

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

事故シナシスグループ及び  
重要事故シナシス等の選定について

平成27年7月

東京電力株式会社

## 目 次

はじめに

- 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
      - 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
      - 1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
      - 1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理
  - 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における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 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 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
    - 2.2.2 評価事故シーケンスの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 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・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

## 表

- 第 1-1 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス
- 第 1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
- 第 1-3 表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度
- 第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定
  
- 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
- 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
  
- 第 3-1 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 3-2 表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について
- 第 3-3 表 炉心損傷までの余裕時間について

## 図

- 第 1-1 図 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
- 第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-3 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー
- 第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー
- 第 1-6 図 津波レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-7 図 プラント全体の CDF
- 第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合
  
- 第 2-1 図 格納容器破損モード抽出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象進展と格納容器破損モード
- 第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー
- 第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果
  
- 第 3-1 図 運転停止中の原子炉におけ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

第 3-2 図 定期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 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時 PRA イベントツリー)

第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

#### 別紙

- 1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について
- 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて
- 3 重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果
- 4 内部事象 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
- 5 地震 PRA、津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性
- 6 「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由
- 7 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠
- 8 炉内溶融燃料-冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理
- 9 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 PRA ピアレビュー実施結果について

#### 別添

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 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 (PRA) を活用している。

当社は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 1PRA (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 1PRA 及び津波レベル 1PRA を対象とし、これらの外部事象 PRA から抽出される建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

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。) や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、プラント運転開始時より備えている手段・設備に期待する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	モデル化採否
設計基準対象施設及びプラント運転開始時より備えている手段・設備	対象	期待する(「設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作」、「給復水系」、「外部電源復旧」等に期待する。)
AM 策(平成 4 年に計画・整備)	対象外	期待しない
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 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グループの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスグループ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以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて、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は不要とした。
- 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毎に、審査ガイドに記載の観点(共通原因故障・系統間依存性、余裕時間、設備容量、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わ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通りに示されている。

### 1 - 1

#### (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

##### ① BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

#### (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。実施した各 PRA の詳細は「柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 重大事故対策の有効性評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の結果について」に示す。

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。

実施した事故シーケンスグループに係る分析結果を以下に示す。

### 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

## (1) PRA に基づく整理

内部事象レベル 1PRA 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み合わせを評価し、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。

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 1PRA 及び津波レベル 1PRA 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 の津波高さ別イベントツリーを、第 1-6 図に津波 PRA のイベントツリーを示す。

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、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA では、内部事象レベル 1PRA 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。但し、津波 PRA のイベントツリーから抽出される、津波発生後の SRV 開放失敗に伴う LOCA の発生については、内部事象と同様、SRV 全弁のランダム故障に伴う開放失敗を想定しているため、炉心損傷頻度が  $10^{-24}$  /炉年と極めて小さいこと、及び、起因となる LOCA の発生原因がランダム故障であり、津波によらない事象であることから、内部事象 PRA での SRV 開放失敗に伴う LOCA の扱いと同様、内部事象による大 LOCA のシーケンスに含まれるものと整理している。

各 PRA により抽出した事故シーケンスを第 1-1 表に、評価結果を第 1-7 図及び第 1-8 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、「その他外部事象」と言う。)については、その他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、小破断 LOCA や全給水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 1PRA 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1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1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、解釈の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及び解釈の1-2に示されている要件との関係等を第1-2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1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1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)~(g)及びこれ以外のシーケンスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a)~(g)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) 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。

##### (b) 高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。

##### (c) 全交流動力電源喪失(長期TB, TBD, TBP, TBU)

外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源の確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生後に、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。

なお、PRAでは電源喪失のシーケンスを長期TB、TBD、TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。

##### (d) 崩壊熱除去機能喪失(TW)

運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉の注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に格納容

器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至る恐れのあるシーケンスを、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。

(e) 原子炉停止機能喪失(TC)

運転時の異常な過渡変化の発生後、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) LOCA時注水機能喪失(AE, S1E, S2E)

大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失、又は、中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。

なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失シーケンスを、破断口の大きさに応じてAE(大破断LOCA)、S1E(中破断LOCA)及びS2E(小破断LOCA)に詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シーケンスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。

(g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)(ISLOCA)

インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、ECCSによる原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至るシーケンスを、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)」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1PRAにより抽出した各事故シーケンス(第1-1表参照)のうち、喪失する緩和機能及び発生する事象の観点で解釈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、地震に伴い発生する地震特有の事象として以下の事故シーケンスグループを抽出した。

#### (1) Excessive LOCA

大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には、SRV の開放失敗による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断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、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和系に応じた事象収束の評価が困難なため、保守的に **Excessive LOCA** 相当の **LOCA** が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

なお、後述するシーケンス選定の結果、大 **LOCA** 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防止対策を講じることが困難なシーケンスとして格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。

## (2) 計測・制御系喪失

大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

## (3) 格納容器バイパス

大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム **LOCA** とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特長、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。

## (4) 格納容器・圧力容器損傷

大規模な地震では、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

## (5) 原子炉建屋損傷

大規模な地震では、原子炉建屋または、原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。

上記の事故シーケンスグループについて、解釈に従い、有効性評価における想定の可否を頻度又は影響等の観点から分析した。

コメント  
No. 144-13  
へのご回答  
(地震特有の  
事故シーケ  
ンスを追加す  
べき事故シー  
ケンスとしない  
理由)

### ① 炉心損傷頻度の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度には、必ずしも炉

コメント  
No. 144-13  
へのご回答  
(地震特有の  
事故シーケ  
ンスを追加す  
べき事故シー  
ケンスとしない  
理由)

心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2の通り、これらの事故シーケンスグループ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、対象とする機器等や建屋の損傷を以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のようになる。

- 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) 緩和機能の有無に係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)の整理の通り、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グループ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、内部事象運転時レベル 1PRA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グループに対して、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。

## ②影響(事象の厳しさ)の観点

(1)～(5)の各事故シーケンスグループ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み合わ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、対象とする機器等や建屋の損傷を以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。この様に、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流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

コメント  
No. 144-13  
へのご回答  
(地震特有の  
事故シーケ  
ンスを追加す  
べき事故シー  
ケンスとしない  
理由)

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、対象とする機器等や建屋の損傷を以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グループについて、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で述べた通り、(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、内部事象運転時レベル 1PRA 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。

上記の様に、(1)～(5)の各事故シーケンスグループは、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・配管の全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、放水設備など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べきものとする。

以上の検討を踏まえ、(1)～(5)の各事故シーケンスグループは、一定の安全系の機器の機能喪失に対する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。頻度及び影響の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき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は無いと判断した。

また、上記の検討及び別紙 2 の通り、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い、仮に損傷を受けたと想定した場合の事象収束対応については、参考としての評価実施を

検討している。

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

内部事象レベル 1PRA、PRA が適用可能な外部事象として地震及び津波レベル 1PRA 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無いことを確認した。

従って、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 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 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通り。

- 解釈 1-2 (a) に分類される事故シーケンスグループ
  - ・ 高圧・低圧注水機能喪失
  - ・ 高圧注水・減圧機能喪失
  - ・ 全交流動力電源喪失
  - ・ LOCA 時注水機能喪失
- 解釈 1-2 (b) に分類される事故シーケンスグループ
  - ・ 崩壊熱除去機能喪失
  - ・ 原子炉停止機能喪失\*

・格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

- ※ 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」は、起因事象発生後、原子炉停止機能を喪失し、格納容器の隔離後は、炉心から発生する多量の水蒸気によって格納容器内が過圧され、炉心損傷前に格納容器が過圧破損するシーケンスグループである。このため、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」は、解釈 1-2 (b)に分類している。なお、平成 26 年 7 月 22 日 第 125 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料 3-2 の第 3.1.1.c-6 表に示すとおり、炉心溶融(炉心損傷とほぼ同時)前に格納容器破損に至ることを確認している。また、起因事象の想定等により、格納容器隔離までの時間余裕には違いが生じ、格納容器破損までの時間には幅が生じるものとするが、いずれにせよ原子炉の出力が抑制できない状態で高圧炉心注水系や原子炉隔離時冷却系による注水が継続されるため、事象発生から短い時間で炉心損傷前に格納容器が過圧破損するものとする。

## 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、炉心損傷防止対策について整理した結果を第 1-3 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シーケンスが存在する。具体的には以下の 2 つの事故シーケンスが該当する。なお、国内外の先進的な対策と柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉の対策の比較を別紙 3 に示す。

### ①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

#### ②全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗

①の事故シーケンスは、原子炉圧力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、大 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始し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入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、この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シーケンスとして整理した。

①の事故シーケンスについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイなどの実施により、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(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等における格納容器破損防止対策の有効性」参照)。

②の事故シーケンスは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入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シーケンスとして整理した。

②の事故シーケンスは地震レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスである。原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果(別紙 5)からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル 1PRA では、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、



実際には不確かさが大きい。炉内構造物の HCLPF は、「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、地震発生時の地震加速度の加わり方の不確かさを考慮すると、本事故シーケンスの CDF は保守的に評価されているものとする。詳細は別紙 2 に示す。

なお、第 1-3 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 96.5%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ることを確認している。

以上から、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する(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)。

### 1.3 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もとづく整理

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毎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あたっては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(以下、「審査ガイド」と言う。)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、シーケンスグループ毎に、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、緩和系の失敗によって炉心損傷に至るシーケンスでは、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有りと判断する。例えば、2つのフロントライン系に共通のサポート系が機能喪失し、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有りと判断する。

#### 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：LOCA 時注水機能喪失】

破断口径が大きい方が、原子炉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：高圧・低圧注水機能喪失】

過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅い。このため過渡事象を起因とするシーケンスの余裕時間が短い。

#### 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：LOCA 時注水機能喪失(中小 LOCA)】

中小 LOCA 後の緩和措置としては減圧及び低圧注水があるが、減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる設備容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考える。

#### d. 事故シーケンスグループ内の代表性の観点

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、炉心損傷頻度が大きく、事故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。但し、「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。

コメント  
No. 142-3  
へのご回答  
(異なる PRA  
の結果の比  
較可能性)

今回の内部事象レベル 1PRA、地震レベル 1PRA 及び津波レベル 1PRA の結果のうち、シーケンスを選定するにあたって同一に整理できると考えられ

コメント  
No. 142-3  
へのご回答  
(異なる PRA  
の結果の比  
較可能性)

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通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。

○今回の抽出された事故シーケンスについては、第 1-4 表に示す通り、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全ての事故シーケンス対して、概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あたっては、その対応の厳しさに重きを置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、選定対象とした全ての事故シーケンス対しても重大事故等対処設備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おり、結果的に崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループにおいてのみ、重要事故シーケンスの選定の理由としている。なお、崩壊熱除去機能喪失で選定した重要事故シーケンスは内部事象レベル 1PRA 及び地震レベル 1PRA から抽出されたシーケンスであったが、第 1-3 表に示す通り、いずれの PRA においても、事故シーケンスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシーケンスである。

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

## (2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理

事故シーケンスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組み合わせによって決定されるものであり、起因事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シーケンスへの対策の観点では、同じ事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスでも、喪失した機能の機能喪失の原因が異なる場合、有効な対策が異なることがある。

具体的には、高圧・低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失がこれに該当すると考える。これらについては、内的又は地震を原因として各機能の喪失が生じる場合と、津波による浸水によって各機能の喪失が生じる場合がある。内的及び地震を原因とする場合は、重大事故等対処設備により、喪失した機能を代替することが有効と考えられる。一方、津波を原因とする場合について、今回評価対象としたプラント状態においては、浸水防止対策が最も有効であり、これにより機

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

能喪失の原因自体を取り除くことができる。

これらの対策の観点での相違も踏まえ、今回は重大事故等対処設備の有効性を評価するにあたって適切と考えられるシーケンスを選定した。各々の事故シーケンスグループに対して考慮した内容の詳細は次の 1.3.2 項に示す。

### 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、事故進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下の通りに選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なるシーケンスが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第 1-4 表に示す。

#### (1) 高圧・低圧注水機能喪失

##### ① 重要事故シーケンス

「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗」

##### ② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・ 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)

##### ③ 選定理由

本事故シーケンスグループには津波に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの⑦～⑩)が含まれている。いずれも炉心損傷頻度への寄与割合が高く、d. の着眼点では「高」又は「中」に分類されるが、その対策は防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスとして選定していない。

このため、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)から、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多いシーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。

なお、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)は有効と考えられる対策に差異が無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)は、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

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もの  
と考える。

## (2) 高圧注水・減圧機能喪失

### ① 重要事故シーケンス

「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗」

### ② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・減圧自動化ロジック

### ③ 選定理由

着眼点「高」が多く、「高」の数と同じ場合は「中」の数が多いシーケ  
ンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。

なお、本事故シーケンスグループは、各事故シーケンスに対して有効と  
考えられる対策に差異が無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早  
いと考えられる過渡事象を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳  
しいと考えられる、SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-4 表の  
本事故シーケンスグループの①)は、本事故シーケンスは本事故シーケ  
ンスグループの他の事故シーケンスに対して(第 1-4 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ものと考ええる。

## (3) 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なるシーケ  
ンスが抽出されたため、4つの事故シーケンスを重要事故シーケンスとして  
選定した。4つの事故シーケンスは、PRA から抽出された電源喪失の事  
故シーケンスである、長期 TB、TBD、TBP 及び TBU と一致することか  
ら、この名称で事故シーケンスグループを詳細化した。

また、第 1-4 図に示す通り、各重要事故シーケンスそれぞれに対し、地  
震 PRA からは、全交流動力電源最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故  
シーケンスも抽出されるが、全交流電源喪失時には、最終ヒートシンクの  
機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による  
損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧  
後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対  
応に違いが表れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機  
能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。但し、設備損傷に  
よって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧  
力逃がし装置による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒ  
ートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて代替原子炉補機  
冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し、重要事故シー  
ケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

#### a) 長期 TB

① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失」

② 主な炉心損傷防止対策

- ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の 24 時間確保)
- ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
- ・格納容器圧力逃がし装置

③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。

#### b) TBU

① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失+RCIC 失敗」

② 主な炉心損傷防止対策

- ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
- ・格納容器圧力逃がし装置

③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。

#### c) TBP

① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+DG 喪失+SRV 再閉失敗」

② 主な炉心損傷防止対策

- ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)
- ・高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)
- ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)
- ・格納容器圧力逃がし装置

③ 選定理由

シーケンスとしては 1 種類のみ(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。

#### d) TBD

① 重要事故シーケンス

「外部電源喪失+直流電源喪失」

② 炉心損傷防止対策

- ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)
- ・格納容器圧力逃がし装置

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

### ③ 選定理由

本事故シーケンスグループには 2 つの事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①, ②)が含まれている。

しかしながら、浸水による電源設備の機能喪失を含む事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの②)は津波 PRA から抽出されたシーケンスであり、頻度の観点で支配的であるものの、その発生原因が津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認には適さないと考える。

以上より、「外部電源喪失+直流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定した。

## (4) 崩壊熱除去機能喪失

### ① 重要事故シーケンス

「過渡事象+崩壊熱除去失敗」(RHR 失敗については、RHR フロント系故障またはサポート系故障を考慮)

### ② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

#### a. RHR フロント系故障の場合

- ・格納容器圧力逃がし装置

#### b. RHR サポート系故障の場合

- ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)

### ③ 選定理由

本事故シーケンスグループには LOCA に伴う事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの⑦~⑨)が含まれており、いずれも格納容器圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、b. c. の着眼点では「高」に分類されるが、これらは LOCA から派生したシーケンスである。LOCA を起因とするシーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて他のシーケンスグループで評価することから、これらの事故シーケンスは重要事故シーケンスの選定対象から除外した。

このため、この他の事故シーケンスから、着眼点「高」が多く、「高」の数が同じ場合は「中」の数が多きシーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。

なお、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①~⑥)は有効と考えられる対策に差異が無い。このため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象

コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

を起因とし、減圧時に必要な減圧幅の観点で厳しいと考えられる、SRV 再閉失敗を含まない事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)は、ランダム故障又は地震に伴って生じる事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①～⑥)に対して包絡性を有しているものとする。

#### (5) 原子炉停止機能喪失

##### ①重要事故シーケンス

「過渡事象+原子炉停止失敗」

##### ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
- ・ほう酸水注入系

##### ③選定理由

着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)を選定した。

なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスと LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。過渡事象を起因とする場合、選定する過渡事象に依るものの、事象発生後の出力変化の観点で厳しいシナリオが考えられる。一方 LOCA を起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及び LOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇すると考えられることから、事象発生後の出力変化の観点では過渡事象を起因とする場合の方が厳しいものとする。

また、本事故シーケンスグループでは、非常用炉心冷却系が確保されているシーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であるとする。このため、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を起因とする事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの①)は、LOCA を起因とする事故シーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンスグループの②～④)に対して包絡性を有しているものとする。

#### (6) LOCA 時注水機能喪失

##### ①重要事故シーケンス

「中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」

##### ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)

##### ③選定理由

着眼点「高」の数が最も多いシーケンス(第 1-4 表の本事故シーケンス



コメント  
No. 144-1  
No. 144-11  
No. 146-3  
へのご回答  
(シーケンス  
の選定プロ  
セス、選定  
結果の包絡  
性、対策と  
の関係等)  
[赤字箇所]

グループの③)を選定した。

なお、LOCAに伴って生じる事故シーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの①～④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では、中LOCAの方が水位の低下が早く、厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている。一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含むシーケンスが厳しいと考える。これらのことから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含むシーケンス(第1-4表の本事故シーケンスグループの③)は、本事故シーケンスグループの他の事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。

また、(4)の崩壊熱除去機能喪失においてもLOCAを含む事故シーケンス(第1-4表の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考えると、重要事故シーケンスに低圧ECCS注水失敗が含まれており、低圧ECCSの機能喪失は残留熱除去系による格納容器除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから、本重要事故シーケンスでは、格納容器除熱に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シーケンスは、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有しているものとする。

#### (7) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

##### ①重要事故シーケンス

「ISLOCA」

##### ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・ 高圧炉心注水系

##### ③選定理由

シーケンスとしては1種類のみ(第1-4表の本事故シーケンスグループの①)抽出されたことからこれを選定した。

なお、各事故シーケンスグループに含まれ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、炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。(別紙4)

また、地震又は津波レベル1PRAから抽出される事故シーケンスは、地震又

は津波によって起因事象が引き起こされるものの、起因事象の後のシーケンスは緩和系の成功・失敗(地震又は津波によって起因事象発生と同じタイミングで機能喪失している場合を含む)の分岐によって決定されることから、整理される事故シーケンスグループは内部事象 PRA で抽出される事故シーケンスグループと同等となる。内部事象では喪失時の炉心損傷頻度への影響の大きな機器・系統等の信頼性向上や系統機能を代替する設備の設置が対策となるが、外部事象では内部事象の対策に加えて外部事象への対策(津波に対する止水対策等)も挙げられる。外部事象自体による損傷(起因事象)の発生防止対策を実施することによっても当該事故シーケンスの発生頻度は低下すること、及び、地震又は津波によって起因事象が発生した場合であってもその後の対応は内部事象による事故シーケンスに対する有効性評価で代表できることから、地震または津波レベル 1PRA から抽出された事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定していない。(別紙 5)

第 1-1 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

起因事象	事故シーケンス	内部	地震	津波
過渡事象	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	○	—
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	○	—
	崩壊熱除去失敗	○	○	—
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	○	—
	原子炉停止失敗	○	○	—
外部電源喪失	非常用交流電源喪失	○	○	—
	非常用交流電源喪失＋SRV 再閉失敗	○	○	—
	非常用交流電源喪失＋RCIC 失敗	○	○	—
	直流電源喪失	○	○	—
	非常用交流電源喪失＋原子炉停止失敗	—	○	—
通常停止	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	—	—
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	崩壊熱除去失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	—	—
サポート系喪失	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	—	—
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	崩壊熱除去失敗	○	—	—
	SRV 再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	○	—	—
大破断 LOCA	HPCF 失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	—	—
	RHR 失敗	○	—	—
	原子炉停止失敗	○	—	—
中破断 LOCA	HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	○	—	—
	HPCF 注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	RHR 失敗	○	—	—
	原子炉停止失敗	○	—	—
小破断 LOCA	高圧注水失敗＋低圧注水失敗	○	—	—
	高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	○	—	—
	崩壊熱除去失敗	○	—	—
	原子炉停止失敗	○	—	—
格納容器バイパス(ISLOCA)	ISLOCA	○	—	—
地震に伴う損傷	Excessive LOCA	—	○	—
	計測・制御系喪失	—	○	—
	格納容器バイパス	—	○	—
	格納容器・圧力容器損傷	—	○	—
	原子炉建屋損傷	—	○	—
津波に伴う損傷	最終ヒートシンク喪失＋RCIC 失敗	—	—	○
	最終ヒートシンク喪失＋SRV 再閉失敗	—	—	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流電源喪失＋RCIC 失敗	—	—	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流電源喪失＋SRV 再閉失敗	—	—	○
	最終ヒートシンク喪失＋全交流電源喪失＋直流電源喪失	—	—	○

第 1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(KK6)

事故シーケンス	事故シーケンス別 CDF(/炉年)				全 CDF に対する割合 (%)	PRA における分類結果	解釈 1-1(a)の事故シーケンスグループ	グループ別 CDF(/炉年)	全 CDF に対する割合 (%)	解釈 1-2 との対応	
	内部	地震	津波	合計							
1	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.1×10 <sup>-10</sup>	3.8×10 <sup>-9</sup>	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	TQUV	高圧・低圧注水機能喪失	1.6×10 <sup>-4</sup>	77.3	(a)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	7.4×10 <sup>-11</sup>	2.6×10 <sup>-9</sup>	—	2.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 <sup>-10</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	3.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.2×10 <sup>-11</sup>	—	—	3.2×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 <sup>-12</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-12</sup>	< 0.1					
	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	—	—	5.3×10 <sup>-5</sup>	5.3×10 <sup>-5</sup>	26.4					
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	—	—	2.8×10 <sup>-7</sup>	2.8×10 <sup>-7</sup>	0.1					
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗	—	—	1.0×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	50.5					
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗	—	—	5.3×10 <sup>-7</sup>	5.3×10 <sup>-7</sup>	0.3					
2	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.8×10 <sup>-9</sup>	2.8×10 <sup>-8</sup>	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TQUX	高圧注水・減圧機能喪失	3.6×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	(a)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	5.4×10 <sup>-11</sup>	2.9×10 <sup>-9</sup>	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	1.2×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	4.6×10 <sup>-11</sup>	—	—	4.6×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
3	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	4.8×10 <sup>-10</sup>	1.9×10 <sup>-6</sup>	—	1.9×10 <sup>-6</sup>	0.9	長期 TB	全交流動力電源喪失	2.7×10 <sup>-5</sup>	13.3	(a)
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗	1.2×10 <sup>-10</sup>	1.0×10 <sup>-8</sup>	—	1.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TBP				
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	6.0×10 <sup>-10</sup>	5.4×10 <sup>-8</sup>	—	5.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TBU				
	外部電源喪失+直流電源喪失	8.1×10 <sup>-11</sup>	1.3×10 <sup>-7</sup>	—	1.3×10 <sup>-7</sup>	0.1	TBD				
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	—	—	2.5×10 <sup>-5</sup>	2.5×10 <sup>-5</sup>	12.2					
4	過渡事象+崩壊熱除去失敗	5.0×10 <sup>-6</sup>	3.2×10 <sup>-6</sup>	—	8.2×10 <sup>-6</sup>	4.1	TW	崩壊熱除去機能喪失	1.2×10 <sup>-5</sup>	5.9	(b)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	3.8×10 <sup>-7</sup>	1.4×10 <sup>-8</sup>	—	3.9×10 <sup>-7</sup>	0.2					
	通常停止+崩壊熱除去失敗	2.7×10 <sup>-6</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-6</sup>	1.3					
	通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	2.1×10 <sup>-8</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	5.2×10 <sup>-7</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-7</sup>	0.3					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	2.7×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	小 LOCA+崩壊熱除去失敗	5.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
大 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1						
5	過渡事象+原子炉停止失敗	5.6×10 <sup>-12</sup>	9.2×10 <sup>-9</sup>	—	9.2×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	TC	原子炉停止機能喪失	1.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	(b)
	小 LOCA+原子炉停止失敗	8.0×10 <sup>-14</sup>	—	—	8.0×10 <sup>-14</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+原子炉停止失敗	5.3×10 <sup>-14</sup>	—	—	5.3×10 <sup>-14</sup>	< 0.1					
	大 LOCA+原子炉停止失敗	5.3×10 <sup>-15</sup>	—	—	5.3×10 <sup>-15</sup>	< 0.1					
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗	—	4.7×10 <sup>-9</sup>	—	4.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
6	小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	9.8×10 <sup>-13</sup>	—	—	9.8×10 <sup>-13</sup>	< 0.1	S2E	LOCA 時注水機能喪失	1.1×10 <sup>-6</sup>	0.6	(a)
	小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	3.0×10 <sup>-12</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-12</sup>	< 0.1	S1E				
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	3.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	5.7×10 <sup>-11</sup>	—	—	5.7×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
	大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	5.0×10 <sup>-10</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-10</sup>	< 0.1	AE				
	Excessive LOCA <sup>※1</sup>	—	1.1×10 <sup>6</sup>	—	1.1×10 <sup>6</sup>	0.5	Excessive LOCA				
7	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	9.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	ISLOCA	格納容器バイパス (ISLOCA)	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	(b)
8	計装・制御系喪失 <sup>※1</sup>	—	1.9×10 <sup>-7</sup>	—	1.9×10 <sup>-7</sup>	0.1	計装・制御機能喪失	該当なし	6.0×10 <sup>-6</sup>	3.0	該当なし
9	格納容器バイパス <sup>※1</sup>	—	9.6×10 <sup>-7</sup>	—	9.6×10 <sup>-7</sup>	0.5	格納容器バイパス破断				
10	格納容器・圧力容器損傷 <sup>※1</sup>	—	1.2×10 <sup>-6</sup>	—	1.2×10 <sup>-6</sup>	0.6	圧力容器・格納容器損傷				
11	原子炉建屋損傷 <sup>※1</sup>	—	3.6×10 <sup>-6</sup>	—	3.6×10 <sup>-6</sup>	1.8	原子炉建屋損傷				
合計		8.7×10 <sup>-6</sup>	1.2×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-4</sup>	2.0×10 <sup>-4</sup>	100	—	—	2.0×10 <sup>-4</sup>	100	

※1 解釈 1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、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、新たに追加するシーケンスとはしないこととしたシーケンス。

第 1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討(KK7)

事故シーケンス	事故シーケンス別 CDF(/炉年)				全 CDF に対する割合 (%)	PRA における分類結果	解釈 1-1(a)の事故シーケンスグループ	グループ別 CDF(/炉年)	全 CDF に対する割合 (%)	解釈 1-2 との対応	
	内部	地震	津波	合計							
1	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.1×10 <sup>-10</sup>	9.2×10 <sup>-9</sup>	—	9.3×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	TQUV	高圧・低圧注水機能喪失	1.9×10 <sup>-4</sup>	79.6	(a)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	7.4×10 <sup>-11</sup>	4.0×10 <sup>-9</sup>	—	4.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 <sup>-10</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	3.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	3.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3×10 <sup>-12</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-12</sup>	< 0.1					
	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	—	—	8.7×10 <sup>-5</sup>	8.7×10 <sup>-5</sup>	36.5					
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	—	—	4.6×10 <sup>-7</sup>	4.6×10 <sup>-7</sup>	0.2					
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗	—	—	1.0×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	42.6					
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗	—	—	5.3×10 <sup>-7</sup>	5.3×10 <sup>-7</sup>	0.2					
2	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.8×10 <sup>-9</sup>	2.2×10 <sup>-8</sup>	—	2.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TQUX	高圧注水・減圧機能喪失	2.8×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	(a)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	5.2×10 <sup>-11</sup>	1.0×10 <sup>-9</sup>	—	1.1×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	1.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	1.2×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	2.9×10 <sup>-10</sup>	—	—	2.9×10 <sup>-10</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	4.1×10 <sup>-11</sup>	—	—	4.1×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
3	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	4.8×10 <sup>-10</sup>	3.5×10 <sup>-6</sup>	—	3.5×10 <sup>-6</sup>	1.5	長期 TB	全交流動力電源喪失	2.9×10 <sup>-5</sup>	12.0	(a)
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗	1.2×10 <sup>-10</sup>	2.0×10 <sup>-8</sup>	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TBP				
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	6.0×10 <sup>-10</sup>	3.7×10 <sup>-7</sup>	—	3.7×10 <sup>-7</sup>	0.2	TBU				
	外部電源喪失+直流電源喪失	8.1×10 <sup>-11</sup>	6.0×10 <sup>-8</sup>	—	6.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	TBD				
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	—	—	2.5×10 <sup>-5</sup>	2.5×10 <sup>-5</sup>	10.3					
4	過渡事象+崩壊熱除去失敗	5.0×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	—	1.0×10 <sup>-5</sup>	4.3	TW	崩壊熱除去機能喪失	1.4×10 <sup>-5</sup>	5.9	(b)
	過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	3.8×10 <sup>-7</sup>	2.3×10 <sup>-8</sup>	—	4.0×10 <sup>-7</sup>	0.2					
	通常停止+崩壊熱除去失敗	2.7×10 <sup>-6</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-6</sup>	1.1					
	通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	2.1×10 <sup>-8</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	5.5×10 <sup>-7</sup>	—	—	5.5×10 <sup>-7</sup>	0.2					
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	2.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1					
	小 LOCA+崩壊熱除去失敗	5.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1					
大 LOCA+RHR 失敗	3.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1						
5	過渡事象+原子炉停止失敗	5.0×10 <sup>-12</sup>	1.8×10 <sup>-7</sup>	—	1.8×10 <sup>-7</sup>	0.1	TC	原子炉停止機能喪失	3.6×10 <sup>-7</sup>	0.1	(b)
	小 LOCA+原子炉停止失敗	7.9×10 <sup>-14</sup>	—	—	7.9×10 <sup>-14</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+原子炉停止失敗	5.2×10 <sup>-14</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-14</sup>	< 0.1					
	大 LOCA+原子炉停止失敗	5.2×10 <sup>-15</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-15</sup>	< 0.1					
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗	—	1.8×10 <sup>-7</sup>	—	1.8×10 <sup>-7</sup>	0.1					
6	小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	9.9×10 <sup>-13</sup>	—	—	9.9×10 <sup>-13</sup>	< 0.1	S2E	LOCA 時注水機能喪失	8.2×10 <sup>-7</sup>	0.3	(a)
	小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	3.0×10 <sup>-12</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-12</sup>	< 0.1					
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	3.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	S1E				
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	5.7×10 <sup>-11</sup>	—	—	5.7×10 <sup>-11</sup>	< 0.1					
	大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	5.0×10 <sup>-10</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-10</sup>	< 0.1	AE				
	Excessive LOCA <sup>※1</sup>	—	8.2×10 <sup>-7</sup>	—	8.2×10 <sup>-7</sup>	0.3	Excessive LOCA				
7	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	9.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	ISLOCA	格納容器バイパス(ISLOCA)	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	(b)
8	計装・制御系喪失 <sup>※1</sup>	—	6.9×10 <sup>-8</sup>	—	6.9×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	計装・制御機能喪失	該当なし	4.9×10 <sup>-6</sup>	2.0	該当なし
9	格納容器バイパス <sup>※1</sup>	—	1.2×10 <sup>-7</sup>	—	1.2×10 <sup>-7</sup>	< 0.1	格納容器バイパス破断				
10	格納容器・圧力容器損傷 <sup>※1</sup>	—	8.9×10 <sup>-7</sup>	—	8.9×10 <sup>-7</sup>	0.4	圧力容器・格納容器損傷				
11	原子炉建屋損傷 <sup>※1</sup>	—	3.8×10 <sup>-6</sup>	—	3.8×10 <sup>-6</sup>	1.6	原子炉建屋損傷				
合計		8.7×10 <sup>-6</sup>	1.5×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	2.4×10 <sup>-4</sup>	100	—	—	2.4×10 <sup>-4</sup>	100	

※1 解釈 1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、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、新たに追加するシーケンスとはしないこととしたシーケンス。

第 1-3 表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度(KK6)

解釈の事故 シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シーケンス別 CDF(炉年)				全 CDF に 対する割合(%) <sup>※1</sup>	グループ別 CDF(炉年)	全 CDF に 対する割合(%) <sup>※1</sup>	備考
			内部	地震	津波	合計				
高圧・低圧注水 機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	1.1×10 <sup>-10</sup>	3.8×10 <sup>-9</sup>	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	1.6×10 <sup>-4</sup>	77.3	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・手動減圧	7.4×10 <sup>-11</sup>	2.6×10 <sup>-9</sup>	—	2.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	4.3×10 <sup>-10</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	3.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	3.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	3.2×10 <sup>-11</sup>	—	—	3.2×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・格納容器圧力逃がし装置	4.3×10 <sup>-12</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-12</sup>	< 0.1			
	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗	・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	—	—	5.3×10 <sup>-5</sup>	5.3×10 <sup>-5</sup>	26.4			
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	・津波による浸水防止	—	—	2.8×10 <sup>-7</sup>	2.8×10 <sup>-7</sup>	0.1			
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗		—	—	1.0×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	50.5			
最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗		—	—	5.3×10 <sup>-7</sup>	5.3×10 <sup>-7</sup>	0.3				
高圧注水・減圧 機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・減圧自動化ロジック(残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル 1)+600 秒経過で SRV4 弁開放)	1.8×10 <sup>-9</sup>	2.8×10 <sup>-8</sup>	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	3.6×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	5.4×10 <sup>-11</sup>	2.9×10 <sup>-9</sup>	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・残留熱除去系(低圧注水, 除熱)	2.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		1.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	1.2×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		2.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		4.6×10 <sup>-11</sup>	—	—	4.6×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
全交流動力 電源喪失	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	4.8×10 <sup>-10</sup>	1.9×10 <sup>-6</sup>	—	1.9×10 <sup>-6</sup>	0.1	2.7×10 <sup>-5</sup>	13.3	全炉心損傷頻度の約 96.5% を炉心損傷防止対策でカバー
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗 <sup>※2</sup>	・上記の点線枠内の対策 <sup>※3</sup>	1.2×10 <sup>-10</sup>	1.0×10 <sup>-8</sup>	—	1.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策	6.0×10 <sup>-10</sup>	5.4×10 <sup>-8</sup>	—	5.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	外部電源喪失+直流電源喪失	・常設代替直流電源設備 ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策	8.1×10 <sup>-11</sup>	1.3×10 <sup>-7</sup>	—	1.3×10 <sup>-7</sup>	< 0.1			
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	・津波による浸水防止	—	—	2.5×10 <sup>-5</sup>	2.5×10 <sup>-5</sup>	12.3			
崩壊熱除去 機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	5.0×10 <sup>-6</sup>	3.2×10 <sup>-6</sup>	—	8.2×10 <sup>-6</sup>	4.1	1.2×10 <sup>-5</sup>	5.9	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	3.8×10 <sup>-7</sup>	1.4×10 <sup>-8</sup>	—	3.9×10 <sup>-7</sup>	0.2			
	通常停止+崩壊熱除去失敗	・格納容器圧力逃がし装置	2.7×10 <sup>-6</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-6</sup>	1.3			
	通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	2.1×10 <sup>-8</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	・手動減圧	5.2×10 <sup>-7</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-7</sup>	0.3			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	2.7×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	小 LOCA+崩壊熱除去失敗	・常設代替交流電源設備	5.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+RHR 失敗		3.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+RHR 失敗		3.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
原子炉停止 機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	・代替制御棒挿入機能 ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	5.6×10 <sup>-12</sup>	9.2×10 <sup>-9</sup>	—	9.2×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	1.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	
	小 LOCA+原子炉停止失敗	・ほう酸水注入系	8.0×10 <sup>-14</sup>	—	—	8.0×10 <sup>-14</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+原子炉停止失敗	・高圧炉心注水系	5.3×10 <sup>-14</sup>	—	—	5.3×10 <sup>-14</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+原子炉停止失敗	・原子炉隔離時冷却系	5.3×10 <sup>-15</sup>	—	—	5.3×10 <sup>-15</sup>	< 0.1			
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗 <sup>※4</sup>	・残留熱除去系	—	4.7×10 <sup>-9</sup>	—	4.7×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
LOCA 時 注水機能喪失	小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・手動減圧	9.8×10 <sup>-13</sup>	—	—	9.8×10 <sup>-13</sup>	< 0.1	4.5×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	
	小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	3.0×10 <sup>-12</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-12</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	3.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	5.7×10 <sup>-11</sup>	—	—	5.7×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+HPCF 失敗+低圧注水失敗 <sup>※4</sup>	・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給) ・上記の点線枠内の対策 <sup>※3</sup>	5.0×10 <sup>-10</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
格納容器バイパス (ISLOCA)	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	・ISLOCA 発生箇所の隔離 ・高圧炉心注水系 ・手動減圧 ・低圧炉心注水系	9.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	
合計			8.7×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	1.8×10 <sup>-4</sup>	1.9×10 <sup>-4</sup>	96.5	1.9×10 <sup>-4</sup>	96.5	—

※1 100%には第 1-2 表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

※2 原子炉圧力の変化の不確かさによって炉心損傷防止の成否が変わる事故シーケンス

※3 事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止には至らないが、影響緩和に期待できる設備

※4 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シーケンス

※4 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シーケンス

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

第 1-3 表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度(KK7)

解釈の事故 シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	事故シーケンス別 CDF(炉年)				全 CDF に 対する割合(%)*1	グループ別 CDF(炉年)	全 CDF に 対する割合(%)*1	備考
			内部	地震	津波	合計				
高圧・低圧注水 機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧	1.1×10 <sup>-10</sup>	9.2×10 <sup>-9</sup>	—	9.3×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	1.9×10 <sup>-4</sup>	79.6	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	7.4×10 <sup>-11</sup>	4.0×10 <sup>-9</sup>	—	4.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	4.3×10 <sup>-10</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	3.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	3.1×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・格納容器圧力逃がし装置	3.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	3.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	4.3×10 <sup>-12</sup>	—	—	4.3×10 <sup>-12</sup>	< 0.1			
	最終ヒートシンク喪失+RCIC 失敗		—	—	8.7×10 <sup>-5</sup>	8.7×10 <sup>-5</sup>	36.5			
	最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉失敗	・津波による浸水防止	—	—	4.6×10 <sup>-7</sup>	4.6×10 <sup>-7</sup>	0.2			
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+RCIC 失敗		—	—	1.0×10 <sup>-4</sup>	1.0×10 <sup>-4</sup>	42.6			
最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+SRV 再閉失敗		—	—	5.3×10 <sup>-7</sup>	5.3×10 <sup>-7</sup>	0.2				
高圧注水・減圧 機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		1.8×10 <sup>-9</sup>	2.2×10 <sup>-8</sup>	—	2.4×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	2.8×10 <sup>-8</sup>	< 0.1	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・減圧自動化ロジック(残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル 1)+600 秒経過で SRV4 弁開放)	5.2×10 <sup>-11</sup>	1.0×10 <sup>-9</sup>	—	1.1×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)	2.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・残留熱除去系(低圧注水、除熱)	1.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	1.2×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		2.9×10 <sup>-10</sup>	—	—	2.9×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗		4.1×10 <sup>-11</sup>	—	—	4.1×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
全交流動力 電源喪失	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	4.8×10 <sup>-10</sup>	3.5×10 <sup>-6</sup>	—	3.5×10 <sup>-6</sup>	1.5	2.9×10 <sup>-5</sup>	12.0	全炉心損傷頻度の約 97.6% を炉心損傷防止対策でカバー
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗**2	・上記の点線枠内の対策**3	1.2×10 <sup>-10</sup>	2.0×10 <sup>-8</sup>	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策	6.0×10 <sup>-10</sup>	3.7×10 <sup>-7</sup>	—	3.7×10 <sup>-7</sup>	0.2			
	外部電源喪失+直流電源喪失	・常設代替直流電源設備 ・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保) ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・上記の点線枠内の対策	8.1×10 <sup>-11</sup>	6.0×10 <sup>-8</sup>	—	6.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	・津波による浸水防止	—	—	2.5×10 <sup>-5</sup>	2.5×10 <sup>-5</sup>	10.3			
崩壊熱除去 機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗		5.0×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	—	1.0×10 <sup>-5</sup>	4.3	1.4×10 <sup>-5</sup>	5.9	
	過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	3.8×10 <sup>-7</sup>	2.3×10 <sup>-8</sup>	—	4.0×10 <sup>-7</sup>	0.2			
	通常停止+崩壊熱除去失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	2.7×10 <sup>-6</sup>	—	—	2.7×10 <sup>-6</sup>	1.1			
	通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・格納容器圧力逃がし装置	2.1×10 <sup>-8</sup>	—	—	2.1×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	5.5×10 <sup>-7</sup>	—	—	5.5×10 <sup>-7</sup>	0.2			
	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗	・手動減圧	2.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	2.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	小 LOCA+崩壊熱除去失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	5.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+RHR 失敗	・常設代替交流電源設備	3.0×10 <sup>-8</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-8</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+RHR 失敗		3.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
原子炉停止 機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	・代替制御棒挿入機能 ・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	5.0×10 <sup>-12</sup>	1.8×10 <sup>-7</sup>	—	1.8×10 <sup>-7</sup>	0.1	3.6×10 <sup>-7</sup>	0.1	
	小 LOCA+原子炉停止失敗	・ほう酸水注入系	7.9×10 <sup>-14</sup>	—	—	7.9×10 <sup>-14</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+原子炉停止失敗	・高圧炉心注水系	5.2×10 <sup>-14</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-14</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+原子炉停止失敗	・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系	5.2×10 <sup>-15</sup>	—	—	5.2×10 <sup>-15</sup>	< 0.1			
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+原子炉停止失敗**4		—	1.8×10 <sup>-7</sup>	—	1.8×10 <sup>-7</sup>	0.1			
LOCA 時 注水機能喪失	小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・手動減圧	9.9×10 <sup>-13</sup>	—	—	9.9×10 <sup>-13</sup>	< 0.1	4.5×10 <sup>-9</sup>	< 0.1	
	小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)	3.0×10 <sup>-12</sup>	—	—	3.0×10 <sup>-12</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗	・代替格納容器冷却スプレイ系	3.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	3.9×10 <sup>-9</sup>	< 0.1			
	中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)	5.7×10 <sup>-11</sup>	—	—	5.7×10 <sup>-11</sup>	< 0.1			
	大 LOCA+HPCF 失敗+低圧注水失敗**4	・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	5.0×10 <sup>-10</sup>	—	—	5.0×10 <sup>-10</sup>	< 0.1			
格納容器バイパス (ISLOCA)	インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	・ISLOCA 発生箇所の隔離 ・高圧炉心注水系 ・手動減圧 ・低圧炉心注水系	9.5×10 <sup>-11</sup>	—	—	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	9.5×10 <sup>-11</sup>	< 0.1	
	合計		8.7×10 <sup>-6</sup>	9.7×10 <sup>-6</sup>	2.1×10 <sup>-4</sup>	2.3×10 <sup>-4</sup>	97.6	2.3×10 <sup>-4</sup>	97.6	—

\*1 100%には第 1-2 表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

\*3 事象進展の時間余裕の観点から、炉心損傷防止には至らないが、影響緩和に期待できる設備

\*2 原子炉圧力の変化の不確かさによって炉心損傷防止の成否が変わる事故シーケンス

\*4 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シーケンス

解釈の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス※1	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方					選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	備考(a: 共通原因故障※2 又は系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表性)	
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・手動減圧 ・ <u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u> ・代替格納容器冷却スプレイ系 ・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ) ・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	中	高	高	低	a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。また、最終ヒートシンク喪失に至るシーケンスでは、除熱を必要とする多くの機能が喪失するため「高」とした。 b. 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、また、津波によるシーケンスでは津波襲来までに原子炉停止しているため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c. SRV再閉失敗を含む場合はSRVから一定程度減圧されるため、再開成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での代替注水を開始できることから「低」とし、SRV再閉失敗を含まない場合を「高」とした。 d. 全CDFに対して10%以上又は事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いシーケンスを「高」とした。また、全CDFに対して0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	a. ⑤,⑥ではサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。⑦~⑩の最終ヒートシンクの喪失の発生原因は津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認には適さない。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケンスとして①を抽出。 d. 頻度の観点では⑦, ⑨が支配的であるが、起因となる最終ヒートシンクの喪失の発生原因は津波に伴う浸水によるものであり、浸水防止がその対策となるため、重大事故防止対策の有効性を確認するためのシーケンスには適さない。なお、⑦~⑩を除いた場合、①が支配的なシーケンスとなる。
	- ②過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗			中	高	低	低		
	- ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗			中	低	高	低		
	- ④通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗			中	低	低	低		
	- ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗			高	低	高	低		
	- ⑥サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗			高	低	低	低		
	- ⑦最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能 ・全交流電源 (浸水又は最終ヒートシンク喪失に伴う喪失) ・除熱機能	・津波による浸水防止	高	低	高	高		
	- ⑧最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗			高	低	低	中		
	- ⑨最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+RCIC失敗			高	低	高	高		
	- ⑩最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+SRV再閉失敗			高	低	低	中		
高圧注水・減圧機能喪失	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	・高圧注水機能 ・原子炉減圧機能	・ <u>減圧自動化ロジック(残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル1)+600秒経過でSRV4弁開放)</u> ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備) ・残留熱除去系(低圧注水、除熱)	中	高	高	高	a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。 b. 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシーケンスを「高」とした。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c. SRV再閉失敗を含む場合はSRVから一定程度減圧されるため、バックアップ手段による減圧を実施した場合、再開成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での注水を開始できることから「低」とし、SRV再閉失敗を含まない場合を「高」とした。 d. 全CDFに対して10%以上又は事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いシーケンスを「高」とした。また、全CDFに対して0.1%未満のシーケンスを「低」とした。	a. ⑤,⑥ではサポート系1区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。 b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケンスとして①を抽出。 d. 頻度の観点では①が支配的となった。
	- ②過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高	低	低		
	- ③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	低	高	低		
	- ④通常停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	低	低	低		
	- ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			高	低	高	低		
	- ⑥サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			高	低	低	低		

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 地震PRAでは多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。



解釈の事故 シーケンス グループ	詳細化した 事故シーケンス グループ	主要な事故シーケンス※1	喪失した機能		対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方				備考(a: 共通原因故障※2 又は系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表性)	選定した重要事故 シーケンスと選定理由	
			電源	冷却機能		a	b	c	d			
全交流動力 電源喪失	長期 TB	◎ ①全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)	全交流電源	原子炉隔離時冷却系(RCIC)を除く注水・除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>RCIC(所内直流電源設備の確保)</li> <li>高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	各重要事故シーケンスそれぞれに対し、地震 PRA からは、全交流動力電源と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シーケンスも抽出されるが、全交流電源喪失時には、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に係らず最終ヒートシンクの喪失については、交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが表れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。但し、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器圧力逃がし装置による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて代替原子炉補機冷却系の有効性を確認することができる。これを考慮し、重要事故シーケンスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。
	TBU	◎ ①全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗	全交流電源	全ての注水・除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	TBP	◎ ①全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再開失敗	全交流電源	全ての注水・除熱機能※3	<ul style="list-style-type: none"> <li>RCIC(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)</li> <li>高圧代替注水系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。	
	TBD	◎ ①外部電源喪失+直流電源喪失	全交流電源 直流電源	全ての注水・除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(常設代替直流電源設備)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	高	-	-	低	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれていること及び、電源を必要とする多くの機能が喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 事象発生後、いずれの注水手段にも期待できない点は同等であり、余裕時間に差異は無いと考えられることから「-」とした。</p> <p>c. 原子炉圧力容器内が高圧状態で推移する点は同等であり、電源喪失後、少なくとも蒸気駆動の高圧注水及び制御用直流電源を確保すれば必要な設備容量は同等であることから「-」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は詳細化した事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	②は頻度の観点で支配的であるものの、その発生原因が津波に伴う浸水によるものであり、対策としては防潮堤の設置や建屋内止水等の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認には適さない。	
		②最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失(電源盤浸水)+直流電源喪失(電源設備浸水)	全交流電源 直流電源	全ての注水・除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波による浸水防止</li> </ul>	高	-	-	高	以上より、より多くの対策の有効性を確認出来る点で①が本事故シーケンスグループの事故シーケンスを代表していると考え、①を重要事故シーケンスとして選定。		

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 地震 PRA では多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。

※3 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでは、RCIC を用いることで原子炉水位を維持することができる。

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRA の結果を踏まえた対策について)

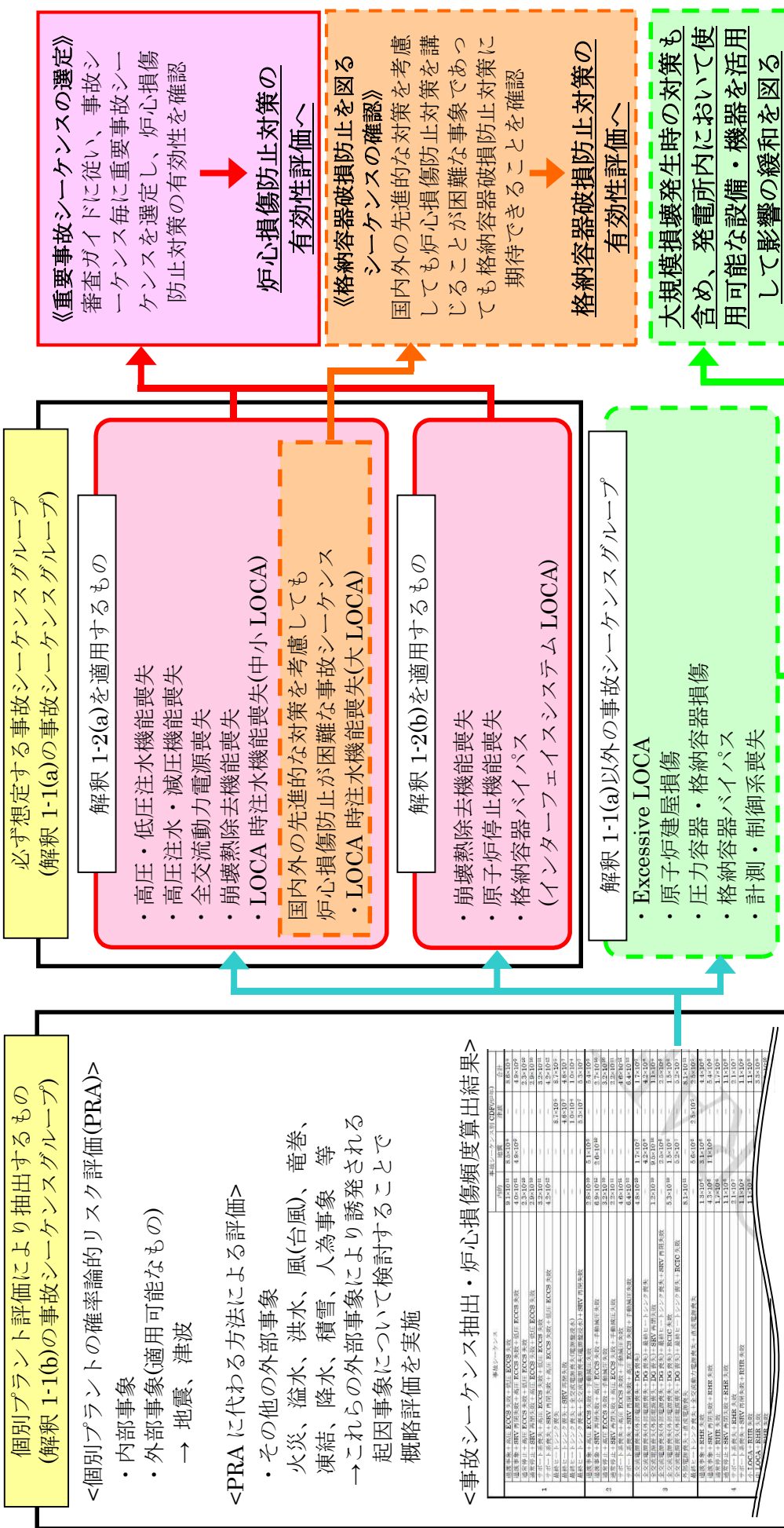
第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定(3/3)

コメント No. 144-1, 144-11, 146-3 へのご回答  
(シーケンスの選定プロセス、選定結果の包絡性、対策との関係等)

解釈の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス*1	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点と重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由	
				a	b	c	d		
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗	・除熱機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>常設代替交流電源設備</li> </ul>	中	中	低	高	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起回事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 過渡事象(全給水喪失事象)は手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早いことから「中」とした。また、LOCA は直接 D/W に蒸気が放出されるため、格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。手動停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。</p> <p>c. LOCA は直接 D/W に蒸気が放出されるため、S/C での蒸気凝縮に十分に期待できない分格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。他の起回事象については、崩壊熱除去に関する設備容量に差異は無いと考え「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	
	— ②過渡事象+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗			中	中	低	中		
	— ③通常停止+崩壊熱除去失敗			中	低	低	中		
	— ④通常停止+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗			中	低	低	低		
	— ⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗			高	低	低	中		
	— ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+崩壊熱除去失敗			高	低	低	低		
	— ⑦小 LOCA+崩壊熱除去失敗			中	高	高	低		
	— ⑧中 LOCA+RHR 失敗			中	高	高	低		
	— ⑨大 LOCA+RHR 失敗			中	高	高	低		
原子炉停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗	・原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替制御棒挿入機能</li> <li>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>残留熱除去系</li> </ul>	中	高	中	高	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。</p> <p>b. 過渡事象(主蒸気隔離弁閉)は LOCA と比較して反応度投入に伴う出力抑制の観点で厳しく、大 LOCA は LOCA 後の水位低下の観点で厳しいと考えられることから「高」とし、中小 LOCA については「中」とした。</p> <p>c. 停止機能の設備容量については事故シーケンス間に有意な差が無いと考えられるが、原子炉内が中圧～高圧で維持されるシーケンスでは注水可能な系統が高圧に限定されることから、RCIC の使用可能性も考慮し、過渡事象及び小 LOCA を「中」とし、中 LOCA については「高」、大 LOCA については「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	
	— ②小 LOCA+原子炉停止失敗			中	中	中	低		
	— ③中 LOCA+原子炉停止失敗			中	中	高	低		
	— ④大 LOCA+原子炉停止失敗			中	高	低	低		
LOCA 時注水機能喪失	— ①小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	中	低	高	低	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。</p> <p>b. 中 LOCA の方が事象進展が早いことから「高」とし、小 LOCA を「低」とした。</p> <p>c. 減圧に用いる SRV は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる設備容量は低圧 ECCS より少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS 失敗を含むシーケンスが厳しいと考え、「高」とし、原子炉減圧失敗を含むシーケンスを「低」とした。</p> <p>d. 全 CDF に対して 10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いシーケンスを「高」とした。また、全 CDF に対して 0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p>	
	— ②小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	低	低	低		
	◎ ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗			中	高	高	高		
	— ④中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高	低	低		
格納容器バイパス(ISLOCA)	◎ ①インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ISLOCA 発生箇所の隔離</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧炉心注水系</li> </ul>	—	—	—	—	抽出されたシーケンスが 1 つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「—」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 地震 PRA では多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。



<新たな事故シナリオグループとして追加の要否確認>  
「解釈 1-1(a)の事故シナリオ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」  
・ 評価を詳細化すれば必ずしも炉心損傷直結ではなく、必ず想定する事故シナリオグループに包絡される事故シナリオともなり得る。  
・ 損傷の程度によっては、有効性評価で想定した影響緩和策に期待できる可能性、或いは可搬型の機器等を用いて臨機応変に、炉心損傷防止のための対応をとることができる可能性が考えられる。  
以上の理由により、新たなグループとしての追加は不要と判断

第 1-1 図 事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定の全体プロセス

過渡事象	原子炉停止	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故 シナリオ グループ
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	(d)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	(d)
							過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
							過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
							過渡事象 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
							過渡事象 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)
							過渡事象 + 原子炉停止失敗	(e)

外部電源 喪失	直流電源	交流電源	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	事故シナリオ	事故 シナリオ グループ
						過渡事象へ
						(c)
						(c)
						(c)
						(c)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー(1/3)

通常停止・サポ一ト系喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シケケンス	事故シケケンスグループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						通常停止 + 崩壊熱除去失敗 サポ一ト系喪失 + 崩壊熱除去失敗	(d)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						通常停止 + 崩壊熱除去失敗 サポ一ト系喪失 + 崩壊熱除去失敗	(d)
						通常停止 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 サポ一ト系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
						通常停止 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗 サポ一ト系喪失 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						通常停止 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗 サポ一ト系喪失 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						通常停止 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗 サポ一ト系喪失 + SRV再開失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
						通常停止 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 サポ一ト系喪失 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
						通常停止 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗 サポ一ト系喪失 + SRV再開失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー(2/3)

冷却材喪失事象	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シケケンス	事故シケケンスグループ
						炉心損傷なし 大破断LOCA + RHR失敗 中破断LOCA + RHR失敗 小破断LOCA + 崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (d)
						炉心損傷なし 大破断LOCA + RHR失敗 中破断LOCA + RHR失敗 小破断LOCA + 崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (d)
						大破断LOCA + HPCF失敗 + 低圧ECCS注水失敗 中破断LOCA + HPCF失敗 + 低圧ECCS注水失敗 小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(f)
						中破断LOCA + HPCF注水失敗 + 原子炉減圧失敗 小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(f)
						大破断LOCA + 原子炉停止失敗 中破断LOCA + 原子炉停止失敗 小破断LOCA + 原子炉停止失敗	(e)

インターフェイスシステムLOCA	事故シケケンス	事故シケケンスグループ
		(g)
ISLOCA		(g)

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失 (g) 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー(3/3)

地震	地震 加速度大	建屋・ 構造物 の損傷	格納容器 バイパス	冷却材喪失 (E-LOCA)	計測・ 制御系 喪失	直流 電源喪失	原子炉 補機冷却系 の喪失	交流 電源喪失	外部電源 喪失	事故シケケンス	事故 シケケンス グループ
										炉心損傷なし	炉心損傷なし
										過渡事象へ	過渡事象へ
										外部電源喪失へ	外部電源喪失へ
										全交流電源喪失へ	全交流電源喪失へ
										最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失へ	最終ヒートシンク喪失 +全交流電源喪失へ
										直流電源喪失	(h)
										計測・制御系喪失	(h)
										Excessive LOCA	(f)
										格納容器バイパス	(h)
										格納容器・圧力容器損傷 原子炉建屋損傷	(h)

- (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失 (f) LOCA時注水機能喪失  
(h) 炉心損傷直結シケケンス E-LOCA : Excessive -LOCA

第 1-3 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー

過渡事象/ 外部電源喪失※1	原子炉停止	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁再閉 鎖)	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シケケンス	事故 シケケンス グループ
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	(d)
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	(d)
								過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
								過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								過渡事象 + SRV再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								過渡事象 + SRV再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗	(d)
								過渡事象 + SRV再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(a)
								過渡事象 + SRV再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(b)
								Excessive LOCA	(f)
								過渡事象 + 原子炉停止失敗	(e)

※1DG 全喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) 原子炉停止機能喪失 (e) LOCA 時注水機能喪失

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー(1/2)



全交流電源喪失/ 全交流電源喪失+最終ヒートシンク喪失	原子炉停止	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁再閉鎖)	高圧炉心 冷却	事故シナリオ	事故 シナリオ グループ
					全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失) 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失 <sup>※1</sup>	(c)
					全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 <sup>※1</sup>	(c)
					全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗 <sup>※1</sup>	(c)
					Excessive LOCA	(f)
					全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+原子炉停止失敗 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+原子炉停止失敗 <sup>※1</sup>	(e)

※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、全交流動力電源喪失の事故シナリオとして整理した。

(c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失

第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー(2/2)

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.2m	3.5m	発生する起回事象	事故シナケケンス	事故シナケケンスグループ					
以上↓						起因となる事象発生なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし					
						①	①+②	①+②+③	①+②+③+④	①+②+③+④+⑤	過渡事象へ※1	過渡事象へ※1	過渡事象へ※1
								津波高さ 4.2m～6.5mへ			津波高さ 4.2m～6.5mへ	津波高さ 4.2m～6.5mへ	津波高さ 4.2m～6.5mへ
											非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	直流電源喪失

※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。

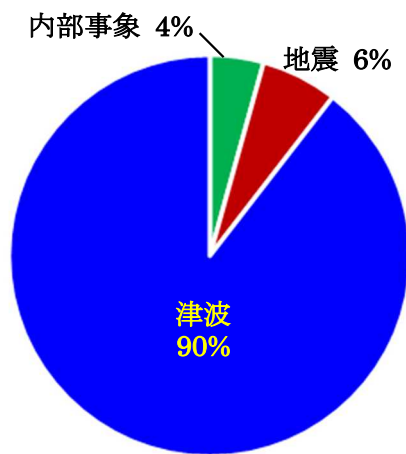
① 過渡事象    ② 最終ヒートシンク喪失(LUHS)    ③ 全交流動力電源喪失(SBO)    ④ 直流電源喪失    ⑤ 外部電源喪失

第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー

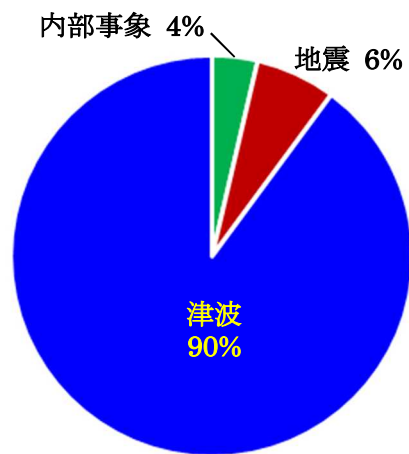
津波高さ 4.2m～6.5m	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 再閉鎖)	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオグループ
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							※1	(d)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							※1	(d)
							最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失+RCIC失敗	(a)
							※1	(b)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							※1	(d)
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							※1	(d)
							最終ヒートシンク喪失+SRV再開失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流電源喪失+SRV再開失敗	(a)
							※1	(b)
							LOCA	(f)

※1 イベントツリー上はシナリオを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シナリオは発生しない。  
 (a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) LOCA 時注水機能喪失 (e) LOCA 時注水機能喪失

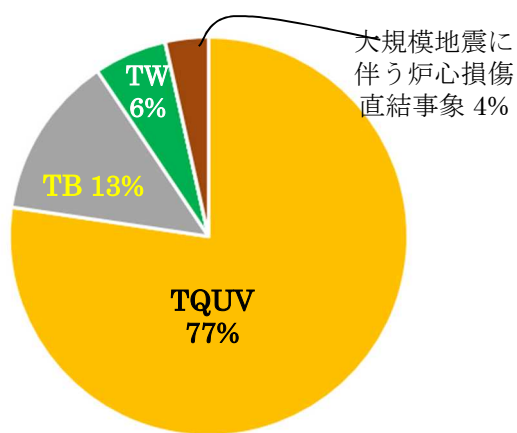
第 1-6 図 津波レベル 1PRA イベントツリー



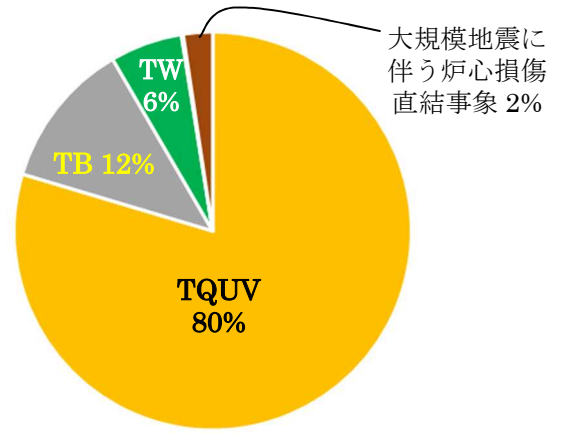
KK6 事象別



KK7 事象別



KK6 事故シーケンスグループ別

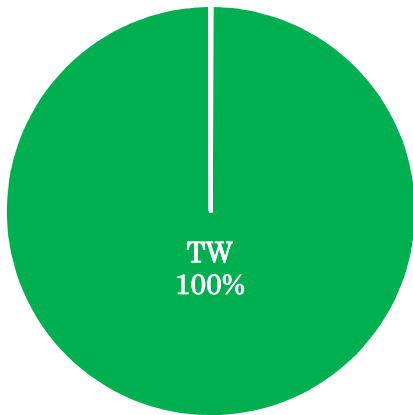


KK7 事故シーケンスグループ別

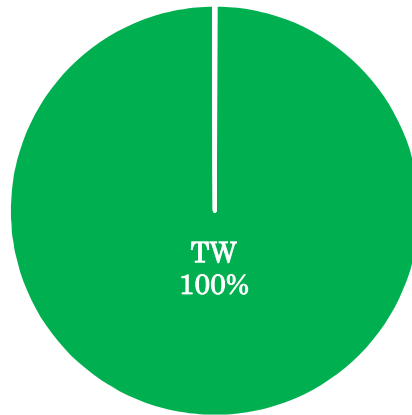
KK6 全 CDF :  $2.0 \times 10^{-4}$  /炉年

KK7 全 CDF :  $2.4 \times 10^{-4}$  /炉年

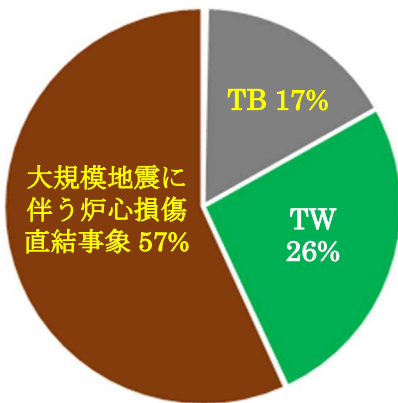
第 1-7 図 プラント全体の CDF



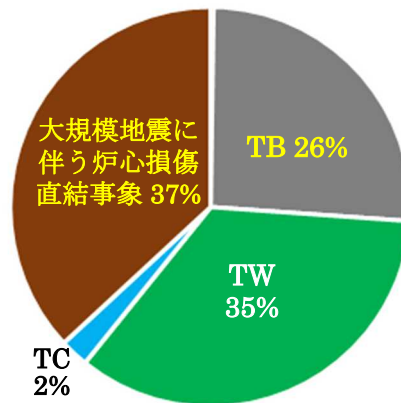
KK6 内部事象運転時レベル 1PRA  
(CDF :  $8.7 \times 10^{-6}$  /炉年)



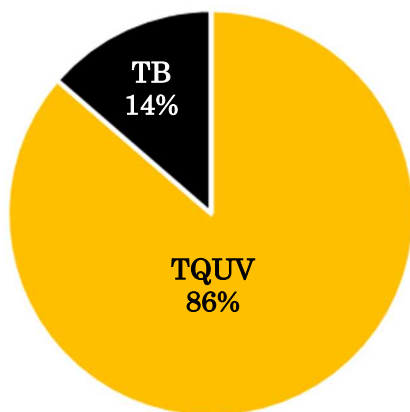
KK7 内部事象運転時レベル 1PRA  
(CDF :  $8.7 \times 10^{-6}$  /炉年)



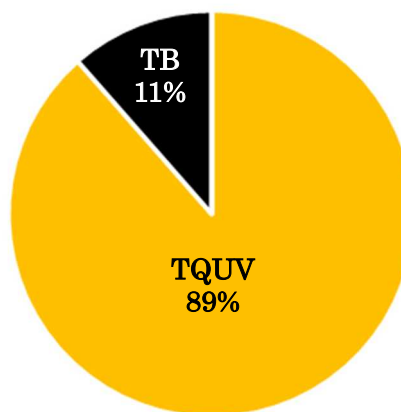
KK6 地震レベル 1PRA  
(CDF :  $1.2 \times 10^{-5}$  /炉年)



KK7 地震レベル 1PRA  
(CDF :  $1.5 \times 10^{-5}$  /炉年)



KK6 津波レベル 1PRA  
(CDF :  $1.8 \times 10^{-4}$  /炉年)



KK7 津波レベル 1PRA  
(CDF :  $2.1 \times 10^{-4}$  /炉年)

第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合

## 2 格納容器破損防止対策の有効性評価における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格納容器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はないものと判断した。
- ④ 格納容器破損モード毎に格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)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選定に係る個別プラント評価による抽出に関して以下の通りに示されている。

### 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。外部事象について、地震レベル 1.5PRA は建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程の不確かさが大きく、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事故シーケンスの分析を行った。

実施した内部事象レベル 1.5PRA の詳細は「柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 重大事故対策の有効性評価に係る確率論的リスク評価(PRA)の結果について」に示す。

実施した事故シーケンスグループ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①～⑫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 図の通り炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力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毎の格納容器破損頻度(以下、「CFF」と言う。)への寄与割合を第 2-4 図に示す。

①原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損

原子炉停止失敗時に、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る事象として分類する。

②過圧破損(炉心損傷前)

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格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。

③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 の発生により、格納容器をバイパスして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。

④格納容器隔離失敗

炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、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。

⑤水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)

高温の溶融物が下部プレナムの冷却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圧力容器の蓋がミサイルとなって格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。

⑥格納容器雰囲気直接加熱

高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、溶融物が格納容器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、格納容器内圧力が上昇し格納容器破損に至る事象として分類する。

⑦水蒸気爆発(格納容器内での水蒸気爆発)

高温の溶融物が下部ドライウエル(ペDESTAL部分)の冷却水中に落下し、水蒸気爆発または水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに格納容器に付加される機械的エネルギーによって格納容



器破損に至る事象として分類する。

⑧格納容器直接接触

原子炉圧力容器破損後にペDESTALへ落下した溶融物がペDESTAL床からドライウェル床に広がり、高温の溶融物がドライウェル壁に接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通し、格納容器破損に至る事象として分類する。

⑨過圧破損(炉心損傷後)

炉心損傷後に溶融物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格納容器が過圧され、破損に至る事象、又は、デブリが冷却されない場合に、溶融炉心・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、格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑩過温破損

原子炉圧力容器破損後、格納容器内で溶融物への注水がない場合に、溶融物からの輻射及び対流によって格納容器雰囲気加熱され、格納容器貫通部等が熱的に損傷し、格納容器の破損に至る事象として分類する。

⑪コア・コンクリート反応継続

原子炉圧力容器の破損後、格納容器内に放出された溶融物が冷却できない場合に、下部ドライウェル側壁のコンクリートが浸食され、原子炉圧力容器支持機能が喪失する事象又は格納容器のベースマットが溶融貫通し、格納容器破損に至る事象として分類する。

⑫水素燃焼

格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合に水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器破損に至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、津波及び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、内部事象運転時レベル 1.5PRA の知見等を活用して検討した結果、地震、津波及び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 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に基づき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)～(5)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(シェルアタック)は、ペDESTAL床とドライウェル床とが同一レベルに構成されている BWR MARK-I 型の格納容器に特有の破損モードであり、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉の RCCV 型格納容器では、デブリが原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない。(別紙 6)

また、柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さい。このため、本破損モードはレベル 1.5PRA の定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。一方、格納容器内の窒素置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ、窒素置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起るような重大事故時においても格納容器内雰囲気が水素の可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して 4%以下又は酸素濃度 5%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙 6)

### (1) 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損

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「原子炉停止機能喪失」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CFF( $5.1 \times 10^{-12}$  /炉年)の全CFFに対する寄与割合は0.1%未満である。

従って、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。

## (2) 過圧破損(炉心損傷前)

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「崩壊熱除去機能喪失」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CFF( $8.7 \times 10^{-6}$  /炉年)の全CFFに対する寄与割合は約99.9%である。

従って、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) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA

これらの破損モードは、事象の発生と同時に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評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステム LOCA で想定した事象及び評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した理由を示す。

### (3)-1 格納容器隔離失敗

本破損モードは炉心が損傷した時点で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、ランダム要因による貫通部の機器の破

損や人的過誤を考慮している。

現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取していることから、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。(別紙 7)

今回実施したレベル 1.5PRA では、国内 BWR プラントの格納容器隔離失敗の実績が無いことから、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 CFF( $5.5 \times 10^{-11}$  /炉年、全 CFF に対する寄与割合 0.1%未満)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 CFF はさらに小さくなると推定される。(別紙 7)

以上、本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、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、格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常運転管理において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、本事象の分岐に至る前の事故シーケンスによる炉心損傷を防止することが重要な事象と考えることから、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評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

また、格納容器隔離失敗については地震レベル 1PRA においても抽出されており、地震レベル 1PRA では、地震によって格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。

破断箇所や破断の程度の組み合わせを特定することは困難であるため、定量的に分析することは難しいが、破断箇所及び喪失した機能に応じて炉心損傷防止を試みる対応が発生するものと考ええる。

炉心損傷の後に格納容器の破損に至る事象ではなく、地震により格納容器の隔離機能が先行して喪失する事象であるため、その対応は炉心損傷防止が重要となる。この観点から、地震レベル 1PRA で抽出された格納容器隔離失敗についても、評価事故シーケンスに追加する必要はないと判断した。

#### (4) インターフェイスシステム LOCA

本破損モードは、発生と同時に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運転時レベル 1PRA 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。

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圧力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。

従って、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。なお、当該破損モードの CFF( $9.5 \times 10^{-11}$  /炉年)の全 CFF に対する寄与割合は 0.1%未満である。

#### (5) 水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)

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格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、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8)

従って、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。

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

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毎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あたっては、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

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) 高圧熔融物放出/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熔融燃料－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熔融燃料－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。柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル 1.5PRA の定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シーケンスとしては炉心損傷後の格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシーケンスを選定する。

### (5) 熔融炉心・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、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の観点から厳しいシーケンスを選定する。

上記に基づき、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毎に格納容器破損の際の結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態(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 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

レベル 1.5PRA では、レベル 1PRA 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格納容器破損に至る事故シーケンスを定量化している。その際、格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源確保」の4つの属性に着目してレベル 1PRA 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。

ここで、AE、S1E、S2E は LOCA として1つのプラント損傷状態とした。これは事故進展解析の結果、冷却材の流出口の大きさが炉心損傷後の事象の進展速度に大きな影響を及ぼすものではないと考えたためである。

この PDS の定義に従い、格納容器破損モード毎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全ての 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 を選定した。選定結果を第 2-3 表に示す。

なお、第 2-2 表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されている TW、TC、ISLOCA については、格納容器先行破損の事故シーケンスであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」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の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毎に選定した 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。選定結果を第 2-4 表に示す。

なお、重大事故対処設備により、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のシーケンスを除いた評価事故シーケンスに至るシナリオは全て防止できるため、有効性評価においては重大事故対処設備に期待せず、「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のシーケンスを除いた評価事故シーケンス炉心損傷に至る状況を仮定している。

また、各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、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 4)

### 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及び該当する PDS は以下の通り。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)

- ・大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗 (AE)
- ・外部電源喪失+DG 失敗+SRV 再閉鎖失敗 (TBP)
- ・外部電源喪失+DG 失敗+最終ヒートシンク喪失+SRV 再閉鎖失敗 (TBP)

2.2.1 項の PDS 選定では、上記の PDS を含めて格納容器破損モード毎に厳しい PDS を選定している。従って、炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等についても、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。

### 2.2.4 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。

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、可搬型設備(消防車、電源車等)による対応や放射性物質の拡散を防止する対策(放水設備、シルトフェンス等)により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

PRA から抽出された格納容器破損モード	CFF (1/炉年)	全 CFF (占める割合(%))	解釈 2-1(a)で想定する破損モード	備考
原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	$5.1 \times 10^{-12}$	< 0.1	解釈 2-1(a)で想定する破損モード 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	解釈 1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナシケンスグループ「原子炉未臨界確保失敗」
過圧破損(炉心損傷前)	$8.7 \times 10^{-6}$	99.9		解釈 1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナシケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」
過圧破損(炉心損傷後)	$3.9 \times 10^{-10}$	< 0.1		—
過温破損	$8.4 \times 10^{-9}$	0.1		—
格納容器雰囲気気直接加熱	$1.2 \times 10^{-12}$	< 0.1	高压溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	—
水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)	—	—	なし	各種研究により得られた知見から、原子炉圧力容器内で水蒸気爆発が発生し、格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価。(別紙 8)
水蒸気爆発(格納容器内での水蒸気爆発)	$3.8 \times 10^{-13}$	< 0.1	原子炉圧力容器外での溶融燃料—冷却材相互作用	—
コア・コンクリート反応継続	$1.2 \times 10^{-11}$	< 0.1	溶融炉心・コンクリート相互作用	—
インターフェイズシステム LOCA	$9.5 \times 10^{-11}$	< 0.1	なし	解釈 1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シナシケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイズシステム LOCA)」
格納容器隔離失敗	$5.5 \times 10^{-11}$	< 0.1	なし	通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用としていること、本破損モードの CFF 及び全 CFF に対する寄与割合が極めて小さいこと、格納容器隔離失敗を考慮すべき PDS の多くについて炉心損傷防止対策の有効性を確認しており、格納容器外への放射性物質の大規模な放出防止が可能と考えられることから、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。
水素燃焼	—	—	水素燃焼	柏崎刈羽原子炉発電所 6 号炉及び 7 号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素及び酸素が可燃限界に至る可能性が十分小さいと評価し、PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で有効性評価の対象とする。
格納容器直接接触(シエルアタック)	—	—	格納容器直接接触(シエルアタック)	RCCV 型の格納容器である柏崎刈羽原子炉発電所 6 号炉及び 7 号炉では構造的に発生する可能性は無い格納容器破損モードであることから、有効性評価における評価対象から除外した。
合計	$8.7 \times 10^{-6}$	100		

注：灰色の箇所は、格納容器破損防止対策の有効性評価で考慮しないことを意味する。

第 2-2 表 プラント損傷状態(PDS)の定義

PDS	PCV 破損時期	RPV 圧力	炉心損傷時期	プラント 損傷時点での 電源有無
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	AC/DC 電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	AC/DC 電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	DC 電源有 AC 電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源有 AC 電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	DC 電源有 AC 電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	DC 電源無
LOCA ・ AE(大 LOCA) ・ S1E(中 LOCA) ・ S2E(小 LOCA)	炉心損傷後	低圧※	早期	AC/DC 電源有
TW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
格納容器バイパス(ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—

※ S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな冷却材流出の影響を確認する PDS として、大 LOCA をその代表として扱うこととし、高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。

注：網掛けは格納容器先行破損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

コメント No. 144-6, 144-8, 146-9, 146-19, 146-20, 146-21 へのご回答  
(PDS 及び評価事故シーケンスの選定プロセスにおける考え方、妥当性等)

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	PDS 別 CFF(炉年)	破損モードの CFF に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	3.9×10 <sup>-10</sup>	TQUV	2.5×10 <sup>-13</sup>	0.1	<p>【事象進展(過圧・過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX、TQUV、TB の各シナリオと比較し、LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。</li> <li>・過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>・過温破損については LOCA の寄与が高い。</li> <li>・過温破損については対策として格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。</li> <li>・LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、LOCA に全交流動力電源喪失事象(SBO)を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>	LOCA+SBO
		TQUX	1.8×10 <sup>-10</sup>	46.3		
		LOCA	3.0×10 <sup>-18</sup>	< 0.1		
		長期 TB	1.1×10 <sup>-10</sup>	29.0		
		TBU	8.0×10 <sup>-11</sup>	20.5		
		TBP	1.6×10 <sup>-11</sup>	4.2		
		TBD		—		
	8.4×10 <sup>-9</sup>	TQUV	9.5×10 <sup>-10</sup>	11.4		
		TQUX	2.2×10 <sup>-9</sup>	26.7		
		LOCA	4.5×10 <sup>-9</sup>	53.5		
		長期 TB	2.7×10 <sup>-10</sup>	3.2		
		TBU	2.9×10 <sup>-10</sup>	3.5		
		TBP	5.7×10 <sup>-11</sup>	0.7		
		TBD	8.0×10 <sup>-11</sup>	1.0		
2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10 <sup>-12</sup>	TQUV		—	<p>【事象進展緩和(減圧)の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・長期 TB は事象初期において RCIC による冷却が有効なシーケンスであり、減圧までの時間余裕の観点では TQUX、TBD、TBU の方が厳しい。</li> <li>・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX、TBD、TBU に PDS 選定上の有意な違いは無い。</li> </ul> <p>以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。</p>	TQUX
		TQUX	3.5×10 <sup>-14</sup>	3.0		
		LOCA		—		
		長期 TB	1.1×10 <sup>-12</sup>	96.6		
		TBU	4.7×10 <sup>-15</sup>	0.4		
		TBP		—		
		TBD	3.3×10 <sup>-15</sup>	0.3		
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	3.8×10 <sup>-13</sup>	TQUV	1.1×10 <sup>-16</sup>	< 0.1	<p>【事象(FCI における発生エネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心落下時の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD、TBU、長期 TB は選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス(TQUV、TBP)より小さくなり※、デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。また、LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し、ペDESTAL 部に滞留する。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCA を選定対象から除外した。</li> <li>・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ーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。</p> <p>※LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。</p>	TQUV
		TQUX	1.3×10 <sup>-13</sup>	35.2		
		LOCA	2.1×10 <sup>-13</sup>	56.3		
		長期 TB	9.7×10 <sup>-15</sup>	2.5		
		TBU	1.9×10 <sup>-14</sup>	4.9		
		TBP	4.0×10 <sup>-15</sup>	1.1		
		TBD		—		
4 溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10 <sup>-11</sup>	TQUV	1.6×10 <sup>-14</sup>	0.1	<p>【事象(MCCI に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBD、TBU、長期 TB を選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA はペDESTAL への冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。</li> <li>・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ーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。</p>	TQUV
		TQUX	8.1×10 <sup>-12</sup>	69.9		
		LOCA	2.2×10 <sup>-20</sup>	< 0.1		
		長期 TB	1.5×10 <sup>-12</sup>	12.7		
		TBU	1.7×10 <sup>-12</sup>	14.4		
		TBP	3.2×10 <sup>-13</sup>	2.8		
		TBD		—		
5 水素燃焼	—	—		—	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、柏崎刈羽原子力発電所(KK)6 号炉及び 7 号炉では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、KK6 号炉及び 7 号炉において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。</li> </ul> <p>【評価において着目するパラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・KK6 号炉及び 7 号炉では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</li> </ul> <p>【KK6 号炉及び 7 号炉において評価する事故シーケンス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・KK6 号炉及び 7 号炉において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できる考えられる事故シーケンスとしては、大 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、PDS としては LOCA(大 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA(大 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</li> </ul>	LOCA+SBO

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

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

コメント No. 144-6, 144-8, 146-9, 146-19, 146-20, 146-21 へのご回答  
(PDS及び評価事故シーケンスの選定プロセスにおける考え方、妥当性等)

格納容器破損モード	評価対象としたPDS	該当する事故シーケンス※1	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンス選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	LOCA+SBO	◎ ①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系による格納容器の圧力制御</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>代替循環冷却(低圧代替注水系及び代替原子炉補機冷却系を用いた除熱)</li> </ul>	<p>【事象進展(過圧)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下が早いこと、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は水位回復に必要な流量が大きいため、必要な設備容量の観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		— ②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
		— ⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+RHR 失敗		
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	LOCA+SBO	◎ ①大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉を減圧</li> </ul>	<p>【事象進展(過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は原子炉水位の低下が早いこと、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</li> <li>・中小 LOCA と比較し、大 LOCA は水位回復に必要な流量が大きいため、必要な設備容量の観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		— ②中 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ③中 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ④小 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
		— ⑤小 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部 D/W 注水失敗		
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉を減圧</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。</li> </ul> <p>このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</p> <p>【事象(DCH 発生時の炉圧)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力が高圧で維持されている場合の方が、DCH 発生の可能性及び発生時の影響の観点で厳しいと考えられるこのため、SRV 再閉失敗を含まないシーケンスの方が厳しい。</li> </ul> <p>以上より、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		— ②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+DCH 発生		
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	TQUV	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>なし。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失には至らない。なお、本事象では、発生時の厳しさの観点からペDESTALへの水張りを考慮して有効性評価を実施している。)</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。</li> </ul> <p>このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</p> <p>【事象(FCI 発生時の)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態では原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シーケンスで FCI が発生した際の事象の厳しさを比較することは困難である。</li> </ul> <p>以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再閉失敗を含まない、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		— ②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生		
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	◎ ①過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心落下までに格納容器ペDESTALへの水張り及び落下後の崩壊熱除去に必要な流量での注水</li> </ul>	<p>【余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。</li> </ul> <p>このため、対応時の余裕時間の観点で厳しい。</p> <p>【事象(FCI 発生時の)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・いずれのシーケンスも原子炉圧力が低圧の状態では原子炉容器破損に至ることから、定性的にも各シーケンスで MCCI が発生した際の事象の厳しさを比較することは困難である。</li> </ul> <p>以上より、発生頻度の観点で大きいと考えられる SRV 再閉失敗を含まない、①を評価事故シーケンスとして選定。</p>
		— ②過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ③通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ④通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ⑤サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
		— ⑥サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗		
水素燃焼	LOCA+SBO	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化</li> </ul>	<p>【事象(酸素濃度上昇)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水-ジルコニウム反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。</li> <li>・格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。</li> <li>・重大事故等対処設備によって炉心損傷を防止できる PDS についても、事象発生後の格納容器内の気体の流れ等、酸素濃度の上昇の観点で LOCA+SBO と大きく異なる PDS については、有効性評価において適宜その感度を確認するものとする。</li> </ul>

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。また、各シーケンスの赤字で示した部分が炉心損傷まで、青字で示した部分が炉心損傷以降のシーケンスを示す。

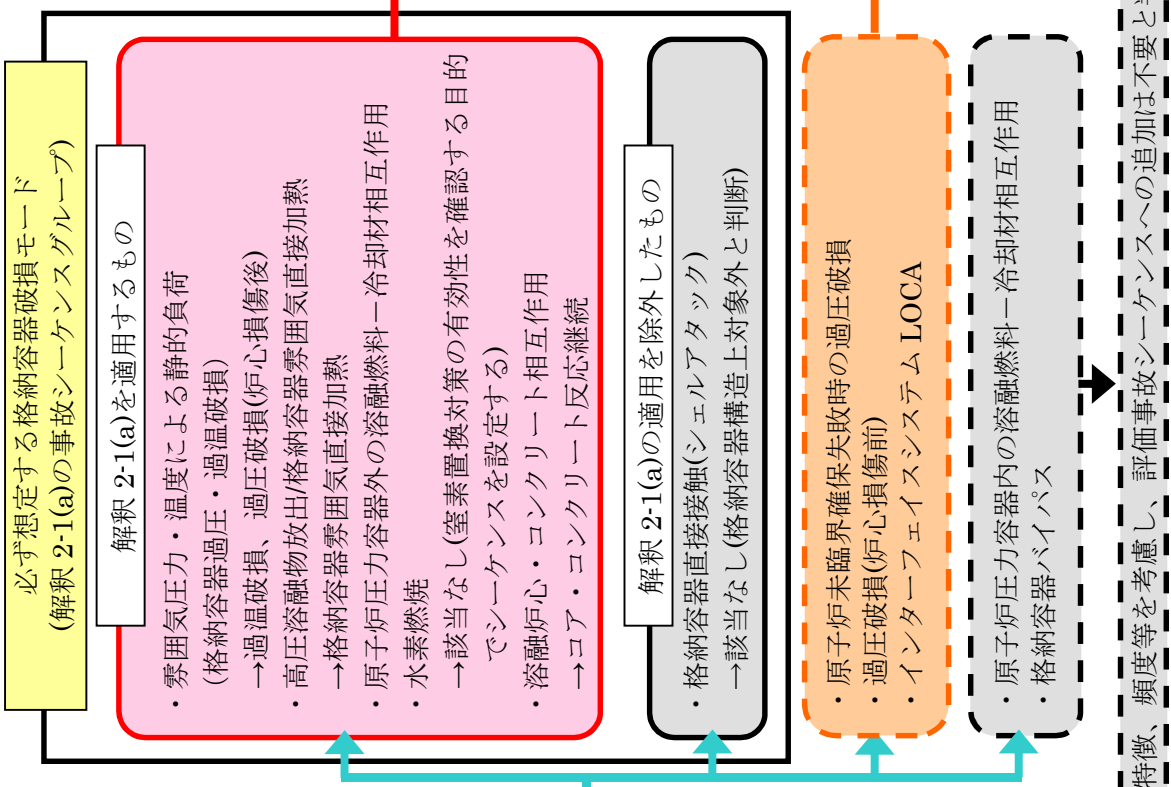
個別プラント評価により抽出するもの  
(解釈 2-1(b)の格納容器破損モード)

<個別プラントの確率的リスク評価(PRA)>

- ・ 内部事象
- ・ 外部事象(適用可能なもの)  
→ 現段階で適用可能な手法はないと判断

<格納容器破損モード毎の破損頻度算出結果>

PRA から抽出された格納容器破損モード	CFF (炉年)	全 CFF に占める割合(%)	解釈 2-1(a)で想定する破損モード
原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損	$4.9 \times 10^{-12}$	0.0%	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
過圧破損(炉心損傷前)	$3.3 \times 10^{-6}$	99.8%	→ 過温破損、過圧破損(炉心損傷後)
過圧破損(炉心損傷後)	$2.0 \times 10^{-10}$	0.0%	・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
過温破損	$6.1 \times 10^{-9}$	0.2%	→ 格納容器雰囲気直接加熱
格納容器雰囲気直接加熱	$1.1 \times 10^{-12}$	0.0%	・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)	-	-	・ 水素燃焼
水蒸気爆発(格納容器内での水蒸気爆発)	$2.7 \times 10^{-13}$	0.0%	→ 該当なし(窒素置換対策の有効性を確認する目的でシークレンスを設定する)
コア・コンクリート反応	$4.5 \times 10^{-12}$	-	・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
			→ コア・コンクリート反応継続



《評価事故シークレンスの選定》

1. 格納容器破損モードの発生観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)を選定
2. 選定されたPDSに属する事故シークレンスから格納容器破損モードの発生観点を厳しいう観点で評価事故シークレンスとして選定

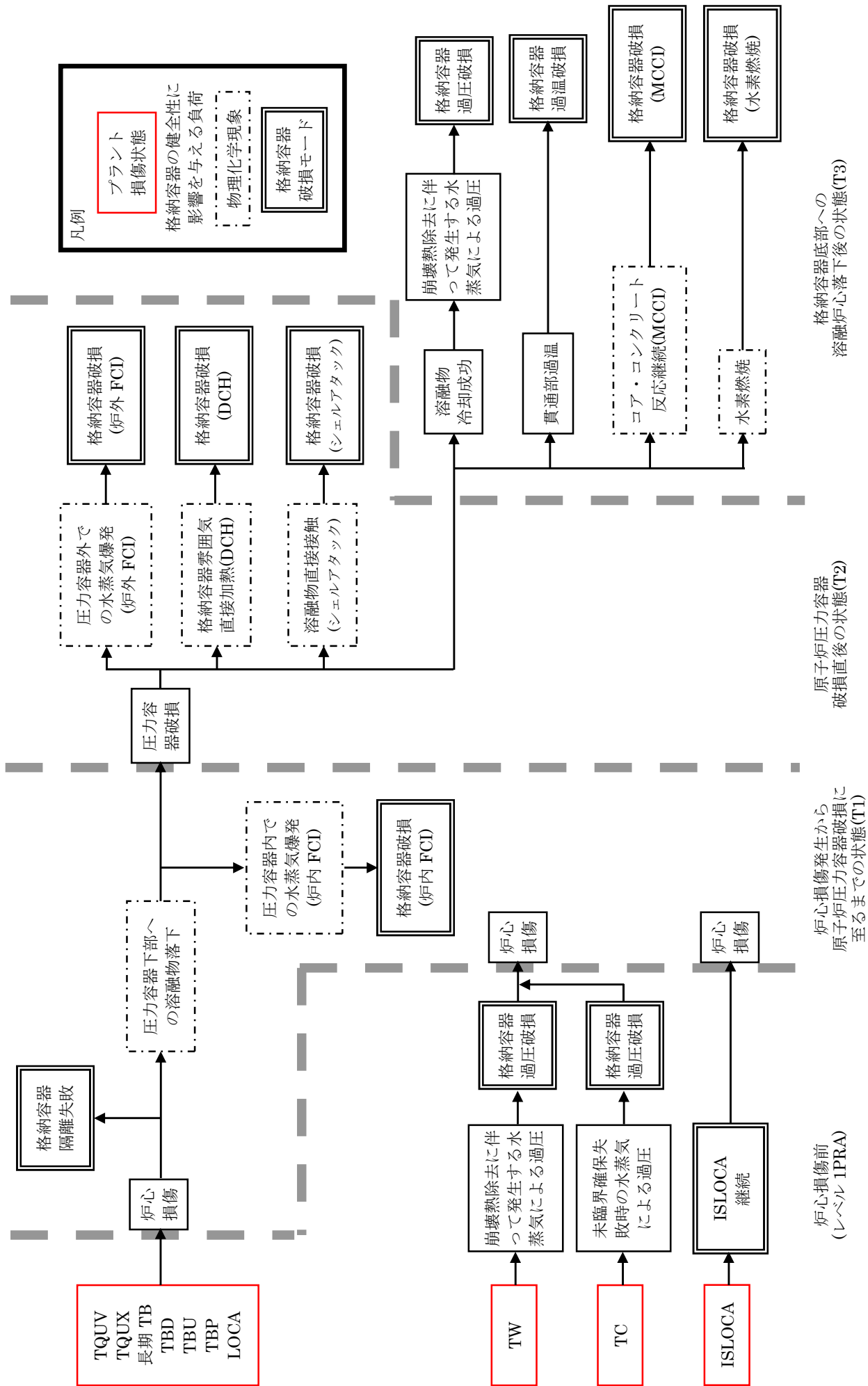
格納容器破損防止対策の有効性評価へ

《炉心損傷防止対策を図るシークレンスの確認》

炉心損傷後の格納容器機能に期待できないため、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

炉心損傷防止対策の有効性評価へ

第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シークレンス選定の全体プロセス

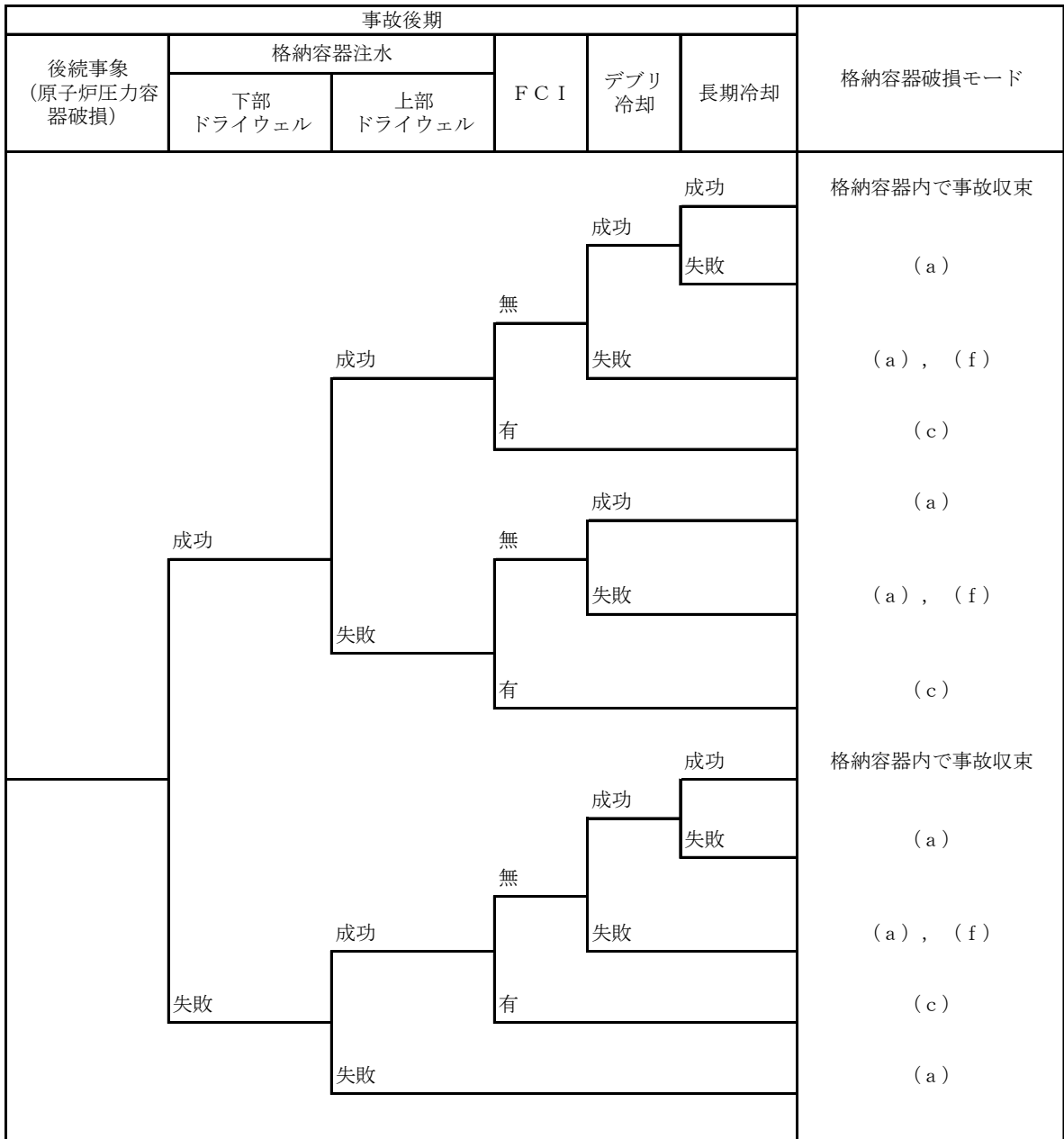


第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード

プラント 損傷状態	格納容 器隔離	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損直後		格納容器破損モード
		原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	F C I	D C H	
							後続事象 (原子炉圧力容器健全) ~ 後続事象 (原子炉圧力容器破損) ~ (c) 後続事象 (原子炉圧力容器破損) ~ (c) 後続事象 (原子炉圧力容器破損) ~ (b) (c) 格納容器隔離失敗
事故後期							格納容器破損モード
後続事象 (原子炉圧力容器健全)		格納容器注水		長期冷却			
							原子炉圧力容器内で事故収束 (a) 原子炉圧力容器内で事故収束 (a)

- (a) 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) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接過加熱(DCH)
- (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)

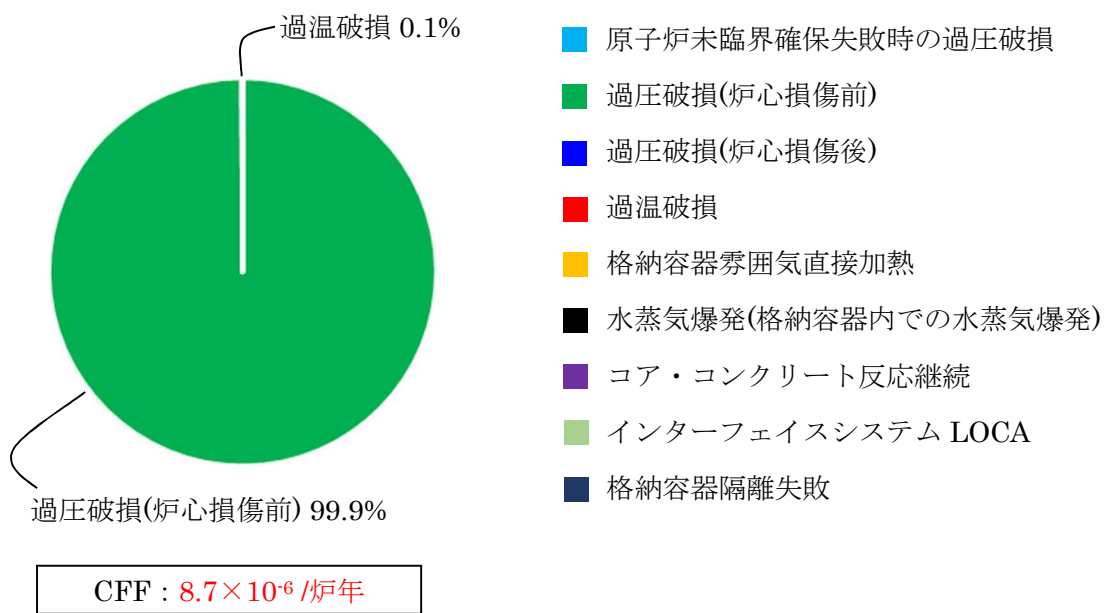
第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー(1/2)



- (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)
- (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー(2/2)





第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果

### 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

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事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第 3-1 図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

#### 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

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

##### 4-1

##### (a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

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

##### (b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

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

上記 4-1 (b)を踏まえて、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉を対象とした内部事象停止時レベル 1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。

なお、事故シーケンスグループの選定は、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と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件\*で評価した停止時 P R A の結果を用いた。

\*従来から整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故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対策設備などを含めない条件

#### 3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

定期検査期間中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベ

ル 1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下 POS という)に分類し評価を行う。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第 3-2 図に示す。

停止時 PRA においては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等を第 3-3 図のイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、炉心損傷状態を分類した。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3-1 表に示す。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3-4 図に示す。

#### <選定した起因事象>

- a. 崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン]、代替除熱機能喪失[フロントライン]、補機冷却系機能喪失)  
運転中の除熱・代替除熱設備が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。
- b. 外部電源喪失  
送電システムのトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源(非常用ディーゼル発電機)が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に注水又は崩壊熱除去機能が喪失する可能性がある。
- c. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(RIP・CRD・LPRM 点検時及び CUW ブロー時における作業・操作誤りによる冷却材流出)  
配管破断や運転員の弁の誤操作、点検時の人的過誤などにより原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いため、弁の誤操作などによる原子炉冷却材流出を対象とする。

#### 3.2 重要事故シーケンスの選定について

設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料破損防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、3. 1で抽出した 3 つの運転停止中事故シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループで

ある「反応度の誤投入」\*を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。

\*プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。また万一、反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから停止時PRAの起因事象から除外した(報告書 添付資料 3.1.2.b-1)。

### 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方

重要事故シーケンスの選定にあたっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す(第3-2表)。

#### 【審査ガイドに記載の着眼点】

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

#### a. 余裕時間

プラントの状態や起因事象等によって炉心損傷までの余裕時間(第3-2,3-3表)は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて十分時間がある。

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

#### b. 設備容量

プラントの状態や起因事象等によって必要となる注水量は異なるものの、いずれも緩和措置の設備容量に比べて十分ある(第3-2,3-3表)。

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

#### c. 代表シーケンス

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

### 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

#### (1) 崩壊熱除去機能喪失

重要事故シーケンス：崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライン])  
+崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由：代表性の観点から、RHR機能喪失[フロントライン]を起因事象

とする事故シーケンスを選定した。

有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系(海水ポンプを含む)が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]

## (2)全交流動力電源喪失

重要事故シーケンス：外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由：代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。

「外部電源喪失＋直流電源喪失」は炉心損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、可搬型代替注水ポンプ(消防車)による注水等により炉心損傷が防止できることから選定しない。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・常設代替交流電源設備
- ・低圧代替注水系(常設)
- ・代替原子炉補機冷却系

## (3)原子炉冷却材の流出：原子炉冷却材流出(RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由：「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した。

「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が

87m<sup>3</sup>/h と他の漏洩事象より大きいことから、事故シーケンスを重大事故シーケンスとして選定した。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]

#### (4)反応度の誤投入

重要事故シーケンス：反応度の誤投入

選定理由：代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知出来ずに臨界に至る事象を想定する。

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認している。(別紙4)

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

第3-1表 運転停止中事故シナリオグループ別燃料損傷頻度 (K6) \*1

主要シナリオ	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対応設備等を示す)		燃料損傷頻度(定期検査)	全炉心損傷頻度に対する寄与割合(%)	事故シナリオグループ	事故シナリオグループに対する寄与割合(%)	燃料損傷頻度(定期検査)	全炉心損傷頻度に対する寄与割合(%)	備考	
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備								
1	炉熱除去機能喪失(RHR機能喪失)フロントライン) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	1.1E-10	1%	—	1%	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—*2	<0.1%						—
	炉熱除去機能喪失(代替炉熱除去機能喪失)フロントライン) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	1.6E-12	<0.1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—*2	97%						—
	炉熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	1.0E-08	97%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	1%						—
	外部電源喪失 + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	6.5E-11	1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	<0.5%						—
	2	外部電源喪失 + 交流電源喪失	炉熱除去機能*2	1.8E-11	<0.5%	—	13%	—	—	—
			原子炉への注水機能	—	87%					
外部電源喪失 + 交流電源喪失		炉熱除去機能*2	1.2E-10	1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	<0.1%						—
原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 炉熱除去・注水系失敗		炉熱除去機能*2	4.6E-15	<0.1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	<0.1%						—
原子炉冷却材流出(RIP点検(交換)時の作業誤り) + 炉熱除去・注水系失敗		炉熱除去機能*2	2.9E-14	<0.1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	19%						—
原子炉冷却材流出(CUWブロー時の作業誤り) + 炉熱除去・注水系失敗		炉熱除去機能*2	8.8E-12	<0.1%	—	—	—	—	—	
		原子炉への注水機能	—	81%						—
合計	—	1.1E-08	100%	—	—	—	1.1E-08	100%	—	

\*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入  
 \*2 停止時において炉熱除去機能喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる  
 \*3 PRA上、炉熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事業遂行や対策(「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド線を参照し、対策に追加  
 \*4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対応設備ではないが、シナリオによっては使用できる可能性がある様和設備

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

第3-1表 運転停止中事故シナクセスグループ別燃料損傷頻度 (K7)

主要シナクセス	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		燃料損傷頻度 (定期検査)	事故シナクセスグループ	事故シナクセスグループ に対する割合(%)	燃料損傷頻度 (定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する割合(%)	備考	
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備							
1	崩壊熱除去機能喪失(RHP機能喪失[フロントライ ン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	— <sup>*2</sup>	崩壊熱除去機能喪失	1%	1.1E-08	98%	全炉心損傷頻 度の100%を燃 料損傷防止対 策にてカバー	
		原子炉への注水機能	待機中のECCS [残留熱除去系(低圧注水モード)] <sup>*3</sup> ・低圧代替注水系(常設) ・MLWP, SFCU, FP, 消防車 <sup>*4</sup>						
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロントラ イン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	— <sup>*2</sup>	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	1.6E-12	<0.1%		
		原子炉への注水機能	上記の破線内の注水対策						
	崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 崩壊 熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	代替原子炉補機冷却系	崩壊熱除去機能喪失	98%	1.1E-08	97%		
		原子炉への注水機能	上記の破線内の注水対策						
	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	常設代替交流電源設備	崩壊熱除去機能喪失	1%	6.7E-11	1%		
		原子炉への注水機能	代替原子炉補機冷却系 ・上記の破線内の注水対策						
	2	外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	全交流動力電源喪失	13%	1.4E-10		1%
			原子炉への注水機能	可搬型代替直流電源設備					
崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>		—	崩壊熱除去機能喪失	<0.5%	1.8E-11	<0.5%			
		原子炉への注水機能					代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車 <sup>*4</sup>		
原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧		常設代替交流電源設備	崩壊熱除去機能喪失	1%	1.2E-10	1%			
		代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 <sup>*4</sup>							
原子炉への注水機能		常設代替交流電源設備	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	4.3E-15	<0.1%			
		代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 <sup>*4</sup>							
3		原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	待機中のECCS [残留熱除去系(低圧注水モード)]	原子炉冷却材の喪失	<0.5%	4.6E-11	<0.5%	
			原子炉への注水機能	低圧代替注水系(常設) ・MLWP, SFCU, FP, 消防車 <sup>*4</sup>					
	原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り) + 崩壊熱 除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	—	原子炉冷却材の喪失	18%	8.3E-12	<0.1%		
		原子炉への注水機能	—						
	原子炉冷却材流出(CAWプロ一時の操作誤り) + 崩 壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 <sup>*2</sup>	—	原子炉冷却材の喪失	82%	3.8E-11	<0.5%		
合計	—	—	—	—	1.1E-08	100%	—		

\*1 常態割合は小数点以下を四捨五入  
\*2 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる  
\*3 PRA上、崩壊熱除去系の喪失も考えられるがその場合は緊急電源や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策を追加  
\*4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シナクセスによっては使用できる可能性のある種別設備



コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

第3-2表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について (1/2)

事故 シーケンス	主要事故シーケンス*1			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、 c. 代表シーケンス)			着眼点と選定理由		
				炉心損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	c.			
崩壊熱除去 機能喪失	◎	①崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*3	—*3	待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水系])*4 ・低圧代替注水系 (常設) ・MUWP、SPCU、FP、消防車*5	低	低	中	a 異常の認知や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間 (最大2時間) に比べて十分時間がある (最も短いPOS-Sで約3.9時間) ため「低」とした  b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量 (HPCF 727m3/h、LPFL 954m3/h、MUWC(原子炉側注水) 90m3/h) に比べて十分小さいため (最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても51m3/h) 「低」とした  c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が98%と支配的である③の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が1%である①と④の事故シーケンスを「中」とした		
			原子炉への注水機能								
			崩壊熱除去機能*3	—*3							
	—	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	②崩壊熱除去機能喪失 (代替除熱機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*3	—*3		低	低		低	
—*2	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	③崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能*3	—*3	・代替原子炉補機冷却系	低	低	高			
—*2	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	④外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水に必要な 交流電源の復旧	—*3	・常設代替交流電源設備	低	低	中	・②の代替除熱機能喪失[フロントライン]はCUW等であり、これらの使用期間は①で想定しているRHRよりも崩壊熱が減少した場合であるため、「a. 余裕時間」、「b. 設備容量」が①の想定より厳しくなく、②の事故シーケンスは選定しない  ・有効性評価では外部電源喪失の重量を考慮しており、③の事故シーケンスに外部電源喪失の重量を考慮すると「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シーケンスと同様の事象進展及び対策となるため (全交流動力電源喪失の有効性評価では補機冷却系機能喪失も考慮しているため)、③の事故シーケンスは選定しない  ・④の事故シーケンスはD/Gに期待できるシナリオであり、「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シーケンスと比べて事象進展や対策が厳しくなく選定しない  ・以上から、①のRHR機能喪失[フロントライン]を起回事象とする事故シーケンスを選定		
崩壊熱除去機能*3	—*3	・代替原子炉補機冷却系									
原子炉への注水機能		・上記の破線内の注水対策									
全交流動力 電源喪失	—	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水に必要な 交流電源の復旧	—*3	・隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	低	低	中		a GTGの起動、低圧代替注水系による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間 (約70分) に比べて十分時間 (最も短いPOS-Sで約3.9時間) があるため「低」とした  b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量 (HPCF 727m3/h、LPFL 954m3/h、MUWC(原子炉側注水) 90m3/h) に比べて十分小さいため (最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても51m3/h) 「低」とした  c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が78%と支配的である⑥の事故シーケンスを「高」とした	
			原子炉への注水に必要な 直流電源の復旧 (D/G起動等の為)	—*3	・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備						
			崩壊熱除去機能*3	—*3	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後)						
			原子炉への注水機能		・低圧代替注水系 (常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車*5						
	◎	外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	⑥外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水に必要な 交流電源の復旧	—*3	・常設代替交流電源設備	低	低	高		・⑤の「外部電源喪失 + 直流電源喪失」を含む事故シーケンスは炉心損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備等による電源供給や消防車による注水により炉心損傷が防止できることから選定しない*6  ・以上を踏まえた上で、ガイドの主要解析条件も参照し、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系の機能が喪失して全交流動力電源喪失に至るシーケンス (⑥の事故シーケンス) を重要事故シーケンスとして選定
	崩壊熱除去機能*3	—*3	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後)								
原子炉への注水機能		・低圧代替注水系 (常設) (交流電源復旧後) ・消防車*5									

\*1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

\*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスにて、対策の有効性を確認

\*3 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる

(原子炉建屋 (原子炉開放時) や格納容器 (原子炉未開放時) へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

\*4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

\*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

\*6 発生頻度が低く、主要な起事象である蓄電池の共通原因故障については、PRA上は区分IVのバッテリーの直流電源融通やAM策として増強した蓄電池 (区分Iの増強 (A, A-2) 等) を考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると考えられる

\*7 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの

コメント No. 142-1, 144-3, 146-5 へのご回答  
(PRAの結果を踏まえた対策について)

第3-2表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について (2/2)

事故 シーケンス	主要事故シーケンス*1			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、 c. 代表シーケンス)			着眼点と選定理由
				炉心損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	c.	
原子炉冷却材の流出	—	原子炉冷却材流出＋崩壊熱除去・注水系失敗	⑦原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中のECCS (<u>残留熱除去系[低圧注水系]</u>)</li> <li>・低圧代替注水系(常設)</li> <li>・MUWP、SPCU、FP、消防車*5</li> </ul>	低	低	低	<p>a</p> <p>異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間(最大2時間)に比べて十分時間がある(2時間以上)ため「低」とした</p> <p>b</p> <p>待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m<sup>3</sup>/h、LPFL 954m<sup>3</sup>/h、MUWC(原子炉側注水) 90m<sup>3</sup>/h)に比べて十分小さいため(最も冷却材流出量の大きなRHR切り替え時のミニフロー弁操作誤りにおいても87m<sup>3</sup>/h)「低」とした</p> <p>c</p> <p>事故シーケンスグループに対する寄与割合が89%と支配的である⑨の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が11%である⑩の事故シーケンスを「中」とした</p> <p>・⑩の「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、燃料の露出に至らないためにPRAで起回事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した</p> <p>・「RIP点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象(⑦、⑧、⑨の事故シーケンス)は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が87m<sup>3</sup>/hと他の漏洩事象(⑦～⑩の事故シーケンス)より大きいことから、⑩の事故シーケンスを重大事故シーケンスとして選定した</p>
	—		⑧原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	低	
	—		⑨原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	高	
	—		⑩原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	中	
	◎		⑪原子炉冷却材流出(RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	—	
反応度誤投入事象	◎	反応度の誤投入	⑫反応度の誤投入*7	安全保護機能	・安全保護系	—	—	—	<p>a、b 事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和設備実施までの余裕時間の考慮は不要</p> <p>c PRA評価において選定していない起回事象*5による事故シーケンスであるため、「—」とした</p> <p>・代表性の観点から停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近傍を認知できずに臨界に至る事象を想定</p>

\*1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。  
 \*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスにて、対策の有効性を確認  
 \*3 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)  
 \*4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加  
 \*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備  
 \*6 発生頻度が低く、主要な起事象である蓄電池の共通原因故障については、PRA上は区分Ⅳのバッテリーの直流電源融通やAM策として増強した蓄電池(区分Ⅰの増強(A、A-2)等)を考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると考えられる  
 \*7 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの

第3-3表 炉心損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因事象とする場合

POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	3.9
A	5.6
B-1	130
B-2	202
B-3	142
B-4	278
C-1	27
C-2	28
D	31

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

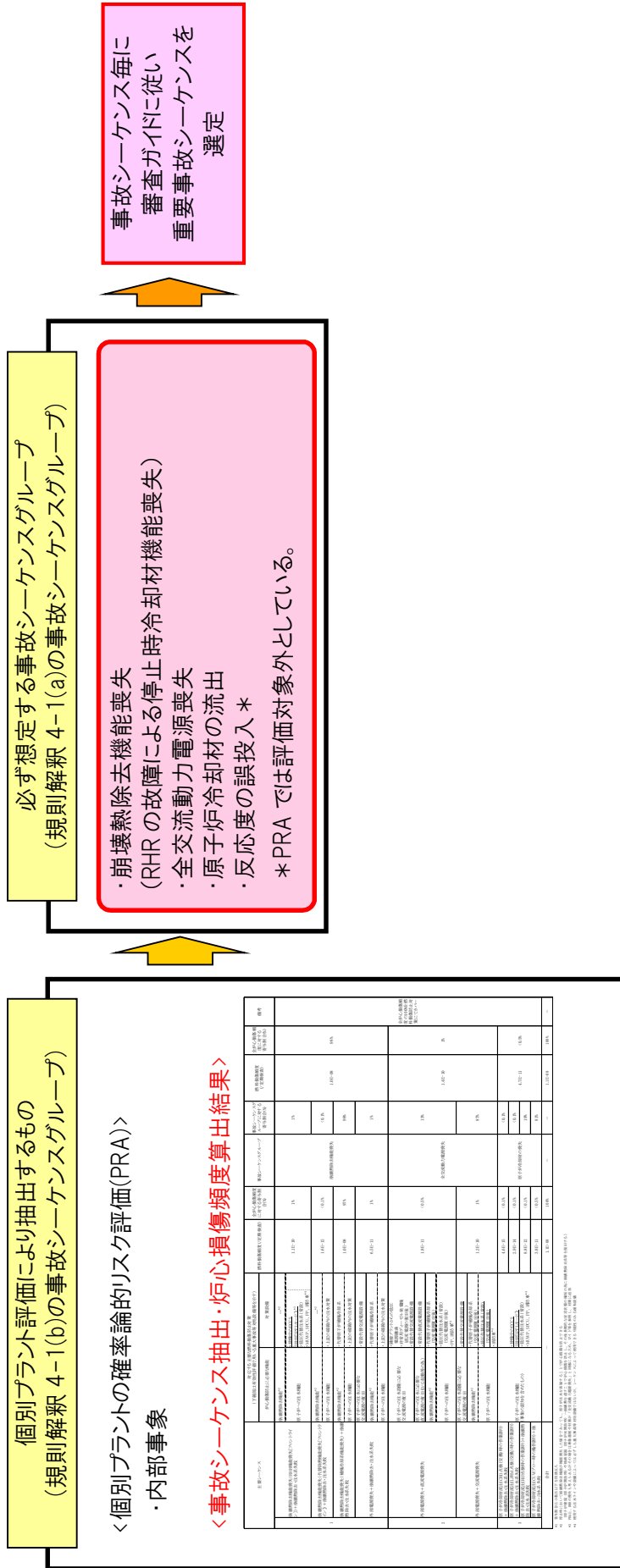
冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR切替時 <sup>*1</sup>	CUWブロー	RHR切替時 <sup>*1</sup>
POS	B2			B <sup>*1</sup>	C1	A,C,D <sup>*1</sup>
炉心損傷に至る流出量(m <sup>3</sup> )	2699				173	173
冷却材流出量(m <sup>3</sup> /h)	22 <sup>*2</sup>	12 <sup>*2</sup>	78 <sup>*2</sup>	87	77	84
炉心損傷までの余裕時間(h)						—(2時間以上) <sup>*4</sup>

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

\*2 シールド確保失敗等による漏えい

--

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



第3-1 図 運転停止中の原子炉におけ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

発電機出力						
原子炉圧力	約7MPa	(大気圧)	約7MPa			約7MPa
冷却材温度	約287°C		約50°C			約287°C
主復水器真空度	約-95kPa g					約-95kPa g
原子炉内 インベントリー	通常水位		原子炉ウエル満水		RPV満水	通常水位
主要操作	発電機解列	制御棒全挿入	主復水器真空破壊	RPV閉鎖	試験PV漏洩	起動準備
	発電機併列	制御棒引抜開始	主復水器真空度上昇	RPV開放	試験PV漏洩	発電機併列
プラント状態	出力運転時	S	A	B	C	D
	出力運転時					出力運転時

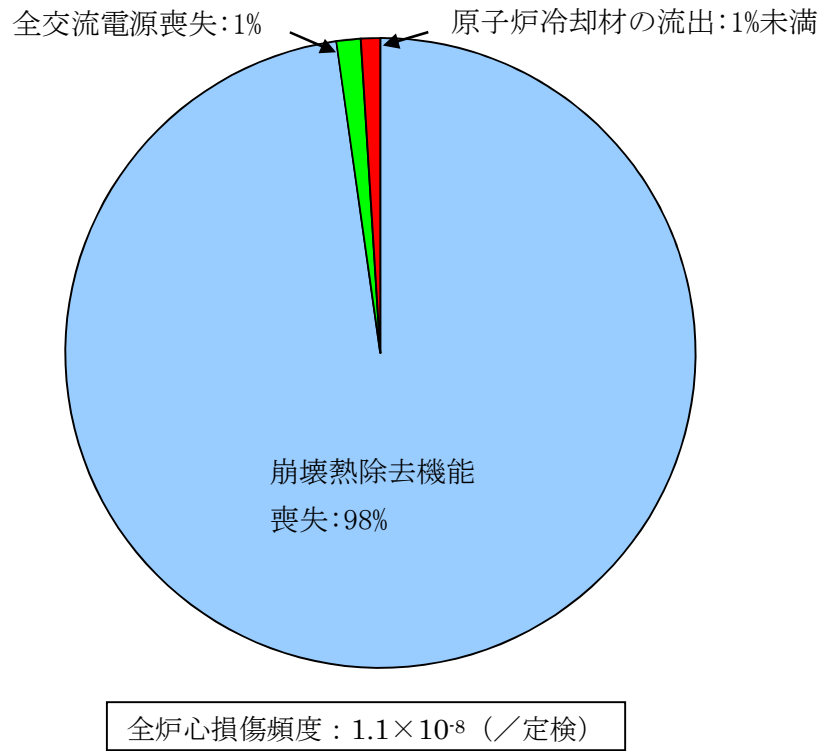
第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3	事故シーケンスグループ
				炉心損傷なし (a)
				炉心損傷なし (b)
				炉心損傷なし (b)
崩壊熱除去機能喪失 *4	崩壊熱除去・炉心冷却 *2		事故シーケンスグループ	
			炉心損傷なし (a)	
原子炉冷却材の流出 *5	崩壊熱除去・炉心冷却 *6		事故シーケンスグループ	
			炉心損傷なし (c)	

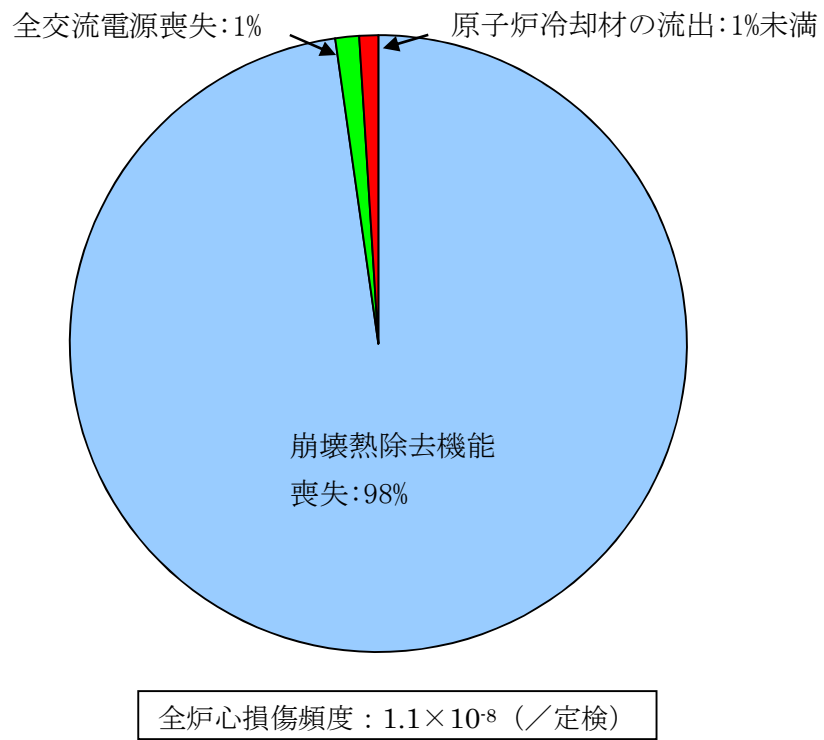
(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出

- \*1 D/G 全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
- \*2 除熱機能(RHR、CUW)及び注水機能(HPCF、LPFL、MUWC、FP) の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
- \*3 直流電源喪失時または全交流電源喪失時において、HPCF、LPFL、MUW の注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系 (FP) のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウエル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する
- \*4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失 (フロントライン系故障) 及び RHR 機能喪失 (サポート系故障)
- \*5 RIP・CRD・LPRM 点検時、CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出
- \*6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR、CUW)には期待しない) 漏洩箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる

第3-3図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時PRAイベントツリー)



第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合 (K 6)



第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合 (K 7)

## 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における 外部事象の考慮について

重大事故の有効性評価に係る個別プラントの事故シーケンスグループ選定に際しては、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を定める規則の解釈（以下、「解釈」という。）に「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すること。」と記載されている。

今回の申請書作成にあたって、外部事象に関しては PRA 手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル 1PRA を実施した。

内部溢水、内部火災及びその他の外部事象については、PRA 手法の確立に向けた検討が進められている段階であったり、現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下の通り、整理した。

### 1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討

#### 1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は PRA の適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル 1PRA の手法確立・個別プラントへの展開に係わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRA を念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を表 1 に示す。

表 1 に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象レベル 1PRA に用いた起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、溢水、火災の影響拡大防止対策が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。

従って、溢水・火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象レベル 1PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類出来るため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。



表 1 内部溢水／火災により誘発される起回事象の例

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
外部電源喪失	・内部溢水／火災による常用母線などの機能喪失 等
非隔離事象	・内部溢水／火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水／火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等
隔離事象	・内部溢水／火災による主蒸気隔離弁の誤閉止 等
全給水喪失	・内部溢水／火災による給水ポンプの機能喪失 等
大 LOCA	・火災による ADS 作動回路の誤動作 等
RPS 誤動作	・内部溢水／火災による原子炉保護系の故障 等
原子炉補機冷却系故障	・内部溢水／火災による原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失 等
手動停止	・内部溢水／火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う 計画外停止

## 1.2 その他の外部事象の影響

その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第六条第 2 項に具体的な自然現象として以下が記載されている。

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの

また、設置許可基準の解釈第六条第 8 項に具体的な人為事象として以下が記載されている。

敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等。

これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳も含めて定性的に分析した結果を別紙 1(補足 1)に示す。

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可能性を検討した結果、内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

## 2. 格納容器破損モード選定に係る検討

外部事象レベル 1.5PRA については、地震 PRA のみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。

### 2.1 地震の影響

地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙 1(補足 2)に示す。

また、地震時レベル 1PRA の結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象では格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについて格納容器破損防止の観点での対策は、緩和系による収束ではなく耐震補強等による発生防止によって達成されるものであり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適切でないと考える。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

### 2.2 津波の影響

津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

### 2.3 溢水・火災の影響

1.1 に示したレベル 1PRA の観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル 1PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器が直接破損することも想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

## 2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル 1 PRA の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

## 3. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA を適用可能と判断した地震レベル 1PRA、津波レベル 1PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

なお、今回定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

以 上

有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の考慮について

「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（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。

外部事象の内、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。（ただし、地震随伴火災や津波随伴火災など、随件事象の評価はまだ未成熟であり、今回、評価はできていない。）

また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

更に人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

## 1. 前提条件

### (1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象の選定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。

従って、設計基準の設定を行っていないものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性が無いか（もしくは有意な頻度では発生しないか）、影響度の大きさが他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準を設定している以下の6事象を対象に実施するものとする。

<設計基準設定事象>

- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻
- ・ 積雪

- ・ 低温
- ・ 落雷
- ・ 火山

なお、設計基準設定事象以外については、上述の通り、基本的には事故シーケンスに至ることはない（もしくは、有意な頻度では発生しない）と判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記6事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。（添付資料1-1）

また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象が無いこと、事象の影響として設計基準設定自然現象に包絡されることを確認している。（添付資料1-2）

## (2) 想定範囲

上記自然現象については、それぞれ考慮すべき最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定している。具体的には、既往最大や年超過確率 $10^{-4}$ /年～ $10^{-5}$ /年を目安としていることから、それよりも低頻度（ $10^{-7}$ /年）で発生する規模を仮定する。

## 2. 評価方法

### 2.1 起因事象の特定

#### (1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

1. にて示した風、積雪等の自然現象が既往最大や年超過確率 $10^{-4}$ /年～ $10^{-5}$ /年といった設計基準よりも低頻度（ $10^{-7}$ /年）となる規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。

#### (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等の内、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

#### (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定にあたっては、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮す

べき起因事象となりうるシナリオを選定する。

なお、起因事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル1 PSA 編）」（以下、学会標準）等）に示される考え方などを参考に行う。

#### (4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行う。

なお、過去の観測実績や統計的な評価結果等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、有意な頻度（ $10^{-7}$ /年）又は影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。

### 2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4) 項にて特定した起因事象について、内部事象レベル1PRAや地震、津波レベル1PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。

また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起因事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなりうるかについて確認を行う。

事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。

### 3. 個別事象評価のまとめ

1. に示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性について検討を実施した結果（添付資料参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

### 4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

#### (1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価においては、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。また、事象の想定範囲は、自然現象の重ね合わせが設計基準より低頻度（ $10^{-7}$ /年）で発生する規模を仮定する。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース。（例：積雪と火山灰による堆積荷重の重ね合わせ）

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。

(例：降水による火山灰密度の増加（降水時は、火山灰自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定) )

Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。(例：斜面に火山灰が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで火山灰を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。)

## (2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定

基本的には設計基準を設定する自然現象の選定において収集した自然現象について、(1)項Ⅰ～Ⅲ-2に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象。

No. 8：結氷板，海氷，氷壁，No. 11：砂嵐，No. 22：外部洪水，No. 23：池・河川の水位低下，No. 24：河川の迂回，No. 25：干ばつ，No. 39：隕石，衛星の落下

○単独事象での評価において設備等への影響が無い（もしくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無い判断した事象。

No. 7：霜，霜柱，No. 12：霧，靄，No. 16：低温水（海水温低）

確認した結果としては、重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ-2についても、他事象にて抽出したシナリオであり、新たなものは確認されなかった。個別自然現象の重畳影響確認結果を添付資料3に示す。また、外部人為事象の重畳影響については、添付資料4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。

Ⅰ. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、元もと、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を越える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、I.と同様、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。

### III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは、火山灰と降水の組み合わせのみであったが、屋外設備（変圧器、軽油タンク等）の損傷を想定しても、起回事象としては外部電源喪失、全交流電源喪失であり、新しいシナリオが生じるものではない。

### (3) 重畳事象評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象が重畳することにより、単独事象の評価で選定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象重畳により追加すべき新たな事故シーケンスはないと判断した。

## 5. 全体まとめ

地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シーケンスに至る可能性を検討した結果、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。

また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。

### (添付資料)

- 添付資料1-1 各自然現象について考え得る起回事象の抽出
- 添付資料1-2 各人為事象について考え得る起回事象の抽出
- 添付資料2-1 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-2 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-3 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-4 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-5 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-6 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料3 自然現象重畳影響確認結果
- 添付資料4 外部人為事象に関わる重畳の影響について

以上



＜各自然現象について考え得る起因事象の抽出＞

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	降水	①浸水 建屋内浸水による機器浸水  ②荷重（堆積荷重） 建屋屋上での雨水排水不可（排水能力超過）による滞留	津波の影響に包絡される。津波の事故シナケンスは、津波のレベル1 PRAに示すとおり。  建屋屋上への荷重については、排水設計がなされており、設計想定を超える降水に対しても十分な強度を有していると考えられるため、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。  <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋が天井崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。</li> <li>タービン建屋が天井崩落した場合にタービン建屋や発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。</li> <li>コントロール建屋が天井崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。</li> <li>軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（デイトンク）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ。</li> </ul>
2	積雪 ※別途、詳細評価	①荷重（堆積荷重） 建屋及び屋外機器への堆積  ②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷  ③閉塞（空調） 給排気口の閉塞（堆積又は付着による給気口閉塞）	<ul style="list-style-type: none"> <li>送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起し外部電源が喪失するシナリオ。</li> <li>D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流電源喪失に至るシナリオ。</li> </ul>
3	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	建屋周辺に急峻な斜面が無いことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
4	ひょう, あられ	①荷重 (衝突) 建屋及び屋外機器へのひょう (又はあられ) の衝突	竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)
5	水嵐/雨水/みぞれ	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への雨水等の着水 ②閉塞 (空調) 建屋や屋外機器への雨水等の着水	火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26, 積雪は No. 2 参照) 積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照)
6	水晶	①荷重 (堆積) 建屋及び屋外機器への付着 ②閉塞 (空調) 建屋及び屋外機器への付着	火山及び積雪の影響に包絡される。(火山は No. 26, 積雪は No. 2 参照) 積雪の影響に包絡される。(No. 2 参照)
7	霜, 霜柱	①- 建屋および屋外機器への霜の付着, 敷地での霜柱生成	建物や屋外設備への霜付着による影響はなく, 霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため, プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず, 本現象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
8	結氷板, 流水, 氷壁	①閉塞 (取水) 流水などによる取水口閉塞	柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず, 本現象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
9	風 (台風含む) ※別途, 詳細評価	①荷重 (風圧, 衝突) 風圧 (又は飛来物衝突) による建屋, 設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>風荷重によりタービン建屋が損傷し, タービン, 発電機に影響が及んでタービントリップに至るシナリオ。</li> <li>風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>風荷重にて軽油タンク等が損傷し, かつ同時に外部電源喪失が発生し, 全交流電源喪失に至るシナリオ。</li> </ul> ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	台風による漂流物により取水口が閉塞した場合, 原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり, 最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
10	竜巻 ※別途、詳細評価	①荷重（風圧，気圧差，及び衝突） 風圧，気圧差または飛来物損傷による建屋設備損傷  ②閉塞（取水） 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷または、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。</li> <li>・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>・軽油タンク等が損傷，かつ外部電源喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ。</li> </ul>
11	砂嵐	①閉塞（空調） 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。</li> </ul> <p style="border: 1px dashed red; padding: 2px;">砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと，及び発生を仮定してもその影響は No.26 火山の火山灰による「③閉塞（空調）」事象に包絡されることから，本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。</p> <p style="border: 1px dashed red; padding: 2px;">コメント No. 144-2 へのご回答(黄砂の影響の検討)</p>
12	霧，靄	①一 発電所敷地内での霧，靄（もや）の発生による設備等への影響無し	安全施設の機能が損なわれることはなく，本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	空調設計条件を超過する可能性はあるものの，1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと，空調設備が余裕をもって設計されていること，また，外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから，安全施設の機能が損なわれることはない。よって，本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
14	低温 ※別途、詳細評価	①外気温度低（凍結） 屋外配管・タンクの内部流体凍結	軽油タンク等内の軽油の凍結と着氷による相間短絡によって外部電源喪失が同時発生し、非常用ディーゼル発電設備（ダイタンク）の燃料枯渇となり全交流電源喪失に至るシナリオ。
15	高温水 (海水温高)	①海水温度高（冷却機能低下：海水系） 取水温度高に伴う冷却性能への影響	海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。
16	低温水 (海水温低)	①- 取水温度低に伴う海水系機器への影響無し	取水温度低について冷却性能の劣化にたながらず、影響無いため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
17	極限的な圧力 (気圧高/低)	①荷重（気圧差） 気圧差による空調設備等への影響	竜巻の影響に包絡される。(No. 10 参照)
18	落雷 ※別途、詳細評価	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントシステムに至るシナリオ。</li> <li>・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。</li> <li>・屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）の内、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失となり、その他過渡事象に至るシナリオ。なお、その他過渡事象については、内部事象レベル 1 PRA 等にて考慮されている。</li> </ul>
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シナリオは、津波のレベル 1 PRA に示すとおり。
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シナリオは、津波のレベル 1 PRA に示すとおり。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	津波の影響に包絡される。津波の事故シナケンスは、津波のレベル 1 PRA に示すとおり。
22	外部洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響（津波を除く）	津波以外の外部洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫など考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。従って、本事象によるプラントへの影響は無いことから、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
23	池・河川の水位低下	①— 河川等の水位低下による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
24	河川の迂回	①— 河川の迂回による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
25	干ばつ	①— 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
26	火山 ※別途、詳細評価	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出 ①荷重（堆積） 建築物やタンク等上部への降下火山灰の堆積による天井崩落 ②閉塞（取水） 降下火山灰の取水口及び海水系への取込みによる閉塞 ③閉塞（空調） 降下火山灰の換気空調系への取込みによる閉塞 ④腐食 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響 ⑤相間短絡 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	考えうる起因事象等 ・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・コントロールドーム建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ダイタック）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ。 海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 D/G 室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流電源喪失に至るシナリオ。 腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。 火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への 衝突	<ul style="list-style-type: none"> <li>送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊することで、外部電源喪失に至るシナリオ。</li> <li>一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は十分な離隔距離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはないと判断。</li> </ul>
28	海中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> <li>港湾内については、海底に地滑りの発生しうる起伏がないため、発生可能性がない。</li> <li>港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。津波の事故シナケンスは、津波のレベル 1 PRA に示すとおり。</li> </ul>
29	地面隆起/低潮位	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等 による損壊	地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
30	土地の浸食, カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建 屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等 の損壊	土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設 備等の損壊	原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと、適切な運転管理や保守管理により対処可能。よって、本事象から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退，海底勾配の変化による取水 設備性能への影響	海岸浸食は，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
33	地下水 (多量/枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等 の浸水  ②一 地下水の枯渇	多量の地下水流入については，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。  地下水は活用しておらず，安全施設の機能が損なわれることはないと判断。従って，本事象によるプラントへの影響は無く，本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部（地下階，基礎 部）土壌浸食  ②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水 の流入	安全上重要な建屋や屋外設備は，岩着や杭基礎等の工法にて施工されており，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。  基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また，仮に浸食があっても，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。



No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	森林火災が送電設備に延焼し、外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており、構外から延焼する状況に対して一定の効果があると考えられること、敷地境界から出火した場合であっても、防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること、防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため、消火が可能であると考えられること、プラント近傍は非植生であり、仮に危険物（軽油タンク）に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認していることから、原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設への影響は無く、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
36	生物学的事象	②外気取入機器及び人への影響 ばい煙などによる閉塞（空調）影響および人への影響	ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。(No. 26 参照) ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間に十分な離隔距離があることから、影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
37	静振	①閉塞（取水） 海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞 ②個別設備の機能喪失 齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡など	大量発生したくらげ等の海生生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡などは、個別機器の不具合というランダム事象に整理される。このようなランダム事象は、内部事象レベル 1 PRA 等にて、その他過渡事象として考慮されている。 津波の影響に包絡される。津波の事故シナリオは、津波のレベル 1 PRA に示すとおり。(浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で静振の影響も考慮されている。)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
38	塩害, 塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	腐食は、発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから、安全施設の機能が損なわれる恐れはなく、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
39	隕石/衛星の落下	①荷重（衝突） 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等の衝突については、有意な発生頻度とはならない。 従って、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		②荷重（衝突） 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波	
		③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	
40	太陽フレア 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	磁気嵐により誘導電流が発生し、変圧器等の送電・変電設備の損傷により、外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし、磁気嵐の影響を受けるのは、こう長の長い送電線であり、D/G 及び非常用電源母線への影響はなく、プラントの安全性への影響はないと判断。

＜各人為事象について考え得る起因事象の抽出＞

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	航空機落下 (偶発)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突	偶発的な事故による原子炉施設への落下については、設計上の考慮の要否を「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」(総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会、平成 14 年 7 月 22 日、平成 21 年 6 月 30 日一部改正)に従い落下確率を求めて判断している。 その結果、落下確率は約 $3.4 \times 10^{-8}$ (回/炉・年) となり、設計上の考慮が必要な $1.0 \times 10^{-7}$ (回/炉・年) を下回っていることから、原子炉施設への落下の可能性は十分低く、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
2	ダムの崩壊	②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	原子炉施設から一定の距離離れた場所 (落下確率が $1.0 \times 10^{-7}$ (回/炉・年) となる位置) に大型航空機が落下した場合であっても、原子炉建屋外壁や屋外設備の温度上昇が許容値以下であることを確認済みである。仮に想定を超える大型の航空機が落下した場合であっても、現状有する余裕にて包絡可能と考えられるため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
3	火災・爆発	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響  ①熱影響, 爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川は無いため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。  非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上を上昇しないことを確認。 非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、ディタンの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源と同時に機能喪失することは無いため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートは無い。発電所構内で貯蔵している物質（塩素、窒素）が漏えいした場合であっても、中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより、有毒ガスの影響を遮断できるため、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることは無いが、仮に更に内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合は、最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作、誤不動作	中央制御室や現場にある操作盤については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。
7	パイプライン事故	①熱影響、爆風圧 パイプラインの損傷・破裂による火災、爆風	パイプラインは道路下に埋設されており、埋設深度も法令で定められている。また、緊急時にはガスの遮断が行われるため、爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても、事象影響としては竜巻の影響に包絡される。
8	第三者の不法な接近	①— 原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	原子炉施設内への侵入だけでは起因事象の発生は無い。(原子炉施設への影響は No.10 妨害破壊行為に包絡。)
9	航空機衝突 (意図)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
10	妨害破壊行為	①衝撃力 爆発物等による衝撃力 ②中央制御室の占拠等 悪意操作, サボタージュ	安全機能を有する複数機器の破壊, 無力化, 悪意操作による外乱の発生が想定される。事象影響としては, 内部事象レベル 1 PRA に包絡される。
11	サイバーテロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作	外部回線と制御システムは接続されていないため, 制御機能がハッキングされることは無い。仮に発電所内部への侵入等により, 直接制御システムがハッキングされた場合は悪意操作等による影響が考えられるが, 事象影響としては, 内部事象レベル 1 PRA に包絡される。
12	産業施設の事故	①熱影響, 爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災, 爆発	発電所敷地周辺に石油コンビナート施設は無いため, 本事故から事故シナケンスの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。
13	輸送事故	①熱影響, 爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災, 爆風	危険物輸送車両や船舶にて火災, 爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても竜巻の影響に包絡される。
14	軍事活動によるミサイルの飛来	①荷重 (衝突) ミサイルが建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
15	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い、設備の一部を損傷	地面の掘削工事を行う場合は、埋設物の管理図面により事前調査を行い、予め埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として、埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。 また、発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。 いずれも事象影響としては、内部事象レベル IPRA に包絡される。
16	内部溢水	①浸水 原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	別紙 1 表 1 のとおり。 (外部電源喪失, 非隔離事象, 隔離事象, 全給水喪失, RPS 誤動作, 原子炉補機冷却系故障, 手動停止)
17	タービンミサイル	①荷重 (衝突) タービンの一部が飛来物となって衝突	「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」第十二条 (安全施設) 5 の要求に従い、飛散物としてタービンミサイルの評価を行っている。「タービンミサイル評価について」(昭和 52 年 7 月 20 日原子力委員会原子炉安全専門審査会) に基づき評価した結果、6 号炉は $8.49 \times 10^{-8}$ /年、7 号炉は $8.52 \times 10^{-8}$ /年であり、基準である $10^{-7}$ /年を下回っているため、発生の可能性は十分低く、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起因事象は無いと判断。

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起回事象等
18	重量物輸送	①荷重（落下） 輸送中の燃料集合体の落下による破損  ②荷重（衝突） 重量物輸送車両やクレーン等の重機の転倒による屋外設備の損壊	燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策（フェイル・セーフ設計など）がとられているため、燃料集合体の落下事故の発生確率は非常に小さく、さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり、外部への影響は小さいことが評価されている。従って、本事象から事故シナリオの抽出にあたって考慮すべき起回事象は無いと判断。  作業に重機を使用する場合は、転倒防止対策を行うため発生することは考えにくいですが、仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定される。これにより、外部電源喪失とダイタック枯渇による非常用ディゼル発電設備の機能喪失により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが、重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため、起回事象として考慮する必要は無いと判断。（考慮した場合であっても追加の起回事象ではない。）
19	化学物質の放出による水質悪化	①冷却機能低下：海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾内へ放出され、または船舶事故により化学物質が流出し、海水系の冷却機能へ影響	発電所内で保管している化学物質については、堰の設置や建屋内保管により漏えい拡大防止対策をしており、港湾内への流出は考えにくい。船舶事故にて流出する可能性は否定できないが、海水系に取水される段階では十分希釈されていると想定できる。従って、本事象による影響を考慮する必要は無いと考えられるが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。
20	油流出	①冷却機能低下：海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能へ影響	海水の取水については、カーテンウォールを設置して深層取水を行っており、油が直接海水系に流入することは考えにくいですが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。

## 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起回事象の特定

## (1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ② 送電変電設備の屋外設備への着氷
- ③ 空調給気口の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

## &lt;建屋&gt;

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋

## &lt;屋外設備&gt;

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・中央制御室換気空調設備
- ・ディーゼル発電機非常用給気設備（6号機），非常用電気品区域空調設備（7号機）（以下，D/G室空調）

## (3) 起回事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

## ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下



のとおり。

#### <建屋>

##### ○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

##### ○タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。

##### ○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。

#### <屋外設備>

##### ○軽油タンク等

軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至る可能性があり、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ。

#### ② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

#### ③ 空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調およびD/G室空調給気口閉塞による各空調設備が機能喪失に至る。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

仮にD/G室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流電源喪失に至る。

#### ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はな

い。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

#### (4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

##### ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。

なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、 $10^{-7}$ /年より小さい事象であること（表4.1参照）、積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

表 4.1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6号炉 357cm 7号炉 361cm	266cm : $10^{-7}$ /年未満 $\left[ \begin{array}{l} 10^{-4}/年 : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/年 : 213.3\text{cm} \end{array} \right]$	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある
タービン建屋	6号炉 266cm 7号炉 266cm		
コントロール建屋	371cm		
軽油タンク	6号炉 321cm 7号炉 321cm		

##### ② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起回事象として選定する。

### ③ 空調給気口の閉塞

仮に D/G 室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流電源喪失に至ることとなるが、全交流電源喪失については、運転時の内部事象や地震、津波レベル 1PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、 $10^{-7}$ /年より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。（表4.2にD/G室空調及び中央制御室換気空調給気口を示す。）

表 4.2 各空調給排気口の高さと年超過頻度の比較

空調給排気口	設置高さ	年超過頻度	結果
D/G 室空調(A) 給気口	6 号炉 : 11.7 m 7 号炉 : 11.5 m	7.8m : $10^{-7}$ /年未満	設置高さを 超えるまで に大きな裕 度がある
D/G 室空調(A) 排気口	7.8 m	〔 $10^{-4}$ /年 : 135.9cm $10^{-7}$ /年 : 213.3cm 〕	
D/G 室空調(B) 給気口	6 号炉 : 11.7 m 7 号炉 : 11.5 m		
D/G 室空調(B) 排気口	7.8 m		
D/G 室空調(C) 給気口	6 号炉 : 11.7 m 7 号炉 : 11.5 m		
D/G 室空調(C) 排気口	7.8 m		
中央制御室換気 空調設備給気口	4.2 m		
中央制御室換気 空調設備排気口	4.2 m		

## 2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。

- コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。
  - 軽油タンクの天井が崩落した場合で、かつ外部電源喪失が発生している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ。
  - 送電線や碍子へ雪が着氷することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。
  - D/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失、かつ外部電源喪失の同時発生により全交流電源喪失に至るシナリオ。
- 上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1. (4)項での起回事象の特定結果のとおり、上記シナリオの内、建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が表4.1及び表4.2に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可能なことから、発生自体が非常に稀な事象であり、事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起回事象として選定不要であると判断した。

よって、事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起回事象は、外部電源喪失のみとなるが、各建屋及び軽油タンク等の健全性が確保される限り、非常用交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、事故シーケンスに至ることはない。

従って、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

## 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起回事象の特定

## (1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

柏崎刈羽原子力発電所の立地環境，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し，その結果，以下の通り機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ② ヒートシンク（海水）の凍結
- ③ 着氷による送電線の相間短絡

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

## (屋外設備)

- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水設備（海水）
- ・送変電設備

## (3) 起回事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

## ①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至る。

## ②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こ

りえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

### ③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

## (4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える低温事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

### ①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオは考えられる。

ただし、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る温度 $-20^{\circ}\text{C}$ は、年超過確率評価上、約 $10^{-7}$ /年（ $10^{-7}$ /年の年超過頻度に対する温度は $-21.2^{\circ}\text{C}$ ）となることから、起回事象としての発生頻度は十分に小さい。

### ②ヒートシンク（海水）の凍結

上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

### ③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

## 2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起回事象として全交流電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年超過確率評価上、約 $10^{-7}$ /年と非常に稀な事象であることから、低温事象を要因とする全交流電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって、事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起回事象は、外部電源

喪失のみとなるが，軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

## 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起回事象の特定

## (1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
- ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備の内、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

ただし、落雷については、建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため、具体的な設備の特定は実施せず、次項の起回事象になりうるシナリオの選定にあたっては、影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。

## (3) 起回事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）および柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA の起回事象選定の考え方から、落雷での発生可能性のある起回事象となりうるシナリオについて検討した。

ただし、落雷の影響として構造損傷は発生しないことから、地震 PRA にて考慮している起回事象の内、原子炉格納容器及び圧力容器の損傷、LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

また、設計基準を上回る落雷では、ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また、雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合、その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムするこ



とから、プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待出来る設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。従って、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備（送電線や送電鉄塔，変圧器，屋外設置タンク）への落雷により，当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また，外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により，建屋内設備が機能喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には，計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが，ノイズの影響は計測制御設備に限定され，仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし，以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため，起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については，設備の機能喪失には至らず，かつ復旧についても容易であることから，起回事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合，機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが，設計を超える落雷が発生した場合，外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，屋外設置のタンク類（軽油タンク，液化窒素貯槽）の内，軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合，全交流電源喪失となることから起回事象として抽出した。また，シナリオとして抽出されない各個別機器の

機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

### ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲に渡るため、地震 PRA にて選定される起因事象の内、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし、スクラム後の状態を想定していることから、ATWS については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生しうる起因事象選定を実施した。（図 1 参照）

- ・外部電源喪失
- ・全交流電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・その他過渡事象

上記起因事象の内、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。

評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値（設計値が低い計測制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合、印加電流に対し発生しうる最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（表 1 参照）、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は  $8.7 \times 10^{-6}$  件/年）で設備損傷と判断する。7 号炉の場合表 2 より絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 620kA（発生頻度  $1.4 \times 10^{-7}$  件/年）となる。従って、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象であるため考慮不要とした。

表 1. 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A) )		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7
R/B(4F 東側)－T/B	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3
R/B2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6

表 2. 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) ( ( ) 内は印加電流(A) )		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0
R/B(4F 東側)－T/B	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 ※	73.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6
R/B2F－B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4

※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、R/B(4F 東側)－T/B間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことは無い。

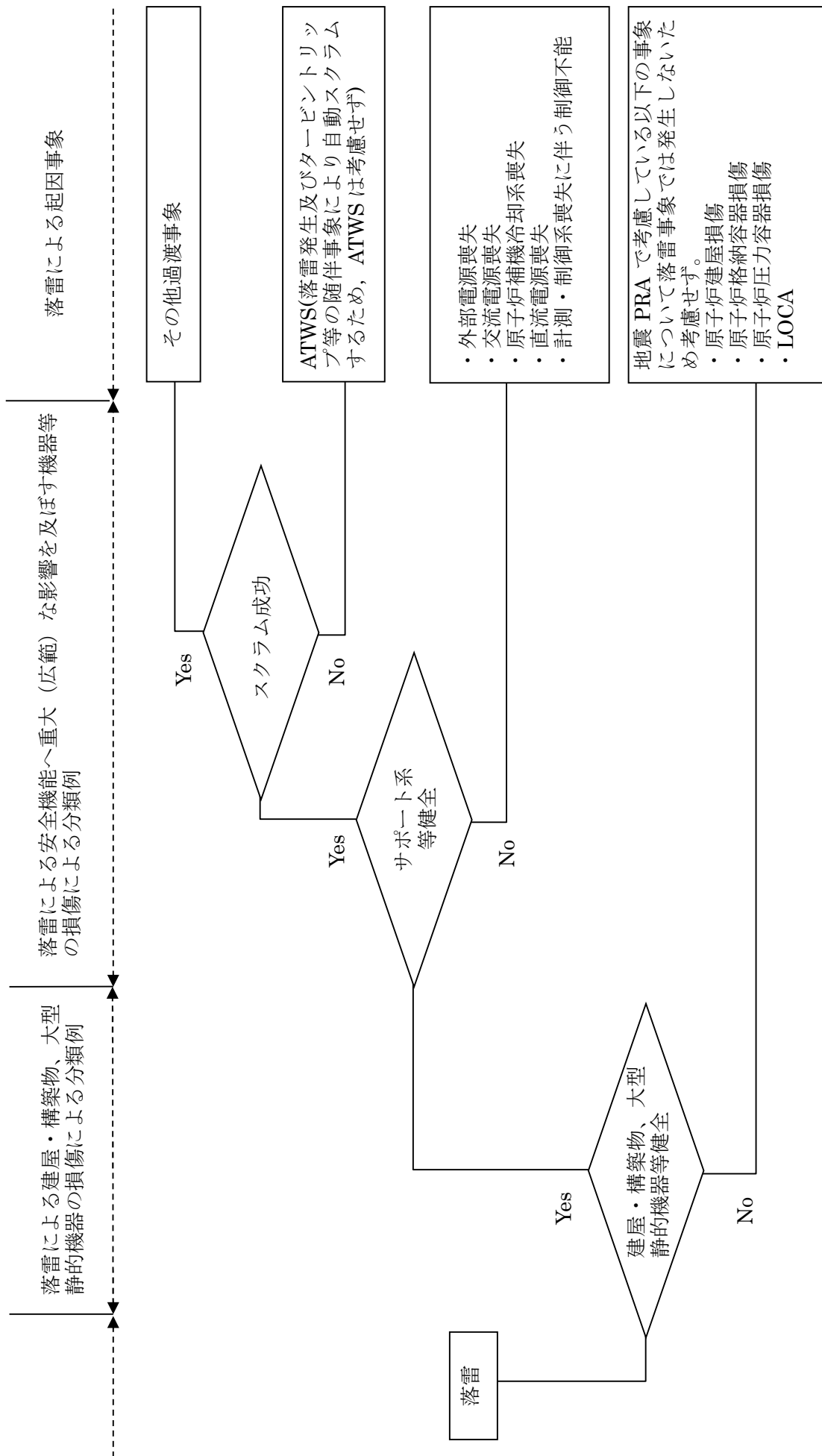


図 1 原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー（落雷）

## 2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下の通り抽出した。

- 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ
- 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ
- 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失に至るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しており、落雷により追加するべき事故シーケンスは無いと判断した。

また、上記シナリオの発生頻度は、1. (4)に示した通り極低頻度であること、または発生した場合であっても緩和設備に期待出来ることから、有意な頻度または影響をもたらす事故シーケンスには至らないものと判断した。

以上

## 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起回事象の特定

## (1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象の内、火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下、影響評価ガイド）において設計対応不可とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が無いと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物のうち火山灰（以下、降下火山灰）を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火山灰により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
- ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備の内、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

## ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

（建屋）

原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

（屋外設備）

軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

## ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）

- ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞
  - ・中央制御室換気空調
  - ・ディーゼル発電機室非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域換気空調（7号炉）（以下，D/G室空調）
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響  
軽油タンク等
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡  
送変電設備
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化  
－（アクセスルート）

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

建屋及び屋外設備に対する降下火山灰堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及び，タービントリップに至る。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し，計測制御系機能喪失に至る。

<屋外設備>

○軽油タンク

軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落，破損に至り，以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至る。

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火山灰による取水口や海水系への影響については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火山灰に対する取水量や取水設備構造などを考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。

海水系については、海水中の火山灰が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

降下火山灰によって中央制御室換気空調および D/G 室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

D/G 室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流電源喪失に至る。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起し外部電源喪失に至る。

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

降下火山灰により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討する



ものとする。

#### (4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火山灰に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。(火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起因事象発生可能性の考慮は実施しない。)

##### ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

設計として想定している降下火山灰堆積量30cmは、表4.1に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているものの、各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。

ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測制御系機能喪失、全交流電源喪失については、内部事象や地震、津波のレベル1PRAでも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。

表4.1 各建屋・タンクの火山灰堆積における許容荷重

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6号炉：71cm
	7号炉：72cm
タービン建屋	6号炉：53cm
	7号炉：53cm
コントロール建屋	74cm
軽油タンク	6号炉：64cm
	7号炉：64cm

##### ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火山灰による海水系への影響については、火山灰の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火山灰によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい、しかし、何らかの理由で、海水中の火山灰が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象や地震、津波のレベル1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

##### ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

D/G室空調フィルタへの降下火山灰の影響については、設計基準を超える降下火山灰に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の火山灰が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

#### ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシなど）が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。

#### ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火山灰の影響を受ける可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲に渡るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

## 2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象または地震、津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

- ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
- ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ
- ・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失
- ・軽油タンク等の損傷及び外部電源喪失の重畳による全交流電源喪失
- ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
- ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流電源喪失
- ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また、上記シナリオの内、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰により発生防止を図ることが可能であること、D/G室空調給気口閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれ発生自体が影響のある事故シーケンスとはならないものと判断した。

以上

## 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起回事象の特定

## (1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

## &lt;建屋&gt;

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

## &lt;屋外設備&gt;

- ・送変電設備
- ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水口

## (3) 起回事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

## ① 風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

## &lt;建屋&gt;

- 原子炉建屋

風速については，年超過確率評価上， $10^{-7}$ 年となる風速は 55.7m/s（地上

高 10m, 10 分間平均風速) となるが, 原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため, この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については, 年超過確率評価上,  $10^{-7}$ 年となる風速は 55.7m/s (地上高 10m, 10 分間平均風速) となるが, コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり, 極端な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については, 建屋上層部が鉄骨造である。万が一, 風荷重により破損に至るような場合は, 鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては, タービンや発電機が想定され, シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合, 外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については, 年超過確率評価上,  $10^{-7}$ 年となる風速は 55.7m/s (地上高 10m, 10 分間平均風速) となるが, この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることは無いものの, 仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し, かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると, 非常用ディーゼル発電設備 (ディタンク) の燃料枯渇により全交流電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材, 車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合, 原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが, 取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③“アクセス性や作業性の悪化”

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可能性があるものの, 設計基準対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく, 仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として, 電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に, 別途, 詳細検討するものとする。

#### (4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

##### ① 建屋や屋外設備に対する“荷重”により発生可能性のあるシナリオ

###### <建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率 $10^{-7}$ /年の風速 $55.7\text{m/s}$ （地上高 $10\text{m}$ 、10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

###### <屋外設備>

##### ○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

##### ○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、 $10^{-7}$ /年となる風速 $55.7\text{m/s}$ （地上高 $10\text{m}$ 、10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と考えられる。

#### 2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ

○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ

○軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮

しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオの内、全交流電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上、 $<10^{-7}$ /年）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

## 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

## 1. 起因事象の特定

## (1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤ 竜巻襲来後のガレキ散乱によるアクセス性や作業性の悪化

## (2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが，個別機器としては特定せず，地上1階以上かつPCV外の機器については損傷を前提とする。

## &lt;建屋&gt;

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

## &lt;屋外設備&gt;

- ・送変電設備，軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

## (3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）および柏崎刈羽原子力発電所7号機に対する地震PRAの結果から，地震により発生する起因事

象を参照し、竜巻での発生可能性のある起因事象となりうるシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、更には原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起因事象の内、原子炉格納容器の損傷、原子炉圧力容器の損傷、LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

#### ① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

##### ○原子炉建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 $10^{-7}$ 年となる風速は  $90\text{m/s}$  程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。

##### ○コントロール建屋

原子炉建屋同様、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。

##### ○タービン建屋

タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造であるため、年超過確率  $10^{-7}$ 年以下である風速  $92\text{m/s}$  を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重により破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービン



トリップが考えられる。

#### <屋外設備>

##### ○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

##### ○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、10<sup>-7</sup>/年となる風速は90m/s程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることは無いものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられる。

#### <屋内設備>

- ・タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。
- ・非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けませんが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、交流電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると、全交流電源喪失となる。
- ・中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオは考慮不要とする。

#### ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

##### <建屋>

○原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、  
＜屋内設備＞で考慮することとする。

＜屋外設備＞

○送変電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

＜屋内設備＞

- ・ 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが、原子炉補機冷却系のサージタンクは、多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること、更には、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、補機冷却系が喪失するのは $10^{-7}$ 年より小さくなることから、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- ・ 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが、原子炉建屋3階の非常用ディーゼル発電設備ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは70cmであり、飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため、貫通することはないと考えられる。したがって、飛来物による非常用ディーゼル発電設備ディタンクの損傷は考慮不要とする。
- ・ 原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や3階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し、全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用ディ

ーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、更には、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは $10^{-7}$ 年より小さくなることから、全交流電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

- ・ コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失した場合、計測制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが、飛来物の衝突により安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失するのは、極低頻度であると考えられることから飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- ・ タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。
- ・ タービン建屋1階に設置している循環水ポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下または手動停止に至る。

ただし、上記シナリオの内、タービントリップ以外は、飛来物発生の要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、更に飛来物が発生し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小さい。加えて、安全系に関わる設備（原子炉補機冷却系、非常用ディーゼル発電設備ディタンクなど）は多重化されており、複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

③ 風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては、①、②に包絡される。

④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

⑤ “アクセス性や作業性の悪化”

竜巻襲来後のガレキ散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響がおよんだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

#### (4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

#### ① 建屋や建屋内外設備に対する“風荷重及び気圧差荷重”により発生可能性のあるシナリオ

##### <建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率 10<sup>-7</sup>/年以下である風速 92m/s を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年超過確率10<sup>-7</sup>/年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

##### <屋外設備>

##### ○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

##### ○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定す

ると全交流電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率 $10^{-7}$ 年以下である風速 $92\text{m/s}$ を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

<屋内設備>

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響及ぼすことによるタービントリップ

先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う全交流電源喪失

非常用電気品区域換気空調設備の内、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性はあるものの、一定の風量は確保可能であると考えられるため、非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う非常用ディーゼル発電設備の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する“飛来物の衝撃荷重”により発生する可能性のあるシナリオ

<建屋>

原子炉建屋、コントロール建屋及びタービン建屋は、飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすが、発生可能性のあるシナリオは、<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流電源喪失に至るが、全交流電源喪失は運転時の内部事象および地震、津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリ

オではない。

#### <屋内設備>

- 飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ  
タービン建屋上層部は鉄骨造であり、外壁については、原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く、タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため、飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。
- 循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ  
タービン建屋 1 階の循環水ポンプエリアの外壁には、開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く、循環水ポンプに飛来物が衝突し、循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては、復水器真空度低下に伴う出力低下または手動停止などの措置が考えられるが、運転時の内部事象および地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

## 2. 炉心損傷事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。
  - 風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷または、飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ
  - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
  - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ
  - 循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下または手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象及び地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオの内、全交流電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率 $10^{-7}$ /年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であることから起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを

考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスは生じないと判断した。

以上









## 外部人為事象に関わる重畳の影響について

外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、添付資料 3 に示すように組み合わせを考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、外部人為事象については、以下に示す理由から個々の組み合わせについて確認する必要はなく、自然現象同士の重畳影響評価に包絡されると考える。

【理由】自然現象と比べて外部人為事象は影響範囲が限定的（狭い）である。

自然現象の影響は、原子炉施設全体に対して同時に作用する点が特徴である。一方、外部人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。従って、外部人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が広がるということはない。

以上より、各外部人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を包絡する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、外部人為事象についても重畳影響を確認したことと同等になる。（表 1 参照）

表 1 自然現象と包絡される外部人為事象

自然現象	特徴	包絡される外部人為事象 (No.は添付資料 1-2 中の事象の番号)
地震	原子炉施設全体に対して同時に外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備の損傷が生じうる。	No.9 航空機衝突（意図） No.14 軍事活動によるミサイルの飛来 No.15 サイト内外での掘削
津波	原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する可能性がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.5 船舶の衝突 No.16 内部溢水 No.19 化学物質の放出による水質悪化 No.20 油流出
落雷	原子炉施設への落雷により、広範な範囲の計測系、制御系の損傷が生じる可能性がある。	No.6 電磁的障害 No.10 妨害破壊行為 No.11 サイバーテロ
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。	No.7 パイプライン事故（飛来物） No.13 輸送事故（飛来物） No.18 重量物輸送（重機等の転倒）

なお、表 1 のとおり自然現象に包絡される事象以外の“その他の事象”については以下のとおりである。

## 【その他の事象】

### (1) 外部人為事象の影響の方が大きい場合

火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、外部人為事象では「No.1 航空機落下（偶発）」、「No.3 火災・爆発」、「No.7 パイプライン事故」及び「No.13 輸送事故」が該当するが、原子炉施設に対して最も厳しい影響がある事象は「No.3 火災・爆発」にて想定している軽油タンクの火災である。軽油タンク火災と原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No.1 航空機落下（偶発）」が挙げられる。

軽油タンクの消火設備が機能せず、かつ「森林火災」が防火帯を越えて延焼する事象は低頻度事象と推定されること、軽油タンクへ偶発的に航空機が落下することによる重畳事象については、 $10^{-7}$ /年程度の低頻度事象ではあるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえ、事象の重畳により新たな起因事象の追加は無い。

爆発による影響については、「No.7 パイプライン事故」、「No.9 航空機衝突（意図）」、「No.13 輸送事故」及び「No.14 軍事活動によるミサイルの飛来」で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。（「No.7 パイプライン事故」については、パイプラインが地中に埋設されているため単独事象として影響が無いと判断。「No.13 輸送事故」については、発電所前面の海上航路約 30km の場所を航行する輸送船舶が漂流して発電所港湾内に侵入すること自体が非常に稀な事象であること、及び発電所港湾内に侵入し得る最大規模の高圧ガス輸送船舶の爆発事故を想定した場合であっても、爆風圧の影響が原子炉施設へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単独事象として影響が無いと判断。また、「No.9 航空機衝突（意図）」及び「No.14 軍事活動によるミサイルの飛来」は、損傷規模が地震に包絡される。）

### (2) 事象の影響について考慮が不要な場合

以下に挙げる外部事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単独事象として原子炉施設への影響を考慮する必要が無いものとして整理している。

#### ○単独事象として発生頻度が稀な事象（ $10^{-7}$ /年以下）

No.1 航空機落下（偶発）（原子炉施設への衝突）

No.17 タービンミサイル（原子炉施設への衝突）

#### ○発生源となる施設が発電所へ影響が及ぶ範囲にない事象

No.2 ダムの崩壊

No.7 パイプライン事故（火災，爆発）

No.12 産業施設の事故

#### ○発生しても影響が軽微な事象，影響を遮断できる事象

No.4 有毒ガス

No.8 第三者の不法な接近

No.18 重量物輸送（燃料集合体落下）

事象毎の状況を以下の表 2 にまとめる。

表 2 各外部人為事象が包絡される自然現象等

No.	外部人為事象	包絡される自然現象等
1	航空機落下（偶発）	【－】 衝突は低頻度事象。（その他の事象（2）のとおり。） 熱影響は No.3 火災・爆発に包絡。（その他の事象（1）のとおり。）
2	ダムの崩壊	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設無し。 （その他の事象（2）のとおり。）
3	火災・爆発	【－】 影響確認済み。 （その他の事象（1）のとおり。）
4	有毒ガス	【－】 影響を遮断可能。 （その他の事象（2）のとおり。）
5	船舶の衝突	【津波】 海水系機器の損傷
6	電磁的障害	【落雷】 計測系，制御系機器へのノイズ影響等
7	パイプライン事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象（1），（2）のとおり。
8	第三者の不法な接近	【－】 侵入行為では影響無し。（その他の事象（2）のとおり。） 原子炉施設への影響は No. 10 妨害破壊行為に包絡。
9	航空機衝突（意図）	【地震】 広範な範囲の機器等の同時損傷。
10	妨害破壊行為	【落雷】 機器の破壊，無力化，悪意操作による外乱。
11	サイバーテロ	【落雷】 機器の悪意操作等による外乱。
12	産業施設の事故	【－】 影響が及ぶ範囲に発生源となる施設無し。 （その他の事象（2）のとおり。）
13	輸送事故	【竜巻】 飛来物による影響。熱影響等はその他の事象（1）のとおり。
14	軍事活動によるミサイルの飛来	【地震】 広範な範囲の機器等の同時損傷。
15	サイト内外での掘削	【地震】 敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷。
16	内部溢水	【津波】 広範な範囲の機器等の同時浸水。
17	タービンミサイル	【－】 低頻度事象。（その他の事象（2）のとおり。）
18	重量物輸送	【竜巻】 重機の転倒等による屋外設備の損壊。燃料集合体落下はその他の事象（2）のとおり。
19	化学物質の放出による水質悪化	【津波】 海水系機器の機能低下。
20	油流出	【津波】 海水系機器の機能低下。

凡例：【 】 包絡される自然現象

以上

## &lt;地震レベル 1.5PRA について&gt;

## 1. 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第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル1.5PRAにより確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。

## 2. 地震事象特有の原子炉格納容器破損モードについて

炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器が損傷する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで格納容器破損に至る場合が考えられる。

## (1) 原子炉格納容器本体の損傷

地震動による原子炉建屋の損傷影響により原子炉格納容器が破損に至る、または原子炉格納容器本体が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、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」では、原子炉建屋破損のXモードとして分類されている。

このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル1.5PRAでは、格納容器隔離失敗として考慮している。

## (2) 原子炉格納容器隔離機能喪失

地震動により原子炉格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル1.5PRAでは格納容器隔離失敗として考慮している。

## (3) 原子炉格納容器圧力抑制機能喪失

地震動により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)や格納容器ベント管、圧力抑制室の損傷により原子炉格納容器圧力が抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル1.5PRAにおいて、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮されている。

以上を踏まえると、地震事象特有の影響として原子炉格納容器本体や隔離弁等の破損が考えられるものの、地震事象特有の格納容器破損モードは無く、内部事象レベル1.5PRAと同様であるといえる。

### 3. 原子炉格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて

上述の通り、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様である。

また、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷については、重大事故の事象進展により格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。

加えて原子炉格納容器本体の損傷については、内部事象レベル1.5PRAでも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。従って、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。

### 4. 地震レベル1.5PRAについて

内的事象PRAでは、レベル1PRAの結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル1.5PRA評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態などの観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発など)を抽出しているが、地震レベル1.5PRAでは、地震事象特有の影響として原子炉建屋、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シナリオを考慮する必要がある。

具体的には、地震レベル1PRAにおいて緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷やExcessive-LOCAといった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定を行うことは困難かつ不確実さが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性など)を定量化することが困難な状況にある。

そのため、今後、対象設備の損傷影響評価などの精緻化を進めるとともに、実機適用へ向けた検討を進めていくところである。

以上

## 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて

### 1. はじめに

外部事象の内、地震PRAを実施した結果、内の事象PRAでは抽出されていない建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷、建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷といった事故シーケンスが抽出されている点、内の事象PRAでは有意な頻度ではなかった原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の全体に占める寄与割合が大きくなっている点が地震事象の特徴となっている。

また、これら事故シーケンスに加え、計測・制御系喪失、直流電源喪失、格納容器バイパスについては、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いる点も地震事象評価特有の扱いである。

以下では、これら地震事象に特有の各事故シーケンス(炉心損傷直結事象)について、地震PRA評価におけるフラジリティ評価や事故シーケンス評価における条件設定の妥当性等について再整理の上、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取り扱うべきかの検討を実施した。

### 2. 炉心損傷直結事象について

炉心損傷直結事象として整理した各事故シーケンスに関連する建屋・構築物、機器のフラジリティ評価や事故シーケンスの評価条件や想定シナリオ等の詳細についてあらためて確認を行うとともに、評価の最適化について検討を実施した。

#### 2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷

##### (1) 想定事故シナリオ

原子炉建屋については、「原子炉建屋」又は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」の損傷を以て原子炉建屋損傷としており、このうち、寄与が大きい要因は「原子炉建屋基礎地盤すべり線」である。

原子炉建屋あるいは、原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷に至ることで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性があり、影響緩和系に期待できる可能性を厳密に考慮することが困難なため、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】  $3.8 \times 10^{-6}$  / 炉年(点推定値)

・原子炉建屋基礎地盤すべり線 :  $3.5 \times 10^{-6}$  / 炉年 (点推定値)

・原子炉建屋 :  $7.2 \times 10^{-7}$  / 炉年 (点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約25%

##### (2) フラジリティ評価

###### a. 評価対象機器/評価部位

PSA標準に従えば、建屋基礎地盤、周辺斜面などの地盤のすべり破壊、転動の可能



性のある岩塊を評価対象として、すべり安全率の小さなすべり線上の土塊及び不安定な岩塊を選定することが求められる。

原子炉建屋基礎地盤の場合、基準地震動 $S_s$ を対象として実施した基礎地盤安定性評価の結果(K6/7申請書 添付六)に基づいて、図1に示す最小安全率(基準地震動 $S_s$ -3)に対して安全率1.6)を算定したすべり線を評価対象として選定している。

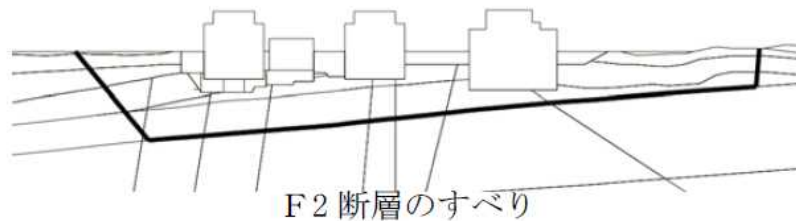


図1 すべり安全率 1.6(6・7号炉原子炉建屋基礎地盤,  $S_s$ -3)

### b. 評価方法

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。

現実的耐力に相当する地盤強度は、試験結果に基づき設定した。ばらつきについては、LHS法(Latin Hypercube Sampling, ラテン方格法)によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価した。

現実的応答については、試験結果に基づき設定した物性値を用いて、地震応答解析を実施することにより評価した。地震応答解析は、等価線形化法による周波数応答解析手法を用い、水平・鉛直動を同時入力している。

地盤のせん断剛性については、ばらつきを考慮した値を設定し、地震応答解析を実施することにより評価を行った。ばらつきは、LHS法によってサンプリングし、任意に組み合わせたデータセット30ケースを用いることで評価する。

応答解析モデルは、基礎地盤安定性評価(K6/7申請書 添付六)に記載の地盤モデルを用いた。基礎地盤の解析モデルを図2に示す。

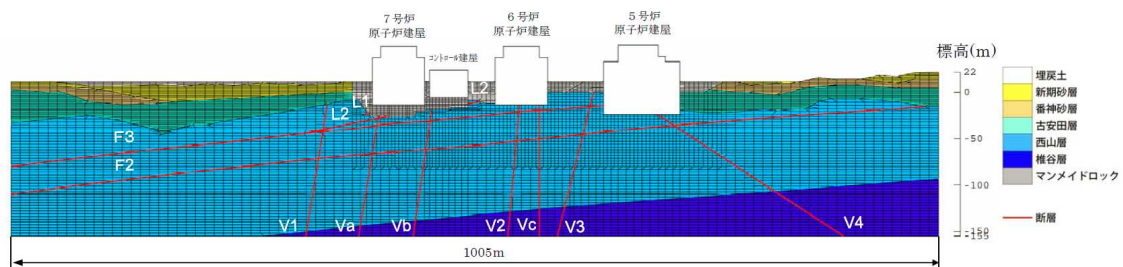
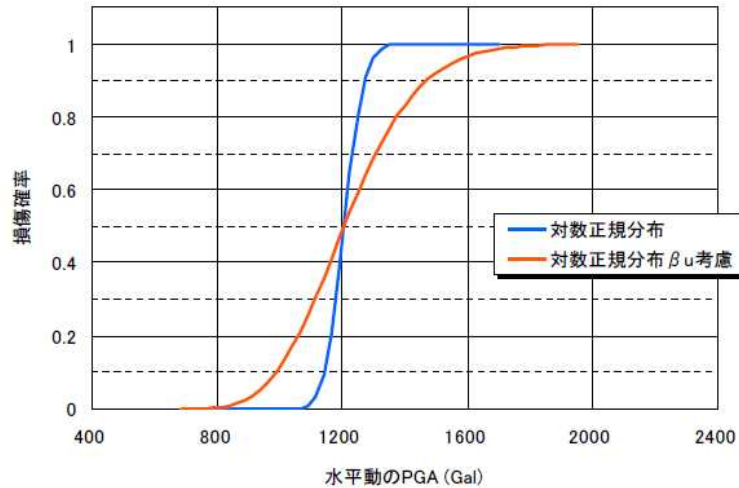


図2 解析用要素分割図(6・7号炉汀線平行断面)

フラジリティ評価では、まず、模擬地震波と平均物性値を用いた地震応答解析を実施することで、すべり安全率が1.0 となる限界加速度を算定する。地盤物性値のばらつきを評価

するため、LHS法によってサンプリングしたデータセット30ケースを設定する。データセット30ケースを用いて、限界加速度に相当する模擬地震波を入力条件とした地震応答解析、すべり安全率の算定を行い、フラジリティ曲線を算出する。HCLPF は信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋基礎地盤のフラジリティ曲線を図3に示す。



(中央値:1193Gal,  $\beta_R$ :0.043,  $\beta_U$ :0.15)

図3 フラジリティ曲線

なお、最終的なHCLPF、中央値については、二次元基礎地盤安定解析における奥行き方向の側面抵抗効果を考慮して、上述の手法により得られた値に対して係数1.5を乗じている。奥行き方向の側面抵抗効果とは、二次元解析では期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を考慮するものであり、7号炉、6号炉、5号炉を対象とした既往バックチェック\*1において、検討対象とした解析断面に対する効果を確認している。F2断層沿いのすべりを想定する安全率1.6のケース(図1)に対して、奥行き方向の側面抵抗を考慮する場合、すべり安全率は3.3(約2.1倍)となる(HCLPF:1.33G, 中央値:1.83G,  $\beta_R$ :0.043,  $\beta_U$ :0.15)。

\*1 柏崎刈羽原子力発電所7号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書(改訂1)(平成21年1月)

#### c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

既往バックチェックの中では、7号炉、6号炉、5号炉を対象として、二次元解析においては期待していない平面奥行き方向のすべり面の抵抗を検討している。奥行き方向の側面抵抗を考慮した結果、すべり安全率の最小値は2.9となる。

基礎地盤に対して、基準地震動を用いた決定論的耐震評価を行う場合、3程度の裕度がある。

### (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

#### a. 現行評価手法(すべり安全率)における保守性について

原子炉建屋基礎地盤の安定性は、すべり安全率を指標として評価を行う。しかし、実現象を考えれば、原子炉建屋の設置されている平坦な敷地に対して、地震動に起因したすべり線に沿った土塊の破壊・変形を想定することは困難である。

基礎地盤の耐震安定性評価にあたって採用されているすべり安全率評価には、以下の保守性が含まれていると考えることができる。

#### ○力の釣合条件に基づく評価をしていることによる保守性

土木工学の分野では、斜面の安定性を検討するにあたり、想定したすべり線上の力の釣合条件に基づいた安全率により評価・設計を行う。斜面の場合、地震動の継続時間のうち極めてわずかの時間でも、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回り、すべり線が破壊に至れば、安定性を失った斜面土塊が重力の作用により不安定な状態(崩壊)に至る懸念があり、すべり安全率を指標とした設計が一般的に実施されている。

一方で、基礎地盤の安定性について検討する場合、支持力と変形(沈下)を指標とした評価が一般的であり、原子力発電所の基礎地盤に要求されるすべり安全率評価は一般的ではない。平坦な基礎地盤を考える場合、地震動の継続時間の中で、すべり線が破壊に至った場合でも、不安定な土塊が形成されることはない。また、地震に起因する滑動力が地盤の抵抗力を上回る(すべり安全率が1.0を下回り破壊に至る)のは微小な時間であり、大変形が生じることは考えられない。

基礎地盤のすべり安全率に対する考え方は、斜面設計の考え方と地盤の極限支持力の考え方を勘案して、保守的に導入されたものと推定される。なお、地盤安定性評価を実施する上で一般的な指標となる支持力については、申請書に記載した通り、原位置試験等により得られた極限支持力と建物・構築物の荷重を評価することにより、十分な安全性を確認している。

#### ○地盤モデルにおける断層の扱いにおける保守性

基礎地盤の解析モデルの作成にあたっては、主要な断層が直線的に連続するものであると仮定している。実際の断層では、走行・傾斜、破碎部形状・性状に変化があることから、一様な解析モデル上の断層と比較すれば、大きな抵抗力を有するものと推定される。

#### b. 基礎地盤に対する現実的評価

既往の審査指針、JEAG等の中では、基礎地盤の安定性を評価するにあたり、すべり安全率を指標とした評価を要求しているが、その評価には保守性が含まれると考えられる。PSA標準では、より現実的な地盤耐力の評価手法として、許容すべり量の評価について

も言及していることから、非線形有限要素解析を適用した検討を行い、変形量について評価する。

UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波(2138Gal)を入力した場合、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。以下、検討結果の概要を示す。

○非線形有限要素解析を適用した検討

フラジリティ評価を実施した等価線形解析に替えて、地震後の残留変形量を評価することができる非線形有限要素解析により変形量評価を行った。UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波を入力し、変形量を評価する。なお、非線形有限要素解析に適用する地盤モデルは、フラジリティ評価に適用したモデルと共通とする。

非線形有限要素解析の結果を図4～6、表2に示す。地震後の残留傾斜は、K6R/Bで1/1500、K7R/Bで1/2800と算定された。残留傾斜は1/1000以下であり、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

以上より、非線形有限要素解析を適用してUHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波(2138Gal)を入力した結果、基礎地盤に変形が生じる可能性は否定できないものの、安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではないと考えられる。

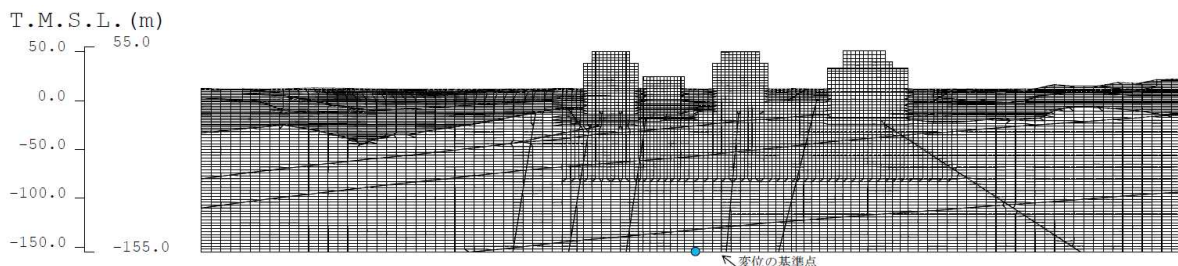


図4 非線形有限要素解析 残留変形(UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波)

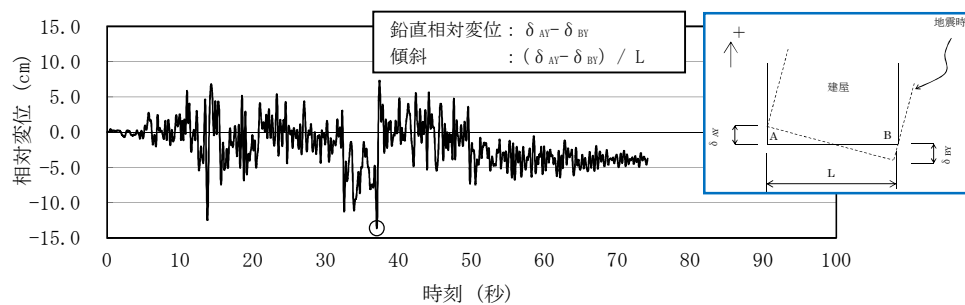


図5 6号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10<sup>-6</sup>)相当地震波)

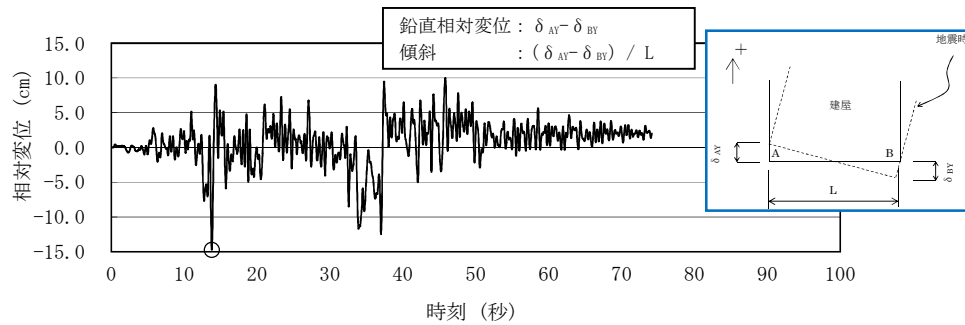


図6 7号機原子炉建屋の鉛直相対変位量(UHS(10<sup>6</sup>)相当地震波)

表2 非線形有限要素解析による原子炉建屋の変位まとめ

	最大鉛直 相対変位 (cm)	最大傾斜	発生時刻 (秒)	残留鉛直 相対変位 (cm)	残留傾斜
K6R/B	-13.6	-1/400	37.00	-3.8	-1/1500
K7R/B	-14.7	-1/300	13.78	2.0	1/2800

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り、建屋・構築物(原子炉建屋)損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、このような高い加速度領域における基礎地盤変形が起きるとすることは現実的には考えにくい。

仮に基礎地盤変形が起きた場合に考え得るシナリオとしては、原子炉建屋自体の損傷に伴う建屋内機器の機能喪失ではなく、建屋間に生じる可能性のある相対変位により、建屋間を貫通している機器等の損傷である。建屋間を貫通している機器としては、配管、電線管・ケーブルトレイがあるが、電線管・ケーブルトレイについては、損傷に至った場合であっても、ケーブルは、ある程度、余長をもった施工がなされていることから、(3)項に示したような変位に対して断線に至る可能性は小さい。そのため、想定し得る範囲においては、配管の損傷となるが、緩和系に関する配管で損傷が想定されるのは、原子炉建屋とタービン建屋(熱交換器エリア)を貫通している原子炉補機冷却系配管、給水系配管、及び消火系配管、またコントロール建屋と原子炉建屋を貫通している純水補給水系配管などがある。原子炉補機冷却系配管が破断するシナリオは既存の事故シーケンスグループである、原子炉補機冷却系喪失として整理されている。また、破断箇所からの溢水により、全ての水が原子炉建屋内へ流入することは現実的には考えられないものの、その場合の事故シナリオについても、高圧・低圧注水機能喪失として整理される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした<sup>1</sup>。

<sup>1</sup> 建屋間相対変位による配管の損傷に留まらず、大規模な範囲での損傷を仮定した場合、地震による原子炉建屋の損傷程度や緩和系の健全性を評価の上、事故シーケンスを特定することは困難であり、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとしては適切でない。

## 2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷

### (1) 想定事故シナリオ

格納容器又は圧力容器の損傷は、原子炉格納容器内の構造物や原子炉圧力容器などの損傷に続く事象の進展が複雑であり、影響緩和系による事象収束について厳密に考慮することは合理的ではないことから、直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】  $8.9 \times 10^{-7}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約6%

### (2) フラジリティ評価

#### a. 評価対象機器/評価部位

建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷を起因とする燃料損傷に対して最も大きな影響をもつ施設は、RPVペDESTALである。RPVペDESTALの概要図を図7に示す。

RPVペDESTAL下層は内外にある2枚の円筒鋼板(内筒、外筒)から構成されている。これらの鋼板はたてリブ鋼板(隔壁)により一体化され、鋼板間にコンクリートを充填した構造物である。

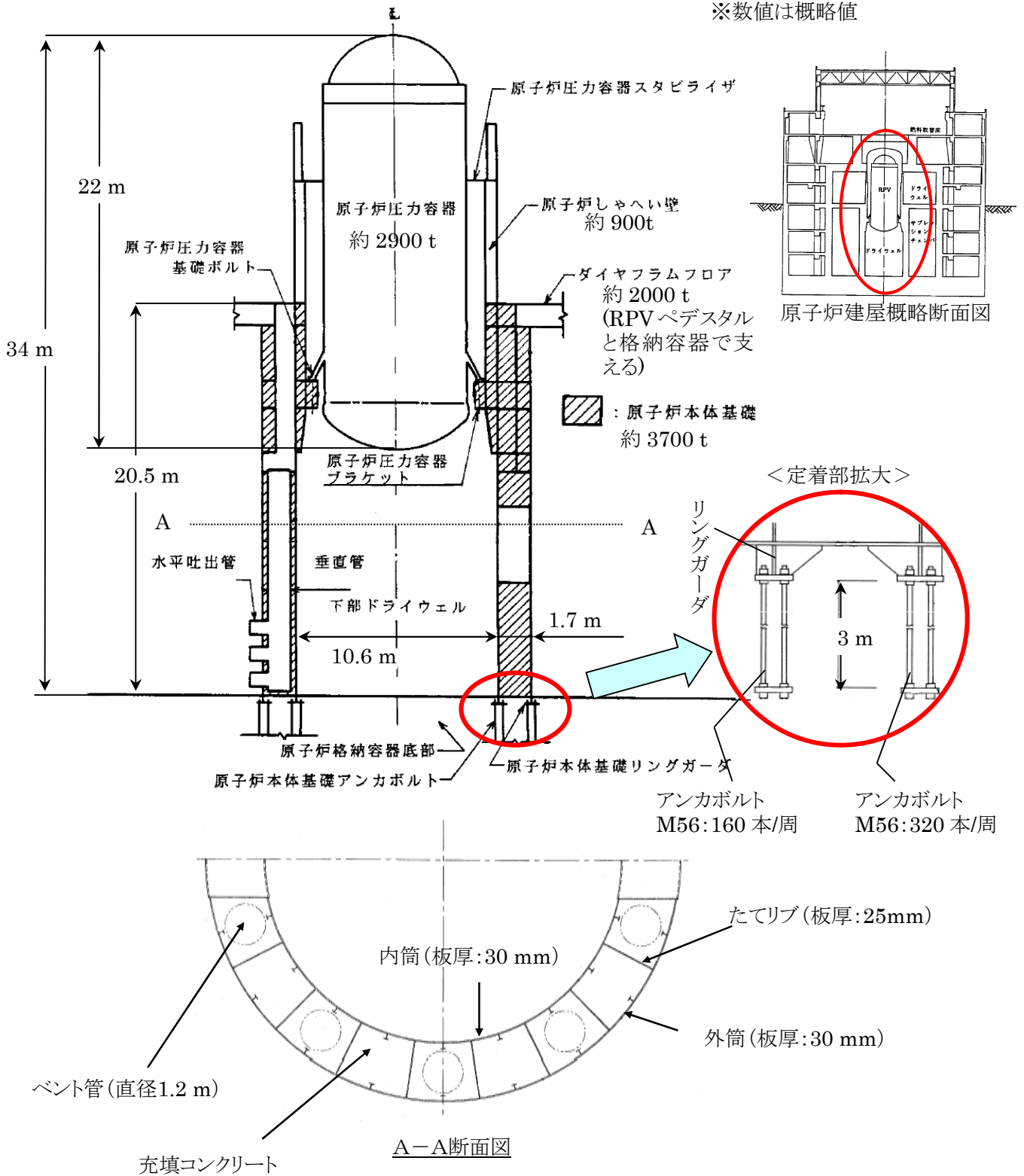
地震時には、ダイヤフラムフロアを介して、RPVペDESTAL頂部に原子炉建屋からせん断力が伝達される。

原子炉圧力容器のスカート状の支持脚が、RPVペDESTALのブラケットに設置され、120本の基礎ボルトによって固定されており、地震時に原子炉圧力容器からRPVペDESTALにせん断力・モーメントが伝達される。

RPVペDESTAL基部は、リングガーダを介してアンカボルト(内筒側160本、外筒側320本)により原子炉格納容器底部に定着されており、RPVペDESTALに付加された荷重は、この基部に伝達される。

決定論による耐震評価結果において、地震荷重に対して裕度が小さい部位(アンカボルト、たてリブ)を、フラジリティの評価部位とした。

※数値は概略値



b.評価方法

今回のフラジリティ評価では、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簡易的な安全係数法によりフラジリティを評価した。

c.決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

原子炉建屋内の原子炉圧力容器、原子炉格納容器、RPVペデスタル等の大型機器・構造物は、支持構造上から建屋との連成が無視できないため、地盤・建屋と連成し、コンクリート、鋼板の剛性を適切に考慮した解析モデルにより、基準地震動Ssによる地震応答解析を時刻歴解析で実施する(図8)。

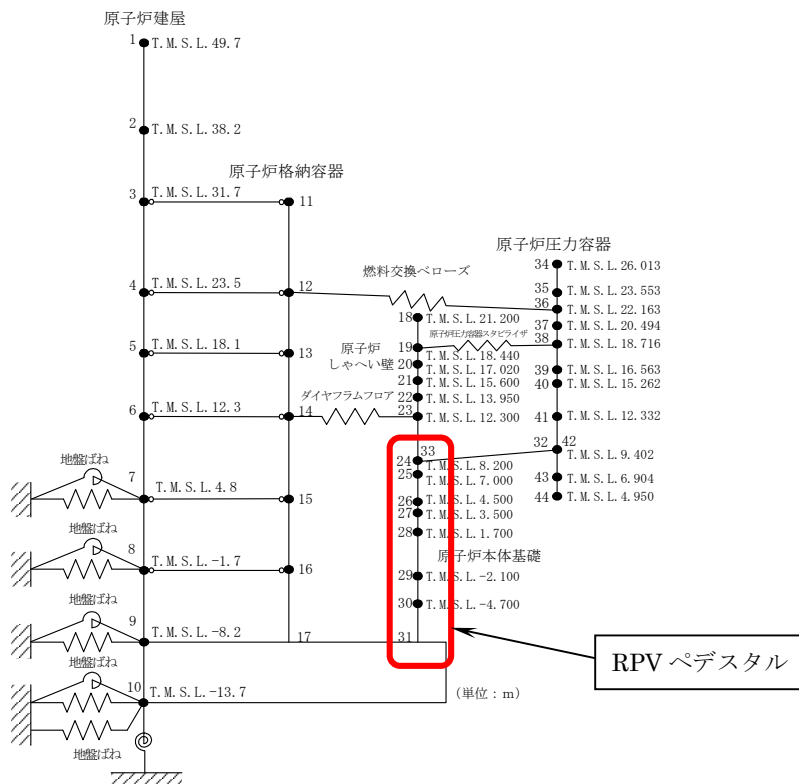


図8 原子炉しゃへい壁, RPV ペデスタル及び原子炉圧力容器  
地震応答解析モデル(NS 方向)

RPVペデスタルのたてリブの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を用いて有限要素法による解析を実施している(図9)。この時、コンクリートの強度を無視して、最大荷重を静的に扱い評価を行っている。

RPVペデスタルのアンカボルトの構造強度評価においては、上記の地震応答解析により算出した時刻歴荷重データのうち最大荷重を静的に扱い、応力のつり合い式の計算を行っている(図10)。

たてリブおよびアンカボルトにおいては、ともに地震荷重(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単調荷重を想定して評価を行っているところに保守性がある(\*1)。さらにたてリブの構造強度評価ではコンクリート強度を無視しているところにも保守性がある。

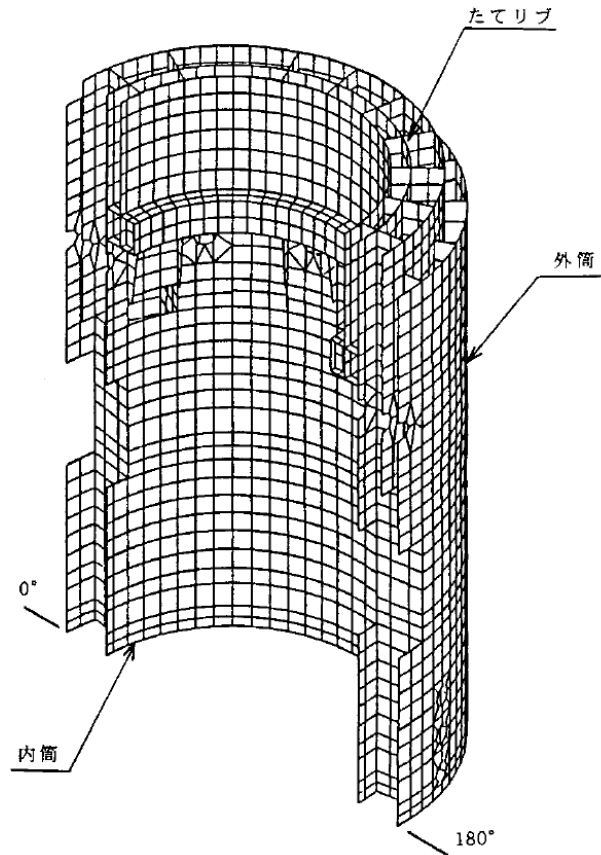


図9 RPVペDESTAL 解析モデル概要図

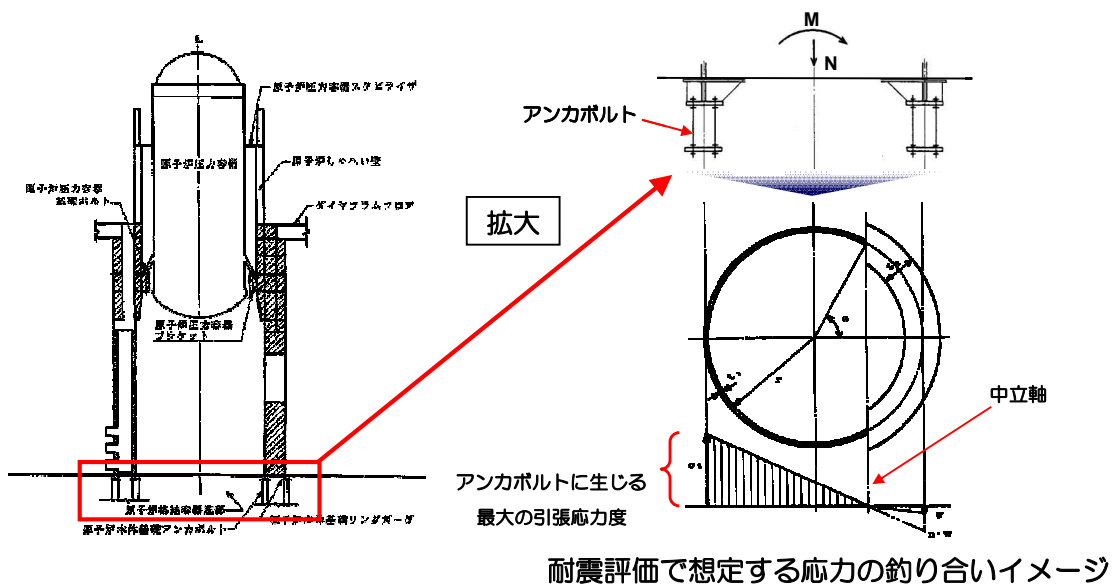
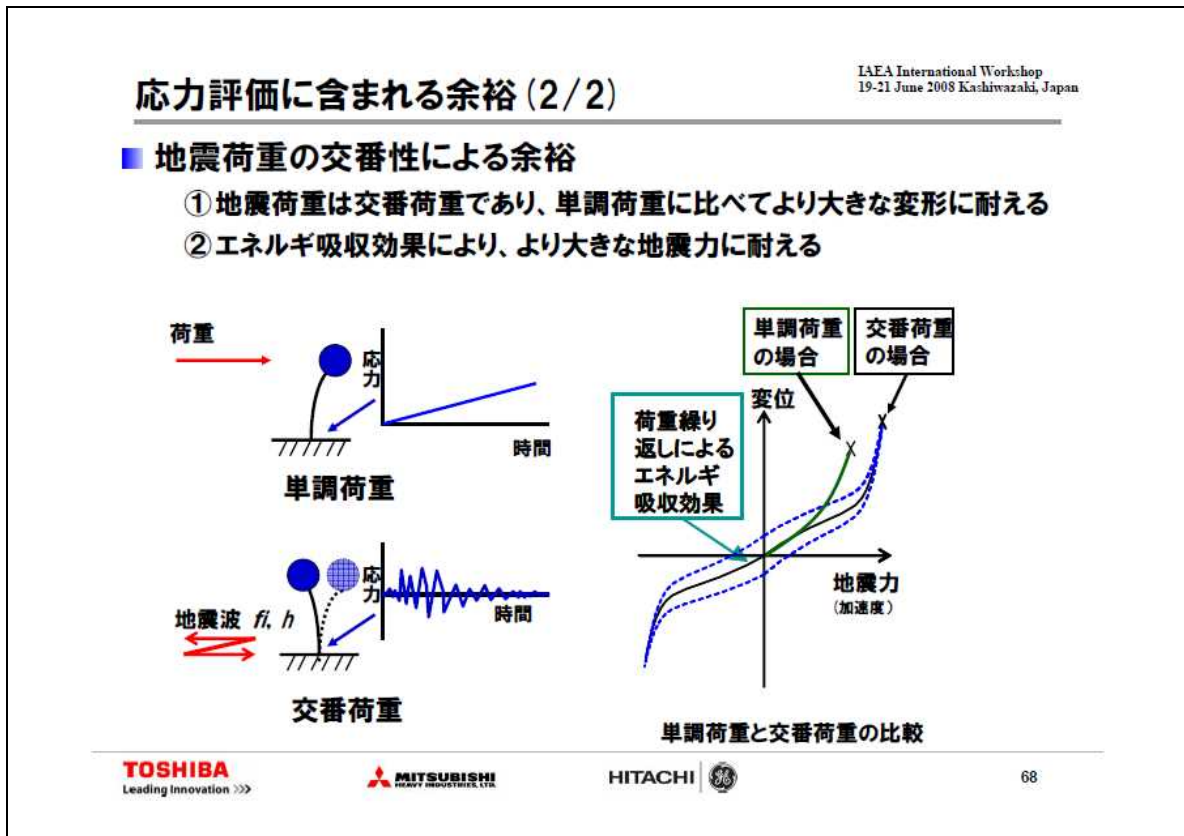


図10 決定論による耐震評価のイメージ(アンカボルト)

\*1 交番荷重を単調荷重として扱うことによる耐震設計上の余裕が一般的に知られている



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

### (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、鋼板、アンカー部、基礎マットおよび充填コンクリート全体を詳細にモデル化して応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、RPVペDESTALの支持性能が実際に失われる地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。また、RPVペDESTALが支持機能を喪失する地震動の大きさであっても、ダイヤフラムフロアや原子炉格納容器の壁が存在するため、圧力容器が大きく傾くスペースは存在せず、圧力容器に接続されている一次系配管の一部破断もしくは破損に留まると考えられる。

### (4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

以上の通り、建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷シーケンスの評価は、現状のフラジリティ評価手法にかなりの保守性を有していると考えられ、現実的な耐性がPRAの結果に現れているものではない。

仮にペDESTALにおける支持機能の喪失が起きた場合に考え得るシナリオとして、(3)項の通り、一次系配管の一部破断もしくは破損が生じるに留まり、想定し得る範囲においては、

これによる冷却材喪失(LOCA)の発生が考えられ、この場合の事象進展は、既存のLOCAシナリオと同様の進展となることが想定される。

以上を総合的に勘案した上で、本事象については新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

## 2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失

### (1) 想定事故シナリオ

原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失については、地震によるスクラム後、S/R弁の開放失敗による原子炉圧力上昇または地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や影響緩和系による事象収束可能性の評価が困難なため、保守的にE-LOCA相当とし、炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】 $8.2 \times 10^{-7}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約5%

#### ①S/R開失敗シナリオ

##### ①-(2) フラジリティ評価

###### a. 評価対象機器/評価部位

事故シーケンスとしては、過渡事象や外部電源喪失、全交流電源喪失時の発生時を想定しているが、いずれのケースにおいても、S/R弁の損傷に起因している。

###### b. 評価方法

S/R弁の構造上、最弱部の決定論的評価結果に基づき、フラジリティ評価を実施している。

##### ①-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティシナリオ)

S/R弁については合計18台設置されているものの、フラジリティ評価上は、機器の完全相関を仮定しており、単一機器の評価＝全台の評価としている。共通原因故障として単一機器の機能喪失を全台機能喪失と仮定すること自体は保守的な取り扱いではあるが、実際には機器配置の差など、応答に差があることを踏まえると、さらに余裕があると言える。

##### ①-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、S/R開失敗によるLOCAシナリオとして、S/R弁全数破損により原子炉圧力が過剰に上昇し原子炉一次冷却材バウンダリが広範囲・大規模に破損に至ることを想定し、影響緩和系に期待できず炉心損傷が回避不可となるケースを考え、炉心損傷直結としている。

ただし、①-(3)の通り、要因となっているS/R弁の現状のフラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、合計18台あるS/R弁が同時損傷する可能性は極めて低いことから、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できる。そのため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シケ

ンスグループとしては取り扱わないこととした<sup>2</sup>。

## ②格納容器内配管損傷シナリオ

### ②-(2) フラジリティ評価

#### a. 評価対象機器/評価部位

配管が格納容器内を通る系統について、配管本体及びその支持構造物のフラジリティを評価した。

#### b. 評価方法

配管の評価は、各系統で耐震評価上厳しい決定論の結果に基づき、フラジリティ評価を実施している。

#### c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

地震力をモーダル解析による応答スペクトル法により算出する配管系は、その配管系の振動性状を考慮したモデルを用い、適切な減衰定数により地震応答解析を行う。

配管系の地震応答解析に用いる減衰定数、評価基準値等は保守的に設定されており、裕度を確保している。

配管本体については設計に比べて大きな耐震裕度を有しており、既往研究結果等からも設計想定レベルを上回る地震力に対して健全性を維持することが確認されている。「平成15年配管系終局強度試験」においては、配管バウンダリが設計レベルの約12倍の耐震裕度を有していることが確認された。

平成18年に実施した電共研における配管系耐震試験では、配管サポート及び定着部を含めて模擬した配管サポート系試験体の実規模加振試験を実施しており、配管及びサポートについて、設計で許容されるレベルに対して少なくとも9倍の耐震裕度があることを確認している。

### ②-(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

現実的な損傷に対して現実的な評価を行うとすれば、配管および配管サポートを一体でモデル化した応答解析を行う詳細法が考えられるが、今回の評価としては保守的な決定論的評価に基づいた簡易的な方法により評価しているため、配管系が損傷に至る地震動の大きさは、耐震評価から求まる地震動の大きさよりもはるかに大きいと考えられる。

---

<sup>2</sup> E-LOCA を仮定した場合でも、ECCS 系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA 時に ECCS 系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA 時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA 発生時には、大 LOCA+SBO シーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷防止の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

## ②-(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器内配管損傷によるLOCAシナリオとして、損傷程度(規模、範囲)を特定することは困難であるものの、②-(3)の通り、フラジリティ評価にかなり保守的な仮定をおいており、現実的な事故シナリオとしては、E-LOCAには至ることなく緩和系による事象収束が期待できると考えられるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした<sup>3</sup>。

## 2.4 計測・制御系喪失

### (1) 想定事故シナリオ

計装・制御系が損傷した場合、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性があること、発生時のプラント挙動に対する影響が現在の知見では明確でないことから、保守的に直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理している。

【炉心損傷頻度】  $6.9 \times 10^{-8}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

### (2) フラジリティ評価

#### a. 評価対象機器/評価部位

計測・制御系喪失において評価対象となる電気計装機器は、制御盤、計装ラック、バイタル交流電源設備である。

これらの電気計装機器について、基礎ボルトの構造損傷及び、盤または計装ラック全体における機能損傷について評価している。

#### b. 評価方法

制御盤及びバイタル交流電源設備は、盤の形状が何れも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

計装ラックについても水平方向の耐力評価については、JNESによる計装ラック全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。

鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度を適用することとした。

<sup>3</sup> E-LOCAを仮定した場合でも、ECCS系による注水流量では足りないほどの原子炉冷却材の流出が考えられることから、この事故シーケンスは、LOCA時にECCS系による注水機能が喪失した場合と類似の状況となる可能性が高いと考えられ、「LOCA時注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。また、E-LOCA発生時には、大LOCA+SBOシーケンスと同様に、早い段階で炉心損傷に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。そのため、本事故シーケンスについては、炉心損傷対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして定義するのではなく、格納容器破損防止対策を講じることにより、格納容器閉じ込め機能を維持できるようにしておくことが重要であると考えられる。

### c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。

### (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤及び計装ラックの評価に適用した機能確認済加速度値は、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一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

そのため、今回の評価においては炉心損傷直結事象と整理してはいるが、現実的に、直立盤または計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図られること及び、上記理由により機能回復が見込めることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。

### (4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に直立盤または計装ラックが倒壊するような機能回復が見込めないような場合であっても、その範囲により事象収束の可能性が残されているものの、損傷の程度や、影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震収束後に再起動操作を適切に実施することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

## 2.5 直流電源喪失

### (1) 想定事故シナリオ

直流電源系が損傷に至ることで、ほぼ全ての安全機能の制御機能が喪失することから直接炉心損傷に至る事故シナリオとして整理。

【炉心損傷頻度】  $6.0 \times 10^{-8}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

### (2) フラジリティ評価

#### a. 評価対象機器/評価部位

直流電源喪失において評価対象となる電気計装機器は、蓄電池、充電器盤、直流主母線盤、ケーブルトレイ、電線管、直流MCCである。

これらの電気計装機器について、蓄電池架台と盤の基礎部の構造損傷、ケーブルトレイ及び電線管のサポート類の構造損傷、盤における機能損傷について評価している。

## b. 評価方法

蓄電池については蓄電池架台の基礎部についての構造損傷評価を実施し、ケーブルトレイ及び電線管については、ケーブルトレイと電線管の本体及び各サポート類の構造損傷を評価した。

また、充電器盤及び直流主母線盤は、盤の形状が何れも直立盤に分類されることから、水平方向の耐力評価については、過去に直立盤について機能確認済加速度値を検証しているJNESの知見を用いて行った。

直流MCCについても水平方向の耐力評価については、JNESによるMCC全体を加振して検証した機能確認済加速度値が検証されていることから、この知見を用いて耐力評価を実施した。

鉛直方向については、既往の試験結果による機能確認済加速度を評価して適用することとした。

## c. 決定論的耐震評価/設計基準地震動に対する裕度

今回の耐力評価に使用している機能確認済加速度は、誤動作を起こすまでの結果である場合が多く、電気計装機器の機能損傷レベルに対して余裕のある機能確認済加速度値を採用している。

直流電源喪失において、特にHCLPFが低い電線管及びケーブルトレイは、多数のサポート類における決定論上の評価結果より、最も裕度の低かった部位(最弱部位)の評価結果を適用して得られた結果である。よって、部分的に損傷を開始する可能性は考えられるが、多数の電線管等が全て同時に損傷するものではないと考えられる。更に、電線管及びケーブルトレイの評価部位は、最弱部位(サポート類)に対する評価結果であり、電線管やケーブルトレイに収納されているケーブルが断線等により直接的に機能喪失に至ることを評価したものではない。

## (3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

今回の直立盤、直流MCCの評価に適用した機能確認済加速度値は、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一時的な故障にとどまる可能性が高く、地震収束後に再起動操作等を適切に実施することにより機能回復が可能と考える。

また、ケーブルトレイ及び電線管に適用した決定論上の評価結果についても、最弱部位(サポート類)の内、最も裕度の低い評価結果を適用した結果であることから、全てのサポートが同時に損傷するものではないと考えられること及び、ケーブル断線等の直接的な機能喪失を評価した結果を適用しているものではないことから、実際のケーブル断線等の機能損傷に至るまでには裕度があると考えられる。

今回の評価結果から炉心損傷直結事象と整理されてはいるが、現実的に、直立盤または直流MCC或いは蓄電池が倒壊するような復旧困難な損傷でない限りは事象収束措置が図られ機能回復が見込めること及び、電線管等についてもケーブル断線等の機能喪失に

至るまでには裕度を有していることから、実態として炉心損傷に直結しないものと考えられる。

#### (4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

仮に一部の直流MCCや蓄電池が倒壊し復旧困難な場合においては、事象収束措置が困難となり炉心損傷に至るケースも想定されるものの、損傷の程度や影響の程度によって変化する事故シーケンスを個別に特定していくことは困難であり、大規模に機器が損傷に至る場合においては、さらにその困難さや評価の不確実性が増すことから、PRA評価では、直流電源喪失シナリオは、保守的に炉心損傷直結としている。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失にとどまる機器に対し、地震収束後に適切に対応することで緩和系による事象収束が期待できるため、炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととした。

## 2.6 格納容器バイパス

### (1) 想定事故シナリオ

格納容器バイパス事象は、インターフェースシステムLOCA (IS-LOCA) と、バイパス破断に細分化される。IS-LOCAは、格納容器バウンダリ内外の高圧設計配管と低圧設計配管のインターフェースの隔離機能が喪失することによって、格納容器外の低圧設計配管、弁などに一次冷却材の高圧負荷がかかり損傷が生じ、格納容器外へ原子炉冷却材流出を引き起こす事象である。バイパス破断は、常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、原子炉冷却材が流出する事象である。

本事故シーケンスにおいて支配的なシナリオは原子炉冷却材浄化系(CUW系)隔離弁の下流側配管(耐震Bクラス)の地震による損傷と、通常開状態である隔離弁の同時損傷による隔離失敗に至ることでバイパス破断が発生するものである。事故シナリオとしては、原子炉冷却材が格納容器外への流出することで、建屋内の広範な影響緩和系に係る機器(電気品、計装品等)が機能喪失するとし、直接炉心損傷に至るものと整理している。

【炉心損傷頻度】  $1.2 \times 10^{-7}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 1%未満

### (2) フラジリティ評価

#### a. 評価対象機器/評価部位

本事故シーケンスで支配的なシナリオである格納容器バイパス破断については、CUW系配管の破損と、CUW系隔離弁の閉失敗に関する機器(隔離弁、電源設備(D/G、電源盤等))である。

#### b. 評価方法



隔離弁や電源設備については、本事故シーケンス特有の設備ではないため、特段、フラジリティ評価に変わりはないが、CUW系配管については、耐震Bクラスということで地震発生時の損傷確率1.0としている。

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

CUW系配管については、耐震Bクラスということでフラジリティ評価では地震に対する耐力を考慮していないものの、一定程度の耐力は有していると考えられる。また、隔離弁については、2重化されているものの、完全相関を仮定していることから、地震動の大きさによっては、同時破損確率は、現評価よりは低くなることが考えられる。

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

PRA評価では、格納容器バイパスシナリオについて、配管損傷の程度やその発生位置に応じて変化する溢水量や溢水(又は蒸気)の伝播経路の特定、影響緩和措置の実現性や成立性の確認を含めた詳細な事象進展の特定は不確実さも大きく定量化困難である。

ただし、(3)の通り、現実的な事故シナリオとしては、損傷の程度や位置によっては、建屋内で影響の及ぶ機器は限定的なものとなり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られる。また、(2)の通り、地震動の大きさに限らずCUW系配管(耐震クラスB)について損傷確率1と仮定した評価を実施しているものの、新潟県中越沖地震の際も、建屋での配管損傷事例は確認されておらず、実際には一定の裕度を有しておりことから、更に発生頻度は低くなると判断される。

すなわち、損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含まれること、加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるといえることから、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした。

## 2.7 原子炉停止機能喪失(※炉心損傷直結事象ではない)

(1) 想定事故シナリオ

原子炉停止機能喪失事象(TC)は、スクラムによる原子炉停止に失敗するシナリオである。ただし、本シナリオについては炉心損傷直結事象には分類されるものではない。

PRA評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。

- ・炉内支持構造物
- ・CRD
- ・燃料集合体(過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定)

【炉心損傷頻度】  $3.6 \times 10^{-7}$  / 炉年(点推定値)

【全炉心損傷頻度への寄与割合】 約2%

(2) フラジリティ評価

—

(3) 現実的評価/最適評価(フラジリティ/シナリオ)

—

(4) 有効性評価における事故シーケンスグループとしての取り扱い

原子炉停止機能喪失は内の事象において既に抽出された事故シーケンスグループではあるものの、地震PRAにおいては全交流電源喪失＋スクラム失敗といったシナリオも評価上抽出される。

ただし、(1)で挙げた設備(炉内支持構造物、CRD、燃料集合体)については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大(水平120gal、鉛直100gal)によるスクラム信号発信及び制御棒挿入(100%挿入で1.33秒、60%挿入で0.85秒(ともに平成21年定検時スクラム検査))は余裕をもって完了している可能性が高い。

例えば設計基準地震動ではP波によりスクラム信号が発信し、3～4秒程度で最大加速度に達する。また、新潟県中越沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震であったが、その場合も最大相対変位が生じる随分前に、制御棒の挿入は完了していた(7号機)。

また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、地震によるCRDの損傷は同種系統間で完全相関を想定しているため、1本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。

以上より、現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、地震PRAとしては改めて有効性評価の事故シーケンスグループとして取り扱う必要はないものとした。

3. まとめ

炉心損傷直結事象として整理した6つの事故シーケンスについては、現実的な耐力や事故シナリオを考慮することにより、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないものとした<sup>4</sup>。

本来はPRA評価においても、損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが、現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確実さが大きく、これら事故

<sup>4</sup> 大規模な地震を想定した場合の、多数の設備の損壊により炉心損傷回避が困難となるケースについても、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必要はなく、地震による損傷の程度や事象進展に応じて、さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なように準備しておくことが重要である。また、原子炉建屋全体が損壊し、建屋内部の安全系機器が機能喪失に至ってしまうような非常に苛酷な状況下においても、屋外の可搬型設備により注水、除熱、電源機能を確保するとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。

シーケンスが発生した場合の事象進展, 具体的には炉心損傷までの時間余裕, 緩和系の健全性や炉心損傷防止への必要性能有無などについて評価を行うことは現実的ではないことから, 保守的に炉心損傷直結として取り扱っている。

以 上

## 重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果

### (1) 諸外国における先進的な安全対策の調査方法

諸外国(米国及び欧州)において整備されている対策の状況については、国外の原子力規制機関である米国原子力規制委員会(NRC)等の規制文書、米国の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等を調査した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報等についても合わせて調査した。当社における海外情報収集の体系を図 1 に示す。

### (2) 諸外国での先進的な対策について

諸外国における重大事故防止に係る対策の情報について、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉で整備している対策と比較した結果を表 1 に示す。

調査の結果、全ての事故シーケンスグループについて、諸外国の既設プラントで整備されている各機能の対策と同等の対策が、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号炉にも整備されていることを確認した。

以 上

【主な情報入手先】

- ・各機関からの直接入手
- ・会議体・レビュー等
- ・原子力安全推進協会(JANSI)
- ・国外原子力規制関係情報の調査委託会社

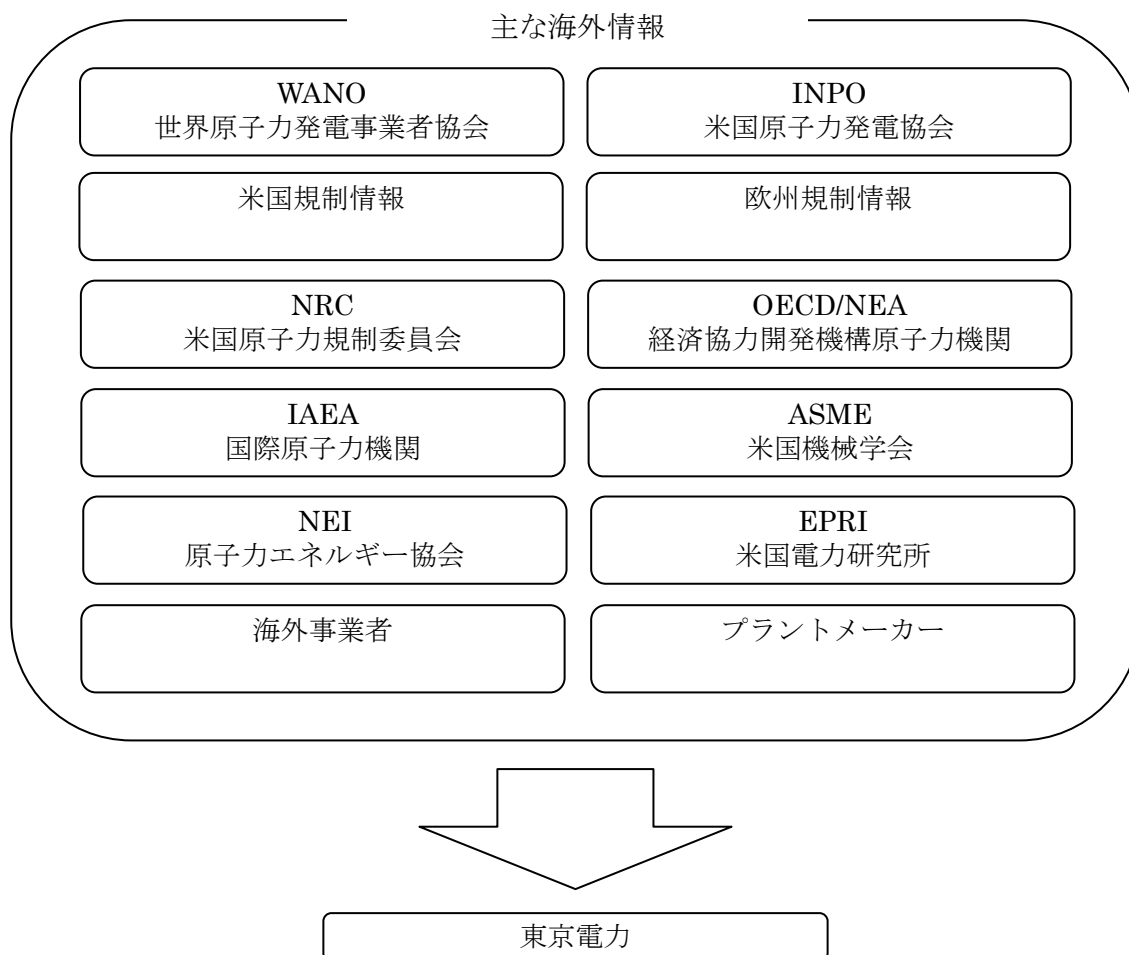


図1 当社における海外等の情報収集の仕組み

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(1/3)

【 1 】：設計基準準事故対策において有効性を評価した対策、下線：電力自主対策

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかるとされる設備					対策の概要
			相崎刈羽 6号炉及び7号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
1	高圧・低圧 注水機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系)※</li> <li>高圧サーピス水系(RHR経路)(水源：池、非常用冷却器)</li> <li>CRDポンプ</li> <li>復水ポンプ</li> <li>RHR(S/RHR経路)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ(専用電源・専用ヒートシンク有)</li> <li>サーピス水系(水源：河川)</li> <li>復水系(給水ポンプ/バイパスライン追加)</li> <li>インターナルポンプ・海水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用系の中圧ポンプ</li> <li>サーピス水系(水源：河川)</li> <li>復水系(給水ポンプ/バイパスライン追加)</li> <li>インターナルポンプ・海水系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災用ポンプ+ブースターポンプ(専用電源有)</li> </ul>	<p>欧米では、注水ポンプの追加設置または炉心注水機能を有さない既設ポンプに炉心注水機能を追加する等による炉心冷却手段を整備している。当社においては、復水移送ポンプによる炉心冷却手段を整備している。また、RCICとは別の蒸気駆動による炉心冷却手段として高圧代替注水系を設置している。</p>	
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>WWベント</li> <li>原子炉冷却材浄化系によるS/P除熱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用系の専用ヒートシンク</li> <li>フィルタベント</li> <li>必須サーピス水系による除熱(ヒートシンク：川、地下水、冷却塔)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>フィルタベント</li> <li>代替最終ヒートシンクの導入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国内においては、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ラインからのベントを整備している。また、欧州においては、河川、地下水、大気を最終ヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用系や大気を最終ヒートシンクとするフィルタ付きベントを整備している。当社においては、多重性及び独立性を考慮して、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置(地上式フィルタベント)及び代替格納容器圧力逃がし装置(地下式フィルタベント)を整備している。</li> </ul>		
		格納容器注水(格納容器スプレイ)	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火ポンプ</li> <li>可搬型ポンプ(大規模損壊)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サーピス水系(D/W, W/Wスプレイ可)</li> <li>可搬型消火ポンプ(S/P注水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動バックアップポンプ</li> <li>消防車</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護系によるスプレイ(専用電源有、外部水源使用可)</li> </ul>	<p>欧米では、注水ポンプの追加または格納容器注水機能を有さない既設ポンプに格納容器注水機能を追加する等による格納容器注水手段を整備している。当社においては、復水移送ポンプによる格納容器注水手段を整備している。</p>	
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>CSTへの水の補給</li> <li>処理水：脱塩水貯蔵タンク、復水貯蔵タンク、他ユニット貯蔵タンク</li> <li>非処理水：消防用水系、公共の消火水、水道水等</li> <li>RWSTからの補給</li> <li>他ユニットCSTからの補給</li> <li>消防用水タンク</li> <li>飲料水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>CSTへの補給</li> <li>脱塩水系からの補給</li> <li>消防車からの補給</li> <li>純水系からの補給(重力による移送)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>脱塩水タンク(既設設備の水)</li> <li>消防車からの補給</li> <li>純水系からの補給</li> <li>Korvusuoの取水池(火災系の水源)</li> </ul>	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川やため池等の代替補給水源からの給水が可能である。当社においては、防火槽、淡水貯水池のほか、代替補給水源として海水の給水が可能である。</p>		
2	高圧注水・減圧機能喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水(可搬型)</li> <li>高圧代替注水(HIPAC)</li> <li>低圧代替注水(可搬型)(消防車)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>	
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧自動化ロジック※</li> <li>予備高圧蒸気ポンプ配備</li> <li>蒸気供給圧の調整機能</li> <li>可搬型代替直流電源からの給電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>多重化炉容器減圧系(S/R弁11弁のうち3弁に電動弁によるバイパスライン設置)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧機能の信頼性向上</li> <li>S/R弁へのバックアップ用蒸気ポンプ</li> <li>消防車からの水圧による開</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧機能の信頼性向上</li> <li>S/R弁駆動用の予備蒸気ポンプや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。</li> <li>当社においては、過渡事象時の減圧自動化ロジックの整備や、S/R弁駆動用の予備蒸気ポンプや電源の整備等による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。</li> </ul>		
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>代替格納容器圧力逃がし装置</li> <li>代替原子炉補機冷却系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>	
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却(冷却海水)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>代替格納容器圧力逃がし装置</li> <li>代替原子炉補機冷却系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>	
		まとめ	<p>【・IPPT】※</p> <p>上述の調査結果より、国内外の既設プラントで整備されている対策が、相崎刈羽6号炉及び7号炉においても整備されていることを確認した。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>	

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(2/3)

【 】：設計基準事故対策において有効性を評価した対策、下線：電力自主対策

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかわる設備					対策の概要
			招致刈羽 6号炉及67号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
3	全交流動力 電源喪失	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系(24Hまで)<sup>※</sup></li> <li>低圧代替注水系(種水補給水系)(常設)(24H以降)<sup>※</sup></li> <li>高圧代替注水系(HPAC)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消防ポンプ(燃料貯蔵タンク+燃料供給系(水系))</li> <li>SBOの影響を受けにくいポンプによるサービスマスターから給水系を通つての注水(水源：河川、湖、貯水池、海など)</li> <li>原子炉隔離時冷却系の手動起動(大破壊損壊)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>全交流電源喪失を想定し、欧米では、電源に依存しない注水ポンプ又は専用の電源を有する注水ポンプの追加による全交流電源喪失時の注水手段を整備している。</p> <p>当社においては、空冷式ガスタスタービン発電機による復水移送ポンプへ給電手段を整備している。また、電源対策が達成できない場合に備えて、RCIGの手動起動手順を整備している。さらに、自主的対策として電源に依存しない蒸気駆動の高圧代替注水ポンプの設置を計画している。</p>
		炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(可搬型)(消防車)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>欧州では、炉心冷却手段として可搬型ポンプを整備している。当社においても同様に炉心冷却手段として消防車および接続口を整備している。</p>
		原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧機能の信頼性向上</li> <li>予備高圧蒸気ポンプへ配備</li> <li>蒸気供給圧の調整機能</li> <li>可搬型代替直流電源からの給電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>減圧機能の信頼性向上</li> <li>-ADS作動のための追加電源(DC)の設置</li> <li>-ADS作動のための蒸気ポンプの設置</li> <li>-ADS作動のためのケーブリングの確保</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2と同様</li> </ul>	<p>欧米では、全交流電源喪失時の減圧機能の信頼性向上手段として、S/R中駆動用の予備蒸気ポンプおよび電源の整備等を実施している。当社においても、全交流電源喪失を想定して、S/R中駆動用の予備蒸気ポンプおよび電源の整備による減圧機能の信頼性向上手段を整備している。</p>
		最終ヒートシンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力速がし装置<sup>※</sup></li> <li>耐圧強化ベント系</li> <li>代替格納容器圧力速がし装置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>
		給水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替原子炉種機冷却系<sup>※</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>1と同様</p>
		代替電源設備 (交流電源)	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備<sup>※</sup>(空冷式ガスタスタービン発電機)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の追加設置</li> <li>ガスタスタービン発電機の使用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用系のディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガスタスタービン発電機(4日分の燃料有)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の信頼性向上</li> <li>-起動用バッテリー追加</li> <li>-燃料タンクの購入</li> <li>-非常用ディーゼル発電機更新</li> </ul> <p>新に合わせ、除熱系2系統(沸水、空冷)設置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の新設(独立建屋に設置)</li> <li>ガスタスタービン発電機(100%×2台,9日分の燃料有)</li> </ul>
		代替電源設備 (直流電源)	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替交流電源設備(電源車)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SA用可搬型ディーゼル発電機(PP系→PCV注水への非操作)</li> </ul>	<p>欧米においては、可搬型の交流代替電源である可搬型ディーゼル発電機を配備している。当社においても同等の設備を配備しており、常設代替交流電源設備が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電源融通</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間での交流電源接続</li> <li>水力発電ユニットの使用</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間での交流電源接続</li> <li>第3の送電線(地中埋設)</li> <li>余熱除去系1系統と外部電源を結線</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型可搬DG×3台(クイット外保管)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間の交流電源接続</li> <li>近隣水力発電所からの受電(容量が限定的)</li> <li>地域電力会社からの受電(容量が限定的)</li> </ul>	<p>欧米においては、ユニット間での電源接続を整備している。当社においても同等の手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替直流電源設備<sup>※</sup>(不要負荷切り離し無しで8時間、切り離し後残り16時間の計24時間給電)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>バッテリー容量増加</li> <li>非安全関連バッテリーの設置(安全系バッテリーの負荷軽減のため)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>バッテリー容量の増強</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>不要負荷の切り離しによる蓄電池容量保持</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1と同様</li> </ul>	<p>欧米においては、既設蓄電池容量の増加、給電時間延長対策として負荷切り離しによる蓄電池容量確保手段を整備している。当社においても同等の手段を整備している。</p>
		代替電源設備 (直流電源)	<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄電池(重大事故等対応用)追加</li> <li>可搬型代替直流電源設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>携帯型バッテリーによる所内バッテリーの再充電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型ディーゼル発電機による充電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SA設備への給電バッテリー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>充電用可搬型発電機</li> <li>充電用可搬型整流器</li> </ul>	<p>米国においては、携帯型バッテリーによる蓄電池充電手段を整備している。また、欧州においては、可搬型発電機による蓄電池充電手段を整備している。当社においては、重大事故等対策用に蓄電池を追加するとともに、可搬型バッテリーを整備している。</p>
		まとめ	上述の調査結果より、国内外の既設プラントで整備されている対策が、招致刈羽6号炉及67号炉においても整備されていることを確認した。					

表 1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例の比較(3/3)

【 】：設計基準事故対策において有効性を評価した対策、下線：電力自主対策

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策にかかわる設備					対策の概要
			和歌山羽 6号炉及び67号炉	米国	ドイツ	スウェーデン	フィンランド	
4-1	崩壊蒸気発生機能喪失 (取水機能喪失) (SBO重量想定)	炉心冷却	【・RCIC】※ ・低圧代替注水系(復水補給水系) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) ・高圧代替注水系(可搬型) ・代替原子炉補機冷却※	3と同様	3と同様	1と同様	1と同様	3と同様
			・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化バベント系 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・代替原子炉補機冷却※	3と同様	2と同様	1と同様	2と同様	3と同様
4-2	崩壊蒸気発生機能喪失 (RRH機能喪失)	炉心冷却	【・RCIC】※ 【・HRPCF】※ ・低圧代替注水系(常設) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) ・高圧代替注水系(可搬型) ・代替原子炉補機冷却※	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			・常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) ・可搬型代替交流電源設備(電源車) ・号炉間電源融通	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
5	LOCA時注水機能喪失 (外部電源喪失重量)	炉心冷却	【・RCIC】※ 【・HRPCF】※ ・低圧代替注水系(常設) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) ・高圧代替注水系(可搬型) ・代替原子炉補機冷却※	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			・常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) ・可搬型代替交流電源設備(電源車) ・号炉間電源融通	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
6	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	【・RCIC】※ 【・HRPCF】※ ・低圧代替注水系(常設) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) ・高圧代替注水系(可搬型) ・代替原子炉補機冷却※	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			・常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) ・可搬型代替交流電源設備(電源車) ・号炉間電源融通	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様
7	インターフェーズシステムLOCA	炉心冷却	【・RCIC】※ 【・HRPCF】※ ・低圧代替注水系(常設) ・高圧代替注水系(HPAC) ・低圧代替注水系(可搬型) ・高圧代替注水系(可搬型) ・代替原子炉補機冷却※	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様	1と同様
			・常設代替交流電源設備※ (空冷式ガスタービン発電機) ・可搬型代替交流電源設備(電源車) ・号炉間電源融通	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様	3と同様



## 内部事象 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

各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷又は格納容器破損に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する重大事故防止対策の対応状況等を確認した。

また、事故シーケンスグループ別に FV 重要度\*を評価し、FV 重要度が高い基事象に対する重大事故防止対策の対応状況等を確認した。

### ※ Fussell-Vesely 重要度(FV 重要度)

炉心損傷の発生を仮定した時に、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を低減することにより、どれ程の安全性の向上が望めるかを示す指標とみられる。プラントのリスクの低減を図る際に注目すべき機器等の候補を同定する際に有用な指標。

以下に、内部事象運転時レベル 1PRA、内部事象運転時レベル 1.5PRA、内部事象停止時レベル 1PRA それぞれのカットセットの分析結果及び内部事象運転時レベル 1PRA、内部事象停止時レベル 1PRA において FV 重要度が高い基事象に対する重大事故防止対策の対応状況の確認結果を示す。

## 1. 内部事象運転時レベル 1PRA

### 1-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

#### (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が無数に存在するため、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。

- ・主要な事故シーケンス※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 1-1 表に示す。

※ 主要な事故シーケンスは、同じ事故シーケンスグループに含まれる複数のシーケンスを、シーケンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したもの。

#### (2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表に示した通り、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防止対策により炉心損傷を防止できることを確認した。

一方、事故シーケンスグループのうち、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」に含まれる一部の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。

#### (3) カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の対応性

今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケンスそれぞれについて支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に考察した。支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度(CDF)に対しては小さな割合となる場合もある。このため、今回確認したカットセットの CDF の合計が事故シーケンスグループの CDF に占める割合は事故シーケンスグループ毎に異なり、約 27～76%の幅が生じた。また、全 CDF から見ると、「崩壊熱除去機能喪失」のシーケンスグループが約 99.9%を占めており、今回、「崩壊熱除去機能喪失」については CDF の約 66%のカットセットを確認したことから、全 CDF に対しても、約 66%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したも

のと整理できる。

また、「崩壊熱除去機能喪失」は除熱機能の喪失によって格納容器が先行破損し、炉心損傷に至るシーケンスグループであることから、対策としては除熱機能の多重化及び多様化が有効であると考えられる。除熱機能については、大気を最終ヒートシンクとする耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置を設置し、その機能を多様化している。耐圧強化ベント系や格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系等に対して独立な系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全 CDF の約 99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては CDF の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

(2)で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、「高圧注水・減圧機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」のカットセットを確認すると、人的過誤(注水失敗の認知失敗等)と計測制御系の故障(計器や自動起動ロジック故障)の重畳が抽出されている。全 CDF から見た場合、これらのカットセットの頻度は非常に小さな値であるが、これらについては、訓練等により人的過誤の発生可能性の低減に努めるとともに、計測制御系の故障時にも、正常に動作・計測されている他の計器・パラメータによってプラントの異常を検知できるよう訓練等による対応能力の向上に努めていく。また、「全交流動力電源喪失」における逃がし安全弁開固着を伴う事故シーケンスは、炉心損傷を防止できないと整理していたシーケンスであって、格納容器破損防止対策で対応する事故シーケンスとして整理していたものである。これについては、カットセットからも、有効性評価で考慮した対策での対応が困難であることが確認された。

上記の通り、人的過誤と計測制御系の故障が重畳する非常に頻度の小さな場合において、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考えられるものの、有効性評価で考慮した対策と設計基準設備の共用部分(注入弁等)の故障を伴う様なカットセットは、支配的なカットセットとしては抽出されていない。有効性評価で考慮した対策は、基本的に設計基準設備に対して多様化された、独立な系統機能の追加であることから、これらの共用部分の故障を伴うカットセットが支配的なカットセットとして抽出されていない以上、有効性評価で考慮した対策は、殆どのシーケンスに対して有効であると考えられる。また、全 CDF の約 99.9%を占める「崩壊熱除去機能喪失」についても、今回考慮した除熱機能である残留熱除去系に対して、独立かつ多様化された系統である格納容器圧力逃がし装置等が設けられていることから、全 CDF の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

第1-1表 事故シークエンスの分析(最小カセット)の抽出結果(1/7)<sup>※1</sup>

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス <sup>※2</sup>	主要なカセット	炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性
			(炉年)	主要な事故シークエンスへの寄与割合(%)		
TQUV (高圧・低圧注水機能喪失) (9.6×10 <sup>-10</sup> /炉年)	過渡現象 +高圧/低圧注水失敗 (1.1×10 <sup>-10</sup> /炉年)	主要なカセット	1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
			1.6×10 <sup>-12</sup>	1.5	0.2	○
4.2×10 <sup>-12</sup>	5.7	0.4	○			
3.0×10 <sup>-12</sup>	4.1	0.3	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.3×10 <sup>-12</sup>	1.8	0.1	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			
1.5×10 <sup>-11</sup>	3.5	1.6	○			

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。  
 ※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものを。括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。

第 1-1 表 事故シークエンスの分析(最小カットセット)の結果(1/17(続き))※1

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス※2	主要なカットセット	炉心損傷頻度			主な対策	対策有効性
			(/炉年)	主要な事故シークエンスへの寄与割合 (%)	事故シークエンスグループへの寄与割合 (%)		
TQV (高圧・低圧注水機能喪失) (9.6×10 <sup>-10</sup> /炉年)	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗 (3.1×10 <sup>-10</sup> /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水系起動操作失敗	4.2×10 <sup>-11</sup>	14	4.4	・高圧代替注水系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・代替格納容器冷却システム系	○
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル水位制御失敗	4.2×10 <sup>-11</sup>	14	4.4		○
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水系起動操作失敗	3.0×10 <sup>-11</sup>	10	3.1		○
	サポート系喪失 +高圧/低圧注水失敗 (3.5×10 <sup>-11</sup> /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+復水器ホットウェル水位制御失敗	3.0×10 <sup>-11</sup>	10	3.1		○
		タービン補機冷却系故障+ECCS デジタル制御系(DTMD)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	7.2×10 <sup>-12</sup>	21	0.8	・代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット)+代替原子炉補機冷却海水系ポンプ)	○
		タービン補機冷却系故障+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗+低圧注水系起動操作失敗	2.9×10 <sup>-12</sup>	8.3	0.3		○
	サポート系喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧/低圧注水失敗 (4.3×10 <sup>-12</sup> /炉年)	タービン補機冷却系故障+ECCS デジタル制御系(DTMD)故障(多重故障)+高圧注水系起動操作失敗	2.3×10 <sup>-12</sup>	6.6	0.2		○
		タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	1.9×10 <sup>-12</sup>	44	0.2	・格納容器圧力逃がし装置 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	○
		タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	1.4×10 <sup>-12</sup>	33	0.2		○
		タービン補機冷却系故障+S/R 弁再閉鎖失敗+ECCS デジタル制御系(DTMD)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	3.8×10 <sup>-14</sup>	0.9	<0.1		○

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものを。

括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスの CDF の合計を示す。

【主要なカットセットに対する検討】(高圧・低圧注水機能喪失(TQUV))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」については CDF の約 27% のカットセットを確認した。なお、「高圧・低圧注水機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1% 未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+高圧/低圧注水失敗」、「過渡事象+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「通常停止+高圧/低圧注水失敗」、「通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」、「サポート系喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧/低圧注水失敗」では、高圧・低圧注水機能が喪失する要因として、原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障による電動の ECCS 注水ポンプの機能喪失と合わせて、S/R 弁の開固着又は起動失敗等による RCIC の機能喪失が挙げられている。炉心損傷防止対策としては、機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)による注水が有効である。
- 「サポート系喪失+高圧/低圧注水失敗」については、計測・制御機器の共通原因故障と合わせて、高圧/低圧 ECCS の起動失敗が挙げられている。炉心損傷防止対策としては、機能喪失した ECCS 注水系の代替となる、低圧代替注水系(常設)による注水が有効である。
- いずれの事故シーケンスについても、注水による炉心冷却を確保した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットとしては抽出されていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。

第 1-1 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(2/7)\*1

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス**2	主要なカットセット	(炉年)	炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性	
				主要な事故シークエンスへの寄与割合 (%)	事故シークエンスグループへの寄与割合 (%)			
TQUX (高圧注水・減圧機能喪失) (4.2×10 <sup>-9</sup> /炉年)	過渡事象 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (1.8×10 <sup>-9</sup> /炉年)	全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作(誤高出力(共通原因故障)) 全給水喪失+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTMC)故障(共通原因故障) 全給水喪失+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	4.6×10 <sup>-10</sup> 2.1×10 <sup>-10</sup> 1.9×10 <sup>-10</sup>	26 12 11	11 5.0 4.5		×	
	+S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (5.2×10 <sup>-11</sup> /炉年)	全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作(誤高出力(共通原因故障)) 全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障) 全給水喪失事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	2.4×10 <sup>-12</sup> 1.4×10 <sup>-12</sup> 1.2×10 <sup>-12</sup>	4.6 2.7 2.3	0.1 <0.1 <0.1		減圧自動化 ロジック (残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル 1)+600秒経過でSRV4 弁開放) 高圧代替注水系 残留熱除去系(低圧注水、除熱)	×
	通常停止 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (2.0×10 <sup>-9</sup> /炉年)	通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作(誤高出力(共通原因故障))+給水系操作失敗 通常停止+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ ECCS デジタル制御系(DTMC)故障(共通原因故障)+給水系操作失敗 通常停止+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号+給水系操作失敗	3.9×10 <sup>-10</sup> 1.8×10 <sup>-10</sup> 1.6×10 <sup>-10</sup>	20 9.0 8.0	9.3 4.3 3.8			×
	通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (1.2×10 <sup>-10</sup> /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉減圧操作失敗 通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗 通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)+原子炉減圧操作失敗	2.8×10 <sup>-11</sup> 2.5×10 <sup>-11</sup> 2.1×10 <sup>-11</sup>	23 21 18	0.7 0.6 0.5			○
	サポータ系喪失 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (2.9×10 <sup>-10</sup> /炉年)	直流電源故障(区分 1)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作(誤高出力(共通原因故障)) 直流電源故障(区分 1)+原子炉減圧操作失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障) 直流電源故障(区分 1)+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+HPCF 室空調起動失敗(共通原因故障)	1.3×10 <sup>-11</sup> 7.3×10 <sup>-12</sup> 6.3×10 <sup>-12</sup>	4.5 2.5 2.2	0.3 0.2 0.2			×
	+S/R 弁再閉鎖失敗 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 (4.1×10 <sup>-11</sup> /炉年)	直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系(SLU)故障 直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+ECCS デジタル制御系(SLU)故障 直流電源故障(区分 2)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉減圧操作失敗+HPCF(C 系)室空調機冷却水入口弁開忘れ	5.1×10 <sup>-12</sup> 4.4×10 <sup>-12</sup> 1.4×10 <sup>-12</sup>	12 11 3.4	0.1 0.1 <0.1			○

\*1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

\*2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものを、括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスの CDF の合計を示す。

【主要なカットセットに対する検討】(高圧注水・減圧機能喪失(TQUX))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」については CDF の約 41% のカットセットを確認した。なお、「高圧注水・減圧機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1% 未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、原子炉注水自動起動不能の認知失敗のヒューマンエラー、原子炉減圧操作失敗のヒューマンエラーが抽出され、「通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を除く主要な事故シーケンスのカットセットからは、原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)等の信号系の故障も抽出された。このうち、原子炉注水自動起動不能の認知失敗と信号系の共通原因故障が重畳する場合、認知失敗により重大事故等対処設備として設置した高圧代替注水系の手動起動に期待できず、実際には故障の内容によるが、信号系の共通原因故障の場合は減圧自動化ロジックにも期待できないとすると、重大事故等防止対策に期待できず、炉心損傷を防止できない。この基事象の組み合わせ以外の場合には、高圧代替注水系による高圧注水のバックアップや減圧自動化ロジックによる低圧状態への移行等により、注水による炉心冷却を確保できる。
- 注水による炉心冷却の確保に成功した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットとしては抽出されていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。
- 全 CDF から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられていると考えるが、炉心損傷を防止できないカットセットに含まれている原子炉注水自動起動不能の認知失敗については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。



第 1-1 表 事故シークエンスの分析(最小カセットセットの抽出)結果(3/7)\*1

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス**2	主要なカセットセット	炉心損傷頻度			主な対策	対策有効性
			(炉年)	主要な事故シークエンスへの寄与割合 (%)	事故シークエンスグループへの寄与割合 (%)		
TW (崩壊熱除去機能喪失) ( $8.7 \times 10^{-6}$ /炉年)	過渡事象 +除熱失敗 ( $5.0 \times 10^{-6}$ /炉年)	隔離事象+残留熱除去系起動操作失敗	$3.6 \times 10^{-6}$	72	41	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 手動減圧</li> <li>• 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>• 代替格納容器冷却システム</li> <li>• 代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット)+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>• 格納容器圧力逃がし装置</li> <li>• 常設代替交流電源設備</li> <li>• 可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	○
		隔離事象+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.0 \times 10^{-7}$	6.0	3.4		
		隔離事象+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$9.8 \times 10^{-8}$	2.0	1.1		
	過渡事象 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 ( $3.8 \times 10^{-7}$ /炉年)	非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$1.2 \times 10^{-7}$	32	1.4		
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$9.8 \times 10^{-9}$	2.6	0.1		
		非隔離事象+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却水ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$3.2 \times 10^{-9}$	0.8	<0.1		
	通常停止 +除熱失敗 ( $2.7 \times 10^{-6}$ /炉年)	通常停止+原子炉補機冷却系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$8.8 \times 10^{-7}$	33	10		
		通常停止+原子炉補機冷却海水系ポンプ継続運転失敗(共通原因故障)	$6.4 \times 10^{-7}$	24	7.4		
		通常停止+外部電源喪失(使命時間中の機能喪失)+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故障)	$7.2 \times 10^{-11}$	<0.1	<0.1		
		通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+常用系(復水器)を用いた除熱操作失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$6.1 \times 10^{-9}$	29	0.1		
通常停止 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 ( $2.1 \times 10^{-8}$ /炉年)	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)+常用系(復水器)を用いた除熱操作失敗	$5.0 \times 10^{-10}$	2.4	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動用グラウンド蒸気元弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第一段蒸気入口弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第二段蒸気入口弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第一段空気入口弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系第二段空気入口弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			
	通常停止+S/R 弁再閉鎖失敗+起動停止用蒸気式空気抽出系空気出口弁開失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$3.1 \times 10^{-10}$	1.5	<0.1			

\*1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

\*2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの。括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。

\*3 長期TBの対策で対応可能。

第1-1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(3/7(続き))※1

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス※2	主要なカットセット	(炉年)	炉心損傷頻度		主な対策	対策有効性
				主要な事故シークエンスへの寄与割合 (%)	事故シークエンスグループへの寄与割合 (%)		
TW (崩壊熱除去機能喪失) ( $8.7 \times 10^{-6}$ /炉年)	サポート系喪失 +除熱失敗 ( $5.5 \times 10^{-7}$ /炉年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+残留熱除去系起動操作失敗	$9.6 \times 10^{-8}$	17	1.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイ系</li> </ul>	○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	$1.5 \times 10^{-8}$	2.7	0.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替原子炉補機冷却系(熱交換ユニット+代替原子炉補機冷却海水ポンプ)</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> </ul>	○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	$7.9 \times 10^{-9}$	1.4	0.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	○
TW (崩壊熱除去機能喪失) ( $8.7 \times 10^{-6}$ /炉年)	サポート系喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗 +除熱失敗 ( $2.9 \times 10^{-9}$ /炉年)	原子炉補機冷却海水系故障(C系)+S/R 弁再閉鎖失敗+残留熱除去系起動操作失敗	$5.0 \times 10^{-10}$	17	<0.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(二重))	$8.0 \times 10^{-11}$	2.8	<0.1		○
		原子炉補機冷却海水系故障(C系)+S/R 弁再閉鎖失敗+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障(三重以上))	$4.1 \times 10^{-11}$	1.4	<0.1		○

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの。

括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。

【主要なカットセットに対する検討】(崩壊熱除去機能喪失(TW))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」については CDF の約 66% のカットセットを確認した。なお、「崩壊熱除去機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が約 99.9% であり、全 CDF の殆どを占める事故シーケンスグループである。
- いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、残留熱除去系、原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障が抽出されている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系ユニットによる海水への熱除去機能の代替や、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「過渡事象+除熱失敗」、「過渡事象+S/R 弁再閉鎖失敗+除熱失敗」では、残留熱除去系起動操作失敗のヒューマンエラーが抽出されている。この基事象に対しては、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「通常停止+除熱失敗」では、使命時間中の外部電源喪失等、電源喪失により炉心損傷(格納容器先行破損)に至る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、長期 TB のシーケンスにおける対策により炉心損傷を防止できる。
- 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対する主要な対策と考えられる格納容器圧力逃がし装置は残留熱除去系、原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却海水系に対して独立な系統であり、共通原因による機能喪失のリスクを可能な限り低減している。このことから、全 CDF の約 99.9% を占める「崩壊熱除去機能喪失」に対しては CDF の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

第 1-1 表 事故シークエンスの分析(最小カセットセット)の結果(4/7)<sup>※1</sup>

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス <sup>※2</sup>	主要なカセットセット	(/炉年)	炉心損傷頻度		主な対策	対策 有効性
				主要な事故 シークエンスへの 寄与割合 (%)	事故シークエンス グループへの 寄与割合 (%)		
長期 TB	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 (4.8×10 <sup>-10</sup> /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	2.2×10 <sup>-10</sup>	46	17	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系(所内直流通電源設備の確保)</li> <li>高圧代替注水系</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> <li>代替格納容器冷却スプレイス</li> <li>格納容器圧力逃がし装置</li> <li>代替原子炉補機冷却系</li> <li>常設代替交流電源設備</li> <li>可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 起動失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	1.5×10 <sup>-10</sup>	31	12		○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 非常用送風機起動失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗	2.1×10 <sup>-11</sup>	4.4	1.7		○
TBP	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +S/R 弁再閉鎖失敗 (1.2×10 <sup>-10</sup> /炉年)	外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)継続運転失敗(共通原因故障)	5.7×10 <sup>-11</sup>	48	4.4		△ <sup>※3</sup>
		外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)起動失敗(共通原因故障)	4.0×10 <sup>-11</sup>	33	3.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>高圧代替注水系(常設代替直流通電源)</li> <li>上記の点線枠内の対策</li> </ul>	△ <sup>※3</sup>
		外部電源喪失+S/R 弁再閉鎖失敗+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G)非常用送風機起動失敗(共通原因故障)	5.3×10 <sup>-12</sup>	4.4	0.4		△ <sup>※3</sup>
TB (全交流 動力電源 喪失) (1.3×10 <sup>-9</sup> /炉年)	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +RCIC 失敗 (6.0×10 <sup>-10</sup> /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 5 号機原子炉建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5		○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 5 号機タービン建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5		○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 6 号機原子炉建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(常設代替直流通電源)</li> <li>上記の点線枠内の対策</li> </ul>	○
TBU	外部電源喪失 +D/G 全台起動失敗 +RCIC 失敗 (6.0×10 <sup>-10</sup> /炉年)	外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 6 号機原子炉建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5		○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 6 号機タービン建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5		○
		外部電源喪失+外部電源復旧失敗+非常用ディーゼル発電機(D/G) 継続運転失敗(共通原因故障)+MUWPP による CSP への水補給失敗(現場弁閉失敗に伴う 7 号機原子炉建屋側への誤送水)	3.2×10 <sup>-11</sup>	5.3	2.5		○
TBD	外部電源喪失 +直流通電源喪失 (8.1×10 <sup>-11</sup> /炉年)	外部電源喪失+バッテリーからの給電失敗(共通原因故障)	8.1×10 <sup>-11</sup>	100	6.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系(常設代替直流通電源)</li> <li>上記の点線枠内の対策</li> </ul>	○

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上的な特徴に着目して詳細化して分類したものである。括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。

※3 S/R 弁からの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行出来れば炉心損傷を回避できる。

【主要なカットセットに対する検討】(全交流動力電源喪失(TB))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については CDF の約 56% のカットセットを確認した。なお、「全交流動力電源喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1% 未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗」(長期 TB)では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、外部電源の復旧、高圧電源融通にも失敗する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するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+S/R 弁再開鎖失敗」(TBP)では、全交流電源喪失により電動駆動の ECCS 注水設備が機能喪失することに加え、S/R 弁再開鎖失敗により、長時間の RCIC 及び高圧代替注水系には期待できない。このため、RCIC 又は高圧代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系等による低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低圧注水への移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による注水が出来ず、炉心損傷に至るシーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に至るものの、電源復旧等の後、圧力容器又は格納容器に注水し、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことで、格納容器の破損防止を防止することができる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+D/G 全台起動失敗+RCIC 失敗」(TBU)では、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失し、短時間での外部電源の復旧に失敗し、RCIC の運転継続に必要な復水貯蔵槽(CSP)への補給に失敗する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、同じ CSP を水源とする高圧代替注水系は有効な対策とならない。一方、CSP への補給に失敗するため、RCIC が使命時間 24 時間の運転を継続することはできないものの、元々 CSP に蓄えられている水量を注水に費やせると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時間程度の時間余裕を有するカットセットである。このため、今回抽出されたカットセットに対しては、常設代替交流電源設備等による電源復旧によって低圧の注水機能の復旧を図ること等により、炉心損傷を防止することが出来ると考えられる。また、今回のカットセットとしては抽出されなかったが、事象発生と同時に RCIC が故障等によって機能喪失に至る等、対応の時間余裕が短い場合は、高圧代替注水系によって炉心損傷を防止することができる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「外部電源喪失+直流電源喪失」(TBD)では、外部電源を喪失し、共通原因故障により全てのバッテリーからの給電に失敗するカットセットが抽出され、主要な事故シーケンスのうち 100% の割合を占めた。このカットセットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧することにより、炉心損傷を防止することができる。

第 1-1 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(5/7)<sup>※1</sup>

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス <sup>※2</sup>	主要なカットセット	(炉年)	炉心損傷頻度		主な対策	対策 有効性
				主要な事故 シークエンスへの 寄与割合 (%)	事故シークエンス グループへの 寄与割合 (%)		
TC (原子炉停止機能喪失) ( $5.1 \times 10^{-12}$ /炉年)	過渡事象 +原子炉停止失敗 ( $5.0 \times 10^{-12}$ /炉年)	非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC 手動操作失敗	$2.2 \times 10^{-12}$	44	43	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替制御棒挿入機能</li> <li>代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能</li> <li>ほう酸水注入系</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>原子炉隔離時冷却系</li> <li>残留熱除去系</li> </ul>	—
		非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC ほう酸水タンク閉塞	$6.1 \times 10^{-16}$	<0.1	<0.1		
		非隔離事象+制御棒挿入失敗+SLC ほう酸水タンク保温用ヒーター制御回路遮断器閉失敗	$2.1 \times 10^{-16}$	<0.1	<0.1		

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの。  
括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。

【主要なカットセットに対する検討】(原子炉停止機能喪失(TC))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については CDF の約 43% のカットセットを確認した。なお、「原子炉停止機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1% 未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスとして、「過渡事象+原子炉停止失敗」について評価したところ、制御棒挿入失敗(機械系故障)に加えて SLC の機能喪失に関する基事象のカットセットが抽出された。原子炉停止機能について、ABWR である柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、今回重大事故対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当初より設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮して PRA を実施した。このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカットセットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。
- 原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループは、グループの炉心損傷頻度が  $5.1 \times 10^{-12}$  /炉年であり、評価全体の炉心損傷頻度に占める割合は全シーケンスグループの中で最も小さい。主要なカットセットに今回重大事故対処設備として位置づけた SLC が含まれていることから、これらの今回重大事故対処設備の寄与も含めて、非常に小さな炉心損傷頻度に抑えられていると考えられる。

第 1-1 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(6/7)<sup>※1</sup>

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス <sup>※2</sup>	主要なカットセット	炉心損傷頻度			主な対策	対策 有効性
			(/炉年)	主要な事故 シークエンスへの 寄与割合 (%)	事故シークエンス グループへの 寄与割合 (%)		
LOCA 時注水 機能喪失 ( $4.5 \times 10^{-9}$ /炉年)	LOCA +高圧/低圧注水失敗 ( $3.9 \times 10^{-9}$ /炉年)	中 LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$2.3 \times 10^{-9}$	59	51	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 手動減圧</li> <li>・ 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</li> </ul>	○
		中 LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$7.6 \times 10^{-10}$	19	17		
	LOCA +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $6.0 \times 10^{-11}$ /炉年)	中 LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$3.0 \times 10^{-10}$	7.7	6.8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替原子炉補機冷却系</li> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	○
		中 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTMT)故障(共通原因故障)	$4.3 \times 10^{-11}$	72	1.0		
		中 LOCA+注水不能認知失敗+ECCS デジタル制御系(DTMT)故障(多重故障)	$1.4 \times 10^{-11}$	23	0.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替原子炉補機冷却系</li> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ(水源補給)</li> </ul>	×
		中 LOCA+原子炉減圧操作失敗+ECCS デジタル制御系(DTMT)故障(共通原因故障)+高圧注水系起動操作失敗	$3.9 \times 10^{-13}$	0.7	<0.1		

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの。  
括弧内は主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスの CDF の合計を示す。



【主要なカットセットに対する検討】(LOCA 時注水機能喪失(LOCA))

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」については CDF の約 76%のカットセットを確認した。なお、「LOCA 時注水機能喪失」は全 CDF に占める CDF の割合が約 0.1%であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧/低圧注水失敗」では、原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。中 LOCA により RCIC に期待できず、原子炉補機冷却系等の喪失により、駆動機構の冷却が必要な電動駆動の ECCS 注水系に期待できない状況であるため、このカットセットに対しては、逃がし安全弁の手動作動により原子炉を減圧し、駆動機構の冷却を必要としない常設の低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により注水することで炉心損傷を防止できると考えられる。
- 主要な事故シーケンスのうち、「LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」では、注水不能の認知に失敗するヒューマンエラーとデジタル制御系の共通原因故障、又は多重故障によるカットセットが抽出されている。この場合、代替の注水手段への移行の必要性に気付けないことから、逃がし安全弁の手動作動等の運転員操作に期待することができないため、これらの重大事故等防止対策に期待できず、炉心損傷を防止できない。また、高圧 ECCS 注水及び原子炉の減圧操作に失敗するヒューマンエラーとデジタル制御系の共通原因故障による ECCS 系の自動起動に失敗するカットセットが抽出されている。この場合、原子炉を減圧できない一方で、LOCA により蒸気駆動の高圧代替注水設備にも期待できないことから、炉心損傷を防止できない。
- LOCA が発生しているにも係わらず、認知に失敗したまま長時間気付かない場合や、操作に失敗したにも係わらずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられているが、原子炉注水自動起動不能の認知失敗等のヒューマンエラーについては、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。

第 1-1 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(7/7)※1

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス※2	主要なカットセット	炉心損傷頻度			主な対策	対策 有効性
			(/炉年)	主要な事故 シークエンスへの 寄与割合 (%)	事故シークエンス グループへの 寄与割合 (%)		
ISLOCA ( $9.5 \times 10^{-11}$ /炉年)	ISLOCA ( $9.5 \times 10^{-11}$ /炉年)	定例試験時 HPCF(B 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(B 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(B 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 \times 10^{-11}$	16	16	<ul style="list-style-type: none"> <li>ISLOCA 発生箇所の隔離</li> <li>高圧炉心注水系</li> <li>手動減圧</li> <li>低圧炉心注水系</li> </ul>	○
		定例試験時 HPCF(C 系)試験可能逆止弁内部リーク+HPCF(C 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(C 系)注入隔離弁閉失敗	$1.5 \times 10^{-11}$	16	16		○
		定例試験時 HPCF(B 系)注入隔離弁誤開+HPCF(B 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(B 系)試験可能逆止弁閉失敗	$1.4 \times 10^{-11}$	15	15		○
		定例試験時 HPCF(C 系)注入隔離弁誤開+HPCF(C 系)ポンプ吸込部配管破損+HPCF(C 系)試験可能逆止弁閉失敗	$1.4 \times 10^{-11}$	15	15		○

※1 主要な事故シークエンスの中の支配的なシークエンスに対する分析結果を示す。

※2 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンス上の主な特徴に着目して詳細化して分類したものの。  
括弧内は**主要な事故シークエンスに含まれるシークエンスのCDFの合計を示す。**

#### 【主要なカットセットに対する検討】(ISLOCA)

- 第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「ISLOCA」については CDF の約 61%のカットセットを確認した。なお、「ISLOCA」は全 CDF に占める CDF の割合が 0.1%未満であり、全 CDF に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 主要な事故シーケンスである、「ISLOCA」では、HPCF の定例試験時の弁リークや誤開放に伴うカットセットが抽出されている。これらのカットセットに対しては、高圧炉心注水系又は原子炉を減圧した後に高圧又は低圧炉心注水系による炉心の水位維持によって炉心損傷を防ぐことができる。その後は、注入隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みると共に、使用可能な緩和系で水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定な状態とすることができる。

## 1-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

### (1) 実施内容

今回は、FV 重要度の高い基事象に対し、その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策が有効か否かを定性的に考察した。

なお、今回の整理は定量的に評価した FV 重要度に対し、対策の有効性の観点で定性的な考察を加えたものであり、あくまで定性的な分析結果である。対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化した上で PRA を実施し、その結果を比較することが望ましいが、今回はプラント運転開始時の内部事象運転時レベル 1PRA の結果のみを定量的な検討材料として分析することとし、この確認を実施した。

### (2) 選定条件

事故シーケンスグループ別に FV 重要度\*を分析し、その値が  $10^{-3}$  を超える基事象について、重大事故等防止対策の対応状況を確認することとした。FV 重要度が小さい基事象は、重大事故等防止対策による対応が可能であったとしても、CDF の低減効果が小さいことから、事故シーケンスグループの支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として、今回は  $10^{-3}$  を基準とすることとし、 $10^{-3}$  未満の基事象については確認対象外とした。

### (3) 確認結果

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える基事象を確認したところ、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)」、「高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)」、「崩壊熱除去機能喪失(TW)」、「全交流動力電源喪失」に含まれる全ての事故シーケンスグループ(長期 TB, TPU, TBP, TBD)、「インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)」については、抽出された全ての基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。また、「LOCA 時注水機能喪失(S1E, S2E)」、「原子炉停止機能喪失(TC)」については、抽出された基事象の一部に対して、定性的には有効な重大事故等防止対策が確認されなかった。

今回の内部事象運転時レベル 1PRA では、TW がその CDF のほぼ 100% を占めており、TW に対しては、FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に重大事故等対処設備(具体的には耐圧強化ベント系等による除熱機能の代替)が有効であることを確認した。このことから、重大事故等対処設備によって、プラント運転開始時の内部事象運転時レベル 1PRA の全 CDF は  $10^{-3}$  程度まで低減されるものと考えられる。このことから、重大事故等対処設備による、内部事象を起因とした炉心損傷リスクへの対策の網羅性は 99%以上と

整理できる。

事故シーケンスグループ別の確認結果は以下の通り。

#### ○高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障や水源である復水貯蔵槽(CSP)への補給失敗が抽出されたが、これらに対しては低圧代替注水系による原子炉注水及び消防車による CSP への補給によって対応することが可能である。

#### ○高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、高圧注水不能の認知失敗及び高圧注水及び減圧機能の不動作に繋がる信号系の故障が抽出された。D/W 圧力高を伴わない高圧注水不能の状況下では、ADS による原子炉の減圧機能に期待できないが、重大事故等対処設備として導入した代替減圧自動化ロジック(残留熱除去系ポンプ吐出圧確立+原子炉水位低(レベル 1) +600 秒経過で SRV4 弁開放)によって減圧されるため、その後の低圧注水に期待できる。また、減圧機能の不動作に対しては、高圧代替注水系による対応が可能である。

なお、高圧注水不能の認知に失敗(FV 重要度約 0.76)し、高圧注水及び減圧機能の不動作に繋がる信号系の故障(代替減圧自動化ロジックにも期待できない状況)(内上位の基事象の FV 重要度約 0.34)が重畳する場合、有効な対策が見当たらない状況となる。これは TQUX のカットセットとしても抽出(TQUX の CDF の約 11%)されており、有効な対策が見当たらない場合として整理している。

#### ○崩壊熱除去機能喪失(TW)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、残留熱除去系、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては独立な系統である耐圧強化ベント系等によって除熱機能を確保することが可能である。

#### ○全交流動力電源喪失(長期 TB, TPU, TBP, TBD)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、長期 TB 及び TBP では交流電源の喪失、TBU ではこれに加えて原子炉隔離時冷却系の機器故障、TBD ではバッテリーの共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては高圧代替注水系で対応が可能であり、その時間余裕の間に代替交流電源による電源復旧が可能である。

#### ○LOCA 時注水機能喪失(S1E, S2E)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効が確認できない基事象は以下の通り。

- ・ LOCA 時の ECCS による注水不能の認知失敗

(FV 重要度：中 LOCA(S1E)  $1.4 \times 10^{-2}$ , 小 LOCA(S2E)  $7.4 \times 10^{-1}$ )

これはヒューマンエラーによる基事象であり、FV 重要度の高い小 LOCA(S2E)では主要なカットセットにも含まれている。この基事象については、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続して取り組むべき対策の 1 つであると考え。

この他に支配的な基事象として、原子炉補機冷却海水系の共通原因故障が抽出された。中 LOCA(S1E)に対しては破断口径の大きさによるが、これらに対しては低圧代替注水系による注水機能を確保することが可能であると整理した。

#### ○原子炉停止機能喪失(TC)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える基事象のうち、重大事故等防止対策の有効が確認できない基事象は以下の通り。

- ・ ATWS 時の SLC 起動操作失敗(FV 重要度： $9.4 \times 10^{-1}$ )

これは重大事故等防止対策に対する、ヒューマンエラーによる基事象である。原子炉停止機能喪失(TC)に対しては ABWR の設計上、プラント運転開始時点で今回重大事故等対処設備に位置づけた設備を備えていたことから、上記の基事象が抽出されたものである。この基事象については、訓練等による発生確率の低減に努めることが、今後も継続して取り組むべき対策の 1 つであると考え。

この他に支配的な基事象として、原子炉保護系の共通原因故障が抽出されたが、これらに対しては SLC 等による原子炉停止が可能である整

理した。

○インターフェイスシステム LOCA(ISLOCA)

FV 重要度が  $10^{-3}$  を超える全ての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、高圧炉心注水系の配管破断が抽出されたが、これに対しては発生箇所の隔離又は原子炉減圧及び低圧注水系等による対応が可能である。

## 2. 内部事象運転時レベル 1.5PRA

### (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が無数に存在するため、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。また、格納容器先行破損シーケンスについては、炉心損傷防止対策の有効性を確認しているため、カットセットの分析対象から除外した。

- ・格納容器破損モードの中で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格納容器破損防止対策の整備状況等を第2-1表に示す。

### (2) 主要なカットセットの確認結果

第2-1表に示した通り、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防止対策により格納容器破損を防止できることを確認した。



第 2-1 表 事故シナリオの分析(最小カットセット)の結果

格納容器 破損モード	プラント 損傷状態 (PDS) <sup>※1</sup>	主要なカットセット	格納容器破損頻度		主な対策	対策 有効性
			[/炉年]	格納容器破損 モードへの 寄与割合 [%]		
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧破損) ( $3.9 \times 10^{-10}$ /炉年) <sup>※2</sup>	長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$5.6 \times 10^{-12}$	1.4	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</li> <li>代替格納容器冷却スプレイスによる格納容器の圧力制御</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>常設代替交流電源設備</li> </ul>	○
		外部電源喪失+非常用 D/G 起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$3.9 \times 10^{-12}$	1.0		
		外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+高圧電源融通失敗+残留熱除去系操作失敗(外部電源復旧成功後)	$5.6 \times 10^{-13}$	0.1		
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過温破損) ( $8.4 \times 10^{-9}$ /炉年)	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$2.6 \times 10^{-9}$	31	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置による除熱</li> <li>常設代替交流電源設備</li> </ul>	○
		LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$8.6 \times 10^{-10}$	10		
		LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$3.6 \times 10^{-10}$	4.3		
高圧溶融物放出/格納 容器雰囲気直接加熱 ( $1.2 \times 10^{-12}$ /炉年)	長期 TB	外部電源喪失+非常用 D/G 運転継続失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$5.0 \times 10^{-13}$	41	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損までに手動操作により原子炉圧力容器を減圧</li> </ul>	○
		外部電源喪失+非常用 D/G 起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$3.4 \times 10^{-13}$	28		
		外部電源喪失+非常用 D/G 非常用送風機起動失敗(共通原因故障)+外部電源復旧失敗+高圧電源融通失敗	$4.4 \times 10^{-14}$	3.7		
原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 互作用 ( $3.8 \times 10^{-13}$ /炉年)	LOCA	LOCA+原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$1.2 \times 10^{-13}$	32	<ul style="list-style-type: none"> <li>なし。(FCI が発生しても格納容器圧力バウンダリの機能喪失には至らない。)</li> </ul>	-
		LOCA+原子炉補機冷却系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$4.0 \times 10^{-14}$	11		
		LOCA+原子炉補機冷却系電動弁(原子炉補機冷却系熱交換器出口)開失敗(共通原因故障)	$1.7 \times 10^{-14}$	4.4		
溶融炉心・コンクリ ート相互作用 ( $1.2 \times 10^{-11}$ /炉年)	TQUX	給水操作失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)	$6.6 \times 10^{-13}$	5.5	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融炉心落下までに格納容器ベデスタルへの水張り及び落下後の崩壊熱除去も必要な流量での注水</li> </ul>	○
		給水操作失敗+原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(LS)誤信号	$2.8 \times 10^{-13}$	2.3		
		給水操作失敗+原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高(LS)誤信号	$2.2 \times 10^{-13}$	1.8		

※1 最も格納容器破損頻度の高いシナリオを抽出しているため、有効性評価における PDS とは一致しない。

※2 格納容器が先行破損に至る崩壊熱除去機能喪失(TW)、原子炉停止機能喪失(TC)による格納容器破損頻度を除く。

## 【主要なカットセットに対する検討】

### ◎ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

支配的な事故シーケンスは、長期 TB によって炉心損傷に至った後に過圧破損に至るシーケンスであり、主要なカットセットには全ての交流電源が失われるケースと、外部電源の復旧に成功するも、格納容器スプレイ(残留熱除去系)の起動に失敗する基事象の組み合わせが抽出されている。これらのカットセットに対しては、格納容器圧力逃がし装置が過圧破損防止に有効である。また、常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、代替格納容器冷却スプレイ系によって格納容器圧力の上昇抑制を図ることも有効である。

### ◎ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)

支配的な事故シーケンスは、LOCA によって炉心損傷に至った後に過温破損に至るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。これらのカットセットに対しては、低圧代替注水系(常設)による損傷炉心への注水が有効である。

### ◎ 高圧溶融物放出/格納容器直接加熱

支配的な事故シーケンスは、長期 TB によって炉心損傷に至った後に高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に至るシーケンスであり、主要なカットセットには全ての交流電源が失われる基事象の組み合わせが抽出されている。交流電源を喪失しても原子炉圧力容器の減圧操作は可能であることから、現状の対策である原子炉圧力容器の減圧操作によって、本モードによる格納容器破損を防止できる。

### ◎ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

支配的な事故シーケンスは、LOCA によって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に至るシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉補機冷却系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。この事象については、仮に発生した場合であっても格納容器の破損に至らないことを確認しており、対策は講じていない。

### ◎ 溶融炉心・コンクリート相互作用

支配的な事故シーケンスは、TQUX によって炉心損傷に至った後に原子炉圧力容器が損傷し、ペDESTAL床面での溶融炉心・コンクリート相互作用が継続するシーケンスであり、主要なカットセットには原子炉注水自動起動不能の認知失敗のヒューマンエラー、原子炉減圧操作失敗のヒューマンエラー、原子炉水位計不動作/誤高出力(共通原因故障)等の信号系の故障が抽出されている。認知の失敗等により炉心損傷に至るものの、炉心損傷後にはその状況を認知するとともに、炉心損傷から圧力容器の損傷までの間に低圧代替注水系等を用いて、ペDESTALへの水張りを行うことで、溶融炉心・コンクリート相互作用の継続を防止することができる。

### 3. 停止時レベル 1PRA

#### 3-1. 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

##### (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が非常に多くある。事故シーケンスグループ毎に主要なシナリオ（“添付資料 3.1.2.d-1 柏崎刈羽原子力発電所 6、7号機 内の事象停止時レベル 1PRA イベントツリー”の各分岐で分けられたシーケンスの炉心損傷頻度が高いもの）を抽出した結果を表 3-1 に示す。

##### (2) 主要なカットセットの確認結果

各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンス（図 3-1、3-2、3-3）においてミニマルカットセットの分析(MCS)を実施し（表 3-2、3-3、3-4）、整備された炉心損傷防止対策が有効となることを確認した\*。

\* 実施した炉心損傷防止策は起因事象である外部電源喪失や崩壊熱除去機能喪失に対応した対策（代替交流電源の確保や注水・除熱機能の確保）であるため、MCS 分析をした事故シーケンス以外のシーケンスにも有効である。

表 3-1 事故シーケンスグループ毎の主要シーケンス

事故シーケンスグループ	上位	全体順位	POS分類	起因事象	シーケンスNo.	頻度(/日)
崩壊熱除去機能喪失	1	1	C1	崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失)	12	2.1E-09
	2	4	C1	崩壊熱除去機能喪失 (RHR機能喪失)	12	2.1E-11
	3	-	A	外部電源喪失	346	5.7E-12
全交流電源喪失	1	2	S	外部電源喪失	358	4.8E-11
	2	5	A	外部電源喪失	358	8.4E-12
	3	-	C1	外部電源喪失	358	7.7E-12
原子炉冷却材の流出	1	3	C1	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (CUWフロー)	9	3.8E-11
	2	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	8	8.1E-12
	3	-	B2	一次冷却材バウンダリ機能喪失 (RIP点検)	16	2.2E-13

表 3-2 崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）の主要なカットセット  
(POS C1 シーンケンス No.12)

事故シーンケンス	C D F	主要なカットセット	C D F	寄与割合	対策	対策の有効性
崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）＋崩壊熱除去・注水失敗	2. 1E-09	補機冷却系(B)機能喪失 + MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉 失敗 + 注水系復旧失敗	1. 1E-09	52%	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替補機冷却系</li> <li>注水機能の信頼性向上・多様化</li> </ul>	○
		補機冷却系(B)機能喪失 + MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 現場操作 失敗（人的過誤） + 注水系復旧失敗	9. 7E-10	46%		○
		補機冷却系(B)機能喪失 + MUWC系 R / B 供給ライン逆止弁 開失敗 + 注水系復旧失敗	6. 3E-11	3%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- POS C1 においては、保有水が少ないうえに炉心損傷までの時間が短く、また取水路点検等により A 及び C 系の補機冷却系に期待していないため、期待する注水機能が少ない状態である。この状態で補機冷却系（B系）が機能喪失すると、運転中であつた RHR（B系）だけでなく、待機中の HPCF（B系）についても機能を喪失する。そのため、期待出来る注水機能は補機冷却系と系統間の従属性を持たない MUWC（A～C系）のみとなり、MUWC の全系統が機能喪失する「T/B 復水積算流量計バイパス弁の手動弁閉失敗」等の共通の基事象を含むカットセットが主要なカットセットとして抽出された。
- 主要なカットセットに対する対策としては代替補機冷却系、注水機能の信頼性向上・多様化（低圧代替注水（常設）[MUWC T/B バイパス隔離弁の追設置等の信頼性向上を実施した MUWC 系]、消防車）であり、当社の実施している炉心損傷防止対策は有効である。

表 3-3 全交流動力電源喪失の主要なカットセット  
(POSS シーンケース No.358)

事故シーケンス	C D F	主要なカットセット	C D F	寄与割合	対策	対策の有効性
外部電源喪失 + 電源確保失敗	4. 8E-11	外部電源喪失+	1. 8E-11	38%		○
		非常用D/G (A), (B), (C) 運転継続失敗 (共通原因故障) +				
		外部電源 (短期) 復旧失敗+				
		外部電源 (長期) 復旧失敗+				
		非常用D/G 復旧失敗				
		外部電源喪失+	1. 3E-11	27%	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・注水系の多様化</li> </ul>	○
	非常用D/G (A), (B), (C) 起動失敗 (共通原因故障) +					
	外部電源 (短期) 復旧失敗+					
		外部電源 (長期) 復旧失敗+				
		非常用D/G 復旧失敗				
		外部電源喪失+	5. 0E-12	10%		○
	原子炉補機冷却海水ポンプ (A) ~ (F) 起動失敗 (共通原因故障) +					
	外部電源 (短期) 復旧失敗+					
		外部電源 (長期) 復旧失敗				

【主要なカットセットに対する検討】

- POSS においては、除熱系や注水系は多くあるが、崩壊熱量が大きく保有水が少なく余裕時間は短く、高圧電源融通に期待していない。外部電源が喪失し、D/G が全台起動に失敗すると全交流動力電源喪失となる。そのため、D/G の運転継続失敗や起動失敗の CCF を含むカットセットが主要なカットセットとして抽出された。
- 対策として常設代替交流電源設備 (GTG) や注水系の多様化 (消火系による原子炉注水) であり、当社の実施している炉心損傷防止対策は有効である。

表 3-4 一次冷却材バウンダリ喪失 (CUW ブロー) の主要なカットセット  
(POS C1 シーケンス No.9)

事故シーケンス	CDF	主要なカットセット	CDF	寄与割合	対策	対策の有効性
冷却材流出 (CUWブロー) + 認知失敗	3.8E-11	冷却材流出 (CUWブロー) + 運転員による水位低下の認知失敗	3.8E-11	100%	・運転員への 注意喚起等	×

【主要なカットセットに対する検討】

- 本シーケンスでのカットセットは定期検査中の水位調整のためにCUWブローにより目標水位まで原子炉水位を低下させた後、ブローの停止し忘れにより冷却材の流出が継続し、その後、水位低下の認知に失敗することで発生するものである。このリスクに対しては運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、手順書等による作業時の認知時の注意喚起を実施している。また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間があること、通常原子炉水位計による警報機能にも期待できることから、PRA上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。
- 対策としては運転員への注意喚起等の運用をこれからも継続的に実施していくことだと考える。

崩壊熱除去機能喪失( RHR/代替降熱フロントライン)	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPC-A	HPC-B	HPC-C	LPF-A	LPF-B	LPF-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	発生頻度(ノ日)	事故シナリオグループ
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	1	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	2	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	3	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	4	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	5	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	6	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	7	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	8	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	9	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	10	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	11	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	12	燃料損傷		崩壊熱除去機能喪失
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	13	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	14	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	15	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	16	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	17	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	18	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	19	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	20	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	21	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	22	-		
	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	23	燃料損傷		崩壊熱除去機能喪失

×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

図 3-1 崩壊熱除去機能喪失の主要なシナリオ  
(POS C1 崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失))





冷却材流出 (CUWブロー時)	水位降下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	No.	最終状態	発生頻度 (／日)	事故シーケンスグループ
										1	-		原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材の流出
										2	-		
										3	-		
										4	-		
										5	-		
										6	-		
										7	-		
										8	燃料損傷		
										9	燃料損傷		

×：プラント状態や起因事象との関係により期待できない設備

図 3-3 原子炉冷却材の流出の主要なシーケンス  
(POS C1 一次冷却材バウンダリ喪失 (CUWブロー))

### 3-2. FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

FV 重要度が  $1.0 \times 10^{-4}$  \*1 を超える基事象に対して、有効性評価で考慮している対策が有効であるかを検討し、その大部分について有効となることを確認した。

また、有効性評価中で考慮している対策が有効とならないものを以下の通り抽出し、これらの基事象が主要なカットセットで確認したものと同様、注水機能の信頼性向上・多様化（消防車, MUWP, SPCU, FP）や運転員への注意喚起等の継続的实施、区分 I～IVの直流電源に期待しない GTG の給電等によって炉心損傷の発生頻度をさらに低下させることが可能であることを確認した。

#### a. MUWC による原子炉注水が有効とならない基事象

停止時レベル 1 PRA においては時間余裕が十分長いことから重大事故対処設備である MUWC による原子炉等への注水に期待している。そのためこの機能が喪失する基事象は有効性評価で考慮している対策が有効とならない基事象として表 3-5 に抽出される。

これらの基事象の FV 重要度が高い原因は、POS C1 の補機冷却機能喪失を起回事象とする事故シーケンスでは MUWC 以外の注水設備がないことによるものだと考えられる。ただし、POS C1 においては時間余裕が約 27 時間と長く、LPFL や MUWC（有効性評価で期待している注水手段）以外の対策（消防車, MUWP, SPCU, FP）を考慮することで炉心損傷を防止することが可能である。

#### b. 冷却材流出事象において LPFL, MUWC の原子炉注水が有効とならない基事象

冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る（表 3-6）。

対策として運転員の定期的な原子炉水位の監視に加え、マニュアルや手順等による操作時の注意喚起を実施している（例：社内で実施するリスク評価の際に抽出された「水位低下の操作」等に対して注意喚起の連絡の実施）。また、急激な水位の低下が継続しないようにブロー量の管理もされており十分認知のための時間余裕があること、ブロー水の排水先である RW 設備の運転員による異常の認知にも期待できることから、PRA 上の想定より運転員の水位低下の認知はより容易になると考えられる。

#### c. 有効性評価で考慮している GTG からの給電操作が有効とならない基事象

有効性評価では交流電源の喪失に対して GTG から緊急用 M/C, 非常用電源母線等を経由して各負荷までの給電を実施している。この対策は表 3-7 に示すように非常用電源母線の遮断器故障や区分 I～IIIの直流電源に関連した故障が発生した場合は有効とならない。ただし、この場合であっても、非常用電源母線や区分 I～IIIの直流電源に期待しない GTG から緊急用 M/C, AM 用電源母線を経由した MUWC 等の負荷へ給電、隣接プランからの電源融通、消火系や消防車での注水、

可搬型代替直流電源設備を用いた直流電源の復旧等の手段を用いることで炉心損傷の防止が可能である。

\*1 停止時における FV 重要度は、個々の事故シーケンスの事象進展や対策に大きな差異がないことから、全炉心損傷頻度に対する分析を実施した。その際、全 CDF に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し、運転時レベル 1 PRA より一桁小さい  $1.0 \times 10^{-4}$  を基準としてそれを超える基事象について抽出を実施した。

表 3-5 MUWC による原子炉注水が有効とならない基事象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
①MUWC 供給ライン 逆止弁開失敗	$2.9 \times 10^{-2}$	供給ラインにある逆止弁は通常開であるが、外部電源喪失等の理由により一時的に閉状態となり、その後の開動作に失敗する基事象
②HPCF 洗浄水補給止め弁現場操作失敗(B)	$2.6 \times 10^{-3}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の現場操作に誤る基事象
③MUWC 電動ポンプ起動失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^{-3}$	複数系統の電動機が共通原因故障により起動失敗する基事象
④MUWC 電動ポンプ継続運転失敗の共通原因故障	$4.9 \times 10^{-4}$	複数系統の電動機が共通原因故障により運転継続に失敗する基事象
⑤HPCF 洗浄水補給止め弁開失敗(B)	$4.0 \times 10^{-4}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの洗浄水補給止め弁(B)の開動作に失敗する基事象
⑥HPCF 注入隔離弁作業失敗(B)	$3.4 \times 10^{-4}$	MUWC を用いた原子炉注水をする際に使用する注水ラインの注入隔離弁(B)の開動作に失敗する基事象
⑦MUWC 吐出逆止弁開失敗の共通原因故障	$1.8 \times 10^{-4}$	複数系統の吐出逆止弁が共通原因故障により開動作に失敗する基事象
⑧RHR 洗浄水ライン止め弁手動開操作忘れ(B)	$1.0 \times 10^{-4}$	MUWC の原子炉注水ラインである RHR 洗浄水ライン止め弁(B)の開操作を忘れることで原子炉注水に失敗する基事象
⑨HPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^{-4}$	MUWC の原子炉への注水ラインである HPCF 洗浄用補給水一次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象
⑩HPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)	$1.7 \times 10^{-4}$	MUWC の原子炉への注水ラインである HPCF 洗浄用補給水二次逆止弁開失敗(B)の開動作に失敗する基事象

表 3-6 冷却材流出事象において LPFL, MUWC の原子炉注水が有効とならない基事象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
①冷却材流出時の水位低下認知失敗	$3.5 \times 10^{-3}$	冷却材流出事象が発生して、運転員が認知に失敗した場合は考慮している対策が有効とならず、炉心損傷に至る基事象

表 3-7 有効性評価で考慮している GTG からの給電操作が有効とならない基事象と FV 重要度

基事象	FV 重要度	基事象の説明
①蓄電池給電失敗の共通原因故障	$1.7 \times 10^{-3}$	複数区分の蓄電池が共通原因故障により給電に失敗する基事象
②蓄電池(B)給電失敗	$4.4 \times 10^{-4}$	蓄電池(B)の給電に失敗する基事象
③P/C 7D-1-2B 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-4}$	M/C 7D からの動力変圧器を通じた給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象
④M/C 7D-2A 遮断器誤開	$1.5 \times 10^{-4}$	P/C 7D への給電を行う際に遮断器が誤開放され、給電できなくなる基事象

## 地震 PRA、津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性

内部事象 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 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、例えばランダム要因では壊れにくい地震に対しては脆弱な機器等が含まれる場合等、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 1PRA、津波レベル 1PRA 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 1PRA

### (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が無数に存在するため、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 1-1 表に示す。

### (2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表に示した通り、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、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」に含まれる一部の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、「LOCA 時注水機能喪失」、「計測・制御系喪失」、「格納容器バイパス」、「格納容器・圧力容器損傷」、「原子炉建屋損傷」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 1-1 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(1/3)

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス*1	評価対象とした地震加速度領域 [gal]	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果*2		炉心損傷頻度 [%/炉年]	寄与割合*4 [%]	主な対策	対策有効性
			主要なカットセット*3					
TQUV (高圧・低圧注水機能喪失) ( $1.3 \times 10^{-8}$ /炉年)	過渡事象 +高圧/低圧注水失敗 ( $6.4 \times 10^{-9}$ /炉年)	1200	地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷+RCIC ランダム故障	$1.1 \times 10^{-9}$	45	低圧代替注水系 (常設)(復水補給水系)	○	
			地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷+RCIC ランダム故障	$3.0 \times 10^{-10}$	13			
			地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷+地震による RCIC 配管の構造損傷	$3.0 \times 10^{-10}$	13			
TQUX (高圧注水・減圧機能喪失) ( $2.3 \times 10^{-8}$ /炉年)	過渡事象 +高圧注水失敗 +原子炉減圧失敗 ( $1.8 \times 10^{-8}$ /炉年)	150	原子炉減圧操作失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	$4.3 \times 10^{-9}$	46	減圧自動化ロジック 高圧代替注水系	○ × ×	
			原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位高(L8)誤信号	$3.3 \times 10^{-9}$	35			
			原子炉注水自動起動不能の認知失敗+原子炉水位計不動作/高出力(共通原因故障)	$9.3 \times 10^{-10}$	10			
TW (崩壊熱除去機能喪失) ( $5.3 \times 10^{-6}$ /炉年)	過渡事象+除熱失敗 ( $3.0 \times 10^{-6}$ /炉年)	150	残留熱除去系系統操作失敗	$1.1 \times 10^{-6}$	82	代替格納容器冷却スプレイス系 代替原子炉補機冷却系 格納容器圧力逃がし装置 可搬型代替注水ポンプ	○ ○ ○	
			原子炉補機冷却海水系ポンプ起動失敗(共通原因故障)	$9.4 \times 10^{-8}$	7			
			残留熱除去系ランダム故障(A,B,C 従属故障)	$5.7 \times 10^{-8}$	4			
TC (原子炉停止機能喪失) ( $3.6 \times 10^{-7}$ /炉年)	全交流電源喪失 +原子炉停止失敗 ( $1.7 \times 10^{-7}$ /炉年)	1650	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による上部格子板の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$9.5 \times 10^{-9}$	24	代替制御棒挿入機能 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ほう酸水注入系	- - -	
			地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による制御棒駆動系配管の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$8.6 \times 10^{-9}$	22			
			地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による上部格子板の構造損傷+地震による非常用取水路の構造損傷	$3.4 \times 10^{-9}$	9			

※1 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの主な特徴に着目し、詳細化して分類したものを。括弧内は主要な事故シークエンスのうち、支配的なシークエンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 主要な事故シークエンスの中で最も高い CDF を示したシークエンスのうち、支配的なシークエンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、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全て損傷する。

※4 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

第 1-1 表 事故シークエンスの分析(最小カットセット)の結果(2/3)

事故シークエンス グループ	主要な 事故シークエンス※1	評価対象 とした地震 加速度領域 [gal]	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果※2		炉心損傷頻度 寄与割合※4 [%]	主な対策	対策 有効性
			主要なカットセット※3	[/炉年]			
長期 TB	全交流電源喪失 ( $3.3 \times 10^{-6}$ /炉年)	1350	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$2.3 \times 10^{-7}$	64	・原子炉隔離時冷却系(所内直流電源設備の確保)	○
			地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷	$6.3 \times 10^{-8}$	18	・格納容器圧力逃がし装置 ・常設代替交流電源設備 ・可搬型代替注水ポンプ(水源補給)	○
TB (全交流 動力電源 喪失) ( $4.0 \times 10^{-6}$ /炉年)	全交流電源喪失 +S/R 弁再閉鎖失敗 ( $1.9 \times 10^{-8}$ /炉年)	1400	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷+S/R 弁再閉鎖失敗(ランダム故障)	$1.3 \times 10^{-9}$	63	・原子炉隔離時冷却系 ・高圧代替注水系	△※5
			地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷+S/R 弁再閉鎖失敗(ランダム故障)	$3.4 \times 10^{-10}$	17	・低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) ・常設代替交流電源設備 ・格納容器圧力逃がし装置	△※5
TBU	全交流電源喪失 +RCIC 失敗 ( $3.5 \times 10^{-7}$ /炉年)	1550	地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による復水貯蔵槽(CSP)周り配管の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷	$2.9 \times 10^{-8}$	48	・原子炉隔離時冷却系※6 ・高圧代替注水系※7	△※6
			地震による碍子の構造損傷(外部電源喪失)+地震による復水貯蔵槽(CSP)周り配管の構造損傷+地震による非常用取水路の構造損傷	$8.6 \times 10^{-9}$	14	・常設代替交流電源設備 ・格納容器圧力逃がし装置	△※6
TBD	直流電源喪失 ( $6.0 \times 10^{-8}$ /炉年)	1550	地震による碍子の構造損傷+地震による原子炉補機冷却系配管の構造損傷	$8.3 \times 10^{-9}$	14		△※6
			地震による直流電源電線管の構造損傷 地震による直流電源主母線盤の機能損傷 地震による直流電源充電器盤の機能損傷	$5.5 \times 10^{-9}$ $5.6 \times 10^{-10}$ $4.4 \times 10^{-10}$	84 9 7	・常設代替直流電源設備	○ ○ ○

※1 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの上の主な特徴に着目し、詳細化して分類したものである。

※2 括弧内は主要な事故シークエンスの中で最も高い CDF を示したシークエンスのうち、支配的なシークエンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※3 主要な事故シークエンスのうち、最も高い CDF を示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。

※4 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、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全て損傷する。

※5 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

※6 S/R 弁からの蒸気流出によって原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が機能喪失する前に交流電源を復旧し、低圧注水に移行出来れば炉心損傷を回避できる。

※7 CSP が機能喪失するカットセットに対しても、CSP から S/C への水源切替に期待出来る場合は RCIC による注水が可能。

※8 CSP が機能喪失するカットセットには有効でないため、今回抽出された主要なカットセットには対応できない



第 1-1 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(3/3)

事故シークエンスグループ	主要な事故シークエンス※1	評価対象とした地震加速度領域 [gal]	評価対象とした地震加速度領域におけるカットセットの分析結果※2		炉心損傷頻度 [炉年]	寄与割合※4 [%]	主な対策	対策有効性
			主要なカットセット※3					
LOCA (LOCA 時注水機能喪失) (8.2×10 <sup>-7</sup> /炉年)	原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失 (7.8×10 <sup>-7</sup> /炉年)	1250	地震による格納容器内配管の構造損傷		4.4×10 <sup>-8</sup>	100	—	—
計測・制御系喪失 (6.9×10 <sup>-8</sup> /炉年)	計測・制御系の損傷 (6.9×10 <sup>-8</sup> /炉年)	1700	地震によるコントロール建屋の構造損傷 地震による直立盤(制御盤・多重伝送盤)の機能損傷 地震によるバイタル分電盤の機能損傷		8.0×10 <sup>-9</sup> 1.7×10 <sup>-9</sup> 1.2×10 <sup>-9</sup>	63 14 9	—	— — —
格納容器バイパス (1.2×10 <sup>-7</sup> /炉年)	低耐震クラス配管破断+格納容器隔離弁損傷 (1.2×10 <sup>-7</sup> /炉年)	1600	地震による原子炉冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の機能損傷+地震による原子炉冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷 地震による残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁の機能損傷+地震による残留熱除去系停止時冷却モード吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷 地震による原子炉冷却材浄化系吸込ライン隔離弁の下流側配管の構造損傷+高圧交流分電盤の機能損傷(隔離弁の電源喪失)		4.4×10 <sup>-9</sup> 4.0×10 <sup>-9</sup> 1.7×10 <sup>-9</sup>	36 33 14	—	— — —
格納容器・圧力容器損傷 (8.9×10 <sup>-7</sup> /炉年)	格納容器・圧力容器の損傷 (8.9×10 <sup>-7</sup> /炉年)	1500	地震による圧力容器ペデスタルの構造損傷 地震による制御棒駆動系ハウジング(制御棒駆動機構の外側支持部分)の構造損傷 地震による原子炉冷却材再循環系ポンプモーターケージの構造損傷		4.6×10 <sup>-8</sup> 9.9×10 <sup>-9</sup> 6.6×10 <sup>-9</sup>	66 14 10	—	— — —
原子炉建屋損傷 (3.8×10 <sup>-6</sup> /炉年)	原子炉建屋・構築物の損傷 (3.8×10 <sup>-6</sup> /炉年)	1750	地震により原子炉建屋が基礎地盤すべり線に沿って動くことによる損傷 地震による原子炉建屋の損傷		1.9×10 <sup>-7</sup> 2.4×10 <sup>-8</sup>	89 11	—	— —

※1 主要な事故シークエンスは、同じ事故シークエンスグループに含まれる複数のシークエンスを、シークエンスの主な特徴に着目し、詳細化して分類したものの。括弧内は主要な事故シークエンスのうち、支配的なシークエンスの炉心損傷頻度(CDF)を示す。

※2 主要な事故シークエンスの中で最も高いCDFを示したシークエンスのうち、最も高いCDFを示す地震加速度領域におけるカットセットの分析結果を示す。

※3 地震 PRA では機器の損傷を完全相関としているため、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全て損傷する。

※4 評価対象とした地震加速度領域における CDF に対するカットセットの寄与割合を示す。

## 【主要なカットセットに対する検討】

### ○ 高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)

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(RCW)の構造損傷と地震あるいはランダム故障による原子炉隔離時冷却系(RCIC)の機能喪失が含まれている。つまり、電動駆動の ECCS 注水系の機能喪失の原因については、RCW の機能喪失により空調及び駆動部の冷却機能を喪失し、注水不能となるカットセットが支配的となる。これらのカットセットに対しては、駆動部の冷却が不要な低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)により、圧力容器に注水することにより炉心損傷を防止できる。

### ○ 高圧注水・原子炉減圧機能喪失(TQUX)

本事故シーケンスグループで最も高い炉心損傷頻度となる加速度領域は 150 gal であり、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、内部事象レベル 1PRA の結果抽出されたカットセットに対する対策と同様のものとなる。

### ○ 崩壊熱除去機能喪失(TW)

いずれのカットセットにも、**残留熱除去系(RHR)のランダム故障**が含まれている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系ユニットによる海水への熱除去機能の代替には期待できないが、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷(格納容器先行破損)を防止できる。

### ○ 原子炉停止機能喪失(TC)

いずれのカットセットにも、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷が含まれている。原子炉スクラムが必要な際に制御棒を挿入できない場合、高圧炉心注水系による水位制御に期待できないことから炉心損傷に至る。

原子炉停止機能について、ABWR である柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、今回重大事故対処設備として位置づけた機能・設備がプラント設計当初より設置されていたことから、今回はこれらの機能・設備を考慮して PRA を実施した。このため、これらの機能・設備の喪失を含めて炉心損傷に至るカットセットが抽出されており、対策の有効性を確認することはできない。

### ○ 全交流動力電源喪失(TB)

#### ・ 全交流電源喪失(長期 TB)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失」(長期 TB)では、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷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するほか、原子炉隔離時冷却系の運転による長時間の炉心冷却の確保と格納容器圧力逃がし

装置による格納容器除熱によってプラントを安定な状態に維持することが有効である。

- ・ 全交流電源喪失+S/R 弁再開鎖失敗(TBP)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失+S/R 弁再開鎖失敗」(TBP)では、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷を含むカットセットが抽出されている。これにより非常用ディーゼル発電機の冷却機能が失われ、外部電源喪失と合わせて全交流電源喪失に至り、電動駆動の ECCS 注水設備が機能を喪失する。また、S/R 弁再開鎖失敗により、長時間の RCIC 及び高圧代替注水系には期待できない。このため、RCIC 又は高圧代替注水系による注水が継続している間に常設代替交流電源設備によって電源を復旧し、低圧代替注水系等による低圧注水に移行できる場合には炉心損傷を防止できる。また、低圧注水への移行に失敗し、炉心損傷に至る場合については、LOCA 時に ECCS による注水が出来ず、炉心損傷に至るシーケンスに包絡されると考えられ、炉心損傷に至るものの、電源復旧等の後、圧力容器又は格納容器に注水し、格納容器圧力逃がし装置等による除熱を行うことで、格納容器の破損防止を防止することができる。

- ・ 全交流電源喪失+RCIC 失敗(TBU)

主要な事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失+RCIC 失敗」(TBU)では、原子炉補機冷却系又は非常用取水路の構造損傷及び RCIC の水源となる復水貯蔵槽(CSP)周りの配管の構造損傷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、同じ CSP を水源とする高圧代替注水系は有効な対策とならない。一方、S/C に水源を切り替えることができれば、一定時間原子炉隔離時冷却系(RCIC)によって注水できると考えると、少なくとも炉心損傷までに数時間程度の時間余裕を有するカットセットである。このため、今回抽出されたカットセットに対しては、RCIC による注水及び可搬型の低圧代替注水系によって、炉心損傷を防止することが出来ると考えられる。また、今回のカットセットとしては抽出されなかったが、事象発生と同時に RCIC が故障等によって機能喪失に至るものの CSP は機能を維持する場合等、高圧代替注水系によって炉心損傷を防止することができる場合も考えられる。

- ・ 直流電源喪失(TBD)

主要な事故シーケンスのうち、「直流電源喪失」(TBD)では、地震により直流電源設備の構造損傷又は機能損傷に至るカットセットが抽出された。このカットセットに対しては、常設代替直流電源設備を用いて直流電源を復旧することにより、炉心損傷を防止することができる。

- LOCA 時注水機能喪失(LOCA)

カットセットとしては、地震による格納容器内配管の構造損傷が抽出された。地震動に応じた詳細な損傷の程度を評価することは困難なことから、格納容器内配管の構造損傷を以って炉心損傷直結としているものの、実際には配管損傷の規模に応じて炉心損傷を防止できる場合も考えられる。

○ その他の炉心損傷直結事象

計測・制御系喪失、格納容器バイパス、格納容器・圧力容器損傷、建屋・構築物損傷については、別紙 2 の通り、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ものとする。その場合は、損傷した機能に応じて内部事象運転時レベル 1PRA 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。

例えば、別紙 2 の 2.1 建屋・構築物(原子炉建屋)の損傷の(4)に示した通り、現実的には考えにくいものの、仮に基礎地盤の変形が生じ、建屋間での配管破断に至り、原子炉建屋内への水の流入によって高圧・低圧注水機能の喪失に至ったとしても、サプレッションプールを水源とした原子炉隔離時冷却系(RCIC)による注水や可搬型の低圧代替注水系によって対応できると考える。

また、別紙 2 の 2.2 建屋・構築物(格納容器・圧力容器)の損傷の(4)に示した通り、フラジリティの評価手法が有する保守性により、現実的には PRA の結果以上に起こりにくい事象と考えるものの、仮にペDESTALにおける支持機能の喪失が発生し、一次系の配管破断等が発生した場合は、LOCA と同等の対応として、使用可能な注水設備による注水及び格納容器圧力逃がし装置等を用いた除熱によって、プラントを安定な状態に導くことが出来ると考える。

## 2. 津波レベル 1PRA

津波 PRA の結果、今回評価の対象としたプラント状態では、津波高さ 4.2 m 以上の場合、取水口からの浸水により炉心損傷に至る。津波高さと同様に機能喪失する安全上重要な機器の組み合わせから、高圧・低圧注水機能喪失(TQUV)、直流電源喪失(TBD)に事故シーケンスグループを区分しているものの、安全上重要な機器の機能喪失の原因はいずれも浸水であり、対策としては浸水防止対策が最も有効であると考ええる。

また、何らかの要因により浸水防止対策が機能せず、建屋内に浸水した場合には、喪失した機能に応じ、重大事故等対処設備等を用いて対応することで、炉心損傷を防止できるものと考ええる。何らかの要因による建屋内への浸水時に重大事故等対処設備等に期待できるか否かについては、建屋内への浸水の状況等による部分もあるが、建屋内部の浸水防止対策や高台に配備した設備等により対応することが可能であると考ええる。

以 上

「水素燃焼」及び「溶融物直接接触(シェルアタック)」を  
格納容器破損モードの評価対象から除外する理由

「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(PCV)破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(有効性評価ガイド)では、必ず想定するPCV破損モードの1つとして水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)が挙げられている。

一方、有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のための個別プラント評価として実施した、KK6/7号機(ABWR)の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、水素燃焼及び格納容器直接接触(シェルアタック)をPCV破損モードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。

○「水素燃焼」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「水素燃焼」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。

・炉心損傷に伴うPCV内の気体の組成及び存在割合の変化

KK6/7(ABWR)では、運転中はPCV内を常時窒素で置換しており、酸素の濃度は3.5%以下に管理されている。一般に可燃限界とされている濃度は、水素が4%以上かつ酸素が5%以上の場合である。

水-ジルコニウム反応の程度や水蒸気等他の気体の存在割合にも依るが、燃料温度の著しい上昇に伴って水-ジルコニウム反応が生じる状況になれば、水素濃度は4%をほぼ上回る。

一方酸素は、事象発生前からPCV内に存在している量の他には水の放射線分解によって生じるのみである。このため、炉心損傷後のPCV内での水素燃焼の発生を考慮する際には、酸素濃度に着目する必要がある。なお、水の放射線分解による酸素濃度の上昇に対して保守的なシナリオで評価しても、事象発生から7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無い。

・内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由

内部事象運転時レベル1.5PRAにおいて、仮にイベントツリーに水素燃焼に関するヘディングを設けたとしても、上記の通り、7日以内に酸素濃度が5%を超えることは無く、また、7日以上PCVの機能を維持(破損を防止)

しながら酸素濃度の上昇については何も対応しない状況は考え難いことを考えると、水素燃焼に関するヘディングの分岐確率は0となる。

内部事象運転時レベル 1.5PRA は、格納容器破損のシーケンスに加えて格納容器破損頻度(CFF)を求める評価であることから、発生する状況が想定されない水素燃焼を評価対象とすることは適切でないと考える。

上記の理由により、水素燃焼は内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。但し、有効性評価においては、酸素濃度の観点で最も厳しいシナリオを考慮し、可燃限界に至らないことを示している。

なお、PCV 外部からの空気の流入によって酸素濃度が上昇する場合には、既に PCV の隔離機能が失われている状況であるため、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象外となる。

○「溶融物直接接触(シェルアタック)」の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「溶融物直接接触(シェルアタック)」の現象の概要は以下の通りである。

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって原子炉格納容器が破損する場合がある。

・シェルアタックについて

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025<sup>4)</sup>において、BWR MARK I 型 PCV に対する検討が実施されている。BWR MARK I 型 PCV におけるシェルアタックのメカニズムは次の通り。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心はペDESTAL部に落下する。この時、BWR MARK I 型 PCV はペDESTAL部に切れ込み(図 1)があるため、溶融炉心がペDESTAL床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みからペDESTAL部の外側に流出して PCV の壁面(金属製のライナー部分)に接触する可能性(図 2)がある。

この事象は、PCV の構造上、BWR MARK I 型 PCV 特有である。

・内部事象運転時レベル 1.5PRA の格納容器破損モードから除外する理由

KK6/7(ABWR)の RCCV 型 PCV のペDESTALの側面は、二重の円筒鋼板内部にコンクリートを充填した壁で囲まれており、BWR MARK I 型 PCV の様な切れ込みを持たない構造(図 3, 4)であるため、溶融炉心がペDESTAL床面で広がった場合でも、ペDESTAL外側へ溶融炉心が流れ出すことは無い。この様に、ABWR では構造的に発生しない PCV 破損モードであるこ

とから、内部事象運転時レベル 1.5PRA の対象から除外した。なお、同様の理由により、有効性評価の対象からも除外している。

以 上

#### 参考文献

- [1] NUREG/CR-6025, The Provability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)



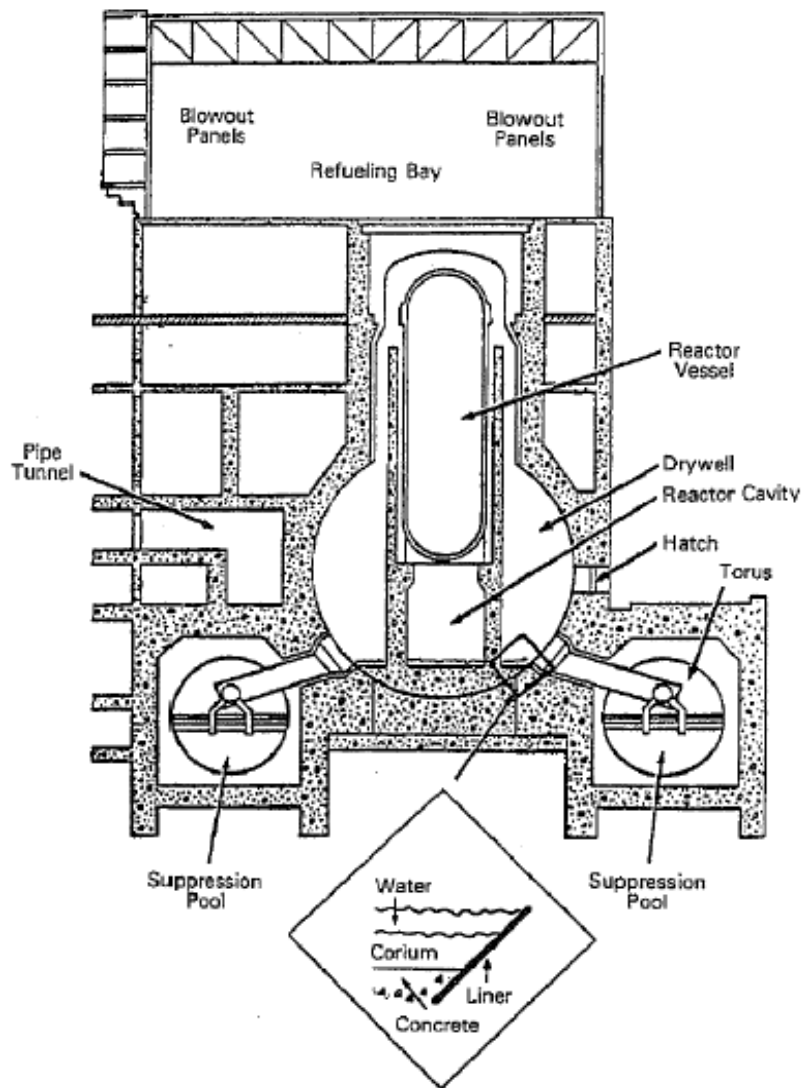


図 1 BWR MARK I 型 PCV におけるシェルアタックのイメージ(側面図)<sup>[1]</sup>

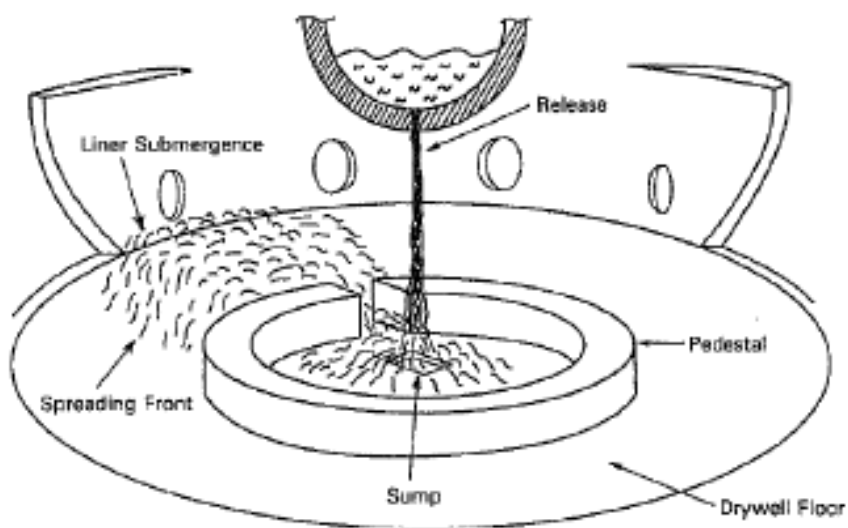


図 2 BWR MARK I 型 PCV における溶融炉心のペDESTAL外側への流出のイメージ<sup>[1]</sup>

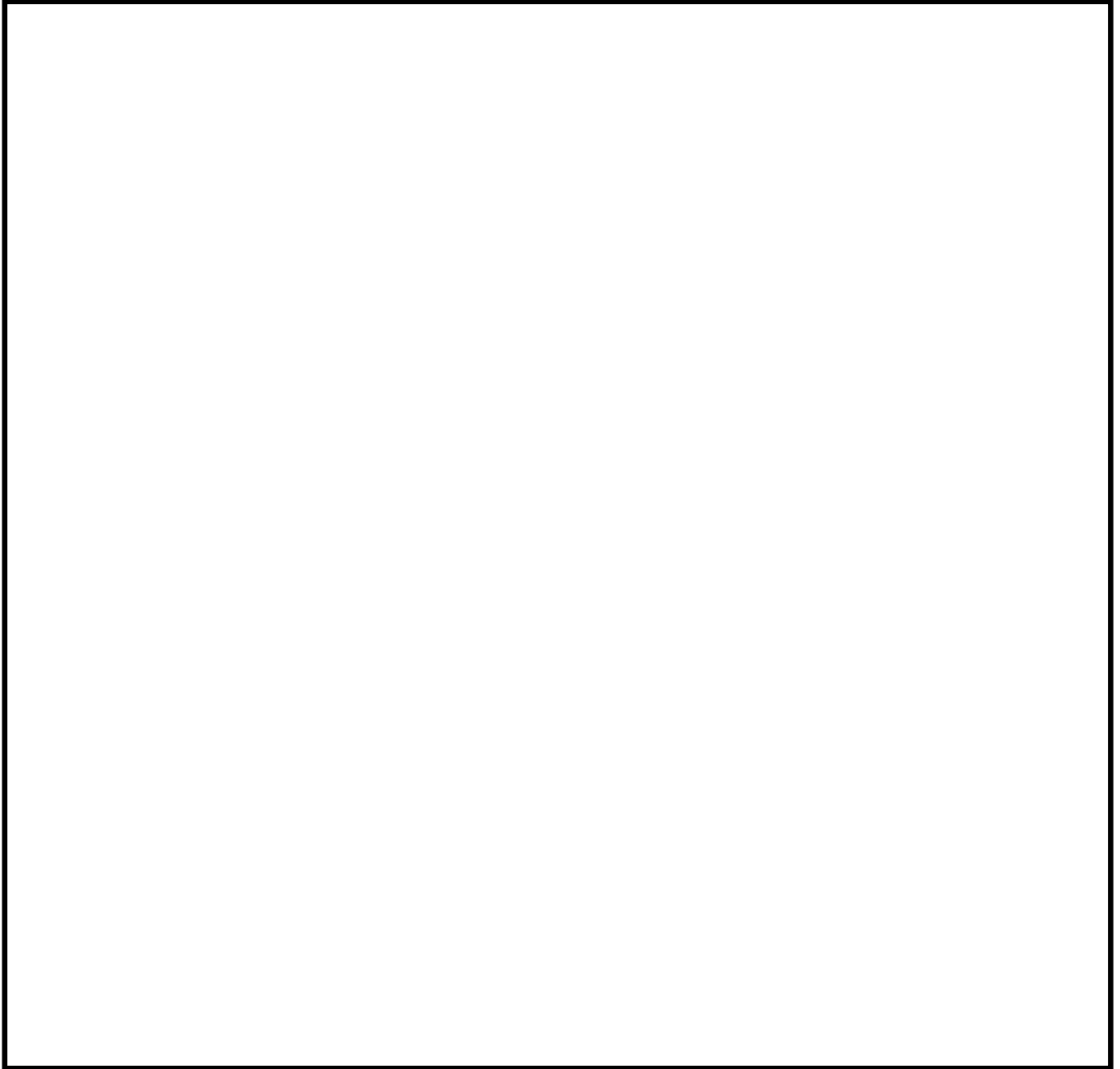


図 3 RCCV 型格納容器の構造

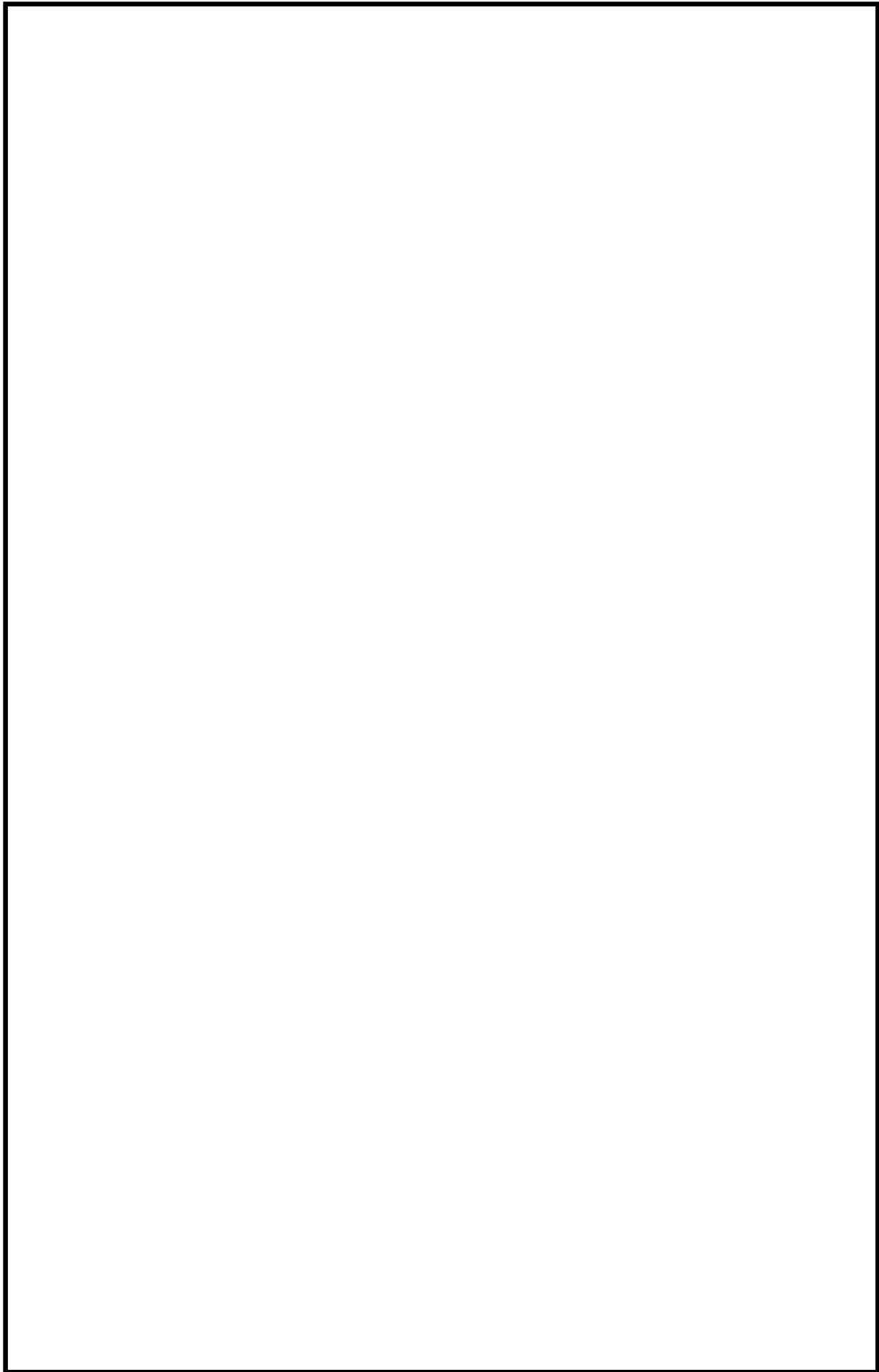


図 4 RCCV 型格納容器のペデスタル部内筒展開図(ペデスタルの内側から見た図)

## 格納容器隔離失敗の分岐確率の根拠

## 【分岐確率の根拠】

KK6/7号機の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、炉心損傷の時点で原子炉格納容器(PCV)の隔離に失敗している場合を考慮しており、これを「PCV 隔離失敗」のヘディング(分岐確率  $5.0 \times 10^{-3}$ )として設定している。

この分岐確率は、PCV 隔離システムの信頼性について評価している NUREG/CR-4220<sup>[1]</sup>をもとに設定している。NUREG/CR-4220 では、米国の LER (Licensee Event Report)(1965年～1984年分)を分析し、PCV からの大規模漏洩が生じた事象 4 件を抽出、これを評価時点での運転炉年(740 炉年)で割ることにより、PCV 隔離失敗の発生頻度( $5.0 \times 10^{-3}$ /炉年)を算出している。更に、PCV 隔離失敗の継続時間の情報が無いことから、工学的判断として平均継続時間を 1 年とし、上記の発生頻度に 1 年を掛けることにより、「PCV 隔離失敗」の確率としている。

本評価においても、PCV の隔離機能は少なくとも 1 年に 1 回程度は確認されるもの(1 サイクルに 1 回程度)と考え、上記の発生頻度に 1 年を掛けることにより、「PCV 隔離失敗」の確率としている。

なお、NUREG/CR-4220 では、潜在的な漏洩が発生する経路として、ベント弁等の大型弁の故障や PCV 壁に穴が空く事象等の直接的な破損を考えている。

## 【JNES による検討事例】

PCV の隔離失敗については、独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES)による評価結果<sup>[2]</sup>が報告されている。国内 BWR-5MARK II 型格納容器プラントを対象に、フォールトツリー(FT)を用いて PCV 隔離失敗確率を評価しており、PCV 隔離失敗確率は平均値で  $8.3 \times 10^{-4}$ (EF=2.4)と示されている。

PCV の貫通部を抽出した上で、貫通部の弁の構成等を考慮し、リークのパターンを FT でモデル化している。また、FT の基事象には国内機器故障率データを使用している。

## 【分岐確率の設定について】

NUREG/CR-4220 では米国の運転実績から、JNES による評価では、FT による分析から PCV 隔離失敗の頻度又は確率が評価されている。用いているデータ及び評価方法は異なるものの、いずれも  $1.0 \times 10^{-3}$  前後の値である。

本評価において、PCV 隔離失敗は他のヘディングとの従属関係を持たない独立のヘディングであり、プラント損傷状態の発生頻度と PCV 隔離失敗確率の積

がそのまま PCV 隔離失敗による PCV 破損頻度となる。また、PCV 隔離の成功確率はほぼ 1 であることから、PCV 隔離以降のイベントツリーの分析結果(CFF)には殆ど影響しない。これらのことから、参照可能と考える評価結果のうち、大きめの値を示している NUREG/CR-4220 の評価結果をもとに分岐確率を  $5.0 \times 10^{-3}$  と設定することに問題は無いものとする。

なお、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取している。仮に今回想定した様な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。

以 上

#### 参考文献

- [1] NUREG/CR-4220, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems., U.S. Nuclear Regulatory Commission (1985)
- [2] 「JNES/SAE06-031, 06 解部報-0031 格納容器健全性に関する機器の重要度評価」独立行政法人 原子力安全基盤機構 (2006)

## 炉内熔融燃料－冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理

## 1. 現象の概要

原子炉容器内水蒸気爆発による格納容器破損は  $\alpha$  モード破損と呼ばれ、WASH-1400 から研究が続けられてきた。この現象は、熔融炉心(コリウム)が原子炉压力容器下部ヘッドに溜まっている水中に落下した時に水蒸気爆発が発生し、それにより水塊がミサイルとなって炉内構造物を破壊し、原子炉压力容器上蓋に衝突することで上蓋を固定するボルトを破壊し、上蓋が格納容器に衝突して格納容器破損に至るといった現象である。

炉内での現象は、以下のようなメカニズムであると考えられている。

- ① 炉内の冷却材が喪失し、炉心が熔融して、その熔融炉心が下部プレナムの残存水に落下する。水と接触した熔融炉心は、その界面の不安定性により、熔融炉心の一部もしくは大部分が分裂し、膜沸騰を伴う水との混合状態となる(粗混合)。更に、自発的もしくは外部からの圧力パルスにより、膜沸騰が不安定化し(トリガリング)、二液が直接接触する。
- ② 下部プレナムにおける二液の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・熔融炉心の微細化によって、更に液体どうしの接触を促進し(伝播)、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により、圧力波が発生する。
- ③ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域(元々は粗混合領域)の膨張により運動エネルギーが発生し、上部ヘッドを破壊する。この結果、上部ヘッドはミサイルとなって格納容器に衝突する。

2. 過去の実験結果の整理<sup>[1]</sup>

FCI について、過去に実施された比較的大規模な実験概要及び結果を以下に示す。

## 2.1 FARO 実験

FARO 実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、压力容器内での FCI を調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、压力容器外を対象とした低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。

図 2.1 に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にくつぼと保温容器で構成されている。くつぼ内で熔融させたコリウムを一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップを開放することにより熔融コリウムを水プールに落下させる。熔融物落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調整可能である。

実験は、酸化物コリウム(80wt%  $\text{UO}_2$ +20wt%  $\text{ZrO}_2$ )または金属 Zr を含むコリウム(77wt%  $\text{UO}_2$ +19wt%  $\text{ZrO}_2$ +4wt% Zr)を用いて実施された。

表 2.1 に試験条件及び試験結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

熔融コリウムの粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件においては水深約 1 m の場合で熔融コリウムの約半分が粒子化し、残りはジェット状でプール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、低圧条件・サブクール水条件では、全てのコリウムは粒子化した。

さらに、粒子の質量中央径は 3.2 mm~4.8 mm であり、試験パラメータ(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に依存しないことが報告されている。

## 2.2 COTELS 実験

COTELS 実験は、(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、圧力容器底部が熔融破損して熔融コリウムが格納容器床面上の水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生有無を調べることを目的に実施された。図 2.2 に実験装置の概要図を示す。実験は、シビアアクシデント時の熔融コリウム成分を模擬するため、比較的多くの金属成分を含む模擬コリウム(55wt%  $\text{UO}_2$ +5wt%  $\text{ZrO}_2$ +25wt% Zr+15wt% SUS)が用いられた。また、多くの実験ケースはプール水深 40 cm、飽和水温度で実施されている

表 2.2 に実験条件及び結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

プールに落下した熔融コリウムはほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケースでは、全てのコリウムが粒子化するとの結果が得られている。

また、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はなく、質量中央径で 6 mm 程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小さくなっている。

## 2.3 KROTOS 実験

KROTOS 実験はイスプラ研究所で実施された実験であり、FARO 実験が高圧条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS 実験では、低圧・サブクール水を主として実施が行われている。

図 2.3 に実験装置の概要図を示す。本実験では模擬コリウムとして  $\text{UO}_2$  混合物(80%  $\text{UO}_2$ +20%  $\text{ZrO}_2$ )またはアルミナを用いた実験を行っている。また、外部トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。

表 2.3 に実験条件及び結果を示す。

アルミナを用いた実験では、サブクール水(ケース 38, 40, 42, 43, 49)の場合、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース 41, 44, 50, 51)の場合、外部トリガがある場合(ケース 44)に水蒸気爆発が発生した。一方、 $\text{UO}_2$ 混合物を用いた実験では、サブクール度が 4~102 K の場合、外部トリガ無しでは水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、熔融物の重量が大きい、または、水プールのサブクール度が高い場合(ケース 52)に水蒸気爆発が観測されている。

これらの差異として、粒子径はアルミナの 8~17 mm に対し  $\text{UO}_2$  混合物は 1~1.7 mm であり、 $\text{UO}_2$  混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいため粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性がある。また、アルミナは比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に広がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一方、 $\text{UO}_2$  混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。

## 2.4 ALPHA 実験

旧原子力研究所(JAERI)で実施された実験であり、シビアアクシデント時の格納容器内の諸現象を明らかにし、格納容器の耐性やアクシデントマネジメント策の有効性を評価することを目的に、1988 年から事故時格納容器挙動試験の一環で実施された。

図 2.4 に実験装置の概要図を示す。実験では、熔融ステンレス鋼または酸化アルミニウムと鉄からなる熔融物を実験装置の模擬格納容器内に設置した水プールに落下させるもので、模擬格納容器の寸法は、内径約 4 m、高さ約 5 m、内容積約 50 m<sup>3</sup>である。

表 2.4 に実験条件及び結果を示す。

熔融ステンレス鋼の実験ケースでは、水プールのサブクール度が高い場合でも水蒸気爆発の発生は確認されていない。

酸化アルミニウムと鉄の熔融物の実験では、熔融物の重量が 20kg、雰囲気圧力が 0.1 MPa で、サブクール度が 73~90 K において実施されたケース(ケース 2, 3, 5, 9, 17, 18)において水蒸気爆発が発生している。熔融物量を半減させたケース 1, 10, 13 では、ケース 10 のみ水蒸気爆発が確認された。この 3 ケースの条件には有意な差が無いことから、この 3 ケースの条件がこの実験体系における水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であること及びこの結果からは、熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発が発生し易いことが示されている。水プールを飽和水としたケース 14 では水蒸気爆発は観測されなかった。一方、ケース 8, 12, 15, 25 は雰囲気圧力を 0.5~1.6 MPa の範囲で変化させているが、最も低い



0.5 MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。

以上の結果から、高雰囲気圧力あるいは低サブクール水の場合に水蒸気爆発発生が抑制される傾向があることが示されている。

ケース 6, 11, 19, 20, 21 は、熔融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであるが、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制される場合と増大される場合があり、熔融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進展に大きな影響を及ぼすことを示していると結論付けられている。

### 3. 知見のまとめ

上記で示した主な実験結果をまとめると以下のとおりとなる。

- ・  $\text{UO}_2$  を用いた実験では、水蒸気爆発は確認されていない。(FARO 実験、COTELS 実験)
- ・ 高圧力条件、または、低サブクール水条件は、水蒸気爆発を抑制する傾向がある(ALPHA 試験)
- ・ 粒子化割合は、サブクール度に依存し、サブクール度が大きいと粒子化割合は高くなる(FARO 実験)
- ・ 粒子化割合は、デブリ落下速度に依存し、落下速度が大きいと粒子化が促進される(COTELS 実験)
- ・ デブリ落下後の水プールが高ボイド率状態になると、トリガの伝播を阻害する可能性がある(KROTOS 実験)
- ・ 熔融物と水の粗混合状態が、FCI の進展に大きな影響を及ぼす(ALPHA 実験)

BWR 体系に対して、上記の実験結果を踏まえた分析結果を表 3.1 に示す。実験結果からは、水蒸気爆発の発生は不確実さが大きいと考えられるものの、BWR 体系では炉内における水蒸気爆発は発生しにくいと考えられることが分かる。

また、BWR において炉内での自発的水蒸気爆発(外部トリガ無しの状態での水蒸気爆発)が発生しにくい理由として、BWR の炉内の水が低サブクール(飽和水に近い状態)であり、低サブクールであれば熔融炉心を覆う蒸気膜が凝縮効果によって崩壊する可能性が低いことから、蒸気膜の安定性が高く、蒸気膜の崩壊(トリガリング)が生じにくいことが挙げられている。<sup>[1]</sup>

炉内 FCI の発生確率低減に対する炉心下部の構造物の効果として考慮される事項としては、以下の事項が考えられる。また、熔融炉心の流路を図 3.1 に示す。

- ・ 水蒸気爆発に寄与する熔融炉心の質量が限られること。

炉心下部の構造物によって、熔融炉心の流路が阻害され、一度に炉水中に落下する熔融炉心の質量が限定(炉水中に移行する熔融炉心のエネルギーが抑制される。)されることにより、水蒸気爆発を仮定してもそのエネルギーが低く抑えられると考えられる。

- ・ 溶融炉心の落下速度が抑えられること。

溶融炉心の落下速度が大きい場合、粗混合時の粒径が小さくなることが報告されている。炉心下部の構造物によって、溶融炉心の落下速度が抑制されれば、粗混合時の粒径が大きくなり、溶融炉心の表面積が小さくなることから、蒸気膜の表面積も小さくなり、トリガリング発生の可能性が小さくなると考えられる。

#### 4. 専門家会議等の知見<sup>[2]</sup>

BWR の炉内 FCI の発生確率に関して、専門家の中で議論がなされており、その結果を表 4.1 に示す。

専門家の間での議論の結果として、BWR 体系では下部プレナムに制御棒案内管等が密に存在しており、これらはデブリ落下時の粗混合を制限すると考えられるため、水蒸気爆発の発生確率はプラント全体で見た際に他の要因による格納容器破損頻度に比べて十分小さく無視出来ると結論付けられている。

#### 5. まとめ

これまでに実施された各種実験結果および専門家による工学的判断の結果から、BWR 体系における炉内 FCI 発生の可能性は十分小さいと考えられる。

したがって、BWR における格納容器破損モードとして、炉内 FCI の考慮は不要である。

#### 6. 参考文献

- [1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 12 年 3 月
- [2] 財団法人原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成 13 年 7 月

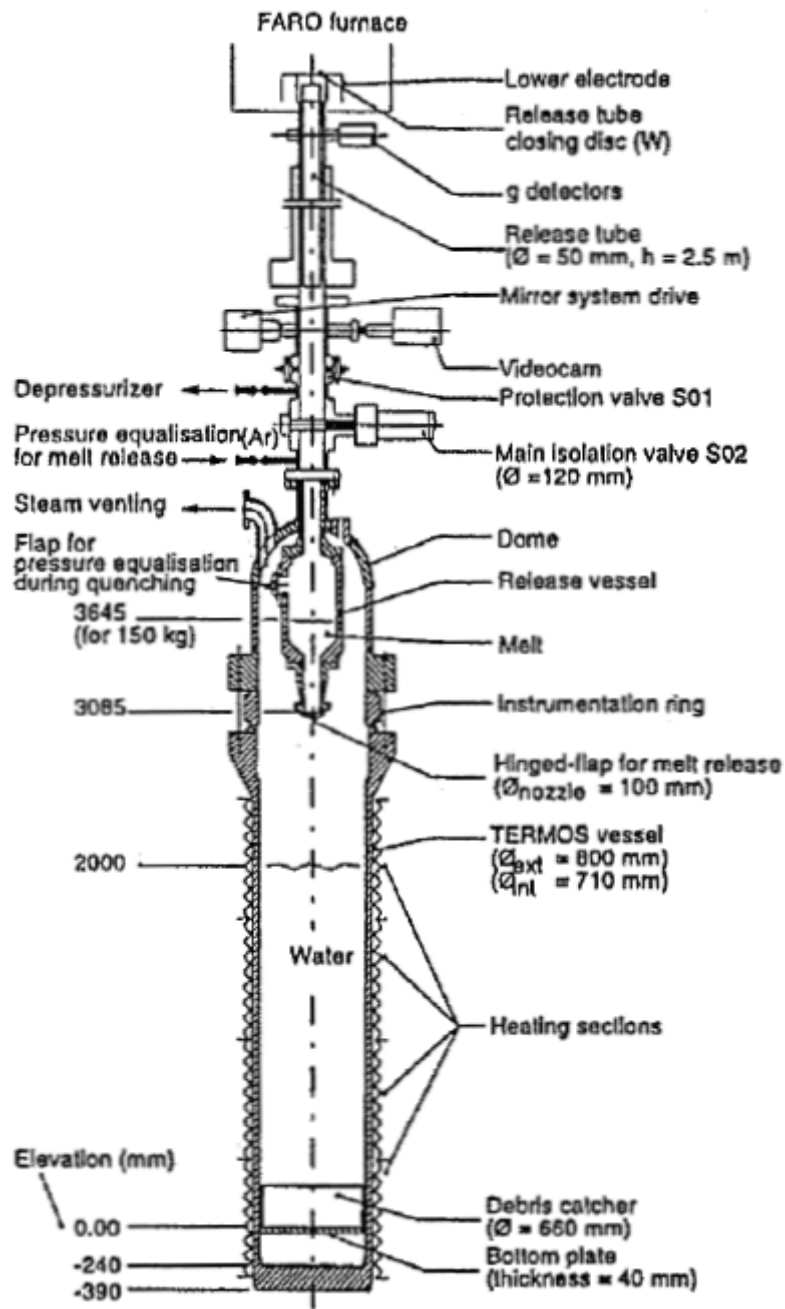


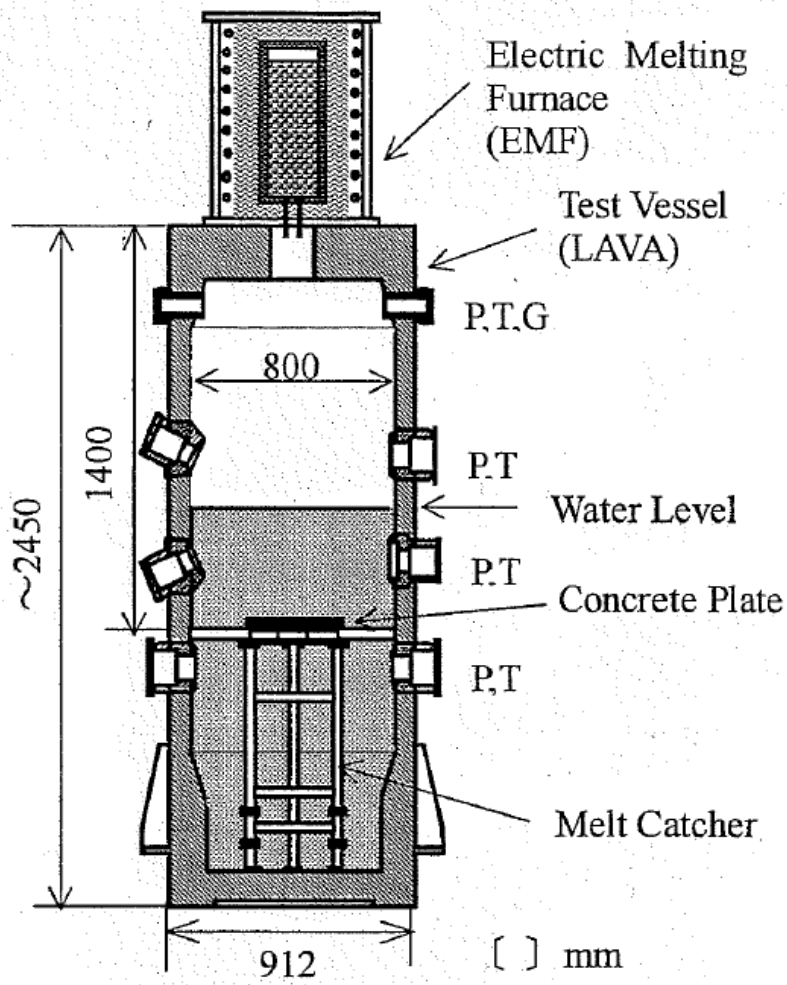
図 2.1 FARO 試験装置

表 2.1 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質 質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下 粒径[mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
L-06	A	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	A	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	A	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	A	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	A	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	A	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	129	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3052	100	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3070	100	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	100	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	100	0.4	1.60	124	無

※ A: 80wt% UO<sub>2</sub>+20wt% ZrO<sub>2</sub>

B: 77wt% UO<sub>2</sub>+19wt% ZrO<sub>2</sub>+4wt% Zr



P: Pressure, T: Temperature,  
G: Gas sampling line

図 2.2 COTELS 試験装置

表 2.2 COTELS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質 質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
A1	C	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	C	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	C	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	C	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	C	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	C	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	C	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	C	53.0	0.27	0.8	86	無

※ C: 55wt% UO<sub>2</sub>+5wt% ZrO<sub>2</sub>+25wt% Zr+15wt% SUS

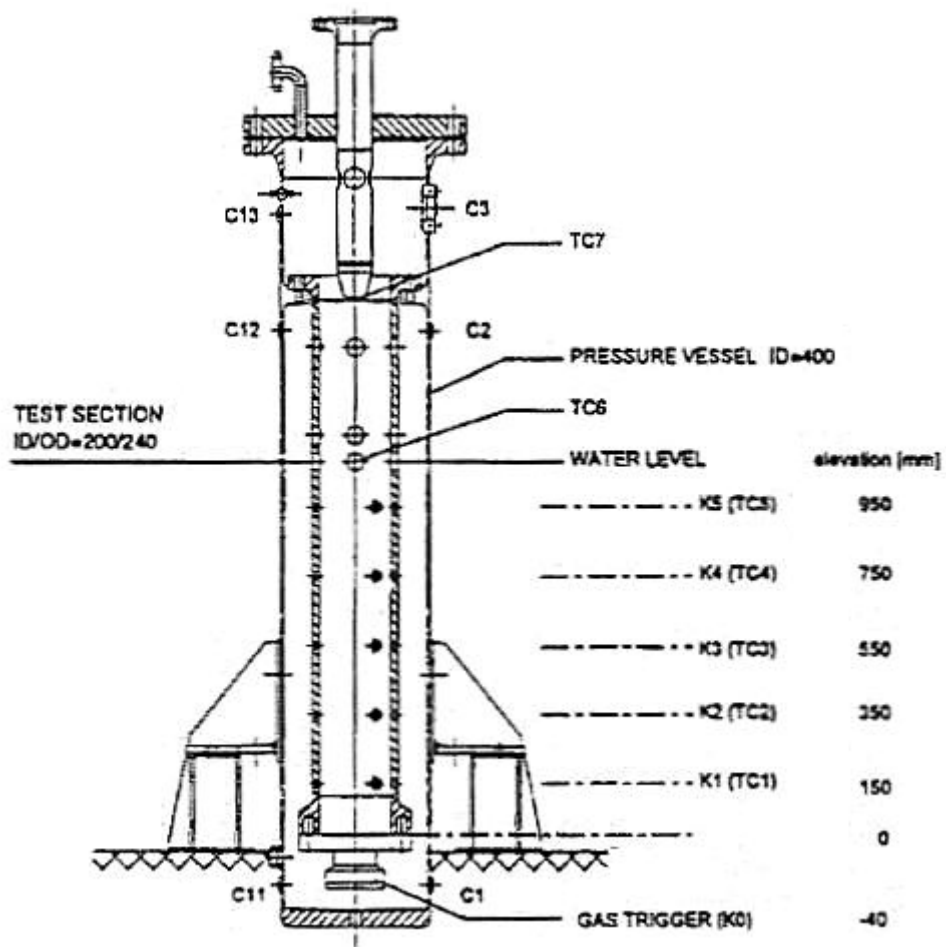


図 2.3 KROTOS 試験装置

表 2.3 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガ の有無	FCI発生の 有無
38	アルミナ	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム※	3.22	3018	0.10	1.11	77	有	無
45	コリウム※	3.09	3106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム※	5.43	3023	0.10	1.11	82	有	無
52	コリウム※	2.62	3023	0.20	1.11	102	有	有

※ コリウム : 80% UO<sub>2</sub>+20% ZrO<sub>2</sub>



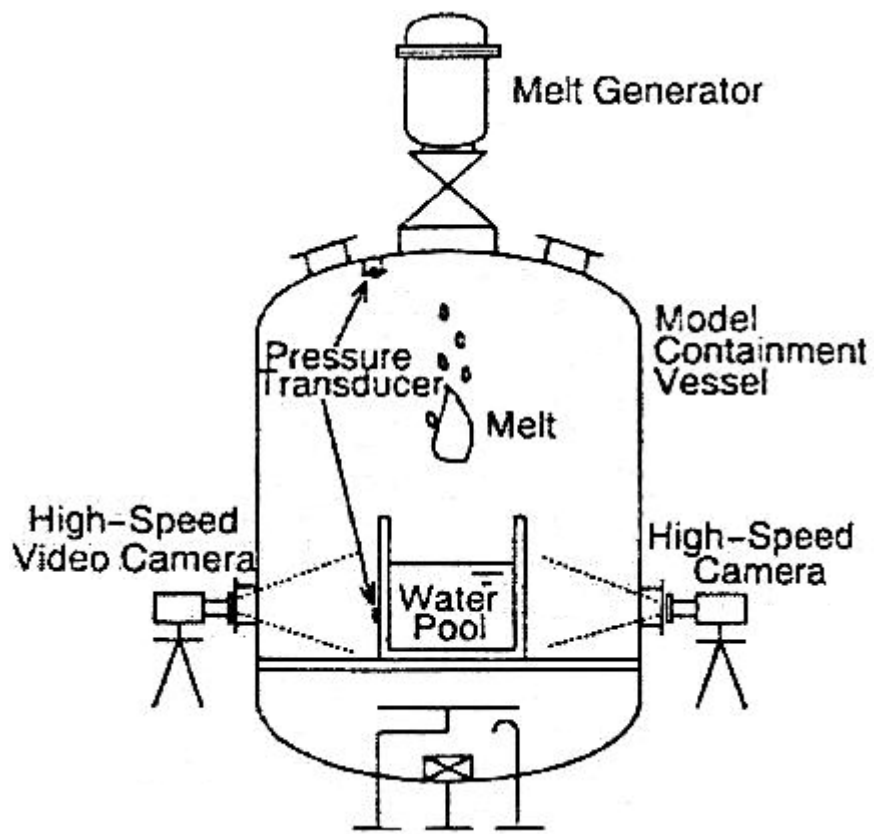


図 2.4 ALPHA 試験装置

表 2.4 ALPHA 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム	溶融物質 質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
1	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	無
2	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
3	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	81	有
5	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	73	有
6	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	75	有
8	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	186	無
9	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	84	有
10	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	80	有
11	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	83	有
12	Fe+アルミナ	20	2723	1.6	1.0	184	無
13	Fe+アルミナ	10	2723	0.1	1.0	76	無
14	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	1	無
15	Fe+アルミナ	20	2723	1.0	1.0	171	無
16	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	78	有
17	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	87	有
18	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	90	有
19	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
20	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	1.0	92	無
21	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.9	92	有
22	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	87	無
23	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.3	140	有
24	Fe+アルミナ	20	2723	0.1	0.8	145	有
25	Fe+アルミナ	20	2723	0.5	0.9	145	有

表 3.1 BWR 体系を踏まえた炉内 FCI 発生の整理

BWR 体系	FCI 発生への影響	備考
<p>下部プレナム残存水はおおよそ飽和温度</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>飽和温度に近いため粒子化割合が少なくなることから、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。</li> <li>飽和温度に違いことからデブリ落下のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>FARO 実験</li> <li>KROTOS 実験</li> </ul>
<p>下部プレナムに残存する水量は少量</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>水量が少ないことから熱容量が小さく、デブリ落下時のボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KROTOS 実験</li> </ul>
<p>プール水面衝突時のデブリ落下速度は比較的遅い</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>落下速度が遅いためデブリの粒子化割合が少なくなり、初期粗混合が抑制されることが推測され、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>COTELS 実験</li> </ul>
<p>デブリ落下は単一ジェットではなく、複数ジェット</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>複数ジェットのため初期のデブリ落下量が多く、ボイド発生が多くなり、トリガが発生した場合の伝播が妨げられ、FCI 発生は阻害される可能性が考えられる。</li> <li>複数ジェットにより粗混合状態が促進される状態となった場合は、FCI 発生を促進される可能性が考えられる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>KROTOS 実験</li> <li>ALPHA 実験</li> </ul>

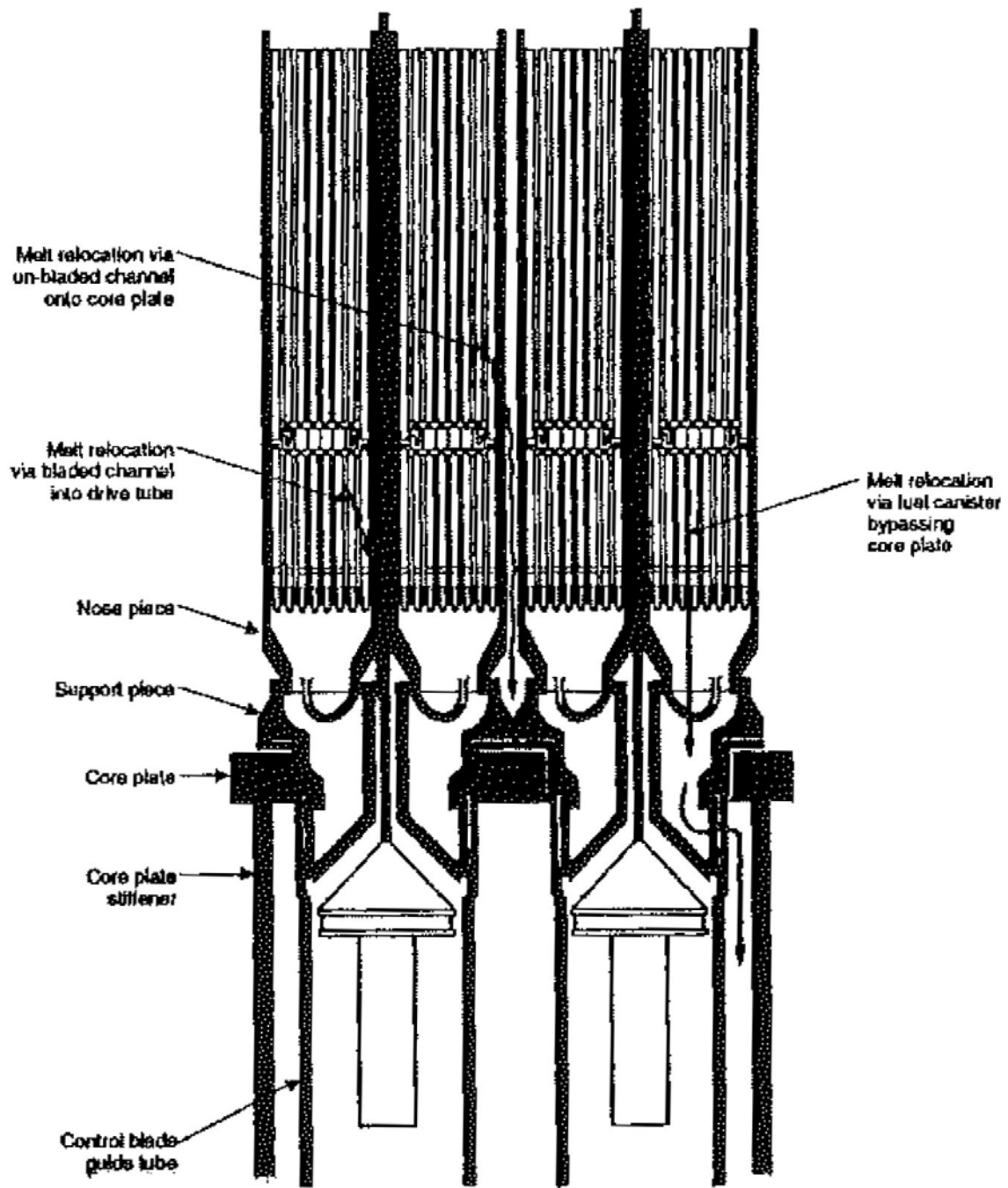


図 3.1 BWR における溶融炉心の流路<sup>[1]</sup>

表 4.1 BWR 体系における炉内 FCI 現象の発生確率に関する議論の整理

著者	会議／文献	議論
Okkonen 等 (1993)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1993) NUREG/CP-0127	BWR の圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広い範囲でのコヒーレントなりロケーションは、炉心支持板があるため起こりにくそうである。これらの特徴は、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルを制限し、水蒸気爆発に起因する水-熔融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。従って、スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWR を対象とした研究よりも BWR の方が起こりにくいと評価される。
Theofanous 等(1994)	NUREG/CR-5960	下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、BWR は炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。
Corradini (1996)	SERG-2 ワークシ ョップ(1996) NUREG-1524	物理的なジオメトリは爆発的事象の発生に貢献しないため、BWR の $\alpha$ モード格納容器破損確率は、おそらく PWR より小さい。
Zuchuat 等 (1997)	OECD/CSNI FCI 専門家会議 (1997) JAERI-Conf 97-011	下部プレナム構造物の存在は、水蒸気爆発の影響を緩和する。 一般に、BWR の現在の知見は、炉内水蒸気爆発は格納容器への脅威とならないということである。 (NUREG/CR-5960 を参考文献としている)

## 柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉PRAピアレビュー実施結果について

### 1. 目的

事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施した PRA の妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外の PRA 専門家によるピアレビューを実施した。今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。

### 2. 実施内容

今回実施した以下の各 PRA を対象に、日本原子力学会標準(以下、「学会標準」という。)との整合性、及び、国内外の知見を踏まえた上での PRA の手法の妥当性について確認を実施した。

本ピアレビューでは、第三者機関から発行されているガイドライン(「PSA ピアレビューガイドライン(平成21年6月 一般社団法人日本原子力技術協会)」(以下、「ガイドライン」という。))を参考にレビューを実施した。

#### 2.1 レビュー対象とした PRA

内部事象：

- ・出力運転時レベル1 PRA
- ・出力運転時レベル1.5 PRA
- ・停止時レベル1 PRA

外部事象：

- ・地震レベル1 PRA
- ・津波レベル1 PRA

#### 2.2 レビュー体制(第1図参照)

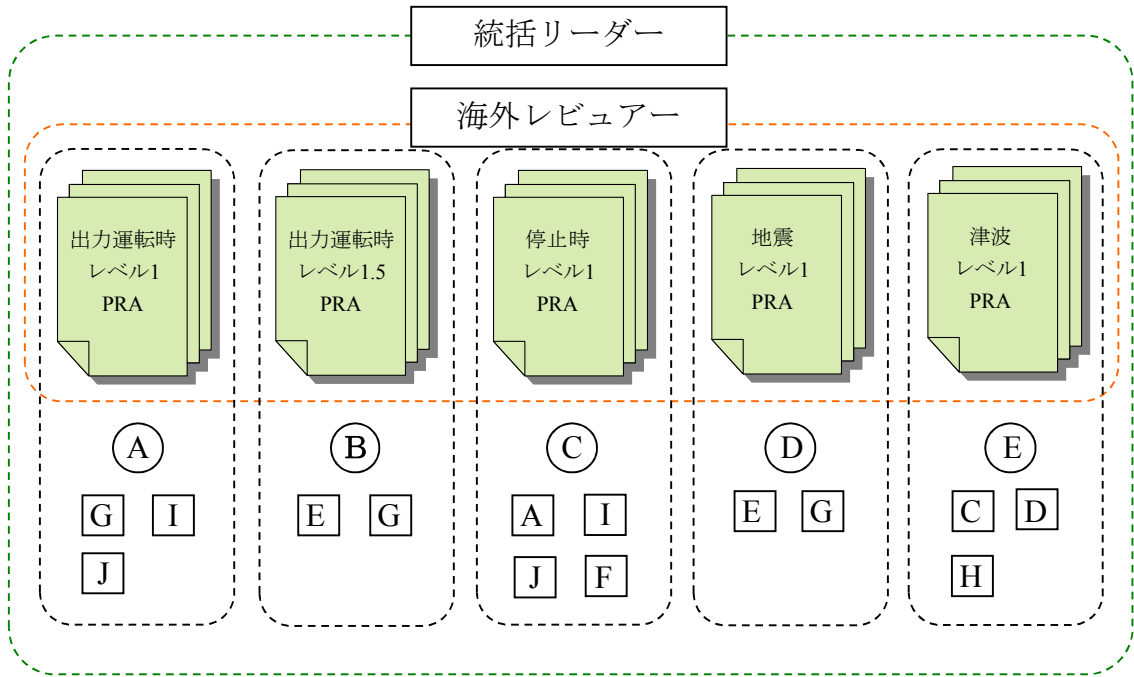
レビューアの選定にあたっては、ガイドラインに従い、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して以下のとおりに選定した。また、レビューにあたっては多面的な視点で評価する観点から、各 PRA をレビューチームの複数のメンバー(主担当、副担当)がレビューすることとした。また、今回実施したレビュー方法を含め、PRA 全般を俯瞰した上での改善事項を抽出するため、PRA について経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国での PRA 実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。

○国内レビューア：11名

--



○海外レビューアー：1名



○：主担当 □：副担当

第1図：レビュー体制のイメージ

### 2.3 レビュー方法及び内容

#### (1) 事前準備(情報収集及び分析)：約1週間

オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するため、オンサイトレビュー前に、各レビューアーにPRAの概要説明資料を提出した。これに基づき、各レビューアーによる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・整理が実施された。

#### (2) オンサイトレビュー：1週間

事前準備の際に提出した概要説明資料やPRA実施に際して作成した文書、根拠等を記載した関連文書を基に、学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては、適宜PRA実施者とレビューアーとの質疑応答を行い、評価の詳細や具体的な課題を共有した。

(3) ピアレビュー結果報告書の作成：約2週間

オンサイトレビューにおけるレビューアとPRA実施者との質疑応答を含む、レビューアの確認結果を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して生じた追加質問事項についての確認を行い、PRAのピアレビュー結果報告書を作成した。

(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1週間

ピアレビュー結果報告書に記載された推奨事項等の内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。

### 3. 結果の概要

#### 3.1 国内レビューアからのコメント

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の結果に影響を及ぼすと考えられる様な技術的な問題点は無いことが確認された。

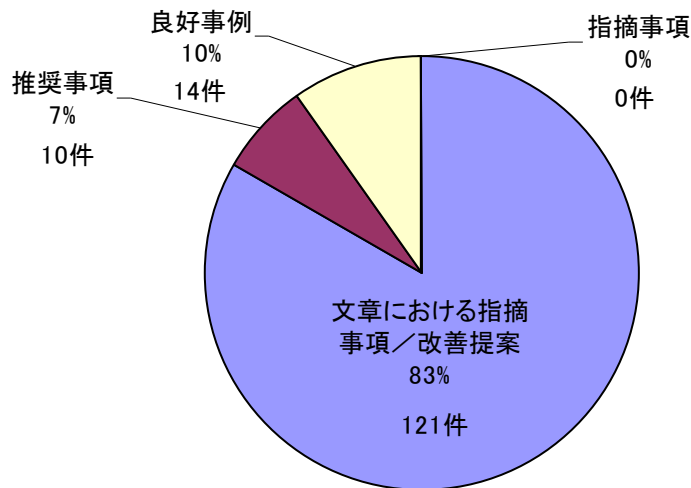
一方、今回実施したPRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として、人間信頼性解析、パラメータの作成、建屋・機器のフラジリティ評価、事故シーケンスの定量化等について10件の推奨事項が抽出され、文書化については合計121件の指摘事項/改善提案が抽出された。

国内レビューアからのコメントの内訳を第1表に示す。また、分類別の主な内容を次に示す。

第1表 国内レビューアによるコメントの内訳

分類		出力運転時 レベル1	出力運転時 レベル1.5	運転停止時 レベル1	地震 レベル1	津波 レベル1	合計	
評価 手法等	指摘事項	0	0	0	0	0	0	10
	推奨事項	4	1	1	4	0	10	
文書化	指摘事項	0	0	3	16	2	21	121
	改善提案	19	7	37	30	7	100	
良好事例		8	1	3	1	1	14	
合計		31	9	44	51	10	145	





第2図 全コメントに対する各コメントの割合

### 3.1.1 指摘事項

今回実施した各PRAは、それぞれの学会標準を参考に実施したものであるが、レビューの結果、学会標準への不適合やPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点は無く、指摘事項は0件であった。

### 3.1.2 推奨事項

学会標準への適合性とは別に、更なる品質向上に資するものとして、10件の推奨事項が挙げられた。

推奨事項の詳細は以下の通り。

#### <推奨事項>

##### ① 【コメント対象】

- ・出力運転時レベル1 PRA 人間信頼性解析(事象発生前作業の同定)

##### 【コメント内容】

事象発生前の人的過誤としてどのようなものが当初抽出され、それがどの除外ルールによってモデル化の対象外となったのか、そのプロセスを示すことが望ましい。また、どの情報源をもとに抽出・除外が行われたのかを表形式等で示すことが望ましい。(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.1.1)

##### (対応方針)

現在は除外ルール及びその適用方法を示しているが、これに加え、各除外ルールによって除外された人的過誤の例を追記する。一方、モデル化し

ている機器全てについて、情報源と事象発生前の人的過誤に関する抽出・除外の分析結果を表形式で示すことについては、事象発生前の人的過誤の抽出プロセスの示し方を再度検討する形で今後の対応とする。

なお、各除外ルールによって除外された人的過誤の例は平成26年7月22日原子力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.g-2 表1に示す通り。

② 【コメント対象】

- ・出力運転時レベル1 PRA及び停止時レベル1 PRA 人間信頼性解析(人的過誤確率の評価) 2件

【コメント内容】

平均値を [ ] で求めており、EF を [ ] [ ] により求めている。ここで、本来平均値は [ ] [ ] による値とは違ってくる。この違いの妥当性を確認するか、THERPのAppendix-Aを用いるか、平均値をモンテカルロ法により求めるか、のいずれかを推奨する。(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.3.3 及び停止時レベル1 PRA 学会標準 10.2.3.3)

(対応方針)

推奨事項に挙げられた3つの方法のうちTHERPのAppendix-Aを用いた方法で人的過誤確率を評価し、その影響を確認する。なお、現状の評価方法と、THERPのAppendix-Aを用いた方法では、[ ]、その算出方法の違いにより、結果に多少の違いが表れるが、その違いは不確かさ幅を超えるような大きな違いにはならない。このため、現状の評価方法についても概ね妥当であると考え。

③ 【コメント対象】

- ・出力運転時レベル1 PRA 人間信頼性解析(回復操作のモデル化)

【コメント内容】

タスク間の従属性については、事故シーケンス解析をする中で複数の人的過誤(タスク)が重なるシナリオを同定して、それらのタスクの間に従属性があるかどうか確認することを推奨する。(同じHRA-ETで評価したあるHEPを持つ人的過誤が同じ事故シーケンスの同一のカットセットに何度も現れる場合等)(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.7.2)

(対応方針)

最小カットセットの分析時に人的過誤の組合せのカットセットがある場合には、それらに人的過誤の従属性が考えられるか検討する。今回の評価においては、全交流動力電源喪失のシーケンスにおいて、以下の人的過

誤の組合せを含むカットセットが現れるが、外部電源の修理と弁の現場操作又は高圧電源融通操作は[ ]であることから、回復操作において従属性を考慮する必要はないものとして扱っている。

- ・外部電源復旧失敗(回復操作失敗)と弁の現場操作失敗
- ・外部電源復旧失敗(回復操作失敗)と高圧電源融通失敗(回復操作失敗)

④【コメント対象】

- ・出力運転時レベル1 PRA パラメータの作成(収集したデータに基づくパラメータの評価)

【コメント内容】

平均保守時間にWASH-1400の値を用いているが、実際と大きく変わらないこと等の妥当性を検討することを推奨する。(出力運転時レベル1 PRA学会標準 10.3.1)

(対応方針)

平均保守時間をもとに算出される待機除外確率について、国内での実績と比較することで妥当性を確認する。確認結果は平成26年7月22日原子力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.f-2 (3)に示す通り。

⑤【コメント対象】

- ・地震レベル1 PRA 建屋・機器フラジリティ評価(現実的応答評価における基本事項) 2件

【コメント内容】

機器の評価において建屋応答係数である F2 と F3 の中央値として  $F2 \times F3 = 1$  としているが、より詳細に評価を行うためには、建屋解析によって応答係数を設定することが推奨される。(地震 PRA 学会標準 6.5.1 及び 6.6.3.3)

(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

今回の評価においてF2およびF3の中央値の設定は地震PRA学会標準【解説118】と同様の設定となっている。今後も地震PRA学会標準に準じた中央値の設定を考えている。

⑥【コメント対象】

- ・地震レベル1 PRA 事故シーケンス評価(システムのモデル化)

【コメント内容】

人的過誤確率の感度解析(人的過誤確率の上下限値の適用)は実施されていることを確認したが、学会標準では、地震後のストレスレベルに対する感度の確認を要求しており、その感度解析、或いは、その考察を行うこ

とが望ましい。(地震 PRA 学会標準 7.4.2.4 b) 2))  
(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

地震時には、例えば照明の有無等、運転員のストレス増加要因となる不確定性要素が多いことから、今回の評価では、地震発生後10分～数時間以内での運転員操作を対象とし、人的過誤確率の5%確率値及び95%確率値を用いた場合の感度解析を実施した。その結果、全炉心損傷頻度について、ベースケースの $1.5 \times 10^{-5}$  (/炉年)に対し、5%確率値を用いた場合が $1.5 \times 10^{-5}$  (/炉年)、95%確率値を用いた場合が $1.6 \times 10^{-5}$  (/炉年)となった。また、ベースケースではストレスファクタを5として設定しているが、ストレスファクタを2及び10とした場合であっても、その人的過誤確率はベースケース(ストレスファクタ5)の5%～95%の間に含まれる。このため、ストレスファクタを2及び10とした場合の全炉心損傷頻度は $1.5 \sim 1.6 \times 10^{-5}$  (/炉年)の間に含まれることとなる。このことから、ストレスレベル(ストレスファクタ)が全炉心損傷頻度に与える影響は小さいことを確認している。

今後の評価では学会標準の改訂動向等を踏まえ、人的過誤確率の感度解析を検討する。

#### ⑦ 【コメント対象】

・地震レベル1 PRA 事故シーケンス評価(事故シーケンスの定量化)

#### 【コメント内容】

現状は、冗長系統間の同種機器及び同一系統内の同種機器の損傷が完全相関するとして炉心損傷頻度を算出したうえで、冗長系統間の同種の機器が独立とした場合の感度解析を行っている。相関が結果に及ぼす影響をより詳細に把握するために、例えば同一系統内の機器間や異種系統間の機器間の相関の影響についても検討していくことが望ましい。(地震 PRA 学会標準 7.5.6)

(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

今回の評価では「冗長系統間の同種の機器」だけでなく、「同一系統内の同種の機器」についても完全独立とした場合の感度解析を実施している。感度解析において完全独立を仮定した機器(第2表参照)は、リスク上重要な建物・構築物、機器(FV重要度値0.01(=1%)以上)であるため、今回の評価で全炉心損傷頻度に対して有意な感度を持つ機器の相関性の影響は確認できている。

ただし、FV重要度値0.01以上の機器のうち格納容器内配管については、完全独立を仮定した場合、まず個々の配管の地震による損傷の程度(ギロ

チン破断、き裂など)に応じた冷却材漏えい規模を同定もしくは仮定して成功基準を設定する必要がある。さらに、同一の地震動によって複数の配管損傷が重畳する組合せを考慮し、配管損傷の規模に応じて起因事象を適切に分類する必要がある。これらの工学的判断は、事象が複雑であり判断基準が不明瞭であるため判断の正当性や妥当性を確認することが技術的に困難である。このため、格納容器内配管については対象から除外した。

相関係数の設定や感度解析の手法について、今後の評価技術の成熟度に応じ、対応について検討を実施する。

第2表 感度解析対象機器(損傷の完全独立想定機器)

(KK7)

FV 重要度	対象機器
$1.4 \times 10^{-1}$	RCW 熱交換器
$4.1 \times 10^{-2}$	RCW 配管
$3.8 \times 10^{-2}$	RHR 弁
$3.8 \times 10^{-2}$	RHR/LPFL 共通弁
$3.5 \times 10^{-2}$	RHR 配管
$2.0 \times 10^{-2}$	非常用取水路
$1.4 \times 10^{-2}$	RHR ポンプ

⑧ 【コメント対象】

- ・出力運転時レベル1.5 PRA 事故シーケンスの分析(格納容器イベントツリーの構築)

【コメント内容】

従属性の評価において、レベル1 PRA のドミナントシーケンスのみを結合対象として扱うことで、どのような影響があるか分析することを推奨する。(レベル2 PRA 学会標準 7.2.1)

(今回の評価及び今後PRAを実施する際の対応方針)

評価では条件付き格納容器破損確率への影響を考慮した上で結合対象を選定しており、本評価では炉心損傷頻度が最も大きなシーケンス(ドミナントシーケンス)と他のシーケンスで喪失した系統の違い等が格納容器の健全性維持に必要な緩和手段に及ぼす影響を分析し、結果としてレベル1PRAのドミナントシーケンスを結合対象としている。今後は、この考慮の詳細を資料に記載する。

3.1.3 文書化における指摘事項/改善提案

今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は21件、改善提案

は100件であり、評価条件の検討に用いた資料が参考文献として十分に記載されていない事例などが挙げられた。文書化に対するコメントについて、PRAの品質向上に資すると考えられるものについては、今後の文書化において反映する。以下に文書化に関するコメントの例を示す。

#### <文書化における指摘事項>

フラジリティ評価を行うにあたり、フラジリティ評価関連情報の収集・分析がされているかどうかについて、建屋、構築物、機器及び地盤とも文書化されておらず、文書化することが必要である。(地震レベル1 PRA)

#### <文書化における改善提案>

それぞれ評価した人的過誤について、どのシステムまたは機器に影響するの  
か示した一覧表等を報告書に記載することが望ましい。(出力運転時レベル1  
PRA学会標準5.3)

### 3.1.4 良好事例

今回のピアレビューでは14件の良好事例が抽出され、システム解析及び文書化から多く抽出された。良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き実施する。以下に主な良好事例を示す。

#### <主な良好事例>

##### ①システム解析

人的過誤確率の定量結果について過小評価となっていないか具体的な確認項目を設けている。(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.3.6 及び 9.6.5)

##### ②文書化

人間信頼性評価で、緩和操作について、体系的な同定過程が示されている。(出力運転時レベル1 PRA 学会標準 9.4.1)

### 3.2 海外レビュアーからのコメント

海外レビュアーからは、主に米国で実施されているPRAと日本で実施されているPRAとの相違点を踏まえた提案・気づき事項が示された。海外レビュアーから示されたコメントは54件であり、起因事象発生頻度に関して多くのコメントが示された。今回得られた海外でのPRA実施状況を踏まえたコメントについても精査し、PRAの品質向上に資すると考えられるものについては、反映していく。主なコメントは以下の通り。また、その他のコメントについては別表に示す。

<主なコメント>

- ①出力運転時レベル1 PRAの起因事象抽出にマスターロジックダイアグラムを使用することを推奨する。(コメント対象：内部事象運転時レベル1 PRA)  
(対応方針)

マスターロジックダイアグラムを用いることも含め、起因事象抽出プロセスについての説明性向上について今後検討する。

- ②共通原因故障の要因は様々な情報源から得られている。単一の情報源、例えばNUCIAデータベースや米国NRCの共通原因故障パラメータ推定値報告書などを使う方法を推奨する。(コメント対象：内部事象運転時レベル1 PRA)  
(対応方針)

現在、電中研にてNUCIAベースの共通原因故障パラメータを整備中である。使用可能なデータベースが整備され次第、国内データにもとづくパラメータを適用する。このため、今後、単一の情報源に統一する予定である。

- ③それぞれの最小カットセットにおける複数の運転員操作を調べることにより、運転員操作間の従属性を考慮することが重要である。(コメント対象：内部事象運転時レベル1 PRA, 内部事象停止時レベル1 PRA)  
(対応方針)

国内レビュアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項③で示す対応を実施する。

- ④機器に関連する共通原因故障を含まないリスク増加価値(RAW)の結果を提示することが望ましい(米国では一般的にRAWの評価の際、共通原因故障を含まないため)。(コメント対象：内部事象出力運転時レベル1 PRA)  
(対応方針)

現状、RAWの上位は共通原因故障がその殆どを占めていることから、今後は共通原因故障を除いた結果についても整理する又は、より下位までのRAWを確認し、共通原因故障以外にRAWの高い基事象についても確認する。

- ⑤出力運転状態から停止状態への移行は、出力運転時レベル1 PRA報告書または停止時レベル1 PRA報告書のいずれかにおいて考察しなければならない。この移行期間におけるプラントの状態は特異なもので、出力運転時あるいは

停止時の状態と全く同じではない。出力運転時あるいは停止時のレベル1 PRAにおいてプラントリスク(CDF)の評価が考慮されているならば、PRAにおいて移行リスクがどのように考慮されたかを説明するための考察を提示すべきである。(コメント対象：内部事象運転停止時レベル1 PRA)

(対応方針)

出力降下開始から全CR全挿入までの期間については、緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同等であること及び当該期間が運転期間に比べて極めて短いことから、出力運転時レベル1PRAに包括している。考察は平成26年7月22日原子力規制委員会審査会合資料3-2 添付資料3.1.1.b-3 (1) ①に示す通り。

⑥NUREG/CR-1278に記述される方法は地震以外の事象に関して作成されたものなので、NUREG/CR-1278の人的過誤確率に関する高ストレスファクタを使用することは十分ではないかもしれない。地震事象時の運転員操作に対する人的過誤確率は指示値の利用可能性、操作に関連する機器の状況など多くの様々な要因にも依存する。地震時の人間信頼性解析における適切なアプローチを追求する必要がある。(コメント対象：地震時レベル1 PRA)

(対応方針)

現状の評価では、地震PRA学会標準 7.4.2.4 b) 2)において推奨されているTHERP手法(NUREG/CR-1278)を用いている。また、ストレスファクタについても地震PRA学会標準 解説139を参考に、地震発生後比較的短時間(地震発生後10分～数時間以内)での人的過誤確率については、内的事象より大きいストレスファクタを仮定している。また、感度解析として人的過誤確率の上下限值を適用した場合の評価を別途実施しており、評価モデルにおける仮定が解析結果にどの程度影響しうるかを確認している。(3.1.2 ⑥参照)

一方、現在、地震時用に確立された人間信頼性の解析手法は無く、今後の技術的課題である。

⑦複数の機器で構成されるあるトレイン・システムの地震損傷確率のモデル化及び計算において、そのトレイン・システムにおける同種の機器の損傷間の完全従属性・相関は通常、そのトレイン・システムにおける冗長機器に対して仮定する。つまり、あるシステムのポンプ(ポンプA)が地震事象によって損傷すると、そのシステムの冗長ポンプ(ポンプB)は必ず損傷する(損傷の確率は1.0)ものと通常仮定する。この仮定は保守的である。(コメント対象：地震時レベル1 PRA)

(対応方針)



国内レビューアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項⑦で示す対応を実施する。

⑧出力運転時レベル1 PRAと出力運転時レベル1.5 PRAとの間の境界のモデル化について十分に検討することが重要である。その中には、出力運転時レベル1 PRAと出力運転時レベル1.5 PRAの結果を連結する際には以下の問題を取り扱うべきである。

- ・出力運転時レベル1 PRAにおいてモデル化される運転員操作と、出力運転時レベル1.5PRAにおいてモデル化される運転員操作との従属性について。

この問題に対処するための一つの方法が、出力運転時レベル1 PRAモデルを出力運転時レベル1.5 PRAモデルに連結する方法である。出力運転時レベル1 PRAモデルと出力運転時レベル1.5PRAモデルの連結は、出力運転時レベル1事故シーケンスモデルからのいくつかの重要なカットセットに関するものだけではなく、出来る限り完全なものにする必要がある。(コメント対象：内部事象運転時レベル1.5 PRA)

(対応方針)

国内レビューアーからも同様のコメントを受けた。これについては3.1.2 推奨事項⑧で示す対応を実施する。

#### 4. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の各PRAを対象としたピアレビューの結果、PRA実施に関する指摘事項は抽出されなかったものの、今後のPRAの品質向上に向けた推奨事項、文書化に関する指摘事項及び数多くの改善提案を得ることができた。また、海外レビューアーからも、海外でのPRA実施状況を踏まえた多くのコメントを得ることができた。これらについては精査の上、PRAの品質向上に資すると考えられるものについては反映していく。

以 上

別表 柏崎刈羽原子力発電所6/7号機のPRAのピアレビューにおける海外レビュアーのレビュー内容と当社の見解及び今後の対応方針

対象PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針
内的 運転 時L1	起因 事象	起因事象の網羅性	過渡事象の категорияにはどのような起因事象が含まれるのか？計装用空気の喪失、給水制御の喪失、計装用電源の喪失なども考慮すべき事象として含めるべきである。最終的な起因事象のグループに、これらの事象が含まれていない理由について説明する必要がある。	【対応済】 計装用空気の喪失、給水制御の喪失、計装用電源の喪失については考慮した上、いずれかの起因事象グループに含めている。 ・給水制御の喪失→非隔離事象 ・計装用空気の喪失→タービン・サポート系故障 ・計装用電源の喪失→過渡変化 【中長期的な課題】 ・起因事象の詳細化については海外の動向を参考に、詳細化を検討する。
			特異な起因事象に関するプラントのデータ・経験を体系的に探索しているか(例えば、すべてのプラント系統についてFMEAを実施するなど)。例えば、安全関連機器室の換気空調系の喪失は関連系統の喪失につながるため起因事象となりうる。	【対応済】 従属性を有する起因事象同定のため、FMEA(故障モードと影響の解析)を実施している。 安全関連機器室の換気空調系の喪失については、スクラムには至らない事象であり、通常停止において、各系統のFT内でアンアベイラビリティを考慮しているため、通常停止のETに当該シナリオは含まれている。
			他分野のPRA及び関連の産業界報告書でモデル化された起因事象をレビューする。	【対応済】 学会標準において、国内外の評価事例として例示されている既往のPSA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230のレビューを実施している。そのほかにもNUREG/CR-5750の起因事象グループとの対応を確認している。
		起因事象(IE)の選定またはIEのグループ化	・IEのグループ分けを設定する。 ・すべてのIEについての説明と、IEグループから除外したIEについての根拠を提示する。 ・あるIEのIEグループへの割り当てが適切でなければならない。	【対応済】 過渡事象の起因事象としてEPRI NP-2230から抽出しており、それらを起因事象グループに分類しているとともに各起因事象グループの説明を記載している。また、起因事象として考慮しなかった事象は、学会標準の記載を確認した上で除外した事象である。
		LOCA事象の破断箇所	大LOCA事象については、破断位置も考慮する必要がある。例えば、HPCF注水ラインのある箇所破断が生じると、そのHPCFトレンは冷却材注入に使用できなくなる。またLPFL/RHRラインにおける破断は、そのラインと関連するLPFL/RHRラインを使用不可能にする。	【中長期的な課題】 この指摘の通り、LOCA時の破断箇所システムが使用不能となることをモデル化していない。ただし、評価結果としてLOCAの寄与割合は小さいこと、また最小カットセットがフロントラインの喪失ではなく、サポート系喪失が支配的であることから、結果への影響は大きくないものと考えられる。
		系統故障の起因事象の定量化	これまで事象を経験したことのないシステムについて系統損傷の起因事象頻度を計算するために、“Jeffery Non-Informative Prior”手法を用いるのは適切ではない。	【中長期的な課題】 学会標準で示された手法(発生件数0.5件)を用いている。 なお、FTを使って起因事象発生頻度を定量化することは可能であり、過去に評価を試みたが、FTでモデル化するにあたり人的過誤による系統故障の特定及びその定量化(実績を使うのか、THERPなど使うのか)並びに故障発生箇所のAOT間での修復の取り扱いなど技術的な課題があり、FTでモデル化する場合は個々の課題への調査・検討が必要と考える。
			過去に事象が発生したことのないすべてのシステムに、同じ起因事象頻度を割り当てている。	
			設計及び構成が異なるシステムのIE頻度は違うはずである。	
		系統故障のIE頻度を推定するために、システムのフォルトツリーモデルを使用する。		
		通常停止	起因事象として通常停止(カテゴリーN)を含めることについて討論する。	【対応済】 現在はプラント状態の移行に伴うリスクを考慮するため、通常停止を起因事象として抽出している。また、その発生頻度の大きさ等からも、起因事象に含めることは適切と考える。
ISLOCA	今後の参考のために、ISLOCA頻度の計算プロセスを提示すべきである。	【対応済】 報告書等に各システムにおけるISLOCAの発生シナリオを記載している。		
	低圧配管の配管破断頻度に、溶接部やその他の配管接続部のフラジリティが含まれることを確認すること。	【対応済】 溶接部に製造時欠陥等が存在する可能性を考え、本評価ではNUREG/CR-5862の腐食代が考慮されたテーブルを用いている。その他の配管接続部とは、具体的にはフランジが考えられるが、NUREG/CR-5862によると、フランジ部でボルトが延びて漏れいしたとしても、漏れい量は最大でも数100mg/secと小さいことから、炉心損傷への影響は無視できると考えられる。		
	他の調査から、低圧ライン全体でポンプシールが最も弱い箇所であることが示されている。	【対応済】 フランジ部と同様に、ポンプのシール部でスプリングが伸びて漏れいしても漏れい量は小さく、炉心損傷への影響は無視できると考えられる。		

対象PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針
内的 運転 時L1	データ 分析 とシ ステ ム解 析	機器の境界	機器の境界は使用する機器故障率と一致しなければならない。これを報告書で確認すること。	【対応済】 JANSIIによって公開されている機器パウンダリと同等の扱いとしている。
		共通原因故障	システム解析では、3基以上の機器の共通原因故障のモデル化を考慮している。一部の系統(RCW系統など)には4基以上のポンプがあるため、4基以上の機器の共通原因故障について考察する必要があるかもしれない。(RCWポンプの共通原因故障がCDFの主要因子であることに留意されたい。)	【対応済】 全炉心損傷頻度に対して、TWシーケンスがドミナントであり、TWシーケンスにおいては、RCW、RSWポンプのCCFがMGSの上位となっている。TWシーケンスにおいて、RCW、RSWポンプの成功基準は2/2(1系統)であり、ポンプ3台のCCFで3系統が使用不能となることから、ポンプ3台以上のCCFのモデル化で問題はなく、ポンプ4台以上に対するCCFは考慮する必要がないものとする。
	事故 シー ケ ン ス の 分 析	機能別イベント ツリー	今回のPRAのスコープ、つまりアクシデントマネジメント策を考慮しない設計基準のモデルであることを規定する必要がある。事故シーケンスモデル(機能別イベントツリー)におけるどのトップイベント(系統・運転員操作)が「アクシデントマネジメント」策として考慮されているもので、分析においては期待されていないことを示すこと。	【対応済】 「アクシデントマネジメント」策のモデル化については、PRA文書でヘディング名をグレーに色分けをして、今回のPRAのスコープでは期待していないアクシデントマネジメント策であることを明確にしている。
			移行先の機能別イベントツリーにおける一部のトップイベントに紛らわしいものがある。例えば、D/G Bが故障した(そしてそのため、トレンBの交流電源が利用できない)LOSP事象ツリー(T6)における事象シーケンスについては、トレンBの交流電源から供給を受ける系統・トレンを含めないということを、移行先のイベントツリーに反映すべきである。移行先の機能別イベントツリー(TE3)は、LPFL-B及びRHR-Bに関するトップイベントを除外すべきである。	【対応済】 Safety Watcher内でトップイベントに従属して機能喪失したヘディングの状態を反映している。たとえばTE3ではLPFL-Bのトップイベントを除外したイベントツリーとしている。ただし、RHR-Bについては、格納容器除熱機能に期待するタイミングとして時間余裕があるので、外電復旧に期待しているため、RHR-Bにも期待している。
	人間 信頼 性解 析	起因事象発生前の運転員操作の過誤	起因事象発生前の運転員操作の過誤については、PRA解析者は試験及び保守の手順書や記録を体系的にレビューして、それらの過誤を特定する、あるいはそれらの過誤をPRAモデルから除外する。	【中長期的な課題(一部対応済)】 起因事象発生前の運転員操作の過誤については国内レビューアからも同様に「プロセスの工程を明確に文章化するべき」や「除外ルールを適用して絞っていくことを表形式で示す」というコメントを受けている。これらの内、文章化のコメントやTHERP Appendix-A に関するコメントは国内レビューアの章で述べた通り対応済みである。また、除外ルールの1本化についてはモデル化している機器は千程度あり、それらすべてを示すことは現実的ではないため、抽出プロセスの示し方について今後検討する。
		起因事象発生後の運転員操作の過誤	起因事象発生後の運転員操作の過誤については、人的過誤確率(HEP)はプラント特有の値でなければならないため、運転員操作のHEPを計算する上でプラント運転員からの情報を含めることが重要である。PRAにおいてはHEPの評価はNUREG/CR-1278とMAAP解析に基づく時間の情報に基づいて行う。	【対応済】 操作時間については運転手順書や運転員へのインタビューによる情報を基にプラント特有の値を使用している。HEPの評価はNUREG/CR-1278とMAAP解析の時間に基づいて実施している。
	感度 解析	感度解析	感度解析は以下に基づいて実施する。 - PRAの結果 - モデルの仮定 - 成功基準(系統及び事故シーケンス)	【対応済】 PRAの結果やモデルの仮定を考慮して、「個別パラメータ」や「デジタル制御系のCCF」を実施している。また、評価ポイント(A)など期待するAM策の違いで異なる成功基準での評価も実施している。
			感度解析において考慮すべき感度ケースの例 - 通常停止は、最も大きい起因事象の寄与因子なので、寄与因子として考慮しない。	【対応済】 通常停止を起因事象とするものだけでなく、隔離事象等のその他の起因事象によるシーケンスについても検討している。
			感度解析において考慮すべき感度ケースの例 - RCW系統及びRSW系統の4基以上のポンプの共通原因故障を考慮する。 - 4基以上のポンプの起動失敗および継続運転失敗に対するデルタ係数を仮定する。	【対応済】 共通原因故障の考慮に対するコメントと同様。
	停止 時レ ベル1 PRA	起因 事象	起因事象の特定において体系的手法を用いているか。例えば、すべてのプラント系統についてFMEAを実施するなど。	【対応済】 起因事象の同定は、停止時学会標準6.2において示されているマスタロジックダイアグラムなどの体系的な分析方法を用いている。
起因事象の網羅性			RHRポンプ室の換気空調系喪失がRHRポンプの運転に及ぼす影響を確認する必要がある。もし直接的な影響があるなら、RHRポンプ室の換気空調系喪失をRHRトレン喪失の起因事象に含めるか、あるいはRHRポンプ室の換気空調系喪失を別の起因事象としてモデル化する。他分野のPRA及び関連の産業界報告書でモデル化された起因事象をレビューする。	【対応済】 RHRポンプ及び補機冷却系が健全であれば、原子炉から流入する炉水温度は低く、軸冷却も問題ないため、高温炉水を冷却可能な設計であることを考えると、ポンプ室換気空調系が停止したとしてもポンプに及ぼす影響は極めて小さいものと想定され、起因事象としては同定していない。他分野のPRA等の分析は行っていないものの、既往のPRA、他プラントのPRA等における起因事象も分析している。

対象PRA	項目	コメントの分類	コメント等の詳細	コメントに対する見解と対応方針
停止時レベル1 PRA	POS	POSの設定	原子炉の条件(水位及び温度)、RPV及びPCVの状況(燃料の位置)、そして事故の緩和に必要な安全関連機器の状況を考慮する。	【対応済】 POSの分類は、停止時学会標準5.3に基づき、水位、崩壊熱レベル、燃料の状態、使用可能な緩和設備等のプラント状態を考慮して分類している。
			過去のプラントの経験に基づいてPOSの期間を設定(各POSの平均期間を設定)	【対応済】 過去のプラントの定期検査実績から標準的な工程を設定し、その工程における水位や使用可能な緩和設備等のプラント状態を考慮してPOSの期間を設定している。
			設定されたPOSは妥当である。	上記のPOSに関する設定について説明を実施し、海外レビューに設定が妥当であることを確認いただいた。
人間信頼性解析	人間信頼性解析	人間信頼性解析	プラント運転停止時には運転員操作が重要であり、以下の点について確認する必要がある。 - 事故緩和系統・トレン・機器の自動起動のための信号がない。 - PRAにおいてモデル化される運転員操作(事故の緩和と「復旧」のための)を明確に示すべきである。 - 人的過誤確率(HEP)はプラント特有の値でなければならないため、HEPの評価にはプラント運転員からの情報が必要である。	【対応済】 停止時ではD/Gの自動起動を除く機器の自動起動には期待しておらず、運転員の自動起動(人的過誤を含む)をモデル化している。
			【対応済】 国内のレビューからも同様の文章化に対する改善提案が挙げられており、モデル化している運転員操作が明確となる様に文書化した。	
			【対応済】 HEPを算出する上での人間信頼性モデル化においては手順書等のプラント特有の情報やサイトのインタビューを踏まえて個別に検討しており、操作毎に従属性を設定している。	
津波PRA	評価モデル	浸水以外の影響	浸水による影響のほかに、津波によるその他の影響も考慮しなければならない。例えば、津波によって運ばれてきた流木が取水口を塞いでRSWポンプの吸込み喪失に至る可能性などである。サイトにおいてこのような現象の発生が考えにくい、あるいは発生確率が非常に低い場合には、そのような結論を裏付ける評価や解析結果と共に結論を文書化しなければならない。	【中長期的な課題】 浸水以外の影響として、引き波についての感度解析を実施している。また、漂流物により取水機能喪失が発生した場合は最終ヒートシンク喪失に至るが、これについては発電所付近に取水口すべてを閉塞させるほどの漂流物の漂着は考えにくいこと、また少量であればスクリーン等により除去可能であることから現在はモデル化の対象から除外している。
		運転員操作のモデル化	津波による事故シナリオの中には、プラントの過渡事象につながるものがある。過渡事象の事故シナリオモデルにおける運転員操作は、これらの操作及びそれらのHEP値に対する津波事象の影響を考慮すべきである。一部のケース・シナリオでは、過渡事象事故シナリオにおいてモデル化された運転員操作は、津波事象に対して期待できない。	【対応済】 今回の評価では、浸水後の緩和措置に期待できないため、いずれの事故シナリオにおいても炉心損傷に直結し、運転員による緩和には期待できないモデルとなっている。 福島第一原子力発電所事故後の津波対策や各種安全対策実施後の評価では、人的過誤に対するモデル化も必要となるため、適宜津波PRAモデルに組み込んでいく。
		浸水のモデル化	以下の点から、津波による浸水のモデル化は概ね保守的であることを確認した。このモデル化上の仮定の影響を評価するために、感度解析を実施すべきである。 ・モデルは、RSWポンプ室のマンホールを経由してタービン建屋に流れ込む水の量を考慮していない。タービン建屋並びに原子炉建屋内の溢水による機器損傷を評価するために、浸水高さのみを用いている。 ・モデルは、タービン建屋から原子炉建屋への配管貫通部のシールを考慮していない。	【対応済】 今回評価では水密扉等の浸水後の対策に期待しない状態であり、それらのリスクについて抽出するという観点での評価を実施しているため、また、福島第一原子力発電所事故後の津波対策実施前のマンホールカバーの耐久性等について詳細に解析することに意義は小さいため、今回の保守的なモデルを採用している。
出力運転時レベル1.5 PRA	文章化の改善提案	文章化の改善提案	ピアレビューからの当初のコメントのほとんどは、報告書にある種の情報が欠如しているということに関連していた。追加の詳細情報が要求され、レビューはそれらを後に受け取った。文書化に関する問題と考えられるこれらのコメントは、すでに解決された。	【対応済】 確認いただく報告書の範囲について、ピアレビュー実施当初、当社とレビュー間で差異があり(文書化の改善提案)、情報が不足しているというコメントをいただいた。これらについては文書化に関する問題として整理し、改めて内容について確認いただいた。 文章化に対する問題については報告書の記載にて改善を実施した。