

追 補 2

「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性 評価の基本的考え方」の追補

添付書類十「6. 重大事故等への対処に係る
措置の有効性評価の基本的考え方」の記述に
次のとおり追補する。

- I 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
- II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
- III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密に属しますので公開
できません。

追補 2 . I

I 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

目 次

	頁
はじめに	1
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価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ついて	1-1
1.1 事故シーケンスグループの分析について	1-3
1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて	1-28
1.3 重要事故シーケンスの選定について	1-32
1.4 まとめ	1-49
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故 シーケンスの選定について	2-1
2.1 格納容器破損モードの分析について	2-3
2.2 評価事故シーケンスの選定について	2-28
2.3 事故シーケンスの分析	2-40
2.4 まとめ	2-44
3. 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の運転停止中 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ついて ..	3-1
3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について	3-3
3.2 重要事故シーケンスの選定について	3-22
3.3 事故シーケンスの分析	3-28
3.4 まとめ	3-33
4. 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活用した P R Aの実施プロセスについて	4-1

表

第 1.1 表	P R A の対象とする伊方発電所 3 号炉の設備系統
第 1.2 表	起因事象（内部事象）
第 1.3 表	起因事象発生頻度（内部事象）
第 1.4 表	加速度区分別地震発生頻度
第 1.5 表	津波高さ区分別津波発生頻度
第 1.6 表	事故シーケンスの定量化の結果
第 1.7 表	P R A 結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
第 1.8 表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震及び津波 P R A）
第 1.9 表	重要事故シーケンスの選定について（運転中の炉心損傷防止に係るもの）
第 1.10 表	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結果
第 2.1 表	プラント損傷状態設定に係る属性
第 2.2 表	プラント損傷状態の定義
第 2.3 表	格納容器破損モード別の格納容器破損頻度
第 2.4 表	指定の格納容器破損モードとの比較
第 2.5 表	想定する格納容器破損モードの選定
第 2.6 表	評価対象とするプラント損傷状態の選定
第 2.7 表	評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）
第 2.8 表	格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定結果
第 3.1 表	プラント状態ごとの継続時間
第 3.2 表	停止時の系統/システムの待機状態工程表
第 3.3 表	起因事象（停止時レベル 1 P R A）
第 3.4 表	起因事象発生頻度（停止時レベル 1 P R A）
第 3.5 表	事故シーケンスの定量化の結果（停止時レベル 1 P R A）
第 3.6 表	事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度（停止時レベル 1 P R A）
第 3.7 表	重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）
第 3.8 表	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結果

図

- 第 1.1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 1.2 図 内部事象 P R A 用イベントツリー
- 第 1.3 図 地震 P R A 用階層イベントツリー
- 第 1.4 図 津波 P R A 用階層イベントツリー
- 第 1.5 図 事故シーケンスの定量化の結果
- 第 1.6 図 事故シーケンスグループの炉心損傷頻度への寄与の割合

- 第 2.1 図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 2.2 図 出力運転時内部事象レベル 1.5 P R A の評価フロー
- 第 2.3 図 P D S 評価のために変更した内部事象レベル 1 P R A のイベントツリー
- 第 2.4 図 シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード
- 第 2.5 図 格納容器イベントツリー (C E T)
- 第 2.6 図 格納容器破損頻度に対する格納容器破損モードの寄与割合

- 第 3.1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 3.2 図 プラント停止時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第 3.3 図 停止時内部事象 P R A 用イベントツリー
- 第 3.4 図 事故シーケンスの定量化の結果 (停止時レベル 1 P R A)
- 第 3.5 図 事故シーケンスグループの燃料損傷頻度への寄与割合

別 紙

- 別紙 1－1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について
- 別紙 1－2 炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事象について
- 別紙 1－3 国外での先進的な対策と伊方発電所 3 号炉での対策の比較
- 別紙 1－4 加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A の事象進展解析
- 別紙 1－5 原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いについて
- 別紙 1－6 出力運転時内部事象レベル 1 P R A における主要なカットセットについて
- 別紙 1－7 2 次冷却系からの除熱機能喪失における事故シーケンスの分析
- 別紙 1－8 E C C S 再循環機能喪失における事故シーケンスの分析
- 別紙 1－9 地震 P R A 及び津波 P R A における主要なカットセットについて

- 別紙 2－1 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定に係る外部事象の考慮について
- 別紙 2－2 レベル 1.5 P R A から得られる格納容器破損モードの追加の要否について
- 別紙 2－3 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
- 別紙 2－4 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
- 別紙 2－5 出力運転時内部事象レベル 1.5 P R A における主要なカットセットについて

- 別紙 3－1 停止時内部事象レベル 1 P R A における主要なカットセットについて

別 添

伊方発電所 3 号炉 確率論的リスク評価（P R A）について

はじめに

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下「解釈」という。）に基づき，重大事故等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際しては，個別プラントの確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー（P S R）等の機会に内部事象レベル 1 P R A（出力運転時，停止時），レベル 1.5 P R A（出力運転時）の評価を実施してきており，これらの P R A 手法を今回も適用した。

また，現段階で適用可能な外部事象として，一般社団法人日本原子力学会において実施基準が標準化され，試評価等の実績を有する地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A を適用範囲とし，建屋・構築物，大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また，P R A が適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。

今回実施する P R A の目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し，これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「A M 策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策，新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備などを含めない設計基準対象施設にのみ期待す

る仮想的なプラント状態を評価対象としてP R Aモデルを構築した。

表 今回のP R A評価対象の整理

対 象	許 認 可 対 象	モ デ ル 化 採 否
設 計 基 準 対 象 施 設	対 象	モ デ ル 化 す る 。
A M 策 (平成4年計画以前)	一 部 を 除 き 対 象 外	作 動 信 号 発 信 失 敗 時 の 手 動 信 号 , 自 動 作 動 失 敗 時 の 手 動 作 動 な ど , 設 計 基 準 設 備 の 機 能 を 作 動 さ せ る た め の バ ッ ク ア ッ プ 操 作 の み 期 待 し , モ デ ル 化 す る 。
A M 策 (平成4年計画・整備)	対 象 外	モ デ ル 化 し な い 。
緊 急 安 全 対 策	対 象 外	モ デ ル 化 し な い 。
重 大 事 故 等 対 策	本 申 請	モ デ ル 化 し な い 。

今回実施したP R Aの詳細については「別添 伊方発電所3号炉 確率論的リスク評価 (P R A) について」に示す。

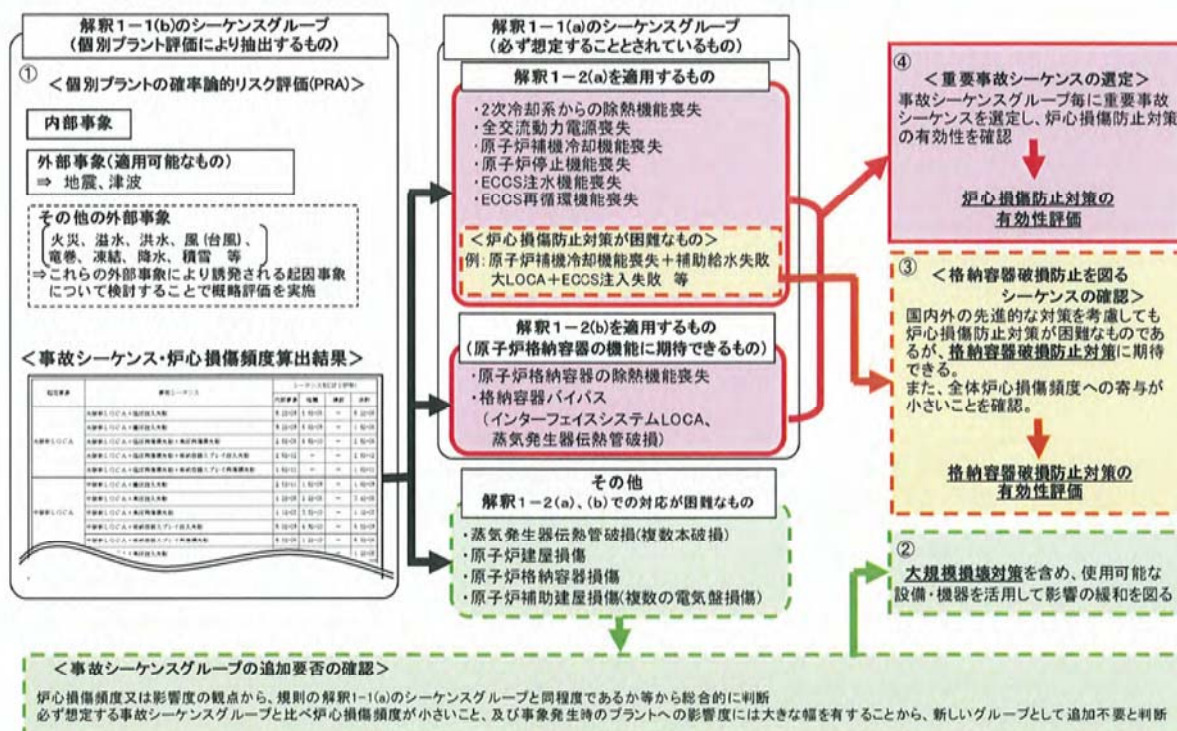
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価を行うための事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第 1.1 図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ①内部事象レベル 1 P R A，外部事象レベル 1 P R A（適用可能なものとして地震及び津波を選定）及び P R A を適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し，解釈の記載との比較検討・分類を行った。
- ②抽出された事故シーケンスのうち外部事象特有の影響の特定が困難な事故シーケンスは，頻度，影響を総合的に確認のうえ事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断し，事故の規模に応じて対応を行い，建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような大規模な事故の場合には，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）への対策にて対応することとした。
- ③国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象として取り扱うこととした。
- ④その他の炉心損傷防止対策の対象範囲となるすべての事故シーケンスはグループ化を行い，事故シーケンスグループごとに審査ガイドに記載の観点（a. 共通原因故障・系統間機能依存性，b. 余裕時間，c. 設備容量，d. 代表性）に基づき，有効性評価の対象となる重要事

故シーケンスを選定した。



第 1.1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス

1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈において、運転中の炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

1-1

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

② PWR

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS注水機能喪失
- ・ ECCS再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA, 蒸気発生器伝熱管破損)

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

これを踏まえ、伊方発電所3号炉を対象としたPRAの知見等を活用して炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの分析を実施している。

適用するPRAの範囲としては、設備の故障等に起因し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する内部事象レベル1PRA(出力運転時)に加え、外部事象レベル1PRAを実施する。

外部事象PRAとしては、現段階で適用可能なものとして一般社団法人

人 日本原子力学会において実施基準により手法が整備され、試評価等の実績を有する地震及び津波に係るレベル 1 P R A を実施している。

また、P R A が適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施している。

なお当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、これまでに整備してきた A M 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備などを含めない設計基準対象施設にのみ期待できる条件で P R A モデルを構築した。

これらの P R A の知見等を活用した事故シーケンスグループの分析結果について以下に示す。

1. 1. 1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

1. 1. 1. 1 P R A に基づく整理

内部事象レベル 1 P R A においては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。P R A の対象とする伊方発電所 3 号炉の設備系統を第 1. 1 表に示す。

地震 P R A 及び津波 P R A においては、建屋・構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至るシーケンスや地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至るシーケンスについても取り扱っている。

具体的には、地震 P R A 及び津波 P R A においては、内部事象 P R A で想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することで、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を実施している。

(1) 起因事象の選定及び評価

a. 内部事象レベル 1 P R A

国内外の評価事例（既存の P R A、安全評価審査指針及び EPRI NP-2230）及び国内トラブル事例のレビューに基づき、第 1.2 表に示す起因事象を選定し、国内外プラントの運転経験及びシステム解析を用いてその発生頻度を評価した。評価結果を第 1.3 表に示す。

b. 地震レベル 1 P R A

地震ハザードについて、次の主要な仮定により発生頻度を評価した。評価結果を第 1.4 表に示す。

- ・特定震源モデルとしては、敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震、その他の活断層で発生する地震、南海地震を対象地震とする。
- ・領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見・他(2003)の領域区分に基づき、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定する。

c. 津波レベル 1 P R A

津波ハザードについて、津波発生モデルとして次の波源を想

定し、津波伝播モデルを用いて、海水取水口及び敷地前面における津波ハザード曲線群から評価した。評価結果を第 1.5 表に示す。

- ・ 海域活断層に想定される地震による津波
- ・ 南海トラフ沿いの巨大地震による津波
- ・ 領域震源（背景的地震）に想定される地震による津波

(2) 事故シーケンスの分析

a. 内部事象レベル 1 P R A

内部事象 P R A においては、プラント内部における各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を表すイベントツリーを作成する。作成した内部事象 P R A のイベントツリーを第 1.2 図に示す。

b. 地震及び津波レベル 1 P R A

地震 P R A では建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断 L O C A を上回る規模の L O C A（以下「E x c e s s L O C A」という。)), 原子炉補助建屋の損傷による複数の電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の電気盤損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

また、津波 P R A では機器の設置高さと建屋開口部高さから、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が没水により同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている電気盤がすべての機能を喪失する事象は緩和系に期待できな

い直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

地震及び津波レベル 1 P R A では、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することにより、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を実施している。作成した各階層イベントツリーを第 1.3 図及び第 1.4 図に示す。

(3) 事故シーケンスの定量化

内部事象レベル 1 P R A，地震レベル 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A の各イベントツリーより抽出した事故シーケンスを，起因事象の発生頻度，フォールトツリー解析から得られる安全機能の非信頼度等を用いて定量化し，炉心損傷頻度（以下「C D F」という。）を評価した。その結果を第 1.6 表及び第 1.5 図に示す。

1.1.1.2 P R A に代わる検討に基づく整理

今回 P R A を実施可能でないものと判断した地震及び津波以外の外部事象のうち，溢水又は火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり，小破断 L O C A，主給水流量喪失等の事象が想定される。

また，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等については安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く，建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失，変圧器・送電線等の機能喪失による全交流

動力電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル 1 P R A から得られた事故シーケンスに含まれると推定している。詳細を別紙 1 - 1 に示す。

第 1.1 表 P R A の対象とする伊方発電所 3 号炉の設備系統

設備名	設備の説明	備考（モデル上の名称）
電気施設	外部電源系統は、500kV 送電線 2 回線から成り、1 回線で 3 号炉の発生電力を送電し得る容量がある。2 回線とも停電した場合には、原子炉を安全に停止するための電力を 187kV 送電線 4 回線から受電することが可能である。万一、500kV 送電線 2 回線と 187kV 送電線の停電が重畳した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有するディーゼル発電機を 2 台設置している。	電源系
原子炉保護設備	原子炉計装又は安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時に、原子炉停止回路を作動させ、原子炉を自動停止させる。	原子炉停止系
工学的安全施設作動設備	1 次冷却材喪失事故、主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を作動させる。	信号系
制御用空気圧縮設備	制御用空気圧縮機、制御用空気供給配管等により構成し、原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。	制御用空気系
換気空調設備	原子炉建屋換気空調設備、補助建屋換気空調設備で構成し、運転時および事故時に従業員、機器に対する新鮮な空気の供給、室温の制御、空気中の放射性物質の除去を行う。	換気空調系
原子炉補機冷却海水設備	海水ポンプ、配管、弁等で構成され、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機へ冷却海水を供給する。	原子炉補機冷却海水系
原子炉補機冷却水設備	プラントの運転に必要な原子炉補機を冷却する。また、1 次系設備と原子炉補機冷却海水設備との間にあって中間冷却設備として機能し、1 次冷却材等の本設備への漏えいがある場合でも放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防ぐ。	原子炉補機冷却水系
非常用炉心冷却設備	蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系で構成し、想定される事故に対して燃料取替用水タンク等に貯蔵するほう酸水を原子炉に注入する。また、高圧注入系、低圧注入系は、燃料取替用水タンクの水位が低下すると、水源を格納容器再循環サンプへ切り替えて、再循環モードに移行する。	高圧注入系、低圧注入系、蓄圧注入系、燃料取替用水系
原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、pH 調整剤貯蔵タンク、配管及び弁類で構成し、1 次冷却材喪失事故時に燃料取替用水タンク水にヒドラジン溶液を混入し、原子炉格納容器内にスプレイする。また燃料取替用水タンクの水位が低下すると、水源を格納容器再循環サンプへ切り替えて再循環モードに移行する。	格納容器スプレイ注入系
補助給水ポンプ	タービン動 1 台、電動 2 台を設け、各ポンプとも補助給水タンクを水源とし、主給水管破断事故等により通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に冷却水を供給する。	補助給水系/主蒸気圧力制御系
主蒸気系統設備	蒸気発生器出口から主蒸気止弁までの主蒸気管およびそれに接続する機器、配管から成り、主蒸気管破断事故時に、主蒸気隔離弁および逆止弁により無制限な蒸気放出を速やかに阻止する。また、過渡変化時に、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁又は主蒸気ダンプ弁により 1 次冷却系の温度、圧力を調整する。	

第 1.2 表 起因事象（内部事象）

選定した起因事象	説 明
大破断 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失する事故のうち、破断口面積が等価口径 6 インチから 1 次冷却系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 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失する事故のうち、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 L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失する事故のうち、破断口面積が等価口径 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。
インターフェイスシステム L O C A	原子炉冷却材圧力バウンダリと、それと直結した原子炉格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、1 次冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する L O C A 事象。
主給水流量喪失	原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器 2 次側保有水量が減少し、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ような事象であり、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などにより、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、非常用所内交流動力電源、補助給水に期待している。
A T W S	運転時の異常な過渡変化又は事故において原子炉自動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、補助給水及び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	原子炉補機冷却水系、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 L O C A、R C P シール L O C A 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。

注：伊方発電所 3 号炉では、PWR プラントで用いられる起因事象のうち、以下は適用除外とした。

- ・極小 L O C A：充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントに適用。伊方発電所 3 号炉はこれらが独立している。
- ・D C 母線 1 系列喪失：1 系列喪失時に原子炉がトリップするプラントに適用。伊方発電所 3 号炉は D C（直流）母線 1 系列喪失でトリップしない。

第 1.3 表 起因事象発生頻度（内部事象）

起因事象	発生頻度 (／炉年)
大破断 L O C A	2. 2E-05
中破断 L O C A	6. 8E-05
小破断 L O C A	2. 2E-04
インターフェイスシステム L O C A	3. 0E-11
主給水流量喪失	1. 1E-02
外部電源喪失	4. 8E-03
A T W S	1. 2E-08
2 次冷却系の破断	4. 3E-04
蒸気発生器伝熱管破損	2. 4E-03
過渡事象	9. 7E-02
原子炉補機冷却機能喪失	2. 0E-04
手動停止	2. 3E-01

第 1.4 表 加速度区分別地震発生頻度

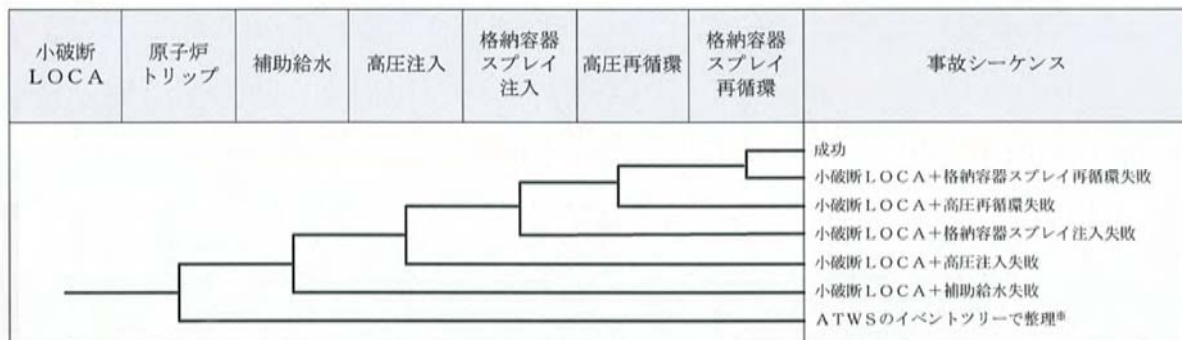
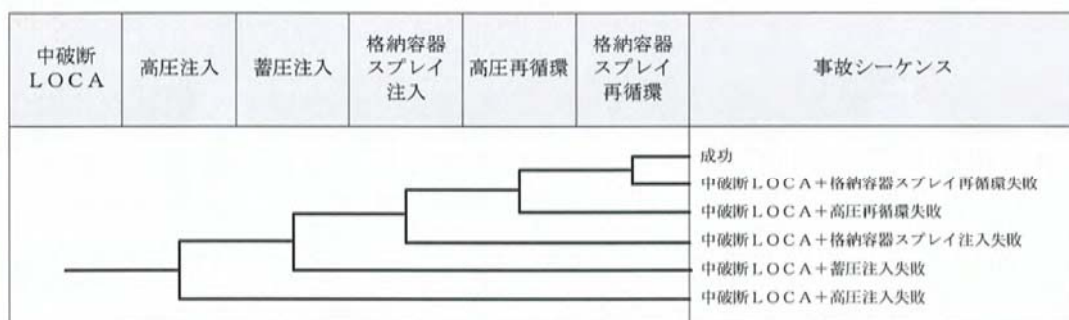
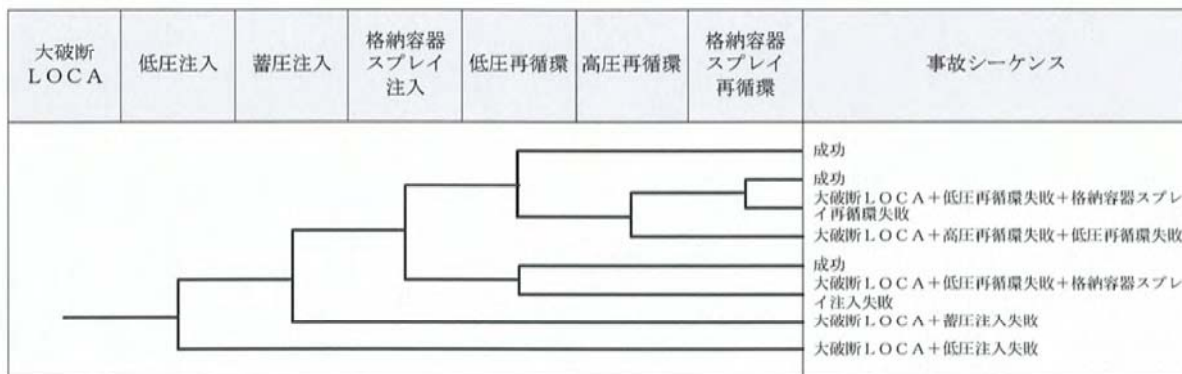
加速度区分	発生頻度 (／年)	備 考
区分 1 (0. 2 G ～ 0. 4 G)	1. 1E-03	設計基準地震動 S s は 570gal (約 0. 58 G) である※。
区分 2 (0. 4 G ～ 0. 6 G)	9. 2E-05	
区分 3 (0. 6 G ～ 0. 8 G)	1. 6E-05	
区分 4 (0. 8 G ～ 1. 0 G)	3. 8E-06	
区分 5 (1. 0 G ～ 1. 2 G)	1. 1E-06	

※ 平成 25 年 7 月 8 日設置変更許可申請時の値

第 1.5 表 津波高さ区分別津波発生頻度

津波高さ	発生頻度 (／年)	備 考
3. 8m 以上 ～ 10. 0m 未満	1. 3E-05	津波ハザード解析による敷地前面における最高水位は T. P. +4. 09m である※。 ここで、3. 8m は原子炉補助建屋の浸水口高さであり、原子炉補機冷却水ポンプ等が水没するとしている。10. 0m は発電所の敷地高さであり、電動及びタービン動補助給水ポンプ等が水没するとしている。10. 3m では、メタルクラッドギア、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没するとしている。
10. 0m 以上 ～ 10. 3m 未満	3. 3E-09	
10. 3m 以上	1. 1E-08	

※ 平成 25 年 7 月 8 日設置変更許可申請時の値



※ ATWS の対象として考慮する起因事象について、別紙 1 - 5 に整理する。

第 1.2 図 (1 / 3) 内部事象 PRA 用イベントツリー

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流動力電源	補助給水	事故シーケンス
				成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理※

原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					成功 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
				成功 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

※ ATWSの対象として考慮する起因事象について、別紙1～5に整理する。

第1.2図(2/3) 内部事象PRA用イベントツリー

主給水流量 喪失	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

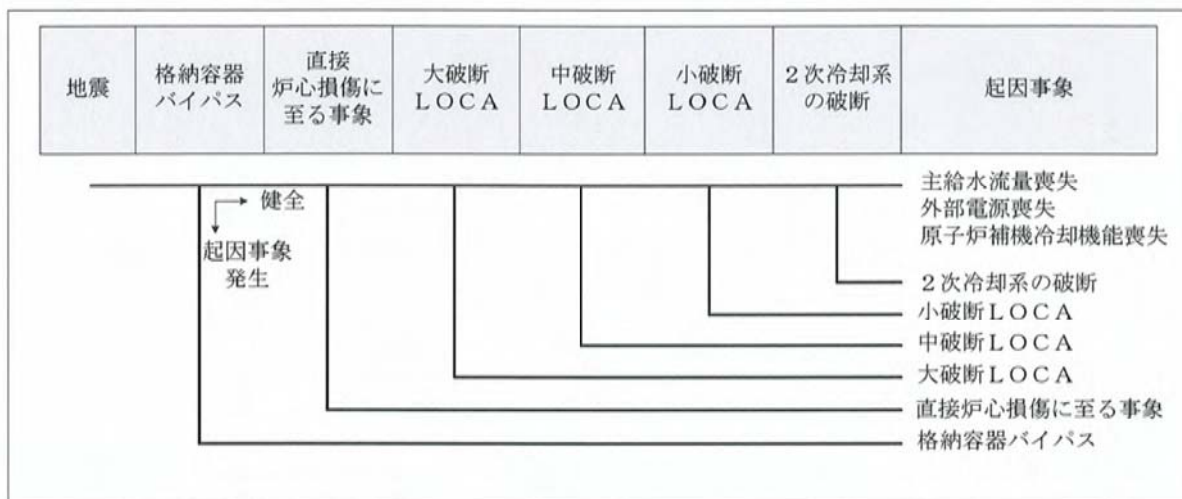
インターフェ イスシステム LOCA	原子炉 トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理※

手動停止	補助給水	事故シーケンス
		成功 手動停止+補助給水失敗

ATWS	事故シーケンス
	起因事象+原子炉トリップ失敗

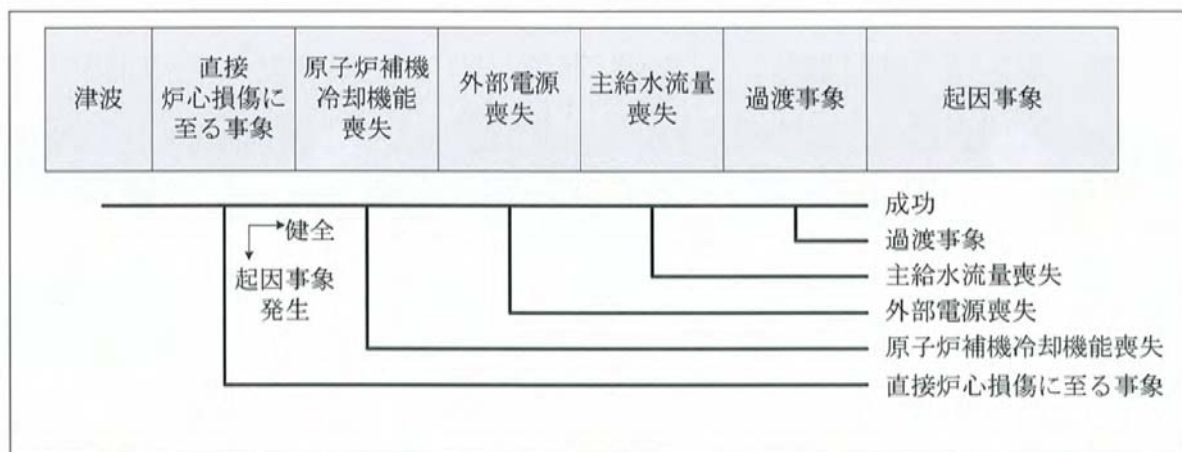
※ ATWSの対象として考慮する起因事象について、別紙1～5に整理する。

第1.2図（3／3） 内部事象PRA用イベントツリー



- 直接炉心損傷に至る事象
 - ・ Excess LOCA
 - ・ 原子炉補助建屋損傷
 - ・ 炉内構造物損傷
 - ・ 原子炉格納容器損傷
 - ・ 原子炉建屋損傷
- 格納容器バイパス
 - ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第 1.3 図 地震 P R A 用階層イベントツリー



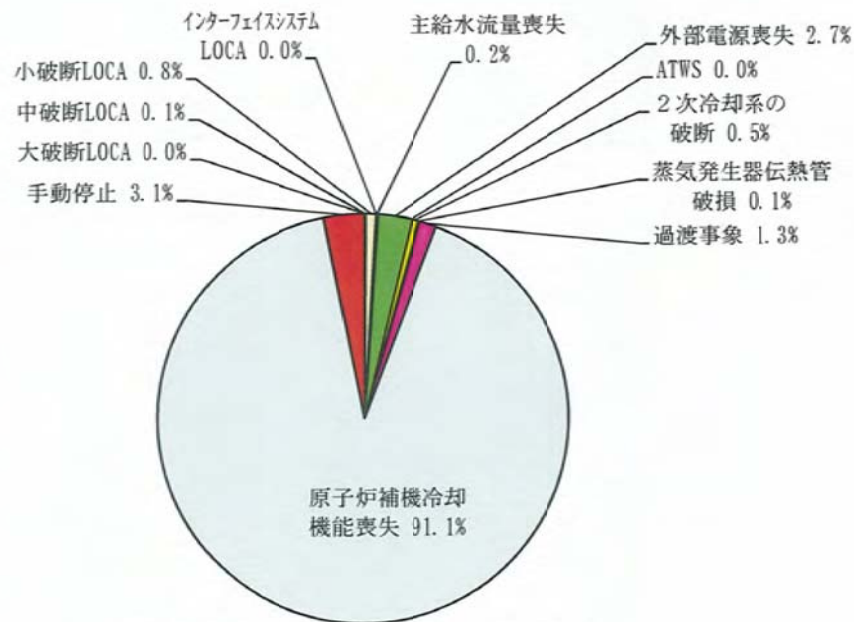
- 直接炉心損傷に至る事象
 - ・ 複数の電気盤損傷

第 1.4 図 津波 P R A 用階層イベントツリー

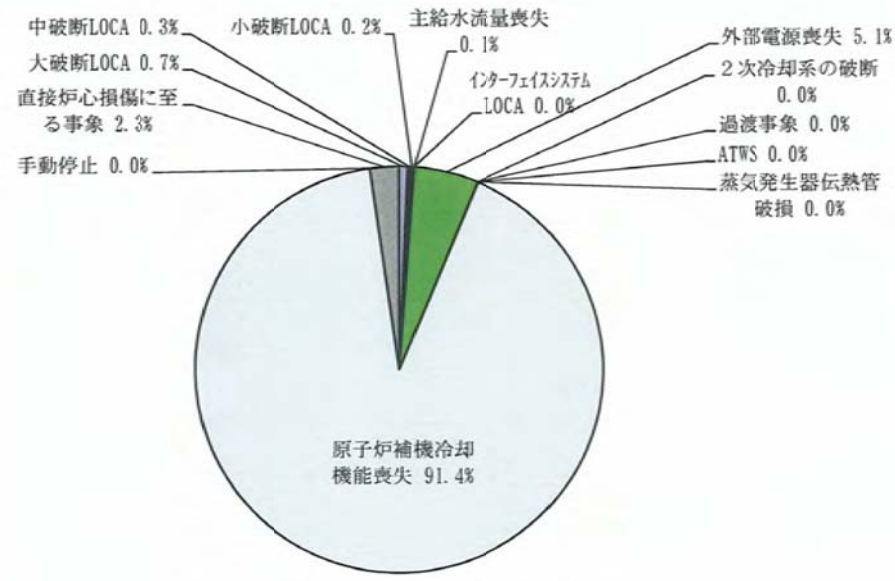
第 1.6 表 事故シーケンスの定量化の結果

起回事象	事故シーケンス	シーケンス別 C D F (/年)			
		内部事象	地震	津波	合計
大破断 L O C A	大破断 L O C A + 低圧注入失敗	6. 2E-09	1. 8E-07	—	1. 9E-07
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	9. 2E-09	3. 1E-08	—	4. 0E-08
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	2. 6E-08	2. 6E-09	—	2. 8E-08
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	2. 8E-12	ε	—	2. 8E-12
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	1. 8E-11	ε	—	1. 8E-11
中破断 L O C A	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗	2. 5E-11	6. 6E-09	—	6. 7E-09
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗	1. 2E-08	7. 1E-08	—	8. 3E-08
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗	1. 1E-07	1. 0E-09	—	1. 1E-07
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	8. 0E-09	1. 8E-09	—	9. 9E-09
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	6. 7E-08	2. 2E-10	—	6. 7E-08
小破断 L O C A	小破断 L O C A + 高圧注入失敗	1. 2E-06	6. 2E-08	—	1. 3E-06
	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗	3. 6E-07	9. 0E-10	—	3. 6E-07
	小破断 L O C A + 補助給水失敗	6. 3E-09	1. 1E-10	—	6. 4E-09
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗	2. 6E-08	1. 7E-09	—	2. 8E-08
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗	2. 2E-07	1. 9E-10	—	2. 2E-07
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A	2. 0E-04	2. 9E-05	1. 3E-05	2. 4E-04
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A	9. 0E-07	ε	5. 8E-08	9. 6E-07
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	5. 8E-09	ε	3. 6E-09	9. 4E-09
外部電源喪失	外部電源喪失 + 補助給水失敗	1. 3E-07	1. 7E-08	—	1. 5E-07
	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失	5. 8E-06	1. 6E-06	—	7. 4E-06
2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗	1. 2E-06	4. 6E-10	—	1. 2E-06
	2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	5. 2E-11	9. 8E-10	—	1. 0E-09
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	6. 6E-08	—	—	6. 6E-08
	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	1. 7E-07	—※	—	1. 7E-07
主給水流量喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	3. 3E-07	2. 3E-08	—	3. 5E-07
過渡事象	過渡事象 + 補助給水失敗	2. 9E-06	—	—	2. 9E-06
インターフェイスシステム L O C A	インターフェイスシステム L O C A	3. 0E-11	—	—	3. 0E-11
手動停止	手動停止 + 補助給水失敗	6. 9E-06	—	—	6. 9E-06
A T W S	原子炉トリップが必要な起回事象 + 原子炉トリップ失敗	1. 2E-08	1. 6E-08	—	2. 8E-08
地震・津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)	—	6. 0E-08	—	6. 0E-08
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	1. 8E-08	—	1. 8E-08
	原子炉建屋損傷	—	2. 5E-09	—	2. 5E-09
	原子炉格納容器損傷	—	6. 3E-10	—	6. 3E-10
	過渡事象 + 補助給水失敗 (炉内構造物損傷)	—	6. 0E-07	—	6. 0E-07
	原子炉補助建屋損傷	—	4. 4E-08	1. 1E-08	5. 5E-08
合 計		2. 2E-04	3. 2E-05	1. 3E-05	2. 6E-04

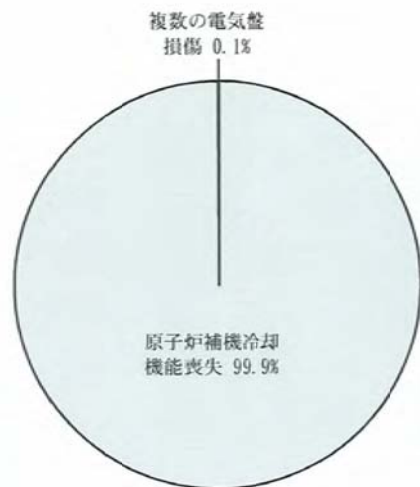
※ : 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損) に含まれる。
ε : 1. 0E-11未満



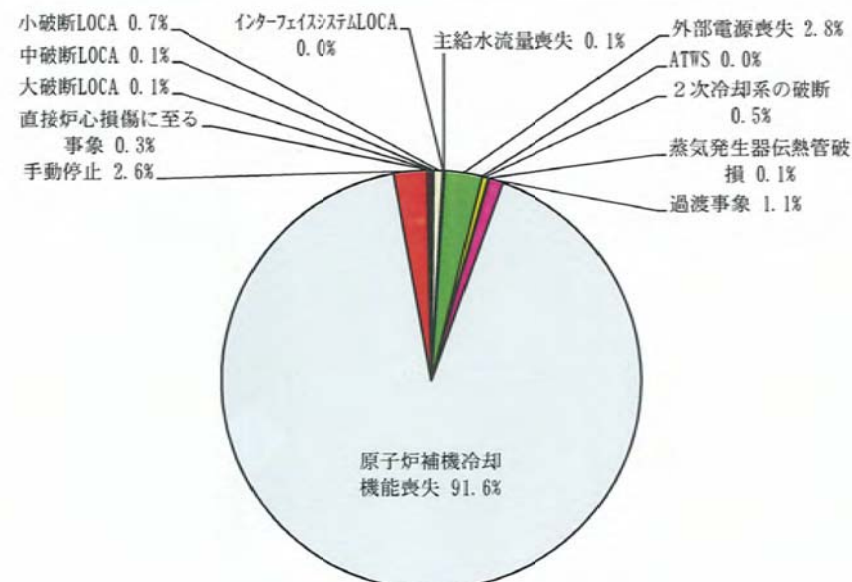
(内部事象レベル1 起因事象の寄与割合)



(地震レベル1 起因事象の寄与割合)



(津波レベル1 起因事象の寄与割合)



(内部事象、地震及び津波レベル1 起因事象の寄与割合)

第1.5図 事故シーケンスの定量化の結果

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

第 1.6 表に示す各事故シーケンスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について検討を行った。

1－2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。

(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

1－4 上記 1－2 (a) の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

上記記載に基づき事故シーケンスグループを分類すると、以下のとおり分類することができる。

a. 1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループ

(a) 2 次冷却系からの除熱機能喪失

(b) 全交流動力電源喪失

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

(d) 原子炉停止機能喪失

(e) E C C S 注水機能喪失

(f) E C C S 再循環機能喪失

b. 1－2 (b) に分類される事故シーケンスグループ

(g) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A，蒸気発生器伝熱管破損）

解釈では、1－2 (a) に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。一方、1－2 (b) に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1. 1. 2. 1 必ず想定する事故シーケンスグループについて

P R Aの結果を示す第 1. 6 表に記載の各事故シーケンスについて、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から分類した。ここで、喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行った。この結果を第 1. 7 表に示す。これらのグループと解釈で想定する 8 つの事故シーケンスグループとの関係について、以下のとおり整理した。

a. 2 次冷却系からの除熱機能喪失

過渡事象が発生し補助給水機能が喪失する事故シーケンス、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、P W R プラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗した場合、炉心損傷に至る。

また、地震で炉内構造物が損傷した場合、炉心部で冷却材の流れが阻害され、1 次冷却材流量低による原子炉トリップに至る。さらに、蒸気発生器による除熱時の 1 次冷却系の自然循環が阻害され、蒸気発生器からの除熱に失敗するシナリオを想定しており、事象としては「過渡事象＋補助給水失敗」と同じ分類が可能であ

る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に該当し、対策としてはフィードアンドブリードが考えられる。

b. 全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して、サポート系である「非常用所内交流動力電源」も喪失する事故シーケンスである。サポート系である原子炉補機冷却水系を作動させるための電源及び事故時の緩和機能を作動させるための電源を失い、炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては2次系強制冷却及び空冷式非常用発電装置による給電が考えられる。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

「原子炉補機冷却機能」が喪失する事故シーケンスは、起因事象の発生と同時にECCS注入系等の緩和機能のサポート機能も喪失し、従属的にRCPシールLOCAが発生することで炉心損傷に至る。

また、「原子炉補機冷却機能」が喪失する事故シーケンスは、プラント停止後に1次系圧力の上昇により加圧器逃がし弁又は安全弁が作動した際、当該弁の故障により再閉止に失敗すると加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生する。さらに、補助給水系設備の故障により当該系統が機能喪失すると、2次系による1次系の冷却ができなくなる。いずれの場合においても、ECCS注入系を使用できないため炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「原

子炉補機冷却機能喪失」に該当し、対策としては2次系強制冷却＋充てんポンプ（自己冷却式）による炉心注水等が考えられる。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

ＬＯＣＡ事象が発生し、「格納容器スプレイ注入及び再循環」に失敗するため、原子炉格納容器内気相部からの除熱ができず、炉心より先に原子炉格納容器が破損する「格納容器先行破損」となり、引き続き炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に該当し、対策としては格納容器内自然対流冷却等が考えられる。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後、原子炉トリップに失敗する事故シーケンスは、原子炉出力が抑制できずに炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としては多様化自動作動盤により減速材温度係数の負の反応度帰還効果による出力抑制を図ること等が考えられる。

f. E C C S 注水機能喪失

ＬＯＣＡ事象が発生し、高圧注入等の「E C C S 注水」に失敗する事故シーケンスは、短期の1次系保有水量の回復に失敗し炉心損傷に至る。

また、地震によりE x c e s s L O C Aが発生した場合、E C C S 注入系の成否に関わらず1次系保有水が喪失し炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「E C C S 注水機能喪失」に該当し、これらのうち、高圧注入に失敗する事故シーケンスへの対策としては、2次系強制冷却+低圧注入等が考えられる。

g. E C C S 再循環機能喪失

L O C A 事象が発生した後、短期の1次系保有水量の回復に成功した後、低圧再循環等の「E C C S 再循環」に失敗する事故シーケンスは、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「E C C S 再循環機能喪失」に該当し、対策としては代替再循環等が考えられる。

h. 格納容器バイパス

インターフェイスシステム L O C A 又は蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンスは、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいが防止できず炉心損傷に至る。

このグループは、解釈で想定する事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に該当し、対策としてはクールダウンアンドリサーキュレーションが考えられる。

1. 1. 2. 2 新たな事故シーケンスグループの追加について

(1) 外部事象特有の事故シーケンス

第 1. 6 表に整理した各事故シーケンスのうち、外部事象である地震・津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして、以下に示す4つの事故シーケンスを抽出した。

a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

複数の蒸気発生器伝熱管が破損することにより、大規模なＬＯＣＡが発生し、ＥＣＣＳ注入も無効であり炉心損傷に至る事象であるとともに、格納容器バイパスが発生する事象として抽出した。

b. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なＬＯＣＡが発生する可能性があり、ＥＣＣＳ注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

c. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して大規模なＬＯＣＡが発生する可能性があり、ＥＣＣＳ注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

d. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、建屋内の複数の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することにより、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失も想定されることから、炉心損傷に至る事象として抽出した。

なお、主盤（原子炉盤）等が損傷する場合は、複数の信号系が損傷することにより補助給水流制御や主蒸気逃がし弁等を

含む工学的安全施設の動作不能を想定しており、この事象は、浸水による影響を含め、原子炉補助建屋損傷による影響に含まれると判断した。

ここで、「a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」及び「c. 原子炉格納容器損傷」については、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認することとしている解釈の記載 1 - 2 (b) に分類されるものの、有効な炉心損傷対策を確保できない事故シーケンスである。また、「b. 原子炉建屋損傷」及び「d. 原子炉補助建屋損傷」についても、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能には必ずしも期待できるとはいえない事故シーケンスとなる。

(2) 新たな事故シーケンスグループとしての設定要否

これらの各事故シーケンスには、炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。また、地震又は津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シーケンス全体を 1 つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。

a. 頻度の観点

これらの事故シーケンスグループの C D F の確認を行った結果、第 1.7 表に示すとおり、C D F が最も大きい事故シーケンスグル

ープである「原子炉補助建屋損傷」においても、CDFは $5.5\text{E-}8$ /炉年であった。これは全CDF ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して0.1%未満と極めて寄与が小さく、解釈で必ず想定する事故シーケンスグループと比較しても有意な頻度ではないと考えられる。

b. 影響の観点

これらの事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの余裕時間、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から建屋全体が崩壊して内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような大規模な事故まで、大きな幅を有する。したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような大規模な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊の対策による影響緩和を図ることで対応していく。詳細を別紙1-2に示す。

上記のとおり、頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全CDFに対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず

想定する事故シーケンスグループと比較して、有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

これらを除くその他の事故シーケンスについては、第 1.7 表に示すとおり、P R A で抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できており、P R A の知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

なお、地震に関する最新知見の反映による確率論的地震ハザードの見直し及び津波評価条件の変更等による確率論的津波ハザードの見直しに伴い、平成 25 年 7 月 8 日申請における確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードに基づく P R A の結果を踏まえた重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シーケンスグループの選定に対して影響がないことを次のとおり確認している。

確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しにより、緩和機能の喪失に至る損傷モードや損傷機器の追加がないことから、上記申請における地震及び津波 P R A で評価していない事故シーケンスの追加がないこと、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはないことから、新たな事故シーケンスグループの追加はない。

第1.7表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス別CDF (/炉年)				寄与割合 (%)	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFへの 寄与割合	規則で想定する 事故シーケンス グループ	規則の 解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
小破断LOCA+補助給水失敗	6.3E-09	1.1E-10	—	6.4E-09	<0.1	蒸気発生器から の除熱に失敗	1.2E-05	4.6%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	1-2 (a)
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.3E-07	2.3E-08	—	3.5E-07	0.1					
過渡事象+補助給水失敗	2.9E-06	—	—	2.9E-06	1.1					
手動停止+補助給水失敗	6.9E-06	—	—	6.9E-06	2.6					
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	1.7E-08	—	1.5E-07	<0.1					
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	4.6E-10	—	1.2E-06	0.4					
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	5.2E-11	9.8E-10	—	1.0E-09	<0.1					
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	6.6E-08	—	—	6.6E-08	<0.1					
過渡事象+補助給水失敗 (炉内構造物等の損傷) ※1	—	6.0E-07	—	6.0E-07	0.2					
外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	5.8E-06	1.6E-06	—	7.4E-06	2.8	サポート機能 (電源機能)の喪失	7.4E-06	2.8%	全交流動力電源喪失	
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	2.9E-05	1.3E-05	2.4E-04	91.2	サポート機能 (補機冷却機能) の喪失	2.4E-04	92%	原子炉補機冷却 機能喪失	
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	ε	5.8E-08	9.6E-07	0.4					
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	5.8E-09	ε	3.6E-09	9.4E-09	<0.1					
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2.8E-12	ε	—	2.8E-12	<0.1	格納容器内気相部 の冷却に失敗	3.2E-07	0.1%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	1-2 (b)
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.8E-11	ε	—	1.8E-11	<0.1					
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.0E-09	1.8E-09	—	9.9E-09	<0.1					
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	6.7E-08	2.2E-10	—	6.7E-08	<0.1					
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.6E-08	1.7E-09	—	2.8E-08	<0.1					
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.2E-07	1.9E-10	—	2.2E-07	<0.1					
原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.6E-08	—	2.8E-08	<0.1	反応度抑制に失敗	2.8E-08	0.0%	原子炉停止機能喪失	
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	6.0E-08	—	6.0E-08	<0.1	1次系保有水 の喪失	1.6E-06	0.6%	ECCS注水機能 喪失	1-2 (a)
大破断LOCA+低圧注入失敗	6.2E-09	1.8E-07	—	1.9E-07	<0.1					
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	3.1E-08	—	4.0E-08	<0.1					
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	6.6E-09	—	6.7E-09	<0.1					
中破断LOCA+高圧注入失敗	1.2E-08	7.1E-08	—	8.3E-08	<0.1					
小破断LOCA+高圧注入失敗	1.2E-06	6.2E-08	—	1.3E-06	0.5	炉心の長期冷却 に失敗	5.0E-07	0.2%	ECCS再循環機能 喪失	
大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	2.6E-08	2.6E-09	—	2.8E-08	<0.1					
中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.1E-07	1.0E-09	—	1.1E-07	<0.1					
小破断LOCA+高圧再循環失敗	3.6E-07	9.0E-10	—	3.6E-07	0.1	格納容器貫通配管 からの漏えい	1.7E-07	0.1%	格納容器バイパス	1-2 (b)
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	1.7E-07	—※2	—	1.7E-07	<0.1					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1	外部事象による 大規模な損傷	2.5E-09	0.0%	※3	
原子炉建屋損傷	—	2.5E-09	—	2.5E-09	<0.1					
原子炉格納容器損傷	—	6.3E-10	—	6.3E-10	<0.1					
原子炉補助建屋損傷	—	4.4E-08	1.1E-08	5.5E-08	<0.1					
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	1.8E-08	—	1.8E-08	<0.1					
合 計	2.2E-04	3.2E-05	1.3E-05	2.6E-04	100.0	—	2.6E-04	100%		

色塗りの箇所：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1：複数の信号系の損傷を含む。

※2：蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損) に含まれる。

※3：全炉心損傷頻度への寄与度及び他の事故シーケンスグループとの比較から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

ε：1.0E-11未満

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

「1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理」で選定した事故シーケンスグループ別に、事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1.8表に示す。また、内部事象、地震、津波の各事象に対する事故シーケンスグループの寄与割合を第1.6図に示す。

解釈1－2(a)に分類される事故シーケンスに対しては、「国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること」とされているが、第1.8表に整理した事故シーケンスには、国内外の先進的な対策を考慮した場合であってもすべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスも存在する。具体的には以下に示す事故シーケンスである。なお、伊方発電所3号炉の対策は、国内のものと同等の対策が講じられていることから、国内の先進的な対策との比較としては特記すべきものがなく、国外との比較を別紙1－3に示す。

- ・ 過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）
- ・ 原子炉補機冷却機能の喪失＋補助給水失敗
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（E x c e s s L O C A）
- ・ 大破断LOCA＋低圧注入失敗
- ・ 大破断LOCA＋蓄圧注入失敗
- ・ 中破断LOCA＋蓄圧注入失敗

第1.8表に示すとおり、PRAの定量化結果から、これら各事故シーケンスの全CDFへの寄与割合は小さく、全CDFの約99.6%を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスについては、別紙 1－2 に示すとおり、格納容器スプレイ注水や格納容器内自然対流冷却などによる格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる重要事故シーケンスの選定を実施することとした。

なお、これらの事故シーケンスに対しても、フィードアンドブリード、炉心への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制等、影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。

第 1.8 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象，地震及び津波 P R A）

No	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/ 年)				全CDFに占める割合 (%) (グループ別)	グループ別CDF (/ 年)	全CDFへの寄与割合	備考
				内部事象	地震	津波	合計				
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	フィードアンドブリード	6.3E-09	1.1E-10	—	6.4E-09	0.3%	1.2E-05	4.6%	
		主給水流量喪失+補助給水失敗		3.3E-07	2.3E-08	—	3.5E-07	0.1%			
		過渡事象+補助給水失敗		2.9E-06	—	—	2.9E-06	1.1%			
		手動停止+補助給水失敗		6.9E-06	—	—	6.9E-06	2.5%			
		外部電源喪失+補助給水失敗		1.3E-07	1.7E-08	—	1.5E-07	0.1%			
		2次冷却系の破断+補助給水失敗		1.2E-06	4.6E-10	—	1.2E-06	0.4%			
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		5.2E-11	9.8E-10	—	1.0E-09	0.3%			
		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		6.6E-08	—	—	6.6E-08	0.3%			
		過渡事象+補助給水失敗 (炉内構造物等の損傷)		(1), ※1	—	6.0E-07	—	6.0E-07			
2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	2次系強制冷却+空冷式非常用発電装置+炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	5.8E-06	1.6E-06	—	7.4E-06	2.3%	7.4E-06	2.8%	
3	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次系強制冷却+炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	2.0E-04	2.9E-05	1.3E-05	2.4E-04	91.2%	2.4E-04	91.6%	
		原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		5.0E-07	ε	5.8E-08	9.6E-07	0.4%			
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗		(2), ※1	5.8E-09	ε	3.6E-09	9.4E-09			
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内自然対流冷却	2.8E-12	ε	—	2.8E-12	0.0%	3.2E-07	0.1%	全炉心損傷頻度の約99.6%を炉心損傷防止対策でカバー
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		1.8E-11	ε	—	1.8E-11	0.0%			
		中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		8.0E-09	1.8E-09	—	9.9E-09	0.0%			
		中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		6.7E-08	2.2E-10	—	6.7E-08	0.0%			
		小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		2.6E-08	1.7E-09	—	2.8E-08	0.0%			
		小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		2.2E-07	1.9E-10	—	2.2E-07	0.1%			
5	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	多様化自動作動盤 (ATWS緩和設備)	1.2E-08	1.6E-08	—	2.8E-08	0.0%	2.8E-08	0.0%	
6	ECCS注水機能喪失	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	※1	—	6.0E-08	—	6.0E-08	0.0%	1.6E-06	0.6%	
		大破断LOCA+低圧注入失敗		6.2E-09	1.8E-07	—	1.9E-07	0.1%			
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗	(3), ※1	9.2E-09	3.1E-08	—	4.0E-08	0.0%			
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗		2.5E-11	6.6E-09	—	6.7E-09	0.0%			
		中破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	1.2E-08	7.1E-08	—	8.3E-08	0.0%			
		小破断LOCA+高圧注入失敗		1.2E-06	6.2E-08	—	1.3E-06	0.5%			
7	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環 (格納容器スプレイポンプ) 代替再循環 (格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁+低圧再循環)	2.6E-08	2.6E-09	—	2.8E-08	0.0%	5.0E-07	0.2%	
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+低圧再循環	1.1E-07	1.0E-09	—	1.1E-07	0.0%			
		小破断LOCA+高圧再循環失敗		3.6E-07	9.0E-10	—	3.6E-07	0.1%			
8	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損+破損制蒸気発生器の隔離失敗	クールダウンアンドリサーキュレーション	1.7E-07	—	—	1.7E-07	0.1%	1.7E-07	0.1%	
		インターフェイスシステムLOCA		3.0E-11	—	—	3.0E-11	0.0%			
合 計				2.2E-04	3.2E-05	1.3E-05	2.6E-04	100% ※2	2.6E-04	100% ※2	

色塗り箇所：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事故シーケンス。

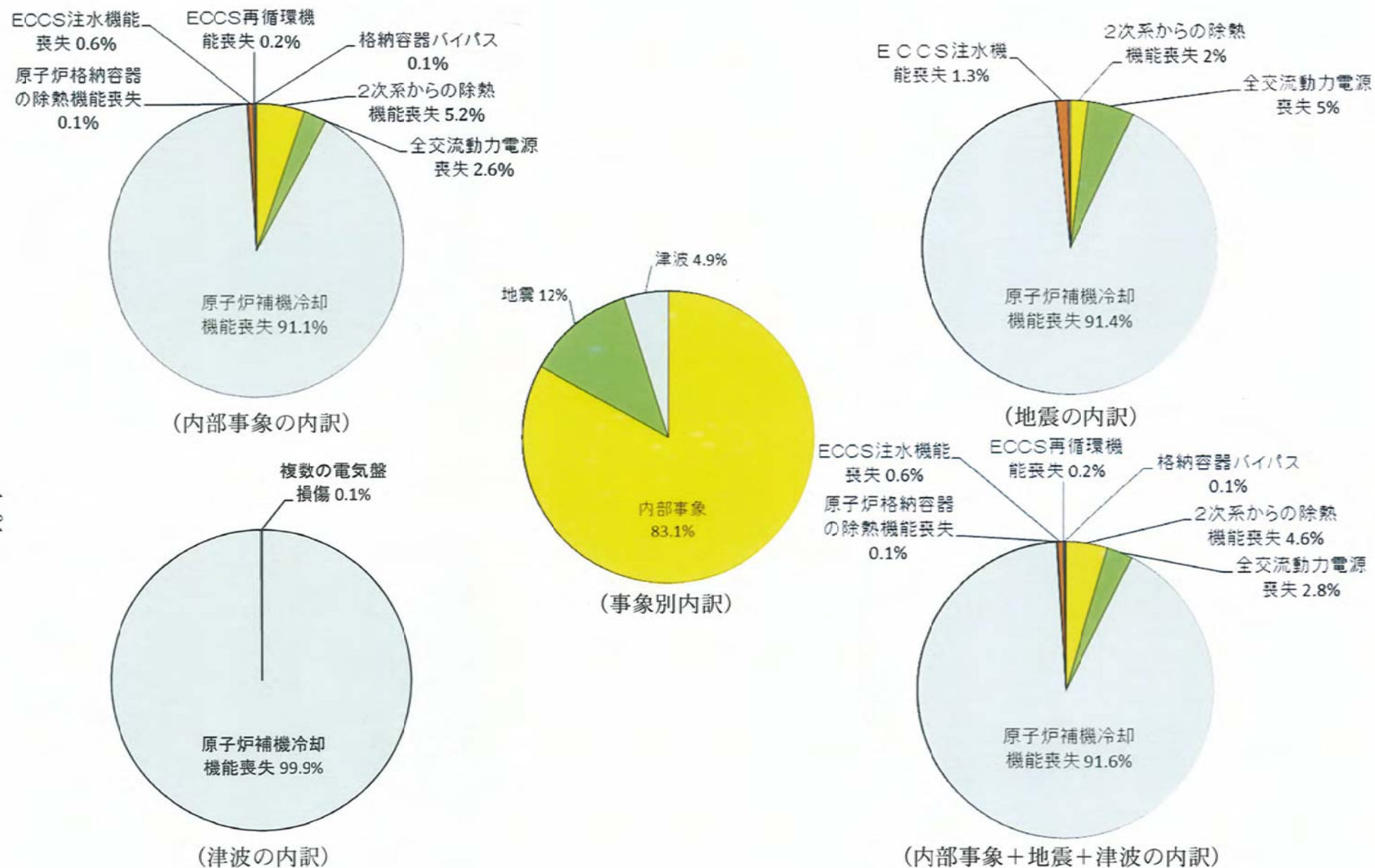
※1：格納容器破損防止対策として格納容器スプレイ (代替格納容器スプレイポンプ) + 自然対流冷却等に期待できる。

※2：100%には、第1.7表で除外したシーケンスの炉心損傷頻度を含む。

(1) フィードアンドブリード等により影響緩和の可能性がある。

(2) 主給水ポンプ (又はSG水張りポンプ) による代替給水により炉心損傷を回避できる場合がある。

(3) 炉心への注入により炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性がある。



第 1.6 図 事故シーケンスグループの炉心損傷頻度への寄与の割合

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。

重要事故シーケンスの選定に当たっては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に記載の4つの着眼点に沿って検討している。今回の重要事故シーケンスの選定に当たっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1.9表に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。
- d. 事故シーケンスグループのシーケンスの特徴を代表している。

(1) 共通原因故障，系統間依存性の観点

共通原因故障については、地震及び津波による事故シーケンス抽出の際に考慮している。また、系統間の機能の依存性について、例えば、安全機能のサポート機能喪失（「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」）は、それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1.9表中「高」と記載）。また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失

事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用電源系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第 1.9 表中「中」と記載）。

例：事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」

原子炉補機冷却機能の喪失時には、原子炉補機冷却水が必要な機器（E C C S 系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

(2) 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が速く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事象を選定している。

例 1．事故シーケンスグループ「E C C S 再循環機能喪失」

破断口径の大きい方が 1 次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。

例 2．事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」

格納容器スプレイ注入失敗の方が、格納容器スプレイ再循環失敗に比べ除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が速いため余裕時間が厳しい。

(3) 設備容量の観点

炉心損傷防止対策として減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量に係る要求が大きくなる事象を選定している。

例．事故シーケンスグループ「E C C S 再循環機能喪失」

破断口径の大きい方が 1 次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1 次系への注水量）が大きくなる。

(4) 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

各事故シーケンスグループにおいて、当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、CDFが大きく事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定している。

例．事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」

該当する2つの事故シーケンスのうち、「小破断LOCA＋高圧注入失敗」は、当該事故シーケンスグループのCDFの大半を占める主要シーケンスであり、また、ECCS注水のために2次系強制冷却を必要とし、当該事故シーケンスグループの特徴を表している。

上記(1)～(4)の観点に基づき、各事故シーケンスグループについて、該当シーケンスの影響を第1.9表中に「高」「中」「低」で記載した。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が速いもの等、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおり選定している。

(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

a. 事故シーケンス

- ①小破断LOCA＋補助給水失敗
- ②主給水流量喪失＋補助給水失敗
- ③過渡事象＋補助給水失敗
- ④手動停止＋補助給水失敗
- ⑤外部電源喪失＋補助給水失敗

- ⑥ 2次冷却系の破断＋補助給水失敗
- ⑦ 2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
- ⑧ 蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗

b. 選定理由

重要事故シーケンスとしては、1次系の温度及び圧力上昇が速く、運転員操作（フィードアンドブリード）開始までの余裕時間及び要求される設備容量（加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ）の観点で厳しい事象を選定する必要がある。

1次系温度については、「過渡事象」(③) 及び「手動停止」(④) では一定期間主給水が利用可能であり、「2次冷却系の破断」(⑥, ⑦) 及び「主蒸気隔離失敗」(⑦) では、2次系からの破断流が放出されることで1次系の除熱が促進される。

なお、⑥, ⑦では破断ループの蒸気発生器の保有水が早期に失われることが予想されるが、主蒸気圧力の低下により自動で非常用炉心冷却設備作動信号が発信して高圧注入が開始されることから、余裕時間を確保することができる。

また、1次系圧力については、「小破断LOCA」(①) 及び「蒸気発生器伝熱管破損」(⑧) では、自動で非常用炉心冷却設備作動信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い1次系の減圧が促進される。

これに対して、「主給水流量喪失」(②) 及び「外部電源喪失」(⑤) は、主給水が全喪失することで1次系が早期に高温、高圧状態となる事象であり、特に②では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。

以上から、事故シーケンス②を選定する。

c. 選定結果

- ・主給水流量喪失＋補助給水失敗

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・フィードアンドブリード

(2) 全交流動力電源喪失

a. 事故シーケンス

- ①外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失

b. 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは、①「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」のみである。ただし、共通原因故障，系統間依存性の観点から，従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。

また、「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールからの漏えいについては不確実さが伴うことから，RCPシールLOCAの発生の有無を考慮する。

c. 選定結果

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
- ・外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・2次系強制冷却＋空冷式非常用発電装置＋炉心注水（充てんポンプ（自己冷却式）活用）

(3) 原子炉補機冷却機能喪失

a. 事故シーケンス

①原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

②原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁
LOCA

b. 選定理由

共通原因故障，系統間依存性の観点から，原子炉補機冷却機能喪失により原子炉補機冷却水が必要な機器は使用できない。

「RCPシールLOCA」(①)と「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」(②)では，1次冷却材の放出挙動が異なるものの，別紙1－4に示すとおり「RCPシールLOCA」が，気相部放出である「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」よりも1次冷却材の流出量が多いため，保有水確保操作（主蒸気逃がし弁，充てんポンプ（自己冷却式）を活用した炉心注水）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい。したがって代表的なシーケンスは①となる。

ただし，①は，「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」に従属的に発生することから事象進展は同じであるため，重要事故シーケンスとしては「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」を選定する。

c. 選定結果

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失
＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2次系強制冷却＋炉心注水（充てんポンプ（自己冷却式）活用）

(4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

a. 事故シーケンス

- ①大破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ注入失敗＋低圧再循環失敗
- ②大破断 L O C A ＋ 低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ③中破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ注入失敗
- ④中破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑤小破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑥小破断 L O C A ＋ 格納容器スプレイ再循環失敗

b. 選定理由

各事故シーケンスの事象が発生しても、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。「格納容器スプレイ注入失敗」（①，③，⑤）と「格納容器スプレイ再循環失敗」（②，④，⑥）では，「格納容器スプレイ注入失敗」（①，③，⑤）の方が，事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり，原子炉格納容器内圧力及び温度上昇が速いことから運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しい。また，要求される設備容量の観点では，「大破断 L O C A」（①，②），「中破断 L O C A」（③，④）及び「小破断 L O C A」（⑤，⑥）では，破断口径が大きい①，②が最も厳しい事象である。したがって，事故シーケンス①を選定する。

c. 選定結果

- ・大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・格納容器内自然対流冷却

(5) 原子炉停止機能喪失

a. 事故シーケンス

- ①原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗

b. 選定理由

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、①「原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗」のみである。

原子炉トリップが必要な起因事象としては、イベントツリーに「A T W S」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次系圧力・温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える。A T W Sの発生頻度として評価対象とした事象について、別紙1－5に示す。

「主給水流量喪失」は、蒸気発生器2次側保有水量の減少により2次系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、多様化自動作動盤（A T W S緩和設備）による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇による負の反応度帰還効果による出力抑制を図るとともに、蒸気発生器2次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。

「主給水流量喪失」以外の事象においては、多様化自動作動

盤（A T W S 緩和設備）のうち補助給水ポンプ起動のみに期待するか、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）に期待しない事象である。したがって、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価での不確実さを考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」も選定する。

c. 選定結果

- ・主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗
- ・負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）

(6) E C C S 注水機能喪失

a. 事故シーケンス

- ①中破断 L O C A ＋ 高圧注入失敗
- ②小破断 L O C A ＋ 高圧注入失敗

b. 選定理由

各事故シーケンスの事象が発生しても、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。「中破断 L O C A」（①）と「小破断 L O C A」（②）では、破断口径が大きい①が、1 次冷却材の流出量が多いため、運転員操作（2 次系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。したがって、事故シーケンス①を選定する。

なお、破断口径によって2次系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし、炉心露出の状況が異なってくることで、破断口径に不確実さが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、「中破断LOCA（2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断）」の評価を実施する。

c. 選定結果

- ・中破断LOCA＋高圧注入失敗

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・2次系強制冷却＋低圧注入

(7) ECCS再循環機能喪失

a. 事故シーケンス

①大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗

②中破断LOCA＋高圧再循環失敗

③小破断LOCA＋高圧再循環失敗

b. 選定理由

各事故シーケンスの事象が発生しても、シーケンス間の共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。「大破断LOCA」（①）、「中破断LOCA」（②）及び「小破断LOCA」（③）では、破断口径が大きい①が、1次冷却材の流出量が多く再循環切替えまでの時間が短いことから、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作の余裕時間（代替再循環）及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。したがって、事故シーケンス①を選定する。

当該事故シーケンスは、低圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプの両方に対する燃料取替用水入口弁の閉失敗により発生するこ

とから、対策として当該弁を経由しない「代替再循環（格納容器スプレイポンプ活用）」を整備している。さらに、伊方発電所3号炉の系統構成を踏まえ、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁及び低圧注入系を用いた代替再循環の手段も整備している。

また、1次系が早期に減圧されない事故シーケンス（②、③）については、2次系強制冷却により1次系を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある。本対策の有効性については、ECCS注水機能喪失における「中破断LOCA＋高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、2次系強制冷却を行うことで低圧注入を促進させるシナリオにおいて確認している*。さらに、低圧注入系を使用できない場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環が可能である。

* ECCS注水機能喪失の事故シーケンスでは、ECCS注水機能喪失時の事象初期の崩壊熱を炉心損傷防止対策により除去する必要がある。一方、ECCS再循環機能喪失の事故シーケンスでは、再循環切替までの期間はECCS注入に成功して原子炉停止直後の崩壊熱を除去できる状況であり、ECCS再循環機能喪失時点からの崩壊熱を炉心損傷防止対策により除去する必要がある。したがって炉心損傷防止に必要な除熱量という観点では、ECCS注水機能喪失の方が大きい。

c. 選定結果

- ・大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替再循環（格納容器スプレイポンプ活用）
- ・代替再循環（再循環サンプ隔離弁バイパス弁＋低圧再循環）

(8) 格納容器バイパス

a. 事故シーケンス

①蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

②インターフェイスシステムLOCA

b. 選定理由

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し，それぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

c. 選定結果

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗
- ・ インターフェイスシステムLOCA

d. 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ クールダウンアンドリサーキュレーション

1.3.3 事故シーケンスの分析

炉心損傷防止に係る有効性評価については、事故シーケンスグループごとに、そこに含まれる事故シーケンスの中から重要事故シーケンスを選定し、対策の有効性を確認している。これは、重要事故シーケンスの有効性評価で考慮する対策については、基本的に同一事故シーケンスグループ内の各事故シーケンスに対しても、同様に有効であるとの前提によるものである。

一方、PRAでは、1つの事故シーケンスにおいても様々な機器故障モードや人的過誤を考慮しており、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在し得る。このため、別紙1－6に示すとおり、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスをカットセットレベルに展開し、CDFの事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

その結果、以下の2つの事故シーケンスグループにおいては、それに含まれる事故シーケンスのカットセットにより、複数の対策が考えられることが確認された。

(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

補助給水の失敗等により2次冷却系からの除熱に失敗するグループである。補助給水の失敗原因として、主に補助給水系の機器故障及び操作失敗がある。この事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策はフィードアンドブリードとしている。

分析の結果、補助給水の失敗原因として、空調系統の故障により安全補機開閉器室の冷却機能が喪失し、室温上昇によって補助給水

系の作動に必要な開閉器が故障する場合があることを確認した。この場合、フィードアンドブリードに使用する開閉器も使用不可能となり、フィードアンドブリードを実施できなくなる可能性がある。

当該故障については、別紙 1－7 に記載のとおり、整備されている不要負荷の隔離等の手順により安全補機開閉器室の冷却が可能であり、新たな対策を有効性評価において確認する必要はないと判断した。

(2) ECCS 再循環機能喪失

高圧再循環又は低圧再循環に失敗するため、炉心からの除熱に失敗するシーケンスである。再循環系の失敗原因として、主として燃料取替用水タンクから高圧注入ポンプ及び低圧注入ポンプへの入口弁の開失敗による再循環時の空気引き込みに伴うポンプ故障や人的過誤等がある。この事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策は、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環としている。

分析の結果、再循環系の失敗原因として、格納容器再循環サンプとポンプとの間の隔離弁の開失敗があることを確認した。この場合、同じラインから取水する格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環ができなくなる。

当該故障については、別紙 1－8 に記載のとおり、同隔離弁のバイパス弁を開操作することにより、格納容器再循環サンプからの吸い込みラインを確保することができ、設計基準事故対処設備を用いた低圧再循環が可能となる。このため、当該手段「代替再循環（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁＋低圧再循環）」も炉心損傷防止対策としている。

したがって、新たな対策を有効性評価において確認する必要はな

いと判断した。

また，地震及び津波の主要な事故シーケンスについても，別紙 1－9 に示すとおり，地震及び津波特有のシーケンス以外については内部事象と同様の炉心損傷防止対策が有効であることを確認した。

以上により，これら 2 つの事故シーケンスグループを含め，第 1.9 表に記載の炉心損傷防止対策について，該当する事故シーケンスグループにおける有効性を確認することとした。

第 1.9 表 (1 / 2) 重要事故シーケンスの選定について (運転中の炉心損傷防止に係るもの)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷防止対策 (有効性評価で考慮)	重要事故シーケンスの選定の考え方※				重要事故シーケンス
			a	b	c	d	
2 次冷却系からの除熱機能喪失	小破断 L O C A + 補助給水失敗	フィードアンドブリード	低	低	低	低	主給水流量喪失 + 補助給水失敗
	◎ 主給水流量喪失 + 補助給水失敗		低	高	高	低	
	過渡事象 + 補助給水失敗		低	中	中	中	
	手動停止 + 補助給水失敗		低	中	中	高	
	外部電源喪失 + 補助給水失敗		中	中	中	低	
	2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗		低	低	低	低	
	2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗		低	低	低	低	
全交流動力電源喪失	◎ 外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失	2 次系強制冷却 + 空冷式非常用発電装置 + 炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	高	高	高	高	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A
	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A	2 次系強制冷却 + 炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	高	高	高	高	
原子炉補機冷却機能喪失	◎ 原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器透し弁 / 安全弁 L O C A	2 次系強制冷却 + 炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	高	中	中	低	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器透し弁 / 安全弁 L O C A	2 次系強制冷却 + 炉心注水 (充てんポンプ (自己冷却式) 活用)	高	中	中	低	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	◎ 大破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗	格納容器内自然対流冷却	低	高	高	低	大破断 L O C A + スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	高	低	
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	低	
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	中	中	
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	中	
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	低	高	

◎ : 選定した事故シーケンス

※ 審査ガイドの着眼点 a, b, c 及び d に対し、影響度の観点から“高”、“中”、“低”と評価した。

第 1.9 表 (2 / 2) 重要事故シーケンスの選定について (運転中の炉心損傷防止に係るもの)

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	炉心損傷防止対策 (有効性評価で考慮)	重要事故シーケンスの選定の考え方※				重要事故シーケンス	
			a	b	c	d		
原子炉停止 機能喪失	◎ 原子炉トリップが必要な起回事象 +原子炉トリップ失敗	多様化自動作動盤 (ATWS 緩和設備)	高	高	高	高	原子炉停止機能喪失に至る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗」のみである。 原子炉トリップが必要な起回事象として、多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の作動に対してより多くの機能を期待する必要がある。原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を想定する。	主給水流量喪失 +原子炉トリップ失敗 及び 負荷の喪失 +原子炉トリップ失敗
ECCS 注水 機能喪失	◎ 中破断 LOCA+高圧注入失敗	2 次系強制冷却 +低圧注入	低	高	高	低	ECCS 注水機能喪失の起回事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断 LOCA+高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きい方が 1 次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きい方が 1 次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量(1 次系への注水量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS 注水失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつ CDF への寄与割合が高い「小破断 LOCA+高圧注入失敗」を、代表性の観点で「高」とした。	中破断 LOCA +高圧注入失敗
	小破断 LOCA+高圧注入失敗	低	中	中	高			
ECCS 再循環 機能喪失	◎ 大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗	代替再循環(格納容器ス プレイポンプ活用) あるいは 代替再循環(再循環サン プ隔離弁バイパス弁 +低圧再循環) +格納容器内自然対流冷 却	低	高	高	低	ECCS 再循環機能喪失の起回事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスについて、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きい方が、1 次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での崩壊熱が大きく、炉心損傷防止のための対応操作に係る時間余裕が厳しい。 c. 破断口径の大きい方が、1 次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での崩壊熱が大きく、炉心損傷防止のために要求される設備容量(再循環流量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS 再循環失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつ CDF への寄与割合が最も高い「小破断 LOCA+高圧再循環失敗」を、代表性の観点で「高」とした。	大破断 LOCA+低圧 再循環失敗+高圧再循 環失敗
	中破断 LOCA+高圧再循環失敗	低	中	中	中			
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	2 次系強制冷却 +低圧再循環	低	低	低	高		
格納容器 バイパス	◎ 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗	クールダウンアンド リサーキュレーション	—	—	—	高	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定。	蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の 隔離失敗
	◎ インターフェイスシステム LOCA		—	—	—	高		インターフェイスシ ステム LOCA

◎：選定した重要事故シーケンス

※審査ガイドの着眼点 a, b, c 及び d に対し、影響度の観点から“高”、“中”、“低”と評価した。

1.4 まとめ

1.4.1 PRAの範囲

事故シーケンスグループを選定する目的で、内部事象、地震及び津波についてレベル1 PRAを実施した。また、溢水、火災及びその他外部事象により誘発される起因事象に関する検討を加えた。

1.4.2 事故シーケンスグループの選定

レベル1 PRA（内部事象、地震及び津波）を用い、事故シーケンスグループを抽出した。その結果、規則で想定されている事故シーケンスグループ以外の外部事象である地震・津波特有の事象として発生する4つの事故シーケンスが抽出されたことから、異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討した。これらの事故シーケンスについては、全CDFに対する寄与が極めて小さく、規則で想定される事故シーケンスグループと比較しても有意な頻度ではないことを確認した。これらの事故シーケンスについては、事象に応じて各種の影響緩和や原子炉格納容器の機能に期待でき、さらに大規模損壊発生時の対応として考慮している活動にも期待できる。

したがって、新たな事故シーケンスグループを追加する必要はないと判断し、規則と同じ事故シーケンスグループを選定した。

1.4.3 有効性評価の対象とする事故シーケンス

選定した事故シーケンスグループのうち、国内外の先進的な対策を考慮してもすべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスについて、PRAの定量化の結果から整理した。これらの事故シーケンスの全CDFに対する寄与割合は小

さく、全 C D F の約 99.6% を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認した。

1.4.4 重要事故シーケンスの選定

各事故シーケンスグループにおける事故シーケンスについて、共通原因故障、系統間依存性の観点、余裕時間の観点、設備容量の観点及び事故シーケンスグループ内での代表性の観点から、それぞれの事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性評価で対象とする重要事故シーケンスを選定した。

さらに、事故シーケンスのカットセット分析を行った結果、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象として新たな対策を追加する必要がないことを確認した。

運転中の炉心損傷防止対策の有効性評価に係る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結果は、第 1.10 表のとおりとなった。

第 1.10 表 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結果

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス
2 次冷却系からの除熱機能喪失	・ 主給水流量喪失＋補助給水失敗
全交流動力電源喪失	・ 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	・ 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・ 大破断 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗＋低圧再循環失敗
原子炉停止機能喪失	・ 主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗 ・ 負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗
E C C S 注水機能喪失	・ 中破断 L O C A＋高圧注入失敗
E C C S 再循環機能喪失	・ 大破断 L O C A＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗
格納容器バイパス	・ 蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗 ・ インターフェイスシステム L O C A

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

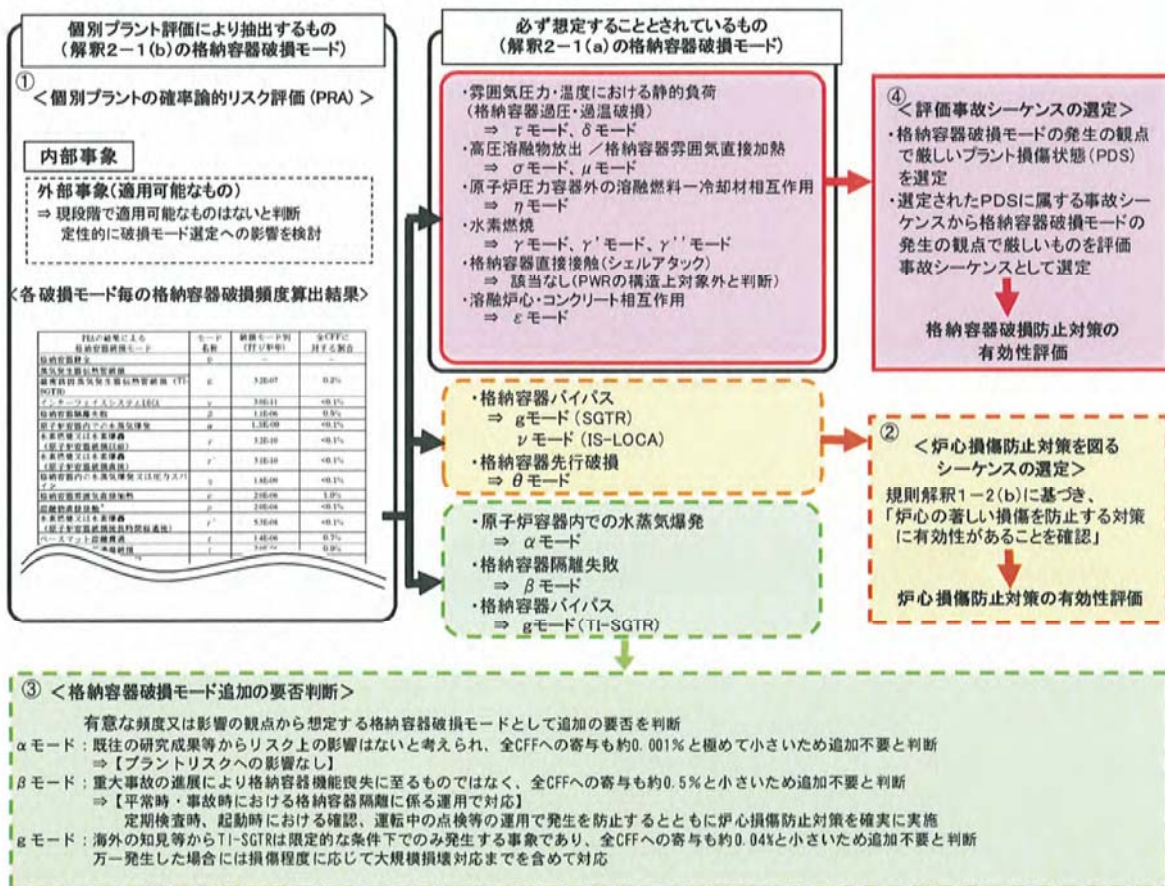
格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは、第 2.1 図に示すとおりである。以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ①内部事象レベル 1.5 P R A 及び P R A を適用できない外部事象に係る定性的検討から、格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。
- ②抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパス及び格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。
- ④格納容器破損モード毎に格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態*（以下「P D S」という。）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

*:プラント損傷状態

原子炉格納容器の機能喪失頻度を評価するレベル 1.5 P R A のために、事故の種類、進展の速さ、E C C S 及び格納容器スプレイ注入による原子炉格納容器内への水の持ち込みの状況に着目し、レベル 1 P R A における炉心損傷時の状態を整理し、記号を付したもの。



2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈において、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

2－1

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

- ①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（P R A）及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ②その結果、上記2－1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

これを踏まえ、伊方発電所3号炉のレベル1 P R Aの結果を基にレベル 1.5 P R Aを実施し、その結果を活用して、格納容器破損モードの分析を実施している。

適用するP R Aの範囲としては、現時点で手法が整備され、実施可能な状態にある内部事象レベル 1.5 P R Aを実施する。

レベル 1.5 P R Aにおいても、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、これまでに整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備などを含めない設計基準対象施設にのみ期待できる条件でP R Aモデルを構築した。

また、外部事象のうち地震レベル 1.5 P R Aは、原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試解析

例はあるものの、定量評価結果の活用に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断した。

その他の外部事象については標準的なP R A手法が確定していない等、技術的な課題により現時点で適用可能な状態ではないと判断した。

P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

2. 1. 1 格納容器破損モードの抽出、整理

2. 1. 1. 1 P R Aに基づく整理

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、「(2) 格納容器破損モードの評価」の a. ～c. に示す格納容器破損モードの抽出を行っている。以下にその概要を述べる。

(1) プラント損傷状態の設定

内部事象レベル 1. 5 P R Aの評価フローは、第 2. 2 図に示すとおり、伊方発電所 3 号炉のプラントの構成・特性にかかる情報を把握した上で、内部事象レベル 1 P R Aのイベントツリーを、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持込の有無等を区別できるように、格納容器スプレイ機能の成否に着目して変更するとともに、その終状態にはP D Sを設定する。

P D Sは、1 次系圧力や炉心損傷の時期、除熱手段に係る緩和操作の属性に着目して、事故時の原子炉格納容器内の状態を分類したものであり、レベル 1 P R Aの結果をレベル 1. 5 P R Aに受

け渡すインターフェイスとなる。PDSの設定において着目する属性を第2.1表に示す。また、これらの属性により定義されたPDSを第2.2表に示す。

PDS別の炉心損傷頻度の評価のために変更した内部事象レベル1PRAのイベントツリーを第2.3図に示す。

(2) 格納容器破損モードの評価

炉心損傷後の事故進展に伴う原子炉格納容器の健全性に対する影響に着目し、原子炉格納容器の破損に至る事故進展の経過を格納容器イベントツリー(以下「CET」という。)で分析する。伊方発電所3号炉で考えられている事故進展を第2.4図に示す。同図において以下の格納容器破損モードを抽出している。

a. 格納容器バイパス

・蒸気発生器伝熱管破損 (gモード)

蒸気発生器伝熱管破損を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。

・インターフェイスシステムLOCA (vモード)

インターフェイスシステムLOCAを起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。

b. 格納容器隔離失敗

・格納容器隔離失敗 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として抽出。

c. 格納容器物理的破損

・原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）

原子炉容器内において、高温の熔融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発により原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。

・原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク（ η モード）

原子炉格納容器内において、高温の熔融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。

・熔融物直接接触（ μ モード）

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。

・格納容器雰囲気直接加熱（ σ モード）

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器破損に至る事象として抽出。

・水素燃焼又は水素爆轟（ γ モード、 γ' モード、 γ'' モード）

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム－水反応）、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し、機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出してお

り,発生時期により原子炉容器破損以前(γ モード),直後(γ' モード),長時間経過後(γ'' モード)に分類する。

- ・ベースマット溶融貫通 (ε モード)

溶融炉心が原子炉容器下部キャビティへ落下した後,冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり,原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として抽出。

- ・格納容器貫通部過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器雰囲気温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に弱い部分が過温破損する事象として抽出。

- ・水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス(CO_2 等)の蓄積によって,原子炉格納容器が過圧破損する事象として抽出。

- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)

溶融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し,格納容器圧力が徐々に上昇し,原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として抽出。

上記の格納容器バイパスや格納容器隔離失敗,原子炉格納容器の物理的破損事象を考慮して原子炉格納容器の最終状態を格納容器破損モードに整理し,これをCETの最終状態として割り付ける。作成したCETを第2.5図に示す。

CETを定量化することにより格納容器破損頻度(以下「CF

F」という。) が得られる。この結果を格納容器破損モード別に整理し、第 2.3 表及び第 2.6 図に示す。

P R Aにより抽出した格納容器破損モードは、解釈に基づき選定する格納容器破損モードの候補となる。

2.1.1.2 P R Aに代わる検討に基づく整理

外部事象を考慮した場合の格納容器破損モードの選定及び評価事故シーケンスの選定に対する影響について検討した。詳細を別紙 2-1 に示す。

(1) 地震の影響

格納容器破損モードについては、地震動による建物の大規模な損壊の可能性は十分低く、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。

事故シーケンスについては、地震レベル 1 P R Aで考えられる地震特有の事故シーケンスがある。

(2) 津波の影響

格納容器破損モードについては、津波による原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難く、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。

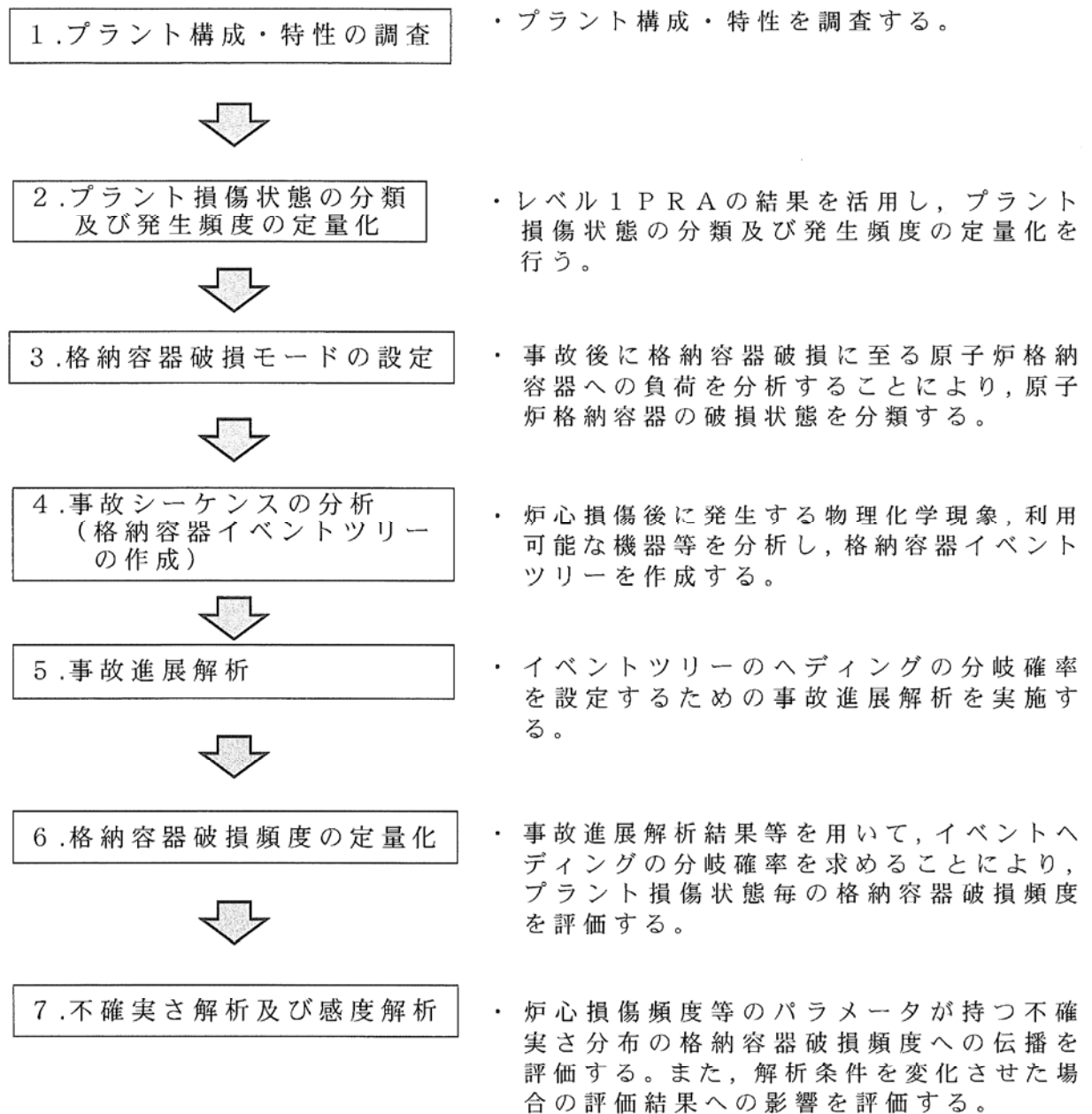
事故シーケンスについては、高台にない屋外設備（海水ポンプ）、屋内の低位置の設備（原子炉補機冷却水ポンプ）等の損傷が考えられ、原子炉補機冷却機能及び非常用所内交流動力電源の喪失につながることから、サポート機能の喪失が発生すると考えられる。

(3) 内部溢水及び内部火災の影響

別紙 1 - 1 に記載のとおり，内部溢水又は内部火災の発生の際には，同一区画に近接設置されている機器や制御回路が共通要因により機能喪失してイベントツリーにおけるヘディングの失敗確率を上昇させる可能性があるものの，レベル 1 P R Aにおいて新たな事故シーケンスが発生するものではない。また，原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難いことから，炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル 1.5 で想定するものと同等となり，新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。

(4) その他外部事象の影響

自然現象等の外部事象の発生の際には，建屋外部に設置された設備への影響により外部電源の喪失又は海水系統の損傷による原子炉補機冷却機能喪失の発生の可能性が大きくなるが，起因事象としては変わらないことから，レベル 1 P R Aにおいて新たな事故シーケンスグループが発生するものではない。また，炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル 1.5 で想定するものと同等となり，新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。



第 2.2 図 出力運転時内部事象レベル 1.5 P R A の評価フロー

第 2.1 表 プラント損傷状態設定に係る属性

事故のタイプと 1 次冷却系圧力

分類記号	説 明
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次冷却系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては、大中破断 L O C A で代表される。（低圧）
S	1 次冷却系の破断口径が小さく、1 次冷却系の減圧が遅いため、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては小破断 L O C A で代表される。また、事象の類似性及び 1 次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点より過渡事象が起因事象となり、従属的に小破断 L O C A（R C P シール L O C A 及び加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A）に至ったシーケンスも含む。（中圧）
T	過渡事象が起因となるシーケンスである。なお、従属的に L O C A に至ったシーケンスは S に分類する。（高圧）
G	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2 次冷却系から大気中に放射性物質が直接放出される S G T R シーケンスである。（中圧）
V	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、原子炉補助建屋から大気中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステム L O C A シーケンスである。（低圧）

炉心損傷時期

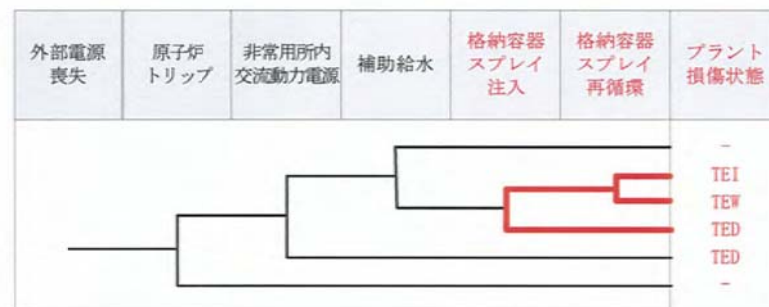
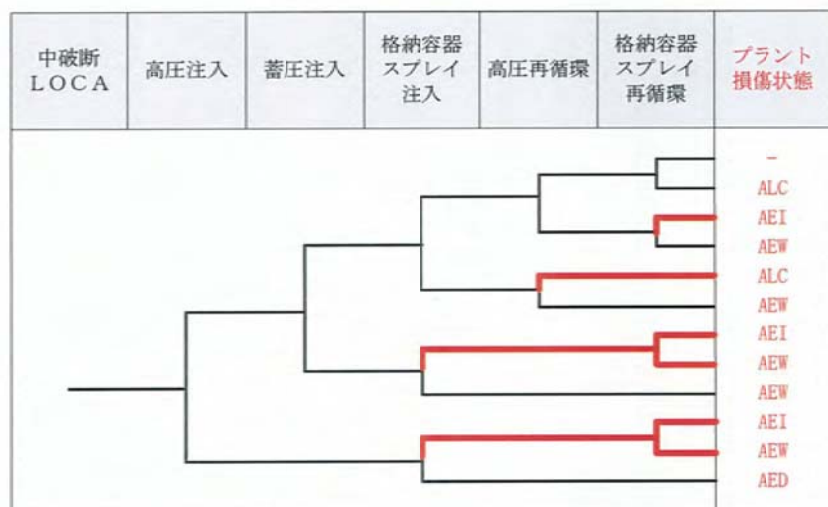
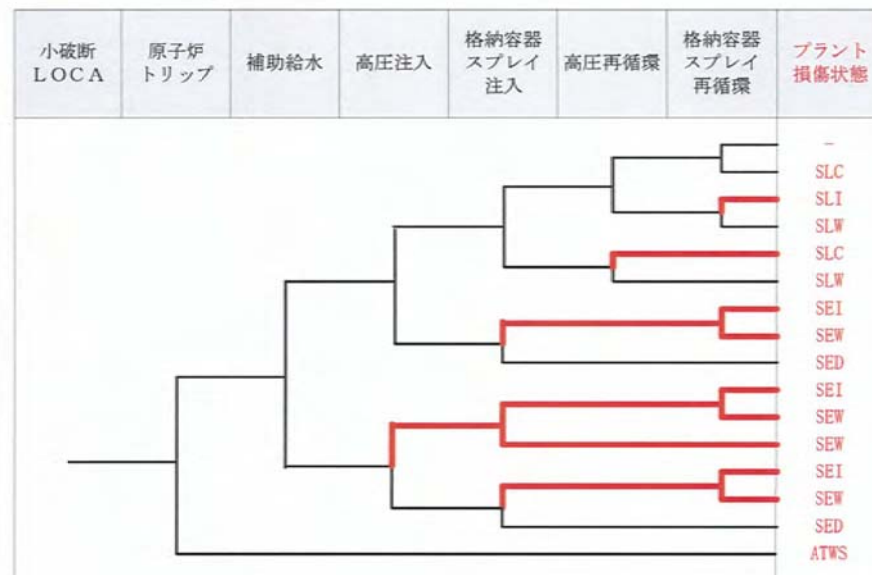
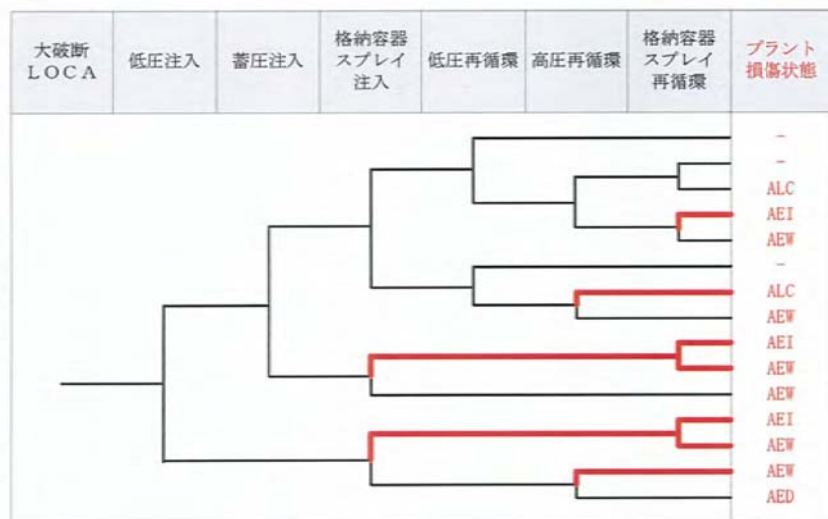
分類記号	説 明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

格納容器内事故進展（格納容器破損事故、熔融炉心の冷却手段）

分類記号	説 明
D	燃料取替用水が E C C S や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心が冷却されにくい。格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
W	燃料取替用水が E C C S や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心が冷却されやすい。再循環時に格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
I	燃料取替用水が E C C S や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心が冷却されやすい。再循環時にも格納容器スプレイ系が使用可能で原子炉格納容器内除熱が行われている状態。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
C	燃料取替用水が E C C S により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心が冷却されやすい。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内除熱が行われていない状態。原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性がある。

第 2.2 表 プラント損傷状態の定義

No.	P D S	事故の タイプ	R C S 圧力	炉心 損傷 時期	格納容器内事象進展		
					燃料取替 用水の原 子炉格納 容器への 移送	格納容器 破損時期	格納容器内 熱除去手段
1	A E D	大中 L O C A	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	A E W	大中 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	A E I	大中 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	A L C	大中 L O C A	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	S E D	小 L O C A	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	S E W	小 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	S E I	小 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	S L W	小 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	S L I	小 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	S L C	小 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	T E D	過渡事象	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	T E W	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	T E I	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェ イスシステム L O C A	低圧	—			
15	G	S G T R	中圧	—			

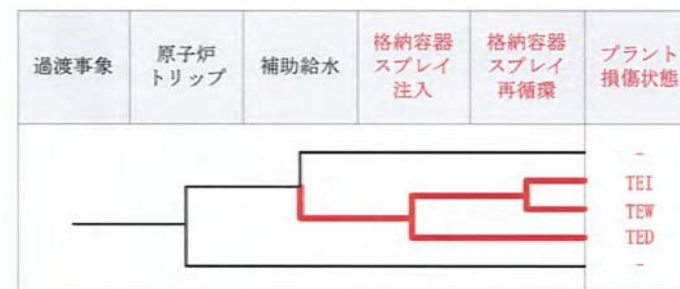
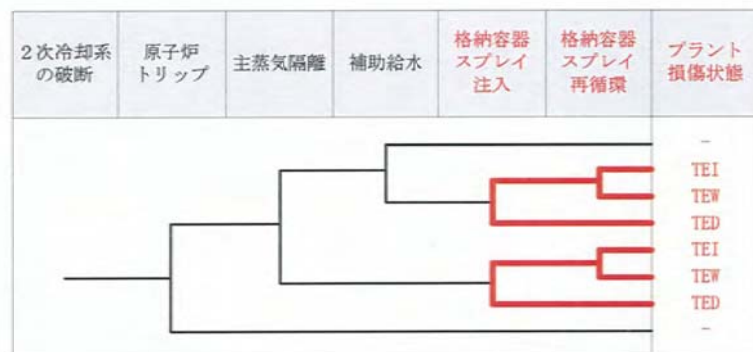
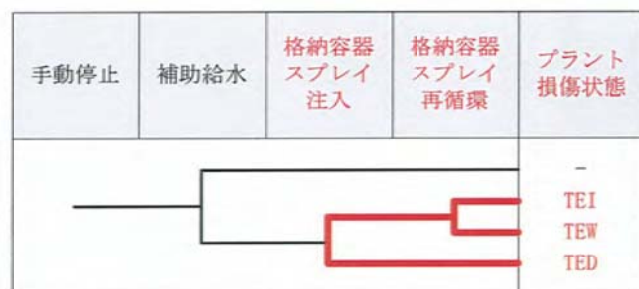
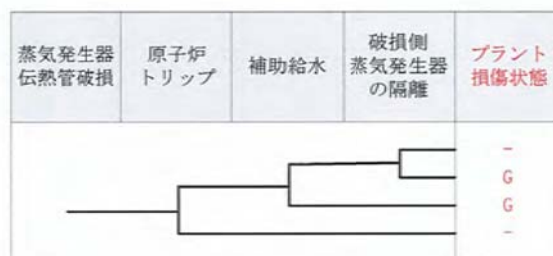
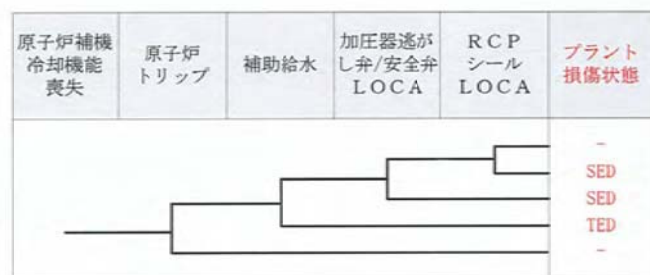


レベル1 PRAのイベントツリーに以下の変更を施した。

- ・ 太線で記載する分岐を追加
- ・ 終状態としてプラント損傷状態を設定

なお、格納容器スプレイ注入及び再循環は、設計基準事故対処設備を想定。

第 2.3 図 (1 / 2) プラント損傷状態評価のために変更した内部事象レベル 1 P R A のイベントツリー

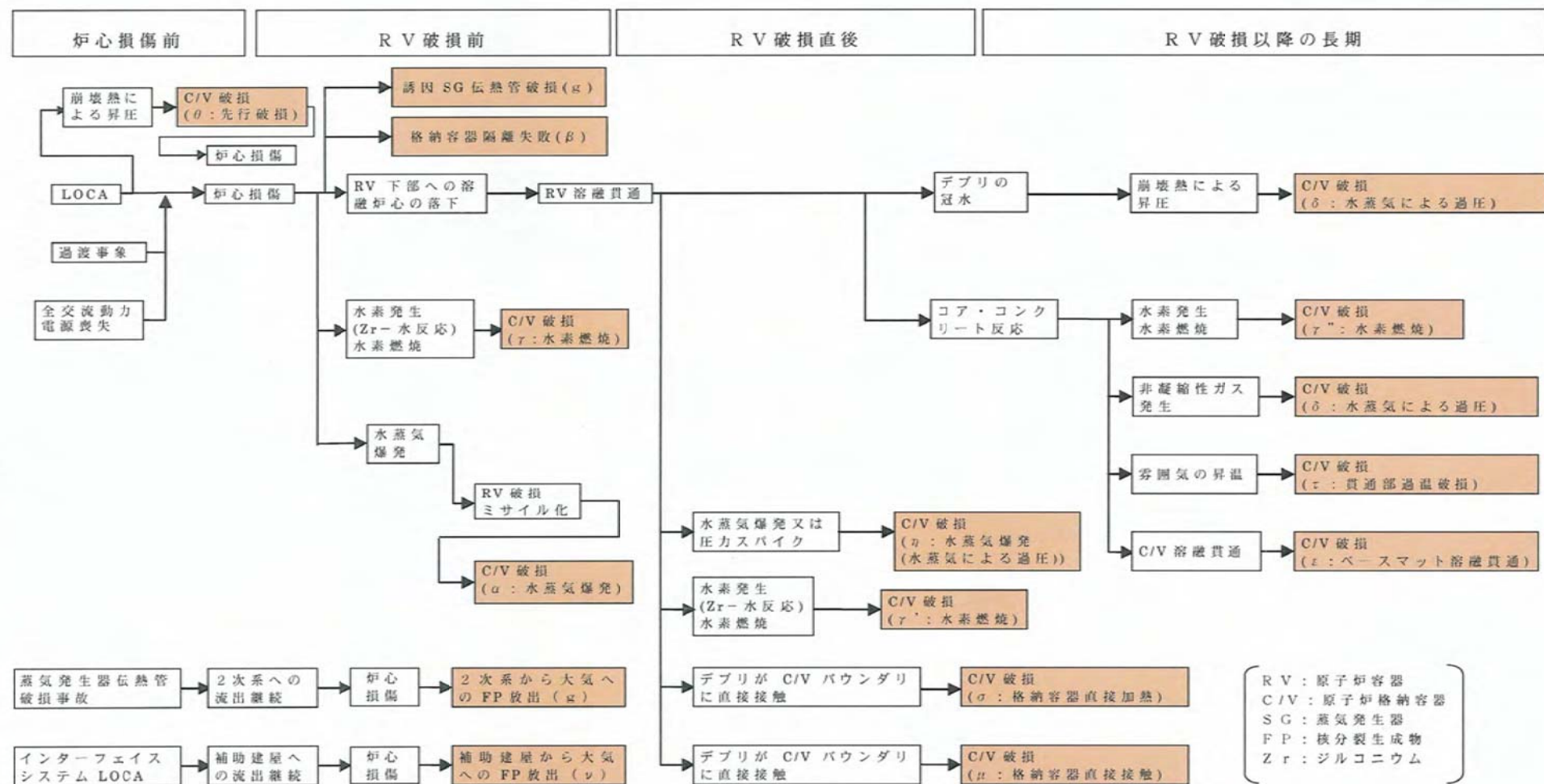


レベル1 P R Aのイベントツリーに以下の変更を施した。

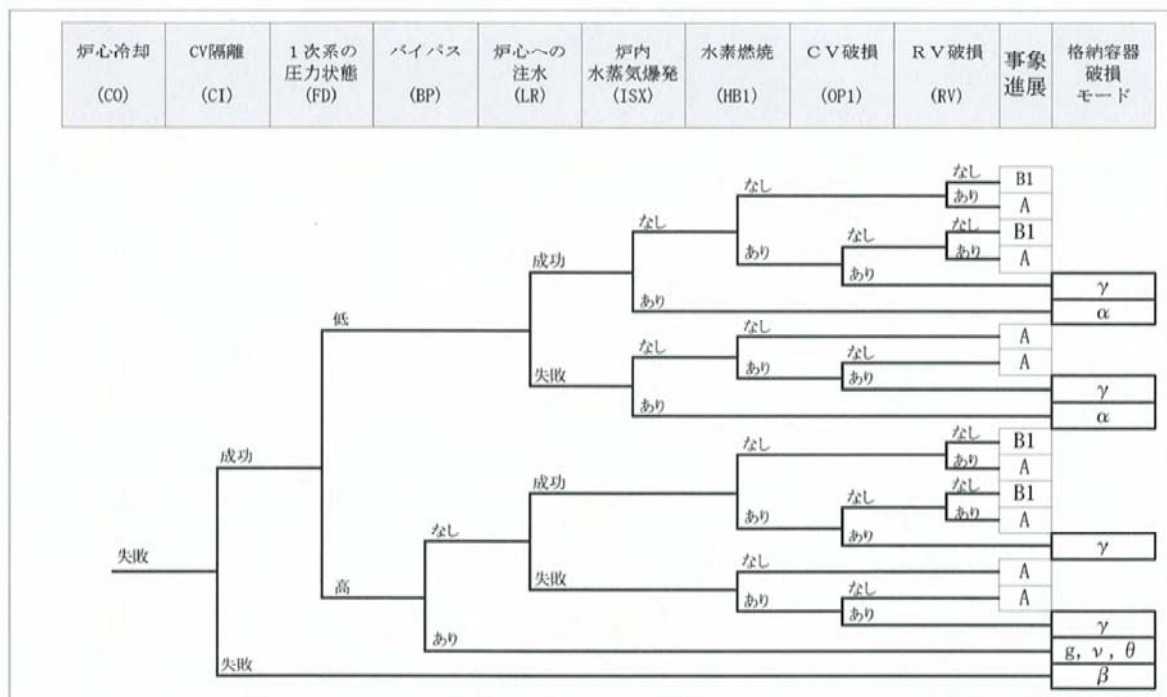
- ・太線で記載する分岐を追加
- ・終状態としてプラント損傷状態を設定

なお、格納容器スプレイ注入及び再循環は、設計基準事故対処設備を想定。

第 2.3 図 (2 / 2) プラント損傷状態評価のために変更した内部事象レベル1 P R Aのイベントツリー

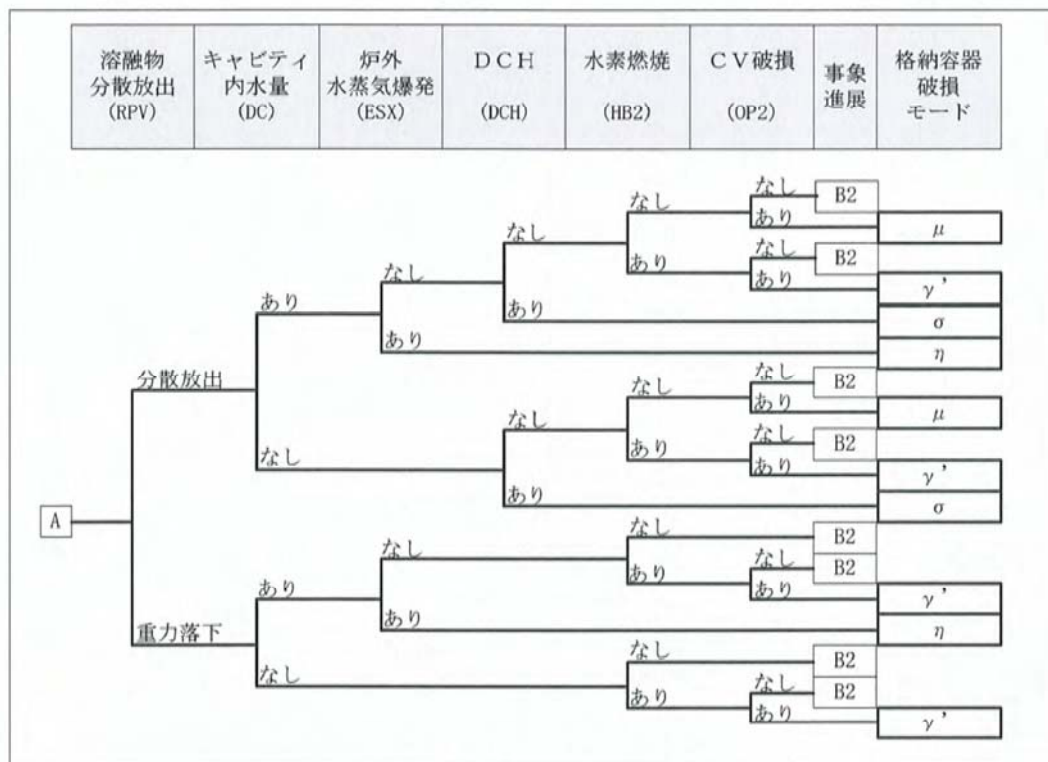


第 2.4 図 シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード

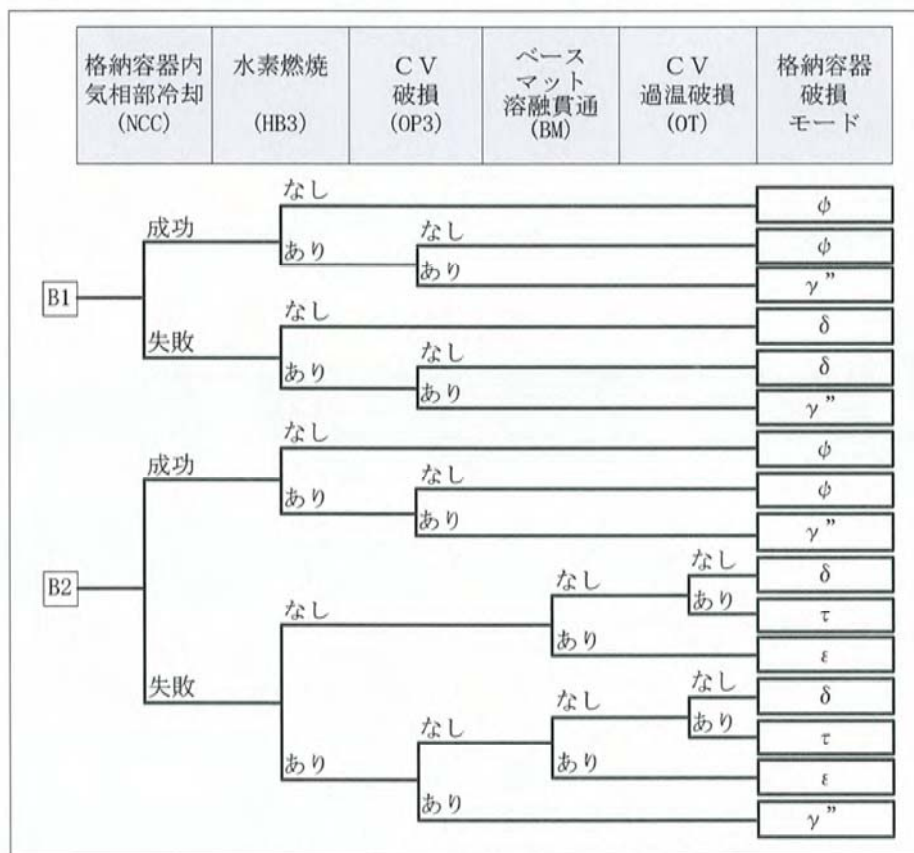


(原子炉容器破損前)

第 2.5 図 (1 / 2) 格納容器イベントツリー



(原子炉容器破損後 30 分)



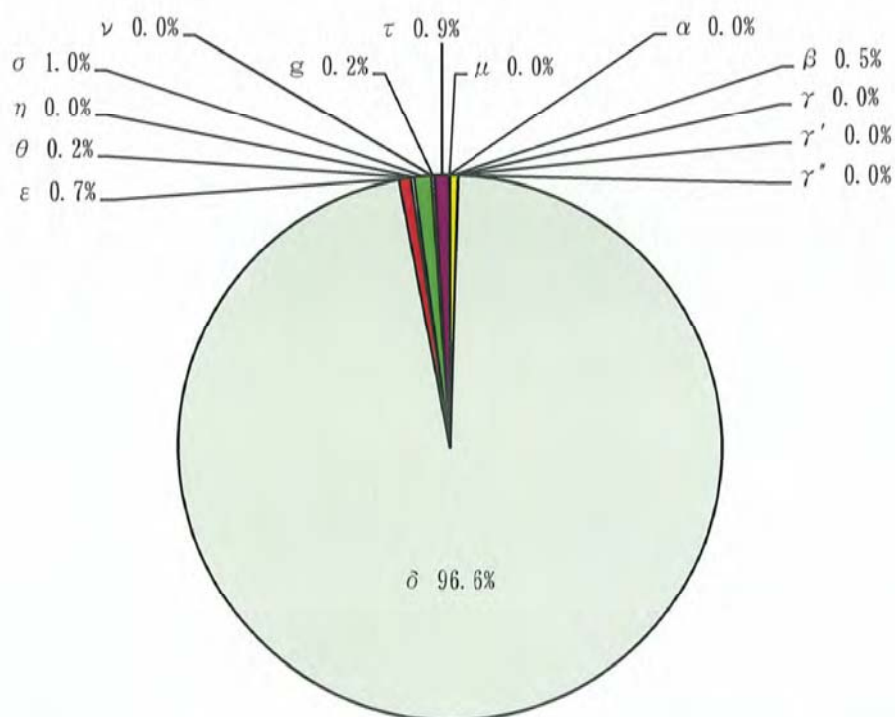
(原子炉容器破損後後期)

第 2.5 図 (2 / 2) 格納容器イベントツリー

第 2.3 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード		格納容器破損頻度 (C F F)	
		(/炉年)	全 C F F に対する割合
α	原子炉容器内水蒸気爆発	1.3E-09	0.0%
β	格納容器隔離失敗	1.1E-06	0.5%
γ	水素燃焼(原子炉容器破損以前)	3.2E-10	0.0%
γ'	水素燃焼(原子炉容器破損直後)	3.1E-10	0.0%
γ''	水素燃焼(原子炉容器破損後長時間経過後)	5.3E-08	0.0%
δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	2.0E-04	96.6%
ε	ベースマット溶融貫通	1.4E-06	0.7%
θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	3.1E-07	0.2%
η	原子容器外水蒸気爆発又は圧カスパイク	1.8E-09	0.0%
σ	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%
ν	インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	0.0%
g	蒸気発生器伝熱管破損	3.2E-07	0.2%
τ	格納容器貫通部過温破損	2.0E-06	0.9%
μ	溶融物直接接触	2.0E-08	0.0%
合 計		2.1E-04	100%

(格納容器健全モード(ϕ)を除き、格納容器の破損に至るモードを記載)



第 2.6 図 格納容器破損頻度に対する格納容器破損モードの寄与割合

2.1.2 PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討

2.1.2.1 必ず想定する格納容器破損モードについて

解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードと、PRAの結果得られた格納容器破損モードとを比較して第2.4表に示す。

2-1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触 (シェルアタック)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

必ず想定する格納容器破損モードのうち、「格納容器直接接触 (シェルアタック)」は、PRAに基づく格納容器破損モードに該当していない。この事象は、別紙2-3に示すとおり、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとしていない。PRAに基づく類似の格納容器破損モードに「格納容器直接接触」(μ)モードがあるが、これは1次系が高圧の状態で原子炉容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散する高圧溶融物放出 (飛散) が生じ、融炉心が原子炉格納容器の壁に接触してこれを侵食する事象であり、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。

また、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」(η)モードは、

原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイクを含むが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて小さいと考え、圧力スパイクを考慮することとした。

この結果、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードとして、以下を選定する。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用

第 2.4 表 指定の格納容器破損モードとの比較

指定の格納容器 破損モード	P R Aによる格納容器破損モード	記号
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ
	格納容器貫通部過温破損	τ
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	溶融物直接接触 (高圧時の格納容器直接接触)	μ
	格納容器雰囲気直接加熱	σ
原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	圧力スパイク	η
水素燃焼	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	γ
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	γ'
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	γ''
格納容器直接接触 (シェラタック)	溶融炉心が床面に広がり原子炉格納容器の壁に接触することによる破損	—
溶融炉心・コンクリート 相互作用	ベースマット溶融貫通	ε

2.1.2.2 新たな格納容器破損モードの追加について

PRAの結果得られた格納容器破損モードには、解釈が指定する格納容器破損モードとは異なる破損モードも含まれる。このため、当該破損モードを格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードとして追加することの可否について、定量化の結果より得られる頻度及び影響の観点から検討した。詳細を別紙2-2に示す。

(1) 原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）

当該破損モードは、炉心溶融物が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。

頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（ $1.3\text{E-}9/\text{炉年}$ ）は全CFFの0.1%以下（約0.001%）の寄与割合であり、極めて小さい。

影響の観点からは、当該破損モードに関する各種の研究により得られた知見（SERG-1（NUREG-1116）及びSERG-2（NUREG-1524））において、米国での専門家による評価では、水蒸気爆発に関与する燃料の量が限られること、炉内構造物による機械的エネルギーの吸収等を考慮し、 α モード破損はリスクの観点から無視し得るという結論に至っている。

米国ウェスチングハウス社プラントと構造が類似している国内PWRでも、同様に α モード破損は無視し得ると考えられ、伊方発電所3号炉においても当該破損モードに対してリスクの観点からは大きな影響はないものと考えている。

したがって、当該破損モードを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(2) 格納容器隔離失敗（ β モード）

当該破損モードは、炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものであり、格納容器バイパス状態となる。格納容器隔離失敗の要因としては、原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい等の機械的な破損、漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁・フランジの復旧忘れが考えられる。

頻度の観点からは、国内PWRプラントで発生実績がないことからNUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績に基づき評価した結果、得られたCFF（ $1.1\text{E-}6$ /炉年）は、全CFFの約0.5%の寄与割合であり比較的小さく、国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードのCFFはさらに小さくなると推察される。

影響の観点からは、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認並びに運転手順に基づく確実な操作を実施している。さらに、定期的に格納容器内圧力を確認するとともに、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能である。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には、隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に原子炉格納容器の隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられる。事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能である。

したがって、当該破損モードを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(3) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）

当該破損モードは、炉心損傷前の崩壊熱除去失敗による原子炉格納容器破損を想定する。

頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（ $3.1\text{E-}7$ /炉年）は、全CFFの約0.2%の寄与割合であり比較的小さい。

影響の観点からは、当該破損モードはレベル 1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(4) インターフェイスシステムLOCA（ ν モード）

当該破損モードは、インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス状態を想定する。

頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（ $3.0\text{E-}11$ /炉年）は、全CFFの0.1%以下（約0.00001%）の寄与であり極めて小さい。

影響の観点からは、当該破損モードは、レベル 1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。

したがって、当該破損モードを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(5) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

当該破損モードは、蒸気発生器伝熱管破損と炉心損傷との重畳による格納容器バイパス状態を想定する。

頻度の観点からは、当該破損モードのC F F（ $3.2\text{E-}7$ /炉年）は、全C F Fの約0.16%の寄与割合であり比較的小さい。

影響の観点からは、レベル 1.5 P R A上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。

当該破損モードの一つの形態として、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（以下「T I－S G T R」という。）が想定される。

本事象は、炉心損傷後に1次系が高圧かつ蒸気発生器圧力が低圧で2次系への給水がない限定的な条件（high-dry-low plant condition（NUREG/CR-6995））で発生する可能性が生じるものであり、レベル1 P R Aの結果から、同様のプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループとなる。

- a. T I－S G T R発生の可能性を有する事故シーケンスグループ
 - (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - (b) 全交流動力電源喪失
 - (c) 原子炉補機冷却機能喪失

これらの事故シーケンスグループに対しては、それぞれ炉心損傷防止対策として「フィードアンドブリード」、「2次系強制冷却+空冷式非常用発電装置+炉心注入（充てんポンプ活用）」、「2次系強制冷却+炉心注入（充てんポンプ活用）」がある。国内外の先進的な対策を用いても対応が困難な一部のシーケンスを除き、CDF合計($2.6\text{E-}4$ /炉年)の99.7%を占める事故シーケンスに対して、炉心損傷防止対策の有効性が確認されている。

なお、これらの事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、国内外の先進的な対策を用いても対応が困難な一部のシーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」及び「過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物の損傷)」は、第1.6表に示すとおり発生頻度がそれぞれ $9.4\text{E-}09$ /炉年、 $6.0\text{E-}7$ /炉年と非常に小さい。また、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、さらに1次系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」への対策として1次系強制減圧を行うことから、これが成功するとT I - S G T Rの発生頻度はさらに低減される。

したがって、当該破損モードを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以上の検討結果をまとめると、次表のようになる。

格納容器破損モード		破損モード 別 C F F (/炉年)	全 C F F に対する 割合	追加 要否	判断理由
g	蒸気発生器伝熱管破損	3.2E-7	0.2%	不要	(格納容器バイパス事象) 炉心損傷防止対策で対応 別紙 2-2 参照
ν	インターフェイス システム L O C A	3.0E-11	≒0%	不要	(格納容器バイパス事象) 炉心損傷防止対策で対応
β	格納容器隔離失敗	1.1E-6	0.5%	不要	(格納容器バイパス事象) 重大事故による格納容器へ の物理的負荷によるものでは ない。運用状況から発生可 能性が極めて低い。 別紙 2-2 参照
α	原子炉容器内での 水蒸気爆発	1.3E-9	≒0%	不要	(格納容器の物理的破損事 象) 国内外の研究事例及び C F F から、発生可能性が極めて 低い。別紙 2-2 参照
θ	水蒸気蓄積による 格納容器先行破損	3.1E-7	0.2%	不要	(格納容器先行破損事象) 炉心損傷防止対策で対応

(1)～(5)に述べた各格納容器破損モードについて検討した結果、これらを有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断する。

内部事象レベル 1.5 P R A の結果を踏まえた格納容器破損モードの検討として、解釈に基づき想定する格納容器破損モードとの対応関係及び格納容器破損モードの追加に関する検討により、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードとして選定した結果を第 2.5 表に示す。

第 2.5 表 想定する格納容器破損モードの選定

格納容器 の状態	P R Aの結果による 格納容器破損モード	モード 記号	破損モード別 CFF (/炉年)	全 C F F に 対する割合	解釈で想定する 格納容器破損モード	選定	備 考
格納容器 健全	格納容器健全	ψ	—	—	—	×	格納容器は健全。
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ξ	3.2E-07	0.2%	—	×	・規則の解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷 を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」 ・T I - S G T R については炉心損傷防止対策により発生 頻度が極めて低いと評価
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (T I - S G T R)				—	×	
	インターフェイスシステムL O C A	ν	3.0E-11	<0.1%	—	×	
格納容器 隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	1.1E-06	0.5%	—	×	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的負荷が発生 することで格納容器機能喪失に至るものではない。また、 全ての炉心損傷防止対策が有効なシーケンスであり、新た な有効性評価は不要である(別紙2-2)。
格納容器物理的 破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	α	1.3E-09	<0.1%	—	×	各種の研究により得られた知見から格納容器破損に至る可 能性は極めて低いと評価(別紙2-2)。 *1 PWRで想定している溶融物直接接触は、1次系 圧力が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融 炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納 容器の壁への接触によって侵食する現象で「高圧時の 格納容器直接接触」と言い、指定の格納容器破損モー ドでは「格納容器直接接触(シエルアタック)」では なく「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に 対応する。 (「格納容器直接接触(シエルアタック)」は、溶融炉心 が床に拡がりながら原子炉格納容器の壁に接触し、原 子炉格納容器の壁を侵食する事象で、BWRマークI 型プラントに特有の事象であり、伊方発電所3号炉の 格納容器破損モードとして考慮不要と判断した。) (別紙2-3) *2 規則の解釈で想定する格納容器破損モード「高圧 溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μ モード(溶融物直接接触)が「高圧溶融物放出」に、σ モード(格納容器雰囲気直接加熱)が「格納容器雰囲気 直接加熱」に該当する。
	格納容器内の水蒸気爆発 又は圧力スパイク	η	1.8E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料- 冷却材相互作用	○	
	溶融物直接接触*1、*2	μ	2.0E-08	<0.1%	高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接加熱	○	
	格納容器雰囲気直接加熱*2	σ	2.0E-06	1.0%	高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接加熱	○	
	—	—	—	—	格納容器直接接触(シエルア タック)*1	×	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	γ	3.2E-10	<0.1%	水素燃焼	○	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	γ'	3.1E-10	<0.1%	水素燃焼	○	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	γ''	5.3E-08	<0.1%	水素燃焼	○	
	ベースマット溶融貫通	ε	1.4E-06	0.7%	溶融炉心・コンクリート相互作 用	○	
	格納容器貫通部過温破損	τ	2.0E-06	0.9%	雰囲気圧力・温度による静的負 荷(格納容器過温破損)	○	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積 による過圧破損	δ	2.0E-04	96.6%	雰囲気圧力・温度による静的負 荷(格納容器過圧破損)	○	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	3.1E-07	0.2%	—	×	

色塗り箇所：内部事象レベル1.5 P R Aで抽出された格納容器破損モードのうち、規則の解釈に基づき必ず指定するものに含まれない格納容器破損モード

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定している。

評価事故シーケンスの選定に当たっては、以下の審査ガイドの考え方に基づき、格納容器破損モードに対して事象として厳しいと考えられる事故シーケンスを選定する。

- (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加圧・過温破損）
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）
- (2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (4) 水素燃焼
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。
- (5) 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の評価の観点から厳しいシーケンスを選定する。
- (6) 溶融炉心・コンクリート相互作用
 - b. (a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）の観点から厳しいシーケンスを選定する。

レベル 1.5 P R A の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスについては、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断される P D S を選定し、第二ステップとして選定された P D S の中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを選定することとした。

2.2.1 評価対象とする P D S の選定

レベル 1.5 P R A では、個々の P D S ごとに C E T で表される分岐を経て格納容器破損モードに至ることから、各格納容器破損モードには複数の P D S が寄与している。第 2.5 表で選定した格納容器破損モードごとに、該当する P D S を整理した結果を第 2.6 表に示す。

評価対象とする P D S の選定に当たっては、格納容器破損モードごとに、該当する P D S のうち最も厳しいと考えられる P D S を選定する。具体的には以下のとおり選定している。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

- ・破断規模が大きい A ** が原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で厳しい。
- ・原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない ** D が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、破断規模が大きく E C C S 注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する A E D となる。

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

- ・原子炉容器破損時に溶融物が高圧で原子炉格納容器内に分散し、雰囲気への伝熱が大きくなる観点で、L O C A が発生しておらず補助

給水による 1 次系の冷却にも期待できない T** が厳しい。

- ・原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない **D が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する T E D となる。

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

- ・1 次系の圧力が高く維持される T** が 1 次系減圧の観点で厳しい。
- ・1 次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は、T E D に含まれる。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する T E D となる。

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

- ・溶融炉心がより高温となる観点から、事故進展が速く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高い A** が厳しい。
- ・原子炉格納容器内の冷却がない **W が、格納容器スプレイが機能する **I に比べて圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、破断規模が大きく E C C S 注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが再循環の失敗により除熱機能が喪失する A E W となる。

(5) 水素燃焼

- ・全炉心ジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると P D S による水素発生量の差異がなくなるが、事故進展が速く、原子

炉容器破損が速く起きるA**が水素放出速度の観点で厳しい。

- ・格納容器スプレイ注入・再循環に成功する**Iでは水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなる点で厳しい。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動するAEIとなる。

(6) 格納容器直接接触（シェルアタック）

シェルアタックは、別紙2-3に示すとおり、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとしていない。

(7) 溶融炉心・コンクリート相互作用

- ・破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高いA**が溶融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。
- ・原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない**Dがコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。

したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

以上の考え方でPDSを選定した結果を第2.6表に示す。

2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方

前項で格納容器破損モード別に選定した評価対象PDSに属する事故シ

一ケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。

評価事故シーケンスの選定に当たっては、事象進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時にも適用できる重大事故等対処設備の有効性を評価するため、これらのサポート機能喪失の重畳を考慮する。

2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

a. 該当する事故シーケンス

第 2.6 表で選定した A E D には、次の事故シーケンスが該当する。

①大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗* + 格納容器スプレイ注入失敗

②中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

* : P D S 評価のために用いたイベントツリーでは、事故シーケンス①は「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」となるが、高圧注入系の機能喪失による高圧再循環失敗を想定し、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれない A E D を設定している。すなわち、A E D に整理した「高圧再循環失敗」は、「高圧注入失敗」を意味することから、原子炉格納容器の健全性に係る評価事故シーケンスの選定に当たっては「高圧注入失敗」として取り扱うものとする。

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 L O C A に起因する事故シーケンス（①）を選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポン

プを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 選定結果

大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

a. 該当する事故シーケンス

第 2.6 表で選定した T E D には、次の事故シーケンスが該当する。

- ①主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ②外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ③外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失
- ④A T W S + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑥2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑧原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗
- ⑨過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1 次系圧力が高圧で、熔融炉心からの発熱により加熱されたガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失となる事故シーケンス (③) を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗

も 想定した「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 選定結果

外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗
(原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(3) 高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱

a. 該当する事故シーケンス

第 2.6 表で選定した TED に該当する事故シーケンスが該当し、(2) に記載した事故シーケンスと同様である。

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1 次系圧力が高圧で、溶融炉心からの発熱により加熱されたガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンス (③) を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 選定結果

外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水喪失
(原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(4) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

a. 該当する事故シーケンス

第 2.6 表で選定した A E W には、次の事故シーケンスが該当する。

- ①大破断 L O C A ＋ 低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗＋格納容器
スプレイ再循環失敗
- ②大破断 L O C A ＋ 低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗＋格納容器
スプレイ注入失敗
- ③大破断 L O C A ＋ 蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断 L O C A ＋ 蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断 L O C A ＋ 低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断 L O C A ＋ 低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦中破断 L O C A ＋ 高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑧中破断 L O C A ＋ 高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑨中破断 L O C A ＋ 蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑩中破断 L O C A ＋ 蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑪中破断 L O C A ＋ 高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 L O C A を起因とするシーケンスを選定し、炉心損傷が早まる低圧注入失敗を考慮するとともに、原子炉下部キャビティに流入した水のサブクール度が小さくなる格納容器スプレイ再循環失敗を想定した事故シーケンス（⑤）を選定する。さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよ

う、高圧注入失敗の重畳を考慮した「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、原子炉下部キャビティに流入した水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなることから、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水ではなく、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプでは、格納容器スプレイポンプよりも注水開始時期が遅くなり、注水流量も少ないため、原子炉下部キャビティに流入した水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

c. 選定結果

大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮
また、代替格納容器スプレイポンプによる注水を考慮)

(5) 水素燃焼

a. 該当する事故シーケンス

第 2.6 表で選定した A E I には、次の事故シーケンスが該当する。

- ① 中破断 L O C A + 高圧注入失敗
- ② 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
- ③ 大破断 L O C A + 低圧注入失敗
- ④ 大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗
- ⑤ 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ⑥ 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち，破断規模が大きく，事象進展が速くなり，初期から水素放出が開始され，かつ水素放出速度が大きくなる事故シーケンス（③）を選定する。さらに，余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう，高圧注入失敗の重畳を考慮した「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

c. 選定結果

大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 該当する事故シーケンス

第2.6表で選定したAEDには，次の事故シーケンスが該当する。

①大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

②中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

b. 選定理由

これらの事故シーケンスのうち，中破断LOCAに比べ破断口径が大きく，原子炉容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAを起因とする事故シーケンス（①）を選定する。なお，評価事故シーケンスにおいては，代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 選定結果

大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

以上による評価事故シーケンスの選定結果を第 2.7 表に示す。また、詳細について別紙 2-4 に示す。

2.2.4 外部事象の考慮

外部事象を考慮した場合の評価事故シーケンスに対する影響の有無について検討した結果、別紙 2-1 に示すとおり、外部事象を考慮しても内部事象レベル 1.5 P R A から選定した評価シーケンスに変更は生じない。

2.2.5 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した事故シーケンスは、「1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて」で示した以下の 6 つである。

- ①過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）
- ②原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ③大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)
- ④大破断 L O C A ＋低圧注入失敗
- ⑤大破断 L O C A ＋蓄圧注入失敗
- ⑥中破断 L O C A ＋蓄圧注入失敗

これらのうち、①、②及び④～⑥の事故シーケンスについては、別紙 1-2 に記載のとおり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することができる。また、これらが該当する格納容器破損モードごとに、評価事故シーケンスとしてより厳しい事故シーケンスを選定している。

③の事故シーケンスについては、地震により複数の１次冷却材配管、原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々な損傷の程度及び組合せが考えられ、大破断ＬＯＣＡと比較すると事象進展が異なることが考えられる。一方、別紙２－１に示すとおり、原子炉格納容器内へ放出される１次系エンタルピは大破断ＬＯＣＡと同じであり、長期的な挙動は大破断ＬＯＣＡと同様と考えられるため、大破断ＬＯＣＡの事故シーケンスを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している。

なお、E x c e s s L O C Aの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることについて、別紙２－１に示すとおり確認している。

2.3 事故シーケンスの分析

格納容器破損防止に係る有効性評価については、格納容器破損モードごとに、そこに含まれる事故シーケンスの中から評価事故シーケンスを選定し、対策の有効性を確認している。これは、評価事故シーケンスの有効性評価で考慮する対策については、基本的に同一格納容器破損モード内の各事故シーケンスに対しても、同様に有効であるとの前提によるものである。

一方、PRAでは、1つの事故シーケンスにおいても様々な機器故障モードや人的過誤を考慮しており、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在し得る。このため、別紙2-5に示すとおり、各格納容器破損モードに整理される事故シーケンスをカットセットレベルに展開し、格納容器破損頻度の観点で主要なカットセットに対する格納容器破損防止対策の整備状況等を確認した。

その結果、格納容器破損モードのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、含まれる機器の故障モードによっては、該当する格納容器破損モードに対する有効性評価とは異なる手段があることが確認された。

第2.7表に示すとおり、当該破損モードに整理される事故シーケンスは、2次系からの除熱及び原子炉格納容器内雰囲気冷却に失敗するものであり、対策として代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内雰囲気冷却を想定している。これらの事故シーケンスのうち、「手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」では、空調システムの故障により安全補機開閉器室の冷却機能が喪失し、室温上昇によって補助給水系及び格納容器スプレイ系の作動に必要な開閉器が故障する場合があることを確認した。この場合、格納容器破損防止対策で用いる代替格納容器スプレイポンプを運転するための開閉器も機能喪失する可能性がある。当該故障については、整備されている不要負荷の隔離等の手

順により安全補機開閉器室の冷却が可能であり，新たな対策を有効性評価において確認する必要はないと判断した。

したがって，第 2.7 表に整理した格納容器破損防止対策は，該当する格納容器破損モードに属する事故シーケンスについて有効性を確認できる対策である。

第 2.6 表 評価対象とするプラント損傷状態の選定

	格納容器破損モード	破損モード別 CFF (/年)	該当する PDS	破損モード別 CFF に対する割合	最も厳しい PDS の考え方	最も厳しい PDS
1-1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	96.7%	・破断規模の大きい大破断 LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる格納容器内への水の持ち込みがない (**D) が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AED が最も厳しい PDS となる。	AED
			TEI	3.2%		
			SLW	0.1%		
			TEW	0.1%		
			AEW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
1-2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	2.0E-06	SED	99.0%	・原子炉格納容器内に水の持ち込みがない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 ・原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA (S**), 過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない (T**) が、格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。	TED
			TEI	1.0%		
			SLW	0.0%		
			TEW	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
2	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱 (高圧時の格納容器直接接点)	2.0E-06	SED	97.6%	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 ・1次系の減圧に効果がある加圧器達がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は TED に含まれる。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。	TED
			TEI	1.4%		
			TEW	1.0%		
			SLW	0.0%		
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			SEW	0.0%		
3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相互作用	1.8E-09	AEI	46.3%	・事象進展が速く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・格納容器スプレイが機能する (**I) に比べ、原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEW が最も厳しい PDS となる。	AEW
			AEW	36.4%		
			SEI	13.3%		
			SLI	2.2%		
			SLW	1.8%		
			SEW	0.0%		
			TEI	98.6%		
4	水素燃焼	5.3E-08	SED	1.1%	・原子炉格納容器の除熱に伴い水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる (**I) の PDS が厳しい。 ・炉心内の Zr-水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとするを前提とすると、各 PDS で炉心内の Zr-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。 以上より、AEI が最も厳しい PDS となる。	AEI
			AEI	0.1%		
			SEI	0.1%		
			TEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			TEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
5	格納容器直接接点 (シェルアタック)	—	AEW	0.0%	本破損モードに該当する PDS はない。	—
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
			TEI	47.7%		
			TED	35.9%		
			SED	15.6%		
			TEW	0.6%		
6	溶融炉心・コンクリート 相互作用	1.4E-06	AEI	0.1%	・事象進展が速い大破断 LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みがない (**D) が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AED が最も厳しい PDS となる。	AED
			SEI	0.0%		
			AED	0.0%		
			SLI	0.0%		
			SLW	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SEW	0.0%		

色塗り箇所：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる PDS

第 2.7 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）

格納容器破損モード	PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○		・AEDのうち事象進展が速い大破断LOCAを選定する。 ・対策の有効性確認の観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を考慮する。
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過温破損）	TED	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗		代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）	・TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・また、事象進展を速める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・対策の有効性確認の観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を考慮する。
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	○		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗			
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	TED	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗		加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）	・TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・また、事象進展を速める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・対策の有効性確認の観点から、原子炉補機冷却機能喪失を考慮する。
		外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	○		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗			
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
原子炉圧力容器外の溶融燃料 — 冷却材相互作用	AEW	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）	・AEWのうち事象進展が速い大破断LOCAを選定する。 ・事象進展を速める観点から高圧注入失敗を考慮する。 ・大破断LOCA時に高圧注入機能喪失も考慮する。 ・原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が小さい方が蒸気が急激に発生しやすいことから全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○		
		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			
		中破断LOCA+高圧注入失敗			
水素燃焼	AEI	中破断LOCA+高圧再循環失敗		静的触媒式 水素再結合装置	・AEIのうち事象進展の速い大破断LOCA+低圧注入失敗を選定する。 ・1次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能喪失も考慮する。
		大破断LOCA+低圧注入失敗	○		
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗			
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗			
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗			
		大破断LOCA+高圧注入失敗			
溶融炉心・コンクリート 相互作用	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）	・AEDのうち事象進展が速い大破断LOCAを選定する。 ・対策の有効性確認の観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を考慮する。
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			

2.4 まとめ

2.4.1 P R A の 範 囲

格納容器破損モードを抽出する目的で、レベル 1.5 P R A として現在適用可能な内部事象を実施範囲とする P R A を実施した。

2.4.2 格納容器破損モードの選定

内部事象レベル 1.5 P R A を用いて、格納容器破損モードを選定した。破損モードの候補の頻度及び影響を考慮し、有意でない候補を除外した結果、選定した格納容器破損モードは解釈で指定された格納容器破損モードと一致した。

2.4.3 評価事故シーケンスの選定

選定した格納容器破損モードごとに、事象進展の厳しさに着目して代表となる P D S を選定し、含まれる事故シーケンス群から、評価対象とする事故シーケンスを選定した。

格納容器破損モード単位で選定された格納容器破損防止対策は、該当する格納容器破損モードに含まれる各事故シーケンスについて適用可能であることを確認した。

格納容器破損モード及び格納容器破損防止に係る評価事故シーケンスの選定結果は、第 2.8 表のとおりとなった。

第 2.8 表 格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定結果

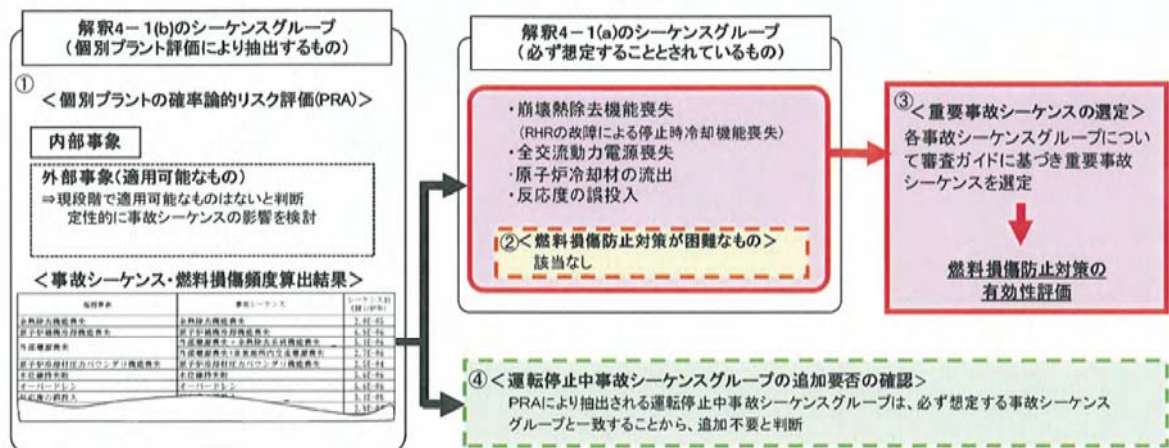
格納容器破損モード	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過圧破）	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 （全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
雰囲気圧力・温度による 静的負荷（格納容器過温破損）	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 + 補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
高圧熔融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 + 補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
原子炉圧力容器外の熔融燃料 — 冷却材相互作用	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 （全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮 また、格納容器スプレイポンプによる注水を考慮）
水素燃焼	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗
熔融炉心・コンクリート 相互作用	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 （全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

3. 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の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定について

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価を行うため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係る全体プロセスは、第 3.1 図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ①運転停止中における内部事象レベル 1 P R A 及び P R A を適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し、解釈の記載と比較検討・分類を行った。
- ②国内外の先進的な対策を考慮しても燃料損傷防止が困難な事故シーケンスは発生しなかった。
- ③全事故シーケンスに対し、審査ガイドに記載の観点（a. 余裕時間， b. 設備容量， c. 代表性）に基づき、有効性評価の対象となる重要事故シーケンスを選定した。
- ④ P R A から得られる事故シーケンスは解釈により必ず想定することとされている事故シーケンスグループに含まれ、新たに追加すべき事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。



第 3.1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

4－1

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、上記4－1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

これを踏まえ、伊方発電所3号炉の停止時PRAの知見等を活用して燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

適用する P R A の範囲としては、設備の故障等に起因し、運転停止中原子炉の燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する停止時内部事象レベル 1 P R A を実施する。

停止時レベル 1 P R A においても、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、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を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、A M 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めない設計基準対象施設にのみ期待できる条件で P R A モデルを構築した。

一方、地震、津波その他の外部事象に対する停止時レベル 1 P R A については、標準的な P R A 手法が確定していない等、技術的な課題により、現時点で実施可能な状態ではないと判断した。P R A が適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から、発生する事故シーケンスの分析を実施している。

3. 1. 1 運転停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について

3. 1. 1. 1 P R A に基づく整理

停止時 P R A の対象とする伊方発電所 3 号炉の設備系統を以下のように取り扱う。

a. 原子炉停止に関する系統

停止時 P R A では制御棒及び 1 次冷却材系統のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前を除き、原子炉冷却材の希釈操作を実施しない。また、本停

止時 P R A では未臨界維持機能喪失事象が発生した場合の緩和手段には期待しておらず，原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

b. 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備のうち，本停止時 P R A で対象とする系統は，余熱除去系統のみとしている。その他の系統については，非常用炉心冷却設備の作動信号（以下「安全注入信号」という。）がブロックされており手動起動や減圧操作を必要とするため，保守的に期待しないものとした。

プラント停止の初期の段階での崩壊熱除去は，蒸気発生器を使用して 2 次冷却系による冷却によって 1 次冷却系の減圧及び熱除去を行うが，その後 1 次系圧力・温度がそれぞれ 2.7MPa [gage]，176℃ 以下となれば余熱除去系に切替えて余熱除去運転による熱除去を行うことを想定する。余熱除去系は，ポンプ 2 台，冷却器 2 基による 2 系統の構成である。

c. 電源，原子炉補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（フロントライン系）をサポートする系統として，電源系統，原子炉補機冷却水系統，換気空調系統等の動作が必要とされる。

(1) プラント状態の分類

定期検査中は，プラントの停止・起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水位操作，機器の待機除外等に

よりプラント状態（以下「POS」という。）が様々に変化する。
プラント停止時のプラント状態の推移を，主要パラメータとともに第 3.2 図に示す。

停止時 PRA では，重要事故シーケンスの選定という今回の目的を考慮し，以下のとおり POS を絞り込んだ上で評価を実施した。

a. 高圧状態の POS（POS 1～3，11，13～15）の除外

原子炉の安全性の観点から見ると，安全注入信号がブロックされていない状態では，非常用炉心冷却設備の待機状態は出力運転中と同一であり，異常発生時，非常用炉心冷却設備の自動起動により事象は終結される。このため停止時 PRA に係る「日本原子力学会標準 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1 PSA 編）：2010」の「附属書 B」においても，評価対象期間を，安全注入信号のブロックからブロック解除までとしている。この考え方によると，POS 1，2，14 及び 15 は停止時 PRA の評価対象外となる。

一方，審査ガイドにおいては，停止中の期間を原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の併列までとしており，かつ，解釈が指定する事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に関する以下の考察から，発生の可能性が考えられる POS 14 を評価対象に含むこととする。

反応度の誤投入については、大きく分けて以下の3つの起
因事象が考えられる。

- (a) 燃料又は制御棒に係る作業時の人的過誤・機器故障
- (b) 原子炉起動前のほう素希釈時の外部電源喪失
- (c) 制御されないほう素希釈

(a) について、燃料装荷（POS 8）及び制御棒駆動機構
の点検（POS 14）においては、複数の人的過誤及び機器故
障が重畳しない限り反応度の誤投入に至らず、また、原子炉
起動前（POS 12）までは制御棒クラスタ駆動装置の電源を
断としている。

(b) について、原子炉起動前のほう素希釈時（POS 14）
は運転員の確実な監視のもとに希釈操作を実施しており、外
部電源喪失時には、BOシーケンス信号の確立を確認した後、
充てんポンプの再起動前に希釈信号をリセットしている。

(c) について、原子炉起動時（POS 14）にて必要な希釈
量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗した場合に
反応度が添加される。

これらの制御棒の誤操作、希釈時の人的過誤等による反応
度の誤投入が発生したとしても、運転手順に基づく運転員の
適正な操作に期待でき、確実に監視されていることから、異
常発生時は速やかな対応が可能である。原子炉起動時の余熱

除去系による冷却状態（POS12）においては、原子炉冷却材の昇温前に停止バンク制御棒を全引抜状態にしていることから、反応度の誤投入が発生した場合は原子炉手動停止操作により制御棒を挿入し、反応度を低下させることができる。

以上を踏まえ、反応度の誤投入の発生頻度を評価した結果は $3.1\text{E-}08/\text{炉年}$ であり、今回のPRAの目的が燃料損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの抽出であることを考慮すれば十分に低いと考えられ、影響緩和にも期待できることから評価対象外とすることも可能と考えられる。しかし、審査ガイドにおいて、必ず想定する事故シーケンスグループとして反応度の誤投入が挙げられていることから、これらの中でも発生頻度が高いと考えられる(c)の事象をPOS14で評価対象とすることとした。

これらのPOS以外でも、POS3、POS11及びPOS13は、高圧POSの状態が発生する起因事象（主給水流量喪失事象、配管破断によるLOCA事象及び制御棒クラスタ飛び出し事故等）やその後の緩和手段（2次冷却系からの除熱、ECCS注入及びECCS再循環）の組合せで生じる事故シーケンスは、出力時の評価で包絡されると判断できる。したがって、高圧POSは対象外とする。

- b. 燃料取出状態及び原子炉上部キャビティ満水状態のPOS（POS6～8）の除外

P O S 7 については原子炉容器内に燃料がないこと，P O S 6 ～ 8 については保有水量が原子炉上部キャビティまで満たされていることから，他の状態に比べ除熱機能喪失や原子炉冷却材の系外流出が発生した場合でも燃料露出までの余裕時間が非常に長く，この間における機器の復旧等が十分に期待できるため，停止時 P R A の定量評価の対象外とする。

c. 評価対象とする P O S

a. ， b. の考え方に基づき，今回の停止時 P R A で定量評価を実施する P O S は，P O S 4 ， 5 ， 9 ， 10 ， 12 及び反応度の誤投入に係る P O S 14 である。

通常の定期検査と同様の余熱除去運転，原子炉冷却材水抜き，燃料交換などの主要工程が実施された伊方 3 号炉の第 10 回の定期検査（平成 19 年 9 月～平成 19 年 10 月）における P O S ごとの継続時間を第 3.1 表に，停止時の系統／システムの待機状態工程表を第 3.2 表に示す。

(2) 起因事象の選定及び評価

国内 P W R プラントのトラブル事例，マスターロジックダイヤグラムによる分析及び国内外の評価事例に基づき起因事象を選定し，国内外プラントの運転実績及びシステム解析を用いてその発生頻度を評価した。選定した起因事象を第 3.3 表，その発生頻度を第 3.4 表に示す。伊方発電所 3 号炉においては，これらの起因事象はいずれも発生しておらず，起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

(3) 事故シーケンスの分析

成功基準を踏まえ、各起因事象に対して必要な緩和設備又は緩和操作を組み合わせたイベントツリーを作成することによって、燃料損傷に至る事故シーケンスを展開する。

停止時に期待する緩和策の有効性は、起因事象やプラント状態に依存するが、本PRAでは余熱除去系統による冷却のみを考慮し、各起因事象に対して展開したイベントツリーを第 3.3 図に示す。

(4) 事故シーケンスの定量化

停止時レベル1 PRAで作成したイベントツリー及びフォールトツリー解析による安全機能の非信頼度、起因事象発生頻度、機器故障率等のデータを用いて、燃料損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を定量化した。その結果を第 3.5 表及び第 3.4 図に示す。

3.1.1.2 PRAに代わる検討に基づく整理

運転停止中の事故シーケンスグループの選定に係る外部事象については、現時点でPRAの手法が整備されていないことから、PRAを適用可能でない状況である。このためPRAに代わる手法として、外部事象を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について、別紙1-1に示すとおり検討・整理した。

外部事象のうち、地震については、運転時のPRA手法の確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、運転停止中においては以下の起因事象が想定され

る。

地震により誘発される運転停止中の起回事象

起回事象	想定される事故シーケンス
余熱除去系統の損傷	停止時冷却機能の喪失による崩壊熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用母線の故障の重畳による全交流動力電源喪失
1次冷却系配管の破断	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による原子炉冷却材の流出

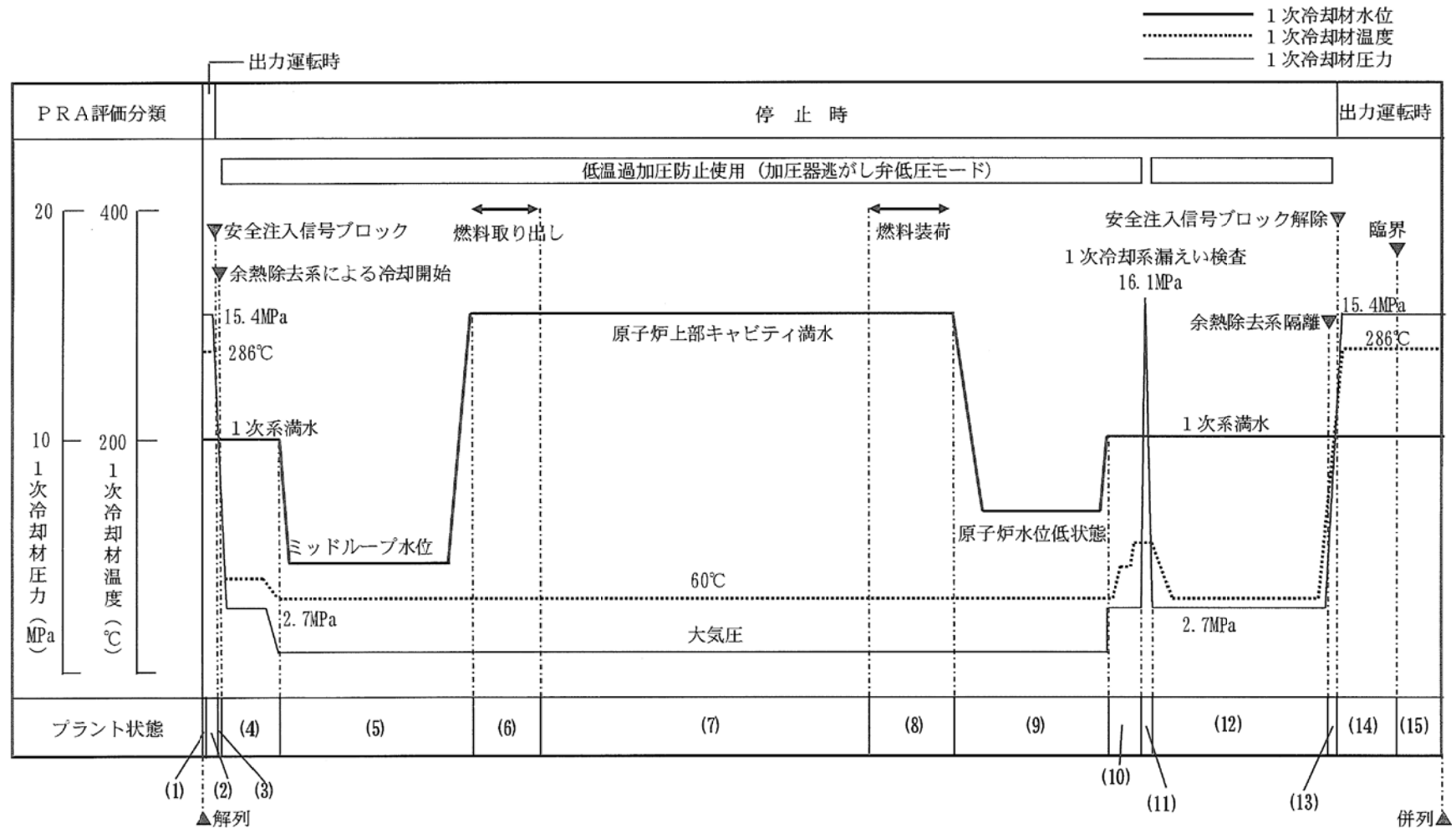
これらの起回事象は、地震による設備の構造損傷又は機能損傷によって発生し、緩和機能の喪失により燃料損傷に至る可能性があるものであり、いずれも緩和設備の故障・誤作動等を想定する内部事象停止時レベル1 P R Aにおける起回事象に含まれている。

また、津波においては没水等による設備の損傷・機能損傷によって、原子炉冷却材の流出を誘発する要因の例で原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁の制御回路の誤作動が想定され、その他の起回事象については地震と同様な例が考えられる。これらは溢水及び火災による設備の損傷・機能喪失についても同様であると想定される。

したがって、地震、津波、溢水及び火災事象により想定される事故シーケンスは、停止時レベル1 P R Aによる検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できる。

また、自然現象の重畳を考慮しても、建屋外部に設置された設備への影響の程度が変わるのみであり、起回事象としては変わら

ないことから、内部事象P R Aから得られた事故シーケンスに含まれると考えられる。



第 3.2 図 プラント停止時のプラント状態と主要パラメータの推移

第 3.1 表 プラント状態ごとの継続時間

主要工程	POS	継続時間 (h)
解列		
	POS 1	1.8
原子炉停止（制御バンク制御棒全挿入）		
	POS 2	4.7
安全注入信号ブロック		
	POS 3	4.7
余熱除去系による余熱除去運転開始		
	POS 4	47.7
1 次冷却系水抜き開始		
	POS 5	78.8
原子炉上部キャビティ水張り完了		
	POS 6	68.7
燃料取出完了		
	POS 7	376.2
燃料装荷開始		
	POS 8	98.7
原子炉上部キャビティ水抜き開始		
	POS 9	114.9
1 次冷却系水張り完了		
	POS 10	35.4
1 次冷却系漏えい検査開始（余熱除去系隔離）		
	POS 11	12.5
1 次冷却系漏えい検査終了（余熱除去系運転再開）		
	POS 12	24.6
起動時の余熱除去系停止		
	POS 13	10.8
安全注入信号ブロック解除		
	POS 14	41.7
臨界		
	POS 15	25.9
併列		

第 3.2 表 (1 / 2) 停止時の系統／システムの待機状態工程表

プラント状態 系統／システム		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止 状態 (ECCS自動 起動信号 ブロック まで)	(3) 高温停止 状態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッドループ	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) RHR運転 ③原子炉 水位低	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏えい 試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止 状態 (RHR隔離 以降)	(14) 高温停止 状態 (ECCS自動 起動信号 ブロック 解除以降)	(15) 部分出力 運転
非常用高圧母線 (6.6kV M/C母線)	C	—		○			—				○				—	
	D	—		○			—				○				—	
非常用低圧母線 (440V P/C母線、RCC母線)	C1	—		○			—				○				—	
	C2	—		○			—				○				—	
	D1	—		○			—				○				—	
	D2	—		○			—				○				—	
非常用直流母線 (125V)	A	—		○			—				○				—	
	B	—		○			—				○				—	
非常用計装用母線 (115V)	A	—		○			—				○				—	
	B	—		○			—				○				—	
	C	—		○			—				○				—	
	D	—		○			—				○				—	
外部電源	主変圧器	—	○	○			—			○	○	○	○		—	
	所内変圧器	—	○	○			—			○	○	○	○		—	
	予備変圧器	—	○	×			—			×	○	×	○		—	
非常用ディーゼル 発電機	A	—	△	△			—			△	△	△	△		—	
	B	—	△	△			—			△	△	△	△		—	
非常用直流電源 (バッテリー)	A	—		△			—				△				—	
	B	—		△			—				△				—	
海水ポンプ	A	—	○	○			—			○	○	○	○		—	
	B	—	△	○			—			○	△	○	△		—	
	C	—	○	△			—			△	○	△	○		—	
	D	—	△	×			—			×	△	×	△		—	
海水供給母管	A	—	○	○			—			○	○	○	○		—	
	B	—	○	△			—			△	○	△	○		—	

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 — : 検討対象外

第 3.2 表 (2 / 2) 停止時の系統／システムの待機状態工程表

プラント状態 系統／システム		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止 状態 (ECCS自動 起動信号 ブロック まで)	(3) 高温停止 状態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッド・ループ	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) RHR運転 ③原子炉 水位低	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏えい 試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止 状態 (RHR隔離 以降)	(14) 高温停止 状態 (ECCS自動 起動信号 ブロック 解除以降)	(15) 部分出力 運転
原子炉補機冷却水ポンプ +原子炉補機冷却水冷却器	A	—	○	○	—	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—
	B	—	△	○	—	—	—	—	—	○	△	○	○	△	—	—
	C	—	○	×	—	—	—	—	—	×	○	×	×	○	—	—
	D	—	△	×	—	—	—	—	—	×	△	×	×	△	—	—
原子炉補機冷却水供給母管	A	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
	B	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
制御用空気圧縮機	A	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
	B	—	×	—	—	—	—	—	—	×	—	—	—	—	—	—
余熱除去ポンプ	A	—	△	○	—	—	—	—	—	○	△	△	○	△	—	—
+余熱除去冷却器	B	—	△	△	—	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
安全補機開閉器室	A	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
換気空調系	B	—	×	—	—	—	—	—	—	×	—	—	—	—	—	—
制御用空気圧縮機室	A	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
換気空調系	B	—	×	—	—	—	—	—	—	×	—	—	—	—	—	—
ディーゼル発電機室	A	—	△	△	—	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
換気空調系	B	—	△	△	—	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—
空調用冷水設備	A	—	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—
	B	—	×	—	—	—	—	—	—	×	—	—	—	—	—	—

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 — : 検討対象外

第 3.3 表 起因事象（停止時レベル 1 P R A）

起因事象	説明
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	配管破断もしくは運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作などによる原子炉冷却材の流出を対象とする。一方、1次系圧力が高圧に維持されている場合には、配管破断による原子炉冷却材の流出を想定する。
水位維持失敗	ミッドループ運転中に何らかの原因により1次冷却系の水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象（水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類）。
オーバードレン	1次冷却系の水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象（水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類）。
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障により原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には、余熱除去系統による崩壊熱除去は不可能となる。原子炉補機冷却機能喪失は、崩壊熱除去の観点から考えると余熱除去機能喪失事象であるが、他の緩和システムに与える影響を考慮するために起因事象として独立して取り扱う。
外部電源喪失	外部電源が喪失した場合には、非常用所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には、余熱除去系統による崩壊熱除去が不可能となる。外部電源喪失は、崩壊熱除去の観点から考えると余熱除去機能喪失事象となるが、他の緩和システムに与える影響を考慮するために起因事象として独立して取り扱う。
反応度の誤投入*	希釈操作時の運転基準に基づく必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

* 制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界度が確保されること、起動時においてもほう素濃度が高い状況で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入は僅かであるため、本評価においては評価対象外と判断。

第 3.4 表 起因事象発生頻度（停止時レベル 1 P R A）

プラント状態	継続時間 (h)	原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	反応度の誤投入
		8.2E-07 (1/h)	2.8E-06 (1/対象期間)	2.8E-06 (1/対象期間)	6.5E-08 (1/h)	2.3E-08 (1/h)	5.5E-07 (1/h)	3.1E-08 (1/定検)
(1)部分出力運転状態	1.8	—	—	—	—	—	—	—
(2)高温停止状態（安全注入信号ブロックまで）	4.7	—	—	—	—	—	—	—
(3)高温停止状態（安全注入信号ブロック以降）	4.7	—	—	—	—	—	—	—
(4)余熱除去系による冷却状態 1（1次冷却系満水）	47.7	3.9E-05	—	—	3.1E-06	1.1E-06	2.6E-05	—
(5)余熱除去系による冷却状態 2（ミッドループ）	78.8	6.5E-05	2.8E-06	2.8E-06	5.3E-06	1.8E-06	4.3E-05	—
(6)原子炉上部キャビティ満水状態	68.7	—	—	—	—	—	—	—
(7)燃料取出状態	376.2	—	—	—	—	—	—	—
(8)原子炉上部キャビティ満水状態	98.7	—	—	—	—	—	—	—
(9)余熱除去系による冷却状態 3（原子炉水位低）	114.9	9.4E-05	2.8E-06	2.8E-06	7.3E-06	2.6E-06	6.3E-05	—
(10)余熱除去系による冷却状態 4（1次冷却系満水）	35.4	2.9E-05	—	—	2.3E-06	8.1E-07	1.9E-05	—
(11)1次冷却系漏えい検査状態	12.5	—	—	—	—	—	—	—
(12)余熱除去系による冷却状態 5（1次冷却系満水）	24.6	2.0E-05	—	—	1.6E-06	5.6E-07	1.4E-05	—
(13)高温停止状態（安全注入信号ブロック解除まで）	10.8	—	—	—	—	—	—	—
(14)高温停止状態(安全注入信号ブロック解除以降)	41.7	—	—	—	—	—	—	3.1E-08
(15)部分出力運転状態	25.9	—	—	—	—	—	—	—

※ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失，余熱除去機能喪失，原子炉補機冷却機能喪失，外部電源喪失の発生頻度は，下式より算出したものである。

起因事象発生頻度＝継続時間(h)×単位時間あたりの発生頻度(1/h)

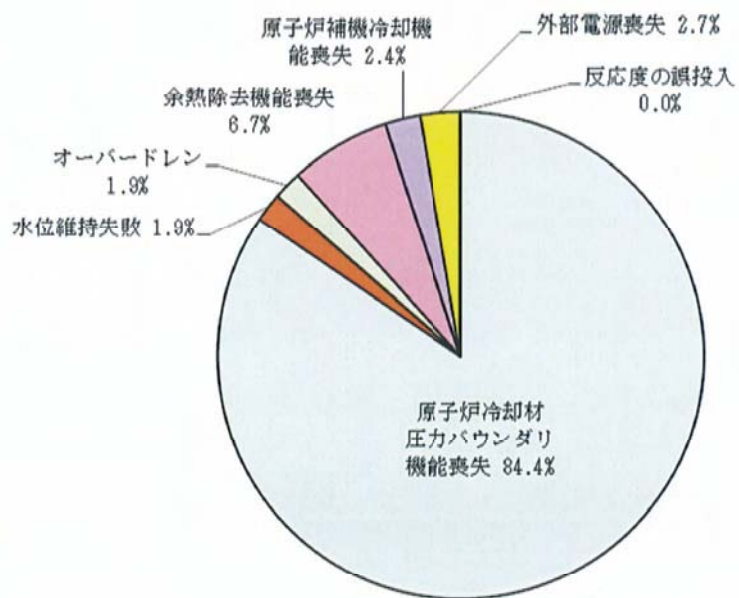
※ 余熱除去機能喪失の発生頻度は，待機中の余熱除去系による冷却失敗を含めて評価した値である。



第 3.3 図 停止時内部事象 P R A 用イベントツリー

第 3.5 表 事故シーケンスの定量化の結果
(停止時レベル 1 P R A)

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (/炉年)
余熱除去機能喪失	余熱除去機能喪失	2.0E-05
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-06
外部電源喪失	外部電源喪失 + 余熱除去機能喪失	5.1E-06
	外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失	2.7E-06
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	2.5E-04
水位維持失敗	水位維持失敗	5.6E-06
オーバードレン	オーバードレン	5.6E-06
反応度の誤投入	反応度の誤投入	3.1E-08
	合 計	2.9E-04



(起因事象の寄与割合)

第 3.4 図 事故シーケンスの定量化の結果

(停止時レベル 1 P R A)

3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

停止時レベル 1 P R A の結果得られた第 3.5 表に示す事故シーケンスについて、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループとの対比を第 3.6 表に示す。また、各事故シーケンスグループの全燃料損傷頻度に対する寄与割合を第 3.5 図に示す。

第 3.6 表のとおり、P R A の結果抽出された事故シーケンスは、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループのいずれかに対応し、解釈で想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

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の実施に際しては、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の 3 つの着眼点に沿って実施している。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

3.2.1 重要事故シーケンス選定の考え方

(1) 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が速く進展し、燃料損傷に至る時間が短い事象を選定する。

(2) 設備容量の観点

炉心への注水に必要な設備容量を厳しくするため、原子炉停止後の崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない事象を選定する。

(3) 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

燃料損傷頻度が大きく、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。

3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

以下に示す4つの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定するに当たって、具体的な検討内容を示す。

- ・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

(1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

a. 事故シーケンス

- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

b. 選定理由

余裕時間の観点で、「原子炉補機冷却機能喪失」は、ある一定期間は余熱除去ポンプの利用に期待できるが、ポンプの温度上昇によりやがて利用できなくなる。

一方、「余熱除去機能喪失」と「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、外部電源の有無の違いがあるものの、いずれも直ちに余熱除去ポンプの利用に期待できなくなる事故シーケンスであり「余熱除去機能喪失」で代表される。両者は「原子炉補機冷却機能喪失」に比べ余裕時間の観点で厳しい（本 P R A では原子炉冷却材沸騰開始まで 10 分を想定）。

また、設備容量の観点では、これらの事故シーケンスにおいて差異はないものの、「余熱除去機能喪失」は燃料の崩壊熱除去機能を喪失する代表的な事象と考えられる。また、発生頻度においても該当事故シーケンスの中で「余熱除去機能喪失」が特に大きい。したがって、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。

さらに、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定した。

c. 選定結果

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・炉心注水（充てんポンプ活用）
- ・炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）*

*:原子炉補機冷却機能喪失時

(2) 全交流動力電源喪失

a. 事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失

b. 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待する今回のPRAにおいては、外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故シーケンスが想定される。

また、対策実施の余裕時間および燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定した。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 選定結果

- ・ 燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失
+ 非常用所内交流動力電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 空冷式非常用発電装置 + 炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）

(3) 原子炉冷却材の流出

a. 事故シーケンス

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ オーバードレン

b. 選定理由

原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化している今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されることから、原

原子炉冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定した。また、発生頻度においても該当する事故シーケンスの中で原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が特に大きい。

さらに、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材が流出する事象を選定した。

c. 選定結果

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・炉心注水（充てんポンプ活用）

(4) 反応度の誤投入

a. 事故シーケンス

- ・反応度の誤投入

b. 選定理由

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待している今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想

定される。

また、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等による純水の注水により、原子炉冷却材が希釈され原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定した。

なお、本事象発生時の対策は純水注水停止操作であるため、設備容量の観点からは問題ない。

c. 選定結果

- ・原子炉起動時における反応度の誤投入

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・純水注水停止操作

以上の結果をまとめ、第 3.7 表に示す。

3.3 事故シーケンスの分析

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止に係る有効性評価については、事故シーケンスグループ毎に、そこに含まれる事故シーケンスの中から、重要事故シーケンスを選定し、対策の有効性を確認している。これは、重要事故シーケンスの有効性評価で考慮する対策については、基本的に同一事故シーケンスグループ内の各事故シーケンスに対しても、同様に有効であるとの前提によるものである。

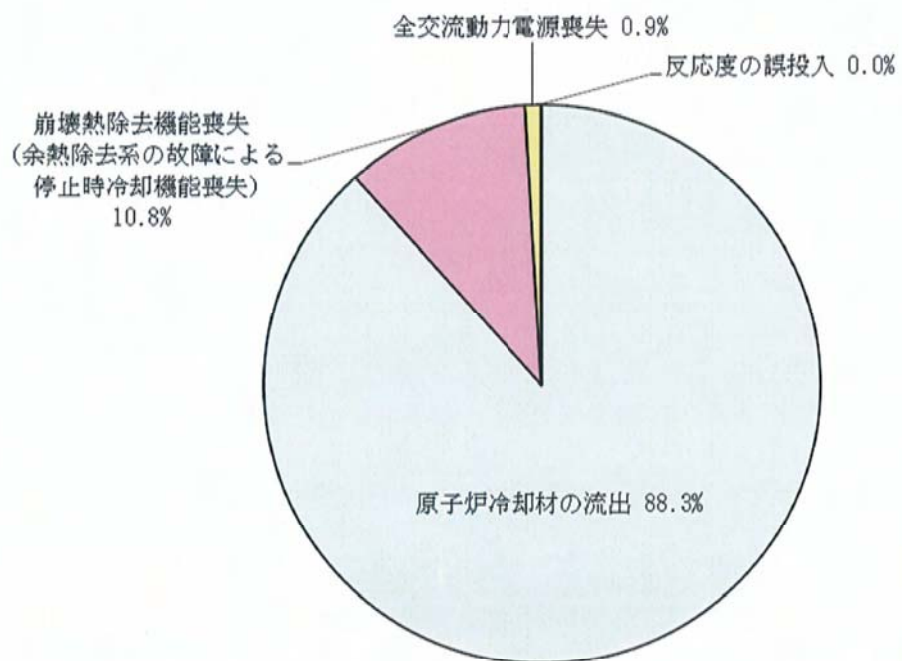
一方、P R Aでは様々な機器の故障モードや人的過誤を考慮してお

り，類似のものは1つの事故シーケンスとしてまとめている。事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在し得る。このため，別紙3-1に示すとおり，事故シーケンスに含まれる主な機器故障モード（カットセット）を分析した。

その結果，有効性評価で考慮した対策は，各カットセットについても有効であることを確認することができた。

第 3.6 表 事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度（停止時レベル 1 P R A）

No.	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (/炉年)	燃料損傷防止対策	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFに 占める割合 (グループ) (%)	備考
1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による 停止時冷却機能喪失)	余熱除去機能喪失	2.0E-05	・ 炉心注水 (充てんポンプ活用) ・ 炉心注水 (代替格納容器スプレイポンプ 活用) * *: 原子炉補機冷却機能喪失時	3.2E-05	10.8%	全炉心損傷頻度 の100%を炉心損 傷防止対策でカ バーできる。
		外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	5.1E-06				
		原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-06				
2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	2.7E-06	・ 空冷式非常用発電装置+炉心注水 (代替格納容器スプレイポンプ 活用)	2.7E-06	0.9%	
3	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	2.5E-04	・ 炉心注水 (充てんポンプ活用)	2.6E-04	88.3%	
		水位維持失敗	5.6E-06				
		オーバードレン	5.6E-06				
4	反応度の誤投入	反応度の誤投入	3.1E-08	・ 純水注水停止操作	3.1E-08	0.0%	
合 計			2.9E-04	—	2.9E-04	100%	



第 3.5 図 事故シーケンスグループの燃料損傷頻度への寄与割合

第3.7表 重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シーケンス選定の検討内容			
			a	b	c	着眼点（a:余裕時間、b:設備容量、c:代表シーケンス）*2
崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による 停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去機能喪失	・ 炉心注水 （充てんポンプ活用） ・ 炉心注水 （代替格納容器スプレイポンプ 活用）*1	高	高	高	「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去機能喪失」については外部電源喪失の有無の相違があっても余熱除去機能喪失には変わらず、「余熱除去機能喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」については崩壊熱除去機能が喪失するという理由で同じ事象進展となるが時間余裕の観点で「余熱除去機能喪失」が厳しい。したがってこれらを包絡している余熱除去機能喪失を代表として選定した。 さらに対策実施の時間余裕および燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定した。
	外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗		高	高	低	
	原子炉補機冷却機能喪失		中	高	低	
全交流動力電源喪失	◎ 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	・ 空冷式非常用発電装置+炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）	—	—	—	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」のみである。 さらに対策実施の時間余裕および燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定するとともに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮した。
原子炉冷却材の流出	◎ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	・ 炉心注水（充てんポンプ活用）	高	高	高	いずれの事故シーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、流出流量の観点から「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」で包絡できる。 さらに対策実施の時間余裕および燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に系統構成の誤り等により原子炉冷却材が流出する事象を選定した。
	水位維持失敗		中	中	低	
	オーバードレン		中	中	低	
反応度の誤投入	◎ 反応度の誤投入	・ 純水注水停止操作	—	—	—	定検期間中、原子炉起動前までは希釈を生じない措置を講じること及び臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉起動前のほう素希釈運転中に化学体積制御系の弁の誤操作等による純水注入により原子炉冷却材が希釈され原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定した。

◎：選定した重要事故シーケンス

*1：原子炉補機冷却機能喪失時

*2：審査ガイドの着眼点a、b、cに対する影響度の観点から「高」、「中」、「低」とした。

3.4 まとめ

3.4.1 P R A の範囲

事故シーケンスグループを選定する目的で停止時レベル 1 P R A を実施した。

3.4.2 運転停止中事故シーケンスグループの選定

停止時レベル 1 P R A を用いて、事故シーケンスグループを抽出した。有効性評価で考慮する対策が有効であると考えられる範囲において、解釈で指定された事故シーケンスグループと一致しており、新しく追加すべき事故シーケンスグループはなかった。

選定した事故シーケンスグループは、以下のとおりである。

- ・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

3.4.3 重要事故シーケンスの選定

各事故シーケンスグループに対して、燃料損傷防止対策の有効性評価で対象とする重要事故シーケンスを選定した。

その結果、選定した事故シーケンスグループに対応する重要事故シーケンスは、第 3.8 表のとおりとなった。

第 3.8 表 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結果

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止 時冷却機能喪失)	燃料取出前のミッドループ運転時における 余熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転時における 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転時における 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失+原子 炉補機冷却機能喪失
反応度の誤投入	原子炉起動時における 反応度の誤投入

4. 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活用した P R A の実施プロセスについて

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際して適用可能とした P R A については、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考にして実施し、各項目について、「P R A の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル 1 P R A（内部事象，内部事象（停止時），外部事象（地震）及び外部事象（津波）），レベル 1.5 P R A（内部事象，外部事象（地震））等の記載事項への対応状況を確認した。その結果を別紙 4－1 に示す。

また，P R A の評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として，一般社団法人 日本原子力学会の実施基準との整合性及び国内外の知見を踏まえた P R A 手法の妥当性について，「P R A の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）も参照し，海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお，本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「P S A ピアレビューガイドライン」（平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考にした。その結果，実施した P R A において，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結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙 4－2 に示す。