

いる。重要事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定に当たっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-4表に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）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. 共通要因故障、系統間依存性の観点

共通要因故障については地震及び津波による事故シーケンス抽出の際に考慮している。また、系統間の機能の依存性について、例えば、安全機能のサポート機能喪失（「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」）は、それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1-4表中「高」で記載）。

また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、「ECCS再循環機能喪失」の低圧再循環失敗事象では余熱除去ポンプのブースティング機能喪失となるが、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-4表中「中」で記載）。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例．事故シーケンスグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】

原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS系

ポンプ) を使用できないものとして考慮。

b. 余裕時間の観点

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

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例 1. 事故シーケンスグループ(g) ECCS 再循環機能喪失】

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

【例 2. 事故シーケンスグループ(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失】

格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止対策として減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量にかかる要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(f) ECCS 注水機能喪失】

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

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例．事故シーケンスグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】

「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」についてはCDFの寄与割合が最も支配的であり、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せである。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

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

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 小破断LOCA+補助給水失敗
- ・ 極小LOCA+補助給水失敗
- ・ 主給水流量喪失+補助給水失敗
- ・ 過渡事象+補助給水失敗
- ・ 手動停止+補助給水失敗
- ・ 外部電源喪失+補助給水失敗
- ・ 2次冷却系の破断+補助給水失敗
- ・ 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗

② 選定理由

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

1 次冷却材温度については、「過渡事象」、「手動停止」及び「D C 母線 1 系列喪失」では、事故発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「2 次冷却系の破断」では、2 次側からの破断流が放出されることで 1 次冷却系の除熱が促進される。

また、1 次冷却材圧力については、「小破断 L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、自動で安全注入信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い 1 次冷却系の減圧が促進される。「極小 L O C A」についても、系外への漏えいに伴い 1 次冷却系の減圧が促進される。

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

以上から、「主給水流量喪失＋補助給水失敗」を選定する。

③ 選定結果

- ・ 主給水流量喪失＋補助給水失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ フィードアンドブリード

(b) 全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

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

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

③ 選定結果

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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2次冷却系強制冷却＋空冷式非常用発電装置＋恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

② 選定理由

共通要因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCPシールLOCA」と「加圧器逃がし弁／安全弁LOCA」では「RCPシールLOCA」の方

が、気相部放出である「加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A」よりも 1 次冷却材の流出量が多いため、保有水確保操作（2 次冷却系強制冷却、炉心注水準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しいことから、代表的な事故シーケンスは「原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A」となる。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」時に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シーケンスとしては、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A」を選定する。

③ 選定結果

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2 次冷却系強制冷却＋空冷式非常用発電装置＋恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 中破断 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断 L O C A＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 小破断 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 小破断 L O C A＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A＋格納容器スプレイ再循環失敗

② 選定理由

「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では、「格納容器スプレイ注入失敗」時の方が事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため、運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では、破断口径が大きい事象が厳しく、加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A は小破断 L O C A 相当の漏えい量を想定していることから、「中破断 L O C A」が最も厳しい事象である。以上から、「中破断 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。

③ 選定結果

- ・ 中破断 L O C A＋格納容器スプレイ注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 格納容器内自然対流冷却

(e) 原子炉停止機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗

② 選定理由

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

原子炉トリップが必要な起因事象としては、イベントツリーに「A T W S」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給

水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙４）。

「主給水流量喪失」は蒸気発生器２次側保有水量の減少により２次冷却系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、ＡＴＷＳ緩和設備による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により出力抑制を図るとともに、蒸気発生器２次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。「主給水流量喪失」以外の事象においては、事象発生に伴いタービントリップが作動するため、ＡＴＷＳ緩和設備のうち、補助給水ポンプの起動のみに期待するか、ＡＴＷＳ緩和設備に期待しない事象である。したがって、ＡＴＷＳ緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価における不確実さも考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」も選定する。

③ 選定結果

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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ＡＴＷＳ緩和設備

(f) ＥＣＣＳ注水機能喪失

① 事故シーケンス

- ・中破断ＬＯＣＡ＋高圧注入失敗
- ・小破断ＬＯＣＡ＋高圧注入失敗
- ・極小ＬＯＣＡ＋充てん／高圧注入失敗

- ・ D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗

② 選定理由

L O C A 事象に関しては、破断口径が大きい「中破断 L O C A」が 1 次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2 次冷却系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。したがって、「中破断 L O C A + 高圧注入失敗」を選定する。なお、破断口径によって 2 次冷却系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし炉心露出の状況が異なること、破断口径に不確実さが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、2 インチ破断、4 インチ破断及び 6 インチ破断の評価を実施する。

③ 選定結果

- ・ 中破断 L O C A + 高圧注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入

(g) E C C S 再循環機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 大破断 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・ 中破断 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・ 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
- ・ 小破断 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・ 小破断 L O C A + 高圧再循環失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧再循環

失敗

② 選定理由

高圧再循環のために低圧再循環によるブースティングが必要な高浜 1 号炉及び 2 号炉においては、「中破断 L O C A」、「小破断 L O C A」及び「D C 母線 1 系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A」に対して、低圧再循環に失敗する事故シーケンスと高圧再循環に失敗する事故シーケンスの両方を考慮する。

このうち「大破断 L O C A」を含む低圧再循環失敗のシーケンスに関しては、破断口径が大きい「大破断 L O C A」が 1 次冷却材の流出量が多く、再循環切替までの時間が短いことから、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作（内部スプレポンプを活用した代替再循環）の余裕時間及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。

また、「中破断 L O C A」、「小破断 L O C A」及び「D C 母線 1 系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A」を起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷防止対策として、2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある（本対策の有効性確認については、「中破断 L O C A＋高圧注入失敗」等の対策である「2 次冷却系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、内部スプレポンプを活用した代替再循環に期待できる。

以上から、より厳しい「大破断 L O C A＋低圧再循環失敗」の対策を評価することで、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。

③ 選定結果

- ・ 大破断 L O C A＋低圧再循環失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替再循環

(h) 格納容器バイパス

① 事故シーケンス

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

② 選定理由

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

③ 選定結果

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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・クールダウンアンドリサーキュレーション

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、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ている（別紙５）。

また、地震、津波の主要な事故シーケンスのうち、地震、津波特有の事象以外については、内部事象と同等な炉心損傷防止対策が有効なことから、事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている（別紙６）。

第 1-1 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス

起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波
大破断 LOCA	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗	○	○	—
中破断 LOCA	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 低圧再循環失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗	○	○	—
小破断 LOCA	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 低圧再循環失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 補助給水失敗	○	○	—
極小 LOCA	極小 LOCA + 充てん／高圧注入失敗	○	—	—
	極小 LOCA + 補助給水失敗	○	—	—
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	○	—	—
主給水流量喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	○	○	○
外部電源喪失	外部電源喪失 + 補助給水失敗	○	○	○
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	○	○	○
ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	○	○	—
2 次冷却系の破断	2 次冷却系の破断 + 補助給水失敗	○	○	—
	2 次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	○	○	—
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	○	—	—
過渡事象	過渡事象 + 補助給水失敗	○	—	○
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA	○	○	○
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	○	○	○
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	○	○	○
手動停止	手動停止 + 補助給水失敗	○	—	—
DC 母線 1 系列喪失	DC 母線 1 系列喪失 + 補助給水失敗	○	—	—
	DC 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	—	—
	DC 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	○	—	—
	DC 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA + 高圧再循環失敗	○	—	—
	DC 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA + 低圧再循環失敗	○	—	—
	DC 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA + 高圧注入失敗	○	—	—
地震、津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	—	○	—
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	○	—
	原子炉建屋損傷	—	○	—
	原子炉格納容器損傷	—	○	—
	原子炉補助建屋損傷	—	○	—
	1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失	—	○	—
	複数の信号系損傷	—	○	○

第 1-2 表 PRA 結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF(/炉年)	全CDFへの 寄与割合	事故シーケンス グループ	解釈	
	内部事象	地震	津波	合計							
小破断LOCA+補助給水失敗	7.7E-09	2.4E-08	—	3.2E-08	<0.1%	蒸気発生器からの 除熱に失敗	1.9E-05	18.8%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	1-2(a)	
極小LOCA+補助給水失敗	7.5E-08	—	—	7.5E-08	<0.1%						
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.9E-07	1.8E-07	—	5.7E-07	0.6%						
過渡事象+補助給水失敗	3.5E-06	—	—	3.5E-06	3.5%						
手動停止+補助給水失敗	8.2E-06	—	—	8.2E-06	8.2%						
外部電源喪失+補助給水失敗	1.5E-07	1.3E-06	4.1E-10	1.5E-06	1.5%						
2次冷却系の破断+補助給水失敗	2.6E-06	1.7E-08	—	2.6E-06	2.6%						
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	4.3E-11	2.7E-10	—	3.1E-10	<0.1%						
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	8.2E-08	—	—	8.2E-08	<0.1%						
DC母線1系列喪失+補助給水失敗	2.1E-06	—	—	2.1E-06	2.1%						
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	3.5E-08	—	3.5E-08	<0.1%	サポート機能 (電源機能)の喪失	3.0E-05	30.0%	全交流動力電源喪失		
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.8E-06	1.2E-05	1.6E-05	3.0E-05	30.0%						
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	4.2E-05	1.5E-07	—	4.2E-05	42.4%	サポート機能 (補機冷却機能)の喪失	4.3E-05	43.3%	原子炉補機冷却機能喪失		
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	7.1E-10	—	9.0E-07	0.9%						
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	6.8E-09	9.4E-10	—	7.7E-09	<0.1%	格納容器内 気相部冷却に失敗	9.1E-07	0.9%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	1-2(b)	
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-09	ε	—	5.2E-09	<0.1%						
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.1E-07	ε	—	2.1E-07	0.2%						
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-08	1.4E-10	—	1.6E-08	<0.1%						
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	6.8E-07	6.3E-10	—	6.8E-07	0.7%						
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%						
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.7E-11	—	—	1.7E-11	<0.1%						
原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	2.0E-08	2.2E-09	—	2.2E-08	<0.1%	反応度抑制に失敗	2.2E-08	<0.1%	原子炉停止機能喪失	1-2(a)	
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	9.9E-07	—	9.9E-07	1.0%	1次系保有水の喪失	3.0E-06	3.0%	ECCS注水機能喪失		
大破断LOCA+低圧注入失敗	1.2E-09	7.8E-07	—	7.8E-07	0.8%						
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	1.7E-10	—	9.4E-09	<0.1%						
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	ε	—	2.5E-11	<0.1%						
中破断LOCA+高圧注入失敗	1.1E-07	4.0E-08	—	1.5E-07	0.2%						
小破断LOCA+高圧注入失敗	3.7E-07	4.6E-07	—	8.3E-07	0.8%						
極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	2.1E-07	—	—	2.1E-07	0.2%						
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	1.7E-11	—	—	1.7E-11	<0.1%	炉心の長期冷却に失敗	2.0E-06	2.0%	ECCS再循環機能喪失		
大破断LOCA+低圧再循環失敗	1.3E-07	2.8E-07	—	4.1E-07	0.4%						
中破断LOCA+低圧再循環失敗	2.4E-07	4.5E-09	—	2.4E-07	0.2%						
中破断LOCA+高圧再循環失敗	7.0E-08	ε	—	7.0E-08	<0.1%						
小破断LOCA+低圧再循環失敗	7.7E-07	2.7E-07	—	1.0E-06	1.0%						
小破断LOCA+高圧再循環失敗	2.3E-07	5.1E-10	—	2.3E-07	0.2%						
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	4.5E-11	—	—	4.5E-11	<0.1%						
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	7.1E-12	—	—	7.1E-12	<0.1%	格納容器貫通配管から の漏えい防止に失敗	1.1E-06	1.1%	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 蒸気発生器伝熱管破損)		1-2(b)
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%						
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	1.1E-06	—	—	1.1E-06	1.1%	外部事象による 大規模な損傷	3.8E-10	<0.1%	※1		
原子炉建屋損傷	—	3.8E-10	—	3.8E-10	<0.1%						
原子炉格納容器損傷	—	2.4E-07	—	2.4E-07	0.2%						
原子炉補助建屋損傷	—	2.6E-11	—	2.6E-11	<0.1%						
複数の信号系損傷	—	3.8E-08	1.0E-07	1.4E-07	0.1%						
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	5.2E-07	—	5.2E-07	0.5%						
合 計	6.6E-05	1.8E-05	1.6E-05	1.0E-04	100%	—	1.0E-04	100%	—		

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの。

※1：全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

ε：1E-11 未満

第 1-3 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波）

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/炉年)				全CDFへの 寄与割合 (シーケンス別)	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFへの 寄与割合 (グループ別)	備考
				内部事象	地震	津波	合計				
(a)	2次冷却系からの 除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	フィードアンドブリード	7.7E-09	2.4E-08	—	3.2E-08	<0.1%	1.9E-05	18.8%	
		極小LOCA+補助給水失敗		7.5E-08	—	—	7.5E-08	<0.1%			
		主給水流量喪失+補助給水失敗		3.9E-07	1.8E-07	—	5.7E-07	0.6%			
		過渡事象+補助給水失敗		3.5E-06	—	—	3.5E-06	3.5%			
		手動停止+補助給水失敗		8.2E-06	—	—	8.2E-06	8.2%			
		外部電源喪失+補助給水失敗		1.5E-07	1.3E-06	4.1E-10	1.5E-06	1.5%			
		2次冷却系の破断+補助給水失敗		2.6E-06	1.7E-08	—	2.6E-06	2.6%			
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		4.3E-11	2.7E-10	—	3.1E-10	<0.1%			
		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		8.2E-08	—	—	8.2E-08	<0.1%			
		DC母線1系列喪失+補助給水失敗		2.1E-06	—	—	2.1E-06	2.1%			
		1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失		①※1	—	3.5E-08	—	3.5E-08			
(b)	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧注水ポンプ +空冷式非常用発電装置	1.8E-06	1.2E-05	1.6E-05	3.0E-05	30.0%	3.0E-05	30.0%	
(c)	原子炉補機冷却 機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧注水ポンプ +空冷式非常用発電装置	4.2E-05	1.5E-07	—	4.2E-05	42.4%	4.3E-05	43.3%	
		原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	7.1E-10	—	9.0E-07	0.9%				
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	②※1	6.8E-09	9.4E-10	—	7.7E-09	<0.1%			
(d)	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	5.2E-09	ε	—	5.2E-09	<0.1%	9.1E-07	0.9%	全炉心損傷頻度 の約97.3%を炉心 損傷防止対策で カバー
		中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		2.1E-07	ε	—	2.1E-07	0.2%			
		小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		1.6E-08	1.4E-10	—	1.6E-08	<0.1%			
		小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		6.8E-07	6.3E-10	—	6.8E-07	0.7%			
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%			
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		1.7E-11	—	—	1.7E-11	<0.1%			
		原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗		ATWS緩和設備	2.0E-08	2.2E-09	—	2.2E-08			
(f)	ECCS注水 機能喪失	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	※1	—	9.9E-07	—	9.9E-07	1.0%	3.0E-06	3.0%	
		大破断LOCA+低圧注入失敗	③※1	1.2E-09	7.8E-07	—	7.8E-07	0.8%			
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗		9.2E-09	1.7E-10	—	9.4E-09	<0.1%			
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2次冷却系強制冷却 +低圧注入	2.5E-11	ε	—	2.5E-11	<0.1%			
		中破断LOCA+高圧注入失敗		1.1E-07	4.0E-08	—	1.5E-07	0.2%			
		小破断LOCA+高圧注入失敗		3.7E-07	4.6E-07	—	8.3E-07	0.8%			
		極小LOCA+充てん/高圧注入失敗		2.1E-07	—	—	2.1E-07	0.2%			
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗		1.7E-11	—	—	1.7E-11	<0.1%			
		(g)	ECCS再循環 機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗	代替再循環	1.3E-07	2.8E-07	—			
中破断LOCA+低圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却 +代替再循環			2.4E-07	4.5E-09	—	2.4E-07	0.2%			
小破断LOCA+低圧再循環失敗				7.7E-07	2.7E-07	—	1.0E-06	1.0%			
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却 +低圧再循環又は代替再循環			4.5E-11	—	—	4.5E-11	<0.1%			
中破断LOCA+高圧再循環失敗				7.0E-08	ε	—	7.0E-08	<0.1%			
小破断LOCA+高圧再循環失敗				2.3E-07	5.1E-10	—	2.3E-07	0.2%			
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗				7.1E-12	—	—	7.1E-12	<0.1%			
(h)	格納容器バイパス (インターフェイスシ ステムLOCA、蒸気発 生器伝熱管破損)	インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンド リサーキュレーション	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	1.1E-06	1.1%	
		蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗		1.1E-06	—	—	1.1E-06	1.1%			
		合 計			6.6E-05	1.8E-05	1.6E-05	1.0E-04			

ハッチング：国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス

①フィードアンドブリード等により影響を緩和できる場合がある。

②主給水系による代替給水により炉心損傷を回避できる場合がある。

③原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

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

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

第1-4表 重要事故シーケンスの選定について (1/2)

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	炉心損傷 防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）				重要事故 シーケンス
				a	b	c	d	
(a)	2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	フィードアンド ブリード	低	低	低	低	主給水流量喪失 +補助給水失敗
		極小LOCA+補助給水失敗		低	低	低	低	
		○主給水流量喪失+補助給水失敗		低	高	高	低	
		過渡事象+補助給水失敗		低	中	中	中	
		手動停止+補助給水失敗		低	中	中	高	
		外部電源喪失+補助給水失敗		中	中	中	低	
		2次冷却系の破断+補助給水失敗		低	低	低	低	
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		低	低	低	低	
		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		低	低	低	低	
		DC母線1系列喪失+補助給水失敗		中	中	中	低	
(b)	全交流動力電源喪失	○外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高	外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失 +原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA
		全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。				「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」に従属的に発生することから、事象進展は同じであるため右記事故シーケンスを選定。		
(c)	原子炉補機冷却機能喪失	○原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高	原子炉補機冷却機能喪失の起因事象の選定に当たり、以下の観点を考慮した。 a.原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水が必要な機器は使用できない。 b.c.加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。 d.CDFの寄与割合として、最も支配的となる「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」については原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せであり、着眼点d.の観点で「高」とした。
		原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		高	中	中	低	
(d)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	○中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	中破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗
		中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	高	中	
		小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	低	
		小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	低	高	
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		中	高	低	低	
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		中	低	低	低	
		原子炉格納容器の除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」を選定。 a.「DC母線1系列喪失」により安全設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b.格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早い場合余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。 c.破断口径の大きい「中破断LOCA」が、原子炉格納容器の除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。 d.CDFの寄与割合としては支配的となる「小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗」についてはLOCA+格納容器スプレイ機能喪失の組合せで代表性を有しており、着眼点d.の観点で「高」とした。						

○：選定した重要事故シーケンス

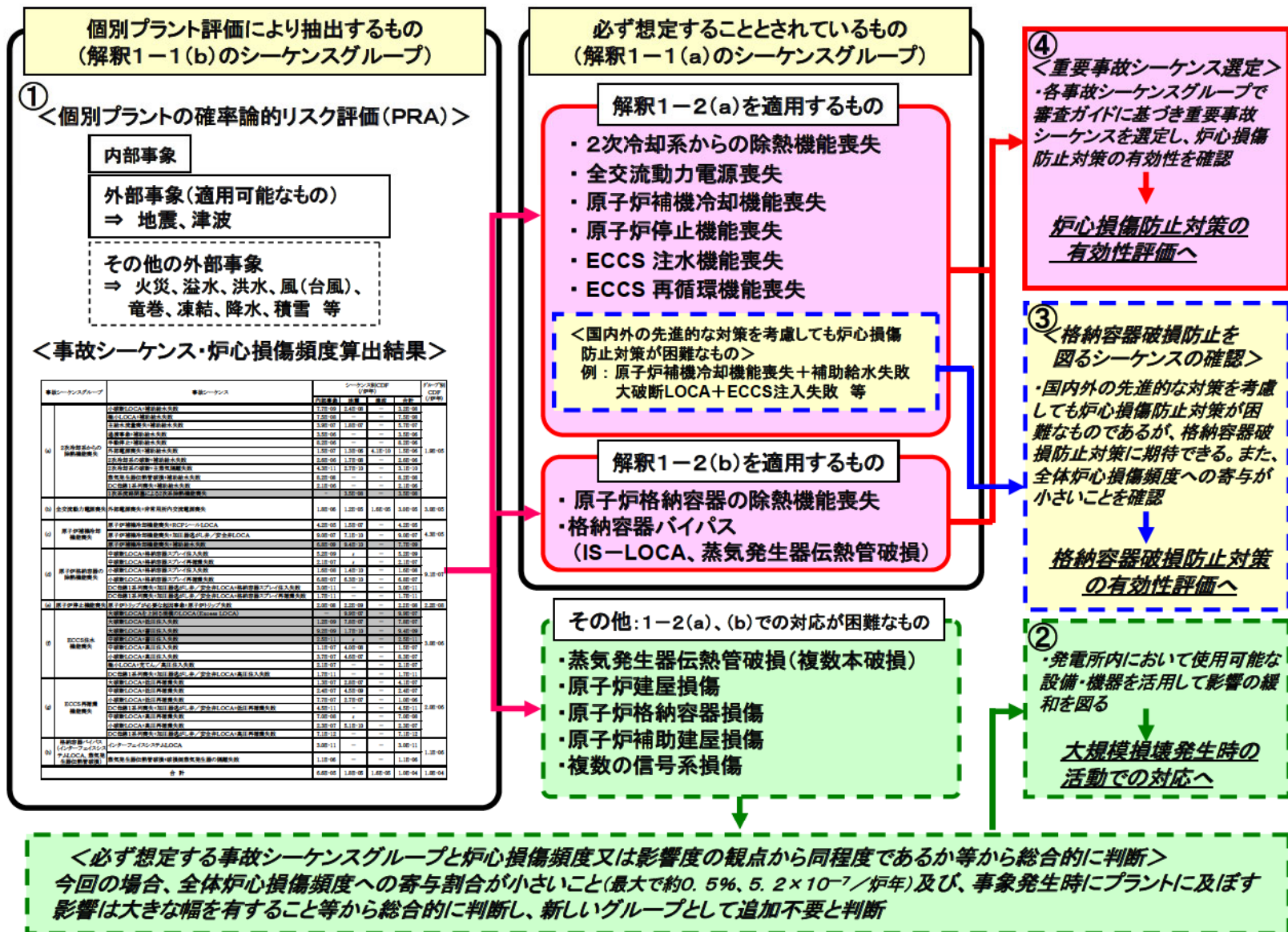
審査ガイドの着眼点a,b,c,dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。

第1-4表 重要事故シーケンスの選定について (2/2)

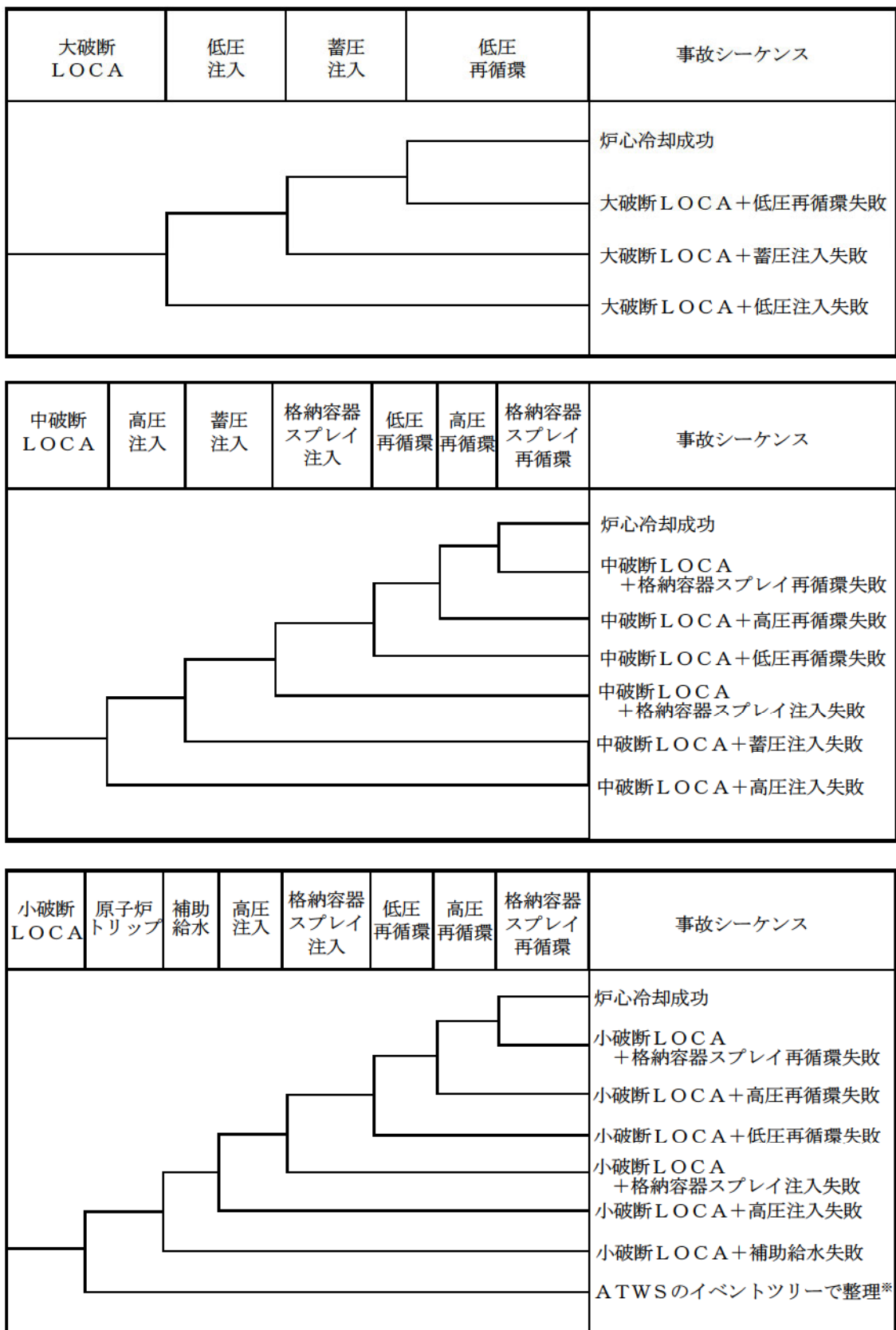
事故シーケンスグループ		事故シーケンス	炉心損傷 防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方（審査ガイドの着眼点に対応）				重要事故 シーケンス
				a	b	c	d	
(e)	原子炉停止機能喪失	○ 原子炉トリップが必要な起回事象 + 原子炉トリップ失敗	ATWS緩和設備	高	高	高	高	主給水流量喪失 + 原子炉トリップ失敗 及び 負荷の喪失 + 原子炉トリップ失敗
(f)	ECCS注水機能喪失	○ 中破断LOCA+高圧注入失敗	2次冷却系強制冷却 + 低圧注入	低	高	高	中	中破断LOCA+高圧注入失敗
		小破断LOCA+高圧注入失敗		低	中	中	高	
		極小LOCA+充てん/高圧注入失敗		低	低	低	中	
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗		中	中	中	低	
(g)	ECCS再循環機能喪失	○ 大破断LOCA+低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	大破断LOCA + 低圧再循環失敗
		中破断LOCA+低圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却 + 代替再循環	中	中	中	中	
		小破断LOCA+低圧再循環失敗		中	低	低	高	
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗		中	低	低	低	
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却 + 低圧再循環 又は代替再循環	低	中	中	低	
		小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	中	
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗		中	低	低	低	
(h)	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 蒸気発生器伝熱管破損)	○ インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンド リサーキュレーション	—	—	—	高	インターフェイスシステム LOCA
		○ 蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗		—	—	—	高	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗

○：選定した重要事故シーケンス

審査ガイドの着眼点a,b,c,dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。



第1-1図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



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

第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(1/4)

極小 LOCA	原子炉 トリップ	補助給水	充てん/ 高圧注入	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				極小LOCA + 充てん/高圧注入失敗
				極小LOCA+補助給水失敗
				ATWSのイベントツリーで整理※

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

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

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

ATWS	事故シーケンス
	起因事象※+原子炉トリップ失敗

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

第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(2/4)

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

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

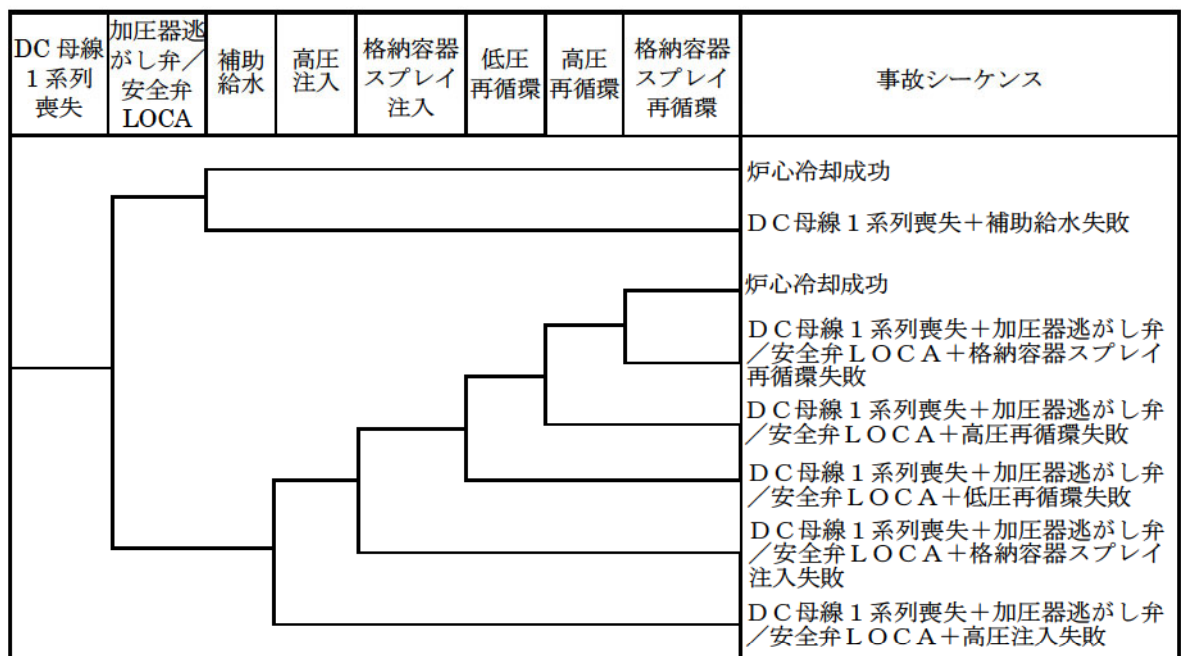
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象＋補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

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

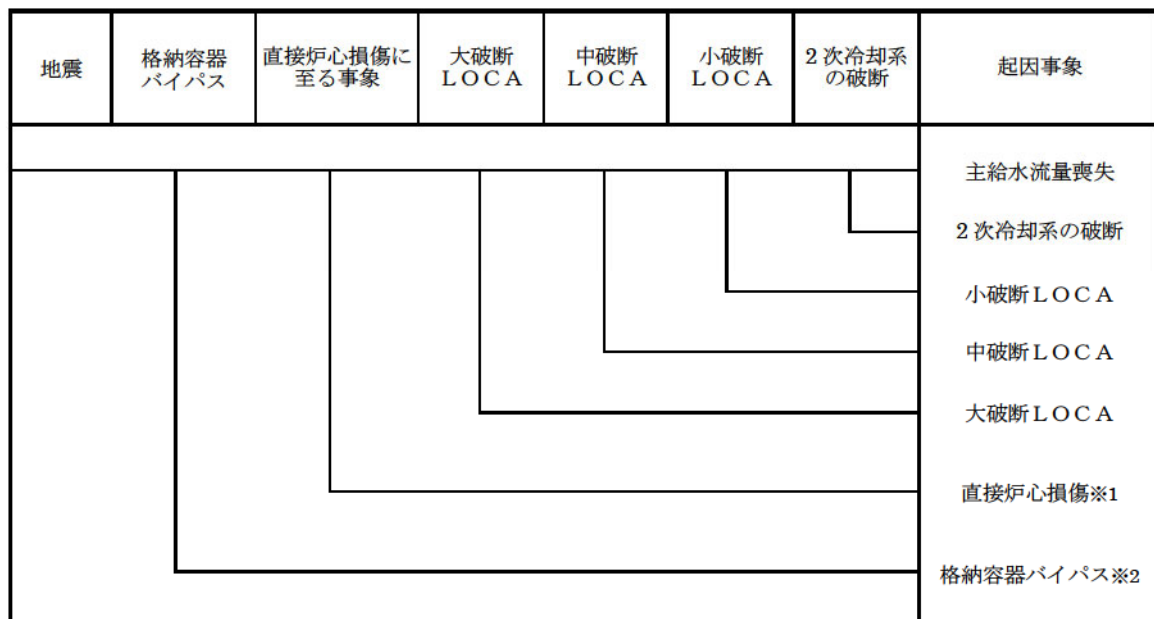
手動停止	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功 手動停止＋補助給水失敗

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

第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(3/4)

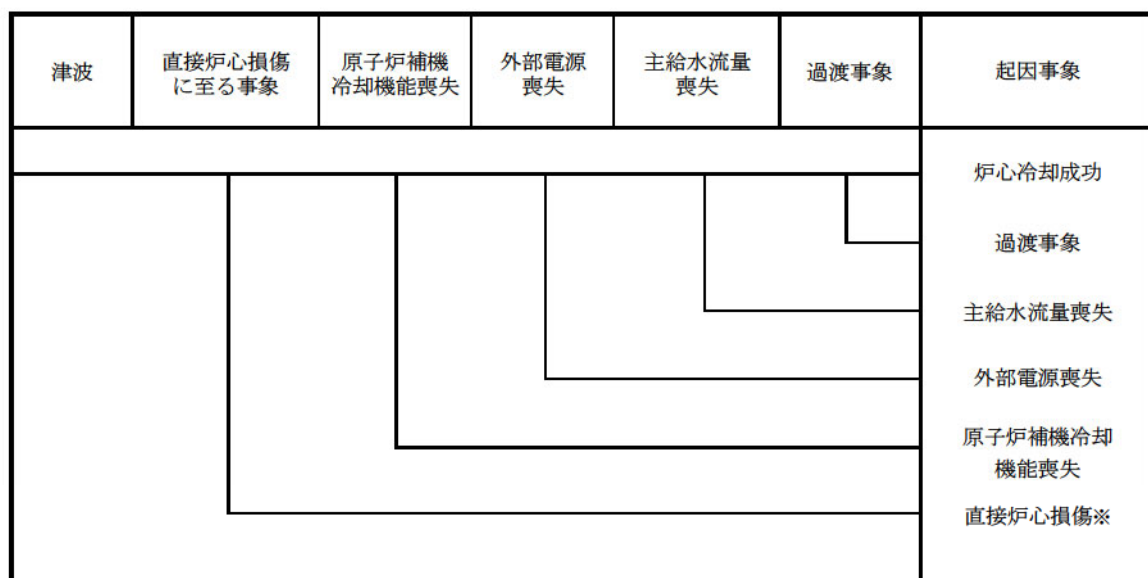


第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(4/4)



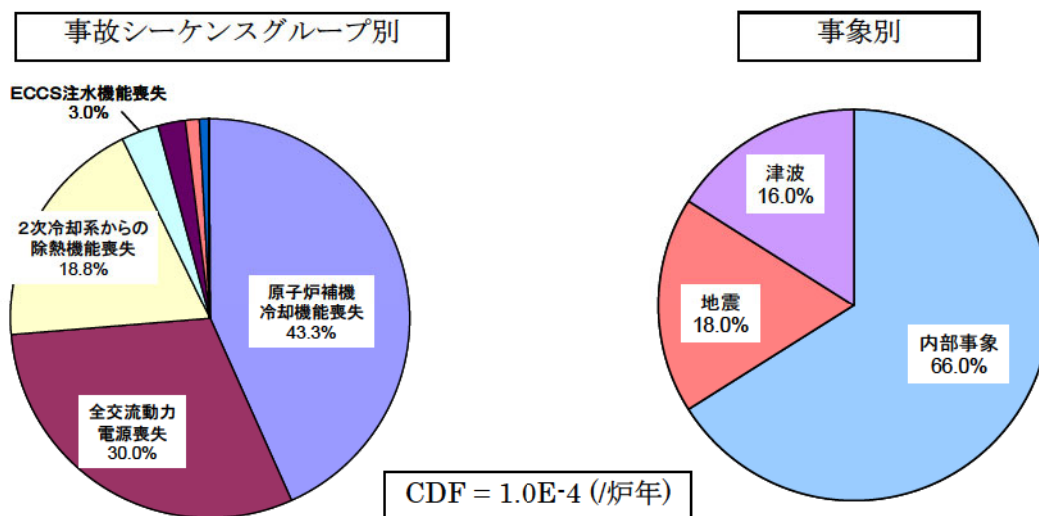
※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
 ※2 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

第 1-3 図 地震PRA階層イベントツリー

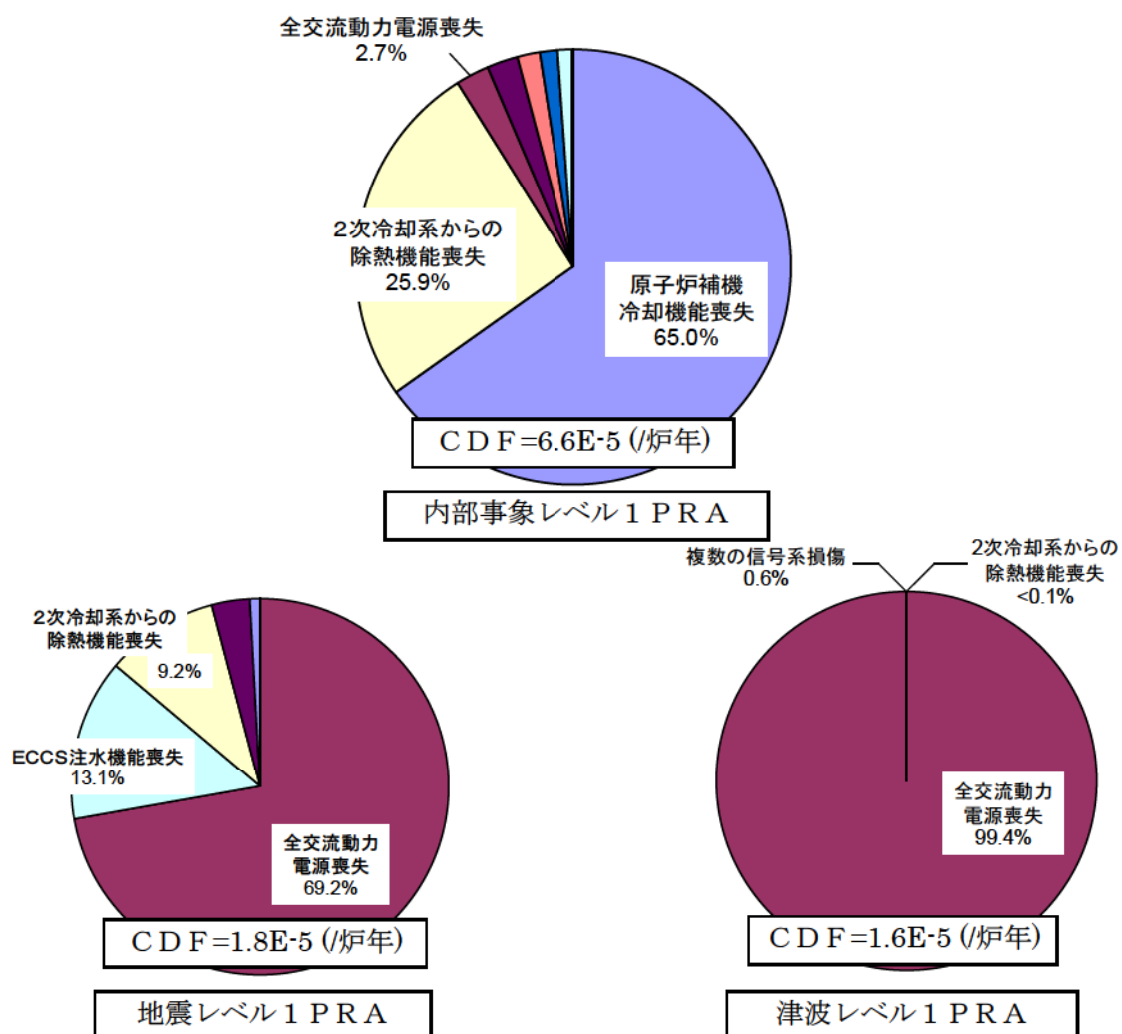


※ 複数の信号系損傷

第 1-4 図 津波PRA階層イベントツリー



第 1-5 図 プラント全体の定量化結果



第 1-6 図 レベル 1 PRA の定量化結果
(事故シーケンスグループごとの寄与割合)

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

格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは第 2-1 図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ① 内部事象レベル 1. 5 P R A 及び P R A を適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。
- ② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。
- ④ 格納容器破損モードごと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（P D S）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

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

2－1

(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

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

これを踏まえ、高浜1号炉及び2号炉を対象としたP R Aの知見等を活用して、格納容器破損モードの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、重大事故等対処設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、これまでに整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できるプラント状態を評価対象としたP R Aモデルで内部事象レベル1.5 P R Aを実施している。

また、外部事象については、地震レベル1.5 P R Aは原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試解析例はあるものの、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断した。

P R Aが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発

生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、後掲する①～③に示す格納容器破損モードの抽出を行っている。

具体的には、第 2-2 図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、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から第 2-3 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理している。これらの各破損モードにおけるレベル 1. 5 P R Aの定量化結果を第 2-1 表及び第 2-4 図に示す。

(2) P R Aに代わる検討に基づく整理

外部事象の影響としては、地震時には建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の原子炉格納容器破損への影響が想定されるが、これは地震レベル 1 P R Aの知見からも損傷モードとして抽出されており、今回内部事象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考えられる。津波やその他の自然現象においても原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損する可能性は低く、新たに追加すべき格納容器破損モードは発生しないものと推定される（別紙 1）。

<抽出された格納容器破損モード>

①格納容器バイパス

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（g モード）

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

- ・ インターフェイスシステム L O C A (ν モード)

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

②格納容器隔離失敗

- ・ 格納容器隔離失敗 (β モード)

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

③格納容器物理的破損

- ・ 原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード)

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

- ・ 格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク (η モード)

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

- ・ 溶融物直接接触 (μ モード)

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

- ・ 格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)

1 次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原

原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱及び加温により原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。

- ・ 水素燃焼又は水素爆轟 (γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

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

- ・ ベースマット溶融貫通 (ε モード)

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

- ・ 格納容器貫通部過温破損 (τ モード)

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

- ・ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)

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

- ・ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)

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

2.1.2 レベル1．5 P R A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、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）
- ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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）
- ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用

その結果、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破損モードが抽出されたため、新たな格納容器破損モードとして設定する必要性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）については、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない（別紙7）。

(1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

本破損モードはレベル1．5 P R A上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）

にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（C F F）（ 1.2×10^{-6} （／炉年））は、全C F Fの約 2.4%の寄与割合であり、比較的小さい。

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

本事象は炉心損傷後に 1 次冷却系が高圧かつ 2 次冷却系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり、レベル 1 P R A の結果から同様のプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の 3 つの事故シーケンスグループとなる。

【T I－S G T R 発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (a) 2 次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失

これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」及び「1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失」は、その発生頻度が 4.3×10^{-8} （／炉年）と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、さらに 1 次冷却系が高圧状態では、破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策として 1 次冷却系強制減圧を行うことから、これが成功すると T I－S G T R の発生確率はさらに低減される。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすも

のではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙８）。

(2) インターフェイスシステム L O C A（ ν モード）

本破損モードはレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

また、頻度の観点からは、当該破損モードの C F F（ 3.0×10^{-11} （／炉年））は、全 C F F の 0.1% 以下の寄与割合であり、極めて小さい。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(3) 格納容器隔離失敗（ β モード）

本破損モードは事故時に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものである。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、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗していることを示している。格納容器隔離失敗としては、原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい等の機械的な破損や漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁及びフランジの復旧忘れが考えられる（別紙 9）。

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施して

いる。さらに、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を 12 時間に 1 回確認する運用となっているほか、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能である。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能である。

今回のレベル 1. 5 PRA では、国内 PWR プラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220 に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績（別紙 9）に基づき当該破損モードの CFF (3.2×10^{-7} (／炉年)、全 CFF に対する寄与割合約 0.6%) 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察される。

以上のことから、格納容器隔離失敗シーケンスについては、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）

本破損モードは溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。当該破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないもの

と認識されている（別紙10）。また、当該破損モードのCFF（ 1.4×10^{-9} （／炉年））についても全CFFに対する寄与割合は0.01%以下と極めて小さい。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(5) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードのCFF（ 9.1×10^{-7} （／炉年））は全CFFの約1.8%の寄与割合であり小さい。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものでないことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

以上より、PRAの知見等を踏まえ、解釈で必ず想定する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新たに追加されないことを確認した。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施

に際しては格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスの選定を実施している。

評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件として、以下のとおり評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から当該破損モード発生の観点で厳しい評価事故シーケンスを選定することとされている。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

過圧及び過温の観点から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

原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉容器の下部が破損するまでに全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。

(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用

熔融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）の観点から厳しいシーケンス

スを選定する。

これに基づき、レベル1.5 PRA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方法として、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、第二ステップにて選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される事故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。

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1.5 PRAでは、レベル1 PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事故が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量評価を行うが、その際には原子炉格納容器内事故進展を把握するために以下に示す3種類の属性を用いて炉心損傷時のプラント損傷状態（PDS）を定義している。

(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力

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

(2) 炉心損傷時期

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

(3) 原子炉格納容器内事故進展（格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）

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

上記のPDSの分類にしたがい、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDSの検討を行い、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-2表に示す。

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象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故進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。

評価事故シーケンスについては、事故進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事故発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認

する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。評価事故シーケンスの選定結果を第 2-3 表に示す（別紙 1 2）。

なお、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 P D S と主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを概ね確認している（別紙 5 2.レベル 1. 5 P R A）。

2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

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

① A E D に該当する事故シーケンス

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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 L O C A に起因する事故シーケンスとして「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する

観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③ 選定結果

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

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ + 格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

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

① T E D に該当する事故シーケンス

- ・ 外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失
- ・ 外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 手動停止 + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 過渡事象 + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗
- ・ A T W S + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

- ・ 2 次冷却系の破断+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 2 次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ D C 母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

② 選定理由

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

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③ 選定結果

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

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 加圧器逃がし弁開放による 1 次冷却系強制減圧+恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

① T E D に該当する事故シーケンス

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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1 次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が大きくなる事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③ 選定結果

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

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 加圧器逃がし弁開放による 1 次冷却系強制減圧

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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

① AEWに該当する事故シーケンス

- ・ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から高圧

注入失敗及び低圧注入失敗を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した「大破断 L O C A+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおいては、内部スプレポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。内部スプレポンプによる注水を想定する場合、原子炉格納容器内の蒸気を凝縮することで温度が上昇した格納容器スプレイ水が連通管を通じて原子炉下部キャビティに流入することから、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さくなり溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際に蒸気が急激に生成され、溶融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅は大きくなる。一方、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する場合、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に高くなり溶融燃料－冷却材相互作用による蒸気発生量は相対的に小さくなるが、内部スプレポンプによる注水よりも注水開始時間が遅く、注水流量も小さいため、溶融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果は小さくなる。これら二つの観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定した方が、原子炉格納容器圧力を総合的に厳しく評価することとなる。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房

ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③ 選定結果

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

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ注入及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水の成功を想定。)

④ 格納容器破損防止対策

- ・不要 (原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能)

(5) 水素燃焼

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

① A E I に該当する事故シーケンス

- ・大破断 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ・大破断 L O C A + 低圧注入失敗
- ・大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
- ・中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
- ・中破断 L O C A + 低圧再循環失敗
- ・中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ・中破断 L O C A + 高圧注入失敗

- ・ 中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく事故進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シーケンスとして「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

③ 選定結果

- ・ 大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 静的触媒式水素再結合装置

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

① A E D に該当する事故シーケンス

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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、事故進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断 L O C A に起因する事故シーケンスとして「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユ

ニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③ 選定結果

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

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

④ 格納容器破損防止対策

- ・原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水

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

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスとして整理した事故シーケンスは、1.2 で示した以下の 6 つである。

1. 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗
2. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
3. 大破断 L O C A + 低圧注入失敗
4. 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
5. 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
6. 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)

これらのうち、1.～5.の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の各格納容器破損モードの評価事故シーケンスとしてより厳しい事故シーケンスを選定しているため、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる。

- 6.の E x c e s s L O C A については、地震により複数の R C S 配管や原

子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々な損傷の程度及び組合せが考えられ、大破断LOCAと比較すると事故進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、大破断LOCAの事故シーケンスを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している（別紙13）。

なお、Excess LOCAの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることを別途確認している。

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態		想定される破損モード	モード名	破損モード別CFF (／炉年)	全CFFに 対する 割合(%)	解釈で想定する 格納容器破損モード	備考
格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	1.2E-06	2.4%	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」 → 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」 ・T I－S G T Rについては炉心損傷防止対策により発生頻度が極めて低いと評価。（別紙8）
		温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (T I－S G T R)					
		インターフェイスシステムL O C A	v	3.0E-11	<0.1%	なし	
格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	3.2E-07	0.6%	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することで原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失に至るものではない。また、すべての炉心損傷防止対策が有効なシーケンスであり、新たな有効性評価は不要である。（別紙9）
格納容器 物理的 破損	早期格納 容器破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	α	1.4E-09	<0.1%	なし	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。（別紙10）
		格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク	η	5.8E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の熔融燃料 －冷却材相互作用	
		熔融物直接接触	μ ※1、※2	4.4E-09	<0.1%	高圧熔融物放出／格納容器雰 囲気直接加熱	
		格納容器雰囲気直接加熱	σ ※2	4.7E-07	0.9%	高圧熔融物放出／格納容器雰 囲気直接加熱	
		水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	γ	4.6E-10	<0.1%	水素燃焼	
		水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	γ ’	5.8E-10	<0.1%	水素燃焼	
	後期格納 容器破損	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	γ ”	9.2E-08	0.2%	水素燃焼	※1 PWRで想定している熔融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に熔融炉心による圧力容器の貫通が生じた場合に、高圧熔融物放出（飛散）により原子炉格納容器の壁に熔融炉心が接触し原子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解釈で想定する格納容器破損モードでは「格納容器直接接触（シェルアタック）」ではなく「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。 （「格納容器直接接触（シェルアタック）」は熔融炉心が床に拡がりながら原子炉格納容器の壁に接触し、原子炉格納容器の壁を侵食する事象のため、BWRマークⅠ型プラントに特有の事象であり、高浜1号炉及び2号炉の格納容器破損モードとして考慮不要と判断した。）（別紙7、11） ※2 解釈で想定する格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μ モード（熔融物直接接触）が「高圧熔融物放出」に、σ モード（格納容器雰囲気直接加熱）が「格納容器雰囲気直接加熱」に該当する。
		ベースマツト熔融貫通	ε	1.4E-06	2.8%	熔融炉心・コンクリート相互 作用	
		格納容器貫通部過温破損	τ	4.2E-07	0.8%	雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器過温破損）	
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	4.6E-05	90.5%	雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器過圧破損）	
		水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	9.1E-07	1.8%	なし	
合 計		—	5.0E-05	100%	—	解釈1－2（b）に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 → 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」	

ハッチング：内部事象レベル1. 5 PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

第2-2表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について

解釈で想定する格納容器破損モード		破損モード別 CFF（／炉年）	該当するPDS	破損モード内CFF に対する割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	4.6E-05	SED	91.3%	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			TEW	4.6%		
			TED	3.8%		
			AEW	0.2%		
			SLW	0.2%		
			SEW	<0.1%		
			AED	<0.1%		
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	4.2E-07	SED	98.7%	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・原子炉容器破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、表面積が大きくなり、熔融炉心から格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA（S**）、過渡事象（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない過渡事象（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			TED	1.2%		
			TEW	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			AED	<0.1%		
2	高圧熔融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	4.8E-07	SED	88.9%	・1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、高圧熔融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			TEI	8.6%		
			TEW	1.4%		
			TED	1.1%		
			SLI	<0.1%		
			SEI	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
3	原子炉圧力容器外の 熔融燃料－冷却材相互作用	5.8E-09	AEI	80.0%	・事故進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA（A**）が、熔融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。	AEW
			AEW	14.5%		
			SLI	3.1%		
			SEI	2.1%		
			SLW	0.3%		
			SEW	<0.1%		
			TEI	92.9%		
4	水素燃焼	9.4E-08	AEI	4.3%	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態（**I）のPDSが厳しい。 ・炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい大中破断LOCA（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。	AEI
			SED	1.2%		
			SLI	0.9%		
			SEI	0.6%		
			TED	0.1%		
			TEW	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			AED	<0.1%		
			TEI	71.2%		
5	熔融炉心・コンクリート相互作用	1.4E-06	TEW	11.6%	・事故進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・1次冷却材圧力が低く、熔融炉心の分散の可能性がない大中破断LOCA（A**）が、原子炉下部キャビティの熔融炉心の量を多くすることから厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、熔融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			TED	9.7%		
			SED	3.4%		
			AEI	3.0%		
			SLI	0.7%		
			SEI	0.4%		
			AED	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			SED	<0.1%		

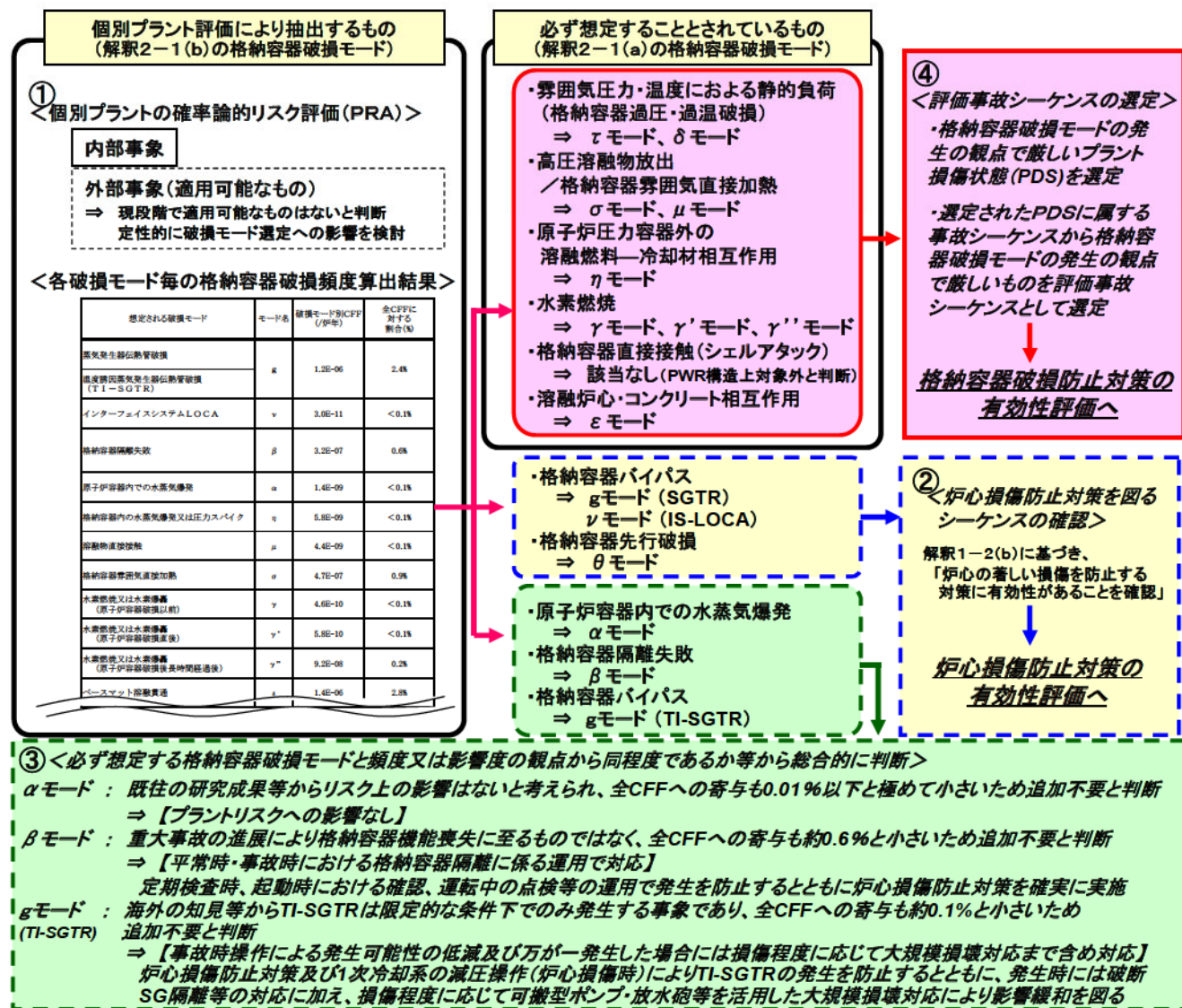
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について (1/2)

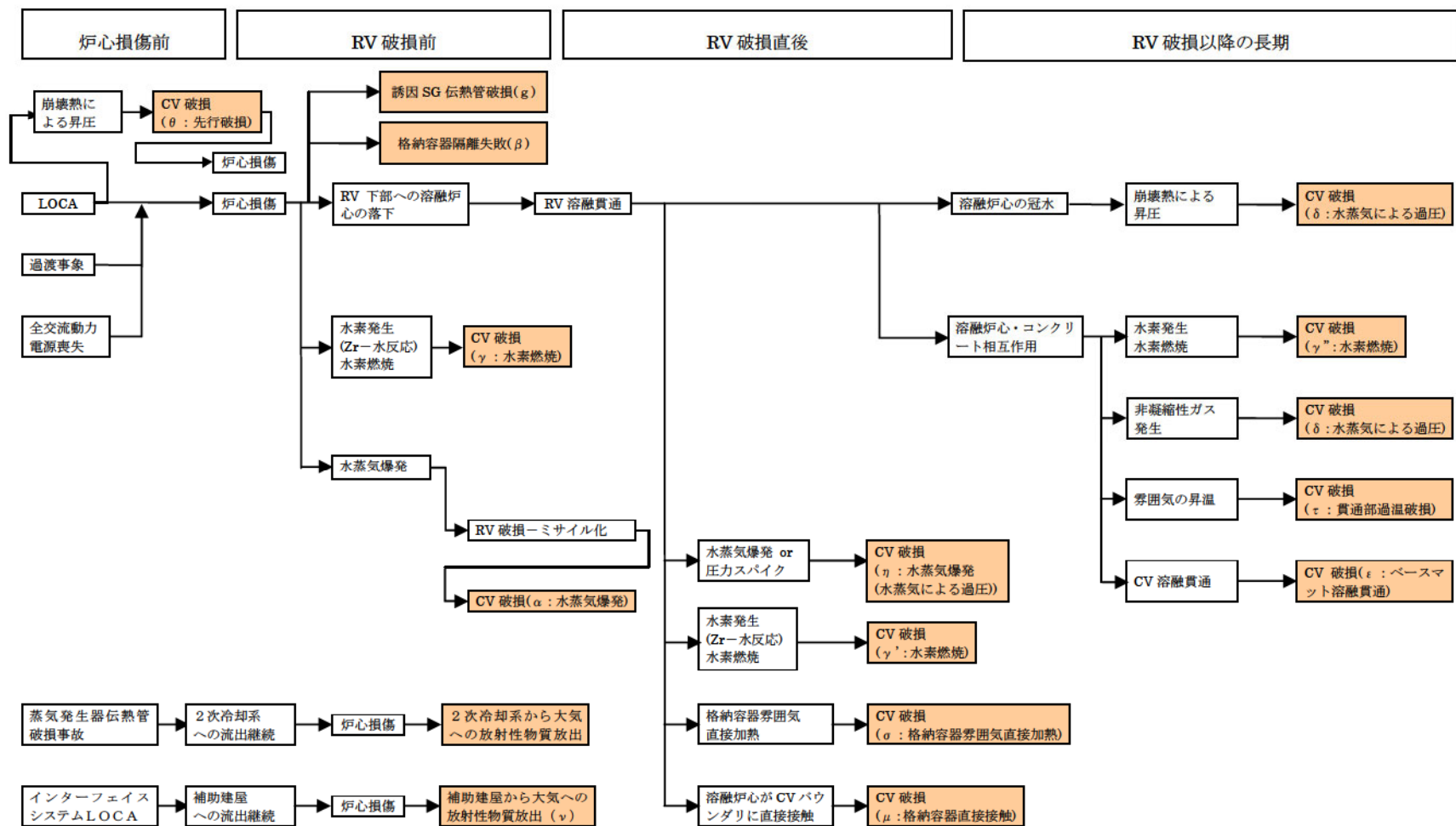
格納容器破損モード		最も厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
1	雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ +格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却	・AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
			中破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
	雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過温破損)	TED	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○	加圧器逃がし弁開放による 1次冷却系強制減圧 +恒設代替低圧注水ポンプに よる代替格納容器スプレイ +格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却	・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・事故進展を早める観点から補助給水失敗の重量を考慮する。 ・対策の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
			外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			手動停止+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			過渡事象+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			主給水流量喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
			ATWS+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
			2次冷却系の破断+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
2	高圧熔融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	TED	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—	加圧器逃がし弁開放による 1次冷却系強制減圧	・TEDのうち1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・事故進展を早める観点から補助給水失敗の重量を考慮する。 ・対策の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
			DC母線1系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○		
			外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			手動停止+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			過渡事象+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			主給水流量喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
			原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
			ATWS+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
			2次冷却系の破断+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		

第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について (2/2)

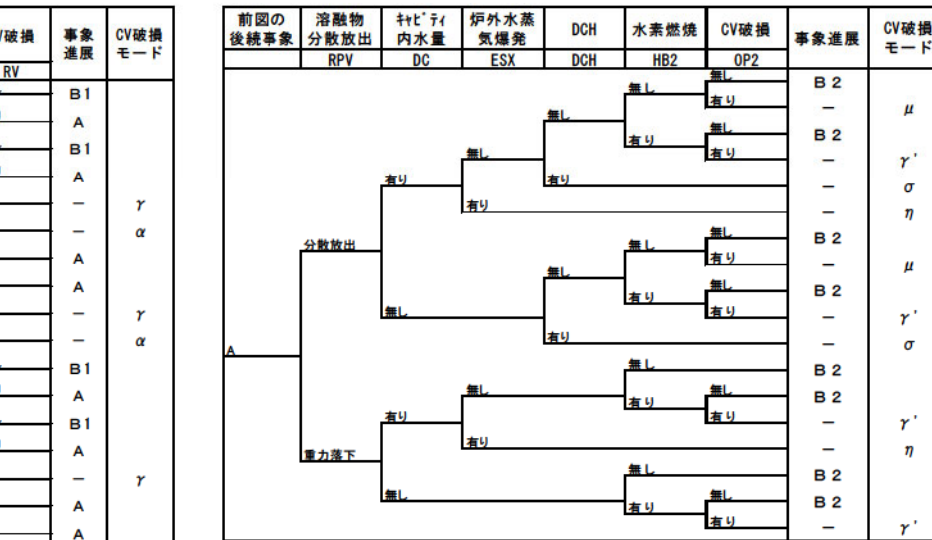
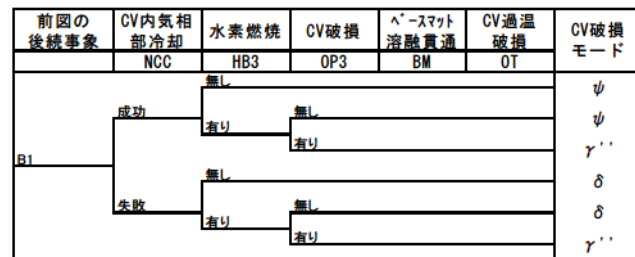
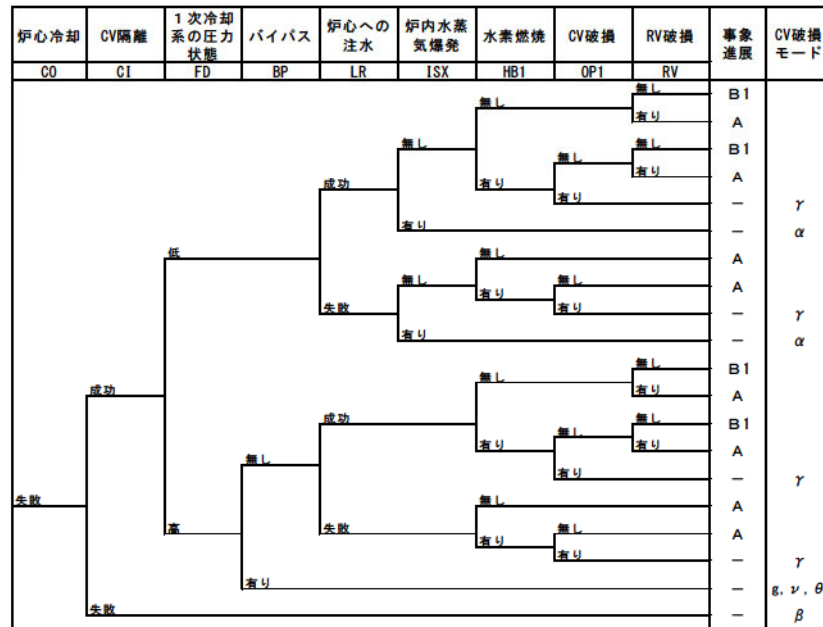
格納容器破損モード		最も厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
3	原子炉压力容器外の 熔融燃料－冷却材 相互作用	A E W	大破断LOCA＋低压再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－	(原子炉格納容器の耐力 にて健全性を維持可能)	・A E Wのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・事故進展を早める観点で高圧注入失敗及び低圧注入失敗を考慮する。 ・熔融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅が大きくなるという観点と熔融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果が小さくなるという2つの観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、原子炉格納容器圧力を総合的に厳しく評価する恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。
			大破断LOCA＋低压再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	○		
			中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
			中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
4	水素燃焼	A E I	大破断LOCA＋低压再循環失敗	－	静的触媒式 水素再結合装置	・A E Iのうち事故進展の早い大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗を選定する。
			大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	－		
			大破断LOCA＋低圧注入失敗	－		
			大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗	○		
			中破断LOCA＋高圧再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋低圧再循環失敗	－		
			中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	－		
			中破断LOCA＋高圧注入失敗	－		
5	熔融炉心・コンクリート 相互作用	A E D	大破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	○	原子炉下部キャビティ注水ポンプ による原子炉下部キャビティ 直接注水	・A E Dのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
			中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		



第 2-1 図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード

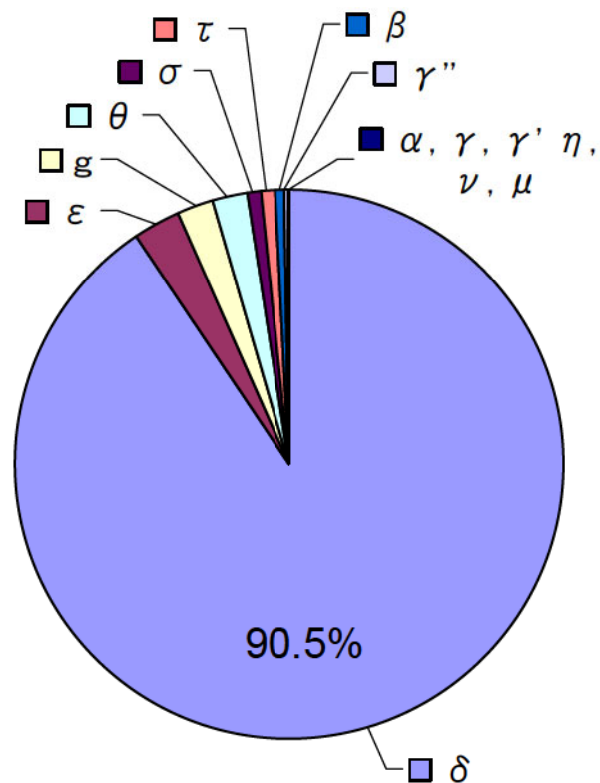


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スプライクによる破損
 σ = 格納容器劣異因直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器パイパス
 μ = 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し
B2: 原子炉容器破損有り

第 2-3 図 格納容器イベントツリー (CET)



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

第2-4図 レベル1．5 PRAの定量化結果
(格納容器破損モードごとの寄与割合)

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

解釈において、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に係る運転停止中事故シーケンスグループの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

4－1

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

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

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

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

これを踏まえ、高浜1号炉及び2号炉を対象に停止時PRAの知見等を活用して、運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、これまで整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し内部事象の停止時レベル1PRAを実施した。

3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討及び整理

停止時レベル 1 P R A の対象期間である定期検査中は、プラントの停止や起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時レベル 1 P R A においてはこのようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。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 3-1 図に示す。

停止時レベル 1 P R A 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燃料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、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せを第 3-2 図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。停止時レベル 1 P R A の定量化結果を第 3-1 表及び第 3-3 図に示す。

3.1.1.1 選定した起因事象

- ・ 余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。

- ・ 外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（水位維持失敗）

ミッドループ運転中に何らかの原因により R C S 水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（オーバードレン）

R C S 水抜き操作時に、R C S 水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

- ・ 反応度の誤投入※

希釈操作時の運転基準に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

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

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理するとともに、各事故シーケンスについて燃料損傷に至る主要因の観点で整理を行い、解釈で想定される事故シーケンスグループとの比較を行った（第 3-1 表参照）。

その結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

原子炉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損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、以下に示す「実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド（以下「審査ガイド（運転停止中）」という。）」に記載の3つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定に当たっての具体的な検討内容を以下に示す（第3-2表参照）。

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、燃料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燃料損傷防止対策の整備状況等を確認している（別紙5 3.停止時レベル1 PRA）。

【審査ガイド（運転停止中）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。

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

- (1) 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）
- (2) 全交流動力電源喪失
- (3) 原子炉冷却材の流出
- (4) 反応度の誤投入

(1) 崩壊熱除去機能喪失

① 事故シーケンス

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

② 選定理由

余裕時間について、「原子炉補機冷却機能喪失」はある一定期間余熱除去ポンプの利用が期待できる一方で、「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、余熱除去系が使用できず余裕時間が短くなる。「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、余裕時間は同等であるものの、「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡される。このため、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。また、設備容量については各事象に差は生じない。

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

また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

③ 選定結果

- ・ 燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失
(充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮)

④ 燃料損傷防止対策

- ・ アキュムレータ＋空冷式非常用発電装置＋恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(2) 全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンスが想定される。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定する。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③ 選定結果

- ・ 燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

(原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

④ 燃料損傷防止対策

- ・ アキュムレータ＋空冷式非常用発電装置＋恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

(3) 原子炉冷却材の流出

① 事故シーケンス

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

② 選定理由

原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されるため、代表として1次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定する。

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

③ 選定結果

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

④ 燃料損傷防止対策

- ・充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入

(4) 反応度の誤投入

① 事故シーケンス

- ・反応度の誤投入

② 選定理由

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想定される。

なお、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等による純水の注入により、1次冷却材が希釈され、原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定する。

③ 選定結果

- ・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤作動等による原子炉への純水流入

④ 燃料損傷防止対策

- ・純水注入停止操作

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

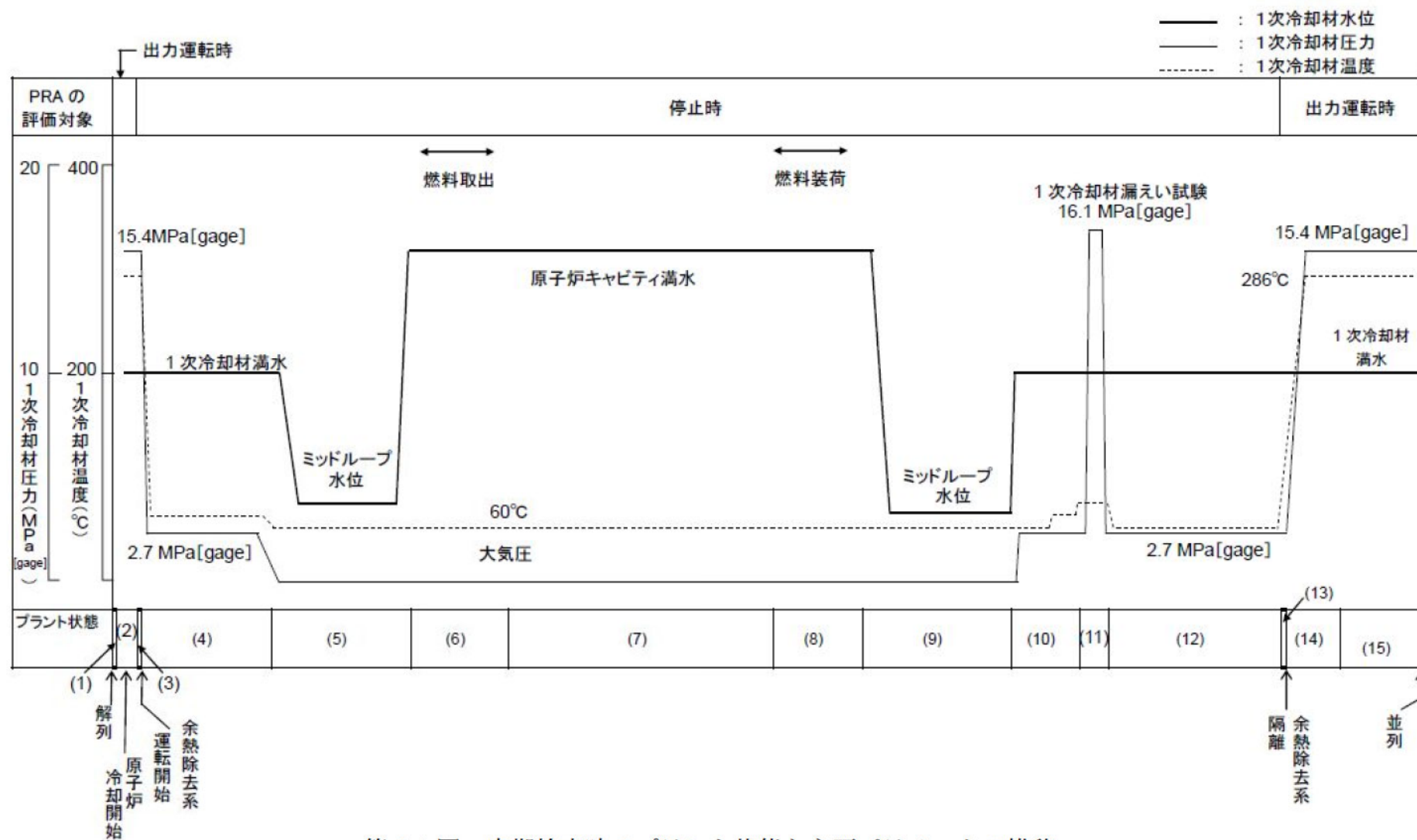
事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	全CDFへの 寄与割合 (シーケンス別)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (／炉年)	全CDFへの 寄与割合 (グループ別)	運転停止中 事故シーケンスグループ		備考
余熱除去機能喪失	6.6E-05	16.0%	余熱除去機能の喪失	7.8E-05	18.8%	(a)	崩壊熱除去機能喪失 (RHRの故障による 停止時冷却機能喪失)	全炉心損傷頻度の100%を 燃料損傷防止対策にてカバー
外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗	2.5E-06	0.6%						
原子炉補機冷却機能喪失	9.0E-06	2.2%						
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	2.0E-06	0.4%	電源機能の喪失	2.0E-06	0.5%	(b)	全交流動力電源喪失	
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	3.2E-04	76.8%	原子炉冷却材の喪失 (流出)	3.4E-04	80.7%	(c)	原子炉冷却材の流出	
水位維持失敗	8.2E-06	2.0%						
オーバー ドレン	8.2E-06	2.0%						
反応度の誤投入	5.3E-08	<0.1%	反応度の誤投入	5.3E-08	<0.1%	(d)	反応度の誤投入	
合 計	4.2E-04	100.0%	－	4.2E-04	100.0%	－		－

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

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方			
				a	b	c	備考（a：余裕時間、b：設備容量、c：代表シーケンス）
1	崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による 停止時冷却機能喪失）	○ 余熱除去機能喪失	アキュムレータ +恒設代替低圧注水ポンプ +空冷式非常用発電装置	高	高	高	余熱除去系又は原子炉補機冷却系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事象は、事象進展が同じであるため、余裕時間の観点から代表として余熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定。 また、対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定。 なお、蓄圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん/高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮。
		外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗		高	高	低	
		原子炉補機冷却機能喪失		中	高	低	
2	全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	アキュムレータ +恒設代替低圧注水ポンプ +空冷式非常用発電装置	—	—	高	対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定。 従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
3	原子炉冷却材の流出	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てん/高圧注入ポンプ	高	高	高	いずれの事故シーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、流出流量の観点から原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失で包絡できる。対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事象を選定。
		水位維持失敗		中	中	低	
		オーバードレン		中	中	低	
4	反応度の誤投入	○ 反応度の誤投入	純水注入停止操作	—	—	高	定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉起動時における純水注入事象を選定。

○：選定した重要事故シーケンス

審査ガイド（運転停止中）の着眼点a, bに対する影響度の観点から、「高」、「中」、「低」とした。



第 3-1 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 ＋余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失 ＋非常用所内交流電源喪失

原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失

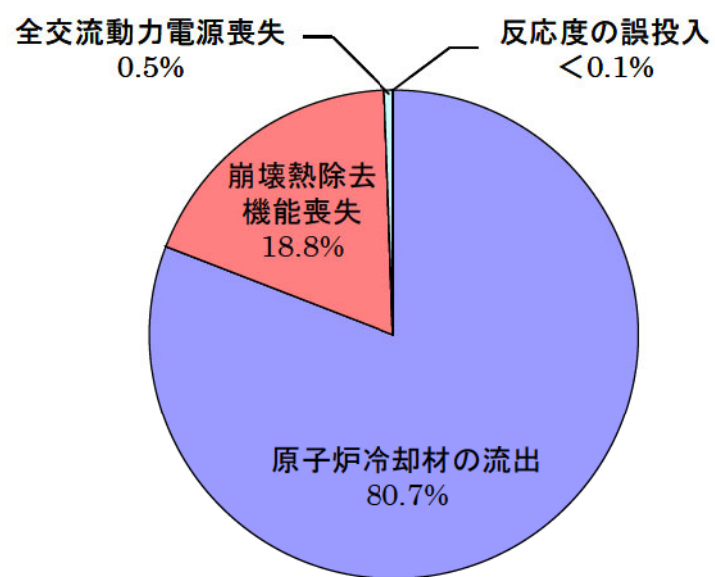
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失

水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗

オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン

反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

第 3-2 図 停止時レベル 1 P R Aにおけるイベントツリー



第 3-3 図 停止時レベル 1 P R A の定量化結果
(運転停止中事故シーケンスグループごとの寄与割合)

4 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したP R Aの実施プロセスについて

事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたP R Aの実施に際しては、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。

また、今回のP R Aの評価プロセスは、専門家によるピアレビューにて事故シーケンスグループ選定を目的としたP R Aとして技術的な問題点がないことが確認された先行プラントと同様のものであり、今回実施したP R Aにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての
外部事象の考慮について

重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「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に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

今回の申請書作成に当たっては外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあるものとして地震、津波のレベル 1 P R A を対象に実施した。

火災、溢水及びその他外部事象については P R A 手法の確立に向けた検討を実施中の段階であったり、起因事象発生頻度等、現実的な定量評価の実施に際して必要となるデータの整備を実施していく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断したが、「それに代わる手法」として、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等の選定への影響について以下のとおり検討、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（レベル 1 P R A）

1.1 火災、溢水の影響

外部事象のうち、火災、溢水についてはレベル 1 P R A の手法確立及び個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、P R A を念頭にして想定される起因事象を整理した結果を第 1 表及び第 2 表に示す。

第 1 表 内部溢水により誘発される起回事象
(原子力学会標準附属書に記載の例)

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 L O C A	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプ等の機能喪失
2 次冷却系の破断	溢水による主蒸気大気放出弁制御回路の誤作動
過渡事象／手動停止	溢水による原子炉トリップ／手動停止
外部電源喪失	溢水による常用母線等の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による 1 次系冷却水ポンプ等の機能喪失

第 2 表 内部火災により誘発される起回事象

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 L O C A	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災による R C P シール冷却機能喪失
I S - L O C A	火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失
2 次冷却系の破断	火災による主蒸気大気放出弁制御回路の誤作動
過渡事象／手動停止	火災による原子炉トリップ／手動停止
外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	火災による 1 次系冷却水ポンプの機能喪失

第 1 表及び第 2 表で抽出された起回事象は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を有するが、これらは同機器の故障等及び誤操作を想定する内部事象レベル 1 P R A から得られる起回事象に含まれている。

溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もあるが、設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重畳的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるもの

の、これらは内部事象レベル１ P R A から得られる事故シーケンスと同様の事象になるものと推定される。

1.2 その他外部事象の影響

その他の外部事象としては解釈第 6 条第 2 項に自然現象として、第 8 項に人為事象として具体的に以下が記載されている。

< 自然現象 >

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。

< 人為事象 >

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。

これらの外部事象については一般社団法人 日本原子力学会リスク専門部会においてリスク評価に係る考え方の議論が開始されている一方、具体的な P R A 手法に係る検討は現段階では行われていないが、相当程度の構造強度を有する安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響が主要な検討対象になるものと推定される（第 3 表、第 4 表及び添付参照）。

自然現象については、炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失としては海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失、変圧器及び送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、これらはいずれも今回 P R A 実施により抽出した事故シーケンスとしても確認されている。

また、火山（火山灰の降下）では火山灰、森林火災ではばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考

慮すべき可能性があるものと考えられるが、原子炉補機冷却機能喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、これらの事故シーケンスと類似した事象になるものと推定される。

自然現象の重畳を考慮した場合でも、建屋外部に設置された設備への影響の程度が変わるのみであり、起因事象としては変わらないことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものと考ええる。

人為事象についても、原子炉施設へ与える影響について評価した。評価対象事象のうち、飛来物（航空機衝突）及び電磁的障害については、発生確率が十分に低いと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも大規模損壊対策による影響緩和が可能である。その他の人為事象については、高浜発電所の敷地及び敷地周辺の地域特性を考慮すると発生のおそれはないと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも自然現象と同様に、建屋外部に設置された設備への影響を考慮すれば良いことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

なお、今回定性的な評価とした各評価や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及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。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1．5 PRA）

外部事象レベル1．5 PRAについては、地震レベル1．5 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ため以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震レベル1．5 PRAの評価に際しては、原子炉格納容器本体、

原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試験解析例はあるものの、定量評価に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要な段階であり、現在 P W R 電力共同で実機適用検討を実施中である。

なお、地震特有の影響としては、地震動により原子炉格納容器本体あるいは原子炉建屋が損傷し直接的に原子炉格納容器が損傷する事象（ α モード）、格納容器隔離弁等が損傷し原子炉格納容器の隔離に失敗する事象（ β モード）、蒸気発生器伝熱管の複数本破損により原子炉格納容器をバイパスする事象（ g モード）が考えられるが、 β モードと g モードについては内部事象レベル 1.5 P R A で抽出されている損傷モードである。また、 α モードについては地震動による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失であり、地震レベル 1 P R A において抽出した「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」が該当するが、これらについては格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モードとして選定するのではなく、発生する事象の程度や組み合わせに応じて対応していくべきものである。具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、原子炉格納容器内部の安全系機器及び配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。

2.2 津波の影響

津波特有の影響とし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、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル 1.5 P R A で想定するものと同等と考えられる。原子炉格納容器に直接影響を及ぼす物理的負荷としては津波による波力及び漂流物の衝撃力等が考えられるが、原子炉格納容器の配置や周辺の建屋により直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追

加は必要ないものとする。

2.3 火災、溢水の影響

レベル 1 P R A における発生可能性のある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 1 P R A に追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル 1 . 5 P R A で想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。

2.4 その他外部事象の影響

レベル 1 P R A における検討からも、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 P R A に追加すべきものは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル 1 . 5 P R A で想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないとする。

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 P R A 適用可能と判断した地震レベル 1 P R A 、津波レベル 1 P R A 以外の外部事象について、定性的な分析及び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評価や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象とした P R A 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。

第3表 自然現象が原子炉施設へ与える影響

自然事象	原子炉施設へ与える影響
洪水	敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることは考えられない。また、発生する影響は溢水又は津波の影響に包含される。
風（台風）	安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。
竜巻	過大な風荷重、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプ、復水タンク及び燃料取替用水タンクは飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、海水ポンプ、復水タンク及び燃料取替用水タンクについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行うものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては復水タンクの純水凍結による損傷が想定される。また、着氷による変圧器、送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
降水	溢水又は津波による影響に包含される。
積雪	過大な積雪荷重により構築物等が破損する可能性があるが、過去に記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはないと考えられる。ただし、荷重による復水タンク及び燃料取替用水タンク損傷や変圧器、送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。また、荷重によるタービン建屋損傷に伴う2次冷却系除熱機能喪失が想定される。
落雷	原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては海水ポンプモータ部への雷撃による損傷で、原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器及び送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
地滑り	構築物等が損壊する可能性があるが、地滑り防護対策等により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはない。ただし、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
火山の影響	火山灰による過大な積載荷重による構築物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、荷重による復水タンク及び燃料取替用水タンク損傷や開閉所の絶縁影響による外部電源喪失が想定される。また、荷重によるタービン建屋損傷に伴う2次冷却系除熱機能喪失が想定される。
生物学的事象	海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。
森林火災	森林火災については輻射熱による設備及び建屋への影響が想定されるが、安全施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、火災により森林内に設置された送電線の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
高潮	安全施設は高潮による影響のない敷地高さに設置されていることから、安全性を損なうおそれはない。

第4表 外部人為事象が原子炉施設へ与える影響

外部人為事象	原子炉施設へ与える影響
有毒ガス	幹線道路、鉄道路線、主要航路及び石油コンビナートは発電所から十分な離隔距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響はない。
飛来物 (航空機衝突)	航空機落下確率評価結果が防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} (／炉年) を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。なお、当該事象が仮に発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
船舶の衝突 (船舶事故)	周辺海域の船舶の航路としては、高浜発電所と航路までの距離が離れていること、また発電所がその航路の針路上にないことから、仮に漂流したとしても取水口に船舶が漂着するおそれはない。さらに、取水口付近での漁業操業は行われていないことから、小型船舶が漂流し、港湾内に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水口に侵入した場合でも、取水口カーテンウォール及びレーキ付バースクリーンにより侵入経路は阻害され、取水路へ侵入するおそれはない。
爆発 (プラント外での爆発)	発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、爆発による発電所への影響はない。
電磁的障害	原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製管体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、発生確率は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
ダムの崩壊	発電所の近くには、ダムは存在しないことから、安全性を損なうおそれはない。
火災 (近隣工場等の火災)	発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、石油コンビナート施設等の火災による安全施設への影響はない。

外部事象（地震、津波、火災及び溢水を除く）の影響評価について

解釈第 6 条 2 項に記載されている自然現象については、現段階での PRA の実施は困難であるため、「それに代わる方法」として事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策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. 評価対象事象

設計基準において想定される外部事象（自然現象及び人為事象）について、添付 - 1 のとおり抽出しているが、人為事象については、発生のおそれがないこと等から、ここでは、自然現象（地震、津波、火災及び溢水を除く）に着目した評価を行った。

なお、自然現象の評価に当たっては、以下の事象を選定した。

- ・洪水
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山の影響
- ・生物学的影響
- ・森林火災

- ・高潮

2. 想定範囲

事故シーケンスグループの抽出に当たっては、上記自然現象のそれぞれについて、過酷と考えられる条件を基にその影響について評価を行う。

3. まとめ

1. 項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 - 2～7 参照）、内部事象レベル1 PRA、地震PRA 及び津波PRA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。

表 事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	「津波」による影響評価に包含される。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包含される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 3
5	降水	「津波」による影響評価に包含される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 5
8	地滑り	地滑り防護対策等により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としていることから、地滑りによる影響はない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 6
10	生物学的影響	海生生物襲来による海水ポンプ機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷を想定されるが、除塵装置及び小動物の侵入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
11	森林火災	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 7
12	高潮	「津波」による影響評価に包含される。	—

添付 - 1 設計基準において想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定

設計基準において想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「外部人為事象」という。）について選定を行った。

(1) 自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードの抽出

設置許可基準規則の解釈第6条2項及び8項において、「設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「設計基準において想定される外部人為事象」として、以下のとおり例示されている。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 2 第1項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然現象を基に、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をいう。

（中略）

- 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」としては、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をいう。

高浜発電所での設計上考慮すべき事象の選定にあたっては、想定される自然現象

及び外部人為事象に係る外部ハザードを幅広く検討するために、以下の国内外の基準や文献等を参考に網羅的に自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードの抽出を行った。結果を第1.1表及び第1.2表に示す。

- ・資料1 : Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ・資料2 : Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- ・資料3 : NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- ・資料4 : NUREG -1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- ・資料5 : ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- ・資料6 : NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- ・資料7 : 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
- ・資料8 : 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- ・資料9 : “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年
- ・資料10 : “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月
- ・資料11 : “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月
- ・資料12 : NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006

第1.1表 外部ハザードの抽出結果（自然現象）（1/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9
1	地震	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2	陥没、地盤沈下、地割れ		○				○			○
3	地盤隆起	○	○							○
4	地滑り	○	○	○		○	○	○		○
5	地下水による地滑り	○								
6	泥湧出									○
7	山崩れ、崖崩れ									○
8	津波	○	○	○		○	○	○	○	○
9	静振		○	○		○	○			
10	高潮		○	○		○	○			○
11	波浪、高波		○	○		○	○			○
12	海水面高（満潮）	○		○			○			○
13	海水面低	○								
14	ハリケーン			○		○	○			
15	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○	○	○
16	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	○	○
17	砂嵐	○	○	○	○	○	○			
18	極限的な気圧	○	○							
19	降水	○	○	○		○	○	○	○	○
20	洪水		○	○	○	○	○	○		○
21	土石流									○
22	降雹	○	○	○	○	○	○			○
23	落雷	○	○	○	○	○	○	○	○	○
24	森林火災			○	○	○	○	○	○	○
25	草原火災				○		○			
26	毒性ガス			○		○	○			
27	高温	○	○	○	○	○	○			○

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- 資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- 資料7: 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
- 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年

第1.1表 外部ハザードの抽出結果（自然現象）（2/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9
28	低温、凍結	○	○	○	○	○	○	○	○	○
29	氷結	○		○		○	○			○
30	氷晶	○								
31	氷壁	○								
32	高水温	○	○							
33	低水温	○	○							
34	干ばつ	○		○		○	○			○
35	霜	○		○		○	○			○
36	霧、もや	○		○		○	○			
37	火山の影響	○	○	○	○	○	○	○	○	○
38	熱湯									○
39	積雪	○	○	○	○	○	○	○	○	○
40	雪崩	○	○	○		○	○			○
41	生物学的事象					○	○	○	○	
42	動物	○								
43	塩害	○								
44	隕石	○		○	○	○	○			
45	土壌の収縮、膨張（液状化現象）		○	○		○	○			○
46	海岸浸食			○		○	○			
47	地下水による浸食	○	○							
48	カルスト	○	○							
49	湖若しくは川の水位降下	○		○		○	○			
50	湖若しくは川の水位上昇	○		○						
51	水中の有機物	○								
52	太陽フレア、磁気嵐						○			
53	河川の迂回、閉塞		○	○		○	○			

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- 資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S 2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- 資料7: 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
- 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年

第1.2表 外部ハザードの抽出結果（外部人為事象）（1/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9	資料10	資料11	資料12
1	人工衛星の落下	○			○	○	○						
2	飛来物（航空機落下）	○	○	○		○	○	○	○			○	○
3	工業施設又は軍事施設事故（爆発、化学物質放出）			○	○	○	○				○	○	
4	パイプライン事故（爆発、化学物質放出）	○		○		○	○						
5	自動車又は船舶の爆発	○					○				○	○	
6	掘削工事（鉱山事故）、土木建築現場の事故（爆発、化学物質放出）	○									○	○	
7	船舶の衝突	○	○				○	○	○			○	
8	船舶事故（固体液体流出）	○	○				○				○	○	
9	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○	○				○	○	
10	タービンミサイル（他のユニットからのミサイル）	○		○		○	○	○	○				
11	有毒ガス			○		○	○	○					
12	ダムの崩壊	○	○					○	○				
13	爆発（プラント外での爆発）	○						○					
14	火災（近隣工場等の火災）	○	○	○	○			○			○	○	

資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010

資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003

資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983

資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991

資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009

資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012

資料7: 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

資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈

資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年

資料10: “産業災害全史”，日外アソシエーツ、2010年1月

資料11: “日本災害史事典 1868-2009”，日外アソシエーツ、2010年9月

資料12: NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006

第1.2表 外部ハザードの抽出結果（外部人為事象）（2/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9	資料10	資料11	資料12
15	軍事施設からのミサイル	○											
16	サイト内貯蔵の化学物質の放出	○		○		○	○						
17	プラント外での化学物質の放出	○	○										
18	電磁的障害	○						○	○				
19	内部火災	○			○			○	○				
20	内部溢水（他のユニットからの内部溢水）	○		○		○		○	○		○	○	
21	水中への化学物質放出	○											

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- 資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- 資料7: 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
- 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年
- 資料10: “産業災害全史”，日外アソシエーツ，2010年1月
- 資料11: “日本災害史事典 1868-2009”，日外アソシエーツ，2010年9月
- 資料12: NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”,NEI, December 2006

(2) 設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象の選定

(1)で網羅的に抽出した事象について、高浜発電所において設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象を選定するため、敷地の自然現象や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法※を参考とした第1.3表の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

第 1.3 表 考慮すべき事象の除外基準（参考 1 参照）

基準 1	当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。
基準 2	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。
基準 3	当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。
基準 4	影響が他の事象に包含される。
基準 5	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。
基準 6	外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008
Standard for Level 1/Large Early Release Frequency
Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant
Applications”

(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象の選定結果

(2)で検討した除外基準に基づき、高浜発電所において設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象を選定した結果を第1.4表及び第1.5表に示す。

第6条に該当する「設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」として、以下の12事象を選定した。

- ・ 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
- ・ 高潮

また、「設計基準において想定される外部人為事象」として、以下の7事象を選定した。

- ・ 飛来物（航空機落下）
- ・ ダムの崩壊
- ・ 爆発
- ・ 近隣工場等の火災
- ・ 有毒ガス

- ・ 船舶の衝突
- ・ 電磁的障害

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(1/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準 1	基準 2	基準 3	基準 4	基準 5	基準 6		
1	地震*						✓	×	第四条（地震による損傷の防止）にて評価する。
2	陥没、地盤沈下、地割れ			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
3	地盤隆起			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
4	地滑り*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
5	地下水による地滑り			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
6	泥湧出			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
7	山崩れ、崖崩れ			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
8	津波*						✓	×	第五条（津波による損傷の防止）にて評価する。
9	静振	✓			✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす湖等は近隣にないが、影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
10	高潮							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
11	波浪・高波				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
12	海水面高（満潮）				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
13	海水面低				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
14	ハリケーン				✓			×	台風と同一の気象現象であるため、「風（台風）」の影響評価に包含される。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要がないと判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(2/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
15	風（台風）*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
16	竜巻							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
17	砂嵐	✓						×	発電所周辺には砂漠がないため発生しない。
18	極限的な気圧				✓			×	竜巻評価として気圧差による荷重を考慮するため、「竜巻」の影響評価に包含される。
19	降水							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
20	洪水*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
21	土石流				✓			×	土石流を地滑りの評価で考慮するため、「地すべり」の影響評価に包含される。
22	降雹			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、竜巻評価として想定される設計飛来物による衝撃荷重を考慮するため、「竜巻」の影響評価に包含される。
23	落雷							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
24	森林火災							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
25	草原火災				✓			×	外部火災評価として発電所周辺の植生を適切に考慮するため、「森林火災」の影響評価に包含される。
26	毒性ガス				✓			×	地層から湧出する天然ガス等は地盤の性状に由来するため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
27	高温			✓				×	長期的には気温変化は緩慢であること、建屋内機器は海水をヒートシンクとして冷却することなどから、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外する。
28	低温、凍結*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文中で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(3/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
29	氷結				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
30	氷晶				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
31	氷壁				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
32	高水温		✓					×	長期間継続することではなく、長期的には水温上昇は緩慢であることから、出力低下等の措置を講じることができるため、安全機能を損なうおそれはない。
33	低水温	✓						×	取水源(海水)が凍結することはない。
34	干ばつ			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。なお、取水源は海水であり、干ばつの影響を受けない。
35	霜			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
36	霧、もや			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
37	火山の影響							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
38	熱湯	✓					✓	×	火山事象により発生する事象であるため、「火山の影響」の評価に包含される。なお、発電所周辺では火山がないため、熱湯の影響はない。
39	積雪*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
40	雪崩	✓						×	周辺の地形から、積雪荷重以上の影響がある雪崩は発生しないことから除外する。
41	生物学的事象							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
42	動物			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、小動物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」の影響評価に包含される。
43	塩害		✓	✓				×	腐食の進展は遅く十分管理が可能なことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(4/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
44	隕石					✓		×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等の衝突は、極低頻度な事象であることから除外する。(参考2参照)
45	土壌の収縮・膨張（液状化現象）				✓			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
46	海岸浸食		✓					×	事象進展が遅く対応のための時間的余裕があり、安全施設の機能を損なうおそれはない。
47	地下水による浸食			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）の影響評価に包含される。
48	カルスト	✓						×	カルスト地形ではないことから除外する。
49	湖若しくは川の水位降下	✓						×	発電所に影響を及ぼす湖又は河川がないことから除外する。
50	湖若しくは川の水位上昇	✓						×	発電所に影響を及ぼす湖又は河川がないことから除外する。
51	水中の有機物			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、クラゲ等の海生生物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」の影響評価に包含される。
52	太陽フレア、磁気嵐			✓				×	太陽フレアによる磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が電力系統に影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しう程度であるため除外する。また、太陽フレアによる電磁的障害については、上記のとおりわが国における影響は極めて小さいことを鑑みれば、安全保護回路等には、落雷や電磁波対策を行い、鋼製管体に収納され、遮蔽されていることから、これらの対策に包含される。なお、これまで国内で問題になったことはない。
53	河川の迂回、閉塞	✓						×	氾濫することにより、安全施設の機能に影響を及ぼすような河川はないことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文中で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.5表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果(1/2)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
1	人工衛星の落下					✓		×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星の衝突は、極低頻度な事象であることから除外する。(参考2参照)
2	飛来物 (航空機落下*)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。(ここでは航空機落下のみを評価する。)
3	工業施設又は軍事施設事故 (爆発、化学物質放出)	✓						×	爆発、化学物質放出により安全施設に影響を及ぼすような工業施設や軍事施設は近隣にはないことから除外する。
4	パイプライン事故 (爆発、化学物質放出)	✓						×	発電所周辺にパイプラインはないことから除外する。
5	自動車又は船舶の爆発				✓			×	影響は爆発と同じと考えられるため、「爆発」による影響評価に包含される。
6	掘削工事 (鉱山事故)、土木建設現場の事故 (爆発、化学物質放出)	✓		✓				×	敷地内での掘削はガス濃度が管理されている。また、敷地外での掘削は離隔距離が確保されており、プラントに影響を与えないことから除外する。
7	船舶の衝突							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
8	船舶事故 (固体液体流出)				✓			×	重油流出事故を船舶の衝突として考慮するため、「船舶の衝突」の影響評価に包含される。
9	交通事故 (化学物質流出含む)				✓			×	影響は爆発又は有毒ガスと同じと考えられるため、「爆発」又は「有毒ガス」の影響評価に包含される。
10	タービンミサイル (他のユニットからのミサイル)						✓	×	第十二条 (安全施設) にて評価する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.5表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果(2/2)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
11	有毒ガス							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
12	ダムの崩壊*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
13	爆発* (プラント外での爆発)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
14	火災 (近隣工場等の火災)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
15	軍事施設からのミサイル						✓	×	故意の人為事象であることから除外する。
16	サイト内貯蔵の化学物質流出			✓				×	化学薬品は適切に管理しているが、仮に流出した場合でも堰等により薬品の拡散防止が図られていることから除外する。
17	プラント外での化学物質流出				✓			×	影響は有毒ガスと同じと考えられるため、「有毒ガス」の影響評価に包含される。
18	電磁的障害							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
19	内部火災						✓	×	第八条 (火災による損傷の防止) にて評価する。
20	内部溢水 (他のユニットからの内部溢水)						✓	×	第九条 (溢水による損傷の防止等) にて評価する。
21	水中への化学物質放出	✓						×	発電所周辺には化学プラントは立地していないことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

< 参考 1 >

基準 1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一樣ではなく、発生する自然現象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。

基準 2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることができる事象は対象外とする。例えば、発電所で海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準 3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故には繋がらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも機能喪失に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷房は維持できるので、影響は限定的である。

基準 4：影響が他の事象に包絡される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包含して合理的に検討する。例えば、地滑り、山崩れ、崖崩れ等は程度の差はあれ同じ影響を与える事象であるので、ま