

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 (起回事象：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 (起回事象：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 (起回事象：過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)

(2) 炉心損傷時期

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

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

分類記号	状態の説明
D	E C C S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	E C C S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	E C C S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	E C C S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P D S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P D S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P D Sの検討を行い、評価対象とするP D S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P D S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.内部事象レベル 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) 高圧熔融物放出／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熔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熔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 L O C A を起因とし、炉心損傷を早める観点から高压注入失敗及び低压注入失敗を、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 + 高压注入失敗 + 低压注入失敗 + 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、恒設代替低压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、恒設代替低压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、恒設代替低压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、恒設代替低压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L O C A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L O C Aと同等と考えられるため、大破断L O C A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、E x c e s s L O C Aの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できること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	9.4E-07	2.0%	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LOCA	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	3.0E-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	1.1E-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） ※1 PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に溶融炉心による圧力容器の貫通が生じた場合に、高圧溶融物放出（飛散）により原子炉格納容器の壁に溶融炉心が接触し原子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解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（シエルアタック）」ではなく「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。 （「格納容器直接接触（シエルアタック）」は溶融炉心が床に拡がりながら原子炉格納容器の壁に接触し、原子炉格納容器の壁を侵食する事象のため、BWRマークⅠ型プラントに特有の事象であり、美浜3号炉の格納容器破損モードとして考慮不要と判断した。）（別紙7、11） ※2 解釈で想定する格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μモード（溶融物直接接触）が「高圧溶融物放出」に、σモード（格納容器雰囲気直接加熱）が「格納容器雰囲気直接加熱」に該当する。
		格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク	η	5.8E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	
		溶融物直接接触	μ※1、※2	4.3E-09	<0.1%	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
		格納容器雰囲気直接加熱	σ※2	4.6E-07	1.0%	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
		水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	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'	5.3E-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''	7.6E-08	0.2%	水素燃焼	
		ベースマット溶融貫通	ε	1.1E-06	2.3%	溶融炉心・コンクリート相互作用	
		格納容器貫通部過温破損	τ	4.2E-07	0.9%	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	4.4E-05	91.9%	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	5.9E-07	1.2%	なし	
合 計			—	4.8E-05	100%	—	—

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）	4.4E-05	SED	94.9%	・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
			TED	4.8%		
			SLW	0.2%		
			TEW	0.1%		
			AEW	0.1%		
			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	98.5%	・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溶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、溶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	1.5%		
			SLW	<0.1%		
			TEW	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			AED	<0.1%		
2	高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	SED	91.4%	・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、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			TEI	7.2%		
			TED	1.4%		
			SLI	<0.1%		
			TEW	<0.1%		
			SEI	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	5.8E-09	AEI	88.7%	・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、溶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	5.3%		
			SLI	3.1%		
			SEI	2.6%		
			SLW	0.3%		
			SEW	<0.1%		
			TEI	90.7%		
4	水素燃焼	7.7E-08	AEI	5.8%	・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	1.5%		
			SLI	1.1%		
			SEI	0.9%		
			TED	0.1%		
			SLW	<0.1%		
			TEW	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			AED	<0.1%		
			TEI	74.2%		
5	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.1E-06	TED	15.2%	・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、溶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溶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、溶融炉心を冷却せず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
			SED	4.3%		
			AEI	4.3%		
			SLI	0.8%		
			SEI	0.7%		
			TEW	0.4%		
			AED	<0.1%		
			SLW	<0.1%		
			AEW	<0.1%		
			SEW	<0.1%		
			SED	4.3%		

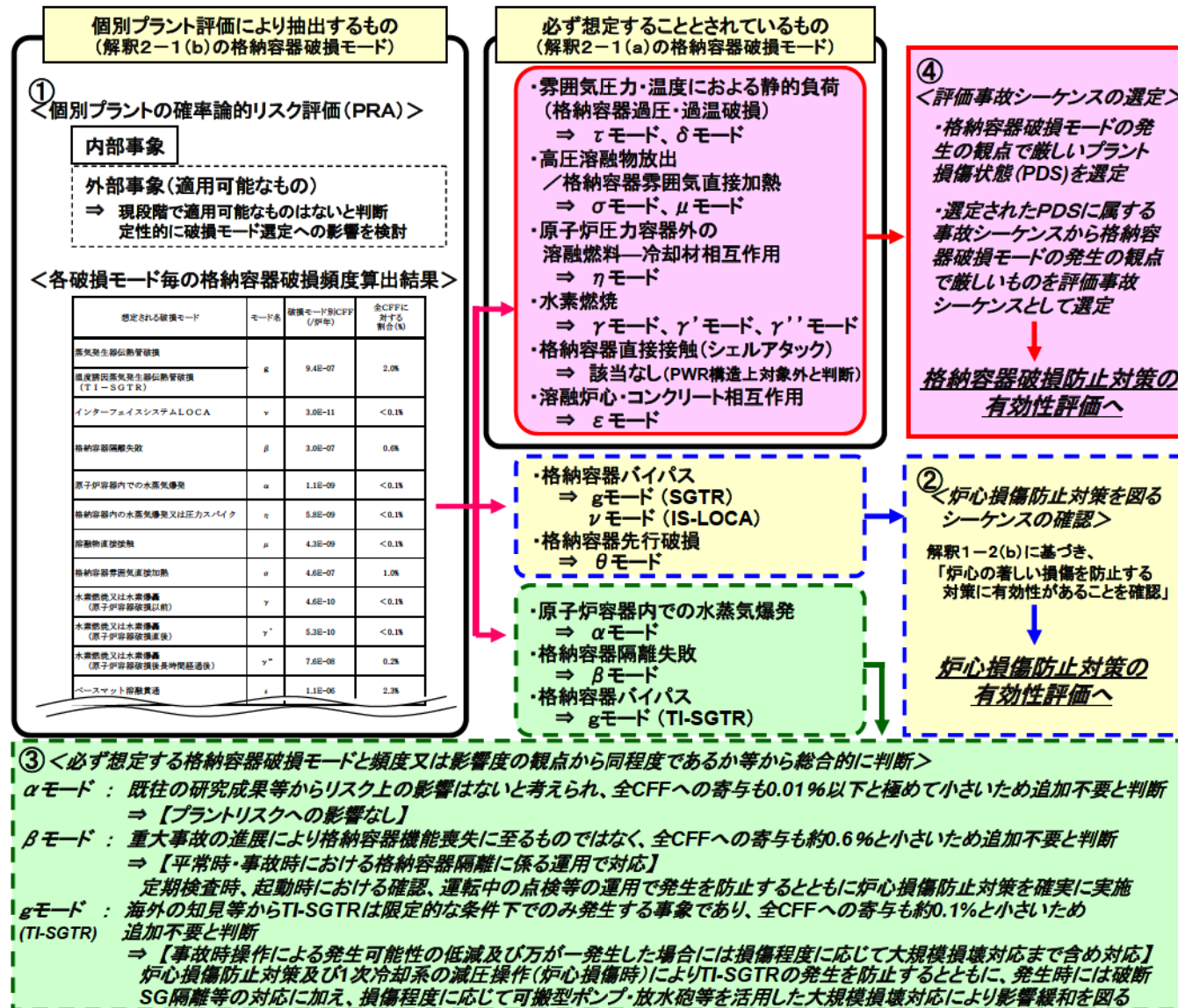
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDS

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)

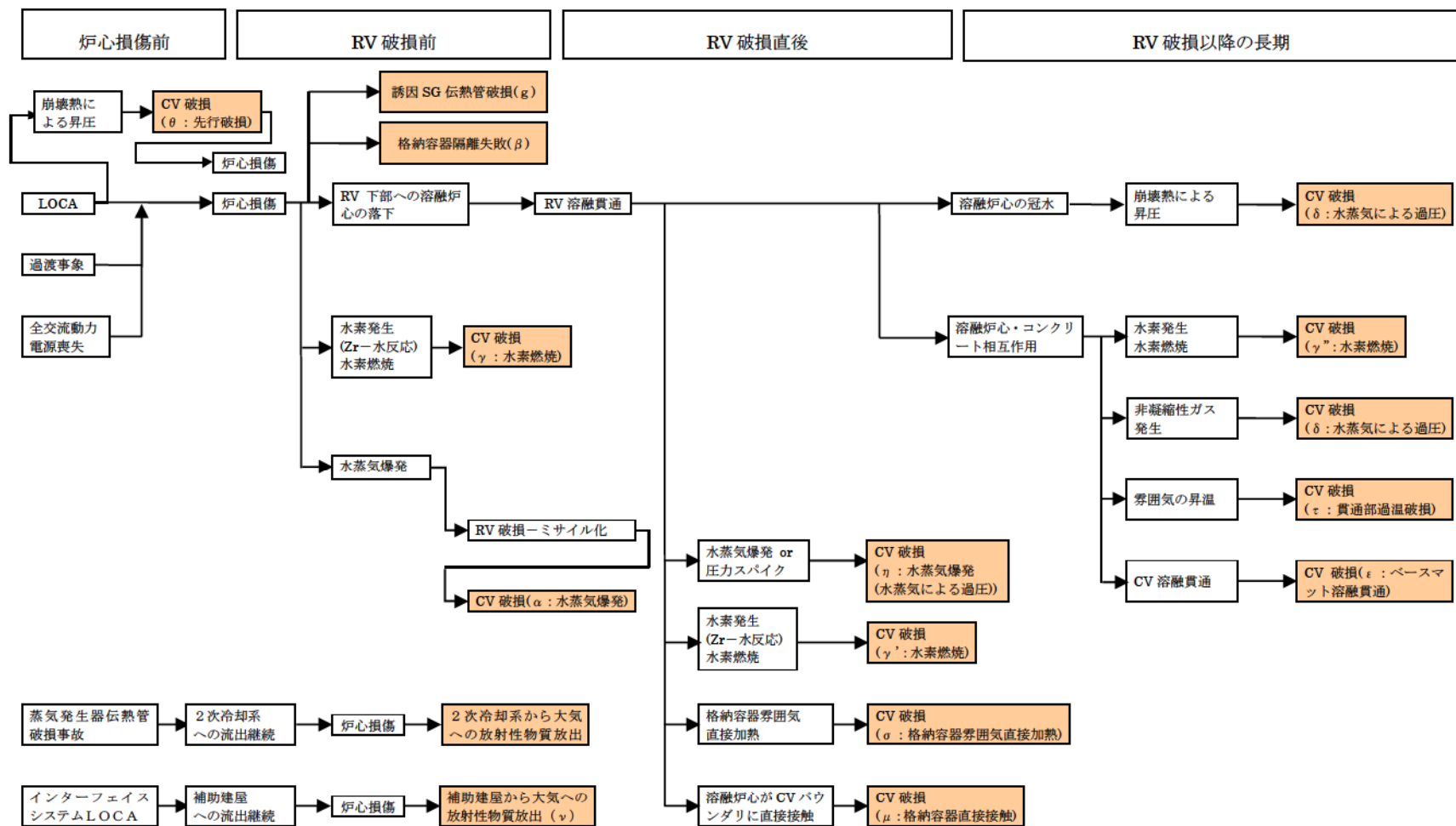
格納容器破損モード		最も厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
1	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ +格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却	・AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
			中破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—		
	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	—		
			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	—		
2	高圧熔融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	TED	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	—	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。
			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	—		
			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	—		

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)

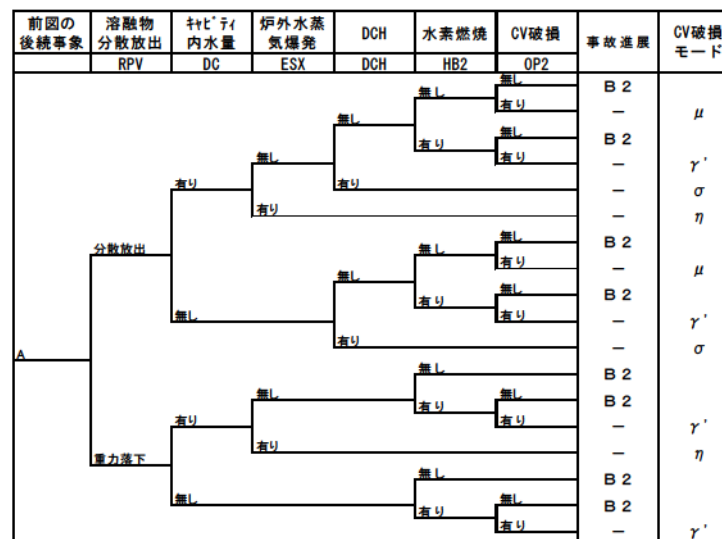
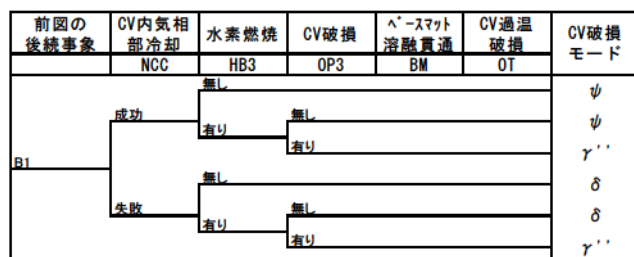
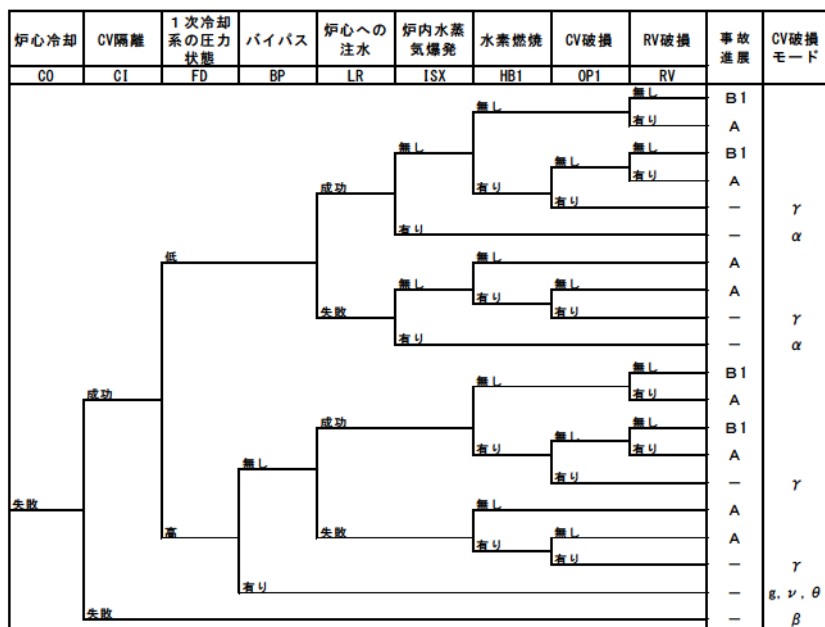
格納容器破損モード		最も厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
3	原子炉圧力容器外の 熔融燃料－冷却材 相互作用	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	－	(原子炉格納容器の耐力 にて健全性を維持可能)	・ AEWのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・ 事故進展を早める観点で高圧注入失敗及び低圧注入失敗を考慮する。 ・ 熔融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅が大きくなるという観点と熔融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果が小さくなるという2つの観点から、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	－		
4	水素燃焼	AEI	大破断LOCA+低圧再循環失敗	－	静的触媒式 水素再結合装置	・ AEI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	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	○	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	・ 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

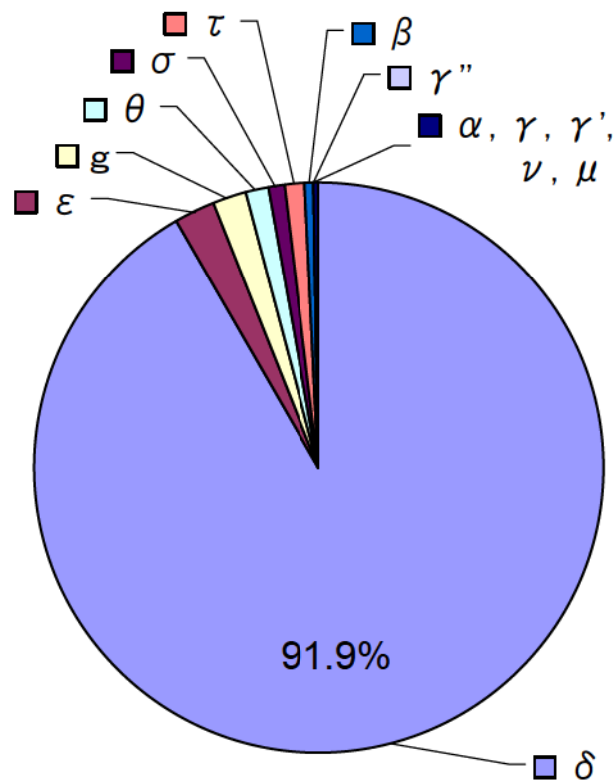


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(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ート熔融貫通
 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パイクによる破損
 ζ = 格納容器券囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器パイパス
 v = インターフェースシステム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点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 L O C A

第 2-4 図 レベル 1．5 P R A 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、美浜3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わず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動作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動作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

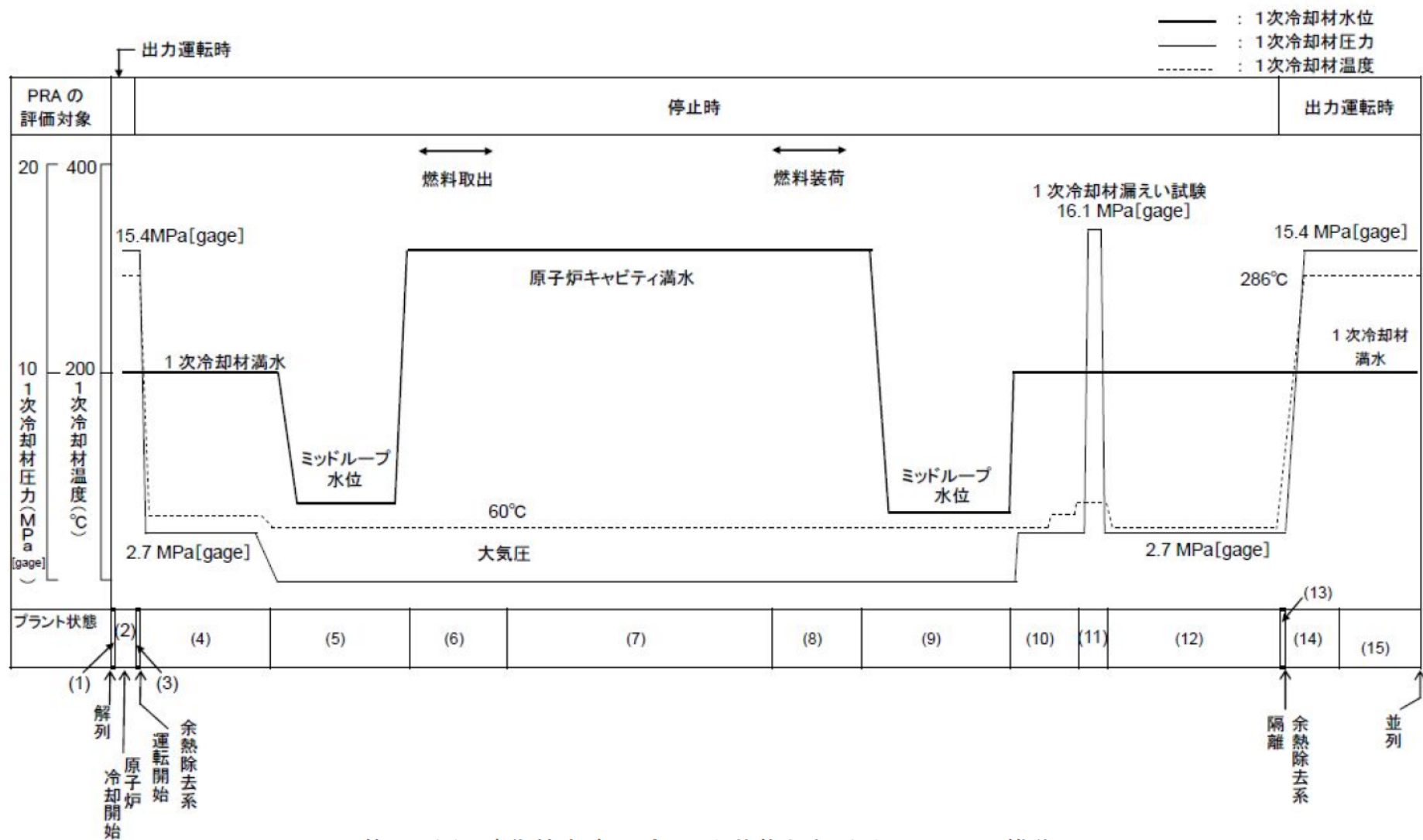
事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	全CDFへの 寄与割合 (シーケンス別)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (／炉年)	全CDFへの 寄与割合 (グループ別)	運転停止中 事故シーケンスグループ		備考
余熱除去機能喪失	8.0E-05	16.3%	余熱除去機能の喪失	9.3E-05	19.0%	(a)	崩壊熱除去機能喪失 (RHRの故障による 停止時冷却機能喪失)	全炉心損傷頻度の100%を 燃料損傷防止対策にてカバー
外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗	3.0E-06	0.6%						
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-05	2.2%						
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	1.9E-06	0.4%	電源機能の喪失	1.9E-06	0.4%	(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	3.8E-04	77.2%	原子炉冷却材の喪失 (流出)	3.9E-04	80.6%	(c)	原子炉冷却材の流出	
水位維持失敗	8.2E-06	1.7%						
オーバードレン	8.2E-06	1.7%						
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	4.9E-04	100.0%	—	4.9E-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

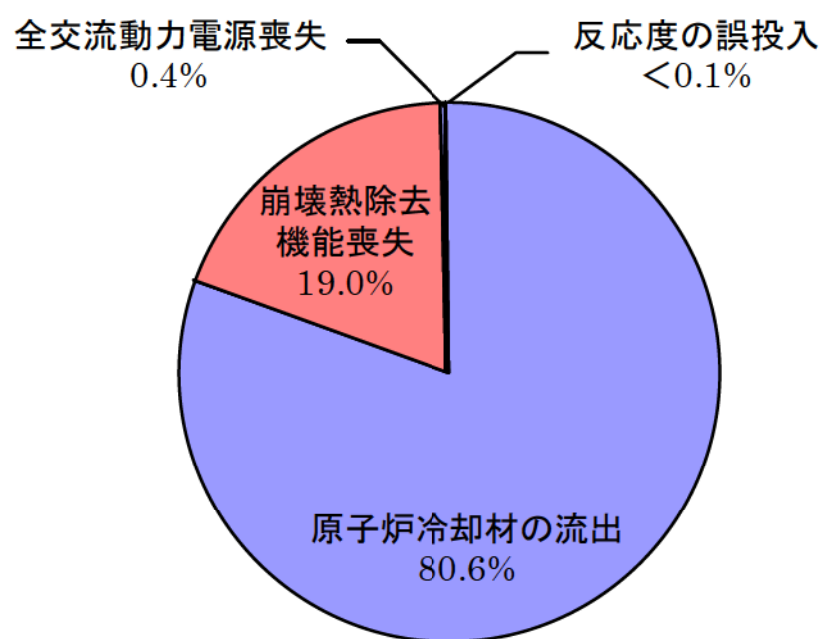
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		事故シーケンス
		原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失

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クエ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因事象
(原子力学会標準附属書に記載の例)

起 因 事 象	起 因 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	溢水による主蒸気逃がし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因事象

起 因 事 象	起 因 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	火災による主蒸気逃がし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 表で抽出された起因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 から得られる起因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、美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PWR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1.5PRA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1PRA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1.5PRA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、斜面の滑りに対する十分な安定性を確保する等により、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、美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。また、取水口のある入り江では養殖業が行われており、小型船舶が漂流する可能性があるが、仮に取水口前に侵入した場合でも、取水口栈橋及びバースクリーンにより侵入経路は阻害され、取水口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	斜面の安定性を確保する等により、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。

美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	海面高（満潮）	○		○			○			○
13	海面低	○								
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、美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、美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、「地滑り」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(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

とめて検討できる。

基準 5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

タービンミサイル、航空機落下の評価では発生頻度が低い事象（ 10^{-7} （／年）以下）は考慮すべき事象の対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

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の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。

第 4 条（地震による損傷の防止）、第 5 条（津波による損傷の防止）、第 8 条（火災による損傷の防止）等の別の条項により評価を実施するもの、又は、故意の人為事象等の外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては対象外とする。

<参考 2>

NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が 10^{-9} 以下と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。なお、本記載の基になった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1 ポンド以上の隕石の年間落下数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100 ポンド以上の隕石が10,000平方フィートに落下する確率は 7×10^{-10} /炉年、100,000平方フィートに落下する確率は 6×10^{-8} /炉年、隕石落下による津波の確率は 9×10^{-10} /炉年と評価されている。

その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No.NS-R-1,” Safety of Nuclear Power Plants: Design” では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然又は人為の事象であって、極めて起こりにくいもの（隕石や人工衛星の落下）を挙げている。

なお、隕石が美浜発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。

地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012 年現在において、NASA は、今後 100 年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル 1 を超えるものはないとしている。このレベル 1 の小惑星として“2007 VK 184”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750 分の 1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を $1/1750$ とする。

- ・地球の表面積：510,072,000[km²]
- ・美浜発電所の敷地面積：0.52[km²]

であることから、隕石が美浜発電所の敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。

$$1/1750 \times (0.52/510,072,000) = 5.83 \times 10^{-13}$$

人工衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を与えることはないものと考えられる。

添付 - 2 竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 竜巻荷重による建屋や設備の損傷
- ② 竜巻によりもたらされる飛来物による建屋や設備の損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

- ・ 建屋倒壊

原子炉建屋、補助建屋等の安全上重要な機器が設置されている建屋及びタービン建屋については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

【屋外設備】

- ・ 復水タンク、燃料取替用水タンク、海水ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

- ・ 送電鉄塔倒壊

竜巻荷重により、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等が発生し、外部電源が喪失する。

② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・ 建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋（燃料取扱建屋を除く）については、飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有する、若しくは竜巻飛来物防護対策設備を設置するため、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物（以下「設計飛来物」という。）衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。なお、燃料取扱建屋は一部鉄骨造であり、飛来物衝突により貫通する可能性があるため、飛来物衝突により内包する竜巻防護施設である使用済燃料ピットの安全機能を損なうことのない設計とすること並びに使用済燃料ピットラックに保管される燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。また、タービン建屋については飛来物衝突による建屋貫通の可能性を否定できず、その場合 2 次冷却系設備の損傷に起因する事象が発生する。

【屋外設備】

屋外に設置されている安全上重要な機器については、竜巻飛来物防護対策設備の設置や飛来物の固縛対策の実施により、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はないものの、シナリオの選定に当たっては以下のとおり各機器が損傷することを想定した。

・ 復水タンク損傷

復水タンクの損傷により、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが損傷した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

- ・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、竜巻によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

- ・海水ポンプ損傷

海水ポンプ4台すべてが損傷することにより原子炉補機冷却機能が喪失し、従属的にディーゼル発電機も機能喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える竜巻事象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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

- ・建屋倒壊

風速については、日本で過去に発生した竜巻の最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を想定

する。安全上重要な機器が設置されている建屋（原子炉建屋、補助建屋、燃料取扱建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、制御建屋）については、上記風速における風圧力による荷重、気圧差による荷重等の考慮すべき荷重に対して主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の安全上重要な機器が安全機能を損なうことのない設計、若しくは安全機能を損なう可能性がある場合には設備又は運用による防護対策を実施することから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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する。また、タービン建屋についても上記風速における風圧力による荷重、気圧差による荷重等の考慮すべき荷重に対して倒壊により安全上重要な機器へ波及的影響を及ぼさない設計とすることから有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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する。

【屋外設備】

- ・送電鉄塔倒壊

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える荷重に対して発生を否定できないため、送電鉄塔倒壊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。

- ・海水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク損傷

海水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクについては、風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）の竜巻による風圧力による荷重及び考慮すべき荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を

損なうことのない設計とすることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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する。

②竜巻によってもたらされる飛来物による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋（原子炉建屋、補助建屋、燃料取扱建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、制御建屋）については、風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）の竜巻による飛来物衝突に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の安全上重要な機器が安全機能を損なうことのない設計、若しくは安全機能を損なう可能性がある場合には設備又は運用による防護対策を実施することから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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する。しかし、タービン建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、地震 P R A の検討を踏まえ、外部電源喪失、2 次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

【屋外設備】

・復水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、復水タンク損傷による補助給水機能喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があ

った場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・燃料取替用水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、燃料取替用水タンク損傷による E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失がシナリオとして想定される。一方で、1.(2)②に記載のとおり、竜巻による L O C A 事象の発生は想定しがたい。仮に L O C A 事象が発生しても、E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル 1 P R A 及び地震 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・海水ポンプ損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に全交流動力電源喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、復水タンク及び海水ポンプに飛来物が同時に衝突し、設備

が損傷することは極めて稀であると考えられ、また、資機材等の飛散防止のために固縛等による飛来物の発生防止対策や飛来物の衝突から対象設備を守る防護ネット等の飛来物防護対策に期待できることから、飛来物衝突による復水タンク及び海水ポンプの同時損傷は本評価の対象外とする。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋損傷による２次冷却系の破断
- ・タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失
- ・海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル１ＰＲＡ、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、２次冷却系の破断、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能喪失である。外部電源喪失、２次冷却系の破断あるいは主給水流量喪失と復水タンク損傷による補助給水機能喪失が同時に発生した場合には２次冷却系からの除熱機能喪失となる。また、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には全交流動力電源喪失となるが、それ以上の組み合わせは考えにくく、竜巻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グループは新たに生じないと判断される。

なお、暴風事象については年超過確率 10^{-7} （／年）に当たる最大瞬間風速が 82.3m/s であるが、竜巻事象においては最大瞬間風速が 100m/s で評価していることから、竜巻事象の評価に包絡されると判断した。

添付 - 3 凍結が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・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」による送電変電設備の相間短絡

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・燃料油貯蔵タンクの重油凍結

低温によって燃料油貯蔵タンク内の重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においては、ディーゼル発電機の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

・復水タンクの純水凍結

低温によって復水タンクの純水が凍結し、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

低温によって燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結した場合は、ECCS系による炉心への注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失する可能性があるが、燃料取替用水タンクは、ほう酸析出防止の観点から補助蒸気により 30℃程度に保たれているため、燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結することは考えにくい。また、凍結により LOCA 事象が発生することは想定しがたく、これらの安全機能が必要となることはないと考えられる。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

美浜発電所においては、河川／湖を冷却水源としておらず、美浜発電所の海水が凍結することは起こりえないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対するの裕度評価(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当たって考慮すべき起因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」

・燃料油貯蔵タンクの重油凍結

燃料油貯蔵タンク内等の重油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であり、温度管理が可能

であることから、凍結事象による燃料油貯蔵タンク等の凍結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とはならない。

- ・ 復水タンクの純水凍結

復水タンクの純水凍結により、復水タンクが損傷した場合において、かつ同時に下記③で示される外部電源喪失を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・ 燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

1.(2)①に記載のとおり、燃料取替用水タンクのほう酸水凍結は起こりえないため、想定するシナリオはない。

- ② ヒートシンク（海水）の「凍結」

1.(2)②に記載のとおり、本損傷・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 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

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

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみであり、補助給水機能の喪失が同時に発生した場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、非常用所内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、凍結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グループは生じないと判断する。

添付 - 4 積雪が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞
- ② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

- ・ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸排気口閉塞により、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機の吸排気口が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

- ・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪により、海水ポンプモータの冷却口が閉塞するため、ポンプトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

- ・ 復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

- ・ 燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、積雪によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

- ・ 建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

③ 「着雪」による送変電設備の機能阻害

- ・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

送電線や碍子への着雪又は、積雪荷重による倒木によって、送電線が短絡し外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対し

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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

・ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

積雪事象は事前の予測が十分に可能であり、また進展速度が遅いため除雪管理が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループ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する。

また、燃料油貯蔵タンクについても同様に影響の考慮は不要である。

・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪事象は事前の予測が十分に可能であり、また進展速度が遅いため除雪管理が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループ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する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水タンク損傷

積雪荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失若しくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・燃料取替用水タンク損傷

積雪荷重による座屈で燃料取替用水タンクが損傷した場合、E C C S系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、積雪が原因でL O C A事象が発生することは想定しがたい。仮にL O C A事象が発生しても、E C C S注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A及び地震P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(2)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるものの、タービン建屋の損傷による事故シーケンスについては地震P R Aにおいても考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、積雪事象については事前の予測が十分に可能であり、また事象の進展速度が遅いことから、タービン建屋以外の安全上重要な機器が設置されている頑健な建屋にあっては積雪荷重による倒壊から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループ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する。

③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

- ・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

着雪及び倒木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シナリオ

として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ タービン建屋損傷による 2 次冷却系の破断
- ・ タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・ タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2 次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、復水タンクの機能喪失による補助給水機能喪失が同時に発生した場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、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グループは新たに生じないと判断する。

添付 - 5 落雷が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 直撃雷による設備損傷
- ② 誘導雷サージによる電子回路損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 直撃雷による設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。
- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷
 - ・ 建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対しての起因事象発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 直撃雷への設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷による当該設備損傷

送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、受雷した場合は送電系損傷により外部電源喪失に至る。また、海水ポンプについては竜巻飛来物防護対策設備の一部による避雷効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては想定を超える雷撃によって機能喪失する可能性を否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失及び非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。

② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地し、かつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないものと判断される。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系への直撃雷による外部電源喪失
- ・ 海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失と

海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には、全交流動力電源喪失となるが、落雷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グループは新たに生じないと判断する。

添付 - 6 火山活動が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

火山活動事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による静的負荷
- ② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- ④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- ⑤ 開閉所の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

- ・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、火山活動事象によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により冷却口が閉塞するため、海水ポンプがトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

- ・ディーゼル発電機の吸気系の目詰まり

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）の閉塞による機関吸気が機能喪失に至り、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機吸気系が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系等の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられ、また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って火山灰による化学的

腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分についても、エポキシ系等の耐食性塗料（ライニングを含む。）が施工されており、火山灰が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相间短絡を起こし、外部電源喪失に至る。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山活動事象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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

火山灰による荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋の損傷を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような事象については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、想定する火山灰堆積荷重($1,500\text{N/m}^2$)は建築基準法に基づく積雪荷重($3,000\text{N/m}^2$)以下であり十分に裕度があること、また火山灰が堆積

した場合は、屋上での除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

- ・ 復水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失若しくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・ 燃料取替用水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による座屈で燃料取替用水タンクが損傷した場合において、E C C S 系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、積雪が原因で L O C A 事象が発生することは想定しがたい。仮に L O C A 事象が発生しても、E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 P R A や地震 P R A でも考慮しており、追加のシナリオはない。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられ、想定する火山灰の粒径については、ハザードの年超過確率評価の想定が困難であるが、設計基準において考慮している粒径と閉塞を考慮する箇所のサイズを考慮し、十分に小さいと考えられるため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする（第 6.1 表参照）。

第 6.1 表 各屋外設備の設計基準で考慮している火山灰粒径と
設備のサイズの比較

機器	閉塞を考慮する箇所	直径(mm)	想定粒径(mm)	結果
海水ポンプ	軸受部異物逃がし溝	4.5	1 以下	十分に余裕 がある
取水設備	除塵装置	6		
海水ストレーナ	エレメント	5		

③ 火山灰によるディーゼル発電機の吸気系の閉塞

- ・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機フィルタへの火山灰の影響について、定量的な裕度評価は困難ではあるが、ガラリを介するため火山灰が侵入し難い構造であり、仮に侵入した場合でもフィルタの取替及び清掃が可能である。よって、閉塞の可能性が十分に低減されると判断し、フィルタの閉塞を要因とする起因事象は考慮不要とする。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1.(2)④のとおり、考慮不要と判断される。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰の影響の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ものの、外部電源喪失は内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A 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

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋の損傷による２次冷却系の破断
- ・タービン建屋の損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル１ＰＲＡ、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、２次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、復水タンクの機能喪失による補助給水機能喪失が同時に発生した場合に２次冷却系からの除熱機能喪失となるが、火山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グループは新たに生じないと判断する。

添付 - 7 外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

外部火災事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による機器への影響
- ② ばい煙による吸気口の閉塞
- ③ 送電線の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱により、原子炉補助建屋等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る。

・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱により、海水ポンプの冷却空気温度が限界値を超え、機能喪失する。

・復水タンクの損傷

外部火災の輻射熱により、復水タンク内の水温が過度に上昇し、補助給水系統の設計温度を大幅に超え、補助給水系統が機能喪失する。

- ・燃料取替用水タンクの損傷

外部火災の輻射熱により、燃料取替用水タンク内のほう酸水温度が過度に上昇し、燃料取替用水タンクの最高使用温度を大幅に超えた場合、E C C S注水機能や格納容器スプレイ機能が喪失する。一方で、外部（森林）火災によりL O C A事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

② ばい煙による吸気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸気口閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木等によって、送電線が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える外部火災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当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 輻射熱による機器への影響

- ・建屋の損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響について、外部火災の年超過頻度等の定量評価が困難であるが、事象進展を考慮すると、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火体制確立が可能であ

り、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。また、設計基準での非常に保守的な火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、実際に各建屋の機能が損傷するにはさらに余裕がある。なお、各建屋の損傷については、地震P R Aにおいてもシナリオとして考慮しており、新たに追加するものではない。

- ・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンクが喪失し、原子炉補機冷却水系統及びディーゼル発電機の機能が喪失するが、本シナリオについては、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・復水タンクの損傷

外部火災の輻射熱による復水タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、補助給水系の機能喪失と同時に下記③で示される、外部電源喪失があった場合に2次冷却系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・燃料取替用水タンク損傷

外部火災の輻射熱による燃料取替用水タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とす

る。なお、燃料取替用水タンク損傷により、ECCS系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、外部（森林）火災が原因でLOCA事象が発生することは想定しがたい。仮にLOCA事象が発生しても、ECCS注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル1PRA及び地震PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

② ばい煙による吸気口の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遥か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が吸気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。また、吸気口までばい煙が到達したとしても、吸気口にある吸気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉され、通過したばい煙粒子は過給機等に侵入するものの、機器の間隙は一般的にばい煙粒子より大きいと考えられるため、ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、本評価の対象外とした。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木によって、送電線が損傷し、相間短絡を起こす事象については、設計上の考慮が十分になされているものの、森林の中の送電線の機能喪失については、否定できないため、送電系統の機能喪失による、外部電源喪失を考慮する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみであり、非常用所内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、外部（森林）火災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グループは新たに生じないと判断する。

外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル 1 P R A、津波レベル 1 P R Aの実施結果から、内部事象レベル 1 P R Aでは抽出されなかった外部事象に特有な事故シーケンスとして、次の各事故シーケンスが抽出されている（第 1 表）。

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

これらの事故シーケンスについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を回避することが困難な事故シーケンスであるもののそれぞれの発生頻度は低く、全炉心損傷頻度の約 92.2%は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これら事故シーケンスのうち、「1. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失」、「2. 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)」については、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の 5 つの事故シーケンスについては外部事象等による建屋、原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷程度に不確かさが大きく、原子炉格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと

考えられる。

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

1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

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

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

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

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

2. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)

地震により冷却材ポンプや原子炉容器、複数の1次冷却材配管が損傷し、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A) が発生し、E C C S注水機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

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

大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) が発生した場合には、「大破断LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至るため、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

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

(原子炉容器破損時間)

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

(原子炉格納容器圧力／温度)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方とも短期間に1次冷却系保有のエネルギーが原子炉格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響でExcess LOCAの方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断LOCAの解析の事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200℃に対し十分な余裕があることを確認していることから、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性に期待できる。

以上の2つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じ

た場合においても炉心損傷を回避することが困難である一方、原子炉格納容器の機能に期待できるとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下「解釈」という。）で定める事故シーケンスグループのうち「2 次冷却系からの除熱機能喪失」、「E C C S 注水機能喪失」の事故シーケンスとして整理した。

＜参考：解釈の関連記載＞

- 1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。
- (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- 1-4 上記 1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

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

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

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

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.8×10^{-7} （／炉年）であり、全炉心損傷頻度（ 8.4×10^{-5} （／炉年））に対して0.5%程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えい抑制と炉心冷却の継続により、影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

4. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合にお

いても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

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

<小規模な損傷の場合>

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

<大規模な損傷の場合>

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

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 1.0×10^{-11} (／炉年) 未満であり、全炉心損傷頻度 (8.4×10^{-5} (／炉年)) に対しての寄与が極めて小さいことを確認している。また、損傷の程

度によっては恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

5. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。

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

<小規模な損傷の場合>

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

<大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の1次冷却材配管及びECCS注水配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生すると同時に、ECC

S注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.5×10^{-7} （／炉年）であり、全炉心損傷頻度（ 8.4×10^{-5} （／炉年））に対して 0.3%程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に原子炉格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

6. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流き電盤等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、原子炉盤等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

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

<小規模な損傷の場合>

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

＜大規模な損傷の場合＞

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定した場合には、メタルクラッドスイッチギアを含む電気盤の全損傷により、代替電源の接続・供給ができない全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至る。この場合、代替電源が供給されない状況が継続して原子炉格納容器破損に至る。

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 1.0×10^{-11} （／炉年）未満であり、全炉心損傷頻度（ 8.4×10^{-5} （／炉年））に対しての寄与が極めて小さいことを確認している。また、損傷の程度によっては原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

7. 複数の信号系損傷

原子炉盤等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次冷却系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出している。

<小規模な損傷の場合>

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

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系機能が喪失することで、2次冷却系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。津波の場合には 11.1m 以上の津波襲来時には屋外の主変圧器(4.0m)や海水ポンプ(4.94m)の没水により全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失となった状態で、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ、リレー室直流分電盤、ドロップ盤、充電器盤、計器用分電盤、計器用電源盤等）及び関連機器（動力変圧器、蓄電池）が被水・没水により機能喪失し直接炉心損傷に至るとともに、監視機能や複数の操作機能が喪失した状態では原子炉格納容器破損に至る可能性も高い。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンス