

資料 2 - 1 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE8 r. 3. 12
提出年月日	令和6年4月18日

泊発電所 3 号炉  
重大事故等対策の有効性評価

付録 1 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

令和 6 年 4 月  
北海道電力株式会社

泊発電所3号炉  
事故シーケンスグループ及び  
重要事故シーケンス等の選定について

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抽出及び重要事故シーケンス選定について
  - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
    - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出, 整理
    - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
  - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
  - 1.3 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
    - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
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 格納容器破損モードの分析について
    - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出, 整理
    - 2.1.2 内部事象レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
  - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
    - 2.2.1 評価対象とするPDSの選定
    - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果
    - 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性
    - 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策
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抽出及び重要事故シーケンスの選定について
  - 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
    - 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの抽出, 整理
    - 3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
  - 3.2 重要事故シーケンスの選定について
    - 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方
    - 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果
4. 事故シーケンスグループ, 重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

## 表

第1-1表	PRAの対象とした主な設備・系統
第1-2表	内部事象運転時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第1-3表	地震レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第1-4表	津波高さ別の発生頻度
第1-5表	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
第1-6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
第1-7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，津波PRA）
第1-8表	重要事故シーケンスの選定について
第2-1表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度
第2-2表	プラント損傷状態（PDS）の定義
第2-3表	評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
第2-4表	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
第3-1表	内部事象停止時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度
第3-2表	運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3-3表	重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

## 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	内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー
第1-3図	地震レベル1 PRA階層イベントツリー
第1-4図	地震レベル1 PRAイベントツリー（過渡分類イベントツリー）
第1-5図	津波レベル1 PRAイベントツリー
第1-6図	プラント全体の炉心損傷頻度
第1-7図	事故シーケンスグループ別の寄与割合
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	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2-3図	格納容器イベントツリー（CET）
第2-4図	内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果（格納容器破損モード別の寄与割合）
第3-1図	運転停止中原子炉における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	定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
第3-3図	POSの分類及び定期事業者検査工程
第3-4図	内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー
第3-5図	起因事象別の寄与割合
第3-6図	事故シーケンスグループ別の寄与割合

## 別紙

- 別紙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2 外部事象に特有の事故シーケンスについて
- 別紙3 諸外国の重大事故等対策に係る設備例について
- 別紙4 事故（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムLOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
- 別紙5 泊3号炉 PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況
- 別紙6 地震PRA，津波PRAにおける主要な事故シーケンスの対策等について
- 別紙7 津波レベル1 PRAにおける防潮堤の耐性評価結果について
- 別紙8 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9 gモード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に係る追加要否の検討について
- 別紙10  $\beta$ モード（格納容器隔離失敗）の想定について
- 別紙11  $\alpha$ モード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の格納容器破損モードからの除外理由について
- 別紙12 ライナーアタックについて
- 別紙13 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（補足）
- 別紙14 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について
- 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について
- 別紙16 「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

## 別添

- 泊発電所3号炉 確率論的リスク評価（PRA）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「PRA」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等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5PRA（出力運転時）を実施してきており、これらの PRA 手法を今回も適用した。また、外部事象としては現段階で PRA 手法を適用可能な事象として、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 PRA 及び津波レベル 1 PRA を対象とし、これらの外部事象 PRA から抽出される建屋・構築物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、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。

今回実施する PRA の目的が重大事故等対策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「AM 策」という。）や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。

なお、今回の PRA の実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月）」を参照した。

#### < 今回の PRA の対象 >

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対象施設	対象	期待する <sup>※1</sup>
AM 策	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等，設計基準事故対処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する
緊急安全対策	対象外	期待しない
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない

※1 地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。

今回実施した PRA の詳細については「別添 泊発電所 3 号炉 確率論的リスク評価 (PRA) 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抽出及び重要事故シーケンス選定について

炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第 1-1 図に示す。本プロセスに従い、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 PRA，外部事象 PRA（適用可能なものとして地震，津波を選定）及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い，必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない外部事象特有の事故シーケンスについて，頻度，影響等を確認し，事故シーケンスグループとしての追加要否を検討した。
- ③ 抽出した事故シーケンスグループ内の事故シーケンスについて，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ものは，格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。
- ④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループごとに，「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。）」に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量及び代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

## 1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈には、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て以下のとおりに示されている。

### 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。

上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを実施し、事故シーケンスグループを評価した。

また、PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行った。

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づけを考慮し、原則として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、新規基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取



得済の設備にのみ期待できる条件で PRA モデルを構築し，内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震，津波それぞれのレベル 1 PRA について評価を実施した。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を 1.1.1 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) PRA に基づく整理

内部事象レベル1 PRA では，各起因事象の発生後，炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し，第1-2図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。PRA の対象とした泊発電所3号炉の主な設備系統を第1-1表に示す。また，選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2表に示す。

外部事象に関しては，PRA が適用可能な事象として地震レベル1 PRA 及び津波レベル1 PRA を実施し，内部事象と同様にイベントツリー分析を行い，炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。第1-3図に地震PRAの階層イベントツリーを，第1-4図に地震PRAのイベントツリーを，第1-5図に津波PRAのイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に，津波高さとして発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。

地震や津波の場合，各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの，起因事象が内部事象と同じであれば，炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため，事故シーケンスは内部事象と同様である。また，地震レベル1 PRA 及び津波レベル1 PRA では，内部事象レベル1 PRA では想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。

各PRAにより抽出した事故シーケンスを第1-5表に，評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。

#### (2) PRA に代わる検討に基づく整理

PRA の適用が困難な地震，津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については，その他の外部事象により誘発される起因事象について検討した。内部溢水及び内部火災では，外部電源喪失や主給水流量喪失等の起因事象の発生が想定される。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，人為事象等において想定される事象は，いずれも内部事象レベル1 PRA，地震レベル1 PRA 又は津波レベル1 PRA のいずれかで想定する起因事象に包絡されるため，その他の外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）

### 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

今回実施したレベル1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第1-5表参照）を炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況，プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と，解釈1-1(a)に示されている必ず想定する事故シーケンスグループとの関係，解釈1-2に示されている要件との関係等を第1-6表に整理した。また，整理の内容を1.1.2.1～1.1.2.3に示す。

#### 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

今回実施したレベル1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第 1-5 表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の (a) ~ (h) 及びこれ以外の事故シーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、炉心損傷に至る主要因の観点で、(a) ~ (h) は、解釈 1 - 1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループに対応するものとして整理した。

##### (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

運転時の異常な過渡変化等の発生後、補助給水機能が喪失する事故シーケンスや破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWR 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て、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを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」に分類する。

##### (b) 全交流動力電源喪失

外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。

##### (c) 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却機能喪失時、起因事象の発生と同時に ECCS 等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的に RCP シール LOCA や加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA が発生することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に分類する。

##### (d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA 事象の発生後、原子炉容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器スプレイ注入及び再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失し、炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを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」に分類する。

##### (e) 原子炉停止機能喪失

運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。

(f) ECCS 注水機能喪失

LOCA 事象の発生後、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入による ECCS 注水に失敗することによって、短期の 1 次冷却系保有水の回復に失敗し、炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に分類する。

(g) ECCS 再循環機能喪失

LOCA 事象の発生後、短期の 1 次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環による ECCS 再循環に失敗することによって、炉心の長期冷却ができず炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に分類する。

(h) 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）

インターフェイスシステム LOCA の発生や蒸気発生器伝熱管破損の発生後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗することにより、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できず炉心の著しい損傷に至る事故シーケンスを事故シーケンスグループ「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）」に分類する。

1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

今回実施したレベル 1 PRA により抽出した各事故シーケンス（第 1-5 表参照）のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈 1-1 (a) の必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない事故シーケンスとしては、地震・津波特有の事象として以下の事故シーケンスを抽出した。

(1) 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

大規模な地震では、複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで、制御できない大規模な LOCA が発生する可能性がある。大規模な地震において複数の蒸気発生器伝熱管の破損が発生した場合であっても、破損の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の蒸気発生器伝熱管の破損の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、破損の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

(2) 原子炉建屋損傷

大規模な地震では、原子炉建屋が損傷することで、原子炉建屋内のすべての機器、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

(3) 原子炉格納容器損傷

大規模な地震では、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、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCS の注水機能の全喪失や使用可能な ECCS の注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

#### (4) 原子炉補助建屋損傷

大規模な地震では、原子炉補助建屋が損傷することで、非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失又は、中央制御室損傷による運転コンソール等の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉補助建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、代替電源の接続及び供給ができない状況で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の原子炉補助建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

#### (5) 複数の信号系損傷

大規模な地震では、運転コンソール等が損傷することで、複数の信号系が損傷する可能性がある。大規模な地震において複数の信号系損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、各種制御が不能となり補助給水量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能による2次冷却系からの除熱機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な地震発生後の複数の信号系損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

#### (6) 複数の安全機能喪失

大規模な津波では、敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失する可能性がある。大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の安全機能喪失が発生した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。

このように、大規模な津波発生後の緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

上記の事故シーケンスについて、解釈に従い、有効性評価における想定の要否を炉心損傷頻度、影響度等の観点から分析した。

① 炉心損傷頻度の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2のとおり、これらの事故シーケンスは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。

- a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。
- b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。
- c) 緩和機能の有無にかかわらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。

a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(5)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものとする。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震 PRAの精度を上げることが望ましいと考える。

また、(6)の事故シーケンスについては、津波 PRA から抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は  $2.9 \times 10^{-7}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度に対して 0.1%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さが T.P. 16.5m を超える津波の発生頻度と同じとしており、T.P. 16.5m の津波により敷地内及び建屋内へ浸水することで複数の安全機能が喪失し、保守的に炉心損傷に直結する事象としているため、各建屋の止水対策の効果を取り込むこと等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

## ② 影響度（事象の厳しさ）の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、2次冷却系からの除熱機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

また、(6)の事故シーケンスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

## ③ 炉心損傷防止対策の観点

現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シーケンスについて、炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(5)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されると考えられる。

また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。

損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】



上記のように、(1)～(5)の各事故シーケンスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シーケンスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シーケンスグループについては、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事故シーケンスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて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深刻な損傷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対策による影響緩和を図ることで対応するべきものとする。

また、(6)の事故シーケンスについても、敷地内及び建屋内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。

以上の検討を踏まえ、(1)～(6)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(6)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、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事故シーケンスグループとして、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。

また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。

津波による敷地内及び建屋内への浸水についても、複数の安全機能がすべて喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

#### 1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理

内的事象レベル1 PRA、PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1 PRA を実施し、地震、津波以外の外部事象については PRA に代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シーケンスグループはないことを確認した。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

したがって、泊発電所3号炉の有効性評価で想定する事故シーケンスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シーケンスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。

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。

整理の結果は以下のとおり。

○解釈1-2(a)に分類され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
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・原子炉停止機能喪失
- ・ECCS注水機能喪失
- ・ECCS再循環機能喪失

○解釈1-2(b)に分類され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
- ・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）

## 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。

解釈1-2(a)の事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。

一方で、事故シーケンスの中には、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が存在する。具体的には以下の「6」

つの事故シーケンスが該当する。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

なお、国内外の先進的な対策と泊発電所3号炉の対策の比較を別紙3に示す。

- ① 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
- ② 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ③ 大破断 LOCA+低圧注入失敗
- ④ 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑤ 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑥ 大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

①の事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能喪失発生時に補助給水系による2次冷却系からの冷却ができなければ、炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、2次冷却系からの除熱機能について、原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを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。

②の事故シーケンスは、過渡事象時に炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されることで補助給水系による2次冷却系からの除熱が不能となる事象であり、1次冷却材を循環させなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、炉内構造物の損傷時に1次冷却材の循環が可能となる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを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。

③～⑥の事故シーケンスは、原子炉容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、LOCA後に十分な注水ができなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能となる対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから、これらの事故シーケンスを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。

以上より、①～⑥の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。

①～⑥の事故シーケンスについても、フィードアンドブリードや原子炉への注水の継続等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している（「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の

有効性」参照)。

「なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.3%以上の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。

追而【津波PRAの最終評価結果を反映】

### 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

##### (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理

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を選定している。重要事故シーケンスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シーケンスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シーケンスグループごとに、事故シーケンスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。

##### 【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】

- 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等）が大きい。
- d. 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。

##### a. 共通原因故障，系統間の機能の依存性の観点

本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。

このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらの事故シーケンスについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。

系統間の機能の依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系（原子炉容器への注水等、事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等、フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し、それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。

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系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-8表中

「中」で記載)。

【例：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、補機冷却水が必要な機器（ECCS 系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

b. 余裕時間の観点

炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定する。

【例 1：ECCS 再循環機能喪失】

破断口径が大きい方が、1次冷却材の系外への流出量が多くなるため、炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。

【例 2：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時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時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早いいため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シーケンスを選定する。

【例：ECCS 注水機能喪失】

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次冷却系への注水量）が大きくなる。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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、炉心損傷頻度が高く、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。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。

【例：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」については炉心損傷頻度の寄与割合が最も支配的であり、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せである。

今回の内部事象レベル 1 PRA、地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA の結果のうち、事故シーケンスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各 PRA は扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否（比較可能性）については、PRA の結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シーケンスの選定の考え方を以下

のとおりとしていることから、結果の不確かさや PRA 間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。

- 今回抽出された事故シーケンスについては、第 1-8 表に示すとおり、結果的に、事故シーケンスグループ内において選定対象としたすべての事故シーケンスに対して、おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シーケンスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え、主に着眼点 b 及び c によって重要事故シーケンスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シーケンスを評価することで、選定対象としたすべての事故シーケンスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。
- 着眼点 d については、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いているが、結果的にいずれの事故シーケンスグループについても、重要事故シーケンス選定の理由としていない。

### 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

1.3.1 項の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、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおりに選定している。選定理由及び選定結果の詳細については第 1-8 表に示す。

#### (1) 2 次冷却系からの除熱機能喪失

##### ① 重要事故シーケンス

「主給水流量喪失+補助給水失敗」

##### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・フィードアンドブリード

##### ③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「主給水流量喪失+補助給水失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）として選定する。

重要事故シーケンスとしては、1 次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、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が短くかつ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 次冷却材温度については、「過渡事象」及び「手動停止」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの③, ④）では、事象発生後の

一定期間主給水系が利用可能であり、「2次冷却系の破断」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの⑥，⑦）では，2次側からの破断流が放出されることで1次冷却系の除熱が促進される。

また，1次冷却材圧力については，「小破断 LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの①，⑧）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次冷却系の減圧が促進される。

これに対して，「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの②，⑤）は，主給水が全喪失することで，1次冷却系が早期に高温及び高圧状態となる事象であり，特に「主給水流量喪失」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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，本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため，起因事象発生後の事象進展が早く，除熱の観点でより厳しい事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの②）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの①，③，④，⑤，⑥，⑦，⑧）に対して包絡性を有している。

## (2) 全交流動力電源喪失

### ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシール LOCA」

「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」

### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・ 2次冷却系強制冷却＋代替非常用発電機＋代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

### ③ 選定理由

抽出された事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの①）が1つであることからこれを選定した。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，不確かさが伴うことから，RCPシール LOCAの発生の有無を考慮する。

## (3) 原子炉補機冷却機能喪失

### ① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・ 2次冷却系強制冷却＋代替非常用発電機＋代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定する。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」時に従属して発生することから、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。

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補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCP シール LOCA」と「加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA」では「RCP シール LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）の方が，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（2 次冷却系強制冷却，炉心注水準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しく，炉心損傷防止対策に差異がないことから，RCP シール LOCA を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）に対して包絡性を有している。

(4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 重要事故シーケンス

「大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

- ・ 格納容器内自然対流冷却

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定する。

「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では，「格納容器スプレイ注入失敗」時の方（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①，③，⑤）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，原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため，運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく，破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備



容量の観点では、破断口径が大きい「大破断 LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①，②）が最も厳しい事象である。以上から、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早く、要求される設備容量の観点でより厳しい事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②～⑥）に対して包絡性を有している。

#### (5) 原子炉停止機能喪失

##### ① 重要事故シーケンス

「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」

##### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・ 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）

##### ③ 選定理由

抽出された事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）が 1 つであることからこれを選定し、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に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、圧力評価として最も厳しくなる事象である「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も起因事象として選定する。

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗」（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）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「ATWS」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 次冷却材圧力及び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（別紙 4）。

「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 次冷却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、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により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、事象発生に伴いタービントリップが作動するため、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）のうち、補助給水ポンプの起動のみに期待するか、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）に期待しない事象である。したがって、共通要因

故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に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、有効性評価における不確実さも考慮し、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。以上から、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは炉心損傷防止対策には差異がないため、炉心損傷防止対策のうちより多くの機能に期待する必要がある、かつ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事象として選定した「主給水流量喪失」を含む重要事故シーケンスと、圧力の観点で厳しい事象として選定した「負荷の喪失」を含む重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。

(6) ECCS 注水機能喪失

① 重要事故シーケンス

「中破断 LOCA+高圧注入失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・2次冷却系強制冷却+低圧注入

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定した。

LOCA 事象に関しては、破断口径が大きい「中破断 LOCA」（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）が 1 次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2 次冷却系強制冷却）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、配管破断口径が大きい事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）は本事故シーケンスグループの他の事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②）に対して包絡性を有している。なお、破断口径によって 2 次冷却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ること、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、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。

(7) ECCS 再循環機能喪失

① 重要事故シーケンス

「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」

② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・代替再循環

③ 選定理由

着眼点 b, c の評価結果より、「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を重要事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）として選定した。

破断口径が大きい「大破断 LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）が 1 次冷却材の流出流量が多く、再循環切替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（格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環）の余裕時間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。

また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を含む事故シーケンス（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの②, ③）を起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策として、2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却材を減圧させた後、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（本対策の有効性確認については、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2 次冷却系強制冷却+低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。

以上から、より厳しい「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」（第 1-8 表の本事故シーケンスグループの①）の対策を評価することで、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。

#### (8) 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）

##### ① 重要事故シーケンス

「インターフェイスシステム LOCA」

「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗」

##### ② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）

・クールダウンアンドリサーキュレーション

##### ③ 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。

なお、各事故シーケンスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等防止対策の整備状況等をおおむね確認した。（別紙 5）

また、各事故シーケンスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シーケンスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シーケンスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。（別紙 6）

第 1-1 表 PRA の対象とした主な設備・系統

系統設備	概要
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 48 体
蓄圧注入系	蓄圧タンク 3 基 容量 約 41m <sup>3</sup> /基
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 280m <sup>3</sup> /h/台
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 850m <sup>3</sup> /h/台
補助給水設備	タービン動補助給水ポンプ 1 台 ポンプ容量 約 115m <sup>3</sup> /h/台 電動補助給水ポンプ 2 台 ポンプ容量 約 90m <sup>3</sup> /h/台
ディーゼル発電機	発電機 2 台 発電容量 約 7000kVA/台
直流電源設備	非常用蓄電池 2 組 容量 約 2400Ah/組 常用蓄電池 2 組 容量 約 2000Ah/組
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4 台 ポンプ容量 約 1400m <sup>3</sup> /h/台
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4 台 ポンプ容量 約 1700m <sup>3</sup> /h/台
原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2 台 ポンプ容量 約 940m <sup>3</sup> /h/台

第1-2表 内部事象運転時レベル1 PRA における起回事象と発生頻度

区分	起回事象グループ	発生頻度 (/炉年)	備考
過渡事象	過渡事象	$9.7 \times 10^{-2}$	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。
	主給水流量喪失	$1.1 \times 10^{-2}$	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
	2次冷却系の破断	$4.3 \times 10^{-4}$	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。
LOCA	ATWS	$1.2 \times 10^{-8}$	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象
	大破断LOCA	$2.2 \times 10^{-5}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主配管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	中破断LOCA	$6.8 \times 10^{-5}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	小破断LOCA	$2.2 \times 10^{-4}$	原子炉冷却材圧力バウンダリの破断による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。
	原子炉補機冷却機能喪失	$2.0 \times 10^{-4}$	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。
従属性を有する起回事象	外部電源喪失	$4.8 \times 10^{-3}$	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。
手動停止	手動停止	$2.3 \times 10^{-1}$	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。
ISLOCA	インターフェイスシステムLOCA	$3.0 \times 10^{-11}$	1次冷却系と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象
	蒸気発生器伝熱管破断	$2.4 \times 10^{-3}$	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。

第 1-3 表 地震レベル 1 PRA における起因事象と発生頻度

起因事象	発生頻度 (／年)
格納容器バイパス	$1.5 \times 10^{-7}$
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	$5.2 \times 10^{-7}$
原子炉建屋損傷	$1.6 \times 10^{-8}$
原子炉格納容器損傷	$2.4 \times 10^{-8}$
原子炉補助建屋損傷	$\epsilon$
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	$1.6 \times 10^{-8}$
1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	$6.1 \times 10^{-8}$
複数の信号系損傷	$1.8 \times 10^{-7}$
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	$1.7 \times 10^{-7}$
大破断 LOCA	$3.8 \times 10^{-7}$
中破断 LOCA	$1.1 \times 10^{-6}$
小破断 LOCA	$5.1 \times 10^{-7}$
2 次冷却系の破断	$1.5 \times 10^{-8}$
原子炉補機冷却機能喪失	$8.0 \times 10^{-8}$
外部電源喪失	$5.0 \times 10^{-4}$
主給水流量喪失	$6.1 \times 10^{-4}$
ATWS	$1.4 \times 10^{-10}$

$\epsilon$  : 1.0E-15 未満

第 1-4 表 津波高さ別の発生頻度

津波分類	津波高さ	発生頻度 (／年)
A	T. P. 16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

第 1-5 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス

起回事象	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波	シーケ ンス No.
大破断 LOCA	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)
	大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	○	○	-	(2)
	大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	-	(3)
	大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	-	(4)
	大破断 LOCA+低圧注入失敗	○	○	-	(5)
中破断 LOCA	中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	-	(6)
	中破断 LOCA+高圧再循環失敗	○	○	-	(7)
	中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	-	(8)
	中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	-	(9)
	中破断 LOCA+高圧注入失敗	○	○	-	(10)
小破断 LOCA	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	-	(11)
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	○	○	-	(12)
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	-	(13)
	小破断 LOCA+高圧注入失敗	○	○	-	(14)
	小破断 LOCA+補助給水失敗	○	○	-	(15)
インターフェイス システム LOCA	インターフェイスシステム LOCA	○	-	-	(16)
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	○	○	-	(17)
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	○	○	-	(18)
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○	○	-	(19)
ATWS	原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	○	○	-	(20)
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	-	(21)
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	-	(22)
蒸気発生器伝熱管破 損	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	-	-	(23)
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	○	-	-	(24)
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	○	-	-	(25)
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	○	○	-	(26)
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	○	○	-	(27)
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	○	○	-	(28)
手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	-	-	(29)
地震、津波により直 接的に炉心損傷に至 る事象	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	-	○	-	(30)
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	-	○	-	(31)
	原子炉建屋損傷	-	○	-	(32)
	原子炉格納容器損傷	-	○	-	(33)
	原子炉補助建屋損傷	-	○	-	(34)
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	-	○	-	(26)
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	-	○	-	(35)
	複数の信号系損傷	-	○	-	(36)
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	-	○	-	(20)
複数の安全機能喪失	-	-	○	(37)	

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

第1-6表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオの検討

シナリオ No.	事故シナリオ	事故シナリオ別の炉心損傷頻度(／炉年)			炉心損傷に至る 主要因	グループ別 炉心損傷頻度 (／炉年)	全炉心損傷 頻度に対する 割合	解釈1-1(a)の 事故シナリオ グループ	規則 解釈	
		内部事象	地震	津波						合計
1	小破断LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	6.1E-08	—	7.1E-08	<0.1%	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	6.2E-07	7.8E-08	—	6.9E-07	0.3%				
	過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	—	—	5.4E-06	2.4%				
	手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	—	—	1.3E-05	5.6%				
	外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	4.0E-08	—	1.7E-07	0.1%				
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	8.0E-09	—	1.2E-06	0.5%				
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.7E-09	—	1.8E-09	<0.1%				
	蒸気発生器伝熱管破断+補助給水失敗	1.1E-07	—	—	1.1E-07	<0.1%				
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	6.1E-08	—	6.1E-08	<0.1%				
	2	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	3.5E-06	1.3E-06	—	4.8E-06			2.1%	サポート機能 (電源機能)の喪失
3	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA	2.0E-04	3.8E-08	—	2.0E-04	86.7%	原子炉補機冷却機能 喪失	1-2(a)		
	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	1.6E-10	—	9.0E-07	0.4%				
4	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.1E-08	6.3E-10	—	1.2E-08	<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+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	5.0E-13	—	7.9E-13	<0.1%				
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	—	6.2E-12	<0.1%				
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	5.0E-09	—	1.4E-08	<0.1%				
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	3.1E-10	—	1.1E-08	<0.1%				
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	2.9E-09	—	3.0E-08	<0.1%				
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	1.2E-10	—	3.6E-08	<0.1%				
	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.7E-07	—	1.8E-07	0.1%				
	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	2.5E-07	—	2.5E-07	0.1%				
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	9.1E-11	—	9.5E-09	<0.1%				
6	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	3.0E-13	—	2.5E-11	<0.1%	1次冷却系保有水 の喪失	1-2(a)		
	中破断LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	3.9E-07	—	4.2E-07	0.2%				
	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	1.6E-07	—	1.5E-06	0.6%				
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	5.2E-07	—	5.2E-07	0.2%				
7	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	9.4E-09	—	2.6E-08	<0.1%	炉心の長期冷却に 失敗	1-2(a)		
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	1.8E-08	—	7.1E-08	<0.1%				
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	1.0E-08	—	1.8E-07	0.1%				
	インターフェイスシナリオLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%				
8	蒸気発生器伝熱管破断+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	—	—	2.8E-07	0.1%	格納容器貫通配管 からの漏えい防止 に失敗	格納容器パイパス (インターフェイス シナリオLOCA、蒸気 発生器伝熱管破損)		
	原子炉建屋損傷*	—	1.6E-08	—	1.6E-08	<0.1%				
	原子炉格納容器損傷*	—	2.4E-08	—	2.4E-08	<0.1%				
	原子炉補助建屋損傷*	—	ε	—	ε	<0.1%				
	複数の信号系損傷*	—	1.8E-07	—	1.8E-07	0.1%				
	蒸気発生器伝熱管破断(複数本破断)*	—	1.5E-07	—	1.5E-07	0.1%				
	複数の安全機能喪失*	—	2.9E-07	—	2.9E-07	0.1%				
	合計	2.3E-04	3.3E-06	2.9E-07	2.3E-04	—			—	該当なし

ハッチング：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ナリオと直接的に対応しないもの。

※1：解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナリオに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加する

ε：1.0E-15未満

追記【津波 PRA の最終評価結果を反映】



第1-7表 事故シナリオ別炉心損傷頻度 (内部事象, 地震, 津波 PRA)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シナリオ別の炉心損傷頻度 (シナリオ)			全炉心損傷頻度に対する割合	グループ別炉心損傷頻度 (シナリオ)	全炉心損傷頻度に対する割合	備考
			内部事象	地震	津波				
1	小破断LOCA + 補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.0E-08	6.1E-08	-	7.1E-08	<0.1%	9.0%	
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗		6.2E-07	7.8E-08	-	6.9E-07	0.3%		
	過渡事象 + 補助給水失敗		5.4E-06	-	-	5.4E-06	2.4%		
	手動停止 + 補助給水失敗		1.3E-05	-	-	1.3E-05	5.6%		
	外部電源喪失 + 補助給水失敗		1.3E-07	4.0E-08	-	1.7E-07	0.1%		
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗		1.2E-06	8.0E-09	-	1.2E-06	0.5%		
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗		7.7E-11	1.7E-09	-	1.8E-09	<0.1%		
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗		1.1E-07	-	-	1.1E-07	<0.1%		
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失		-	6.1E-08	-	6.1E-08	<0.1%		
	2		外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 + 代替格納容器スプレイポンプ + 代替格納容器スプレイポンプ	3.5E-06	1.3E-06	-		
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	2.0E-04	3.8E-08	-	2.0E-04	86.7%	87.1%	全炉心損傷頻度の約99.3%を炉心損傷防止対策でカバー
	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	1.6E-10	-	9.0E-07	0.4%		
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-08	6.3E-10	-	1.2E-08	<0.1%	9.1E-08	
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	5.0E-13	-	7.9E-13	<0.1%			
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	-	6.2E-12	<0.1%			
	中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	5.0E-09	-	1.4E-08	<0.1%			
	中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	3.1E-10	-	1.1E-08	<0.1%			
5	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要ない起因事象 + 原子炉トリップ失敗	2.7E-08	2.9E-09	-	3.0E-08	<0.1%	0.1%	
	大破断LOCA + 低圧注入失敗	3.6E-08	1.2E-10	-	3.6E-08	<0.1%			
	大破断LOCA + 蓄圧注入失敗	1.2E-08	1.7E-07	-	1.8E-07	0.1%			
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	2.9E-09	2.5E-07	-	2.5E-07	0.1%			
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	9.4E-09	9.1E-11	-	9.5E-09	<0.1%			
6	ECCS注水機能喪失	2次冷却系強制冷却 + 低圧注入	2.5E-11	3.0E-13	-	2.5E-11	<0.1%	1.2%	
	中破断LOCA + 高圧注入失敗	3.5E-08	3.9E-07	-	4.2E-07	0.2%			
	小破断LOCA + 高圧注入失敗	1.3E-06	1.6E-07	-	1.5E-06	0.6%			
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	-	5.2E-07	-	5.2E-07	0.2%			
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	1.7E-08	9.4E-09	-	2.6E-08	<0.1%			
7	ECCS再循環機能喪失	2次冷却系強制冷却 + 低圧再循環失敗	5.3E-08	1.8E-08	-	7.1E-08	<0.1%	0.1%	
	中破断LOCA + 高圧再循環失敗	1.7E-07	1.0E-08	-	1.8E-07	0.1%			
	小破断LOCA + 高圧再循環失敗	3.0E-11	-	-	3.0E-11	<0.1%			
8	格納容器ハイパス	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	-	-	2.8E-07	0.1%	0.1%	
	合計		2.3E-04	3.3E-06	-	2.3E-04	100.0% <sup>**2</sup>		

ハッチング：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ナリオ。炉心への注水等により影響を緩和できる場合がある。

※1：格納容器破損防止対策として、代替格納容器スプレイ (代替格納容器スプレイポンプ) + 格納容器内自然対流冷却 (海水直接通水) 等に期待できる。

※2：100%には第1-6表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。

ε：1.0E-15未満

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (1/4)

事故シナリオグループ	事故シナリオ 重要事故シナリオ (◎は選定した)	主要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a : 系統間機能依存性, b : 余裕時間, c : 設備容量, d : 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
		a	b	c	d	
2次冷却系からの除熱機能喪失	対応する主要な炉心損傷防止対策 フリードアンド ブリード	◎ ① 小破断LOCA + 補助給水失敗	低	低	低	<p>【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、◎の事故シナリオが最も「高」が多いことから、◎「主給水流量喪失 + 補助給水失敗」を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>【重要事故シナリオの包絡性】 重要事故シナリオの包絡性に有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因現象発生後の現象進展が早く、除熱の観点より厳しい主給水流量喪失を起因とした◎の事故シナリオは、①, ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦, ⑧の事故シナリオに対して包絡性を有している。</p>
		◎ ② 主給水流量喪失 + 補助給水失敗	低	高	低	
		◎ ③ 過渡現象 + 補助給水失敗	低	中	中	
		◎ ④ 手動停止 + 補助給水失敗	低	中	高	
		◎ ⑤ 外部電源喪失 + 補助給水失敗	中	中	低	
		◎ ⑥ 2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	低	低	低	
		◎ ⑦ 2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	低	低	低	
		◎ ⑧ 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	低	低	低	

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (2/4)

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a: 系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
全交流動力 電源喪失	◎ ① 外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 + 代替非常用発電機 + 代替格納容器ス レイポンプ	高	高	高	高	抽出された事故シナリオが1つであること から着眼点に照らした整理は行わず、すべて の着眼点について「-」とした。  【重要事故シナリオの選定】 「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補 機冷却機能喪失 + RCPシナリオ LOCA」, 「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補 機冷却機能喪失」 を重要事故シナ リオとして選定。  「原子炉補機冷却 機能喪失 + RCPシ ナリオ」は、 「外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失」に從属的 に発生することか ら、事象進展は同 じであるため上記 事故シナリオを選 定。 「原子炉補 機冷却機能喪失」 時に生じるRCPシ ナリオからの漏えい については、不確 実さが伴うことか ら、RCPシナリオ LOCAの発生の有無 を考慮する。
	◎ ① 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシナリオLOCA	2次冷却系強制冷却 + 代替格納容器ス レイポンプ	高	高	高	高	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果よ り、①の事故シナリオが最 も「高」が多いことから、 ①「原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシナリオLOCA」 を重要事故シナリオとして 選定した。  【重要事故シナリオの包絡 性】事故シナリオグループに 含まれる各事故シナリオは 炉心損傷防止対策に差異がな いため、炉心損傷防止対策ま でさい事象として選定した重要事 故シナリオに対して包絡性を有し ている。
原子炉補機冷却 機能喪失	◎ ② 原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	2次冷却系強制冷却 + 代替格納容器ス レイポンプ	高	中	中	低	< a の観点 > 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断で あり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシ ナリオLOCAの方が厳しい事象であるため、RCPシ ナリオLOCAを「高」とし、加圧器逃がし弁/安 全弁LOCAを「中」とした。  < b, c の観点 > 事故シナリオグループの中で最もCDFの高 い事故シナリオについて、「高」とした。 また、事故シナリオグループのうち最も CDFの高い事故シナリオのCDFに対して10% 以上の事故シナリオについて、「中」と し、10%未満の事故シナリオについて、 「低」とした。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

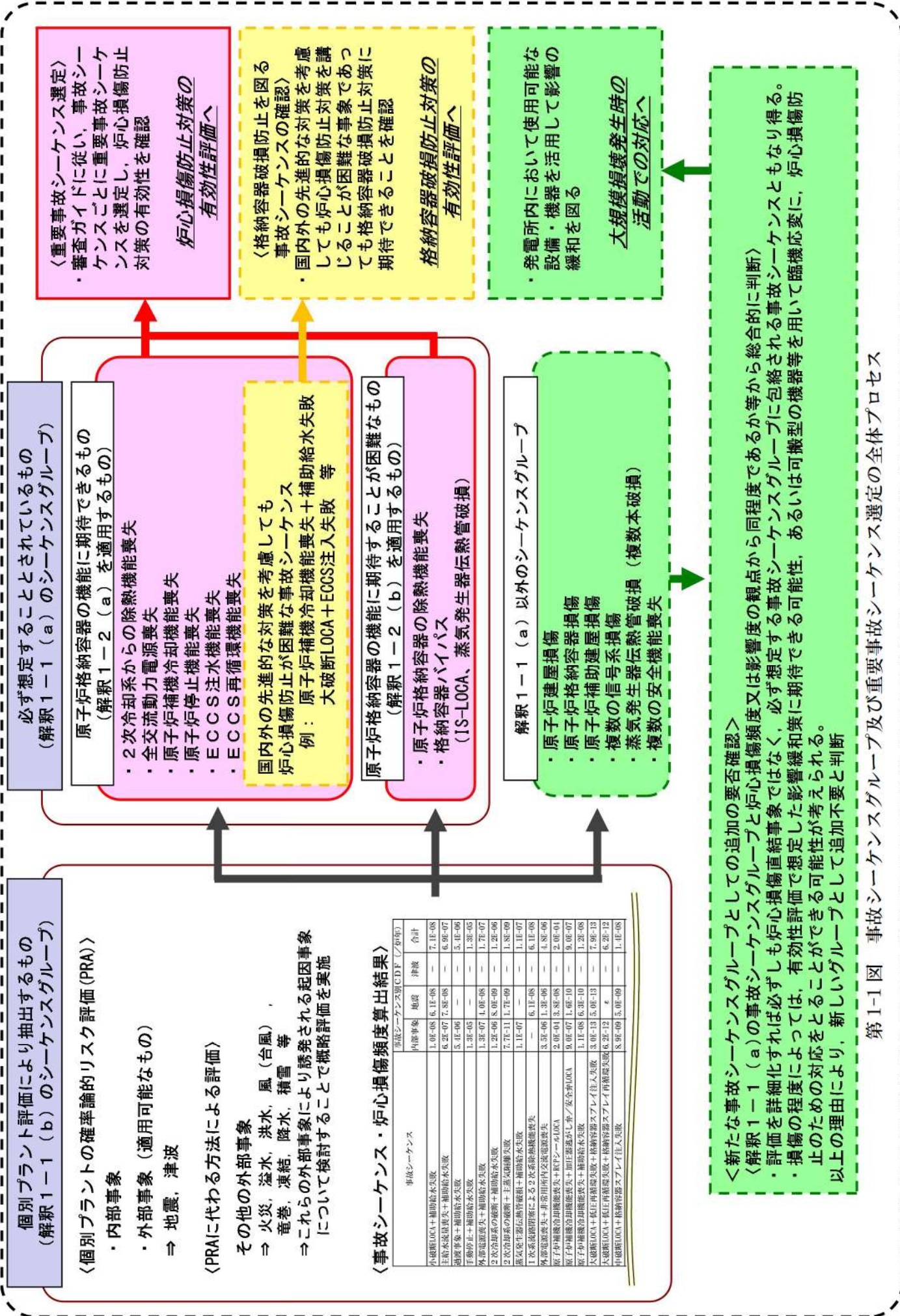
第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (3/4)

事故シナリオグループ	事故シナリオ (◎は選定した重要事故シナリオ)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a : 系統間機能依存性, b : 余裕時間, c : 設備容量, d : 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
原子炉格納容器 の除熱機能喪失	◎ ① 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	低	高	高	低	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より、①の事故シ ナリオが最も「高」が多いため、 ①「大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容 器スプレイ注入失敗」 を重要事故シナリオとして選定した。
	② 大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	高	低	
	③ 中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	中	
	④ 中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	中	中	
	⑤ 小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	中	
	⑥ 小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	低	高	
原子炉停止 機能喪失	◎ 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	共通原因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備)	—	—	—	—	【重要事故シナリオの選定】 「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」 を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に 差異がないため、起因事象発生後の事象進 展が早く、要求される設備容量の観点でよ り厳しい①の事故シナリオは、②～⑥の 事故シナリオに対して包絡性を有してい る。  【重要事故シナリオの選定】 「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」 を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に 差異がないため、原子炉冷却材圧力パワ タリ の健全性確保の観点で厳しく、圧力評 価が厳しい主給水流量喪失及び負荷の喪失 を起因とした事故シナリオは他の事故シ ナリオに対して包絡性を有している。

第 1-8 表 重要事故シナリオの選定について (4/4)

事故シナリオグループ	選定した重要事故シナリオ (◎は選定)	対応する主要な炉心損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 備考 (a : 系統間機能依存性, b : 余裕時間, c : 設備容量, d : 代表シナリオ)				選定した重要事故シナリオと選定理由
			a	b	c	d	
ECCS注水機能喪失	◎ ①中破断LOCA + 高圧注入失敗	2次冷却系強制冷却 + 低圧注入	低	高	中	中	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より, ①の事故シナリオが最も「高」が多いことから, ①「中破断LOCA + 高圧注入失敗」を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため, 起因事象発生後の事象進展が早く, 要求される設備容量の観点では, ②の事故シナリオに対して包絡性を有している。
	◎ ②小破断LOCA + 高圧注入失敗		低	中	高	高	
ECCS再循環機能喪失	◎ ①大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	代替再循環	低	高	中	中	【重要事故シナリオの選定】 着眼点 b, c の評価結果より, ①の事故シナリオが最も「高」が多いことから, ①「大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗」を重要事故シナリオとして選定した。  【重要事故シナリオの包絡性】 左記 d, e を踏まえ, 炉心損傷防止対策までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点により, ①の他の事故シナリオについては包絡することができ。
	◎ ②中破断LOCA + 高圧再循環失敗		低	中	中	高	
	◎ ③小破断LOCA + 高圧再循環失敗		低	低	高	高	
格納容器パイパス	◎ ①インターフェイスシステムLOCA ◎ ②蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	クールダウンアクションリザーブ	-	-	-	-	①「インターフェイスシステムLOCA」, ②「蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗」を重要事故シナリオとして選定

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】



第 1-1 図 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス選定の全体プロセス

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

大破断 LOCA	低圧 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレ イ注 入	低圧 再循環	高圧 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
							炉心冷却成功	炉心損傷なし	
							炉心冷却成功	炉心損傷なし	
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(1)
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失	(2)
							炉心冷却成功	炉心損傷なし	
							大破断 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(3)
							大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(4)
							大破断 LOCA+低圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(5)

中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレ イ注 入	高圧 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
						炉心冷却成功	炉心損傷なし	
						中破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(6)
						中破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失	(7)
						中破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(8)
						中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(9)
						中破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(10)

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器 スプレ イ注 入	高圧 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
							炉心冷却成功	炉心損傷なし	
							小破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(11)
							小破断 LOCA+高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失	(12)
							小破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	(13)
							小破断 LOCA+高圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失	(14)
							小破断 LOCA+補助給水失敗	2次冷却系からの 除熱機能喪失	(15)
							ATWS のイベントツリーで整理*	ATWS へ	

※ATWS の対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（1/3）

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	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
		インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパス	(16)
		ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

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	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
			炉心冷却成功	炉心損傷なし	(17)
			主給水流量喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	
			ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
				炉心冷却成功	炉心損傷なし	(18)
				外部電源喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	
				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失	(19)
				ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
		原子炉トリップが必要な起因事象※+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失	(20)

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	事故シーケンスグループ	シーケンス No.
				炉心冷却成功	炉心損傷なし	(21)
				2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	
				2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	(22)
				ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

※ATWS の対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)



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	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
				炉心冷却成功	炉心損傷なし	
				蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	格納容器バイパス	(23)
				蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	2次冷却系からの 除熱機能喪失	(24)
				ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

過渡事象	原子炉トリッ プ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
			炉心冷却成功	炉心損傷なし	
			過渡事象+補助給水失敗	2次冷却系からの 除熱機能喪失	(25)
			ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

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	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
					炉心冷却成功	炉心損傷なし	
					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	(26)
					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	(27)
					原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	原子炉補機 冷却機能喪失	(28)
					ATWS のイベントツリーで整理※	ATWS へ	

手動停止	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケ ンス No.
		炉心冷却成功	炉心損傷なし	
		手動停止+補助給水失敗	2次冷却系からの 除熱機能喪失	(29)

※ATWS の対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する（別紙4）

第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (3/3)

地震	格納容器 バイパス	地震 起因事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系 の破断	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
							過渡分類イベントツリーへ	過渡分類イベントツリーへ	—
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「2次冷却系の破断」と同じ	2次冷却系の破断へ	(21), (22)
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「小破断LOCA」と同じ	小破断LOCAへ	(11), (12), (13), (14), (15)
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「中破断LOCA」と同じ	中破断LOCAへ	(6), (7), (8), (9), (10)
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「大破断LOCA」と同じ	大破断LOCAへ	(1), (2), (3), (4), (5)
							大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA), 原子炉建屋損傷, 原子炉格納容器損傷 原子炉補助建屋損傷, 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補助建屋損傷, 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失, 複数の信号系損傷, 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	—	(30), (32), (33), (34) (26), (35), (36), (20)
							蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	(31)

第 1-3 図 地震レベル 1 PRA 階層イベントツリー

全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量喪失」と同じ	主給水流量喪失へ	(17)
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「外部電源喪失」と同じ	外部電源喪失へ	(18), (19)
			内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉補機冷却機能喪失」と同じ	原子炉補機冷却機能喪失へ	(26), (27), (28)
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失	(19)

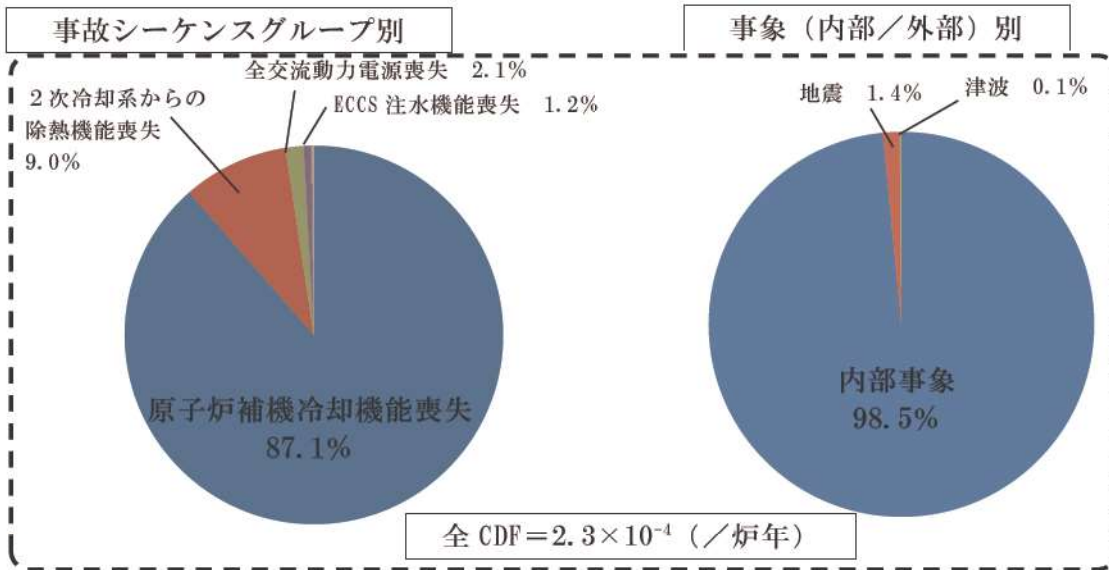
第 1-4 図 地震レベル 1 PRA イベントツリー (過渡分類イベントツリー)

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T. P. 16.5m <sup>※1</sup> ～)	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス グループ	シーケンス No.
	なし	—	内部事象 PRA の範疇	内部事象 PRA の範疇	
	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—	(37)

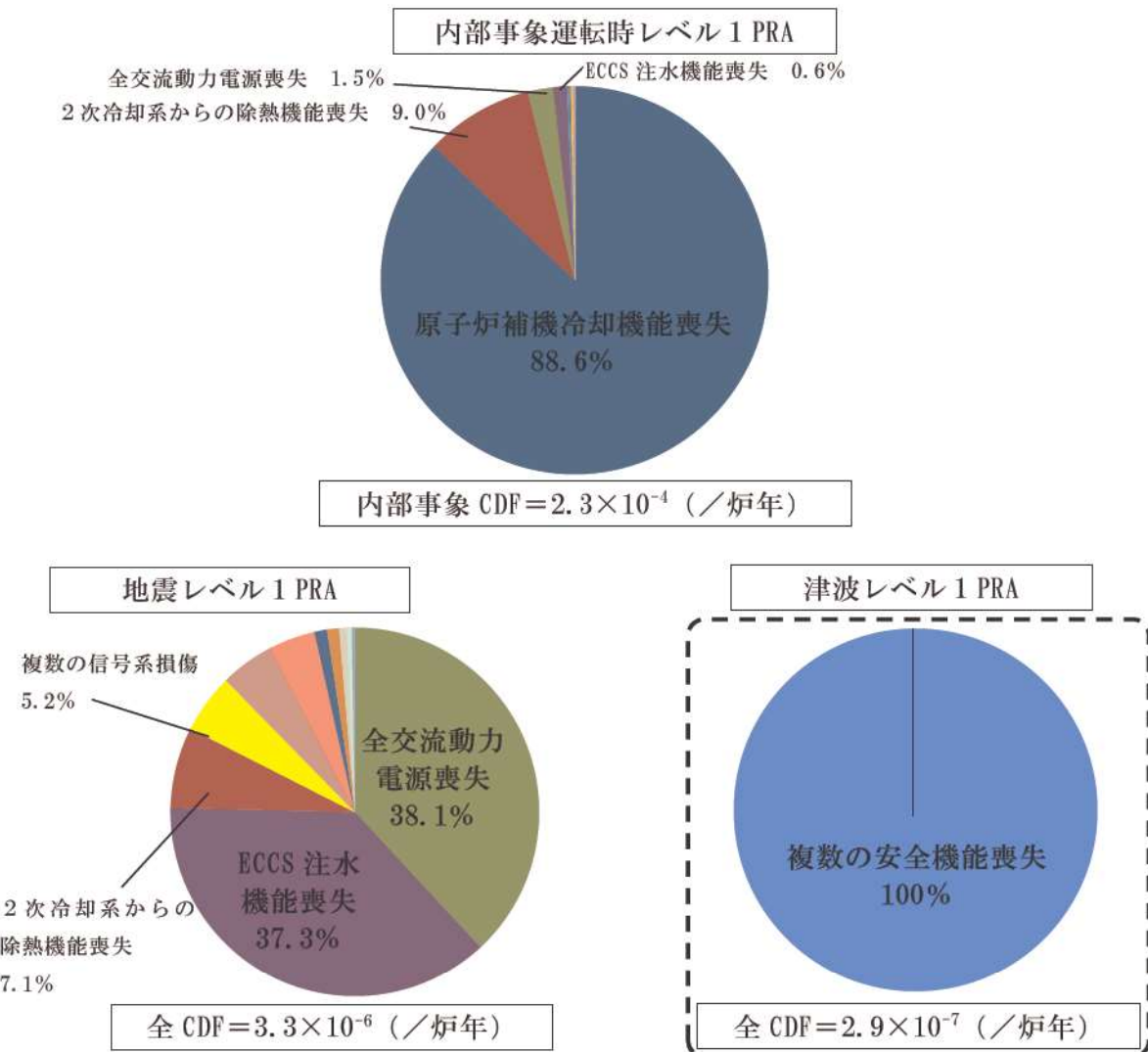
※1 T. P. 16.5m の津波に対して防潮堤が機能喪失せずに耐性を確保できることを確認。(別紙7)

第 1-5 図 津波レベル 1 PRA イベントツリー

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】



第 1-6 図 プラント全体の炉心損傷頻度



第 1-7 図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

## 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を第 2-1 図に示す。また、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 1.5PRA 及び PRA 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・分類を実施した。
- 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機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈 1-2 (b) 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の要否を検討した。
- ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」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。

### 2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈には、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個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおりに示されている。

#### 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）
- ・ 高压溶融物放出／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

##### (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 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 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。

上記 2-1 (b) ① に基づき、内部事象レベル 1.5PRA を実施し、格納容器破損モードを評価した。

具体的には、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、重大事故等対処設備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等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できるプラント状態を評価対象とした PRA モデルで内部事象レベル 1.5PRA を実施している。

外部事象について、地震レベル 1.5PRA は原子炉建屋、原子炉格納容器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、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用しないこととした。

また、PRA の適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。

実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。

## 2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

### (1) PRA に基づく整理

内部事象レベル 1.5PRA を実施し、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、以下の①～④に示す格納容器破損モードの抽出を行った。

具体的には第 2-2 図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第 2-3 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第 2-1 表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第 2-4 図に示す。

#### ① 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、原子炉格納容器をバイパスして 1 次冷却材が環境中に放出される事象として分類する。

#### ② 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 の発生により、原子炉格納容器をバイパスして 1 次冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。

#### ③ 格納容器隔離失敗（β モード）

炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗しており、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。

#### ④ 原子炉容器内での水蒸気爆発（α モード）

高温の溶融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その

際の発生エネルギーによって原子炉容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、原子炉格納容器破損に至る事象として分類する。

⑤ 格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク ( $\eta$ モード)

高温の熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑥ 熔融物直接接触 ( $\mu$ モード)

1次冷却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分類する。

⑦ 格納容器雰囲気直接加熱 ( $\sigma$ モード)

1次冷却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の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、原子炉格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑧ 水素燃焼又は水素爆轟 ( $\gamma$ モード,  $\gamma'$ モード,  $\gamma''$ 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( $\gamma$ モード)、直後( $\gamma'$ モード)及び長時間経過後( $\gamma''$ モード)に分類する。

⑨ ベースマット熔融貫通 ( $\varepsilon$ モード)

原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティへ落下した熔融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、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又は原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが侵食され、原子炉容器支持機能の喪失により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑩ 格納容器貫通部過温破損 ( $\tau$ モード)

原子炉容器破損後、原子炉格納容器内で熔融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、熔融炉心からの輻射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気が加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑪ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 ( $\delta$ モード)

炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され、破損に至る事象又は熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生

が継続し、原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑫ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ $\theta$ モード）

炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。

(2) PRA に代わる検討に基づく整理

地震、津波、その他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波、その他の外部事象等についても、炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回内部事象 PRA から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙 1）

2.1.2 内部事象レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

第 2-1 表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1 項に示すレベル 1.5PRA から抽出された格納容器破損モードと解釈 2-1 (a) に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

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）
- ・ 高压溶融物放出／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

確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(3)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの要否について検討を実施した。

なお、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<sup>\*</sup>（シェルアタック）は、原子炉格納容器が小さく、原子炉容器下部のペ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、溶融炉心が壁面に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、格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙 8）

※格納容器直接接触には、原子炉容器が高压の状態では破損した場合に、溶融炉心が急激に噴出し、噴出した溶融炉心が原子炉格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は、原子炉容器の破損までに減圧することが対策で



あり、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから、この事象に含まれると整理

- (1) 蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器隔離失敗  
これらの破損モードは，事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり，解釈の要求事項における「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。」に該当する事故シーケンスグループである。

このため，講じるべき対策は炉心損傷防止であり，これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された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。

以下に，蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム LOCA 及び格納容器隔離失敗で想定した事象を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理由を示す。

a. 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

本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。」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」にて有効性評価の対象としている。

なお，当該破損モードの格納容器破損頻度（CFR）（ $4.5 \times 10^{-7}$ ／炉年）は，全格納容器破損頻度の約 0.2%の寄与割合であり，比較的小さい。

また，当該破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。

本事象は炉心損傷後に1次冷却系が高圧かつ2次冷却系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり，レベル1PRA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。

【TI-SGTR 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

これらに対しては，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「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」及

び「1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失」は、その発生頻度が $6.1 \times 10^{-8}$ ／炉年と非常に小さいが、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次冷却系が高圧状態では、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次冷却系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生確率はさらに低減される。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により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。(別紙9)

#### b. インターフェイスシステム LOCA ( $\nu$ モード)

本破損モードは、発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象レベル1 PRAの結果から重要事故シーケンスとして抽出し、有効性評価の対象としている。

原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シーケンスに包絡されるものとする。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された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。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度( $3.0 \times 10^{-11}$ ／炉年)の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。

#### c. 格納容器隔離失敗 ( $\beta$ モード)

本破損モードは炉心が損傷した時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。

格納容器隔離失敗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、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、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や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及びフランジの復旧忘れが考えられる。

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期事業者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や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、原子炉格納容器圧力について12時間に1回確認する運用となっており、エアロック開放時には警報が発信することから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。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、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、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。(別紙 10)

今回実施した内部事象レベル 1.5PRA では、国内 PWR プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220 で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $1.1 \times 10^{-6}$  / 炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合約 0.5%) を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さくなると推察される。(別紙 10)

以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された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) 原子炉容器内での水蒸気爆発 ( $\alpha$ モード)

本破損モードは溶融炉心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。本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており (NUREG-1116, NUREG-1524)、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。(別紙 11) また、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $1.7 \times 10^{-9}$  / 炉年) についても全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.01% 以下と極めて小さい。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シーケンスに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 ( $\theta$ モード)

本破損モードは内部事象レベル 1.5PRA 上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「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。」と記載されており、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」にて有効性評価の対象としている。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 ( $8.2 \times 10^{-8}$ /炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は 0.1% 以下である。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された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。

以上から、PRA の知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。

## 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選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシーケンスの選定を考慮している。

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

PRA 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で厳しいシーケンスを選定する。また、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」を包絡するものとする。

### (2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

PRA 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、減圧の観点で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

PRA 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で厳しいシーケンスを選定する。

### (4) 水素燃焼

水素燃焼の観点で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) 溶融炉心・コンクリート相互作用

PRA 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の観点から厳しいシーケンスを選定する。

上記に基づき、内部事象レベル 1.5PRA 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の選定では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断される PDS を選定し、その後、選定した PDS を含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。

#### 2.2.1 評価対象とする PDS の選定

内部事象レベル 1.5PRA では、内部事象レベル 1 PRA で炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量化している。

その際、原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「事故のタイプと 1 次冷却材圧力」「炉心損傷時期」「格納容器内事故進展」の 3 つの属性に着目してレベル 1 PRA から抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDS として定義している。PDS の分類結果を第 2-2 表に示す。

(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力

分類記号	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起因事象：大中破断 LOCA)
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起因事象：小破断 LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起因事象：過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起因事象：SGTR)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起因事象：IS-LOCA)

(2) 炉心損傷時期

分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

(3) 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期，熔融炉心の冷却手段）

分類記号	状態の説明
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

この PDS の定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度，当該破損モードに至る可能性のあるすべての PDS を整理した。また，各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 を検討し，評価対象とする PDS の選定を実施した。選定結果を第 2-3 表に示す。

なお，第 2-2 表において，原子炉格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されている ALC，SLC，V，G については，格納容器先行破損又は格納容器バイパスに該当する PDS であることから，解釈の要求事項を踏まえ，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、これらの PDS は、第 2-3 表に示す評価対象とする PDS の選定では考慮していない。

## 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果

2.2.1 項で格納容器破損モードごとに選定した PDS に属する事故シーケンスを比較し、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を検討し、評価事故シーケンスを選定した。

評価事故シーケンスについては、事故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、事故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、重大事故等対処設備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。選定結果を第 2-4 表に示す。(別紙 13)

また、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となる PDS と主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。(別紙 5)

評価事故シーケンスの選定結果を以下に示す。

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されない AED から選定する。

#### ① AED に該当する事故シーケンス

- ・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
- ・中破断 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 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 LOCA に起因する事故シーケンスとして「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」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代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による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。

#### ③ 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)

④ 格納容器破損防止対策

- ・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ＋格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却

(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熔融炉心が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されない TED から選定する。

① TED に該当する事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
- ・手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・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
- ・原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ・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
- ・外部電源喪失＋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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で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、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」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代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による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も考慮する。

③ 選定結果

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

④ 格納容器破損防止対策

- ・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧＋代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ＋格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却



### (3) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次冷却系が高压で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高压溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないTEDから選定する。

#### ① TEDに該当する事故シーケンス

「(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に示した事故シーケンスと同様。

#### ② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高压で、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大きくなる事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」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代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による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も考慮する。

#### ③ 選定結果

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

#### ④ 格納容器破損防止対策

- ・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧

### (4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。

#### ① AEWに該当する事故シーケンス

- ・大破断 LOCA＋低压再循環失敗＋高压再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 LOCA＋低压再循環失敗＋高压再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・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＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 LOCA＋低压注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 LOCA＋高压再循環失敗＋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

② 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 LOCA を起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」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、高圧注入の失敗を考慮した「大破断 LOCA+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溜まる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ため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

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代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による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も考慮する。

③ 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代替格納容器スプレイ注入の成功を想定。)

④ 格納容器破損防止対策

- ・不要（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能）

(5) 水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなる AEI から選定する。

① AEI に該当する事故シーケンス

- ・大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗
- ・大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗
- ・中破断 LOCA+高圧再循環失敗
- ・中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ・中破断 LOCA+高圧注入失敗

② 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故進展が早くなり、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として「大破断 LOCA+低圧注入失敗」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、高圧注入の失敗を考慮した「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。

③ 選定結果

- ・大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗

④ 格納容器破損防止対策

- ・原子炉格納容器内水素処理装置

(6) 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格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されない AED から選定する。

① AED に該当する事故シーケンス

「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シーケンスと同様。

② 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、事故進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断 LOCA に起因する事故シーケンスとして「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」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による代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による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。

③ 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)

#### ④ 格納容器破損防止対策

- ・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

### 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対す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ずることが困難な事故シーケンスグループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回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に期待できることを確認している。

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ずることが困難な事故シーケンスのうち、以下の事故シーケンスは、「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」事故シーケンスである。(1.2項参照)

- ① 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
- ② 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ③ 大破断 LOCA+低圧注入失敗
- ④ 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑤ 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑥ 大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

これらのうち、①～⑤の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の各格納容器破損モードの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ため、今回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に期待できる。

⑥の Excess LOCA については、地震により複数の RCS 配管や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 と比較すると事故進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、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(別紙14)。

なお、Excess LOCA 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を別途確認している。

### 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

1.1.2.2 項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設

備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器破損の防止が可能な場合も考えられる。

原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型のポンプ・電源，放水砲等を駆使した大規模損壊対策による対応も含め，敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い，事故の影響緩和を図る。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	モード名	格納容器破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%) <sup>*</sup>	解積で想定する 格納容器破損モード	備考
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	$4.5 \times 10^{-7}$	0.2	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・解積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」</li> <li>→事故シナシケンスグループ「格納容器バイパス」</li> <li>・TI-SGTR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。(別紙9)</li> </ul>
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)				なし	
	インターフェースシステムLOCA	v	$3.0 \times 10^{-11}$	<0.1	なし	
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	$\beta$	$1.1 \times 10^{-6}$	0.5	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することと原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失に至るものではない。また、すべての炉心損傷防止対策が有効なシナシケンスであり、新たな有効性評価は不要である。(別紙10)
	原子炉容器内での水蒸気爆発	$\alpha$	$1.7 \times 10^{-9}$	<0.1	なし	
格納容器物理的破損	格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク	$\eta$	$1.3 \times 10^{-9}$	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	※1 PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に溶融炉心による原子炉容器の貫通が生じた場合に、高圧溶融物放出(飛散)により原子炉格納容器の壁に溶融炉心が接触し原子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解積で想定する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のため、BWRマークI型プラントに特有の事象であり、泊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。)
	溶融物直接接触	$\mu$ <sup>※1, ※2</sup>	$2.0 \times 10^{-8}$	<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	$\sigma$ <sup>※2</sup>	$2.0 \times 10^{-6}$	1.0	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	$\gamma$	$3.5 \times 10^{-10}$	<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)	$\gamma'$	$3.3 \times 10^{-10}$	<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)	$\gamma''$	$6.7 \times 10^{-8}$	<0.1	水素燃焼	
	ベースマット溶融貫通	$\epsilon$	$1.8 \times 10^{-6}$	0.9	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	$\tau$	$2.0 \times 10^{-6}$	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	$\delta$	$2.0 \times 10^{-4}$	96.4	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	$\theta$	$8.2 \times 10^{-8}$	<0.1	なし	
合計			$2.1 \times 10^{-4}$	100.0	なし	—

ハッチング：内部事象レベル1.5PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解積に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード ※四捨五入の都合上、合計は100%にはならない

第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展		
					RWSP 水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容 器内熱除去 手段
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

注：ハッチングは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから、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」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について (1/3)

解釈で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／年)	該当する PDS	破損モード内CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
霧閉気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	95.1%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早い ため、緩和操作のための時間余裕が短い。 【事象進展の厳しさの観点】 ・大中破断LOCA「A**」は、破断口から原子炉格納容器へ直接冷却材のプロローダウンが起こるため、 圧力上昇が厳しい。 ・大中破断LOCA「A**」は、炉心水位の低下・炉心露出が早いため、早期のジルコニウム-水反応に よる大量の水素発生により、圧力上昇が厳しい。 ・大中破断LOCA「A**」は、原子炉格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物 量の観点でも厳しい事故シナリオとなつたと考えられる。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」は、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳し い。 なお、「霧閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の破損モードに対する寄与割 合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は95.1%であるが、AEDと比較して圧力上昇が遅く事象進展に 余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持 可能である。	AED
		TED	4.8%		
		SLW	0.1%		
		AEW	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		AED	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
霧閉気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過温破損)	2.1E-06	SED	98.5%	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・霧閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) については、過渡事象のうち、原子炉の 水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシナリオとなる。 ・TEDは、事象進展が早く、対応時間の余裕が少ない。 【事象進展の厳しさの観点】 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」は、原子炉格納容器内の温度上昇について厳し い。 ・小破断LOCA「S**」は、過渡事象「T**」は、原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器 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 きくなることから、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・過渡事象「T**」は、補助給水による冷却がなく、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・大中破断LOCA「A**」は、低圧状態で炉心損傷に至ることから、原子炉容器破損時に溶融炉心が原 子炉格納容器内に分散せず、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい事象ではないと考えら れるため、選定対象から外した。 なお、「霧閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の破損モードに対する寄与割 合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は98.5%であるが、TEDと比較して原子炉格納容器内の温度上 昇が小さいことから、本破損モードの評価対象として選定していない。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持 可能である。	TED
		TED	1.5%		
		SLW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		AED	<0.1%		
		SEW	<0.1%		

ハッチング：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2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（2/3）

解釈で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
2 高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	2.0E-06	SED	96.7%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉が高压の状態での炉心損傷に至るシナケンスは、過渡事象「I**」であり、原子炉減圧までの時間余裕の観点で厳しい。</li> </ul> <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象「I**」は、1次冷却材圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい。</li> <li>原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」は、高压溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。</li> </ul> <p>なお、「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはSEDであり、寄与割合は96.7%であるが、LOCAにより1次冷却材圧力が低下することから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	TED
		TEI	1.8%		
		TED	1.5%		
		SEI	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
3 原子炉圧力容器外の 溶融燃料— 冷却材相互作用	1.3E-09	AEW	52.1%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いため、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> </ul> <p>【事象進展の厳しさの観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大中破断LOCA「A**」は、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。</li> <li>原子炉格納容器内の冷却がない「**W」は、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。</li> <li>過渡事象「I**」は、原子炉容器破損時の圧力が高压であり、原子炉容器破損時に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散することから、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事象ではないと考えられる。</li> </ul> <p>以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AEW
		AEI	25.2%		
		SEI	20.0%		
		SLW	2.5%		
		SLI	0.1%		
		SEW	0.1%		

ハッチング：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2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について（3/3）

解釈で想定する 格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード内CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方		評価対象と 選定したPDS
				【事象進展緩和の余裕時間の観点】	【事象進展の厳しさの観点】	
4 水素燃焼	6.8E-08	TEI	99.0%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いから、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> <li>【事象進展の厳しさの観点】</li> <li>・原子炉格納容器が除熱される「**I」は、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなることから厳しい。</li> <li>・炉心内のジルコニウム-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%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム-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大破断LOCA「A**」が厳しい。</li> </ul> <p>なお、「水素燃焼」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはTEIであり、寄与割合は99.0%であるが、AEIと比較して事象進展に余裕があることから、本破損モードの評価対象として選定していない。</p> <p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AEI	
		SED	0.9%			
		SEI	0.1%			
		TED	<0.1%			
		AEI	<0.1%			
		SLW	<0.1%			
		TEW	<0.1%			
		AEW	<0.1%			
		SLI	<0.1%			
		SEW	<0.1%			
AED	<0.1%					
5 溶融炉心・ コンクリート相互作用	1.8E-06	TEI	46.3%	<p>【事象進展緩和の余裕時間の観点】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大中破断LOCA「A**」は、1次冷却系の流出を伴うことから、水位低下が早く事故進展が早いから、緩和操作のための時間余裕が短い。</li> <li>【事象進展の厳しさの観点】</li> <li>・大破断LOCA「A**」は、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。</li> <li>・大中破断LOCA「A**」は、原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないため、原子炉下部キヤビティの溶融炉心の量を多くすることから厳しい。</li> <li>・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない「**D」が、溶融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。</li> <li>・過渡事象「**」は、原子炉容器破損時の圧力が高圧であり、原子炉容器破損時に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散することから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しい事象ではないと考えられる。</li> </ul> <p>なお、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の破損モードに対する寄与割合の大きいPDSはTEI、TEDである。TEIの寄与割合は46.3%と高いが、原子炉格納容器内に注水されるため、AEDと比較してMCCIが抑制されると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。TEDの寄与割合は41.8%と高いが、AEDと比較して溶融炉心の分散の可能性が高いことや事象進展に余裕があると考えられることから、本破損モードの評価対象として選定していない。なお、TEIについては、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の破損モードに対して厳しく、評価対象として選定している。</p> <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても、必要な監視機能を維持可能である。</p>	AED	
		TED	41.8%			
		SED	11.9%			
		TEW	<0.1%			
		AED	<0.1%			
		AEI	<0.1%			
		SEI	<0.1%			
		SLW	<0.1%			
		AEW	<0.1%			
		SLI	<0.1%			
SEW	<0.1%					

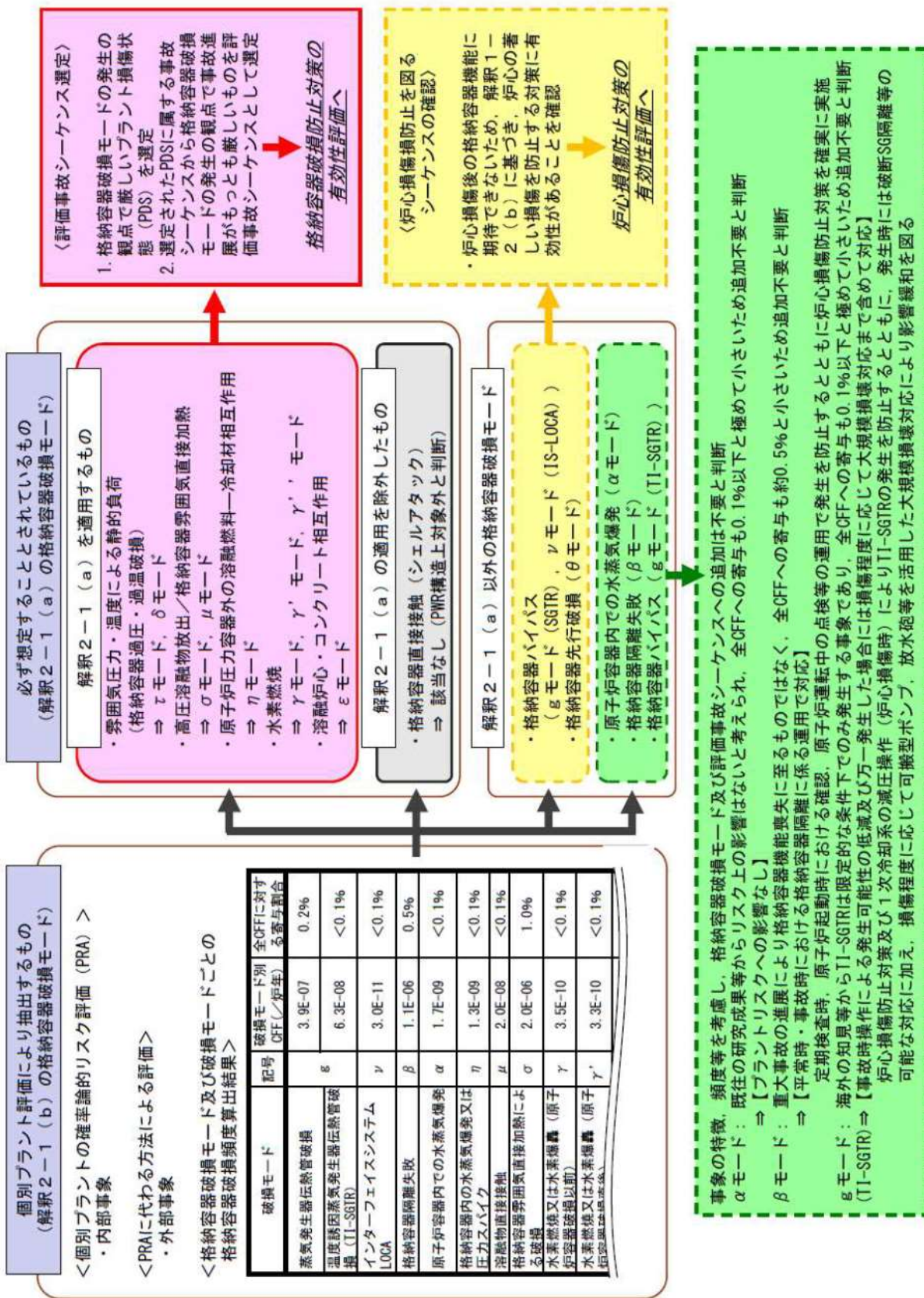
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について (1/2)

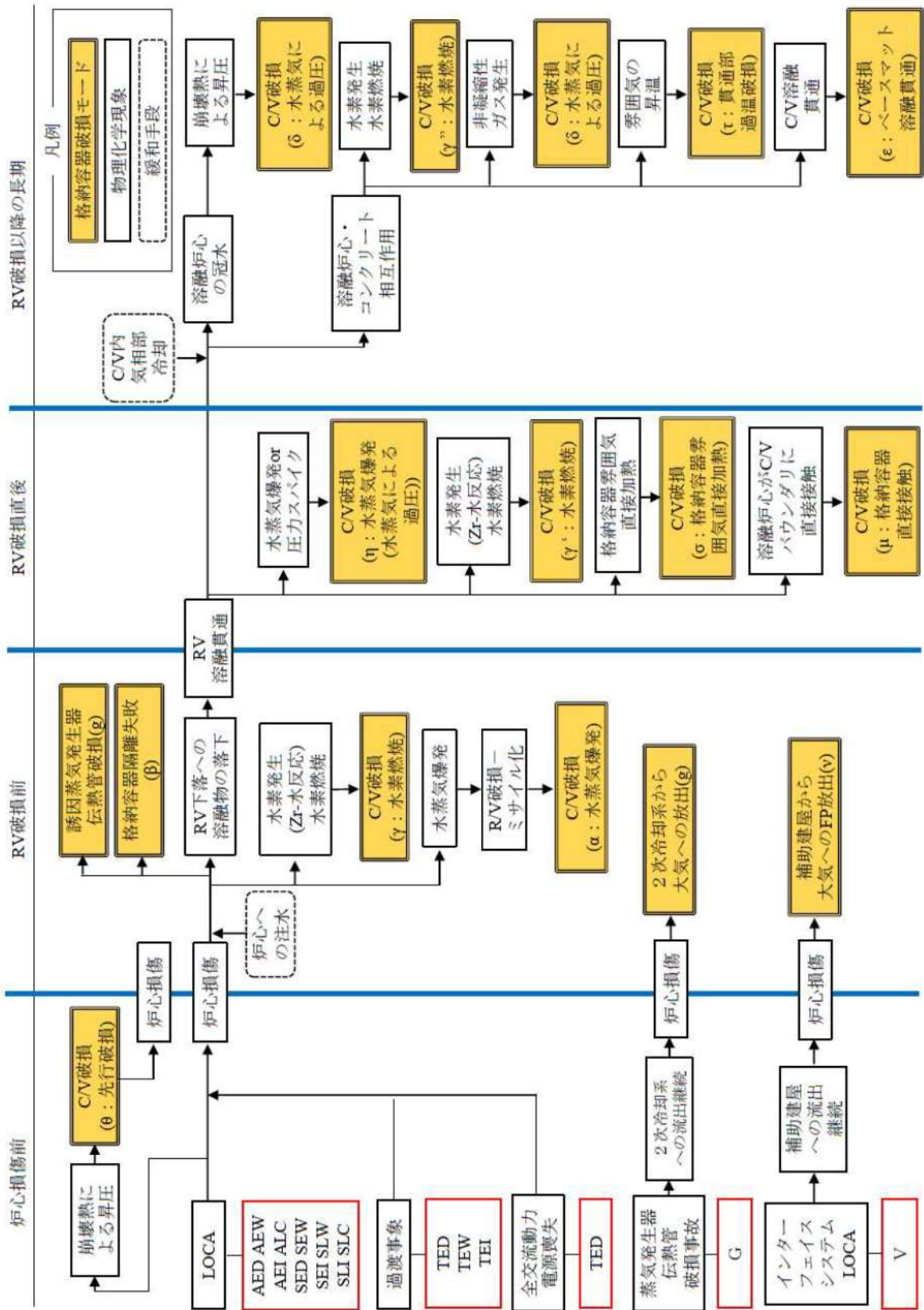
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方	
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイトによる格納容器内自然対流冷却	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・対策の有効性の観点 ・格納容器過圧破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定した。	
		中破断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	-			
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	TED	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○		【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。
			手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		【事象進展の厳しさの観点】 ・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で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、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失シナリオを選定した。
			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	-	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧+代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイトによる格納容器内自然対流冷却	【対策の有効性の観点】 ・格納容器過温破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、原子炉格納容器の冷却機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定した。
			原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	-		
			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	-		
			外部電源喪失+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	-					
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+非常用所内交流電源喪失	○		【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。	
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	-		【事象進展の厳しさの観点】 ・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で、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い全交流動力電源喪失シナリオを選定した。	
		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	-			
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	-	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧	【対策の有効性の観点】 ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、原子炉格納容器の冷却機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定した。	
		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	-			
		外部電源喪失+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	-			
		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	-			

第2-4表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について (2/2)

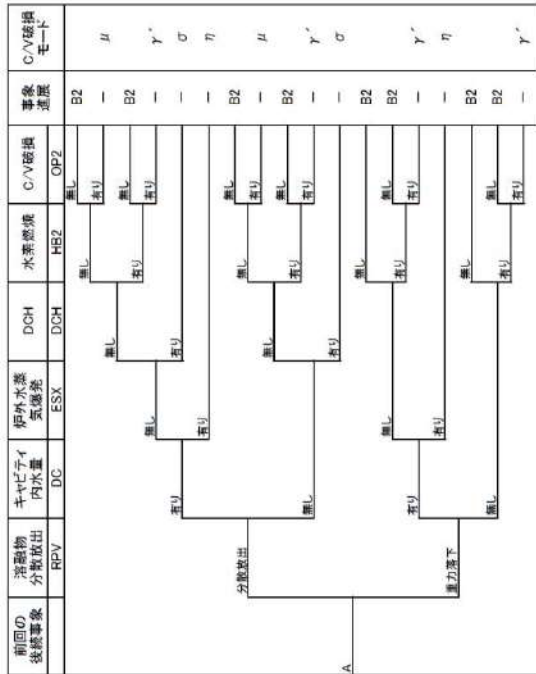
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方
3 原子炉圧力容器 外の溶融燃料— 冷却材相互作用	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-	(原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能)	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 ・ 事象進展を早める観点で高圧注入失敗の重量を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に 対する対策とその有効性を確認する観点から、全交 流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を重畳 させることで、電源復旧、注水機能確保のための設 備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応 時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、降熱対策 の有効性を網羅的に確認できるシナリオを選定し た。 ・ 原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さく するため、格納容器スプレイによる注水は考慮せ ず、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 器スプレイを用いた注入を想定した。
		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	-		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		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+高圧再循環失敗+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+格納容器スプレイ再循環失敗	-		
		中破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	-		
4 水素燃焼	AEI	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	-	原子炉格納容器内水素処理装置	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEIのうち事象進展の早い大破断LOCA+低圧注入失 敗を選定する。 ・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗の重量を 考慮する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 —
		大破断LOCA+低圧注入失敗	-		
		大破断LOCA+低圧注入失敗	○		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	-		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	-		
		中破断LOCA+高圧注入失敗	-		
5 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 よる代替格納容器スプレイ	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 対策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量を考慮す る。
		中破断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	-		

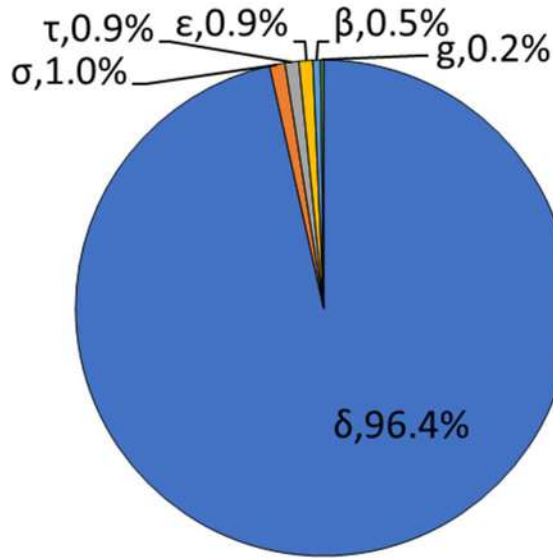


第2-1図 格納容器破損モード及び評価事象シーケンス選定の全体プロセス



第2-2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





格納容器破損頻度： $2.1 \times 10^{-4}$  / 炉年

破損モード	寄与割合 (%)
δ : 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	96.4
σ : 格納容器雰囲気直接加熱	1.0
τ : 格納容器貫通部過温破損	0.9
ε : ベースマット溶融貫通	0.9
β : 格納容器隔離失敗	0.5
γ : 蒸気発生器伝熱管破損	0.2
θ : 水蒸気蓄積による格納容器先行破損	<0.1
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)	<0.1
μ : 溶融物直接接触	<0.1
α : 原子炉容器内水蒸気爆発	<0.1
η : 原子炉容器外水蒸気爆発	<0.1
γ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	<0.1
γ' : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	<0.1
ν : インターフェイスシステム LOCA	<0.1

第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果  
(格納容器破損モード別の寄与割合)



## 外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を実施した結果、必ず想定する事故シーケンス以外に以下の外部事象特有の事故シーケンスを抽出した（第 1 表）。

1. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
2. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
4. 原子炉建屋損傷
5. 原子炉格納容器損傷
6. 原子炉補助建屋損傷
7. 複数の信号系損傷
8. 複数の安全機能喪失

これらの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を回避することが困難な事故シーケンスであるものの、それぞれの発生頻度は低く、全炉心損傷頻度の約 99.3% は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これら事故シーケンスのうち、「1. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失」及び「2. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)」については、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の 6 つの事故シーケンスについては、外部事象等による建屋、原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷程度に不確実さが大きく、原子炉格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと考えられる。

これらに対しては、大規模損壊対策として可搬型設備を活用した電源確保、炉心冷却、原子炉格納容器除熱、敷地外への放射性物質の拡散抑止等による影響緩和を図る。

## 1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により1次冷却系の流路が阻害されることで、原子炉トリップ後の蒸気発生器2次側への給水による自然循環を用いた炉心冷却に失敗する事故シーケンスである。(添付資料-1)

これは事故シーケンスとしては「過渡事象+補助給水失敗」と類似しており、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループとして整理した。

「2次冷却系からの除熱機能喪失」事故シーケンスグループに対する炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリードによる炉心冷却を整備しているが、炉内構造物の変形・損傷の程度によっては、これに期待できない可能性もあることから、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。

一方、炉心損傷に至った場合の状況は「過渡事象+補助給水失敗」でフィードアンドブリードを考慮しない場合と同じであり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できる。

## 2. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

地震により1次冷却材ポンプや原子炉容器、複数の1次冷却材配管が損傷し、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) が発生し、ECCS 注水機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。(添付資料-2)

この事故シーケンスは LOCA 時に ECCS 注水機能が喪失した場合と類似の状況となることから「ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスグループとして整理した。

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) が発生した場合には、「大破断 LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至り、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難である。

一方、炉心損傷後の原子炉格納容器健全性については、以下のとおり「大破断 LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

### (原子炉容器破損時間)

大破断 LOCA と Excess LOCA (RV 破損除く) の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであり、炉心注水がない場合に原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じない。

### (原子炉格納容器圧力/温度)

大破断 LOCA と Excess LOCA の双方とも短期間に1次冷却系保有のエネルギーが原子炉格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響で Excess LOCA の方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断 LOCA の解析の事象初期では原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa [gage] 及び限界温度 200℃ に対し十分な余裕が

あることを確認していることから、Excess LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性に期待できる。

以上の2つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難である一方、原子炉格納容器の機能に期待できるとともに、「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。）で定める事故シーケンスグループのうち「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」の事故シーケンスとして整理した。

＜参考：解釈の関連記載＞

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。

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。

### 3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器バイパスが発生することを想定した事故シーケンスである。（添付資料-3）

実際には地震による蒸気発生器伝熱管の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

＜小規模な損傷の場合＞

損傷する伝熱管の本数が数本程度であれば、クールダウンアンドリサーキュレーションにより、1次冷却材を確保した状態で1次冷却系と2次冷却系を均圧に導くことで炉心損傷を防止できる可能性がある。

＜大規模な損傷の場合＞

蒸気発生器が短時間で満水に至るような大規模な伝熱管破損の場合には、2次冷却系配管等の損傷発生が考えられ、この場合1次冷却系と2次冷却系の差圧がさらに増大することで漏えい量が増加して炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器バイパス事象であるため原子炉格納容器の閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による蒸気発生器損傷時に伝熱管個別の損傷状態を特定することは困難であり、地震時の蒸気発生器の損傷状態として一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いとの想定から、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  / 炉年) に対して 0.1% 以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えい抑制と炉心冷却の継続により、影響を緩和できる可能性があることから、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として新たに追加することは不要と判断した。

#### 4. 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、配管が損傷して制御できない大規模な LOCA が発生し、ECCS による注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

##### <小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、制御できない大規模な LOCA には至らない可能性があるものの、主給水流量喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても補助給水系と高圧注入系が同時に機能喪失すること等により炉心損傷に至る。

##### <大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内の ECCS 注水配管が構造損傷して、制御できない大規模な LOCA が発生すると同時に、ECCS 注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋に押しつぶされるような状況の場合、原子炉格納容器内への接続配管が損傷することで、原子炉格納容器損傷も回避することが困難となる。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも

$1.6 \times 10^{-8}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  / 炉年) に対して 0.1% 以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、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として新たに追加することは不要と判断した。

## 5. 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、制御できない大規模な LOCA が発生し、ECCS 注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。(添付資料-4)

実際には地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

### <小規模な損傷の場合>

地震による原子炉格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全で LOCA が発生せず蒸気発生器除熱も有効である可能性があり、この場合には、主給水流量喪失等の過渡事象が発生するものの補助給水系による 2 次冷却系からの除熱に係る設備が健全ならば炉心損傷を防止できる。(原子炉格納容器損傷の程度によってはフィードアンドブリードに期待できない場合もあり、補助給水が失敗した場合には炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。)

### <大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の 1 次冷却材配管及び ECCS 注水配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模な LOCA が発生すると同時に、ECCS 注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。

なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも  $2.4 \times 10^{-8}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  / 炉年) に対して 0.1% 以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に原子炉格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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として新たに追加することは不要と判断した。

## 6. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の直流電源等の非常用電源が喪失し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、中央制御室損傷による運転コンソール等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

実際には、地震による損傷程度により、発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

### <小規模な損傷の場合>

地震による原子炉補助建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却機能喪失として炉心損傷防止対策が可能な範囲の事故となる可能性もあるが、一部フロアの損傷においても単独の機器若しくは複数の機器で原子炉補機冷却機能喪失や、監視機能・制御機能の喪失の組合せが発生することにより炉心損傷に至る。

### <大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定した場合には、非常用母線、直流電源等の非常用電源の全損傷により、代替電源の接続・供給ができない全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至る。この場合、代替電源が供給されない状況が継続して原子炉格納容器破損に至る。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも  $1.0 \times 10^{-15}$  / 炉年未満であり、全炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  / 炉年) に対して 0.1% 以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、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として新たに追加することは不要と判断した。

## 7. 複数の信号系損傷

運転コンソール等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次冷却系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。(添付資料-5)

#### <小規模な損傷の場合>

運転コンソールやケーブルトレイが損傷した場合、原子炉トリップに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

#### <大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系機能が喪失することで、2次冷却系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による複数の信号系の損傷程度を特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも $1.8 \times 10^{-7}$ /炉年であり、全炉心損傷頻度( $2.3 \times 10^{-4}$ /炉年)に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、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として新たに追加することは不要と判断した。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

#### 8. 複数の安全機能喪失

敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS 等、広範な緩和設備が喪失するため炉心損傷に至る事故シーケンスである。

実際には津波による緩和設備の損傷の規模により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

#### <小規模な機能喪失の場合>

浸水により信号系の盤やケーブルトレイの部分的な機能喪失を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、補助給水系等炉心損傷の防止に必要な緩和設備が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

なお、現実的には、原子炉建屋及び原子炉補助建屋の水密扉により、起因事象「敷地及び建屋内浸水」の発生を防止し、炉心損傷を防止することができる。

#### <大規模な機能喪失の場合>

大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS 等、広範な緩和設備が喪失するため、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難であることから、すべての緩和設備が喪失して炉心損傷に至ると考えら

れる。

このように損傷の程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、津波による損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた保守的な評価で  $2.9 \times 10^{-7}$  / 炉年であり、全炉心損傷頻度 ( $2.3 \times 10^{-4}$  / 炉年) に対して 0.1% 程度と、小さい寄与であることを確認している。

また、緩和設備の損傷の規模によっては、補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、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として新たに追加することは不要と判断した。

#### 追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

以上の6つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに、損傷程度の不確かさが大きく、様々な損傷の程度・組合せの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループと考えた場合、原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震 PRA 及び津波 PRA の結果からは、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている。一方、これらの各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時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量等の着眼点が考えられるものの、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、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。

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、炉心損傷や原子炉格納容器破損に直接的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深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

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炉心損傷頻度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。

<参考：解釈の関連記載>

1-1

(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、規則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、規則で想定する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。

第1表 地震，津波特有の事象として発生する事故シーケンス

事故シーケンス	事故シーケンス別 CDF ( / 炉年)			
	内部事象	地震	津波	合計
小破断 LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	6.1E-08	—	7.1E-08
主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	7.8E-08	—	6.9E-07
過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	—	—	5.4E-06
手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	—	—	1.3E-05
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	4.0E-08	—	1.7E-07
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	8.0E-09	—	1.2E-06
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.7E-09	—	1.8E-09
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.1E-07	—	—	1.1E-07
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	6.1E-08	—	6.1E-08
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	3.5E-06	1.3E-06	—	4.8E-06
原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA	2.0E-04	3.8E-08	—	2.0E-04
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	1.6E-10	—	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.1E-08	6.3E-10	—	1.2E-08
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	5.0E-13	—	7.9E-13
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	—	6.2E-12
中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	5.0E-09	—	1.4E-08
中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	3.1E-10	—	1.1E-08
小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	2.9E-09	—	3.0E-08
小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	1.2E-10	—	3.6E-08
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.7E-07	—	1.8E-07
大破断 LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	2.5E-07	—	2.5E-07
大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	9.1E-11	—	9.5E-09
中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	3.0E-13	—	2.5E-11
中破断 LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	3.9E-07	—	4.2E-07
小破断 LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	1.6E-07	—	1.5E-06
大破断 LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	5.2E-07	—	5.2E-07
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	9.4E-09	—	2.6E-08
中破断 LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	1.8E-08	—	7.1E-08
小破断 LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	1.0E-08	—	1.8E-07
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	—	—	2.8E-07
原子炉建屋損傷	—	1.6E-08	—	1.6E-08
原子炉格納容器損傷	—	2.4E-08	—	2.4E-08
原子炉補助建屋損傷	—	ε	—	ε
複数の信号系損傷	—	1.8E-07	—	1.8E-07
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	1.5E-07	—	1.5E-07
複数の安全機能喪失	—	—	2.9E-07	2.9E-07
合計	2.3E-04	3.3E-06	2.9E-07	2.3E-04

ハッチング：地震，津波特有の事象として発生する事故シーケンス

ε：1.0E-15 未満

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

## 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失の評価について

本評価においては、1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失に対して影響をもつ炉心支持柱や炉心支持板等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シナリオに対して影響が大きい下部炉心支持板についてフラジリティ評価の保守性を示す。

## 1. フラジリティ評価

## a. 評価対象機器/評価部位

図 1 に炉心支持構造物全体概要図を示す。下部炉心支持板は炉心その下端に溶接により取り付けられ、下部炉心板、下部炉心支持柱を介して燃料集合体の重量を支える構造物である。

## b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

## c. 決定論的耐震評価における保守性

下部炉心支持板の構造強度評価においては、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。また、下部炉心支持板の各穴の間の断面の最大応力に着目して評価を行っており、最大応力発生箇所の断面の応力が許容値に至ったとしても、他の断面の応力は許容値を下回る。このため、決定論的耐震評価にて発生応力が許容値に至ったとしても直ちに下部炉心支持板の炉心支持機能が失われることはないと考えられる。

## 2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる<sup>\*1</sup>。今回のフラジリティ評価においては、荷重を交番荷重ではなく、単調に負荷する保守的な決定論的評価に基づいて行っており、下部炉心支持板の支持機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、耐震評価は下部炉心支持板の各穴の間の断面の最大応力だけに着目した評価を実施している。そのため、下部炉心支持板の最大応力が発生する部位に地震によって変形が生じた場合でも、それ以外の健全な部位が多数存在しており下部炉心支持板の支持機能は維持するものと考えられるため、下部炉心支持板の損傷が炉心支持構造物の機能喪失に直結するわけではない。

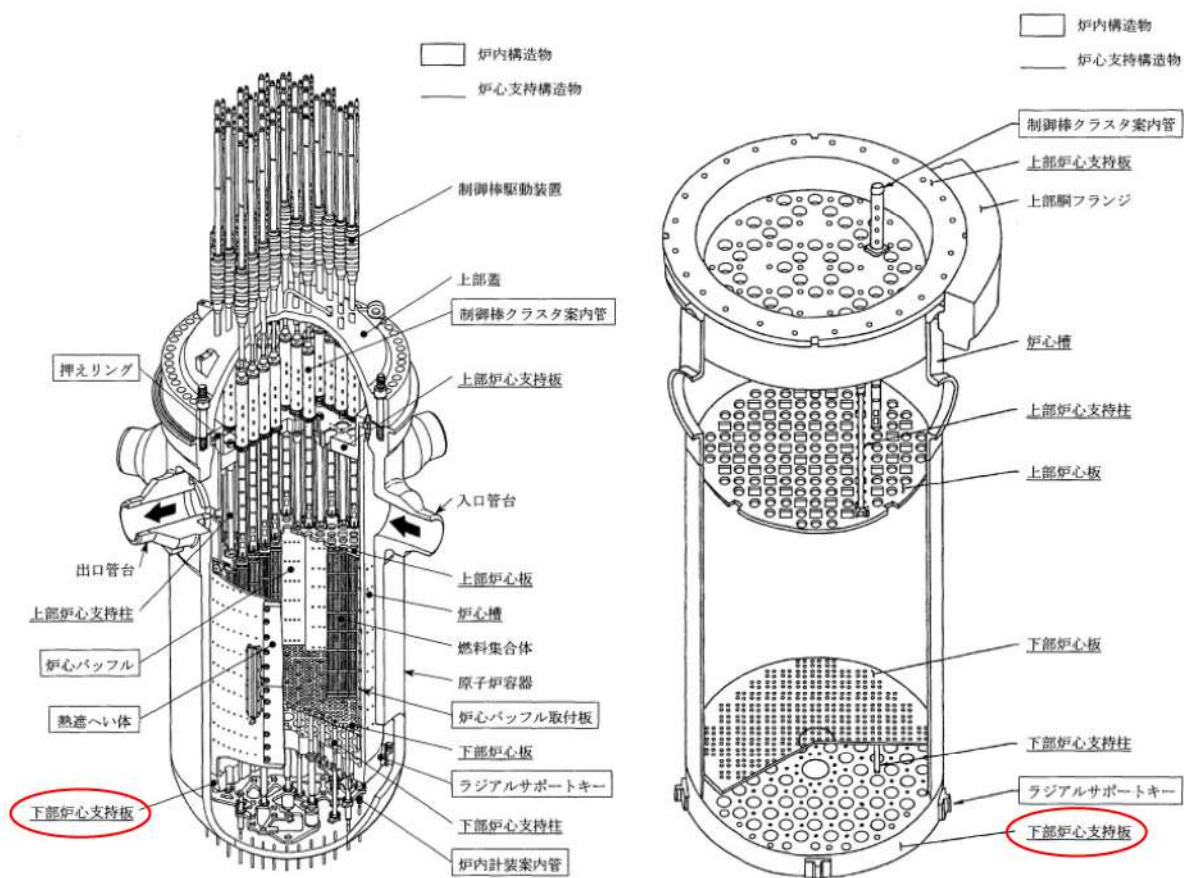
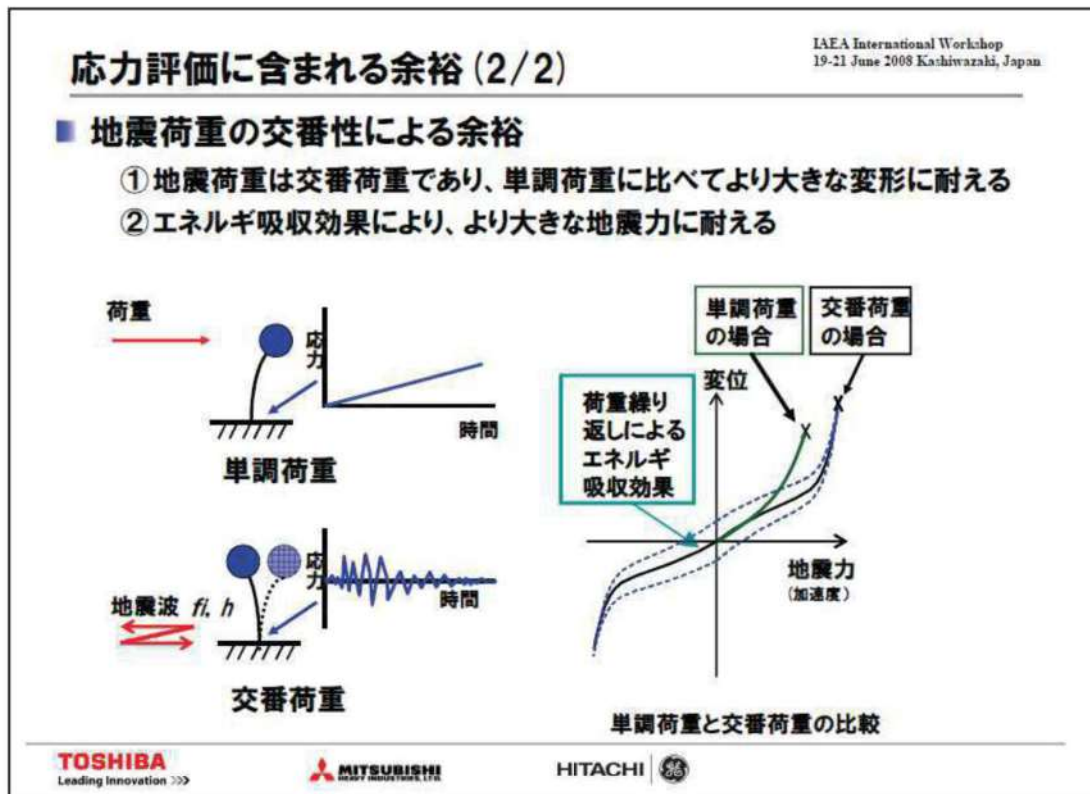


図1 炉心支持構造物全体概要図

※1 地震荷重を交番荷重ではなく静的に負荷して評価することは耐震設計上一定の余裕を有する。以下、参考文献参照。



(出典) 東芝電力システム社，三菱重工業，日立 GE ニュークリア・エナジー，  
「Seismic Design Approach in Japanese NPPs」，IAEA International  
Workshop 19-21, June 2008 Kashiwazaki, Japan

## 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) の評価について

本評価においては、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) に対して影響をもつ管台、原子炉容器支持構造物等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が大きいサポートシュについてフラジリティ評価の保守性を示す。

## 1. フラジリティ評価

## a. 評価対象機器/評価部位

図 2 に原子炉容器支持構造物全体概要図を示す。原子炉容器は、各管台部 (6 個) においてサポートシュを含む 6 個の鋼製支持構造物により支持されている構造物である。

各支持構造物は、原子炉容器鉛直方向 (下向き) 及び接線方向の移動を拘束し、原子炉容器の半径方向及び鉛直方向 (上向き) の熱膨張による変位に対しては、これを拘束しない構造となっている。

## b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

## c. 決定論的耐震評価における保守性

サポートシュの構造強度評価においては、地震荷重 (最大荷重) を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

## 2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重 (最大荷重) を交番荷重として評価することが考えられる。今回のフラジリティ評価においては、荷重を交番荷重ではなく、単調に負荷する保守的な決定論的耐震評価に基づいて行っており、サポートシュの支持機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、原子炉容器支持構造物は 6 個ある原子炉容器管台の下部に配置されており、それぞれにサポートシュが設置されている。そのため、1 個の原子炉容器支持構造物のサポートシュが地震によって変形を生じた場合でも、その他の原子炉容器支持構造物には健全なサポートシュが存在しており、原子炉容器に対する支持機能は維持されるものと考えられる。さらに、サポートシュに変形が生じた場合でも、鉛直方向の荷重に対する支持機能は残っており、サポートシュの損傷が原子炉容器の機能喪失に直結することはないと考えられる。

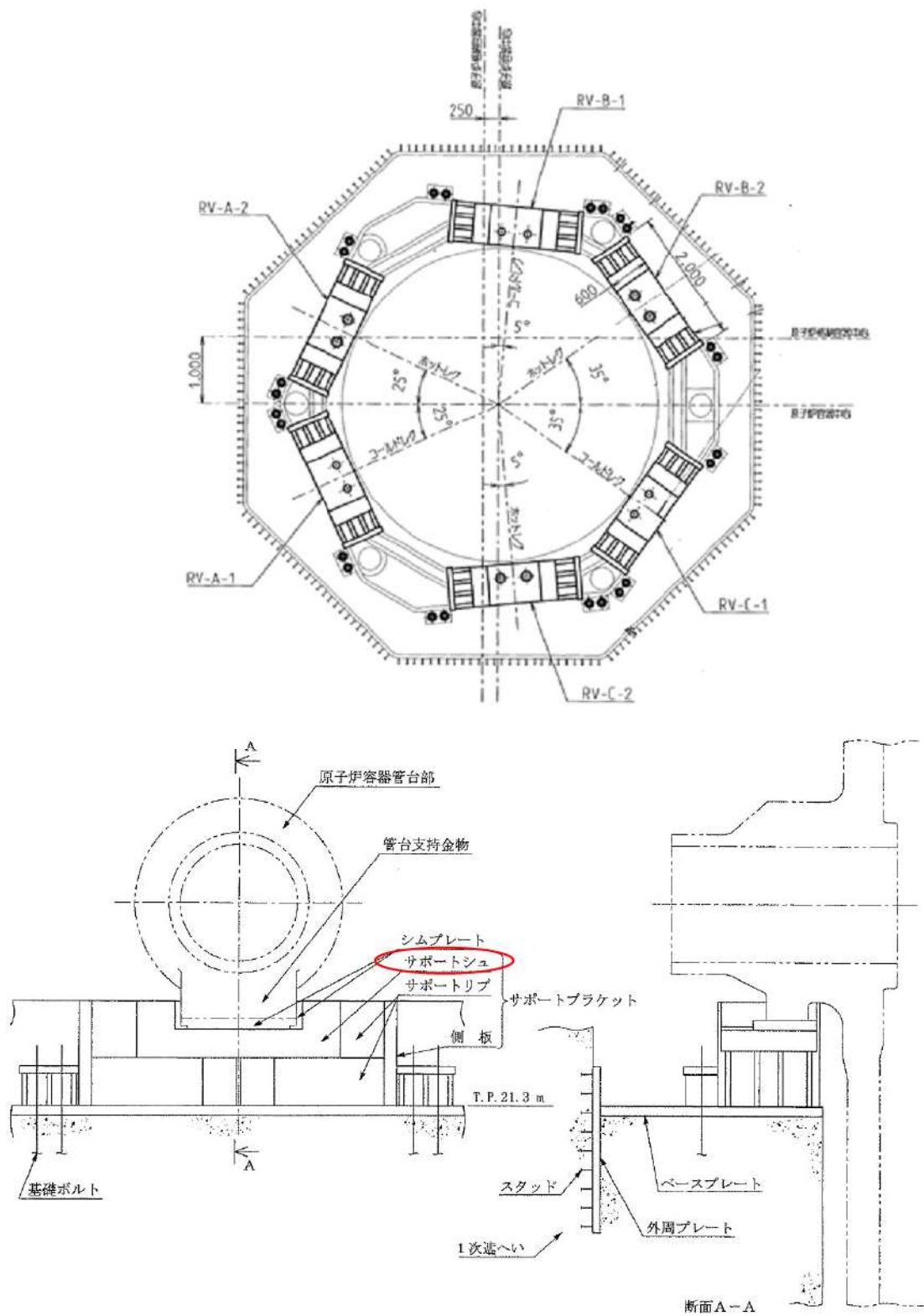


図 2 原子炉容器支持構造物全体概要図

## 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）の評価について

本評価においては、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）に対して影響をもつ伝熱管、湿分分離器支持環等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が大きい伝熱管についてフラジリティ評価の保守性を示す。

## 1. フラジリティ評価

## a. 評価対象機器／評価部位

図 3 に蒸気発生器内部構造物全体概要図を示す。伝熱管群を包む管群外筒は管群外筒支持金物に、湿分分離器は上部の湿分分離器支持環によりそれぞれ支持されている。また、伝熱管は最下部が管板に固定され、直管部が複数枚の管支持板により水平方向を支持されている構造物である。

## b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

## c. 決定論的耐震評価における保守性

伝熱管の構造強度評価においては、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

## 2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる。今回のフラジリティ評価においては、荷重を交番荷重ではなく、単調に負荷する保守的な決定論的耐震評価に基づいて行っており、伝熱管の構造強度が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、伝熱管の構造強度評価においては地震荷重に加えて内圧による荷重を考慮しているため、現状のフラジリティ評価においては、地震動の増大に伴って地震荷重及び内圧荷重の合計荷重が増大すると仮定した保守的な評価を行っていることから、内圧荷重を除いて地震荷重のみの増大を考慮して評価を行うことが考えられる。



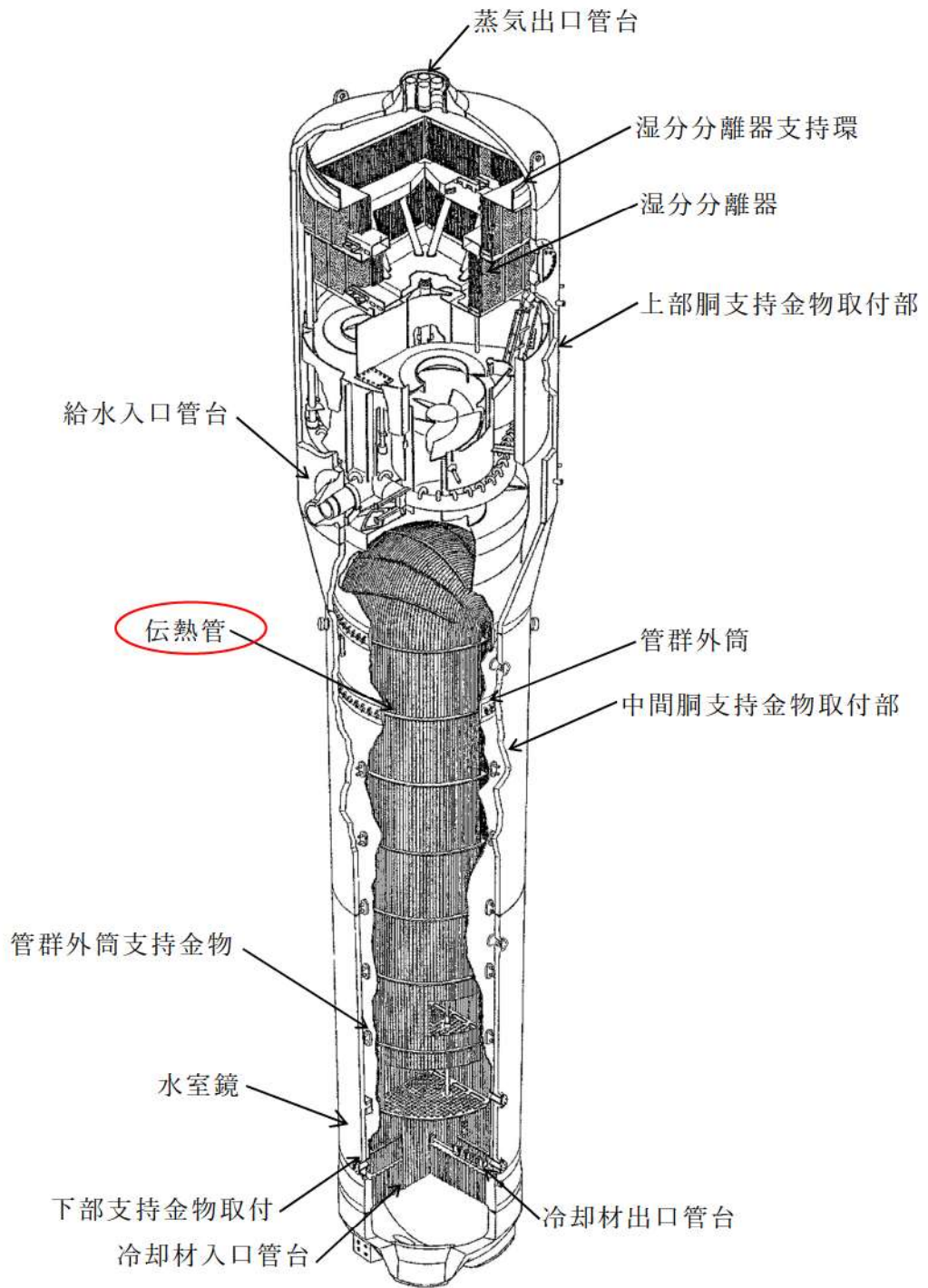


図3 蒸気発生器内部構造物全体概要図

## 原子炉格納容器損傷の評価について

本評価においては、原子炉格納容器損傷に対して影響をもつリングガーダ等の構造損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が大きいリングガーダ下端部についてフラジリティ評価の保守性を示す。

## 1. フラジリティ評価

## a. 評価対象機器/評価部位

図4に原子炉格納容器全体概要図を示す。リングガーダは、ポーラクレーンを支持するための上面に旋回レールを有したブラケットであり、原子炉格納容器円筒部の上部全周にわたって原子炉格納容器に溶接で固定して設置されている。リングガーダの詳細については図5に示す。

## b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

## c. 決定論的耐震評価における保守性

リングガーダ下端部の構造強度評価においては、地震荷重（最大荷重）を交番荷重ではなく、静的に負荷され続けている状態を想定して評価を行っており、保守的な評価となっている。

## 2. 現実的評価

現実的な損傷に対して現実的な評価を行う場合、地震荷重（最大荷重）を交番荷重として評価することが考えられる。今回のフラジリティ評価においては、荷重を交番荷重ではなく、単調に負荷する保守的な決定論的評価に基づいて行っており、リングガーダの支持機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

また、リングガーダは原子炉格納容器の内側全周にわたって溶接により設置しているものの、耐震評価は最大荷重が発生するリングガーダ定着部に着目して実施している。そのため、最大荷重が発生するリングガーダ定着部が地震によって損傷が生じた場合でも、それ以外の健全なリングガーダ定着部が存在しておりリングガーダの支持機能は維持するものと考えられる。

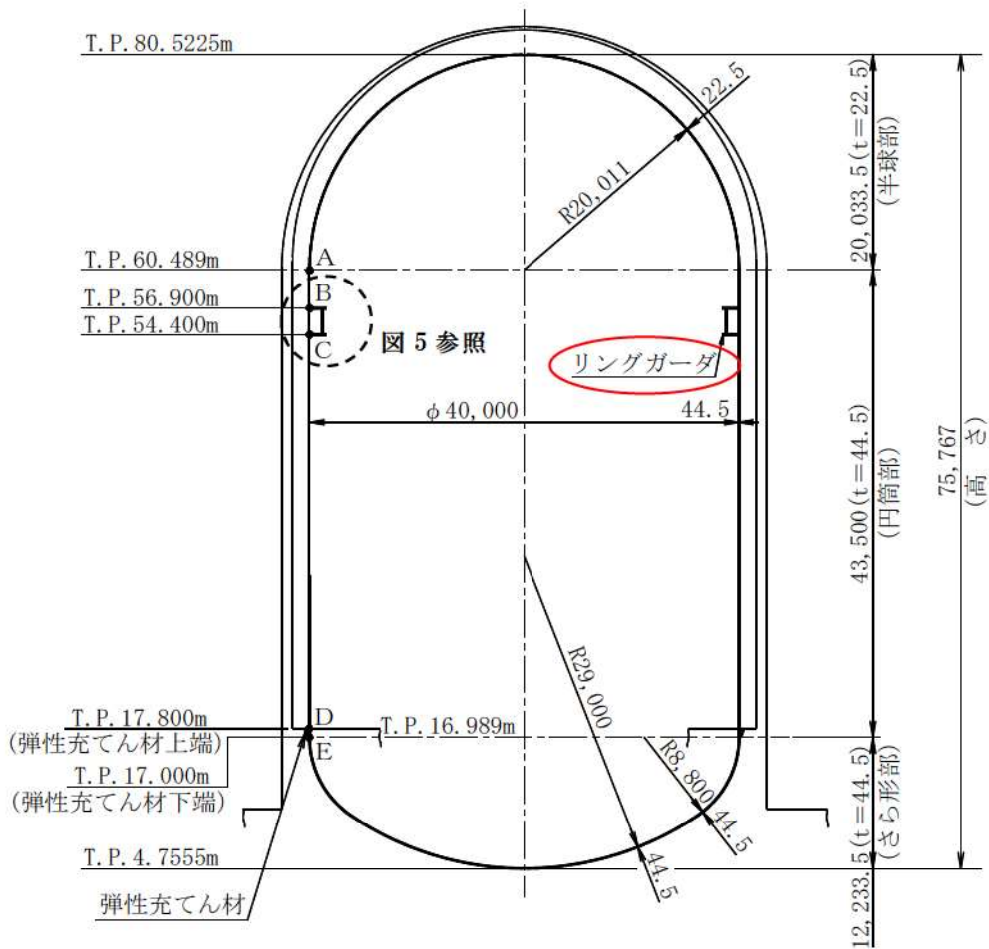


図4 原子炉格納容器全体概要図

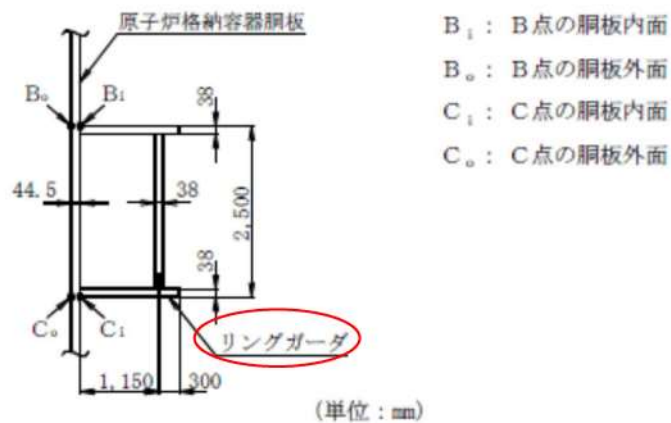


図5 リングガード取付部 (B点, C点) 詳細図

### 複数の信号系損傷の評価について

本評価においては、複数の信号系損傷に対して影響をもつ制御盤、計装ラック等の構造損傷評価及び機能損傷評価を実施している。このうち、本事故シーケンスに対して影響が大きい運転コンソールの機能損傷についてフラジリティ評価の保守性を示す。

#### 1. フラジリティ評価

##### a. 評価対象機器/評価部位

運転コンソールは、図 6 のように、A～K盤の 11 面列盤で構成されており、それぞれのユニットは建屋の床に埋め込まれた埋込金物に溶接にて固定される。また、各ユニットは相互にボルトで連結された構造物である。

##### b. 評価方法

決定論による耐震評価結果に基づき、耐力係数と応答係数を用いた安全係数法によりフラジリティを評価している。

##### c. 決定論的耐震評価における保守性

既往の試験で取得された機能維持確認済加速度は、盤の機能が健全な状況で試験を終了しており、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、機能損傷レベルに対して余裕がある。

#### 2. 現実的評価 (フラジリティ/シナリオ)

上記のように、今回の運転コンソールの評価に過用した機能維持確認済加速度値は、盤及び内蔵器具類が再使用困難な状態までを検証した結果でないことから、仮に地震動が機能確認済加速度値を超過した場合においても機能を喪失しないか、もしくは一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に機能回復の可能性があると考えられる。したがって、今回のフラジリティ評価においては、保守的な決定論的耐震評価に基づいて評価をしており、運転コンソールの機能が実際に失われる地震動の大きさは、現状の耐震評価から求まる地震動の大きさよりも大きいと考えられる。

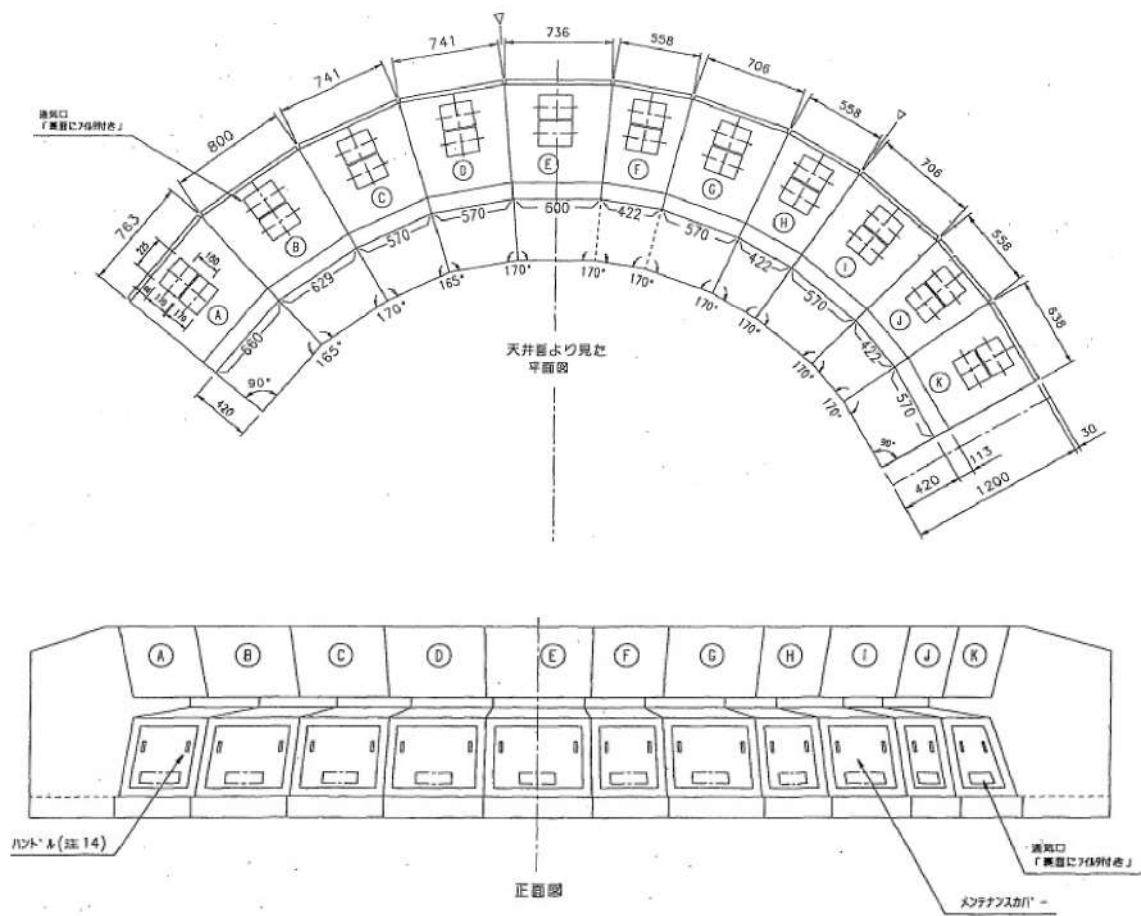


図 6 運転コンソールの概要図

## 地震 PRA，津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について

内部事象運転時レベル 1 PRA から抽出される事故シーケンスには，一部を除いてそれぞれ有効な炉心損傷防止対策等が講じられている。内部事象運転時レベル 1 PRA では，機器の故障等の発生確率をランダム要因によるものとして炉心損傷頻度等を評価しているが，外部事象 PRA では，外部事象によっても機器の故障等が発生するため，例えば同じ事故シーケンスあるいはカットセットであってもその発生頻度及び寄与率には違いが表れる。このため，地震レベル 1 PRA，津波レベル 1 PRA から抽出される事故シーケンスについても，支配的な事故シーケンスに対してカットセットを分析し，炉心損傷防止対策の有効性を整理した。

## 1. 地震レベル1 PRA

### (1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットの数が膨大となるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・事故シーケンスグループのうち、最も炉心損傷頻度の大きな事故シーケンスについて、上位3位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第1表に示す。

### (2) 主要なカットセットの確認結果

第1表に示したとおり、一部に炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開しても、整備された重大事故等対処設備により炉心損傷を防止できることを確認した。

なお、地震により重大事故等対処設備の機能が失われる可能性もあるが、その際は機能喪失を免れた設備等を用いて対応することとなる。

一方、事故シーケンスグループのうち、「原子炉停止機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」及び「ECCS 再循環機能喪失」に含まれる事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場合があることを確認した。また、「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」、「原子炉補助建屋損傷」、「複数の信号系損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」の炉心損傷直結事象についても、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、炉心損傷直結事象として整理しているものの、実際には損傷の程度に応じて使用可能な重大事故等対処設備等を用いて対応することにより、炉心損傷を防止できる可能性があることを確認した。

第1表 事故シナリオの分析（最小カットセットの抽出）結果（1/2）

事故シナリオグループ	主要な事故シナリオ <sup>※1</sup>	カットセットの分析結果		対策有効性
		主要なカットセット <sup>※2</sup>	炉心損傷頻度 (/炉年) 寄与割合 <sup>※3</sup> (%)	
2次冷却系からの除熱機能喪失 ( $2.5 \times 10^{-7}$ /炉年)	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 ( $7.8 \times 10^{-5}$ /炉年)	主給水流量喪失 + 主蒸気隔離弁 52SA, B (B, C) (A, C) 閉失敗 CCF	2.0E-08	○
		主給水流量喪失 + 補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	1.8E-08	○
		主給水流量喪失 + 補助給水ピット 閉塞	7.5E-09	○
全交流動力電源喪失 ( $1.3 \times 10^{-6}$ /炉年)	外部電源喪失 + 非常用内交流電源喪失 ( $1.3 \times 10^{-5}$ /炉年)	外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷	9.6E-08	○
		外部電源系の損傷 + 内燃機関 (ディーゼル機関) の損傷	9.6E-08	○
		外部電源系の損傷 + 始動用電磁弁の損傷	9.6E-08	○
原子炉補機冷却機能喪失 ( $3.8 \times 10^{-8}$ /炉年)	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA ( $3.8 \times 10^{-8}$ /炉年)	原子炉補機冷却ポンプの損傷	1.9E-08	○
		電動弁の損傷	1.6E-08	○
		サンプ冷却器の損傷	2.9E-09	○
原子炉格納容器の除熱機能喪失 ( $8.3 \times 10^{-9}$ /炉年)	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注 入失敗 ( $5.0 \times 10^{-9}$ /炉年)	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器スプレイポンプの損傷	4.7E-09	○
		一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 電動弁 013A, B 制御回路の作動失敗 CCF	3.2E-11	○
		一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器スプレイポンプ A (B) 試験による待機除外 + ディーゼル発電機室給気ファン A (B, C, D) 及び空気作動タンク 402A (B, C, D) 制御回路の作動失敗	1.8E-11	○
原子炉停止機能喪失 ( $1.7 \times 10^{-7}$ /炉年)	地震による AT + 制御棒挿入不能 ( $1.7 \times 10^{-7}$ /炉年)	燃料集合体の損傷	1.5E-07	— <sup>※4</sup>
		制御棒クラスタの損傷	2.3E-08	— <sup>※4</sup>
		原子炉容器 (サブポートシュ) の損傷	2.1E-07	—
ECCS 注水機能喪失 ( $1.3 \times 10^{-6}$ /炉年)	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ( $5.2 \times 10^{-7}$ /炉年)	制御棒駆動装置の損傷	1.8E-07	—
		1次冷却材ポンプの損傷	1.6E-07	—
		一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 安全補機室空調系防火タンクの損傷	8.4E-09	— <sup>※5</sup>
ECCS 再循環機能喪失 ( $3.7 \times 10^{-8}$ /炉年)	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 ( $1.8 \times 10^{-8}$ /炉年)	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 安全補機室冷却系ダクトの損傷	7.7E-09	— <sup>※5</sup>
		一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器再循環サンプスクリーンの損傷	8.9E-10	— <sup>※6</sup>
		2次系強制冷却 + 代替再循環	5.0	—

※1 主要な事故シナリオは、事故シナリオグループのうち、支配的な事故シナリオ

※2 地震 PRA では機器の損傷を完全相関として評価しているため、多重化された機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器もすべて損傷する。

※3 事故シナリオの炉心損傷頻度に対するカットセットの寄与割合を示す。

※4 地震発生と同時に最大の加速度をうけるものとして評価している地震レベル 1 PRA の設定上抽出されてものであるが、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度で「地震加速度大」による原子炉トリップ信号が発信され、燃料集合体又は制御棒が損傷する加速速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断したシナリオ

※5 室温上昇抑制の対策が長期間全く期待できないとしたものであり、室温上昇を抑制、緩和する現実的な復旧対応が有効と考えられる

※6 燃料取替用ピットへの補給による注水継続等により炉心損傷が防止できる可能性がある



第1表 事故シークエンスの分析（最小カットセットの抽出）結果（2/2）

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス <sup>※1</sup>	カットセットの分析結果		主な対策	対策 有効性
		主要なカットセット <sup>※2</sup>	炉心損傷頻度 （/炉年） 寄与割合 <sup>※3</sup> （%）		
原子炉建屋損傷 （ $1.6 \times 10^{-8}$ / 炉年）	原子炉建屋損傷 （ $1.6 \times 10^{-8}$ / 炉年）	原子炉建屋の損傷	1.6E-08 100	—	—
原子炉格納容器損傷 （ $2.4 \times 10^{-8}$ / 炉年）	原子炉格納容器損傷 （ $2.4 \times 10^{-8}$ / 炉年）	原子炉格納容器の損傷	2.4E-08 100	—	—
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	—	ε <sup>※7</sup>	—	—
複数の信号系損傷 （ $1.8 \times 10^{-7}$ / 炉年）	複数の信号系損傷 （ $1.8 \times 10^{-7}$ / 炉年）	運転コンソールの損傷	1.2E-07 64.7	—	—
		ケーブルトレイの損傷	4.8E-08 26.0		
		逆止弁の損傷	1.5E-08 8.1		
蒸気発生器伝熱管 破損（複数本破損） （ $1.5 \times 10^{-7}$ / 炉年）	蒸気発生器伝熱管 破損（複数本破損） （ $1.5 \times 10^{-8}$ / 炉年）	蒸気発生器内部構造物の損傷	1.5E-07 100	—	—

※1 主要な事故シークエンスは、事故シークエンスグループのうち、支配的な事故シークエンス  
 ※2 地震PRAでは機器の損傷を完全相関としていているため、多重化されたある機器が地震により損傷する場合、他の多重化された機器もすべて損傷する。  
 ※3 事故シークエンスの炉心損傷頻度に対するカットセットの寄与割合を示す。  
 ※7 1.0E-15未満である。

## 【主要なカットセットに対する検討】

### ○ 2次冷却系からの除熱機能喪失

いずれのカットセットにも、地震による機器の損傷の基事象は含まれていない。このため対策は、内部事象運転時レベル1 PRAの結果抽出されたカットセットの対策と同様となる。

### ○ 全交流動力電源喪失

いずれのカットセットにも、地震による交流電源設備の機能喪失又はそのサポート系となる空調系の機能喪失を含むカットセットが抽出されている。このカットセットに対しては、常設代替交流電源設備により電源を復旧し、2次系強制冷却及び代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

### ○ 原子炉補機冷却機能喪失

いずれのカットセットにも、地震による原子炉補機冷却系の機能喪失が含まれる。

このカットセットに対しては、2次系強制冷却及び代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

### ○ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

いずれのカットセットにも、地震あるいはランダム故障による格納容器スプレイ系の機能喪失が含まれる。この場合は格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱により炉心損傷防止が可能である。

### ○ 原子炉停止機能喪失

いずれのカットセットにも、地震による制御棒の機能喪失が含まれる。燃料集合体又は制御棒の損傷により原子炉トリップが必要な際に制御棒が挿入できない場合に、トリップ失敗を検知できないため、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）による原子炉未臨界に期待できず、炉心損傷に至る。

しかしながら、地震時の挙動を現実的に想定すると、基準地震動よりも十分小さな加速度で「地震加速度大」による原子炉トリップ信号が発信され、燃料集合体又は制御棒が損傷する加速度に至る前に制御棒の挿入が完了すると考えられることから、現実的には発生し難いと考え、炉心損傷防止対策の有効性を確認する対象に該当しないと判断した。

○ ECCS 注水機能喪失

地震による原子炉容器，制御棒駆動装置又は1次冷却材ポンプの損傷によるカットセットが抽出されている。ECCS 容量を超える LOCA であり，国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが，全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また，炉心損傷防止は困難であるが，例えば低圧注入，高圧注入，蓄圧注入，代替格納容器スプレイ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる可能性がある。

○ ECCS 再循環機能喪失

地震による安全補機室空調系防火ダンパ，安全補機室冷却系ダクト又は格納容器再循環サンプスクリーンの損傷によるカットセットが抽出されている。安全補機室の空調系又は格納容器再循環サンプスクリーンが機能喪失しているため，代替再循環による炉心注水に期待できず，炉心損傷に至る。

しかしながら，安全補機室空調系防火ダンパ及び安全補機室冷却系ダクトの損傷については，室温上昇抑制の対策が長期間全く期待できないとしたものであり，室温上昇を抑制，緩和する現実的な復旧対応が有効と考えられる。また，格納容器再循環サンプスクリーンの損傷については，燃料取替用水ピットへの補給による注水継続等により炉心損傷が防止できる可能性がある。

○ その他の炉心損傷直結事象

原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，複数の信号系損傷及び蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）については，別紙2のとおり，評価方法にかなりの保守性を有しており，また，地震動に応じた詳細な損傷規模や影響を評価することは困難なことから，現状，緩和不可能な事象として整理している。

2. 津波レベル1 PRA

津波レベル1 PRA においては，建屋内への大量浸水が発生し，緩和設備に期待できず，複数の安全機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の安全機能喪失」のみが抽出されるため，カットセットの分析を行わない。

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

### 3. 地震 PRA における重複シーケンスの考慮について

地震 PRA では、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」に従い、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

サポート系（電源系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系等）については、当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が機能喪失することで RCP シール LOCA が発生するように、従属的に発生する事象についても考慮している。

さらに異なる組合せや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組合せを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、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。

実際に複数の事象が重畳した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回の PRA では、対策を検討する対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて評価を実施しており、対策を考慮した評価は実施していない。また、建屋損傷のように損傷程度の不確かさが大きく、シナリオの想定が困難なケースは炉心損傷直結事象として整理している。

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について

レベル 1 PRA から抽出した事故シーケンスのうち、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスとして整理したものについては、「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」のうち、以下に示す記載に従い整理している。

＜参考：解釈の関連記載＞

- 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。
- 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。

また、「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」に整理した事故シーケンスについては、「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」において、以下のとおり要求されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

b. 主要解析条件

- (a) 評価事故シーケンスは PRA 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。）

今回の泊 3 号炉の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下の 6 つである。

1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
2. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
3. 大破断 LOCA+ 低圧注入失敗

4. 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
5. 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
6. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

これらの事故シーケンスについては、上記ガイドに従い、今回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機能に期待できることを以下のとおり確認している。

#### 1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

この事故シーケンスは TED の PDS に分類され、TED が代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つである。これらの破損モードにおいて厳しい条件<sup>\*1</sup>となる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスについて、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮した上で格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

※1：1次冷却系がより高圧となり、溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多いシーケンス。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。

#### 2. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

この事故シーケンスは、地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、2次冷却系からの除熱が開始されるものの、炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害され、2次冷却系からの除熱に失敗するシーケンスである。このシーケンスは、TED の PDS に分類されることに加え、フィードアンドブリードを考慮しない条件下においては、炉心損傷後の事故進展は「過渡事象+補助給水失敗」と同等である。TED が代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件となる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、本シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効であると考えられる。

3. 大破断 LOCA+低圧注入失敗
4. 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
5. 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗

これらの事故シーケンスは AEW, AEI, AED のいずれかの PDS に分類される。

##### (a) AEW に分類される場合

AEW の PDS が代表となる格納容器破損モードは、「原子炉容器外の溶融燃料-冷

却材相互作用」であり，この破損モードにおいて厳しい条件<sup>※2</sup>となる「大破断 LOCA+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」の事故シーケンスに対して，格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※2：AEWのうち，事故進展の早さの観点から，大破断 LOCAを選定し，また ECCS 再循環失敗よりも RV 破損までの事故進展の早い ECCS 注水失敗を考慮している。なお，有効性評価の実施に際しては，冷却水から蒸気が急激に生成するという観点で原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい事象が厳しくなるため，格納容器スプレイ再循環失敗（格納容器スプレイ注入成功）の条件を重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイの注入成功として評価条件を設定している。（6.においても同様）

(b) AEI に分類される場合

AEI の PDS が代表となる格納容器破損モードは，「水素燃焼」であり，この破損モードにおいて厳しい条件<sup>※3</sup>となる「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」の事故シーケンスに対して，格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※3：AEIのうち，事故進展の早さの観点から，大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗を選定している。

(c) AED に分類される場合

AED の PDS が代表となる格納容器破損モードは，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の2つであり，これらの破損モードにおいて厳しい条件<sup>※4</sup>となる「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」の事故シーケンスに対して，格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※4：AEDのうち，事故進展の早さの観点から，大破断 LOCAを選定している。

(a)，(b)及び(c)それぞれにおいて厳しい事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策の有効性を確認しており，これらの事故シーケンスの破断規模の大きさや機能喪失を想定する注入系を考慮すると，各事故シーケンス（3.～5.）と比較して同等かより厳しい条件であると考えられる。以上から，各事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

## 6. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

この事故シーケンスについても，AEW，AEI及びAEDのいずれかのPDSに分類され，代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」，「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の4つである。このシーケンスは，大破断 LOCA と比較すると以下の差異が考えられる。

- ・ 破断口が大きく、格納容器圧力上昇が大破断 LOCA と比べて早い。
- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。
- ・ 原子炉容器の水保持能力が損なわれる場合、溶融炉心が原子炉容器から落下するタイミングが早い。

上記のような違いがあるものの、原子炉容器破損時間の観点では、どちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短期間に流出する点では変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないと考えられる。さらに、原子炉格納容器圧力/温度の観点では、どちらの場合においても短期間に1次冷却材のエンタルピが原子炉格納容器内に放出される点では類似である。また、原子炉格納容器圧力の初期ピークは Excess LOCA の方が高くなるものの大破断 LOCA 解析の事象初期では原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]及び限界温度 200℃に対して十分な裕度があることを確認していることから、Excess LOCA によっても格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることは無い。以上から、原子炉容器破損時間に大きな差異はなく、また、原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]を超えないことから、Excess LOCA と大破断 LOCA は同様と判断し、事故シーケンスを代表として有効性評価を実施している。



「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への泊発電所 3 号炉 PRA の対応状況

泊発電所 3 号炉の対応状況	「PRA の説明における参照事項」の記載内容
<p>「別添 泊発電所 3 号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を（ ）で記載する。</p>	<p>（はじめに） 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下、「解釈」という。）第 3 章第 37 条に基づき、原子炉設置（変更）許可申請者が、確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）に関し、審査のための説明に際し、参照すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理によらない構成で説明することでもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的とする理由についての説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p>
<p>従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5 PRA の評価を実施してきており、これらの PRA 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、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試験値等の実績を有する地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を適用対象とし、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ナケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。（2. 事故シナケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施方法）</p> <p>なお、PRA 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。（事故シナケンスグループ及び重要事故シナケンス等の選定について 別紙 1 有効性評価の事故シナ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）</p>	<p>1. 新規制基準適合性の審査において提示すべき PRA の実施内容に係る資料について 新規制基準では、「解釈第 3 章第 37 条（重大事故等の拡大の防止等）「1-1（a）及び（b）」、「2-1（a）及び（b）」及び「4-1（a）及び（b）」における事故シナケンスグループ等の抽出において PRA を活用することが規定されており、その実施状況を確認する必要があるため、原子炉設置（変更）許可申請者においては、審査の過程において事故シナケンスグループ等の抽出における PRA の実施状況を説明する必要がある。本解釈における（b）には、「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。」とされており、外部事象に関しては、PRA の適用が可能なもの以外はそれに代わる方法について、評価条件や評価方法、評価のプロセスに関する説明（適切性の説明を含む）、評価の結果等評価結果を導くために必要と考えられる事項を整理し説明する必要がある。</p> <p>そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定される PRA の実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施した PRA の内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。</p>
<p>今回実施する PRA の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シナ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や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。（2. 事故シナケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施方法）</p>	<p>2. PRA の評価対象 今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基に PRA を実施するものであり、PRA の前提となつている設備状況等についてはまず整理する必要があること（例：下図の（B）までの設備について、既許可 ECCS の機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできないが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①PRAの中で考慮する設備をプラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。 (3.1.1.a. 対象プラント)</p> <p>②停止時 PRA で記載</p> <p>③停止時 PRA で記載</p>	<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>②停止時のプラント状態の推移（停止時 PRAのみ）</p> <p>③プラント状態分類（停止時 PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態の分類結果</li> </ul> <p>b. 起回事象</p> <p>①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起回事象リスト、説明及び発生頻度</li> </ul> <p>● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p> <p>● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p>
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.1.b. 起回事象 ① (1) 起回事象の選定)</li> <li>● PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例を基に選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化に当たっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。(3.1.1.b. 起回事象① (4) 起回事象の発生頻度評価、(3) 起回事象のグループ化)</li> <li>● 発生の可能性が極めて低いか、又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。(3.1.1.b. 起回事象① (2) 同定した起回事象の除外)</li> </ul>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷の定義をシナリオ（一般、CV内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。(3.1.1.c. 成功基準 ① (1) 炉心損傷判定条件)</li> <li>● 成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.c. 成功基準 ① (2) 起回事象ごとの成功基準)</li> <li>● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シナリオに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。 (3.1.1.c. 成功基準① (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</li> </ul>
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷の定義をシナリオ（一般、CV内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。(3.1.1.c. 成功基準 ① (1) 炉心損傷判定条件)</li> <li>● 成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.c. 成功基準 ① (2) 起回事象ごとの成功基準)</li> <li>● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シナリオに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。 (3.1.1.c. 成功基準① (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</li> </ul>	<p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷の定義</li> <li>● 起回事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>● 基準設定のために熱水力解析等を実施した場合を使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>● 成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われていることを確認した。</p> <p>(3.1.1.e. 成功基準① (4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性)</p>
<p>d. 事故シナリ</p> <p>① イベントツリー</p> <p>● イベントツリー図</p> <p>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</p> <p>● イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナリをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定</li> <li>・事故進展を整理し、最終状態を明確化</li> <li>・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化</li> </ul> <p>(3.1.1.d. 事故シナリ)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>● 評価対象システム一覧</p> <p>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット (FTを用いた場合)</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性② システム信頼性評価手法)</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ 1次冷却材ポンプシール LOCA 発生確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p>	<p>① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保修作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の種類、機器の境界、故障モードの分類等）</li> <li>● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等）</li> <li>● 機器故障率パラメータの不確かさ幅</li> </ul> <p>③機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率</p> <p>④待機除外確率</p> <p>⑤共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ</p>	<p>②機器故障率パラメータについては原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の種類、機器の境界、故障モードの分類を行った。 (3.1.1.f. 信頼性パラメータ ② 機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ③ 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率)</p> <p>④待機除外確率は試験又は保守作業による待機除外を考慮しており、ともに供用可能時間と供用不能時間から確率を算出した。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ④ 待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。 (3.1.1.f. 信頼性パラメータ ⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の種類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> <li>● 人的過誤評価用いた主要な仮定</li> </ul> <p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオの分析</li> </ul> <p>③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤確率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお、発電所の運用を人的過誤評価の主要な仮定に反映した。 (3.1.1.g. 人的過誤)</p> <p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum®PSA を用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。 (3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1 PRA では不要であるが、レベル1.5PRA を実施するために算出した。(レベル1.5PRA 資料に記載) (3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ② 炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象（停止時）</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> </ul> <p>②停止時のプラント状態の推移（停止時 PRAのみ）</p> <p>③プラント状態分類（停止時 PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント状態分類の考え方</li> <li>● プラント状態の分類結果</li> </ul>	<p>①PRAの中で考慮する設備をプラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ②停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位）、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起出事象、成功基準、余裕時間に関する類似性の観点から、評価対象期間を15のプラント状態分類（POS：Plant Operational State）に分類し、POS4,5,9,10,12を評価対象とした。(3.1.2.a. 対象プラント ③プラント状態分類)</p>
<p>b. 起出事象</p> <p>①評価対象とした起出事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起出事象リスト、説明及び発生頻度</li> </ul> <p>● 起出事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p> <p>● 対象外とした起出事象と、対象外とした理由</p>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.2.b. 起出事象 ①(1)起出事象の選定、(4)起出事象の発生頻度評価)</li> <li>● PRAで考慮する起出事象をPOSごとに同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー</li> <li>・マスターロジックダイヤグラムに基づく分析</li> <li>・既往のPRA等による、国内外における起出事象に関する評価事例の分析</li> </ul> </li> <li>● (3.1.2.b. 起出事象 ①(3)起出事象のグループ化、(4)起出事象の発生頻度評価)</li> <li>● 発生の可能性が極めて低いか又は発生を仮定してもその影響が限定される起出事象は評価対象外とした。(3.1.2.b. 起出事象 ①(2)同定した起出事象の除外)</li> </ul>
<p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷の定義</li> <li>● 起出事象ごとの成功基準の一覧表</li> <li>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> </ul>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心損傷を有効燃料長頂部が露出した状態、又は、ほう素希釈時に未臨界を維持できない状態（未臨界維持機能喪失時）として定義した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1)損傷判定条件)</li> <li>● 注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起出事象ごとに整理した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(2)起出事象ごとの成功基準)</li> <li>● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できると判断し、使命時間を24時間と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(3)対処</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p> <p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <p>● イベントツリー図</p> <p>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</p> <p>● イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>設備動作までの余裕時間及び使用時間)</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。(3.1.2.e. 成功基準 ①(4)熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p> <p>① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定</li> <li>・事故進展を整理し、最終状態を明確化</li> <li>・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化</li> </ul> <p>(3.1.2.d. 事故シーケンス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>● 評価対象システム一覧</p> <p>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合）</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。(3.1.2.e. システム信頼性 ①評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。(3.1.2.e. システム信頼性 ②システム信頼性評価手法)</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。(3.1.2.e. システム信頼性 ③システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。(3.1.2.e. システム信頼性 ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <p>● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等）</p> <p>● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等）</p> <p>● 機器故障率パラメータの不確かさ幅</p> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p>	<p>① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率パラメータ、共通要因故障パラメータ、試験又は保修作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ①非信頼度を構成する要素と評価式)</p> <p>② 機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ②機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③ 本評価では故障した機器の使命時間中の復帰は考慮していない。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>④待機除外確率</p> <p>⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>④定期事業者検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期事業者検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ④待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> <li>● 人的過誤評価に用いた主要な仮定</li> </ul>	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお、発電所の運用を人的過誤評価の主要な仮定に反映した。(3.1.2.g. 人的過誤)</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオの分析</li> </ul> <p>③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>①フォールトツリリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum® PSA を用いてイベントツリリー解析、フォールトツリリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。 (3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。フラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1 PRA では不要なため、評価を省略した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ②炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>① 内部事象運転時レベル1 PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により地震レベル1 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐震安全性の確認</li> <li>・二次的影響の確認</li> <li>・必要に応じた地震後のアクセス性の確認</li> </ul> <p>(3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器パイパス</li> <li>・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)</li> <li>・原子炉建屋損傷</li> <li>・原子炉格納容器損傷</li> <li>・原子炉補助建屋損傷</li> <li>・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>・複数の信号系損傷</li> <li>・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失</li> <li>・大破断 LOCA</li> <li>・中破断 LOCA</li> <li>・小破断 LOCA (極小 LOCA を含む)</li> <li>・2次冷却系の破断</li> <li>・主給水流量喪失</li> <li>・外部電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> <p>地震レベル1 PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・起因事象を引き起こす設備</li> <li>・起因事象を緩和する設備</li> </ul> <p>(3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分枝)</p>	<p>3.2 外部事象（地震）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震 PRA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</li> <li>● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</li> </ul> <p>②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>● 機器リストの作成結果</li> </ul>



泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容	
<p>b. 地震ハザード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①地震ハザード評価の方法</li> <li>●新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明</li> <li>②地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</li> <li>●震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確実さ要因の分析結果の説明</li> <li>●不確実さ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>●地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明</li> </ul>	<p>①日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（以下、「日本原子力学会（2015）」という。）の方法に基づき評価した。（3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ①確率論的地震ハザード評価の方法）</p> <p>②特定震源モデルについては、敷地から100km程度以内にある地質調査結果に基づき活断層並びに「[新編]日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層を対象とした。領域震源モデルについては、萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分に基づき、最大地震規模は、各領域で発生した地震のうち活断層と関連づけることが困難な地震の最大地震規模に基づいて設定した。</p> <p>地震動伝播モデルとしては、Noda et al.（2002）による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録補正の有無を考慮した。</p> <p>ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて、確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす認識論的不確かさを選定した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、日本原子力学会（2015）を踏まえ設定した。（3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定）</p> <p>③上記により平均ハザード曲線及びフラクタイル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルを比較した。</p> <p>フラジリティ評価用地震動は、年超過確率<math>10^{-4}</math>の一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性はNoda et al.（2002）に基づき地震規模<math>M=8.2</math>、等価震源距離<math>X_{eq}=107\text{km}</math>として設定した。（3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ③確率論的地震ハザード評価結果）</p>	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) 評価対象と損傷モードの設定</li> <li>(2) 評価方法の選択</li> <li>(3) 評価上の不確実さ、応答係数等の設定</li> <li>(4) 現実的耐力の評価</li> <li>(5) 現実的応答の評価</li> <li>(6) フラジリティの評価</li> </ol>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象と損傷モードの設定</li> <li>②フラジリティの評価方法の選択</li> <li>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応答係数等）</li> <li>④フラジリティ評価における耐力情報</li> <li>●評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>●評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>●機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> </ul>		

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑥建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>建屋フラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。</p> <p>建屋の評価は日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震 PSA学会標準」という。）に準拠した手法とし、確率論的応答解析を実施した。</p> <p>また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造強度に関する評価では、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。（3.2.1.e. 建屋・機器フラジリティ）</p>
<p>d. 事故シナケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果</li> <li>● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> <li>● 地震固有の事象とその取扱い</li> </ul> <p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明</li> </ul>	<p>(1)</p> <p>①3.2.1.a.②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起因事象を対象とした。グループ化した起因事象及び対象外とした起因事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器バイパス</li> <li>● 大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)</li> <li>● 原子炉建屋損傷</li> <li>● 原子炉格納容器損傷</li> <li>● 原子炉補助建屋損傷</li> <li>● 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>● 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>● 複数の信号系損傷</li> <li>● 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失</li> <li>● 大破断 LOCA, 中破断 LOCA, 小破断 LOCA</li> <li>● 2次冷却系の破断</li> <li>● 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>● 外部電源喪失</li> <li>● 主給水流量喪失</li> <li>● ATWS</li> </ul> <p>②階層イベントツリーのヘディングは、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとした。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シナケンス①起因事象)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①成功基準の一覧</li> <li>● 起因事象ごとの成功基準</li> <li>● 炉心損傷の定義</li> <li>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</li> <li>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合を使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul> <p>(3) 事故シナケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①イベントツリー</li> <li>● イベントツリー図</li> <li>● ヘディング、事故進展及び最終状態</li> <li>● イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul> <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象としたシステムとその説明</li> <li>● 評価対象システム一覧</li> <li>● システム図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</li> <li>● B及びCクラス機器の取扱い</li> <li>②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</li> <li>③システム信頼性評価結果</li> <li>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</li> <li>● 主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合）</li> <li>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ul>	<p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①炉心損傷の定義、炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象運転時レベル1 PRA と相違がない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段のない起因事象については成功基準を設定していない。使命時間については内部事象運転時レベル1 PRA と同様に 24 時間とし、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(3.2.1.d. 事故シナケンス②成功基準)</li> </ul> <p>(3) ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関するシステム及び運転員操作と事故進展に影響する重要な設備状態を選定し、以下のイベントツリーを作成した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、最終状態を事故シナケンスグループとして分類した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起因事象階層イベントツリー</li> <li>・ 過渡分類イベントツリー</li> <li>・ フロントラインイベントツリー</li> </ul> <p>(3.2.1.d. 事故シナケンス③事故シナケンス)</p> <p>(4) ①3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起因事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル1 PRA と同じである。また、安全補機に関わる空調系及び空調用冷水系を除き耐震重要度B及びCクラスの設備には期待していない。</p> <p>②同様の系統及び機器については、系統間又は機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象運転時レベル1 PRA におけるシステム信頼性評価の結果及び地震の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FT に対しては算出していないが、事故シナケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p> <p>④地震 PRA では損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、原子炉注水及び RCP サーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失の RCP シール LOCA ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。</p>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>(5) 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</li> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価に用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</li> <li>②炉心損傷頻度結果                     <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析</li> </ul> </li> <li>③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</li> </ul>	<p>(3.2.1.d. 事故シナリオ④システム信頼性)</p> <p>(5)</p> <p>①起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転レベル1 PRA の検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生起因が地震であっても変わることではないため、内部事象運転レベル1 PRA で対象とする人的過誤を考慮した。ただし、現場操作については、実施が困難である可能性があるため期待していない。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シナリオ⑤人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①フォールトツリ結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。なお、評価地震動範囲は0.2G～1.5Gとした。</p> <p>②上述した手順でモデルを定量化し、全炉心損傷頻度並びに起因事象別、加速度区分別及び事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度を算出し、主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。</p> <p>③地震ハザード、フラジリティやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確かさ解析を行った。重要度解析では、PV 重要度による評価を行った。また、感度解析は、機器間の相関性に係る評価上の仮定、及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに因って実施した。(3.2.1.d. 事故シナリオ⑥炉心損傷頻度)</p>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>3. 2 外部事象（津波）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <p>● 津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</p> <p>● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <p>● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</p> <p>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</p> <p>● 建物・機器リストの作成結果</p>	<p>①内部事象運転時レベル1 PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により津波 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 津波影響</li> <li>・ 間接的被害の可能性</li> <li>・ 津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）</li> </ul> <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ 敷地及び建屋内浸水</li> </ul> <p>また、津波PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起因事象を引き起こす設備</li> <li>・ 津波防護施設/浸水防止設備</li> <li>・ 起因事象を緩和する設備</li> </ul> <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>
<p>b. 津波ハザード</p> <p>①津波ハザード評価の方法</p> <p>● 新規制基準（津波）にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明</p>	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた基準津波ハザード評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」、社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率的津波ハザード解析の方法（2011）」、2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて実施した。(3.2.2.b. 確率的津波ハザード ①評価方針)</p>

追而【津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>②津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> </ul> <p>③津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明</li> </ul> <p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象と損傷モードの設定</li> <li>②フラジリティの評価方法の選択</li> <li>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</li> <li>④フラジリティ評価における耐力情報</li> <li>● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> <li>⑤フラジリティ評価における応答情報</li> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】</li> <li>⑥建屋・機器のフラジリティ評価結果</li> </ul>	<p>追而</p> <p>【津波ハザード評価結果を反映】</p> <p>①～⑥</p> <p>3.2.2.a.②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、フラジリティは以下のように評価された。フラジリティ曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主変圧器             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失</li> </ul> </li> <li>・原子炉補機冷却海水ポンプ             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失</li> </ul> </li> <li>・起因事象を緩和する設備（建屋内）             <ul style="list-style-type: none"> <li>⇒建屋内浸水により機能喪失</li> </ul> </li> </ul> <p>(3.2.2.e. 建屋・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの決定, ②フラジリティの検討結果について)</p> <p>追而【津波PRAの最終評価結果を反映】</p>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>d. 事故シナケクス</p> <p>(1) 起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</li> <li>●津波により誘発される起因事象の選定方法とその結果</li> <li>●グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</li> <li>●対象外とした起因事象と、対象外とした理由</li> <li>●津波固有の事象とその取扱い</li> </ul> <p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明</li> </ul> <p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①成功基準の一覧</li> <li>●起因事象ごとの成功基準</li> <li>●炉心損傷の定義</li> <li>●対処設備作動までの余裕時間及び使用時間</li> <li>●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合を使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</li> </ul> <p>(3) 事故シナケクス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①イベントツリー</li> <li>●イベントツリー図</li> <li>●ヘディング、事故進展及び最終状態</li> <li>●イベントツリー作成上の主要な仮定</li> </ul> <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象としたシステムとその説明</li> <li>●評価対象システム一覧</li> <li>●系統図、必要とするサポート系、試験、シナケクス信頼性評価上の主要な仮定</li> <li>●B及びCクラス機器の取扱い</li> </ul> <p>②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</li> <li>●主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合）</li> <li>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</li> </ul>	<p>(1)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①津波による事故シナリオ及び津波フラジリティ検討結果に基づき、津波高さごとに発生する起因事象及び津波シナリオを以下のとおり明確化した。             <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波分類A（津波高さ T.P.16.5m～）</li> <li>津波高さ T.P.16.5m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。</li> </ul> </li> <li>②本評価では「敷地及び建屋内浸水」のみを起因事象と想定したため、起因事象階層化は必要ない。             <ul style="list-style-type: none"> <li>(3.2.2.d. 事故シナケクス ①起因事象, ②起因事象発生頻度)</li> </ul> </li> </ul> <p>(2)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①本評価で考慮している設備の範囲（設計基準事故対処施設（操作も含む）は考慮するが、AM 策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に關する成功基準は設定していない。(3.2.2.d. 事故シナケクス ③成功基準)</li> </ul> <p>(3)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①本評価では、津波高さ T.P.16.5m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。(3.2.2.d. 事故シナケクス ④事故シナケクス)</li> </ul> <p>(4)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①, ②, ③, ④</li> </ul> <p>本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。(3.2.2.d. 事故シナケクス ⑤システム信頼性)</p>

追而【津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>(5) 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</li> <li>● 人的過誤の評価に用いた手法</li> <li>● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</li> <li>● 人的過誤評価に用いた主要な仮定</li> <li>● 人的過誤評価結果</li> </ul> <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</li> <li>②炉心損傷頻度結果</li> <li>● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析</li> <li>● 津波高さと炉心損傷頻度の関係とその分析</li> <li>③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</li> </ul>	<p>(5)</p> <p>①津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。(3.2.2.d. 事故シナリオ ⑥ 人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①イベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>②炉心損傷頻度を <math>2.9 \times 10^{-7}</math> (／炉年) と評価した。防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内への津波の流入により、大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の安全機能喪失」が100%となる。</p> <p>③本津波 PRA では、建屋内浸水が発生する津波高さ以上 (T.P.16.5m～) では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。</p> <p>本評価では、津波高さ T.P.16.5m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確かさ幅は T.P.16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確かさ幅と等しくなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; text-align: center; margin: 10px 0;"> <p>追而【津波ハザード確定後の感度解析結果を反映】</p> </div> <p>(3.2.2.d. 事故シナリオ ⑦ 炉心損傷頻度)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px; text-align: center; margin: 10px 0;"> <p>追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>



「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びびデブリの移動経路などを整理した。(4.1.1.a. プラントの構成・特性)</p>	<p>4. レベル1.5PRA                      4.1 内部事象                      a. プラントの構成、特性                      ①対象プラントに関する説明                      機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びびデブリの移動経路など</p>
<p>①内部事象運転時レベル1 PRA で得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナケケンスを事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、一覧表で示した。なお、レベル1.5PRA では炉心損傷時の格納容器内事故進展を把握する必要があるため、レベル1 PRA のイベントツリーの炉心損傷シナケケンスを一部細分化した。(4.1.1.b. ①プラント損傷頻度の一覧)</p> <p>②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。(4.1.1.b. ②プラント損傷状態ごとの発生頻度)</p>	<p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度                      ①プラント損傷状態の一覧                      ● プラント損傷状態の考え方                      ● プラント損傷状態の一覧                      ● レベル1の事故シナケケンスに対するプラント損傷状態の分類結果                      ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合）                      ②プラント損傷状態ごとの発生頻度                      プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>
<p>①事故進展図により、事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し、その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。(4.1.1.c. 格納容器破損モード)</p>	<p>c. 格納容器破損モード                      ①格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明                      ● 格納容器破損モード分類の考え方                      ● 格納容器破損モードの一覧                      ● 各破損モードに関する説明</p>
<p>①PDS ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、格納容器イベントツリーを構築した。(4.1.1.d. ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス)</p> <p>②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘデイングに対して、事象進展順等のヘデイング間の相関を考慮してヘデイング順序を決定することにより、格納容器イベントツリーを構築すると共に、格納容器イベントツリー最終状態に、健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。(4.1.1.d. ②格納容器イベントツリー)</p>	<p>d. 事故シナケケンス                      ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス                      ● 格納容器イベントツリー構築の考え方                      ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明</p> <p>②格納容器イベントツリー                      ● 格納容器イベントツリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不動作、運転員操作（レベル1との整合性を含む）、ヘデイング間の従属性                      ● 格納容器イベントツリーの健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け結果</p>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>e. 事故進展解析</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</li> <li>● 事故シナリオ選定の考え方</li> <li>● 事故進展解析の解析条件</li> <li>● 解析対象とした事故シナリオ一覧</li> <li>● 対象事故シナリオの説明</li> <li>● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由</li> </ul> <p>②事故シナリオの解析結果</p>	<p>①CDFが大きく、そのPDSを代表し、かつ安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に速いシナリオを考慮して解析対象を選定を行った。事故進展解析の解析条件、解析対象とした事故シナリオ一覧、対象事故シナリオの説明について整理した。(4.1.1.e. 事故進展解析)</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻やシビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷の評価結果を整理した。 (4.1.1.e. ②事故シナリオの解析結果)</p>
<p>f. 格納容器破損頻度</p> <p>①格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>②格納容器イベントツリーの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 分岐確率の算出方法</li> <li>● 格納容器イベントツリーへデバッグの分岐確率</li> </ul> <p>③格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> <li>● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> </ul>	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率を入力し、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。計算コードにはCVETを用いた。 (4.1.1.f. ①格納容器破損頻度の評価方法)</p> <p>②格納容器イベントツリーの各へデバッグに対して、NIREG/CR-4700の手法を参考に、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断から定量的な分岐確率を算出した。(4.1.1.f. ②格納容器イベントツリーへデバッグの分岐確率)</p> <p>③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、起因事象別格納容器破損頻度、プラント損傷状態別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シナリオの分析を実施した。(4.1.1.f. ③格納容器破損頻度の評価結果)</p>
<p>g. 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>①不確実さ解析結果</p> <p>②感度解析結果</p>	<p>①不確実さ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確実さ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。(4.1.1.g. ①不確実さ解析)</p> <p>②溶融物分散放出の分岐確率に関する感度解析を実施することにより、格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無いことを確認した。 (4.1.1.g. ②感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容	
<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震 PSA 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的な PRA 手法が確立されていない。</li> <li>原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>4. 2 外部事象（地震）</p> <p>a. プラントの構成、特性</p> <p>①対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など</li> <li>● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</li> </ul> <p>②地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器損傷及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</li> <li>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</li> <li>● 建物・機器リストの作成結果</li> </ul> <p>b. 地震ハザード</p> <p>①地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法</li> <li>②地震ハザード評価に当たったの主要な仮定</li> <li>● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明</li> <li>● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明</li> <li>③地震ハザード評価結果</li> <li>● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明</li> <li>● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明</li> </ul> <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布</li> <li>● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】</li> <li>● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】</li> <li>● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】</li> </ul> <p>⑥建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>同上</p>
		<p>同上</p>
		<p>同上</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への泊発電所 3 号炉 PRA の対応状況

泊発電所 3 号炉の対応状況	「PRA の説明における参照事項」の記載内容
<p>地震レベル 1.5PRA については、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震 PSA 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的な PRA 手法が確立されていない。</li> <li>・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル 1.5PRA の実施に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>「PRA の説明における参照事項」の記載内容</p> <p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● プラント損傷状態の考え方</li> <li>● プラント損傷状態の一覧</li> <li>● レベル 1 の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果</li> <li>● レベル 1 結果との関係（レベル 1 の最終状態と分類が異なる場合）</li> </ul> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>
<p>同上</p>	<p>e. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器破損モード分類の考え方</li> <li>● 格納容器破損モードの一覧</li> <li>● 各破損モードに関する説明</li> </ul>
<p>同上</p>	<p>f. 事故シナリオ</p> <p>① 格納容器イベントツトリー構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器イベントツトリー構築の考え方</li> <li>● 格納容器イベントツトリー構築のプロセスの説明</li> </ul> <p>② 格納容器イベントツトリー</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 格納容器イベントツトリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作用（レベル 1 との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性</li> <li>● 格納容器イベントツトリーの健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け</li> </ul>
<p>同上</p>	<p>g. 事故進展解析</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 事故シナリオ選定の考え方</li> <li>● 選定した事故シナリオと説明</li> <li>● 事故進展解析の解析条件</li> <li>● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由</li> </ul> <p>② 事故シナリオの解析結果</p>
<p>同上</p>	<p>h. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>② 格納容器イベントツトリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 分岐確率の算出方法</li> <li>● 使用した分岐確率</li> </ul> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> <li>● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> <li>● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析</li> </ul>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>i. 不確実さ解析及び感度解析                      ①不確実解析結果                      ②感度解析結果</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震 PSA 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的な PRA 手法が確立されていない。</li> <li>・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。</li> </ul> <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>5. その他</p> <p>a. 専門家判断</p> <p>①専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果</p> <p>②専門家判断の導出のプロセス</p> <p>b. ピアレビュー</p> <p>①ピアレビューチーム及びメンバー構成</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 海外の専門家も含めたメンバーであること</li> </ul> <p>②ピアレビューの手順</p> <p>③ピアレビューの結果</p> <p>④ピアレビュー結果のPRAへの反映状況</p> <p>c. 品質保証</p> <p>①PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● PRAの実施体制</li> <li>● 更新、記録管理体制</li> </ul>	<p>①評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。</p> <p>②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。</p> <p>①レビューアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●今回実施したレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国内でのPRA実施状況との比較に基づき助言を得ることとした。</li> </ul> <p>②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>③日本原子力学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。また、システム解析及び文書化に因って「良好事例」が挙げられた。</p> <p>④PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起因事象発生頻度の設定方法等に関する4件のコメントを受領しており、評価手法の見直し等を含めて今後の対応を検討していく。</p> <p>①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</li> <li>●文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</li> </ul>

泊発電所3号炉  
確率論的リスク評価（PRA）について

## 目 次

1. PRA実施の目的
2. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法
3. レベル1 PRA
  - 3.1 内部事象PRA
    - 3.1.1 出力運転時PRA
      - 3.1.1.a. 対象プラント
      - 3.1.1.b. 起回事象
      - 3.1.1.c. 成功基準
      - 3.1.1.d. 事故シーケンス
      - 3.1.1.e. システム信頼性
      - 3.1.1.f. 信頼性パラメータ
      - 3.1.1.g. 人的過誤
      - 3.1.1.h. 炉心損傷頻度
    - 3.1.2 停止時PRA
      - 3.1.2.a. 対象プラント
      - 3.1.2.b. 起回事象
      - 3.1.2.c. 成功基準
      - 3.1.2.d. 事故シーケンス
      - 3.1.2.e. システム信頼性
      - 3.1.2.f. 信頼性パラメータ



3. 1. 2. g. 人的過誤

3. 1. 2. h. 炉心損傷頻度

【今回提出】

3. 2 外部事象 PRA

3. 2. 1 地震PRA

3. 2. 1. a 対象プラントと事故シナリオ

3. 2. 1. b 確率論的地震ハザード

3. 2. 1. c 建屋・機器フラジリティ

3. 2. 1. d 事故シーケンス

3. 2. 2 津波PRA

3. 2. 2. a. 対象プラントと事故シナリオ

3. 2. 2. b. 確率論的津波ハザード

3. 2. 2. c. 建屋・機器のフラジリティ

3. 2. 2. d. 事故シーケンス

4. レベル1.5PRA

4. 1 内部事象PRA

4. 1. 1 出力運転時PRA

4. 1. 1. a. プラントの構成・特性

4. 1. 1. b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

4. 1. 1. c. 格納容器破損モード

4. 1. 1. d. 事故シーケンス

4. 1. 1. e. 事故進展解析

4. 1. 1. f. 格納容器破損頻度

4. 1. 1. g. 不確かさ解析及び感度解析

表

出力運転時 PRA

第 3.1.1. a-1 表	レベル 1PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 3.1.1. a-2 表	系統設備概要
第 3.1.1. b-1 表	既往の PRA で選定している起回事象
第 3.1.1. b-2 表	過渡事象等の起回事象の分類
第 3.1.1. b-3 表	起回事象の選定における検討結果
第 3.1.1. b-4 表	選定した起回事象一覧表
第 3.1.1. b-5 表	起回事象発生頻度 (2011 年 3 月 31 日迄)
第 3.1.1. b-6 表	1976 年 4 月以前における事象一覧
第 3.1.1. c-1 表	成功基準の一覧
第 3.1.1. c-2 表	炉心損傷防止に必要な条件 (成功基準) 設定のための解析について
第 3.1.1. e-1 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 3.1.1. e-2 表	サポート系同士の依存性
第 3.1.1. e-3 表	機器タイプ及び故障モード
第 3.1.1. e-4 表	システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット
第 3.1.1. e-5 表	代表的な FT の非信頼度
第 3.1.1. f-1 表	共通要因故障を考慮する機器と故障モード
第 3.1.1. f-2 表	共通要因故障パラメータ (抜粋)
第 3.1.1. g-1 表	人的過誤の評価結果
第 3.1.1. h-1 表	主要シーケンスの評価結果
第 3.1.1. h-2 表	起回事象別炉心損傷頻度
第 3.1.1. h-3 表	事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度
第 3.1.1. h-4 表	事故シーケンスグループ別の分析結果
第 3.1.1. h-5 表	事故シーケンスの分析結果
第 3.1.1. h-6 表	起回事象別重要度評価結果 (FV 重要度)
第 3.1.1. h-7 表	起回事象別重要度評価結果 (RAW)
第 3.1.1. h-8 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (FV 重要度上位)
第 3.1.1. h-9 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (RAW 上位)
第 3.1.1. h-10 表	全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF 不確実さ解析結果

停止時 PRA

第 3.1.2. a-1 表	停止時 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 3.1.2. a-2 表	系統設備概要
第 3.1.2. a-3 表	泊 3 号炉定期事業者検査の工程継続期間の比較
第 3.1.2. a-4 表	各プラント状態の分類
第 3.1.2. b-1 表	既往の停止時 PRA における起回事象との比較

第 3.1.2. b-2 表	プラント状態と起回事象の対応
第 3.1.2. b-3 表	起回事象発生頻度（平成 23 年 3 月 31 日迄）
第 3.1.2. b-4 表	POS 別起回事象発生頻度（/炉年）
第 3.1.2. e-1 表	フロントライン系とサポート系間の相互依存表
第 3.1.2. e-2 表	サポート系間の相互依存表
第 3.1.2. e-3 表	システム信頼性評価結果
第 3.1.2. f-1 表	共通要因故障を考慮する機器と故障モード
第 3.1.2. f-2 表	共通要因故障パラメータ（抜粋）
第 3.1.2. g-1 表	人的過誤の評価結果
第 3.1.2. h-1 表	炉心損傷シーケンスグループ
第 3.1.2. h-2 表	主要事故シーケンスとカットセット
第 3.1.2. h-3 表	POS 分類ごと・起回事象ごとの炉心損傷頻度
第 3.1.2. h-4 表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第 3.1.2. h-5 表	FV 重要度評価結果
第 3.1.2. h-6 表	RAW 評価結果
第 3.1.2. h-7 表	不確実さ解析結果
第 3.1.2. h-8 表	充てんポンプによる炉心注水に関する感度解析結果の比較

#### 地震 PRA

【今回提出】

第 3.2.1. a-1 表	地震レベル 1PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源
第 3.2.1. a-2 表	地震による事故シナリオのスクリーニング
第 3.2.1. a-3 表	地震により発生する起回事象の検討結果
第 3.2.1. a-4 表	建屋・機器選定のステップ
第 3.2.1. a-5 表	地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト
第 3.2.1. b-1 表	主要活断層の震源モデルの諸元
第 3.2.1. c-1-1 表	考慮する不確実さ要因の例
第 3.2.1. c-1-2 表	損傷限界点の現実的な値（地震 PSA 学会標準）
第 3.2.1. c-1-3 表	物性値（原子炉建屋）
第 3.2.1. c-1-4 表	物性値（原子炉補助建屋）
第 3.2.1. c-1-5 表	物性値（ディーゼル発電機建屋）
第 3.2.1. c-1-6 表	物性値（A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室）
第 3.2.1. c-1-7 表	物性値（B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室）
第 3.2.1. c-1-8 表	地盤物性値
第 3.2.1. c-1-9 表	現実的な物性値の評価方法
第 3.2.1. c-1-10 表	原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元
第 3.2.1. c-1-11 表	地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）
第 3.2.1. c-1-12 表	原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元
第 3.2.1. c-1-13 表	地盤ばね定数と減衰係数（原子炉補助建屋）

【今回提出】

第3.2.1.c-1-14表	ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-15表	地盤ばね定数と減衰係数（ディーゼル発電機建屋）
第3.2.1.c-1-16表	A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-17表	地盤ばね定数と減衰係数（A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-18表	B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元
第3.2.1.c-1-19表	地盤ばね定数と減衰係数（B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室）
第3.2.1.c-1-20表	現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係
第3.2.1.c-1-21表	2点推定法による解析ケース
第3.2.1.c-2-1表	現実的な物性値の評価方法
第3.2.1.c-3-1表	不確かさ要因整理表
第3.2.1.c-3-2表	建屋の応答係数
第3.2.1.c-3-3表	1次冷却材ポンプの耐震評価結果
第3.2.1.c-3-4表	1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-5表	余熱除去冷却器の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-6表	余熱除去冷却器 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-7表	内燃機関（ディーゼル発電機）の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-8表	内燃機関（ディーゼル発電機）安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-9表	パワーコントロールセンタの耐震評価結果
第3.2.1.c-3-10表	パワーコントロールセンタ 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.c-3-11表	一般代表弁の耐震評価結果
第3.2.1.c-3-12表	一般代表弁 安全係数評価結果の一覧
第3.2.1.d-1表	起因事象発生頻度
第3.2.1.d-2表	事故シーケンスグループ
第3.2.1.d-3表	評価対象システム一覧
第3.2.1.d-4表	起因事象発生前の人的過誤確率
第3.2.1.d-5表	起因事象発生後の人的過誤確率
第3.2.1.d-6表	起因事象別炉心損傷頻度
第3.2.1.d-7表	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3.2.1.d-8表	加速度区分別炉心損傷頻度
第3.2.1.d-9表	重要度解析結果（FV重要度，10位までの基事象）
第3.2.1.d-10表	不確かさ解析結果
第3.2.1.d-11表	相関仮定に係る感度解析結果

#### 津波 PRA

第3.2.2.a-1表 津波レベル1 PRA を実施するために収集した情報及びその主な

	情報源
第 3.2.2. a-2 表	プラントウォークダウン結果
第 3.2.2. a-3 表	津波による事故シナリオの分析
第 3.2.2. a-4 表	津波により発生する起因事象の検討結果
第 3.2.2. a-5 表	建屋・機器リスト
第 3.2.2. c-1 表	建屋・機器フラジリティ評価結果
第 3.2.2. d-1 表	津波高さによるシナリオ分類
第 3.2.2. d-2 表	事故シーケンスグループ
第 3.2.2. d-3 表	津波高さごとの炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-4 表	起因事象ごとの炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-5 表	事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度
第 3.2.2. d-6 表	評価対象とする津波高さにおける年超過確率

#### レベル 1.5PRA

第 4.1.1. a-1 表	原子炉格納容器の主要仕様
第 4.1.1. b-1 表	事故シーケンスの識別子
第 4.1.1. b-2 表	プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
第 4.1.1. b-3 表	炉心損傷に至る事故シーケンス
第 4.1.1. b-4 表	プラント損傷状態の分類結果
第 4.1.1. b-5 表	プラント損傷状態の発生頻度
第 4.1.1. c-1 表	原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出
第 4.1.1. c-2 表	プラント損傷状態と負荷の対応
第 4.1.1. c-3 表	格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準
第 4.1.1. c-4 表	格納容器破損モードの選定
第 4.1.1. d-1 表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第 4.1.1. d-2 表	ヘディングの選定及び定義
第 4.1.1. d-3 表	ヘディングの従属性
第 4.1.1. e-1 表	事故進展解析の対象とした事故シーケンス
第 4.1.1. e-2 表	基本解析条件
第 4.1.1. e-3 表	各事故シーケンスの事故進展解析条件
第 4.1.1. e-4 表	事故進展解析結果（主要事象発生時刻）
第 4.1.1. e-5 表	事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）
第 4.1.1. e-6 表	事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方
第 4.1.1. f-1 表	分岐確率のあてはめ方法
第 4.1.1. f-2 表	格納容器イベントツリー分岐確率の設定
第 4.1.1. f-3 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度
第 4.1.1. f-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度

- 第 4.1.1. f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1. g-1 表 格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1. g-2 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1. g-3 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1. g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1. g-5 表 格納容器破損モード別，格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較

図

出力運転時 PRA

- 第 3.1.1-1 図 内部事象レベル 1PRA 評価フロー図
- 第 3.1.1. a-1 図 1 次冷却設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-2 図 工学的安全施設の概要
- 第 3.1.1. a-3 図 原子炉保護設備系統図
- 第 3.1.1. a-4 図 化学体積制御設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-5 図 非常用炉心冷却設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-6 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-7 図 開閉所単線結線図
- 第 3.1.1. a-8 図 所内単線結線図
- 第 3.1.1. a-9 図 直流電源設備単線結線図
- 第 3.1.1. a-10 図 計測制御用電源設備単線結線図
- 第 3.1.1. a-11 図 工学的安全施設作動設備系統図
- 第 3.1.1. a-12 図 原子炉補機冷却水設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-13 図 原子炉補機冷却海水設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-14 図 補助建屋換気空調設備系統概要図（補助建屋空調装置）
- 第 3.1.1. a-15 図 制御用圧縮空気設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-16 図 1 次及び 2 次冷却設備系統概要図
- 第 3.1.1. a-17 図 原子炉格納容器構造概要図
- 第 3.1.1. a-18 図 アニュラス空気浄化設備系統概要図
- 第 3.1.1. b-1 図 国内 PWR プラントの運転実績に対するトリップ事象の発生割合
- 第 3.1.1. b-2 図 泊発電所 3 号炉 余熱除去系簡略図
- 第 3.1.1. b-3 図 インターフェイスシステム LOCA の想定
- 第 3.1.1. d-1 (a) 図 大破断 LOCA イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (b) 図 中破断 LOCA イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (c) 図 小破断 LOCA イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (d) 図 インターフェイスシステム LOCA イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (e) 図 主給水流量喪失イベントツリー

- 第 3.1.1. d-1 (f) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (g) 図 ATWS イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (h) 図 2次冷却系の破断イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (i) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (j) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (k) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.1. d-1 (l) 図 手動停止イベントツリー
- 第 3.1.1. e-1 図 故障モードのスクリーニング手順
- 第 3.1.1. e-2 図 システム信頼性の評価例 (余熱除去冷却器機能喪失)
- 第 3.1.1. f-1 図 共通要因故障同定のフロー
- 第 3.1.1. g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー
- 第 3.1.1. h-1 図 炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.1.1. h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (起因事象)
- 第 3.1.1. h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (FV 重要度上位基事象)
- 第 3.1.1. h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (RAW 上位基事象)
- 第 3.1.1. h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確かさ解析結果
- 第 3.1.1. h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果【RCP シール LOCA の発生確率変更】
- 第 3.1.1. h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

#### 停止時 PRA

- 第 3.1.2-1 図 停止時レベル 1PRA 評価フロー図
- 第 3.1.2. a-1 図 停止時の主要設備の概要
- 第 3.1.2. a-2 図 定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
- 第 3.1.2. a-3 図 POS の分類及び使用可能な緩和設備
- 第 3.1.2. a-4 図 ミッドループ運転概要図
- 第 3.1.2. b-1 図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム
- 第 3.1.2. d-1 (a) 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (c) 図 オーバードレンイベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (e) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 3.1.2. d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー
- 第 3.1.2. e-1 図 システム信頼性の評価例
- 第 3.1.2. f-1 図 共通要因故障同定のフロー

- 第 3.1.2. h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度
- 第 3.1.2. h-2 図 POS 別炉心損傷頻度
- 第 3.1.2. h-3 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 第 3.1.2. h-4 図 FV 重要度と RAW の相関 (FV 重要度上位基事象)
- 第 3.1.2. h-5 図 FV 重要度と RAW の相関 (RAW 上位基事象)
- 第 3.1.2. h-6(a) 図 不確実さ評価結果 (POS 4 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-6(b) 図 不確実さ評価結果 (POS 5 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-6(c) 図 不確実さ評価結果 (POS 9 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-6(d) 図 不確実さ評価結果 (POS10 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-6(e) 図 不確実さ評価結果 (POS12 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-6(f) 図 不確実さ評価結果 (POS14 の起因事象別)
- 第 3.1.2. h-7 図 不確実さ評価結果 (事故シーケンスグループ別)
- 第 3.1.2. h-8 図 充てんポンプによる炉心注水の有無に関する感度解析結果  
(炉心損傷頻度の比較)
- 第 3.1.2. h-9 図 充てんポンプによる炉心注水の有無に関する感度解析結果  
(事故シーケンスグループ別の寄与割合比較)

#### 地震 PRA

【今回提出】

- |                      |                                    |
|----------------------|------------------------------------|
| 第 3.2.1-1 図          | 地震 PRA 評価フロー                       |
| 第 3.2.1. a-1 図       | プラントウォークダウン調査機器の選定フロー              |
| 第 3.2.1. a-2 図       | プラントウォークダウンの評価結果の例                 |
| 第 3.2.1. a-3 図       | 起因事象の抽出フロー                         |
| 第 3.2.1. b-1 図       | 敷地周辺の活断層分布                         |
| 第 3.2.1. b-2 図 (1/2) | 萩原 (1991) による領域区分                  |
| 第 3.2.1. b-2 図 (2/2) | 垣見ほか (2003) による領域区分                |
| 第 3.2.1. b-3 図 (1/7) | ロジックツリー (特定震源その 1)                 |
| 第 3.2.1. b-3 図 (2/7) | ロジックツリー (特定震源その 2)                 |
| 第 3.2.1. b-3 図 (3/7) | ロジックツリー (特定震源その 3)                 |
| 第 3.2.1. b-3 図 (4/7) | ロジックツリー (特定震源その 4)                 |
| 第 3.2.1. b-3 図 (5/7) | ロジックツリー (特定震源その 5)                 |
| 第 3.2.1. b-3 図 (6/7) | ロジックツリー (領域震源)                     |
| 第 3.2.1. b-3 図 (7/7) | ロジックツリー (地震動評価)                    |
| 第 3.2.1. b-4 図 (1/2) | 平均ハザード曲線 (水平方向)                    |
| 第 3.2.1. b-4 図 (2/2) | 平均ハザード曲線 (鉛直方向)                    |
| 第 3.2.1. b-5 図 (1/5) | 震源ごとのハザード曲線 (特定震源)                 |
| 第 3.2.1. b-5 図 (2/5) | 震源ごとのハザード曲線 (萩原 (1991) に基づく領域震源)   |
| 第 3.2.1. b-5 図 (3/5) | 震源ごとのハザード曲線 (垣見ほか (2003) に基づく領域震源) |



第3.2.1.b-5 図 (4/5)	震源ごとのハザード曲線 (領域震源)
第3.2.1.b-5 図 (5/5)	震源ごとのハザード曲線 (全震源)
第3.2.1.b-6 図 (1/2)	フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向)
第3.2.1.b-6 図 (2/2)	フラクタイル地震ハザード曲線 (鉛直方向)
第3.2.1.b-7 図 (1/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)
第3.2.1.b-7 図 (2/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)
第3.2.1.b-7 図 (3/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)
第3.2.1.b-7 図 (4/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (鉛直方向)
第3.2.1.b-7 図 (5/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (水平方向)
第3.2.1.b-7 図 (6/6)	基準地震動 $S_s$ の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル (領域震源) との比較 (鉛直方向)
第3.2.1.b-8 図 (1/2)	周期ごとの平均ハザード曲線 (水平方向)
第3.2.1.b-8 図 (2/2)	周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)
第3.2.1.b-9 図	フラジリティ評価用地震動 (年超過確率 $10^{-4}$ 一様ハザードスペクトル適合模擬波)
第3.2.1.c-1-1 図 (1/3)	原子炉建屋の概要 (平面図) (T. P. 24. 8m)
第3.2.1.c-1-1 図 (2/3)	原子炉建屋の概要 (平面図) (A-A断面)
第3.2.1.c-1-1 図 (3/3)	原子炉建屋の概要 (断面図) (B-B断面)
第3.2.1.c-1-2 図 (1/3)	原子炉補助建屋の概要 (平面図) (T. P. 17. 8m)
第3.2.1.c-1-2 図 (2/3)	原子炉補助建屋の概要 (断面図) (A-A断面)
第3.2.1.c-1-2 図 (3/3)	原子炉補助建屋の概要 (断面図) (B-B断面)
第3.2.1.c-1-3 図 (1/3)	ディーゼル発電機建屋の概要 (平面図) (T. P. 10. 3m)
第3.2.1.c-1-3 図 (2/3)	ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (A-A断面)
第3.2.1.c-1-3 図 (3/3)	ディーゼル発電機建屋の概要 (断面図) (B-B断面)
第3.2.1.c-1-4 図 (1/3)	A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図) (T. P. 3. 1m)
第3.2.1.c-1-4 図 (2/3)	A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A断面)

第 3.2.1.c-1-4 図 (3/3)	A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面)
第 3.2.1.c-1-5 図 (1/3)	B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図) (T. P. 3. 0m)
第 3.2.1.c-1-5 図 (2/3)	B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A 断面)
第 3.2.1.c-1-5 図 (3/3)	B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B 断面)
第 3.2.1.c-1-6 図	解析モデル (原子炉建屋 水平方向)
第 3.2.1.c-1-7 図	解析モデル (原子炉補助建屋 水平方向)
第 3.2.1.c-1-8 図	解析モデル (ディーゼル発電機建屋 水平方向)
第 3.2.1.c-1-9 図	地震応答解析モデル (A 1, A 2 - 燃料油貯油槽タンク室 水平方向)
第 3.2.1.c-1-10 図	地震応答解析モデル (B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室 水平方向)
第 3.2.1.c-1-11 図	原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 6)
第 3.2.1.c-1-12 図	原子炉補助建屋のフラジリティ曲線 (EW 方向, 部材 9)
第 3.2.1.c-1-13 図	ディーゼル発電機建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 1)
第 3.2.1.c-2-1 図	原子炉補機冷却海水管ダクト平面図
第 3.2.1.c-2-2 図	原子炉補機冷却海水管ダクト断面図 (C-C 断面)
第 3.2.1.c-2-3 図	原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティ曲線
第 3.2.1.c-3-1 図	スペクトル形状係数の概念図
第 3.2.1.c-3-2 図	減衰係数の概念図
第 3.2.1.c-3-3 図	建屋のスペクトル形状係数の概念図
第 3.2.1.c-3-4 図	1 次冷却材ポンプのフラジリティ曲線
第 3.2.1.c-3-5 図	余熱除去冷却器のフラジリティ曲線
第 3.2.1.c-3-6 図	内燃機関のフラジリティ曲線
第 3.2.1.c-3-7 図	ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ曲線
第 3.2.1.c-3-8 図	一般代表弁のフラジリティ曲線
第 3.2.1.d-1 図	地震 PRA 起因事象階層イベントツリー
第 3.2.1.d-2 図	過渡分類イベントツリー
第 3.2.1.d-3 図	フロントラインイベントツリー
第 3.2.1.d-4 図	起因事象別炉心損傷頻度寄与割合
第 3.2.1.d-5 図	事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合
第 3.2.1.d-6 図	地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率
第 3.2.1.d-7 図	事故シーケンスグループ別の不確実さ解析結果
第 3.2.1.d-8 図	相関仮定に係る炉心損傷頻度比較

## 津波 PRA

- 第 3.2.2-1 図 津波 PRA 評価フロー
- 第 3.2.2. a-1 図 プラント設備配置の概略図
- 第 3.2.2. a-2 図 プラントウォークダウン対象機器の選定フロー
- 第 3.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン用チェックシート (例)
- 第 3.2.2. a-4 図 起回事象の選定フロー
- 第 3.2.2. b-1 図 確率論的津波ハザード評価における検討対象領域
- 第 3.2.2. b-2 図 津波発生モデルに関するロジックツリー
- 第 3.2.2. b-3 図 津波ハザード曲線 (算術平均, 信頼度別)
- 第 3.2.2. c-1 図 没水及び波力に対する機器の脆弱性曲線
- 第 3.2.2. d-1 図 津波 PRA イベントツリー
- 第 3.2.2. d-2 図 津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.2.2. d-3 図 事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第 3.2.2. d-4 図 不確かさ解析結果
- 第 3.2.2. d-5 図 引き波時のイベントツリー

## レベル 1.5PRA

- 第 4.1.1-1 図 内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー図
- 第 4.1.1. a-1 図 原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路
- 第 4.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー
- 第 4.1.1. b-2 図 プラント損傷状態の分類
- 第 4.1.1. c-1 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展
- 第 4.1.1. e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (AED)
- 第 4.1.1. e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED)
- 第 4.1.1. e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)
- 第 4.1.1. e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW)
- 第 4.1.1. e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)
- 第 4.1.1. e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEI)
- 第 4.1.1. e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (SED)
- 第 4.1.1. e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)
- 第 4.1.1. e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)
- 第 4.1.1. e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED)
- 第 4.1.1. e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)
- 第 4.1.1. e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI)
- 第 4.1.1. f-1 図 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較
- 第 4.1.1. f-2 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度
- 第 4.1.1. f-3 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1. f-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

- 第 4.1.1.f-5 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度
- 第 4.1.1.f-6 図 主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合
- 第 4.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 4.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

### 補足説明資料

#### 出力運転時 PRA

- 補足 3.1.1.a-1 泊 3 号炉の特徴の解析, 操作性への影響について
- 補足 3.1.1.a-2 国内製耐熱 RCP シールの PRA 上の取扱いについて
- 補足 3.1.1.a-3 デジタル安全保護回路の V & V 及び PRA における取扱いについて
- 補足 3.1.1.b-1 燃料集合体の落下について
- 補足 3.1.1.b-2 PRA における原子炉容器破損の取扱いについて
- 補足 3.1.1.b-3 泊 3 号炉の内部事象 PRA で「DC 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」がない理由について
- 補足 3.1.1.b-4 運転時 PRA において通常停止を起因事象として取り扱わない考え方について
- 補足 3.1.1.b-5 「起動操作」を起因事象に含めないことの方針について
- 補足 3.1.1.b-6 従属性を有する起因事象の抽出について
- 補足 3.1.1.b-7 「主蒸気隔離弁の閉止」を過渡事象に分類する考え方について
- 補足 3.1.1.b-8 起因事象の発生頻度における EF の設定の妥当性について
- 補足 3.1.1.b-9 起因事象発生頻度の評価の考え方について
- 補足 3.1.1.b-10 起因事象の発生頻度評価に用いるデータベースの適用性について
- 補足 3.1.1.b-11 WASH-1400 の考え方について
- 補足 3.1.1.b-12 起因事象外部電源喪失における炉型の違いに対する考え方について
- 補足 3.1.1.b-13 ATWS の起因事象発生頻度で用いた原子炉トリップ失敗確率評価について
- 補足 3.1.1.b-14 インターフェイスシステム LOCA の発生頻度の算出方法について
- 補足 3.1.1.c-1 対処設備作動までの余裕時間の考え方
- 補足 3.1.1.c-2 成功基準解析の解析条件設定の考え方について
- 補足 3.1.1.c-3 成功基準の設定時の解析例について
- 補足 3.1.1.d-1 イベントツリーの作成例について
- 補足 3.1.1.d-2 イベントツリーのヘディングに含まない主要な緩和設備について

- 補足 3.1.1.d-3 泊発電所 3 号炉 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー
- 補足 3.1.1.d-4 常用系と非常用系で共用しているサポート系において、常用系機能喪失と常用系隔離失敗（隔離弁故障等）が重畳する場合の取扱い
- 補足 3.1.1.e-1 システム信頼性解析例について
- 補足 3.1.1.e-2 内部事象レベル 1 PRA におけるサポート機能喪失の取扱いについて
- 補足 3.1.1.f-1 ディーゼル発電機の故障率について
- 補足 3.1.1.f-2 故障確率データがない機器について既存データを代用する場合の妥当性について
- 補足 3.1.1.g-1 人間信頼性評価手法について
- 補足 3.1.1.g-2 起因事象発生前の人的過誤として評価した事例の抽出過程について
- 補足 3.1.1.g-3 計器の校正ミスの取扱いについて
- 補足 3.1.1.h-1 PRA の使用コードの検証について
- 補足 3.1.1.h-2 事故シーケンスの評価イメージについて
- 補足 3.1.1.h-3 イベントツリーにおけるヘディングの分岐確率について
- 補足 3.1.1.h-4 イベントツリーにおけるドミナントシーケンスについて
- 補足 3.1.1.h-5 不確かさ解析における計算回数について

#### 停止時 PRA

- 補足 3.1.2.a-1 停止時 PRA において評価対象外とした POS の除外理由について
- 補足 3.1.2.b-1 停止時 PRA における反応度の誤投入の想定について
- 補足 3.1.2.b-2 停止時 PRA の起因事象に係る米国実績の調査及び適用性について
- 補足 3.1.2.b-3 オーバードレン及び水位維持失敗の発生頻度算出のモデル化及び仮定条件について
- 補足 3.1.2.c-1 崩壊熱を考慮した感度解析について
- 補足 3.1.2.d-1 泊発電所 3 号炉 内部事象停止時レベル 1 PRA イベントツリー
- 補足 3.1.2.g-1 人的過誤に係わるストレスファクタの考え方について
- 補足 3.1.2.h-1 POS 別の炉心損傷頻度（日当たり）について
- 補足 3.1.2.h-2 システム信頼性解析の結果について

#### 地震 PRA

- 補足 3.2.1-1 地震，津波 PRA 学会標準の主要な改定点及び結果への影響について
- 補足 3.2.1.a-1 プラントウォークダウン対象設備の選定について
- 補足 3.2.1.a-2 地震 PRA におけるプラントウォークダウンの点検項目について
- 補足 3.2.1.a-3 プラントウォークダウンの実施について

- 補足 3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について
- 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について 【今回提出】
- 補足 3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて
- 補足 3.2.1.a-7 地震 PRA における総合デジタルの計測制御設備の扱いについて
- 補足 3.2.1.b-1 確率論的地震ハザードの変更に伴う事故シーケンスグループ選定への影響について
- 補足 3.2.1.c-1 フラジリティ評価手法選定の考え方について
- 補足 3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について
- 補足 3.2.1.c-3 第 85 回審査会合（平成 26 年 2 月 25 日）以降の地震 PRA おける評価手法の変更について
- 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について
- 補足 3.2.1.d-2 地震 PRA における成功基準について
- 補足 3.2.1.d-3 使命時間に関する感度解析について
- 補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）
- 補足 3.2.1.d-5 地震 PRA におけるランダム故障の影響について

#### 津波 PRA

- 補足 3.2.2.a-1 引き波による取水位の低下に伴う原子炉補機冷却海水ポンプの取水性について
- 補足 3.2.2.a-2 事故シナリオの分析において引き波を除外する考え方について
- 補足 3.2.2.a-3 津波発生時における原子炉停止の手順について
- 補足 3.2.2.b-1 確率論的津波ハザード評価に関する検討
- 補足 3.2.2.c-1 津波 PRA における漂流物の取り扱いについて
- 補足 3.2.2.d-1 津波による敷地浸水解析について
- 補足 3.2.2.d-2 津波高さが T. P. +●●. ●m を超過した場合の事故シナリオについて

#### レベル 1.5PRA

- 補足 4.1.1.b-1 炉心損傷時期を分類する基準について
- 補足 4.1.1.d-1 泊発電所 3 号炉 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー
- 補足 4.1.1.f-1 原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応
- 補足 4.1.1.f-2 格納容器直接接触の分岐確率の設定について

## 3.2 外部事象 PRA

### 3.2.1 地震 PRA

外部事象地震レベル1 PRA（以下、「地震 PRA」という。）は、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震 PSA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.1-1 図に示す。なお、今回の地震 PRA では、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。（補足 3.2.1-1）

#### 3.2.1.a 対象プラントと事故シナリオ

##### ① 対象とするプラントの説明

###### (1) サイト・プラント関連情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1 PRA（以下、「内部事象 PRA」という。）で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を収集・分析した。収集した情報を第 3.2.1.a-1 表に示す。

###### (2) 地震 PRA において考慮する緩和機能(系統)の概要

地震 PRA において考慮する緩和機能(系統)は「3.1.1 出力運転時 PRA」での記載と同様である。

###### (3) 地震に対する特徴

内部事象 PRA に対する地震 PRA の特徴は以下の通りである。（補足 3.2.1.a-7）

- ・タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。
  - ・安全補機に関わる空調系
  - ・空調用冷水系
- ・地震時には、機器及び電源の復旧は不可能とする。
- ・複数基同時被災の影響を考慮し、隣接号機からの電源融通（高圧電源融通）に期待しない。
- ・事故シーケンス評価における起因事象に関しては、複数の建屋・構築物、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時損傷することによる様々な起因事象を合理的に処理するために、成功基準の観点からグループ化を行った上で、プラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成している。

#### (4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討したシナリオの妥当性を確認することを目的として、地震 PRA の観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第 3.2.1.a-1 図に、評価結果の例を第 3.2.1.a-2 図に示す。(補足 3.2.1.a-1, 補足 3.2.1.a-2, 補足 3.2.1.a-3)

- ・耐震安全性の確認
- ・二次的影響の確認
- ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認

※点検項目については、地震 PSA 学会標準を参考に更に細分化して設定している。

プラントウォークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。

#### (5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

##### a. 評価の前提条件について

- ・評価地震動範囲は 0.2G~1.5G (解放基盤表面上の加速度) とする。
- ・津波及び地震随伴の火災、溢水が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。

##### b. 地震の影響について

- ・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する (完全相関) と仮定する。
- ・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。
- ・経年劣化による炉心損傷への影響は考慮しない。

#### ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器 (以下、「SSC」という。) の損傷が直接炉心損傷事故につながる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

なお、地震 PRA の対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」(地震加速度 0.2G 以上) とした。

抽出した事故シナリオについて、炉心損傷につながる可能性を定性的又は定量的に判断してスクリーニングを行い、事故シナリオの明確化を行った。事故シナリオ



に対するスクリーニング結果を第 3.2.1.a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては、これまでに決定論的に評価されている情報又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を第 3.2.1.a-3 図に示すフローを用いて実施し、以下の起因事象を選定した。(補足 3.2.1.a-4, 補足 3.2.1.a-5, 補足 3.2.1.a-6)

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 2 次冷却系の破断
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

これらの起因事象と内部事象 PRA でグループ化した起因事象の関係を整理し、地震特有の起因事象を分類した。分類した結果を第 3.2.1.a-3 表に示す。

これらの結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る SSC を抽出し、地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1.a-4 表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第 3.2.1.a-5 表にリストを示す。

### 3.2.1.b 確率論的地震ハザード

令和 5 年 11 月時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

(補足 3.2.1.b-1)

#### ① 確率論的地震ハザード評価の方法

原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 (2015) \*1 (以下、「日本原子力学会 (2015)」という。) の方法に基づき評価を行う。

#### ② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

##### (1) 震源モデルの設定

震源モデルとしては、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

##### a. 特定震源モデル

敷地から 100km 程度以内にある地質調査結果に基づく活断層並びに「[新編]日本の活断層」\*2 に掲載されている确实度 I 及び II の活断層を対象とした。敷地周辺の活断層分布及び主要活断層の震源モデルの諸元を第 3.2.1.b-1 図及び第 3.2.1.b-1 表に示す。

#### b. 領域震源モデル

萩原 (1991) \*8 及び垣見ほか (2003) \*9 の領域区分に基づき、敷地から 200km 程度以内の領域を対象とし、最大地震規模は、各領域で発生した地震のうち活断層と関連づけることが困難な地震の最大地震規模に基づいて設定した。第 3.2.1.b-2 図に萩原 (1991) 及び垣見ほか (2003) による領域区分の図を示す。

### (2) 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしては、Noda et al. (2002) \*10 による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録補正の有無を考慮した。

### (3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて、確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす認識論的不確かさを選定した。なお、重み付けは、日本原子力学会 (2015) を踏まえ設定した。作成したロジックツリーを第 3.2.1.b-3 図に示す。

## ③ 確率論的地震ハザード評価結果

### (1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均ハザード曲線を第 3.2.1.b-4 図に、震源ごとのハザード曲線を第 3.2.1.b-5 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.2.1.b-6 図に示す。

### (2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.2.1.b-7 図に示す。基準地震動 Ss1 の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 $10^{-4}$ ~ $10^{-5}$  程度となっている。基準地震動 Ss2-1~Ss2-13 の年超過確率は、 $10^{-3}$ ~ $10^{-6}$  程度であり、基準地震動 Ss1 を上回る周期で  $10^{-4}$ ~ $10^{-6}$  程度となっている。基準地震動 Ss3-1~3-5 の年超過確率は、 $10^{-4}$ ~ $10^{-6}$  程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均ハザード曲線を第 3.2.1.b-8 図に示す。

### (3) フラジリティ評価用地震動

応答解析に基づく方法に用いるフラジリティ評価用地震動は第 3.2.1.b-9 図に

示す一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性は Noda et al. (2002) に基づき、地震規模  $M=8.2$ 、等価震源距離  $X_{eq}=107\text{km}$  として設定した。

(参考資料)

- \*1 日本原子力学会 (2015)：日本原子力学会標準，原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015，一般社団法人 日本原子力学会
- \*2 活断層研究会編 (1991)：[新編]日本の活断層 分布図と資料，東京大学出版会
- \*3 松田時彦 (1975)：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震 第2輯，第28巻，269-283
- \*4 武村雅之 (1998)：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震，第2輯，第51巻，211-228
- \*5 入倉孝次郎・三宅弘恵 (2001)：シナリオ地震の強震動予測，地学雑誌，110，849-875
- \*6 武村雅之 (1990)：日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係，地震，第2輯，第43巻，257-265
- \*7 大竹政和，平朝彦，太田陽子 (2002)：日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス，東京大学出版会
- \*8 萩原尊禮編 (1991)：日本列島の地震 地震工学と地震地体構造，鹿島出版会
- \*9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博 (2003)：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分，地震，第2輯，第55巻，389-406
- \*10 S.Noda, K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe (2002)：RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408
- \*11 今泉俊文・宮内崇裕・堤浩之・中田高編 (2018)：活断層詳細デジタルマップ [新編]，東京大学出版会
- \*12 地震調査委員会 (2013)：「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～」，地震調査研究推進本部

### 3.2.1.c 建屋・機器フラジリティ

#### 3.2.1.c-1 建屋フラジリティ

##### ① 評価対象と損傷モードの設定

###### (1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第3.2.1.a-5表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋，A1，

A 2 - 燃料油貯油槽タンク室及び B 1, B 2 - 燃料油貯油槽タンク室とした。  
各建屋の概要をそれぞれ第 3.2.1.c-1-1 図～第 3.2.1.c-1-5 図に示す。

## (2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失につながる支配的な構造的損傷モード及び部位として、  
建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

## ②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を用いた。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。  
（補足 3.2.1.c-1, 補足 3.2.1.c-3）

## ③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

### (1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ（以下、「 $\beta_r$ 」という。）と認識論的不確かさ（以下、「 $\beta_u$ 」という。）については、地震 PSA 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 3.2.1.c-1-1 表に示す。

### (2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標として、せん断ひずみを選定した。

### (3) 地震動強さの指標

地震ハザード評価及び事故シーケンス評価と共通であり、建屋の損傷評価の指標との相関がある指標として、一般的に用いられる解放基盤表面の最大加速度（周期 0.02 秒時の加速度応答スペクトル値）を選定した。

## ④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震 PSA 学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。損傷限界点の現実的な値を第 3.2.1.c-1-2 表に示す。

## ⑤フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく非線形地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震 PSA 学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

#### (1) 入力地震動

入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍した地震動を解放基盤表面で定義した（最大 3,000Gal）。

#### (2) 現実的な物性値と応答解析モデル

泊発電所 3 号炉の各建屋の材料物性値をそれぞれ第 3.2.1.c-1-3 表～第 3.2.1.c-1-7 表に、原子炉建屋周辺の地盤物性値を第 3.2.1.c-1-8 表に示す。地震応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 PSA 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.2.1.c-1-9 表に示す。

地震応答解析モデルは、主要な耐震壁を曲げ・せん断部材に置換し、重量を各階床位置に集中させた質点系モデルを用いた。各建屋の地震応答解析モデルを第 3.2.1.c-1-6 図～第 3.2.1.c-1-10 図に、各建屋の地震応答解析モデル諸元を第 3.2.1.c-1-10 表～第 3.2.1.c-1-19 表に示す。

#### (3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第 3.2.1.c-1-9 表に示す  $F_c$ 、 $V_s$  及び  $h$  の 3 つの主変動パラメータに対して 2 点推定法で得られた 2 つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3=8$  ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースをそれぞれ第 3.2.1.c-1-20 表及び第 3.2.1.c-1-21 表に示す。

#### (4) 現実的応答

各建屋の現実的応答は地震 PSA 学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。

### ⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答を用いて、各耐震要素の各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数（最小 2 乗法）により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。高信頼度低損傷確率（以下、「HCLPF」という。）は、95%信頼度フラジリティ曲線における 5%損傷確率の加速度として定義する。

建屋のフラジリティ曲線は、各建屋を構成する要素のうち、入力レベル 3,000Gal の際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。

各建屋のフラジリティ曲線を第 3.2.1.c-1-11 図～第 3.2.1.c-1-13 図に示す。また、信頼度 50%での 50%損傷確率（加速度中央値）及び HCLPF について第 3.2.1.a-5 表に示す。なお、A 1、A 2－燃料油貯油槽タンク室及び B 1、B 2－燃料油貯油槽タンク室については、入力レベル 3,000Gal においても損傷確率が極めて小さかったことからフラジリティ曲線を算出していない。

### 3.2.1.c-2 屋外重要土木構造物のフラジリティ

#### ①評価対象と損傷モードの設定

##### (1) 評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、第 3.2.1.a-5 表の建屋・機器リストに示す取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトとする。

原子炉補機冷却海水管ダクトの平面図を第 3.2.1.c-2-1 図、断面図を第 3.2.1.c-2-2 図に示す。

##### (2) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とした。

#### ②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とする。（補足 3.2.1.c-1，補足 3.2.1.c-3）

ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

#### ③フラジリティ評価上の主要な仮定

##### (1) 考慮する不確かさ要因

$\beta_r$  と  $\beta_u$  については、地震 PSA 学会標準等に基づき評価する。

##### (2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会，2005）」のせん断破壊に対する照査（せん断耐力評価式による方法）による評価値を適用した。損傷評価に含まれる不確かさ要因は、地震 PSA 学会標準を参考に、コンクリートの圧縮強度と鉄筋の降伏強度を考慮した。

損傷評価に当たっての材料物性値（中央値）について、コンクリートの実強度の平均値は、設計基準強度の 1.4 倍とした（地震 PSA 学会標準による）。また、鉄筋の実降伏点の平均値は、規格降伏点の 1.1 倍とした（「鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件，平成 12 年（2000 年）12 月 26 日，建設省告示第 2464 号」による）。

#### ④フラジリティ評価における応答解析

##### (1) 入力地震動

入力地震動は、フラジリティ評価用地震動を入力レベルごとに係数倍したものととした（最大 3,900Gal）。

##### (2) 地震応答解析手法

地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤－構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。

##### (3) 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、地盤の初期せん断剛性  $G_0$ 、コンクリートの圧縮強度  $F_c$  の 2 つの変動因子を考慮する。第 3.2.1.c-2-1 表に考慮した変動因子の考え方を示す。

##### (4) 損傷確率

損傷確率は一次近似二次モーメント法を用いて算定する。

#### ⑤ 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線と HCLPF を算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第 3.2.1.c-2-3 図に示す。また、信頼度 50% の 50% 損傷確率及び HCLPF について第 3.2.1.a-5 表に示す。

#### 3.2.1.c-3 機器のフラジリティ

##### ① 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は、3.2.1.a.②項で作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。損傷モードは、構造損傷と機能損傷に分類し、評価対象機器の要求機能を踏まえて適切に設定する。

タンク・熱交換器のような静的機器は、要求機能の喪失につながる延性破壊や脆性破壊等の構造損傷の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。また、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器は、システム評価上の要求機能に対応して、構造損傷に加え、動的機能限界や電氣的機能限界等の機能損傷の双方の観点から支配的な部位に着目してフラジリティを評価する。ここで、フラジリティ評価は JEAG4601 に基づき実施した既工認等の耐震評価結果を基に算出する。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値／発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、

組合せ応力等)によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には耐震性評価上最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

## ② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティの評価方法は、「現実的耐力と現実的応答による方法（以下、「応答解析に基づく方法」という。）」、「現実的耐力と応答係数による方法（以下、「原研法」という。）」、「耐力係数と応答係数による方法（以下、「安全係数法」という。）」の中から「安全係数法」を選択した。（補足 3.2.1. c-1）

「安全係数法」は後述のとおり、既工認等の地震応答解析結果、耐力係数及び応答係数により評価する。

「安全係数法」は十分精度のある設計応答を基に、不確かさの要因を既往知見に基づく係数として積み上げて現実的応答を求める方法であり、不確かさ要因を考慮した応答解析により現実的応答を直接求める手法と同等の結果が得られると考えられる。

なお、「安全係数法」は米国において、評価手法として提案され<sup>\*13</sup>、約 40 プラントでの評価実績がある<sup>\*14-16</sup>。（補足 3.2.1. c-2）

## ③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大加速度  $A$  をフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_n \cdot \varepsilon_r \cdot \varepsilon_u$$

ここで、

$A_n$ ：機器が損傷に達する時の地震動強さ（フラジリティ加速度） $A$ の中央値

$\varepsilon_r$ ：中央値に対する偶然的な不確かさを示すランダム変数。中央値を 1 として対数標準偏差  $\beta_r$  である対数正規分布を仮定する。

$\varepsilon_u$ ：中央値に対する認識論的な不確かさによるランダム変数。中央値を 1 として対数標準偏差  $\beta_u$  である対数正規分布を仮定する。

フラジリティ加速度  $A$  を累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接  $A_n$ 、 $\varepsilon_r$  及び  $\varepsilon_u$  からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$$A_n = F \cdot A_d \quad (\text{式 3.2.1-1})$$



ここで、

F：安全係数（裕度）

A<sub>d</sub>：基準地震動の最大地動加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式} 3.2.1-2)$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する安全係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する安全係数}}$$

応答に関する安全係数 耐力に関する安全係数

$$\therefore F = F_{EC} \cdot F_{ER} \cdot F_{SR} \quad (\text{式} 3.2.1-3)$$

ここで、

F<sub>EC</sub>：機器の耐力係数

F<sub>ER</sub>：機器の応答係数

F<sub>SR</sub>：建屋の応答係数

（式 3.2.1-1）の安全係数（裕度）は、（式 3.2.1-2）のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、（式 3.2.1-3）のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係数）と現実的な耐力に対する設計応答値の割合（耐力に関する安全係数）に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器の応答係数 F<sub>ER</sub> と建屋の応答係数 F<sub>SR</sub> に分割して評価する。

耐力係数 F<sub>EC</sub>、機器応答係数 F<sub>ER</sub> 及び建屋応答係数 F<sub>SR</sub> は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、さらにいくつかの係数から構成されている。また、これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.2.1. e-3-1 表に示す。

機器の耐力係数：F<sub>EC</sub>

$$F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu}$$

ここで、

F<sub>S</sub>：強度係数

F<sub>μ</sub>：塑性エネルギー吸収係数

機器の応答係数：F<sub>ER</sub>

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC}$$

ここで、

$F_{SS}$ ：スペクトル形状係数

$F_D$ ：減衰係数

$F_M$ ：モデル化係数

$F_{EMC}$ ：モード合成係数

建屋の応答係数： $F_{SR}$

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL}$$

ここで、

$F_{SS}$ ：入力地震動のスペクトル形状に関する係数

$F_{\delta}$ ：建屋の減衰に関する係数

$F_M$ ：建屋のモデル化に関する係数

$F_{NL}$ ：建屋の非線形応答に関する係数

ここで、建屋の応答係数について、第3.2.1.c-3-2表の値を使用する。

#### ④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において最も耐震性の低いものを選定した。耐力値は、その評価部位に使われる部材の、「JSME 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に記載されている許容値に基づく現実的値を適用した。確率分布は、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_r$ 、 $\beta_u$ として定量化して考慮した。

なお、評価部位及び損傷モードの指標については、既工認等における耐震解析で考慮されている。

#### ⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位及び損傷モード（応力種類）は、その機器において最も耐震性の低いものを選定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果、文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_r$ 、 $\beta_u$ として定量化して考慮した。

なお、機器応答の伝達特性については、既工認等における耐震解析で考慮されている。

#### ⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第3.2.1.a-5表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「大型機器」、「静的機器」、「動的機器」、「電気盤・計装」及び「配管」の5グループに分類した。

5 グループの分類の考え方については以下のとおり。

大型機器：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻歴解析評価が主となる  
機器の構造損傷

静的機器：上記大型機器以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器  
の構造損傷

動的機器：ポンプ，内燃機関，電動弁等の動的機器の機能損傷

電気盤・計装：電気盤，計装品等の電氣的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

また，グループごとに代表機器を FV 重要度より抽出し，その評価の具体例を以下に示す。

#### (1) 大型機器（1次冷却材ポンプ）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：1次冷却材ポンプ
- ・設置位置：原子炉格納容器 T.P. 17.8m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550Gal (S<sub>s</sub>1)
- ・評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・評価対象部位：上部支持構造物
- ・評価応力：組合せ応力

第 3.2.1.c-3-3 表に，1次冷却材ポンプ上部支持構造物の耐震評価結果を示す。

第 3.2.1.c-3-3 表を基にフラジリティを算出した。

#### a. 機器の耐力係数 $F_{EC}$ の評価

##### (a) 強度係数 $F_S$ の評価

本係数は，設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり，次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで， $\sigma_C$ ：限界応力の中央値

$\sigma_T$ ：地震時発生応力

$\sigma_N$ ：通常運転時応力

本機器における組合せ応力の評価は許容応力と地震応力の比を示す評価式となっているため，耐震評価による裕度を  $F_S$  として設定し，不確かさは考慮しない。

以上より，本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = 1.40, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  の評価

本係数は、塑性変形によるエネルギー吸収による裕度を評価するものである。

支持構造物のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。

したがって、 $F_\mu$  は塑性率  $\mu = 3.0$  を適用して、Newmark のエネルギー等価式より下記のように算出される。

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$$

ここで、 $\mu$  : 塑性率 = 3.0 (鋼構造)

また、不確かさは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{3} \ln(F_\mu)$$

$$\beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c = 0.19$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 2.24, \beta_r = 0.19, \beta_u = 0.19$$

b. 機器の応答係数  $F_{ER}$  の評価

(a) スペクトル形状係数  $F_{ESS}$  の評価

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、スペクトル形状係数の概念図を第 3.2.1. c-3-1 図に示す。

$$F_{ESS} = \frac{\text{拡幅後の床応答スペクトルによる応答加速度}}{\text{拡幅前の床応答スペクトルによる応答加速度}}$$

本機器は建屋ループ連成解析による荷重を考慮した耐震評価を実施しているため、荷重にかけられている設計マージン 1.30 を係数として考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.30, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数  $F_D$  の評価

本係数は、現実的減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。なお、減衰係数の概念図を第 3.2.1. c-3-2

図に示す。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での応答値}}{\text{減衰定数の中央値での応答値}}$$

本機器については減衰定数の中央値は設計用減衰定数よりも大きいと考えられるが、保守的に設計用減衰定数と同一とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

#### (c) モデル化係数 $F_{EM}$ の評価

本係数は、機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確かさを評価するものである。

本機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさは、建屋応答係数に含まれるため、本係数では考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

#### (d) モード合成係数 $F_{EMC}$ の評価

本係数は、機器の地震応答がスペクトルモーダル解析で評価されている場合に、モード合成に起因する保守性及び不確かさを評価するものである。

本機器については時刻歴解析を適用しており、スペクトルモーダル解析を実施していないため考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

### c. 建屋の応答係数 $F_{SR}$ の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1. c-3-2 表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

#### (a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 $F_{SS}$ の評価

本係数は、基準地震動のスペクトルの持つ裕度を評価するものであり、第 3.2.1. c-3-3 図にスペクトル形状係数の概念図を示す。

中央値は、基準地震動のスペクトルと一様ハザードスペクトルの建屋の固有周期における比として、次式により評価する。

$$\text{スペクトル形状係数} = \frac{\text{基準地震動の応答加速度}}{\text{一様ハザードスペクトルの応答加速度}}$$

また、不確かさは、地震ハザードにおける距離減衰式等のばらつきに考慮されるため、本係数では考慮しない。

本機器については1次固有周期での比を適用する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{SS}=1.01, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

#### (b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

本係数は、建屋振動モデルに関する設計上の裕度、地盤-建屋連成系モデルに関する設計上の裕度及び建屋の非線形応答が機器入力に与える裕度を評価するものである。

##### ・建屋の減衰に関する係数 $F_\delta$ の評価

本係数は、建屋の減衰評価にかかる設計上の保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。

$$F_\delta = \frac{\text{設計用減衰定数による応答}}{\text{現実的減衰定数の中央値による応答}}$$

$\beta_r$  は、現実的な減衰定数に対する基準応答スペクトル値のばらつきから評価する。

$\beta_u$  は、地震 PSA 学会標準に基づき 0.00 とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$$

##### ・建屋のモデル化に関する係数 $F_M$ の評価

本係数は、建屋のモデル化に関する保守性及び不確かさを評価するものであり、次式により評価する。

$$F_M = \frac{\text{設計用基準モデル 1 次周期の加速度}}{\text{現実的な建屋の 1 次周期の加速度}}$$

$\beta_r$  は、現実的な建屋の1次周期に対する基準応答スペクトル値のばらつきから評価する。

$\beta_u$  は、国内文献\*<sup>17</sup>に基づき 0.15 とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

##### ・建屋の非線形応答に関する係数 $F_{NL}$ の評価

本係数は、建屋の非線形応答が機器入力に与える保守性及び不確かさを評価するものである。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

#### d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1. c-3-4 表に示す。これらの結果より、1 次冷却材ポンプのフラジリティ加速度の中央値  $A_m$ 、その不確かさ  $\beta_r \cdot \beta_u$  及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1. c-3-4 図に示す。

$$A_m=2.25 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.27, \beta_u=0.27$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.25 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.27)] \\ &= 0.94 \text{ (G)} \end{aligned}$$

#### (2) 静的機器（余熱除去冷却器）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：余熱除去冷却器
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 4.1m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 550Gal ( $S_{s1}$ )
- ・ 評価項目：構造損傷（バウンダリ機能）
- ・ 評価対象部位：胴板
- ・ 評価応力：一次応力

第 3.2.1. c-3-5 表に、余熱除去冷却器の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-5 表を基にフラジリティを算出した。

#### a. 機器の耐力係数 $F_{EC}$ の評価

##### (a) 強度係数 $F_S$ の評価

本係数は、設計応力に対する限界応力の持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

$\sigma_C$ ：限界応力の中央値

$\sigma_T$  : 地震時発生応力

$\sigma_N$  : 通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質 (SGV410) から、限界応力として「設計・建設規格」の第 I 編付録材料図表 Part5 の引張応力  $S_u = 373 \text{ N/mm}^2$  (最高使用温度  $95^\circ\text{C}$ ) を採用する。

なお、上記規格値に含まれる余裕 ( $S_u$  値の 1.1 倍) を考慮して限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 373 = 410.3 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で分離して評価されていないため、0 とする。

$$\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$$

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times S_u}{\sigma_T} = \frac{410.3}{78} = 5.26$$

不確かさ  $\beta_u$  として、限界応力の中央値  $1.1 \times S_u$  に対して、JSME 値  $S_u$  が 95% 信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_u = \frac{1}{1.65} \ln \left( \frac{1.1 \times S_u}{S_u} \right) = 0.06 \quad (\beta_r = 0)$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = 5.26, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.06$$

#### (b) 塑性エネルギー吸収係数 $F_\mu$ の評価

胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

#### b. 機器の応答係数 $F_{ER}$ の評価

##### (a) スペクトル形状係数 $F_{ESS}$ の評価

本機器は剛であり、最大床応答加速度 (ZPA) に設計マージン 1.20 をかけられているため、これを係数として考慮する。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.20, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

##### (b) 減衰係数 $F_D$ の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \quad \beta_r = 0.00, \quad \beta_u = 0.00$$

##### (c) モデル化係数 $F_{EM}$ の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。



また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(d) モード合成係数  $F_{EMC}$  の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは考慮しない。

$$F_{EMC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数  $F_{SR}$  の評価

建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉補助建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数  $F_{SS}$  の評価

本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_{SS}=1.01, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数  $F_\delta$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数  $F_M$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数  $F_{NL}$  の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-6表に示す。これらの結果より、余熱除去冷却器のフラジリティ加速度の中央値  $A_n$ 、その不確かさ  $\beta_r \cdot \beta_u$  及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-5図に示す。

$$A_n=2.31 \text{ (G)}$$

$$\begin{aligned}\beta_r &= 0.09, \quad \beta_u = 0.17 \\ \text{HCLPF} &= A_n \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 2.31 \times \exp[-1.65 \times (0.09 + 0.17)] \\ &= 1.55 \text{ (G)}\end{aligned}$$

(3) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：内燃機関（ディーゼル発電機）
- ・ 設置位置：ディーゼル発電機建屋 T.P. 10.3m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛構造
- ・ 評価地震動：最大加速度 620Gal (S<sub>s</sub>3-4)
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

第 3.2.1. c-3-7 表に、ディーゼル発電設備内燃機関の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-7 表を基にフラジリティを算出した。

ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力があるが、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。

- ・ 機能維持確認済加速度：

$$\text{水平方向 } 10.7\text{m/s}^2, \quad \text{上下方向 } 9.80\text{m/s}^2 \rightarrow \text{SRSS} = 14.51\text{m/s}^2$$

a. 機器の耐力係数  $F_{EC}$  の評価

(a) 強度係数  $F_S$  の評価

本係数は下記の式で算出する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

- ・ 損傷加速度中央値について

ディーゼル機関のように、構造強度に加え動的機能維持が必要な機器は、試験加速度（機能維持確認済加速度 等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す方法（ここでは、「 $\beta$  設定法」という。）により誤動作・損傷に対する損傷加速度の中央値の推定する。

[ $\beta$  設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPF は次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_n \times \exp(-1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

上式より、

$$A_u = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

これと同様に、加振試験における損傷加速度中央値と損傷加速度の HCLPF の関係は次式により表される。

$$\text{損傷加速度中央値} = \text{損傷加速度の HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u))$$

したがって、“損傷加速度の HCLPF = 試験加速度”とし、不確かさ  $\beta_r$  及び  $\beta_u$  を与えることにより、損傷加速度中央値を推定できる。

なお、ポンプ、ディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確かさデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確かさよりも小さいと仮定し、 $\beta_r = \beta_u = 0.10$  とする。

ここで、この  $\beta$  設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、 $\beta$  設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 14.51 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)] = 20.18 \text{m/s}^2 \end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{20.18}{7.409} = 2.72$$

$$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  の評価

本機器のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数  $F_{ER}$  の評価

(a) スペクトル形状係数  $F_{ESS}$  の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数  $F_D$  の評価

本機器は剛構造であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(c) モデル化係数  $F_{EM}$  の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(d) モード合成係数  $F_{EMC}$  の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数  $F_{SR}$  の評価

建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示すディーゼル発電機建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数  $F_{SS}$  の評価

本係数及び不確かさは、ディーゼル発電機建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_{SS}=0.92, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・ 建屋の減衰に関する係数  $F_\delta$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.07, \beta_u=0.00$$

・ 建屋のモデル化に関する係数  $F_M$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=1.03, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

・ 建屋の非線形応答に関する係数  $F_{NL}$  の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-8表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値  $A_n$ 、その不確かさ  $\beta_r \cdot \beta_u$  及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-6図に示す。

$$A_n=1.61 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.13, \beta_u=0.19$$

$$\begin{aligned}
HCLPF &= A_u \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\
&= 1.61 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)] \\
&= 0.97 \text{ (G)}
\end{aligned}$$

(4) 電気盤・計装（パワーコントロールセンタ）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・評価対象機器：パワーコントロールセンタ
- ・設置位置：原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：柔構造
- ・評価地震動：最大加速度 550Gal (S<sub>s1</sub>)
- ・評価項目：機能損傷（電氣的機能）

第 3.2.1. c-3-9 表に、パワーコントロールセンタの耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-9 表を基にフラジリティを算出した。

a. 機器の耐力係数  $F_{EC}$  の評価

(a) 強度に関する係数  $F_S$  の評価

$F_S$  は下記の式で算出する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

・損傷加速度中央値について

電気盤・計装のように、構造強度に加え電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度 等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 $\beta$  設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確実さは最低でも  $\beta_r=0.11$ ,  $\beta_u=0.17$  程度と考えられる。

したがって、パワーコントロールセンタの損傷加速度中央値は、 $\beta$  設定法に基づき以下の通りとなる。

$$\begin{aligned}
\text{損傷加速度中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_r + \beta_u)) \\
&= 49.0 \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17)) \\
&= 77.8 \text{ (m/s}^2\text{)}
\end{aligned}$$

以上より、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{77.8}{25.9} = 3.00$$

$$\beta_r = 0.11, \beta_u = 0.17$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  の評価

電気盤・計装については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数  $F_{ER}$  の評価

(a) スペクトル形状係数  $F_{ESS}$  の評価

本評価では床応答の振幅による余裕は、保守的に考慮していないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数  $F_D$  の評価

本機器の設計用減衰定数と減衰定数の中央値での応答値の比は、下記の Newmark 応答倍率式<sup>\*18</sup>を用いる。

$$\text{応答値} = 3.21 - 0.68 \times \ln(h)$$

ここで、 $h$  : 減衰定数 (%)

減衰定数の中央値及び不確かさは、振動試験データや基準類等を参考にして設定する。

また、不確かさとして、減衰定数の中央値に対して、設計用減衰定数が 99% 信頼下限 (応答加速度では 99% 信頼上限) と考え、認識論的不確かさ  $\beta_u$  として次式により評価する。なお、本評価で算出された不確かさの値は安全側となるよう丸めて使用する。

本機器においては、設計用減衰定数 4.0%、減衰定数の中央値 7.3% を用いる。

$$F_D = \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} = 1.22$$

$$\beta_u = \frac{1}{2.33} \ln \left( \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.3)} \right) \doteq 0.10$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.22, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.10$$

(c) モデル化係数  $F_{EM}$  の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は、1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

$$F_{EM}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(d) モード合成係数  $F_{EMC}$  の評価

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.00, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数  $F_{SR}$  の評価

建屋応答に関する各係数は、第3.2.1.c-3-2表に示す原子炉建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数  $F_{SS}$  の評価

本係数及び不確かさは、原子炉建屋の1次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_{SS}=1.01, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・建屋の減衰に関する係数  $F_\delta$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$$

・建屋のモデル化に関する係数  $F_M$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

・建屋の非線形応答に関する係数  $F_{NL}$  の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第3.2.1.c-3-10表に示す。これらの結果より、パワーコントロールセンタのフラジリティ加速度の中央値  $A_n$ 、その不確かさ  $\beta_r \cdot \beta_u$  及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第3.2.1.c-3-7図に示す。

$$A_n=2.03 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.22, \beta_u=0.27$$

$$\text{HCLPF}=A_n \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$$

$$= 2.03 \times \exp[-1.65 \times (0.22 + 0.27)]$$

$$= 0.91 \text{ (G)}$$

#### (5) 配管（一般代表弁）

評価対象機器の諸元及び耐震評価結果を以下に示す。

- ・ 評価対象機器：一般代表弁（高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁）
- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 T. P. 11. 1m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：柔構造（当該弁を含む配管）
- ・ 評価地震動：最大加速度 550Gal (S<sub>s1</sub>)
- ・ 評価項目：機能損傷（動的機能）

第 3.2.1. c-3-11 表に、一般代表弁の耐震評価結果を示す。第 3.2.1. c-3-11 表を基にフラジリティを算出した。

弁類については、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根 (SRSS) により合成するものとする。

#### a. 機器の耐力係数 $F_{RC}$ の評価

##### (a) 強度係数 $F_S$ の評価

本係数は下記の式で算出する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}}$$

##### ・ 損傷加速度中央値について

弁のように、動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能維持確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 $\beta$  設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

なお、弁等の動的機器に関する誤動作等の不確実さデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確実さよりも小さいと仮定し、 $\beta_r = \beta_u = 0.10$  とする。

ここで、この  $\beta$  設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、弁の損傷加速度の中央値は、 $\beta$  設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\text{損傷加速度の中央値} = \text{試験加速度} \times \exp[1.65 \times (\beta_r + \beta_u)]$$



$$= 83.16 \times \exp[1.65 \times (0.10 + 0.10)]$$

$$= 115.67 \text{ m/s}^2$$

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{応答加速度}} = \frac{115.67}{20.225} = 5.71$$

$$\beta_r = 0.10, \beta_u = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収係数  $F_\mu$  の評価

弁のような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\mu = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

b. 機器の応答係数  $F_{ER}$  の評価

当該弁の地震による応答加速度は、当該弁を含む配管のスペクトルモーダル解析により得られることから、機器の応答係数は配管に対して評価する。

(a) スペクトル形状係数  $F_{ESS}$  の評価

本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが、配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず、また、支配的な固有値を一意に特定できないため、保守的に考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{ESS} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.00$$

(b) 減衰係数  $F_D$  の評価

本機器は配管のスペクトルモーダル解析による応答解析に基づく応答加速度により評価しているが、配管の場合は支配的な振動モードが1次とは限らず、また、支配的な固有値を一意に特定できないため、保守的に考慮しない。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_D = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.10$$

(c) モデル化係数  $F_{EM}$  の評価

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、本機器の耐震評価は多質点系モデルを用いて行われているため、不確かさは海外文献\*13より0.15とする。

以上より、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.00, \beta_r = 0.00, \beta_u = 0.15$$

(d) モード合成係数  $F_{EMC}$  の評価

本機器はスペクトルモーダル解析を行っているため、モード合成法に関する本係数及び不確かさは海外文献\*13に基づき以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.00, \beta_r=0.15, \beta_u=0.00$$

c. 建屋の応答係数  $F_{SR}$  の評価

建屋応答に関する各係数は、第 3.2.1.c-3-2 表に示す原子炉補助建屋の応答係数を用いる。

(a) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数  $F_{SS}$  の評価

本係数及び不確かさは、原子炉補助建屋の 1 次固有周期における応答スペクトルの比を適用し、以下の値とする。

$$F_{SS}=1.01, \beta_r=0.00, \beta_u=0.00$$

(b) 建屋の地震応答に関する係数の評価

・ 建屋の減衰に関する係数  $F_\delta$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_\delta=0.99, \beta_r=0.08, \beta_u=0.00$$

・ 建屋のモデル化に関する係数  $F_M$  の評価

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_M=0.99, \beta_r=0.01, \beta_u=0.15$$

・ 建屋の非線形応答に関する係数  $F_{NL}$  の評価

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。

本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{NL}=1.00, \beta_r=0.17, \beta_u=0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を第 3.2.1-c-3-12 表に示す。これらの結果より、一般代表弁のフラジリティ加速度の中央値  $A_n$ 、その不確かさ  $\beta_r \cdot \beta_u$  及び HCLPF は、以下の通りとなる。

また、フラジリティ曲線を第 3.2.1.c-3-8 図に示す。

$$A_n=3.16 \text{ (G)}$$

$$\beta_r=0.27, \beta_u=0.26$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_n \times \exp[-1.65 \times (\beta_r + \beta_u)] \\ &= 3.16 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.26)] \\ &= 1.35 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(参考資料)

- \*13 : R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)
- \*14 : R. Kassawara. EPRI Report 1003121. “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute. December 2001
- \*15 : Westinghouse Electric Company. “AP-1000 Design Control Document”, December 2011  
(年・月は、AP1000 標準設計認証修正版の NRC 認可時期を示す)
- \*16 : General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Document”, March 1997  
(年・月は、ABWR 標準設計認証の NRC 認可時期を示す)
- \*17 : 原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究(その3)まとめ, 日本建築学会大会学術講演梗概集(九州), 2007年8月
- \*18 : N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098

### 3.2.1.d 事故シーケンス

#### ①起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト, 説明及び発生頻度

3.2.1.a. ②にて同定した地震時特有の要因による分類を踏まえた地震 PRA における起因事象及びその説明を以下に示す。また, 起因事象の発生頻度を第 3.2.1.d-1 表に示す。

#### a. 格納容器バイパス

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により, 格納容器バイパスが発生する事象である。発生した場合の損傷程度が不明であり, どの程度緩和設備に期待できるか不明であるため, 保守的に緩和手段のない事象として選定した。

#### b. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

原子炉容器等の損傷により原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。ECCS 容量を超える LOCA であるため緩和手段のない起因事象として選定した。

#### c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋の損傷により, 原子炉格納容器, 原子炉容器, 非常用交流電源や注水設備等の広範囲にわたる建屋内の構築物及び緩和設備が損傷する事象

である。発生した場合にどの程度緩和設備に期待できるか不明であるため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

d. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器の損傷により、原子炉容器、原子炉格納容器内配管、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の原子炉格納容器内及び周辺設備が損傷する事象である。発生した場合の損傷程度の特定が難しく、どの程度緩和設備に期待できるか不明であるため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

e. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋の損傷により、建屋内の運転コンソール、直流電源等が損傷する事象である。事象発生時、ほぼすべての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系のCヘッドに設置されている隔離弁（電動弁）の損傷により、耐震クラスの低い原子炉補機冷却水系のCヘッドの隔離に失敗し、原子炉補機冷却機能が喪失することでRCPシールLOCAが発生する事象である。

g. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

炉内構造物等の損傷により、原子炉冷却系の流路が阻害される事象である。事象発生時、原子炉トリップ後の蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却に失敗すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

h. 複数の信号系損傷

運転コンソール等の損傷により、各種制御が不能となる事象である。事象発生時、ほぼすべての安全機能の制御機能が喪失すると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない事象として選定した。

i. 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

燃料集合体や制御棒クラスタの損傷により、制御棒の挿入性に影響がある事象である。事象発生時、制御棒が挿入不能となると考えられるが、実際の影響範囲を特定することが難しいため、保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。

j. 大破断 LOCA, 中破断 LOCA, 小破断 LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷により、原子炉格納容器内に原子炉冷却材が流出する事象である。なお、小破断 LOCA を下回る極小 LOCA は、小破断 LOCA で代表して評価する。

k. 2次冷却系の破断

主蒸気ライン配管又はライン上の付帯機器（主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁）の損傷により、2次冷却系が喪失する事象である。なお、耐震クラスCの配管、機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

l. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系の損傷により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象である。

m. 外部電源喪失

地震耐力の小さい外部電源設備の損傷により引き起こされる過渡事象である。

n. 主給水流量喪失

主給水系の損傷により、主給水流量が喪失する事象である。なお、初期に PCS（主給水、主蒸気、復水系）が使用不可能な過渡事象や初期に PCS が使用可能な過渡事象については主給水流量喪失で代表して評価する。

o. ATWS

原子炉トリップが必要な起因事象発生時に原子炉トリップに失敗する事象である。保守的に緩和手段のない起因事象として選定した。地震による原子炉トリップは、地震加速度トリップ信号の加速度大信号で考慮した。ただし、外部電源が喪失している場合には制御棒の自動落下を考慮して、原子炉トリップ信号は不要とした。

(2) 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象の発生頻度を合理的に評価するため、階層イベントツリーにより起因事象の階層化を行った。階層イベントツリーのヘディングは、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとした。第 3.2.1. d-1 図に地震 PRA の階層イベントツリーを示す。

起因事象の発生頻度は、それぞれ関連する事象をイベントツリーのヘディ

ングに設定し、それぞれ対象となる SSC のフラジリティを評価することで算出する。なお、後続のヘディングの分岐確率は、先行のヘディングで考慮している起因事象が発生しない場合には、主給水流量喪失として扱う。(補足 3.2.1.d-1)

## ②成功基準

### (1) 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準及び余裕時間は、地震時においても内部事象 PRA と相違ない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段がない事象については成功基準を設定していない。(補足 3.2.1.d-2)

使命時間については、内部事象 PRA と同様に 24 時間とする。また、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(補足 3.2.1.d-3)

また、空調系の機能喪失から 7 日後に部屋の温度が許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとした。

## ③事故シーケンス

### (1) イベントツリー

イベントツリーは小イベントツリー／大フォールトツリー法に基づいて作成し、ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び事象の進展に影響する重要な設備状態及び運転員操作を選定した(補足 3.2.1.c-3)。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループの分類を行った。分類した結果を第 3.2.1.d-2 表に示す。

本評価では、以下に示す 3 つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。(補足 3.2.1.d-4)

#### a. 起因事象階層イベントツリー

地震による機器損傷により発生するプラントの事故に至る起因事象は、階層イベントツリーで考慮する。起因事象階層イベントツリーは第 3.2.1.d-1 図の通りである。

#### b. 過渡分類イベントツリー

階層イベントツリーのヘディングにすべて成功した場合、本ツリーに至る。過渡分類イベントツリーでは全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失が発生している事象を識別する。外部電源喪失が発生していない場合、主給水流量喪失に至る。過渡分類イベントツリーを第 3.2.1.d-2 図に示す。

c. フロントラインイベントツリー

緩和手段に期待できる場合に、本ツリーに至る。フロントラインイベントツリーを第 3.2.1.d-3 図に示す。

④システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

内部事象 PRA でまとめた情報の活用や地震による建屋・機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象 PRA と同等である。

なお、タービンバイパス系等の耐震重要度 B 又は C クラスの設備は基本的には期待しない。ただし、以下に示す安全設備の使命時間内の機能維持に必要となる設備は評価対象とする。評価対象システムの一覧を第 3.2.1.d-3 表に示す。

- ・安全補機に関わる空調系
- ・空調用冷水系

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

冗長設備は基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されるため、同様の系統及び機器に対する機能喪失は、系統間及び機器間で完全に従属するものとした。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を想定した。

(3) システム信頼性評価結果

起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象 PRA におけるシステム信頼性評価の結果及び、地震の影響を受ける可能性がある設備については建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

地震 PRA では損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注入及び RCP サーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失の RCP シール LOCA ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。

⑤人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

a. 起因事象発生前人的過誤

試験、保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることはないため、内部事象 PRA での検討結果を用いた。起因事象発生前の

人的過誤確率を第 3.2.1.d-4 表に示す。

#### b. 起因事象発生後人的過誤

事象発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の原因が地震であっても内の事象 PRA における人的過誤と同様である。ただし、現場操作については、実施が困難である可能性があるため期待していない。起因事象発生後の人的過誤確率を第 3.2.1.d-5 表に示す。

### ⑥ 炉心損傷頻度

#### (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

本評価では、RiskSpectrum®PSA を使用し、フォールトツリー結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。(補足 3.1.1.h-1)

なお、評価地震動範囲は 0.2G~1.5G とした。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、地震 PSA 学会標準に従い、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

また、サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系等）については当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が喪失することで RCP シール LOCA が発生するように従属的に発生する事象についても考慮した。

一方、さらに異なる組合せや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組合せを事故シーケンスとして区別すると複雑になるため、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た。

#### (2) 炉心損傷頻度結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は  $3.3 \times 10^{-6}$  (／炉年) と算出された。

起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.2.1.d-6 表に示す。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第 3.2.1.d-7 表に、地震加速度区分別の炉心損傷頻度を第 3.2.1.d-8 表に示す。



起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.1.d-4 図，事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合を第 3.2.1.d-5 図，また，地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率を第 3.2.1.d-6 図に示す。

### (3) 評価結果の分析

起因事象別の結果では，外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が最も大きく（39.2%），次いで大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）を起因としたもの（14.7%）となった。

事故シーケンスグループ別の結果では，全交流動力電源喪失（38.1%）と ECCS 注水機能喪失（37.3%）が大部分を占める結果となった。

全交流動力電源喪失では，地震によるディーゼル発電機の機能損傷の寄与が支配的となった。地震により外部電源が喪失した場合に，ディーゼル発電機が機能喪失することで，炉心損傷に至る。

ECCS 注水機能喪失では，地震による原子炉容器の構造損傷の寄与が支配的となった。地震により原子炉容器が構造損傷することで ECCS 容量を超える LOCA が発生し，炉心損傷に至る。

地震加速度区分別では，1.0G～1.2G が最も支配的な加速度区間となった。これは，この加速度領域（高加速度領域）においては，機器の地震故障の寄与が支配的になるためである。

なお，原子炉建屋損傷，複数の信号系損傷等の炉心損傷直結事象については，事象進展の特定，詳細な事故シーケンスの定量化が困難であるため，保守的に炉心損傷直結事象として整理しており，地震に対するプラントの現実的な耐性が PRA の結果に現れているものではない。（補足 3.2.1.d-4）

### (4) 重要度解析，不確かさ解析及び感度解析

#### a. 重要度解析

地震 PRA で評価した SSC が，炉心損傷に与える影響を把握するために，Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した（重要度は地震 PRA で評価対象とした 0.2G から 1.5G の全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出）。

なお，定義式は以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned} \text{Fussell-Vesely 指標} &= \frac{P_i(\text{top})}{P(\text{top})} \\ &= 1 - \frac{P(\text{top}/A=0)}{P(\text{top})} \end{aligned}$$

ここで，

$P_i(\text{top})$ ：機器  $i$  の機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率

P (top) : 頂上事象の発生確率

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため FV 重要度を評価した。評価結果を第 3.2.1.d-9 表に示す。

地震によるパワーコントロールセンタの機能損傷が最も炉心損傷への寄与割合が大きく、約 3 % を占めた。次いで、地震による安全補機開閉器室空調系の空調系ダクトの構造損傷の FV 重要度が高い結果となっている。続いて、地震による内燃機関（ディーゼル機関）の機能損傷、地震によるディーゼル発電機始動用電磁弁の機能損傷及び地震によるディーゼル発電機の機能損傷が続き、FV 重要度の上位 3 位を地震による機器故障が占める結果となった。

#### b. 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の下限值（5 %）、中央値（50 %）、平均値及び上限値（95 %）の評価結果を第 3.2.1.d-10 表及び第 3.2.1.d-7 図に示す。

全炉心損傷頻度の平均値は  $3.3 \times 10^{-6}$ （/炉年）となった。不確実さ幅を示すエラーファクタは 8.4 となり、95%上限値と 5%下限値の間に約 71 倍程度の不確実さの幅があるという結果となった。炉心損傷頻度への寄与が高い 1.0G ~ 1.5G の確率論的地震ハザード曲線の超過発生頻度（/年）は、第 3.2.1.d-11 表より、信頼度区分が「90% ~ 最大値」と「最小値 ~ 10%」の間に約 120 ~ 2700 倍の差があることから、炉心損傷頻度の不確実さは、確率論的地震ハザードの不確実さの影響が支配的であると考えられる。

また、地震特有の事故シーケンスについて、5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値のそれぞれについて、全炉心損傷頻度と地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度の比を比較したところ 0.001 未満 ~ 0.107 であり、点推定値評価と同様に地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さい結果となった。

以上のことから、不確実さを考慮しても、地震特有の事故シーケンスは全炉心損傷頻度に対して寄与が小さく、地震を考慮しても選定した重要事故シーケンスで代表されることを確認した。

#### c. 感度解析

感度解析は、相関仮定に係るケースについて実施した。

##### (a) 感度解析ケース

本評価では、同様の系統及び機器に対しては、地震に対する耐力及び応答は完全相関を仮定している。この仮定の炉心損傷頻度への影響について評価するため、FV 重要度の上位を占めるパワーコントロールセンタき電盤、ディーゼル発電機、ディーゼル発電機室換気系ダクト等に対して完全独立を仮定した場合の感度解析を実施した。

##### (b) 評価結果

感度解析の結果を第 3.2.1. d-12 表に示す。完全独立を想定した場合，小破断 LOCA+補助給水失敗で約 5 割，外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失で約 5 割，大破断 LOCA+低圧注入失敗で約 6 割，中破断 LOCA+高圧注入失敗で約 6 割，小破断 LOCA+高圧注入失敗で約 5 割炉心損傷頻度が低減した。

炉心損傷頻度に対する改善寄与割合が大きい中破断 LOCA+高圧注入失敗に対する地震加速度ごとの炉心損傷頻度を第 3.2.1. d-8 図に示す。設備損傷による炉心損傷が有意となる地震加速度区間 0.6G-0.8G 以上で完全独立（多重化）の効果が表れており，この改善効果が当該事故シーケンスの炉心損傷頻度の低減に寄与したと考えられる。

第3.2.1.a-1表 地震レベル1PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源(1/2)

	PRA 評価作業	収集した情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施に当たり必要とされる設計, 運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>内部事象 PRA で使用した設計図書 (原子炉設置許可申請書, 工事計画認可申請書, 保安規定等)</li> <li>全体機器配置図, 換気空調設備図, 構内配置図, 耐震計算書, プラントウォークダウン報告書</li> <li>発電用原子炉施設設置変更許可申請書</li> </ul>
2	地震ハザード評価	敷地周辺地域における地震発生様式を考慮し, 震源モデルの設定に係る震源特性や地震動伝播モデルの設定に係る地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉設置許可申請書</li> <li>気象庁地震カタログ</li> <li>文献調査結果, 地震観測記録</li> <li>地質調査結果</li> <li>地震調査委員会 (2013): 「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013 年における検討結果～」, 地震調査研究推進本部</li> </ul>
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>国内外の PRA 情報</li> <li>工事計画認可申請書</li> </ul>
4	事故シナリオの分析と起 因事象の分類	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	<ul style="list-style-type: none"> <li>国内外の PRA 情報</li> <li>地震 PSA 学会標準</li> </ul>
		b) 事故シナリオの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記1の情報源</li> <li>既往の PRA 情報</li> <li>NUREG/CR-1278</li> </ul>
	c) システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全系等のシステム使用条件</li> <li>システムの現実的な性能</li> <li>運転員による緩和操作</li> </ul>	
	d) 事故シナリオの定量化	<ul style="list-style-type: none"> <li>対象プラントに即した機器故障モード, 運転形態</li> <li>評価結果の妥当性を確認できる情報</li> </ul>	

第3.2.1.a-1表 地震レベルIPRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源(2/2)

	参考文献
地震ハザード 評価	<p>*1 日本原子力学会(2015):日本原子力学会標準,原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実 施基準:2015,一般社団法人 日本原子力学会</p> <p>*2 活断層研究会編(1991):[新編]日本の活断層 分布図と資料,東京大学出版会</p> <p>*3 松田時彦(1975):活断層から発生する地震の規模と周期について,地震 第2輯,第28巻,269-283</p> <p>*4 武村雅之(1998):日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—,地震, 第2輯,第51巻,211-228</p> <p>*5 入倉孝次郎・三宅弘恵(2001):シナリオ地震の強震動予測,地学雑誌,110,849-875</p> <p>*6 武村雅之(1990):日本列島およびその周辺地域における浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係,地震,第 2輯,第43巻,257-265</p> <p>*7 大竹政和,平朝彦,太田陽子(2002):日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス,東京大学出版会</p> <p>*8 萩原尊禮編(1991):日本列島の地震 地震工学と地震地体構造,鹿島出版会</p> <p>*9 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博(2003):日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震,第2輯,第55巻, 389-406</p> <p>*10 S.Noda, K.Yashiro, K.Takahashi, M.Takemura, S.Ohno, M.Tohdo and T.Watanabe(2002):RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF STRUCTURES ON ROCK SITES,OECD Workshop on the Relations Between Seismological Data and Seismic Engineering. Oct.16-18, Istanbul, 399-408</p> <p>*11 今泉俊文・宮内崇裕・堤浩之・中田高編(2018):活断層詳細デジタルマップ[新編],東京大学出版会</p> <p>*12 地震調査委員会(2013):「今後の地震動ハザード評価に関する検討～2013年における検討結果～」,地震調査研究推進 本部</p>
建屋・機器 フラジリティ評価	<p>*13: R. P. Kennedy and M. K. Ravindra, “Seismic Fragilities for Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)</p> <p>*14: R. Kassawara. EPRI Report 1003121. “Methodology for Probabilistic Risk Assessment Applications of Seismic Margin Evaluations”, Electric Power Research Institute. December 2001</p> <p>*15: Westinghouse Electric Company. “AP-1000 Design Control Document”, December 2011 (年・月は,API1000標準設計認証修正版のNRC認可時期を示す)</p> <p>*16: General Electric (GE) Nuclear Energy, “ABWR Design Document”, March 1997 (年・月は,ABWR標準設計認証のNRC認可時期を示す)</p> <p>*17: 原子力発電所建屋のフラジリティ評価における認識的不確実さに関する研究(その3)まとめ,日本建築学会大会学術講 演梗概集(九州),2007年8月</p> <p>*18: N. M. Newmark and W. J. Hall, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-0098</p>

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/5)

①本震による炉心損傷事故に直接的に繋がる事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
耐震重要度 S クラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震PRAでは設計基準地震動を超えるような領域の地震を考慮するため、そのような地震が発生した場合には耐震重要度 S クラスの機器が損傷し、重大な事象に至る可能性がある。</li> </ul>	地震 PRA で考慮
安全設備の使命時間内の機能維持に必要な設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>事象緩和に必要な設備を使命時間の間作動させるのに必要な設備（燃料油系設備等）が損傷した場合、重大な事象に至る可能性がある。</li> </ul>	地震 PRA で考慮
耐震重要度 S の非常用発電機用の蓄電池の過放電に伴う立ち上がり不能	<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄電池は定期的な点検（サンプル確認及び全数確認）により保守管理されており、地震以外の過放電であればランダム故障として考慮している。</li> <li>また、加振試験により蓄電池の機能維持が確認されており、地震時の過放電の可能性は極めて低い。</li> </ul>	除外

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的につながりうる事故シナリオ —安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内・屋外設備の損傷 (その1)	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器ポークレーンは、<math>S_s</math>地震動に対して落下防止装置を有している。</li> <li>万一落下防止装置が破損しても、リングガーダの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。</li> <li>仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。</li> </ul>	除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該プラントの耐震設計において、耐震重要度Sクラスの機器は、耐震重要度B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないよう配置等の考慮を行っている。</li> <li>プラントウォークダウンにより耐震重要度Sクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。</li> </ul>	除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービンミサイルの影響は設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も格納容器を貫通しないことを確認している。</li> <li>地震でタービン軸受けが損傷するような地震動には「タービン軸振動大」によりタービントリップされ減速されるため、タービン翼が破損しても設計最大速度でミサイルとなることはない。</li> </ul>	除外
排気筒の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>PWRの排気筒は格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。</li> </ul>	除外

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/5)

②本震による炉心損傷事故に間接的につながりうる事故シナリオ ー安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内・屋外設備の損傷 (その 2)		分析	スクリーニング結果
事故シナリオ	斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構築物への影響	・原子炉建屋周辺の斜面を評価した結果、基準地震動による地震力に対して十分な安全性を有していることが確認された。	除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響		・地震 PRA では外部電源のフラジリティは、米国事例に基づき保守的な想定で考慮している。	地震 PRA で考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な工業用水等の原水供給停止に伴う冷却水枯渇の影響		・安全上重要な設備の冷却は、海水を最終ヒートシンクとする耐震設計された冷却設備 (海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水ピット等) で構成されており地震 PRA で考慮済みであるが、原水供給には期待していない。	除外
取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水管ダクト等の損傷による最終ヒートシンク喪失への影響		・取水ピットポンプ室、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室及び原子炉補機冷却海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティを地震 PRA で考慮済みである。	地震 PRA で考慮



第 3.2.1. a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (4/5)

<p>②本震による炉心損傷事故に間接的につながりうる事故シナリオ                      一地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響</p>	<p>事故シナリオ</p>	<p>分析</p>	<p>スクリーニング結果</p>
<p>地震発生前（施設の計画，設計，材料選定，製作，組立，完成検査）のミス</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設の安全性，信頼性及び点検保守上の要求を満足するため，設計・製作・施工段階における品質保証活動で適正に管理されている。</li> <li>万一，これらのミスがあったとしても，多重性を備えた設備のすべてに同様のミスが発生する可能性は小さいと考えられる。</li> <li>また，地震 PRA では保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。</li> </ul>	<p>工学的判断により除外</p>	
<p>地震中，地震後の操作員，構内勤務者，周辺関係者（送電関係等）のミスオペレーション</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震により原子炉はトリップされ，プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり，運転員の操作は可能である。</li> <li>地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても，地震 PRA で期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で可能である。</li> <li>ただし，運転員以外の人員による操作は必要ないため考慮しない。</li> </ul>	<p>地震 PRA で考慮</p>	
<p>変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場での復旧操作には期待していないため停電の影響はない。</li> <li>中央制御室への影響も，非常用照明が備えられているため，小さいと考えられる。</li> <li>非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作（ディーゼル発電機の起動等）は，運転要領（緊急処置編）に従い，中央制御室近傍で操作可能である。</li> </ul>	<p>地震 PRA で考慮</p>	
<p>地盤液状化，よう壁損傷による構内通行支障</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全上重要な設備は中央制御室より操作できざるため問題にならないと考えられる。</li> </ul>	<p>除外</p>	
<p>二次部材損傷による操作員等従業員への影響</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>施設内の損壊物や地震動による飛来物による飛来物が運転員等を傷付け，操作を妨げる可能性はあるが，中央制御室付近において，運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはなく，プラントウォークダウンにより，アクセスラートを塞いでしまう設備がないことを確認している。</li> </ul>	<p>除外</p>	

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (5/5)

③余震に係る事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
事故シナリオ 本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 本震と比較して、余震のハザード又は建屋・構築物及び機器・配管系の損傷に対する影響が無視できない場合、本震と余震の地震動を連続して受けた場合の事故シナリオを分析して炉心損傷頻度を評価する必要がある。</li> <li>しかし、これらの評価技術は研究段階にあり、評価方法の詳細、評価例等に関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法が体系的に示すには至っていない。(補足3.2.1.a-4)</li> <li>• 確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。</li> <li>• 本震後は原子炉はトリップされ、運転要領(緊急処置編)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。</li> </ul>	除外 (今後の課題)
④経年変化に係る事故シナリオ		
事故シナリオ 経年変化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響	分析 <ul style="list-style-type: none"> <li>• 予防保全等で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。</li> </ul>	スクリーニング結果 除外

第3.2.1.a-3表 地震により発生する起回事象の検討結果 (1/2)

起回事象	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
大破断 LOCA	地震による原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷により、冷却材喪失が発生する。	○
中破断 LOCA		○
小破断 LOCA		○
インターフェイスシステム LOCA	地震により多重の余熱除去系隔離弁（電動弁）が同時に誤開するような状況は稀有であり、また地震により弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷の方が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば隔離弁は健全な可能性が高く隔離機能に期待できるため、インターフェイスシステム LOCA は評価対象外とする。	×
主給水流量喪失	地震による主給水系の損傷により主給水流量喪失が発生する。	○
外部電源喪失	地震による外部電源設備の損傷により外部電源喪失が発生する。	○
ATWS	地震による原子炉トリップが必要な起回事象発生時に原子炉トリップに失敗し ATWS が発生する。	○
2次冷却系の破断	地震による主蒸気ライン配管又はライン上の付帯機器の損傷により2次冷却系が喪失する。	○
蒸気発生器伝熱管破損	地震による蒸気発生器伝熱管の1本破損が考えられるが、より事象進展の厳しい格納容器バイパスに包絡される。	(○)
過渡事象	地震による本事象の発生は考えられるが、地震が発生している状況においては、同様の緩和策で対応可能な主給水流量喪失で代表する。	(○)
原子炉補機冷却機能喪失	地震による原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷により原子炉補機冷却機能喪失が発生する。	○
手動停止	地震による原子炉トリップを想定するため、手動停止は評価対象外とする。	×

内部事象 PRA で選定した起回事象

※ (○) は評価対象とした起回事象に包絡されることを示す。

第3.2.1.a-3表 地震により発生する起回事象の検討結果 (2/2)

	起回事象	地震 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外
地震 PRA 特有の起回事象	格納容器バイパス	地震による蒸気発生器伝熱管の複数破損が発生し、格納容器バイパスが発生する。	○
	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	地震による原子炉容器等の損傷が発生し、ECCS 容量を超える冷却材喪失が発生する。	○
	原子炉建屋損傷	地震による原子炉建屋又は原子炉格納容器損傷に伴い、大規模な LOCA 及び広範囲の緩和設備の機能が喪失する。	○
	原子炉格納容器損傷	地震による原子炉補助建屋損傷に伴い、建屋内の運転コンソール、直流電源等が喪失する。	○
	原子炉補助建屋損傷	地震による原子炉補助機冷却水系統の C ヘッドに設置されている隔離弁（電動弁）の損傷が発生し、原子炉補助機冷却機能喪失が発生する。	○
	電動弁損傷による原子炉補助機冷却機能喪失	地震による炉内構造物等の損傷が発生し、蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却機能が喪失する。	○
	1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	地震による運転コンソール等の損傷が発生し、複数の信号系が損傷する。	○
	複数の信号系損傷	地震による燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による	○
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による	原子炉停止機能喪失が発生する。	○
	原子炉停止機能喪失		○

第3.2.1.a-4 表 建屋・機器選定のステップ (1/2)

ステップ	内容 (内部事象出力時レベル1 PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
1-1	<ul style="list-style-type: none"> <li>ランダム故障をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。</li> </ul>	—	—
1-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。</li> </ul>	—	—
1-3	<ul style="list-style-type: none"> <li>系統図等を基に炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外。</li> </ul>	—	—
	<p>【考え方】：炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと</p> <p>【対象】：小口径枝管の配管、弁等</p>		
1-4	<ul style="list-style-type: none"> <li>フォールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成。</li> </ul>	—	—

第3.2.1.a-4 表 建屋・機器選定のステップ (2/2)

ステップ	内容 (地震 PRA)	
	機器	建屋
2-1	<p>内部事象出力時レベル1 PRA の結果に以下の追加を検討。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震で損傷した際に起因事象を発生させる機器/建屋/屋外重要土木構築物</li> <li>起因事象発生後に事象を緩和させる機器/建屋/屋外重要土木構築物</li> </ul> <p>[考え方]: ①地震動による安全上重要な建物, 構築物, 配管等の大型静的機器の損傷に伴い, 緩和設備によって事象の進展を抑制できず, 炉心損傷に至る機器/建屋/屋外重要土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系, 非常用系を追加</p>	<p>屋外重要土木構築物</p>
	<p>[対象]: ①原子炉容器, 炉内構築物, 燃料 ②電気盤 (メタクラ, 運転コントロール) 等を追加</p> <p>[対象]: ①原子炉建屋, 原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし</p>	<p>[対象]: ①原子炉補助機冷却海水管ダクト等を追加 ②追加なし</p>
2-2	<p>内部事象出力時レベル1 PRA の結果から以下の削除を検討。</p> <p>[考え方]: 地震が発生した場合に期待できない機器/建屋/土木構築物を削除</p>	
	<p>[対象]: タービンバイパス弁等を削除</p>	<p>[対象]: 削除なし</p>
2-3	<p>プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器/建屋/屋外重要土木構築物の追加を検討。</p> <p>[考え方]: 地震 PSA 学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績を基に, 重要事故シナシス選定に当たって確認が必要な機器を抽出し, 以下の観点で影響機器の有無を確認</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>倒壊により被害を受けないか</li> <li>周辺機器の損傷時, 周辺機器の保有水による影響はないか 等</li> </ul>	
	<p>[対象]: 追加なし</p>	<p>[対象]: 追加なし</p>

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (1/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				$\beta_r$	$\beta_u$	
CV バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造損傷	伝熱管 (面内)	2.57 0.31 0.31		0.93
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造損傷	-	2.54 0.28 0.15		1.25
Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	サポートシユ (①部)	1.79 0.19 0.19		0.96
Excess-LOCA	一次冷却材管	構造損傷	ホットレグ	2.66 0.19 0.19		1.42
Excess-LOCA	1次冷却材ポンプ	構造損傷	ブラケット (①部) (RCP-U-C-2)	2.25 0.27 0.27		0.94
Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	4.37 0.31 0.31		1.58
Excess-LOCA	制御棒駆動装置	構造損傷	制御棒駆動装置耐圧部	2.10 0.25 0.25		0.94
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造損傷	リングガータ下端部 (C点)	2.47 0.19 0.25		1.21
Excess-LOCA	蒸気発生器本体	構造損傷	冷却材入口管台	2.69 0.19 0.19		1.44
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造損傷	-	3.44 0.21 0.15		1.90

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(2/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				$\beta_r$	
最終ヒートシンク喪失	電動弁	機能損傷	-	$\beta_u$	1.18
				2.83	
				0.27	
最終ヒートシンク喪失	電動弁	構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
複数の信号系損傷	安全系現場制御監視盤	機能損傷	-	3.09	1.38
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷	安全系現場制御監視盤	構造損傷	基礎ボルト	20.41	10.69
				0.19	
				0.21	
複数の信号系損傷	運転コンソール	機能損傷	鉛直方向評価	1.54	0.84
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造損傷	基礎溶接部	1.77	1.08
				0.09	
				0.23	
複数の信号系損傷	中央制御室外原子炉停止盤	機能損傷	-	11.71	6.43
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷	中央制御室外原子炉停止盤	構造損傷	基礎ボルト	63.37	42.49
				0.09	
				0.17	
複数の信号系損傷	工学的安全施設作動盤	機能損傷	-	3.09	1.38
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷	工学的安全施設作動盤	構造損傷	基礎ボルト	20.41	10.69
				0.19	
				0.21	



第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (3/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				$\beta_r$	$\beta_u$
複数の信号系損傷	原子炉安全保護盤	機能損傷	-	3.09	1.38
				0.22	
				0.27	
複数の信号系損傷		構造損傷	基礎ボルト	20.41	10.69
				0.19	
				0.21	
1 次系流路閉塞による 2 次系 除熱機能喪失	炉内構造物	構造損傷	制御棒クラスタ案内管	17.00	7.39
				0.25	
				0.27	
1 次系流路閉塞による 2 次系 除熱機能喪失	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持板 【鉛直のみ】	1.60	0.65
				0.25	
				0.31	
複数の信号系損傷	ケーブルトレイ	構造損傷	-	2.44	1.08
				0.19	
				0.31	
複数の信号系損傷	ソレノイド分電盤	機能損傷	-	3.04	1.67
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷		構造損傷	取付ボルト	42.24	28.33
				0.09	
				0.17	
複数の信号系損傷	共通要因故障対策操作盤	機能損傷	-	8.51	4.67
				0.14	
				0.23	
複数の信号系損傷		構造損傷	据付ボルト	8.80	5.90
				0.09	
				0.17	

第3.2.1.a-5表 地震PRA評価対象建屋・機器リスト(4/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値 (G)	
				$\beta_r$	HCLPF (G)
複数の信号系損傷	ATWS 対策設備 (共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (CMFP))	機能損傷	-	8.51	4.67
複数の信号系損傷				0.14	
複数の信号系損傷				0.23	
複数の信号系損傷	安全系マルチプレクサ	機能損傷	据付ボルト	8.80	5.90
複数の信号系損傷				0.09	
複数の信号系損傷				0.17	
複数の信号系損傷	安全系FDPプロセス	機能損傷	-	3.09	1.38
複数の信号系損傷				0.22	
複数の信号系損傷				0.27	
複数の信号系損傷	共通要因故障対策 EP 盤室操作盤	機能損傷	基礎ボルト	20.41	10.69
複数の信号系損傷				0.19	
複数の信号系損傷				0.21	
複数の信号系損傷	電磁干ラック	機能損傷	-	3.09	1.38
複数の信号系損傷				0.22	
複数の信号系損傷				0.27	
複数の信号系損傷	共通要因故障対策 EP 盤室操作盤	機能損傷	基礎ボルト	20.41	10.69
複数の信号系損傷				0.19	
複数の信号系損傷				0.21	
複数の信号系損傷	電磁干ラック	機能損傷	-	10.26	5.63
複数の信号系損傷				0.14	
複数の信号系損傷				0.23	
複数の信号系損傷	電磁干ラック	機能損傷	取付ボルト	42.24	28.33
複数の信号系損傷				0.09	
複数の信号系損傷				0.17	
複数の信号系損傷	電磁干ラック	機能損傷	-	4.20	2.31
複数の信号系損傷				0.14	
複数の信号系損傷				0.23	
複数の信号系損傷	電磁干ラック	機能損傷	取付ボルト	42.24	28.33
複数の信号系損傷				0.09	
複数の信号系損傷				0.17	

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (5/32)

起因事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊 3 号炉	
				中央値 (G)	HCLPF (G)
				$\beta_r$	
複数の信号系損傷	逆止弁	機能損傷	-	2.83	1.18
				0.27	
				0.26	
複数の信号系損傷		構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
地震 AT + 制御棒挿入不能	燃料集合体	構造損傷	燃料被覆管 過渡変化時 寿命初期	1.93	0.94
				0.19	
				0.25	
地震 AT + 制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒被覆管 (全引抜き状態)	2.03	1.24
				0.09	
				0.23	
大破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	14B 1 次冷却材管加圧器サージ管台	2.01	0.90
				0.25	
				0.25	
大破断 LOCA	加圧器	構造損傷	上部支持構造物埋込金物 基礎ボルト PR-1	2.16	0.87
				0.25	
				0.32	
大破断 LOCA	RHR 高温側吸込み配管	構造損傷	配管本体	4.82	1.63
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	4.82	1.63
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	蓄圧タンク注入配管(C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.82	1.63
				0.31	
				0.35	
大破断 LOCA	低压注入配管(C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.82	1.63
				0.31	
				0.35	

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (6/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		HCLPF (G)
				$\beta_r$	$\beta_u$	
中破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	6B 安全注入管台	1.50	0.25	0.67
中破断 LOCA	余熱除去ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
中破断 LOCA	SIS 高压注入ポンプ高温側注入配管	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
中破断 LOCA	高压注入系配管 (C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
中破断 LOCA	充てん注入ライン配管 (C/L 側)	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
中破断 LOCA	加圧器スプレイルライン配管	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
中破断 LOCA	CVCS 抽出配管	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
小破断 LOCA	原子炉容器	構造損傷	空気抜管	1.71	0.25	0.77
小破断 LOCA	一次冷却材管	構造損傷	2B 余剰抽出管台	2.35	0.25	1.06
小破断 LOCA	加圧器	構造損傷	スプレイルライン用管台 セーフエント	2.15	0.25	0.97
				0.25		

第 3.2.1. a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (7/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				$\beta_r$	$\beta_u$	HCLPF (G)
小破断 LOCA	RCS 加圧器スプレイヘッダライン配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器補助スプレイ配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	格納容器冷却材ドレン配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	SS サンプル冷却器注入配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	余剰抽出冷却器注入ライン配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	RV 頂部ベントライン配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器逃がし弁配管	構造損傷	配管本体	5.17		1.75
				0.31		
				0.35		
小破断 LOCA	加圧器安全弁 (安全弁 3V-RC-055, 056, 057)	構造損傷	-		-	
			-			
			-			
小破断 LOCA	加圧器逃がし弁 (空気作動弁 3PCV-452A, B)	構造損傷	-		-	
			-			
			-			

第 3.2.1.a-5 表 地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト (8/32)

起回事象/ 影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉		
				中央値 (G)		
				$\beta_r$	$\beta_u$	HCLPF (G)
2次系破断	蒸気発生器	構造損傷	給水入口管台	2.06		1.10
2次系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	0.19		
2次系破断	3 A, B, C-主蒸気逃がし弁(空 気作動弁 3PCV-3610, 3620, 3630)	構造損傷	-	3.37		1.39
2次系破断	主蒸気安全弁(安全弁 3V-MS- 521A, B, C~525A, B, C)	構造損傷	-	0.27		
2次系破断	3-タービン動補助給水ポンプ駆動 蒸気入口弁 A, B(電動弁 3V-MS- 582A, B)	構造損傷	-	-		-
2次系破断	3 A, B, C-主蒸気隔離弁(電磁 弁を含む)(空気作動弁 3V-MS- 528A, B, C)	構造損傷	-	-		-
外部電源系	外部電源系	工学的判断	-	0.30		0.09
125V DC 電源	直流コントローラセンタ	機能損傷	-	0.25		
125V DC 電源		構造損傷	基礎溶接部	0.50		
				2.18		0.97
				0.22		
				0.27		
				9.37		
				0.19		4.91
				0.21		