

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、MUT：供用可能時間 (mean up time)

MDT：供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率( $q_t$ )の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{t}{(T + t)} \\ &= \frac{t}{T \left(1 + \frac{t}{T}\right)} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad \dots \dots \dots (2) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、その後試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間(t)に代入して算出した。評価例を以下に示す。

系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧注入系	余熱除去ポンプ 起動試験	1ヶ月	30分	6.94E-04 ①	1.0E-03 (①+②)
	安全注入系統弁 開閉試験	1ヶ月	15分	3.47E-04 ②	

## (2) 保守作業による待機除外データ

PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は原子炉施設保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保守による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の式(1)）から算出する。式(1)において、MUTは時間依存型の故障率( $\lambda$ )の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT(供用不能時間)には原子炉施設保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間(待機除外許容時間：AOT)を保守的に適用すると、保守による待機除外確率( $q_m$ )の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
 &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\
 &\doteq \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \quad \dots \dots \dots (3)
 \end{aligned}$$

保守作業による待機除外確率の評価例を以下に示す。

系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間 (AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧注入系 (非常用炉心冷却系モード 1, 2, 3-)	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-07/h	6.2E-05 ①	7.6E-05 (①+②+③)
		240時間	遮断器	閉失敗	4.8E-08/h	1.2E-05 ②	
		240時間	制御回路	作動失敗	7.1E-09/h	1.7E-06 ③	

#### ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通要因故障を評価した。共通原因故障を同定するフロー図を第1.1.1.f-1図に示す。フロー図に従い、以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

- (1) 同一系統
- (2) 冗長の機能を有する同種機器
- (3) 起因事象発生前の運転状態が同一
- (4) 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通原因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通原因故障を考慮した。フロー図に従って同定した共通原因故障の対象機器と故障モードを第1.1.1.f-1表に示す。

共通原因故障パラメータについては、第1.1.1.f-2表に示すNUREG/CR-5497（レベル1PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

### 1.1.1.g 人的過誤

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功または失敗の確率を評価することである。本作業では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

#### ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP（Technique for Human Error Rate Prediction）手法を使用して評価した。なお、本評価では過誤回復として、複数の運転員によるバックアップをモデル化している。

#### (1) 起回事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査及びエビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、更にシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第1.1.1.g-1図に示す。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率（HEP）について下表のとおり示す。

運転操作エラー	操作場所	HEP	エラーファクタ（EF）
弁の操作忘れ	現場	1.6E-03	4

#### (2) 起回事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準（手順書）に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、運転員が行う行為を人的過誤の評価対象とする。

事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、どの運転基準（手順書）を参照すべきかを判断する。
- ② 運転基準（手順書）に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 運転基準（手順書）において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づき、運転基準（手順書）の操作を行う。
- ⑤ 事象が進展した場合、再度運転基準（手順書）を参照すべきかを判断する。

このうち、①及び⑤が認知（診断）行為に、②及び④が操作行為、③が読取として分類する。

診断失敗、操作失敗、読取失敗の主な取扱いを以下に示す。

## (a) 診断失敗

運転基準（手順書）へのエントリ失敗を、診断過誤として取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率はTHERPの時間信頼曲線（余裕時間とスキルファクタの関数）を用いて評価を実施しており、評価に使用した余裕時間、スキルファクタを、得られた診断過誤確率と合わせて下表に示す。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。また、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

診断項目	操作	余裕時間	診断過誤率	スキルファクタ※
1次冷却材の喪失（大破断LOCA）	低圧注入系及び格納容器スプレイ系を注入モードから再循環モードへ切替	20分	2.7E-03	下限値
1次冷却材の喪失（大破断LOCA以外）	低圧注入系、格納容器スプレイ系及び高圧注入系を注入モードから再循環モードへ切替	30分	2.7E-04	下限値
2次冷却系の破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-03	下限値
SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-04	下限値
補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-03	中央値

※：運転員は十分な訓練を受けており、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定し難い。また、異常発生時の運転基準（手順書）も整備されているため、以下の基準で参照する値を決定した。

下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する運転基準（手順書）に記載されている場合

中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の運転基準（手順書）に記載されている場合

上限値：運転基準（手順書）に記載がなく十分な訓練がされていない場合

## (b) 操作失敗

運転基準（手順書）に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。

## (c) 読取失敗

運転基準（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に

小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-03	4	アナログ表示
		8.3E-04	4	デジタル表示
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8	
	現場	5.5E-03	3	
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8	

#### 1.1.1.h 炉心損傷頻度

##### ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、計算コードRiskSpectrumを用いて、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。

##### ② 炉心損傷頻度

全炉心損傷頻度は $2.5E-04$ （/炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.1.h-1表に示す。また、各事故シーケンスに対する分析結果を第1.1.1.h-2表に示す。

起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。次いで、手動停止、過渡事象が支配的となっている。一方、相対的にLOCA事象の寄与は小さくなっている。

##### ○評価結果の分析

起因事象別炉心損傷頻度寄与割合別パイチャートを第1.1.1.h-1図に示す。起因事象の寄与割合としては「原子炉補機冷却機能喪失」、「手動停止」及び「過渡事象」が大きい。

##### a) 原子炉補機冷却機能喪失（CDF： $2.0E-04$ /炉年、寄与割合：81.6%）

原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合には、RCPシールLOCAが必ず発生し、更に緩和手段がないことから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。

##### b) 手動停止（CDF： $2.6E-05$ /炉年、寄与割合：10.6%）

##### c) 過渡事象（CDF： $1.1E-05$ /炉年、寄与割合：4.5%）

常用系設備の故障による過渡事象が発生し、原子炉自動停止あるいは計画外停止中に補助給水が失敗するような事故シーケンスである。これらの過渡事象については設計基準事象として想定される各種設備により対応できる可能性が高く、条件付炉心損傷確率（CCDP）が $1E-04$ 乗のオーダーに低く抑えることができる一方、設備等の不調等

により計画外で手動停止した場合も起因事象として取り扱うことから、発生件数が多く起因事象発生頻度が大きく設定されることとなり、低影響ながらも高頻度の事故シナリオとして炉心損傷頻度の寄与割合が比較的大きくなっている。

主要なカットセットは、「補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障」、「復水タンク閉塞」及び「補助給水系各機器外部リーク」となっており、補助給水系を使用した2次系からの除熱に失敗することにより、炉心損傷することがわかる。

#### ○川内1号炉及び2号炉の特徴による影響

川内1号炉及び2号炉の設計上の特徴（ブースティング、充てん/高圧注入ポンプの採用、DC母線1系列喪失によるトリップ）が、炉心損傷頻度に与える影響について確認した。

##### a) 充てん/高圧注入ポンプの採用（起因事象として極小LOCAを考慮）

- 全炉心損傷頻度に対する極小LOCAの寄与割合：0.2%程度
- 他の過渡事象と比較して極小LOCAの発生件数が少なく（1件）、起因事象発生頻度は比較的小さい。
- 充てん/高圧注入ポンプの採用により起因事象として極小LOCAを追加したが、極小LOCAでは高圧注入モードに加え、充てんモードによる注入も有効であり、充てん/高圧注入の信頼度は高いため、炉心損傷頻度に与える影響は小さい。

##### b) ブースティング

- 全炉心損傷頻度に対するブースティング失敗の寄与割合：0.35%程度
- 中破断LOCA及び小破断LOCAの起因事象発生頻度は比較的小さい。
- 中破断LOCA及び小破断LOCA時に再循環失敗に至るまでには複数の緩和手段があり、それらに期待できる。

##### c) DC母線1系列喪失によるトリップ

- 全炉心損傷頻度に対するDC母線1系列喪失の寄与割合：0.03%程度
- DC母線1系列喪失事象の発生実績はなく、起因事象発生頻度は比較的小さい。
- DC母線1系列喪失によりECCS注入系等が片系列喪失するが、片系列使用できない場合でも適切な信頼性は確保しているため、他の過渡事象と比較して炉心損傷頻度は小さい。

以上のとおり、PRAに影響する主な特徴として抽出した「ブースティング」、「充てん/高圧注入ポンプの採用」及び「DC母線1系列喪失によるトリップ」は、炉心損傷頻度へ有意な影響を与えないことを確認した。

### ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考資料として、不確実さ解析を実施した。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

#### a) 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため、Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価した。

➤FV重要度：炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標

$$FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$$

$F_A(CD)$ ：事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$ ：炉心損傷頻度

➤RAW：対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF}$$

$CDF(A=1)$ ：対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度

評価する項目として、以下の2つに対して重要度解析を実施した。

- ・起回事象
- ・緩和系の基事象

#### 【起回事象】

起回事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-3表に示す。FV重要度は、CDFの支配的要因であり、起回事象の発生で従属的にRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」が最も高い結果となった。

起回事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-4表に示す。RAWは、起回事象に対して有効な緩和手段のない「原子炉補機冷却機能喪失」、「インターフェイスシステムLOCA」及び「ATWS」が高い結果となった。

FV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-2図に示す。起回事象に対して有効な緩和手段のない「原子炉補機冷却機能喪失」は、FV重要度とRAWとも高い結果となった。

#### 【緩和系の基事象】

緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-5表に示す。RCPシールLOCA発生が突出 (0.82) し、それ以外では信号系の機器の故障が高い値となった。この結果は、原子炉補機冷却水喪失+RCPシールLOCAが全CDFの大半を占めていること及び信号系の影響は広範囲に渡ることによる。

緩和系の基事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-6表に示す。起因事象発生頻度の大きいNon-LOCA事象に対し、今回のPRAでは唯一の緩和設備となる補助給水系の静的故障が高い値となった。

緩和系の基事象のFV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-3図～第1.1.1.h-4図に示す。いずれの図においても、「復水タンクの閉塞」の重要度が高いことを示しており、同基事象への対策を実施することが有効な対策となることがわかる。具体的には、2次系純水タンクへの水源切替、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、同基事象の重要度を低減させることが可能である。

#### b) 不確かさ解析

全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度の下限値（5%）、中央値（50%）、平均値、及び上限値（95%）を評価した。評価結果を第1.1.1.h-7表及び第1.1.1.h-5図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタ(EF)は5.7となった。これは、各パラメータの不確かさの影響により、上限と下限の間に約30倍の不確かさ幅があることを意味する。

$$\text{EF} = \sqrt{\frac{95\% \text{ 上限値}}{5\% \text{ 下限値}}}$$

また、事故シーケンス別CDFのEFは、NON-LOCA事象+補助給水失敗シーケンスが一桁となる他は、概ね10～20程度となった。

今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、EFがこの程度であること、及び突出して不確かさ幅が大きいシーケンスはないことから、パラメータの不確かさが、事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。

また、有効なAM策のないシーケンスの上限値はいずれも1E-07乗のオーダーを下回る結果であり、不確かさを考えても十分に低い値であることを確認した。

- 大破断LOCA+低圧注入失敗 上限値：9.9E-09/炉年 (EF=16.8)
- 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：3.4E-08/炉年 (EF=18.3)
- 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：6.3E-11/炉年 (EF=28.4)

#### c) 感度解析

##### 【①RCPシールLOCAの発生確率変更】

今回実施したPRA（ベースケース）では、原子炉補機冷却水系の回復がない場合、RCPシールLOCAの発生確率は1.0として評価している。感度解析ケースでは、米国WH社のRCPシールLOCAモデル（WOG2000モデル）に基づくRCPシールLOCAの発生確率（0.21）として感度解析を実施した。感度解析結果を第1.1.1.h-6図に示す。



全CDFは6割以上低減(2.5E-04/炉年 → 8.8E-05/炉年)した。この結果から、取替えを予定している国産改良型の耐熱Oリングによる、CDFの低減に期待できる。国産改良型の耐熱Oリングを用いたRCPシールLOCAモデルについては今後適用していく予定である。なお、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA発生時の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みであり、これら重大事故対策を含めたPRAを実施し、CDFの低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。

#### 【②プラント固有データの反映】

プラント固有の運転実績に基づき評価した場合の影響を確認するため、起回事象及び機器故障率について、①頻度論統計(川内の運転実績から算出)②ベイズ統計(川内の発生実績を除いた値を事前分布とし、川内の発生実績で事後分布を更新)の2通りについて感度解析を実施した。起回事象に関する感度解析結果を第1.1.1.h-8表に、機器故障率に関する感度解析結果を第1.1.1.h-9表に示す。

対象とする起回事象は、国内PWR全プラントで発生件数の多い起回事象「手動停止」「過渡事象」「主給水流量喪失」を選定した。

また、対象とする機器故障は内部事象出力レベル1PRAでモデル化している機器の内、2007年に川内1号炉にて発生実績のある「加圧器安全弁の開失敗」と、FV重要度が高く、かつ国内一般故障率でデータベースが整備されている「復水タンクの閉塞」と「タービン動補助給水ポンプの起動失敗」を選定した。

①の結果、故障率の変更により加圧器安全弁と補助給水系の非信頼度が高くなり、かつ主給水流量喪失の起回事象発生頻度が高くなったものの、手動停止及び過渡事象の起回事象発生頻度が低くなったため、第1.1.1.h-10表に示すようにベースケースと比較して全CDFに有意な変化はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

②の結果、加圧器安全弁を除く機器故障率及び起回事象発生頻度が低くなったため、ベースケースと比較して全CDFは若干低くなったが有意な差はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

#### 【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、発生条件を有効性評価と整合させた場合について、感度解析を実施した。結果として、現状のPRAの評価結果に有意な影響は及ぼさないことを確認した。

#### 【①RCPシールLOCAの発生確率】及び【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻

度】について、感度解析結果を反映させたパイチャートを第1.1.1.h-7図に示す。耐熱OリングによるRCPシールLOCAの発生確率の低減を考慮した結果、原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に占める割合は約81.6%から約48.6%まで低減したが、その他の起因事象と比較しても全炉心損傷頻度に対して占める割合は最も大きいままであった。このことから、原子炉補機冷却機能喪失時の対策を充実させることが重要であると言える。なお、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA発生時等の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みである。

また、有効性評価での想定を考慮したインターフェイスシステムLOCAの発生頻度を考慮した結果、インターフェイスシステムLOCAのCDFの絶対値は増加したものの、全炉心損傷頻度に占める割合は、その他の起因事象と比較して最も小さいままであった。

以上のように、代表的なパラメータについて川内1号炉及び2号炉固有のデータを用いて感度解析を実施したが、事故シーケンス選定の考え方に影響するような感度ではないことを確認した。

#### ④ まとめ

重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、川内1号炉及び2号炉の出力運転時レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は $2.5E-04$ （/炉年）となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクタ(EF)は5.7であった。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

重要度解析においては、FV及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では「原子炉補機冷却機能喪失」、緩和系の基事象では「復水タンクの閉塞」の重要度が高いことを確認した。なお、「復水タンクの閉塞」については、2次系純水タンクへの水源切替、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、重要度の低減が可能である。

感度解析においては、感度解析ケースとして、米国WH社のRCPシールLOCAモデルに基づきRCPシールLOCAの発生確率を0.21とした結果、炉心損傷頻度は $8.8E-05$ /炉年となり、ベースケースと比較すると6割以上低減した。この結果から、取替を予定している国産改良型の耐熱Oリングによる、炉心損傷頻度の低減に期待できることを確認した。また、国産改良型の耐熱Oリングを用いたRCPシールLOCAモデルについては今後適用していく予定である。なお、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA発生時の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みであり、これら重大事故対策を含めたPRAを実施し、炉心損傷頻度の低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。

第1.1.1. a-1表 レベル1PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1/2)

PRAの作業	収集すべき情報		主な情報源
1. プラントの構成・特性の調査	PRA実施にあたり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 単線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量根拠書 10) 機器設計仕様書
		b) 運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書類 ・運転基準（総括編、電気編、タービン編、原子炉編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編）

第1.1.1.a-1表 レベル1PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源 (2/2)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
2. 起回事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 3) 米国PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRC ホームページ
3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表
4. 事故シーケンスの分析		
5. システム信頼性解析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認間隔
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和操作等 ・各種操作・作業等に係る体制	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果
7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンアベイラビリティ	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497

第1.1.1.a-2表 系統設備概要

原子炉保護系	4 トレン 制御棒 48本
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約17m <sup>3</sup> /h/台 充てん/高圧注入ポンプ 3台 (うず巻式) ポンプ容量 約34m <sup>3</sup> /h/台
蓄圧注入系	蓄圧タンク たて置円筒型 3基 容量 約41m <sup>3</sup>
高圧注入系	充てん/高圧注入ポンプ 3台 (うず巻式) ポンプ容量 約147m <sup>3</sup> /h/台
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約681m <sup>3</sup> /h/台
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 1台 (うず巻式) ポンプ容量 約210m <sup>3</sup> /h/台 電動補助給水ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約90m <sup>3</sup> /h/台
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約7,200kVA/台
直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,200A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約3,500A・h
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 (うず巻式ポンプ) ポンプ容量 約1,300m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 4台 (斜流式) ポンプ容量 約2,200m <sup>3</sup> /h/台
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約940m <sup>3</sup> /h/台

第1.1.1.b-1表 既往のPRAで選定している起回事象

Surry (WASH-1400)	Surry (NUREG-1150)	Sequoyah (NUREG-1150)	Zion (NUREG-1150)	国内代表的4ループ プラント（共通懇 PSAレビュー検討 WG)	川内 1号炉及び2号炉
<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器破損LOCA</li> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>
	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期に主給水が健全なタービントリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期に主給水が健全なタービントリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービントリップ</li> <li>炉心出力の異常</li> <li>ECCSの誤起動</li> <li>原子炉トリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象※</li> <li>手動停止</li> </ul>
	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>サービス水の喪失</li> <li>補機冷却水の喪失</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>DC母線1系列喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DC母線1系列喪失</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>DC母線1系列喪失</li> </ul>	

※過渡事象として考慮している事象については、第1.1.1.b-5表参照

第1.1.1.b-2表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応 (1/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
制御棒の落下及び不整合	過渡事象
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡事象
原子炉冷却材流量の部分喪失	過渡事象
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	過渡事象

第1.1.1.b-2表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応 (2/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉冷却材系の異常な減圧	過渡事象
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	過渡事象
原子炉冷却材喪失	大破断、中破断、小破断LOCA
原子炉冷却材流量の喪失	過渡事象
原子炉冷却材ポンプの軸固着	過渡事象
主給水管破断	2次冷却系の破断
主蒸気管破断	2次冷却系の破断
制御棒飛び出し	小破断LOCA
放射性気体廃棄物処理施設の破損	炉心損傷の観点からは考慮不要
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
燃料集合体の落下	炉心損傷の観点からは考慮不要
可燃性ガスの発生	大破断、中破断、小破断LOCA



第1.1.1.b-3表 EPRI NP-2230 トランジェント分類

No	トランジェント名	No	トランジェント名
1	1次冷却材流量の喪失(1ループ)	22	主給水流量の異常－誤動作
2	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	23	復水ポンプの停止(1ループ)
3	制御棒駆動装置の異常または制御棒クラスタバンクの落下	24	復水ポンプの停止(全ループ)
4	制御棒からの漏えい	25	復水器真空度の喪失
5	1次冷却系での漏えい	26	蒸気発生器の漏えい
6	加圧器圧力低	27	復水器の漏えい
7	加圧器からの漏えい	28	2次系での漏えい
8	加圧器圧力高	29	主蒸気逃がし弁の開放
9	工学的安全施設作動信号の誤発信	30	循環水の喪失
10	格納容器圧力の異常	31	補機冷却水の喪失
11	化学体積制御設備の誤作動による1次冷却材中のほう素の希釈	32	補機冷却海水の喪失
12	圧力／温度／出力の不整合	33	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止
13	1次冷却系停止ループの誤起動	34	発電機トリップ
14	1次冷却材流量の喪失(全ループ)	35	所内電源喪失
15	主給水流量の部分喪失	36	加圧器スプレイの故障
16	主給水流量の喪失(全ループ)	37	所内補機電源の喪失
17	主蒸気隔離弁の閉止(1ループ)	38	原子炉トリップ－誤動作
18	主蒸気隔離弁の閉止(全ループ)	39	原子炉トリップ－機器の故障
19	主給水流量の増加(1ループ)	40	原子炉トリップ－誤操作
20	主給水流量の増加(全ループ)	41	所内火災
21	主給水流量の異常－誤操作		

第1.1.1.b-4表 運転時の異常な過渡変化とEPRI NP-2230のカテゴリとの対応

運転時の異常な過渡変化	EPRI NP-2230の対応カテゴリ
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	2
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	2
制御棒の落下及び不整合	3, 12
原子炉冷却材のほう素の異常な希釈	11
原子炉冷却材流量の部分喪失	1
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	13
外部電源喪失	35, 37
主給水流量喪失	15, 16, 21, 22, 23
蒸気負荷の異常な増加	29
2次冷却系の異常な減圧	28, 29
蒸気発生器への過剰給水	19, 20, 21, 22
負荷の喪失	17, 18, 24, 25, 30, 33, 34
原子炉冷却材系の異常な減圧	6, 36
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	9
原子炉冷却材流量の喪失	14
(その他の事象)	4, 5, 7, 8, 10, 26, 27, 31, 32, 38, 39, 40, 41

第1.1.1.b-5表 グループ化した起因事象

	炉心損傷に至る可能性のある事象(既存PRA等の起因事象含む)	選定した起因事象(グループ化含む)
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象(※) ※炉心損傷の観点から考慮不要の事象は除く	主給水管破断	2次冷却系の破断
	主蒸気管破断	
	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	
	制御棒の落下及び不整合	
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	
	原子炉冷却材流量の部分喪失	
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
	負荷の喪失	
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	
	原子炉冷却材流量の喪失	
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	
	外部電源喪失	外部電源喪失
	主給水流量喪失	主給水流量喪失
	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
	制御棒飛び出し(制御棒クラスターのハウジングが損傷し、LOCA事象が発生)	小破断LOCA
原子炉冷却材喪失	大、中、小破断LOCA	
可燃性ガスの発生(LOCA事象に付随する事象であり、LOCA事象として整理)		
その他の起因事象	ATWS	ATWS
	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA
	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失
	手動停止	手動停止
	極小LOCA	極小LOCA
	DC母線1系列喪失	DC母線1系列喪失

第1.1.1.b-6表 選定した起因事象一覧表

選定した起因事象	説明
大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却材主配管の両端破断相当（配管断面積の2倍）までのものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入／再循環に期待している。
中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチまでのものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
極小LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、充てんポンプで補填できる程度（破断口面積が等価口径3/8インチ未満）のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、充てん／高圧注入に期待している。
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系との間の隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象
主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
外部電源喪失	送電システムの故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。
ATWS	運転時の異常な過渡変化又は事故において原子炉トリップに失敗する事象
2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。
過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水系、海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁／安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。
手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。
DC母線1系列喪失	DC母線が1系列喪失した場合、タービントリップソレノイド弁の非励磁によりタービントリップし、原子炉トリップに至る事象を想定しており、加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生がある場合は小破断LOCA、ない場合は過渡事象の緩和機能に期待している。ただし、緩和機能は1系列使用不可である。

第1.1.1.b-7表 1976年4月以前における事象一覧

発生年月日	発電所名	概要
1970/12/4	美浜1号機	若狭幹線事故波及（その他・自然現象）のため、発電機トリップにより、原子炉停止。
1971/4/2	美浜1号機	グラウンドウォール蒸気管ユニオン部洩れによる停止
1971/4/24	美浜1号機	タービン注油ポンプ圧力計管洩れによる停止
1971/5/12	美浜1号機	一次系弁リークオフ量増加、調査のため原子炉手動停止。
1971/5/19	美浜1号機	安全注入誤作動（機器故障）のため原子炉停止。
1971/6/10	美浜1号機	計器用インバータ故障による停止
1971/6/16	美浜1号機	復水器点検による停止
1971/7/10	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/7/27	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/8/13	美浜1号機	原子炉休転
1971/9/11	美浜1号機	インバータ電源故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1971/10/7	美浜1号機	B、BFP誤動作によるトリップ
1972/1/22	美浜1号機	送電線線路作業のため停止
1972/2/19	美浜1号機	加圧器水面器点検による停止
1972/5/26	美浜1号機	夏期ピーク前点検による停止
1972/6/15	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1972/7/26	美浜2号機	冷却材ポンプ潤滑油漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1972/8/11	美浜2号機	主変圧器の巻線間短絡（機器故障）のため、発電機トリップし、原子炉停止。
1972/10/28	美浜2号機	主変圧器取替による停止
1972/12/19	美浜1号機	第5抽気建屋ドレン弁ボンネット洩れによる停止
1972/12/29	美浜2号機	ループ室内パッキン取替による停止
1973/2/3	美浜2号機	HPP排気管点検による停止
1973/5/28	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1973/6/23	美浜2号機	RCPモータ軸受点検による停止
1973/7/11	美浜2号機	給水制御装置の故障、調査のため原子炉手動停止。
1973/8/28	美浜2号機	一次冷却材ポンプの電源アニュラス貫通部短絡（サーベイランス外の操作ミス）のため、RCP遮断器開により原子炉停止。
1973/9/8	美浜1号機	加圧器スプレイ弁のバイパス弁グラウンド漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1973/10/26	美浜1号機	C/V内弁の点検による停止
1973/12/7	美浜1号機	C/V内パッキン取替による停止
1974/1/31	美浜1号機	給水制御装置故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1974/6/1	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1974/6/27	美浜1号機	送電線トリップによる停止
1974/7/17	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/10	美浜2号機	給水流量検出配管から漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/13	美浜2号機	中間点検による停止
1974/10/25	美浜2号機	中間点検による停止
1974/12/13	高浜1号機	高圧タービンバランスホールカバーからの蒸気漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/8	美浜2号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/17	高浜1号機	送電線事故による外部電源喪失（その他・自然現象）と所内電源系統の攪乱のため、原子炉停止。
1975/1/22	高浜1号機	蒸気タービン軸受油圧故障（機器故障）のため、タービントリップし原子炉停止。
1975/4/1	高浜1号機	ロータリスクリーン改造及び復水器細管洗浄装置取付による停止
1975/6/10	玄海1号機	蒸気発生器（A）内に残置された鋼性巻尺により細管が損傷、調査のため原子炉手動停止。
1975/6/20	高浜1号機	給水制御弁故障、調査のため原子炉手動停止。
1976/2/19	高浜2号機	クラゲ防止設備改造強化工事のため停止
1976/2/20	玄海1号機	中間点検による停止

第1.1.1.b-8表 起因事象発生頻度 (2011年3月31日迄)

起 因 事 象	発生頻度 (/炉年)	発生頻度評価方法	運転実績 (年)					発生 件数
			国内PWR				海外PWR	
			(1976.4.1以降)		(運転日から)		(運転日から)	
			発電期間	運転期間	発電期間	運転期間	臨界時間	
大破断LOCA	2.2E-05	・小破断LOCAの発生頻度の1/10						
中破断LOCA	6.8E-05	・大破断LOCAと小破断LOCAの相乗平均						
小破断LOCA	2.2E-04	・発生件数/発電期間	—	—	481	—	1839	0.5 <sup>*1</sup>
極小LOCA	2.1E-03	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	1
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	・フォールトツリーによるシステム信頼性解析により算出した発生頻度						
主給水流量喪失	1.1E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	5
外部電源喪失	4.8E-03	・発生件数/運転期間	—	621 <sup>*2</sup>	—	—	—	3
ATWS	4.0E-08	・AT発生頻度×フォールトツリーによるシステム信頼性解析により算出した原子炉トリップ失敗確率	475	—	—	—	—	34 <sup>*3</sup>
2次冷却系の破断	4.3E-04	・発生件数/発電期間×2 <sup>*4</sup>	—	—	481	—	1839	0.5 <sup>*1</sup>
蒸気発生器 伝熱管破損	2.4E-03	・発生件数×(当該プラントの伝熱管本数/ Σ(プラントiの伝熱管本数(1-伝熱管施控率) ×プラントiの運転期間))	—	—	—	—	—	1
過渡事象	9.7E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	46
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	・発生件数/運転期間	—	—	—	632 <sup>*2</sup>	1839	0.5 <sup>*1</sup>
手動停止	2.3E-01	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	110
DC母線1系列喪失	2.2E-04	・発生件数/発電期間	—	—	481	—	1839	0.5 <sup>*1</sup>

※1：国内及び米国で発生実績がないため、運転期間を運転開始(1970年11月28日)からの期間、発生件数を0.5件とした

※2：出力運転中のみならず、運転停止中にも発生し得る事象であるため、出力運転中だけでなく運転停止中の期間も含めた運転期間とした

※3：運転時の異常な過渡変化の国内PWRの発生件数

※4：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価

第1.1.1.c-1表 成功基準の一覧

機能	原子炉トリップ	低圧注入		蓄圧注入	高圧注入		格納容器スプレイ		低圧再循環			高圧再循環			格納容器スプレイ再循環			補助給水			非常用 所内電源	主蒸気 隔離	破損側SGの 隔離	加圧器逃がし弁/ 安全弁LOCAなし	RCPシールLOCA なし
	制御棒	ポンプ	ループ	蓄圧 タンク	ポンプ	ループ	ポンプ	スプレイ ノズル	ポンプ	熱 交換器	ループ	ポンプ	ループ	ポンプ	熱 交換器	スプレイ ノズル	ポンプ	SGへの 給水	主蒸気安全弁に よる蒸気放出	ディーゼル 発電機	隔離弁 動作	隔離弁 動作	弁閉止、 隔離弁動作	RCPシール 健全	
大破断LOCA	-	1/2 ①	健全1/2 ①	健全2/2 ①	-	-	-	-	1/2 ②	1/2 ②	健全1/2 ②	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
中破断LOCA	-	-	-	健全1/2 ③	1/3 ③	健全2/2 ③	1/2 ⑦	3/4 ⑦	1/2 ⑦	1/2 ⑦	-	1/3 ⑦	健全2/2 ⑦	1/2 ⑦	1/2 ⑦	3/4 ⑦	-	-	-	-	-	-	-	-	-
小破断LOCA	○	-	-	-	1/3 ④	健全2/2 ④	1/2 ⑦	3/4 ⑦	1/2 ⑦	1/2 ⑦	-	1/3 ⑦	健全2/2 ⑦	1/2 ⑦	1/2 ⑦	3/4 ⑦	1/3 ⑦	2/3 ⑦	2弁/1SG ⑦	-	-	-	-	-	-
極小LOCA	○	-	-	-	1/3 ④	充てん ラインor 健全2/2 ④	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑦	2/3 ⑦	2弁/1SG ⑦	-	-	-	-	-	-
インターフェイスシステム LOCA※1	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
主給水 流量喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	-	-	-	-	-	-
外部電源 喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	1/2 ⑦	-	-	-	-	-
ATWS※2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2次冷却系 の破断	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑥	健全1/2 ⑥	2弁/1SG ⑥	-	○	-	-	-	-
蒸気発生器 伝熱管破損	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑥	健全1/2 ⑥	2弁/1SG ⑥	-	-	○	-	-	-
過渡事象	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	-	-	-	-	-	-
原子炉補機 冷却機能喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	-	-	-	○	○	
手動停止	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	-	-	-	-	-	-
DC母線 1系列喪失	-	-	-	-	健全 1/1 ④	2/3 ④	健全 1/1 ⑦	3/4 ⑦	健全 1/1 ⑦	健全 1/1 ⑦	-	健全 1/1 ⑦	2/3 ⑦	健全 1/1 ⑦	健全 1/1 ⑦	3/4 ⑦	1/2 ⑤	2/3 ⑤	2弁/1SG ⑤	-	-	-	-	-	-

※1 起因事象発生後の緩和手段（AM策）に期待していないため、原子炉トリップに成功してもRCSの流出が継続し、いずれ炉心損傷に至る。

※2 起因事象発生後の緩和手段（AM策）がなければ炉心損傷は避けられないため、成功基準の記載はない。

注) 成功基準の下段は、成功基準を決定した際に参照した以下の解析項目を示す

- ①大破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析
- ②大破断LOCA時の格納容器内除熱機能に関する熱水力解析
- ③中破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析
- ④小破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析
- ⑤主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑥主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑦設計基準事象解析等

第1.1.1.c-2表 炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について

解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性
大破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断LOCA時に必要な低圧注入ポンプの台数の注入ループ数を確認	燃料被覆管最高温度は1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SATAN-M</li> <li>• WREFLOOD</li> <li>• BASH-M</li> <li>• COCO</li> <li>• LOCTA-M</li> </ul>	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。 なお、MAAPコードはMHI-NES-1056「三菱PWR炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのMAAPコードへの適用性について」にて検証されている。
大破断LOCA時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断LOCA時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MAAP</li> </ul>	
中破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断LOCA時に必要な蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SATAN-M (Small LOCA)</li> <li>• LOCTA-IV</li> </ul>	
主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流量喪失時に必要な補助給水ポンプの台数と給水蒸気発生器数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は2次側の保有水量が回復傾向を示し、2次系の冷却機能が維持されることを確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MARVEL</li> </ul>	
主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数と給水蒸気発生器数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は2次側の保有水量が回復傾向を示し、2次系の冷却機能が維持されることを確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MARVEL</li> </ul>	



第1.1.1.e-1表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
フロントライン系 (影響を受ける側)						
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高圧注入系 ※1	○	○				○
蓄圧注入系						
低圧注入系	○	○				○
格納容器スプレイ注入系 ※1	○	○				○
補助給水系／主蒸気圧力制御系 ※2	○	○		○		
破損側蒸気発生器隔離 ※3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※4	○	○				

※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。

※2：電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。

※3：主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系／信号系／制御用空気系が必要。

※4：主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系／信号系が必要。

第1.1.1.e-2表 サポート系同士の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2, 3	○	○		○		○
換気空調系 ※2, 4, 5	○	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1：ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要。

※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

※3：制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。

※4：空気作動ダンパの開状態維持のための制御用空気系が必要。

※5：空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要。

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (1/6)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ (純水) 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
電動ポンプ (海水)	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ファン/ブローア	起動失敗
	継続運転失敗 (正常雰囲気)
	継続運転失敗 (異常雰囲気)
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (2/6)

機器タイプ	故障モード
電動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (3/6)

機器タイプ	故障モード
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
安全弁	開失敗
	閉失敗
	誤開
	外部リーク
	内部リーク
真空逃し弁	作動失敗
電磁弁	開閉失敗(作動失敗)
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	制御回路の作動失敗
配管 スプレイヘッド	リーク
	閉塞
流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損
	伝熱管閉塞
	外部リーク
オリフィス	外部リーク
	内部破損
	閉塞

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (4/6)

機器タイプ	故障モード
フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ (空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク
	内部破損
	閉塞
フィルタ/ストレーナ(海水) サンプスクリーン	外部リーク
	内部破損
	閉塞
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
タンク 制御用空気だめ	破損
	閉塞
ピット/サンプ	閉塞

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (5/6)

機器タイプ	故障モード
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー 電源切替用コンタクタ	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
遮断器 NFB ドロップバイパス開閉器	開失敗
	閉失敗
	誤開
	誤閉
リミットスイッチ トルクスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
圧力/流量/水位/温度スイッチ	不動作
	誤動作
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ(バイタル) 後備用低電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (6/6)

機器タイプ	故障モード
配線／電線	断線
	地絡
	短絡
制御ケーブル	短絡
	地絡
	断線
MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失
演算器 電流／電圧・電圧変換器	不動作
	高出力/低出力
カード(半導体ロジック回路) バイステーブル	不動作
警報設定器	不動作
	誤動作
流量／圧力／水位トランスミッタ	不動作
	高出力/低出力
温度検出器	不動作
	高出力/低出力
放射能検出器	不動作
	高出力/低出力
コントローラ	不動作
	高出力/低出力
ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失
アナンシエータ	機能喪失



第1.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット (1/3)

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット例
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	SI信号A, B両トレン 共通原因故障
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンクB(C) 閉塞
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	再循環切替診断失敗
中破断LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁047B(C) 閉塞
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口逆止弁134B, C開失敗 共通原因故障
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ作動信号A, B両トレン 共通原因故障
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイ作動信号A, Bリセット操作失敗
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁021A, B 開操作失敗
小破断LOCA	中破断LOCA+低圧再循環失敗	S信号A, Bリセット操作失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
	小破断LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁047B(C) 閉塞
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ作動信号A, B両トレン 共通原因故障
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイ作動信号A, Bリセット操作失敗
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁021A, B 開操作失敗
極小LOCA	小破断LOCA+低圧再循環失敗	S信号A, Bリセット操作失敗
	極小LOCA+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
極小LOCA	極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	充てん/高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D, E開失敗 共通原因故障

第1.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット (2/3)

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット例
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	RCPシールLOCA発生
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	DG-A, B起動失敗 共通原因故障
	外部電源喪失+補助給水失敗	復水タンク 閉塞
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	運転員 破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 (575A) 閉止失敗+破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 (576A) 閉止失敗
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系の破断事象診断過誤による破断側蒸気発生器ループへの給水停止失敗
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	SGTR事象診断過誤による破損側蒸気発生器への給水停止失敗+主蒸気管破断
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA	余熱除去ポンプ吸込み側での事象発生
手動停止	手動停止+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障
ATWS	ATWS	不足電圧出力カード不動作 共通原因故障

第1.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット (3/3)

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット例
DC母線 1 系列喪失	DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号A失敗
	DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	外部電源喪失+DG-A試験による待機除外+加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗
	DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗+スプレイヘッド手動弁028A閉塞
	DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗+充てん/高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121E閉失敗
	DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	海水ストレーナA閉塞による充電器盤室空調A喪失+加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗
	DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗+よう素除去薬品タンク隔離弁054閉失敗

第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)

--

□内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)

--

内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)

--

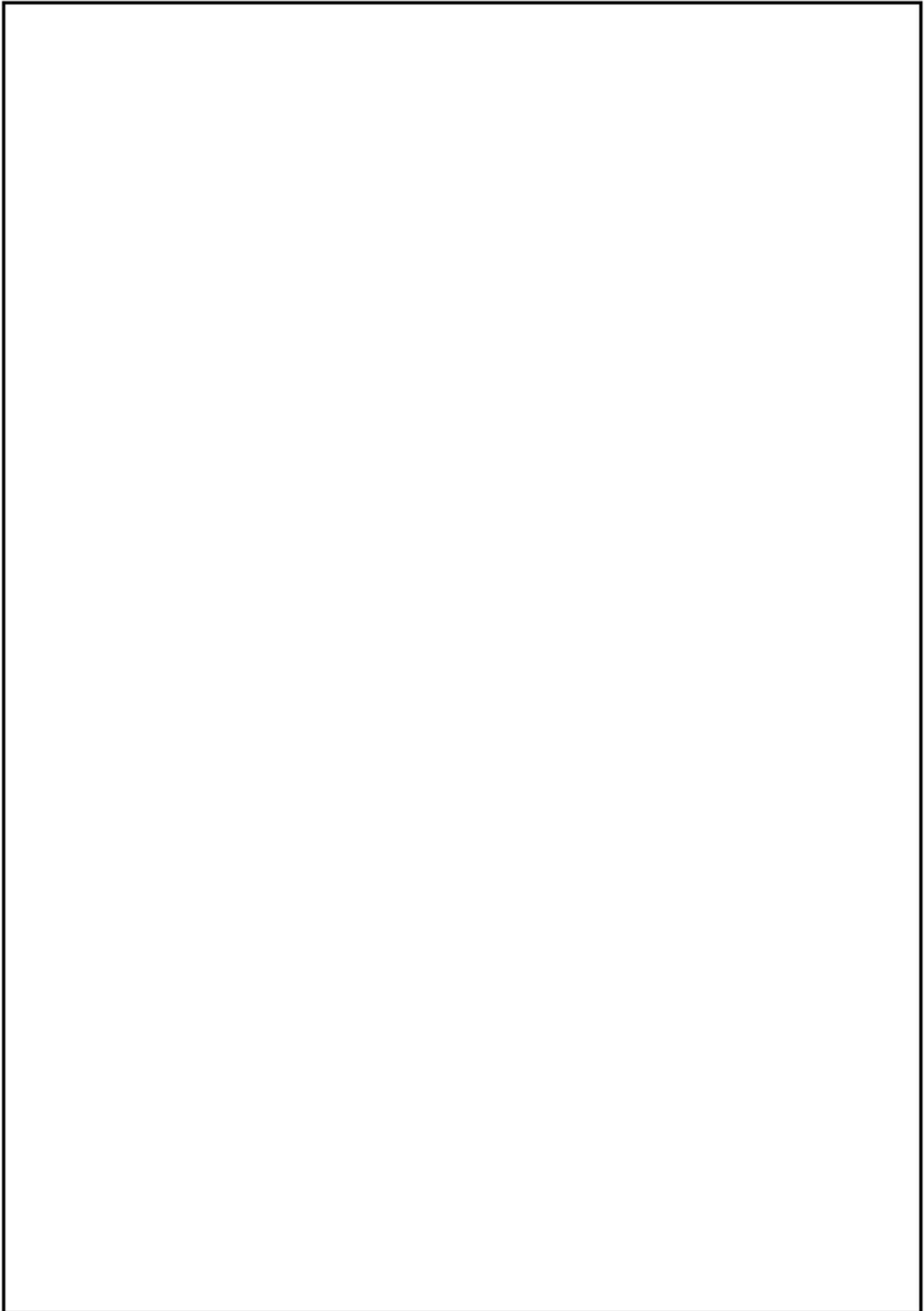
内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (4/6)

--

□内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)



内は商業機密に属しますので公開できません。



第1.1.1.f-1表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (6/6)

--

□内は商業機密に属しますので公開できません。

第1.1.1.f-2表 共通原因故障パラメータ (抜粋)

機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ※2		
				$\beta$	$\gamma$	$\delta$
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	-	-
			3	3.13E-02	3.63E-01	-
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	-	-
			3	6.19E-02	5.00E-01	-
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01
電動弁 (純水-Pooled※1)	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	-	-
			3	1.37E-02	3.59E-01	-
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	-	-
			3	8.18E-03	7.09E-03	-
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	-	-
			3	5.04E-02	1.43E-01	-
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02
	外部リーク	-	-	-	-	-
	内部リーク	-	-	-	-	-
	閉塞	-	-	-	-	-

※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの

※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より

$\beta$  : 2つ以上の機器が同時に故障する割合

$\gamma$  : 2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

$\delta$  : 3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

第1.1.1.h-1表 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	起回事象 発生頻度 (／炉年)	条件付炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	1	2.0E-04	81.6%
手動停止	2.3E-01	1.1E-04	2.6E-05	10.6%
過渡事象	9.7E-02	1.1E-04	1.1E-05	4.5%
小破断LOCA	2.2E-04	1.4E-02	3.1E-06	1.2%
主給水流量喪失	1.1E-02	1.2E-04	1.3E-06	0.5%
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	0.5%
中破断LOCA	6.8E-05	1.4E-02	9.4E-07	0.4%
外部電源喪失	4.8E-03	1.5E-04	7.4E-07	0.3%
極小LOCA	2.1E-03	2.3E-04	4.8E-07	0.2%
蒸気発生器 伝熱管破損	2.4E-03	1.6E-04	3.8E-07	0.2%
大破断LOCA	2.2E-05	6.4E-03	1.4E-07	<0.1%
DC母線1系列喪失	2.2E-04	3.2E-04	7.0E-08	<0.1%
ATWS	4.0E-08	1	4.0E-08	<0.1%
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	1	3.0E-11	<0.1%
合 計			2.5E-04	100%

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (1/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)	
2次冷却系からの除熱機能喪失	手動停止	補助給水失敗	2.6E-05	10.6%	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障	1.2E-05	46%
					②復水タンク閉塞	2.8E-06	11%
					③補助給水系各機器の外部リーク	2.7E-07	1%
	過渡事象	補助給水失敗	1.1E-05	4.5%	手動停止と同様		
	2次冷却系の破断	補助給水失敗	1.2E-06	0.5%	①2次冷却系の破断事象診断過誤による破断ループへの給水停止失敗	1.2E-06	97%
					②補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障	1.3E-08	1%
					③復水タンク閉塞	5.3E-09	<0.1%
	主給水流量喪失	補助給水失敗	1.3E-06	0.5%	手動停止と同様		
	外部電源喪失	補助給水失敗	1.9E-07	0.1%	①復水タンク閉塞	5.9E-08	31%
					②補助給水系各機器の外部リーク	5.5E-09	3%
	蒸気発生器伝熱管破損	補助給水失敗	1.7E-07	0.1%	手動停止と同様		
	小破断LOCA	補助給水失敗	1.6E-08	<0.1%	手動停止と同様		
	極小LOCA	補助給水失敗	2.4E-07	0.1%	手動停止と同様		
	DC母線1系列喪失	補助給水失敗	7.0E-08	<0.1%	①補助給水ポンプ起動信号A失敗	1.5E-08	21%
					②制御用空気圧縮機A運転継続失敗による充電器室空調系空気ダンプ誤閉止による直流電源喪失	5.8E-09	8%
③制御用空気圧縮機室A空調ファン運転継続失敗による充電器室空調系空気ダンプ誤閉止による直流電源喪失					3.2E-09	5%	
2次冷却系の破断	主蒸気隔離失敗	5.4E-11	<0.1%	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁(575A)閉止失敗+破断ループT/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁(576A)閉失敗	3.4E-11	62%	
				②破断ループ側T/D-AFWP駆動蒸気元弁(575A)閉止失敗+破断ループ側T/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁(576A)閉失敗	7.0E-12	13%	
				③健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁3625(3635)内部リーク+破断ループ主蒸気隔離逆止弁536A閉失敗	6.6E-12	12%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (2/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)			
安全機能のサポート機能喪失	外部電源喪失	非常用所内交流電源喪失	5.5E-07	0.2%	①DG-A, B起動失敗 共通原因故障	7.8E-08	14%			
					②DG-A(B)試験による待機除外+DG-B(A)継続運転失敗	8.7E-08	16%			
					③DG-A(B)試験による待機除外+DG-B(A)起動失敗	5.7E-08	10%			
	原子炉補機冷却機能喪失	RCPシールLOCA	2.0E-04	81.2%	①RCPシールLOCA発生	2.0E-04	100%			
					加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	9.0E-07	0.4%	①加圧器安全弁055(056, 057)再閉止失敗	9.0E-07	100%
					補助給水失敗	2.3E-08	<0.1%	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通原因故障	1.0E-08	46%
								②復水タンク閉塞	2.5E-09	11%
③補助給水系各機器の外部リーク	2.3E-10	1%								

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (3/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)	
原子炉格納容器除熱機能喪失	小破断LOCA	格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-07	0.3%	①格納容器スプレイ作動信号A,Bリセット操作失敗	9.5E-08	12%
					②格納容器スプレイポンプA,B停止操作失敗	9.5E-08	12%
					③原子炉格納容器圧力高確認失敗	9.1E-08	11%
	格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-08	<0.1%	①格納容器スプレイ作動信号A,B両トレン 共通原因故障	5.8E-09	26%	
				②格納容器スプレイ冷却器出口弁024A,B開失敗 共通原因故障	4.5E-09	21%	
				③格納容器スプレイポンプA,B 起動失敗 共通原因故障	1.7E-09	8%	
	中破断LOCA	格納容器スプレイ再循環失敗	2.5E-07	0.1%	小破断LOCAと同様		
		格納容器スプレイ注入失敗	6.8E-09	<0.1%	小破断LOCAと同様		
	DC母線1系列喪失	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11	<0.1%	①加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗+よう素除去薬品タンク隔離弁054閉失敗	8.1E-13	3%
					②加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗+格納容器スプレイ冷却器CCW通水弁248A開失敗	7.8E-13	3%
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		2.2E-11	<0.1%	①加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗+スプレイヘッダ手動弁028A閉塞	9.2E-13	4%	
				②加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗+格納容器スプレイ冷却器出口弁024開失敗	7.8E-13	4%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (4/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	4.0E-08	<0.1%	①不足電圧出力カード不動作 共通原因故障	1.2E-08	30%
					②原子炉トリップ遮断器開失敗 共通原因故障	2.0E-08	49%
					③基本ソフトウェア 共通原因故障	7.1E-09	18%
E C C S 注 水 機 能 喪 失	小破断LOCA	高压注入失敗	1.3E-06	0.5%	①低温側注入ライン手動弁047B(C)閉塞	6.5E-07	50%
					②低温側注入ラインオリフィス980B(C)閉塞	2.5E-07	19%
					③低温側注入ラインオリフィスS12B(C)閉塞	2.5E-07	19%
	中破断LOCA	高压注入失敗	4.1E-07	0.2%	小破断LOCAと同様		
	大破断LOCA	低压注入失敗	3.0E-09	<0.1%	①S信号A, B両トレン 共通原因故障	8.1E-10	27%
					②RHRポンプ 出口流量高A, B両トレン共通原因故障によるミニフローライン弁601, 611の閉止失敗	8.1E-10	27%
					③RWST閉塞	2.7E-10	9%
					④RWST出口手動弁001閉塞	7.2E-11	2%
	中破断LOCA	蓄圧注入失敗	2.5E-11	<0.1%	①蓄圧タンク出口逆止弁134B, C開失敗 共通原因故障	1.1E-11	44%
					②蓄圧タンク出口逆止弁136B, C開失敗 共通原因故障	1.1E-11	44%
					③蓄圧タンクB, Cの同時閉塞	1.4E-12	5%
	大破断LOCA	蓄圧注入失敗	9.2E-09	<0.1%	①蓄圧タンクB(C)閉塞	6.2E-09	68%
					②蓄圧タンク出口電動弁132B(C)閉塞	1.9E-09	20%
	極小LOCA	充てん/高压注入失敗	2.4E-07	0.1%	①充てん/高压注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D, E開失敗 共通原因故障	4.5E-08	19%
②充てん/高压注入ポンプ入口ベント隔離弁774, 775B閉失敗 共通原因故障					3.6E-08	15%	
③燃料取替用水タンク閉塞					2.6E-08	11%	
DC母線 1系列喪失	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高压注入失敗	3.6E-12	<0.1%	①外部電源喪失+DG-A試験による待機除外+加圧器安全弁055(056, 057)再閉止失敗	4.0E-13	11%	
				②加圧器圧力高信号発信失敗+加圧器安全弁055(056, 057)再閉止失敗+ほう酸注入タンク入口オリフィス900閉塞	3.5E-13	10%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (5/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
E C C S 再 循 環 機 能 喪 失	小破断LOCA 低圧再循環失敗	6.7E-07	0.3%	①S信号A, Bリセット操作失敗	9.5E-08	14%
				②RHRポンプA, B停止操作失敗	9.5E-08	14%
				③燃料取替用水タンク隔離弁191A, B閉操作失敗	9.5E-08	14%
	小破断LOCA 高圧再循環失敗	2.4E-07	0.1%	①余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁021A, B開操作失敗	9.5E-08	40%
				②充てん/高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D, E閉操作失敗	9.5E-09	40%
	中破断LOCA 低圧再循環失敗	2.1E-07	0.1%	小破断LOCAと同様		
	中破断LOCA 高圧再循環失敗	7.3E-08	<0.1%	小破断LOCAと同様		
	大破断LOCA 低圧再循環失敗	1.3E-07	0.1%	①再循環切替診断失敗	5.9E-08	46%
				②S信号A, Bリセット操作失敗	9.5E-09	7%
				③RHRポンプA, B停止操作失敗	9.5E-09	7%
DC母線 1系列喪失	加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA + 低圧再循環失敗	4.8E-11	<0.1%	①海水ストレーナA閉塞による充電器盤室空調A喪失 + 加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗	6.4E-12	13%
				②海水系ヘッダ配管リークによる充電器盤室空調A喪失 + 加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗	3.0E-12	6%
DC母線 1系列喪失	加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA + 高圧再循環失敗	2.5E-11	<0.1%	①加圧器圧力高信号発信失敗 + 加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗 + 充てん/高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121E閉失敗	8.1E-13	3%
				②加圧器圧力高信号発信失敗 + 加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗 + 余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁021A開失敗	8.0E-13	3%



第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果 (6/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
漏えい機能の 隔離機能喪失	蒸気発生器伝熱管 破損	破損側蒸気 発生器隔離 失敗	2.1E-07	0.1%	①SGTR事象診断過誤による破損側蒸気発生器への給水停止失敗 +主蒸気管破断	6.5E-08	31%
					②破損側蒸気発生器 タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン 元弁575A 閉失敗	2.3E-08	11%
					③破損側蒸気発生器 タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン 元弁575A閉操作(中央及び現場)失敗	1.1E-08	5%
	インターフェイス システムLOCA	—	3.0E-11	<0.1%	—		

第1.1.1.h-3表 起因事象別重要度評価結果 (FV重要度上位)

起因事象	FV重要度
原子炉補機冷却機能喪失	8.2E-01
手動停止	1.1E-01
過渡事象	4.5E-02
小破断LOCA	1.2E-02
主給水流量喪失	5.1E-03
2次冷却系の破断	4.9E-03
中破断LOCA	3.8E-03
外部電源喪失	3.0E-03
極小LOCA	1.9E-03
蒸気発生器伝熱管破損	1.5E-03
大破断LOCA	5.8E-04
DC母線1系列喪失	2.8E-04
ATWS	1.6E-04
インターフェイスシステムLOCA	1.2E-07

第1.1.1.h-4表 起因事象別重要度評価結果 (RAW上位)

起因事象	RAW
インターフェイスシステムLOCA	4.1E+03
ATWS	4.1E+03
原子炉補機冷却機能喪失	4.1E+03
小破断LOCA	5.8E+01
中破断LOCA	5.8E+01
大破断LOCA	2.7E+01
2次冷却系の破断	1.2E+01
DC母線1系列喪失	2.3E+00
極小LOCA	1.9E+00
外部電源喪失	1.6E+00
蒸気発生器伝熱管破損	1.6E+00
主給水流量喪失	1.5E+00
過渡事象	1.4E+00
手動停止	1.4E+00

第1.1.1.h-5表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (FV重要度上位)

系統	基事象	FV重要度
RCP	RCPシールLOCA発生	8.2E-01
信号系	CPUモジュール 自己診断失敗	3.2E-02
信号系	シリアルI/Oバスマスタ 自己診断失敗	2.1E-02
信号系	CPUカード 機能喪失	2.1E-02
補助給水系	復水タンク 閉塞	1.7E-02
信号系	アプリケーションソフト 共通原因故障	1.4E-02
信号系	BUS I/Fカード 機能喪失	1.4E-02
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 起動失敗	6.4E-03
信号系	CPUカード 4枚 機能喪失 共通原因故障	6.3E-03
補助給水系	運転員 2次冷却系の破断の発生 診断失敗	4.7E-03

第1.1.1.h-6表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (RAW上位)

系統	基事象	RAW
補助給水系	復水タンク 閉塞	1.4E+03
補助給水系	復水タンク 破損	1.4E+03
補助給水系	タービン動補助給水ライン流量調整弁 外部リーク	1.4E+03
補助給水系	補助給水ポンプ出口ストレーナ 外部リーク	1.4E+03
海水系	海水ストレーナ閉塞 共通原因故障	1.4E+03
補助給水系	電動補助給水ポンプミニフローライン オリフィス 外部リーク	1.4E+03
補助給水系	電動補助給水ポンプミニフローライン オリフィス 外部リーク	1.4E+03
補助給水系	補助給水ライン オリフィス 外部リーク	1.4E+03
補助給水系	補助給水ポンプミニフローライン 流量計オリフィス 外部リーク	1.4E+03
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ ミニフロー ラインオリフィス 外部リーク	1.4E+03

第1.1.1.h-7表 全CDF及び事故シーケンス別CDF不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値 (/ry)	中央値 (/ry)	上限値 (/ry)	平均値 (/ry)	EF
全CDF	2.5E-05	1.0E-04	8.1E-04	2.4E-04	5.7
大破断LOCA: 低圧再循環失敗	1.8E-09	2.8E-08	4.7E-07	1.2E-07	16.1
大破断LOCA: 蓄圧注入失敗	1.0E-10	1.8E-09	3.4E-08	9.6E-09	18.3
大破断LOCA: 低圧注入失敗	3.5E-11	5.6E-10	9.9E-09	2.9E-09	16.8
中破断LOCA: スプレイ再循環失敗	3.8E-09	6.0E-08	9.1E-07	2.4E-07	15.6
中破断LOCA: 高圧再循環失敗	8.3E-10	1.4E-08	2.7E-07	7.1E-08	18.1
中破断LOCA: 低圧再循環失敗	3.1E-09	4.8E-08	7.6E-07	2.0E-07	15.6
中破断LOCA: スプレイ注入失敗	5.4E-11	9.2E-10	2.0E-08	5.5E-09	19.1
中破断LOCA: 蓄圧注入失敗	7.8E-14	2.0E-12	6.3E-11	1.9E-11	28.4
中破断LOCA: 高圧注入失敗	4.4E-09	7.5E-08	1.4E-06	3.9E-07	17.8
小破断LOCA: スプレイ再循環失敗	1.2E-08	1.9E-07	2.8E-06	7.6E-07	15.3
小破断LOCA: 高圧再循環失敗	2.7E-09	4.6E-08	8.3E-07	2.2E-07	17.4
小破断LOCA: 低圧再循環失敗	1.0E-08	1.6E-07	2.4E-06	6.4E-07	15.5
小破断LOCA: スプレイ注入失敗	1.7E-10	2.9E-09	6.0E-08	1.9E-08	19.1
小破断LOCA: 高圧注入失敗	1.4E-08	2.4E-07	4.5E-06	1.5E-06	17.7
小破断LOCA: 補助給水失敗	2.0E-10	3.0E-09	5.4E-08	1.4E-08	16.5
極小LOCA: 高圧注入失敗	4.3E-09	5.1E-08	6.9E-07	2.0E-07	12.7
極小LOCA: 補助給水失敗	3.9E-09	4.8E-08	7.0E-07	1.9E-07	13.4
ISLOCA: 炉心損傷直結	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水喪失: 補助給水失敗	1.2E-07	5.3E-07	3.2E-06	1.0E-06	5.2
外電喪失: 補助給水失敗	1.9E-08	9.4E-08	6.0E-07	2.0E-07	5.6
外電喪失: 非常用電源喪失	3.6E-08	2.1E-07	1.7E-06	5.2E-07	6.9
ATWS: 炉心損傷直結	1.0E-09	8.2E-09	1.1E-07	3.2E-08	10.4
SLB: 補助給水失敗	5.4E-09	1.4E-07	4.3E-06	1.2E-06	28.1
SLB: 主蒸気隔離失敗	1.4E-13	4.7E-12	1.8E-10	6.6E-11	34.9
SGTR: 破損SG隔離失敗	3.1E-09	4.1E-08	6.4E-07	1.7E-07	14.4
SGTR: 補助給水失敗	3.1E-09	3.8E-08	5.4E-07	1.4E-07	13.3
過渡事象: 補助給水失敗	1.6E-06	5.2E-06	2.6E-05	9.0E-06	4.0
CCW喪失: RCPシールLOCA	4.4E-06	6.0E-05	7.8E-04	2.0E-04	13.3
CCW喪失: 加圧器逃がし弁LOCA	5.3E-09	1.2E-07	3.3E-06	9.8E-07	24.9
CCW喪失: 補助給水失敗	2.3E-10	3.8E-09	6.7E-08	1.8E-08	17.3
DC母線1系列喪失: 補助給水失敗	1.0E-09	1.5E-08	2.4E-07	7.0E-08	15.4
DC母線1系列喪失: スプレイ再循環失敗	2.3E-13	4.2E-12	9.4E-11	2.7E-11	20.3
DC母線1系列喪失: 高圧再循環失敗	1.4E-13	2.8E-12	7.2E-11	2.3E-11	22.7
DC母線1系列喪失: 低圧再循環失敗	3.3E-13	6.7E-12	1.6E-10	4.7E-11	21.7
DC母線1系列喪失: スプレイ注入失敗	1.2E-13	2.5E-12	6.4E-11	2.7E-11	23.4
DC母線1系列喪失: 高圧注入失敗	9.2E-15	2.3E-13	8.0E-12	2.8E-12	29.4
手動停止: 補助給水失敗	3.8E-06	1.2E-05	6.1E-05	2.1E-05	4.0

第1.1.1.h-8表 起回事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

起回事象	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
手動停止	2.3E-01/炉年	6.9E-02/炉年	1.4E-01/炉年
過渡事象	9.7E-02/炉年	2.3E-02/炉年	6.8E-02/炉年
主給水流量喪失	1.1E-02/炉年	1.2E-02/炉年	9.6E-03/炉年

第1.1.1.h-9表 機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】

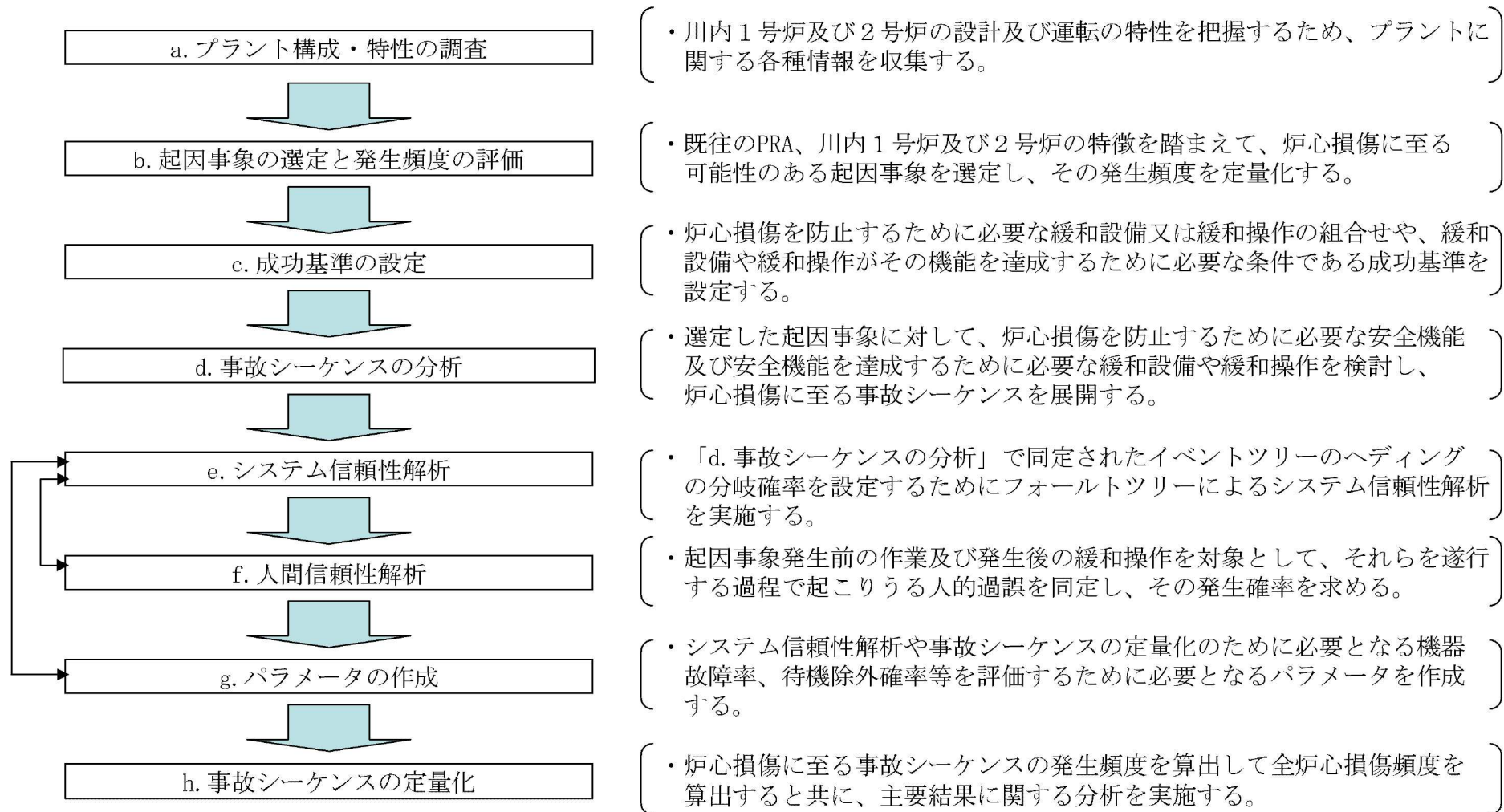
故障モード	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
安全弁 閉失敗	1.5E-03/d	9.5E-03/d	8.7E-03/d
復水タンク 閉塞	3.2E-08/h	9.2E-08/h	2.6E-08/h
タービン動補助給水 ポンプ起動失敗	1.6E-03/d	9.4E-04/d	4.5E-04/d

第1.1.1.h-10表 全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
全炉心損傷頻度	2.5E-04	2.2E-04	2.3E-04

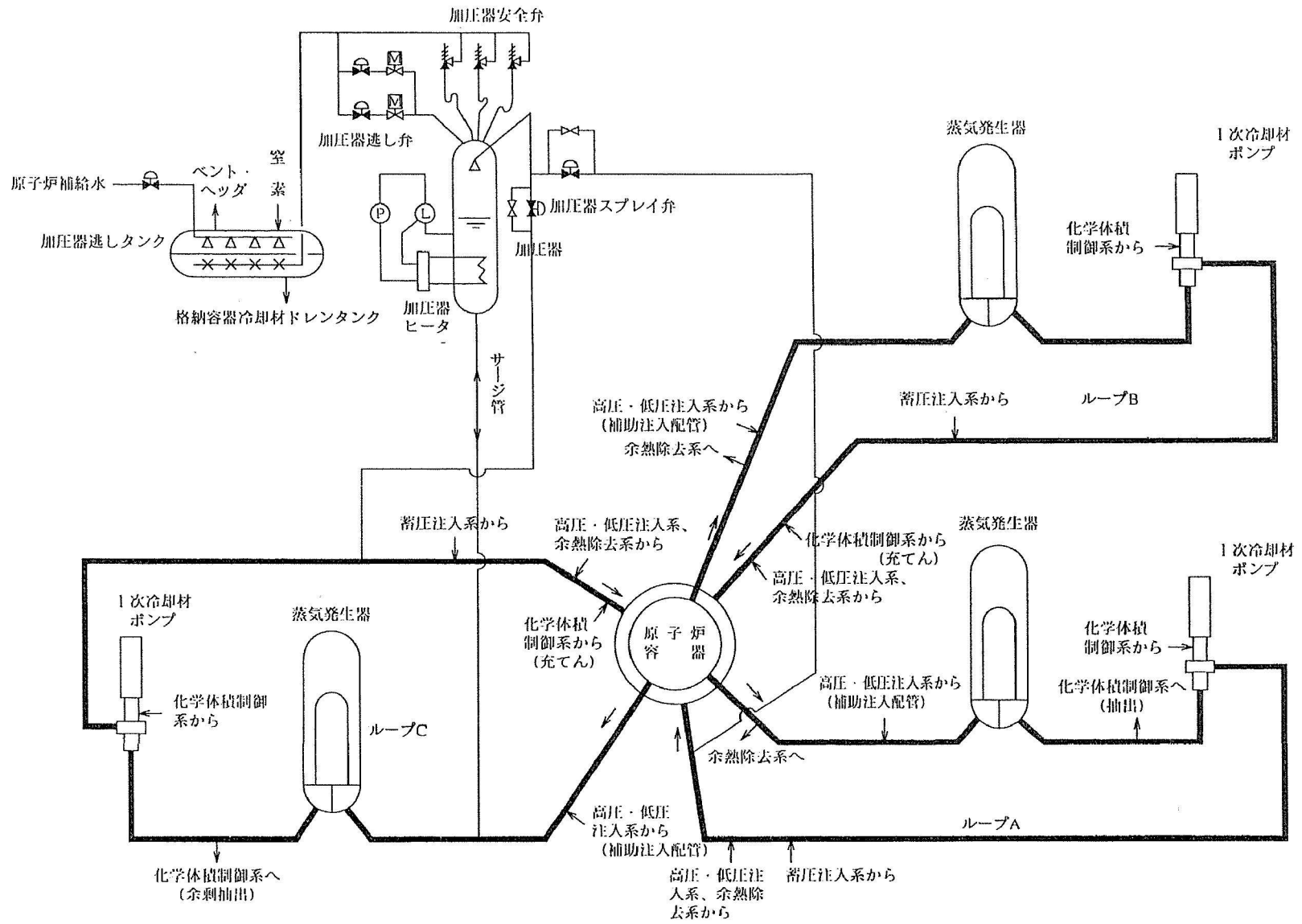
## 手順の概要

1.1.1-75

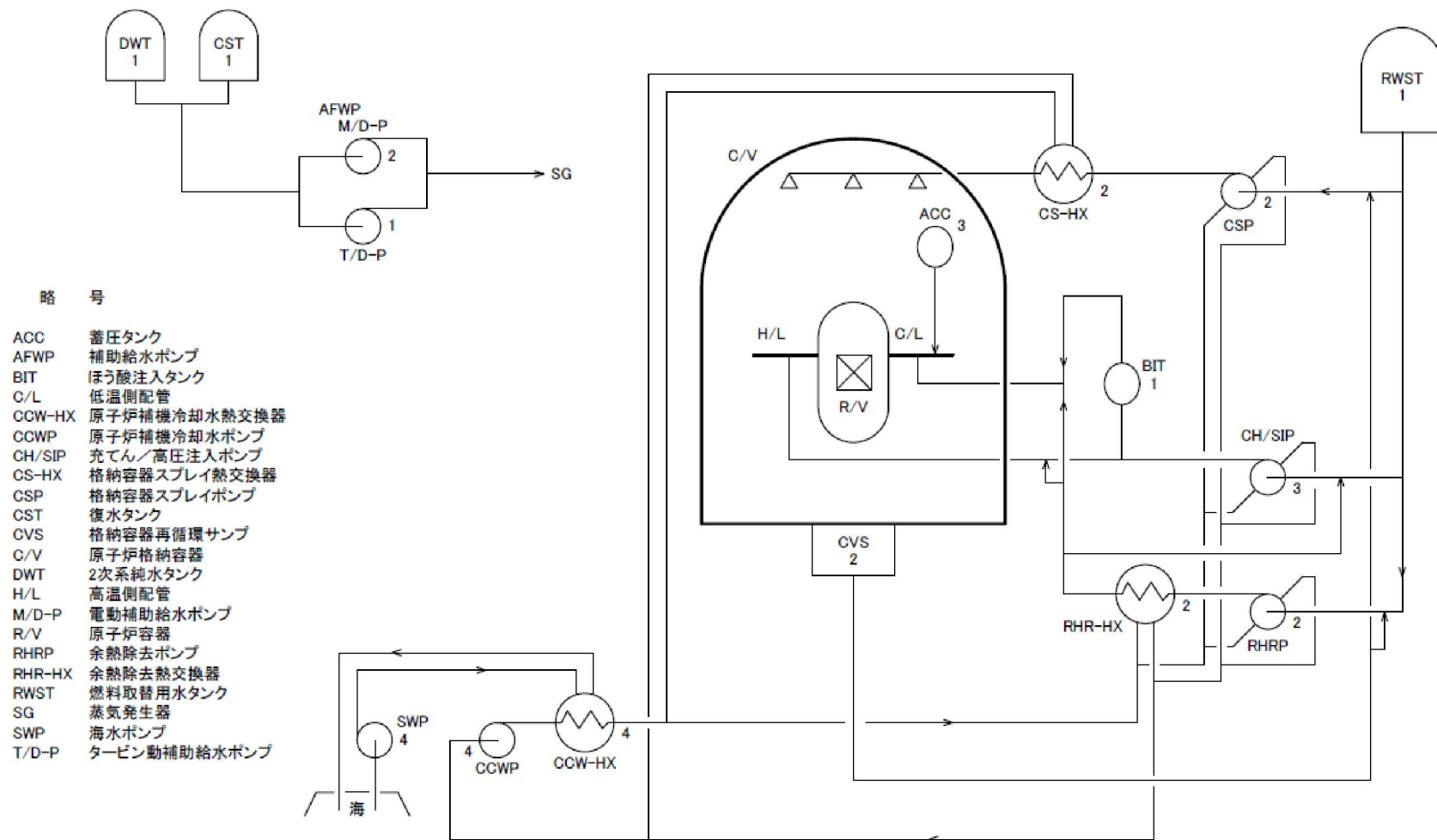


第1.1.1-1図 内部事象レベル1PRA評価フロー

1.1.1-76

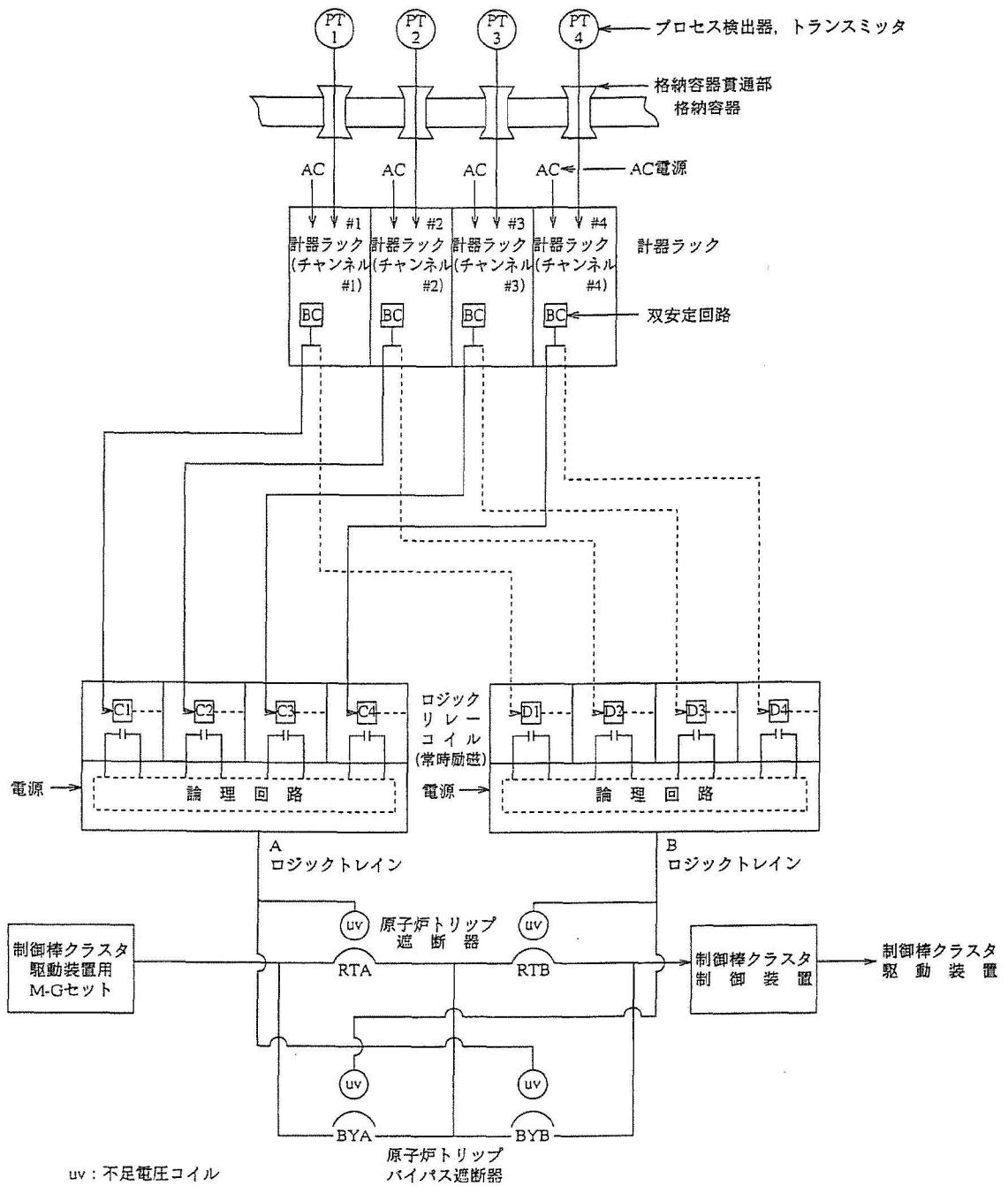


第1.1.1. a-1図 1次冷却設備系統説明図



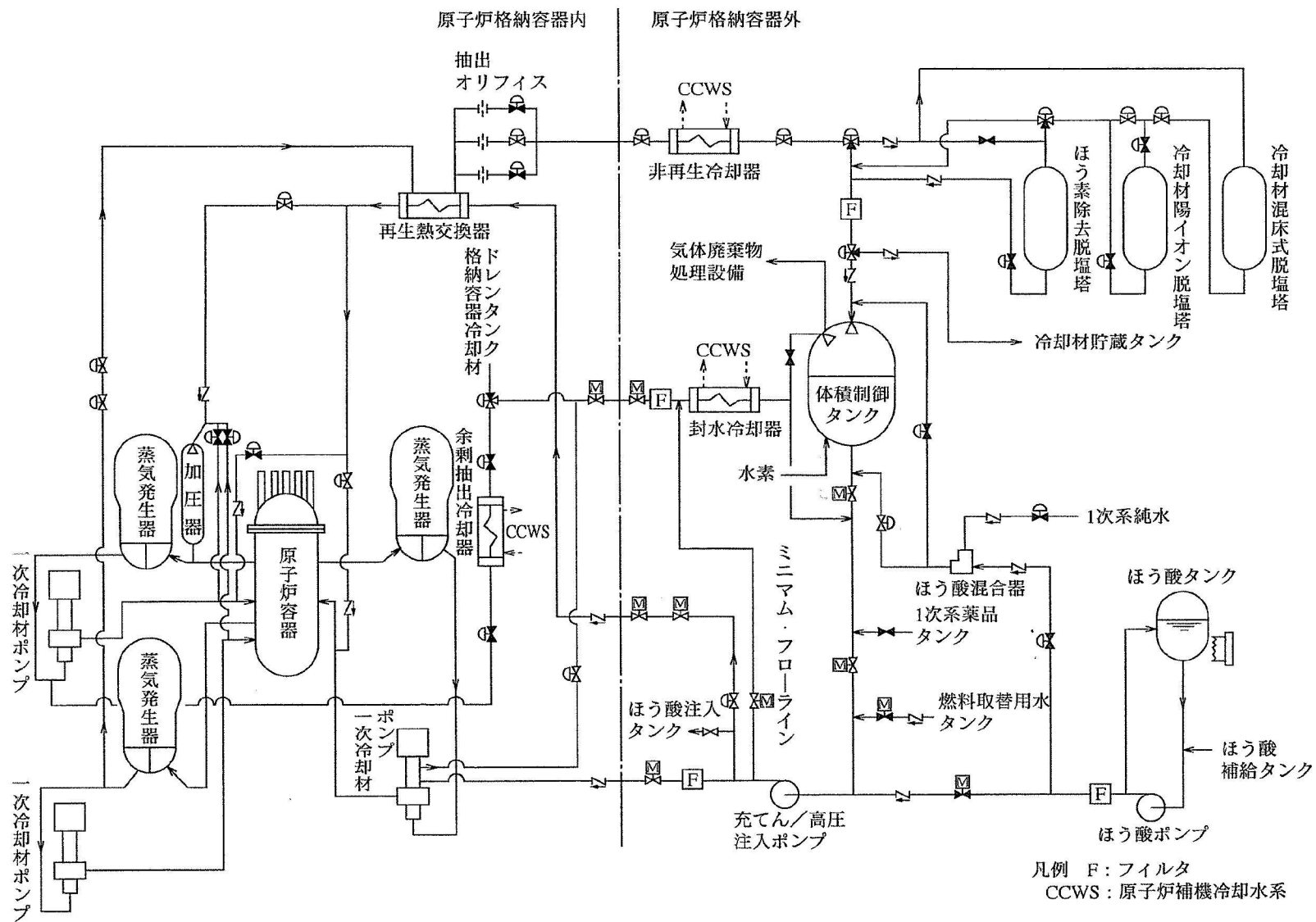
第1.1.1. a-2図 工学的安全設備の概要





第1.1.1. a-3図 原子炉保護系設備系統説明図

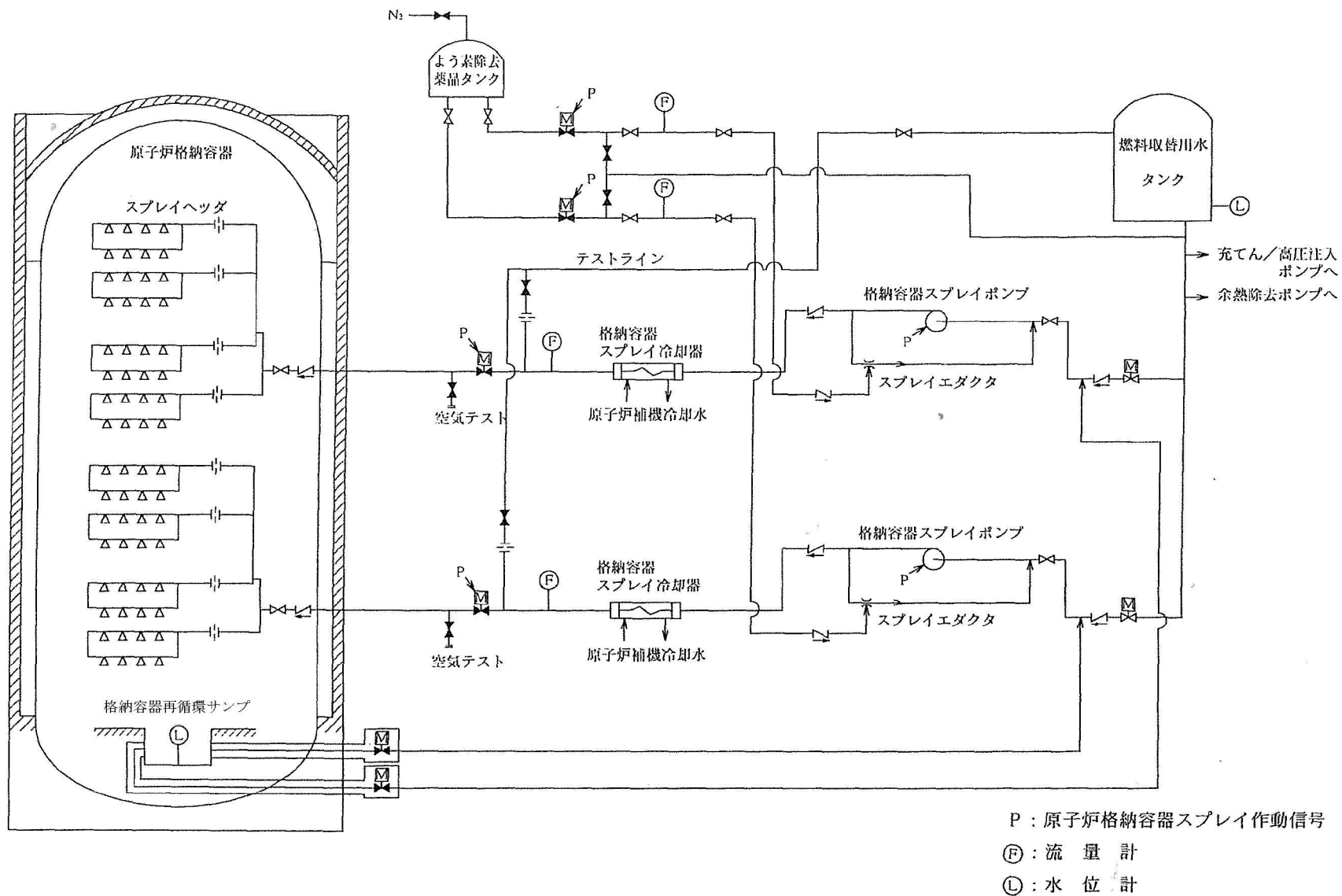
1.1.1-79



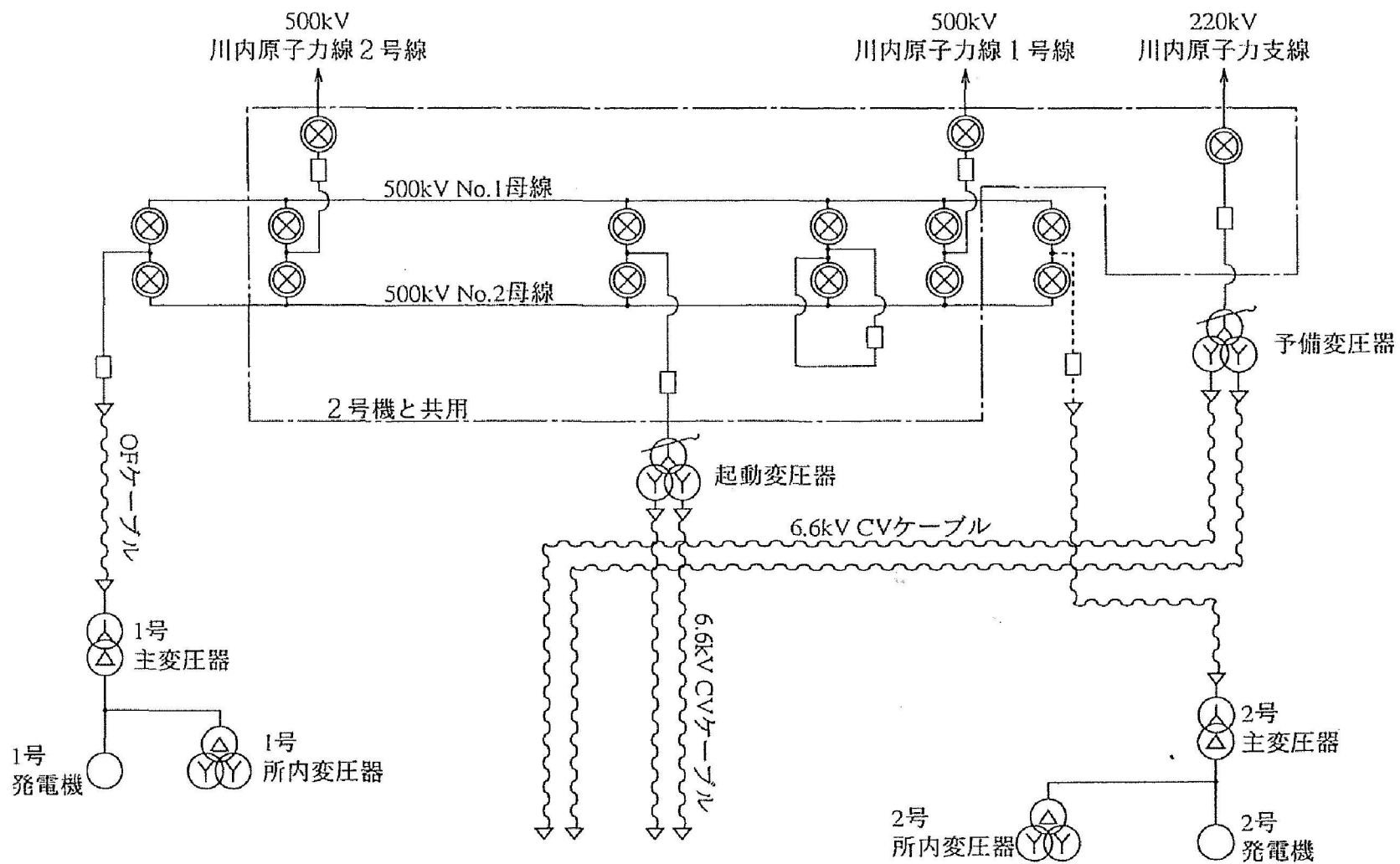
第1.1.1. a-4図 化学体積制御設備系統説明図



1.1.1-81



第1.1.1. a-6図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図



第1.1.1. a-7図 開閉所単線結線図