 f_i で重み付けして総和する

acceptance _{FUEL}	margins _{FUEL}	disruption _{FUEL}	oper_interv_index _{FUEL}
acceptance _{RCS}	margins _{RCS}	disruption _{RCS}	oper_interv_index _{RCS}
acceptance _{CMNT}	margins _{CMNT}	disruption _{CMNT}	oper_interv_index _{CMNT}
acceptance _{SPD}	margins _{SPD}	disruption _{SPD}	oper_interv_index _{SPD}

FUEL: 燃料健全性
RCS: 冷却材圧力バウンダリ健全性
CMNT: 格納容器健全性
SPD: 公衆被ばく量 (Surrounding Public Dose)
これらの指標マトリックスを作成

図 4-5 発生頻度による重み付けと各指標のマトリックス

Safety Index	Base (100 %)	Upated (120 %)	Comments on upated relative to base scenarios overall behavior
disruption	0.90 (Δ326 °F)	0.90 (Δ324 °F)	the disruption margin is comparable
margin	0.90 (Δ970 °F)	0.90 (Δ964 °F)	the disruption margin is comparable
acceptance	0.90 (Δ333 °F)	0.76 (Δ281 °F)	the acceptance margin is eroded
escalation interval	0.92	0.92	trajectories escalate towards the acceptance limit at the same rates

Note: 1.0 represents the best value of a safety index, and zero the worst.

図 4-6 安全余裕評価結果

5. 結論

プラント変更に関して、定量的な情報に基づいてプラントの安全余裕が確実に維持されていることを説明することが、プラントの安全審査や規制における種々の意思決定に際して重要であると認識されており、このために安全余裕定量化評価手法の開発は今後の注力すべき分野の一つである。

本報告では、現在 OECD/NEA/CSNI で実施中の SMAP プログラムの概要を記すとともに、安全余裕定量化評価手法に関して、当機構で実施している試解析について記載した。

当機構で行った試解析では、負荷の喪失を起因事象として、1100MWe BWR5 プラント及びこの 10% 増出力プラントの Safety Graph を求めた。増出力により、MCPR や原子炉冷却材圧力バウンダリ最大圧力などのパラメータが、Safety Graph 上でどのように変化するか、増出力で何に留意すべきか等の定量的な情報がえられることを示した。ただし、実際の評価では個々のプラントの特性を正確に反映して解析する必要がある。

また、NRC が実施している安全余裕評価手法の調査結果を纏めたが、これは現在検討作業が行われているところであり、プラントの安全余裕定量化の最終目標までには、引き続き種々の検討が必要である。ただし、リスクを精度よく求めこれを統合して安全余裕指標とするという基本的な考え方は同じである。

当機構では、ここで述べた試解析を基に、安全余裕定量化に向けて引き続き検討を行う予定である。

参考文献

- (1) 日本原子力学会「発電炉の安全に関するロードマップ作成」特別専門委員会(2005年)
- (2) <http://www.nea.fr/html/nsd/csni/structure.html>
- (3) JNES/SAE03-0035、「平成 15 年度 安全余裕の検討に関する報告書」、独立行政法人原子力安全基盤機構、平成 16 年 12 月
- (4) <http://www.nucja.jp/NRIA/frame2.html>
- (5) http://www.nucja.jp/NRIA/files/PowerPoint/NU_FTA.ppt
- (6) <http://www.nrc.gov/what-we-do/regulatory/research/mtg-archive/ml043280235.pdf>