

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、解釈に「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、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及び津波のレベル 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 手法の確立に向け検討中又は起因事象発生頻度など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中である。したがって、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 火災及び溢水の影響

外部事象のうち、火災及び溢水については、レベル 1 P R A の手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、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別紙表 1-1-1 及び別紙表 1-1-2 に示す。

別紙表 1-1-1 内部溢水により誘発される起回事象

(日本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などの機能喪失
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などの機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプなどの機能喪失

別紙表 1-1-2 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
インターフェイス システム 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	火災による原子炉補機冷却水ポンプなどの機能喪失

別紙表 1-1-1 及び別紙表 1-1-2 で抽出された起回事象は、屋内に設置されている安全系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、これらは安全系機器の故障・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。

溢水及び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、制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もある。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疊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「人為事象」という。）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評価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（別紙表 1-1-3、別紙表 1-1-4 及び別紙 1-1-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、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定される。これらは、いずれも今回の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している。

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。これらについては、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、想定される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する。

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（航空機落下）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、伊方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。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。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル 1.5 P R A）

外部事象レベル 1.5 P R Aについては、地震 P R A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 P R A 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 P R A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おいて、不確かさが大きくなる傾向にある。国内でも試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、P W R 電力共同で実機への適用検討を進めている。

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及び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（ χ 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。 β モード及び 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、 χ 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合せに応じて対応していくべきものである。具体的

には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策又は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・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 での想定と同等であると考えられる。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・漂流物の衝撃力などが考えられるが、原子炉格納容器及び周辺建屋の配置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 火災及び溢水の影響

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いる。また、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いる。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様であり，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考える。

3. まとめ

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及び津波レベル1 P R A以外の外部事象について，定性的に分析・推定した。その結果，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P R A並びに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。

別紙表 1-1-3 自然現象が原子炉施設へ与える影響

自然現象	原子炉施設へ与える影響
洪水	敷地付近に河川はないことから、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、最寄の気象官署で過去観測された最大瞬間風速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。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、補助給水タンク及び重油タンクは、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。また、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。なお、海水ポンプ、補助給水タンク、重油タンクについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外設備の機能低下が考えられるが、最寄りの気象官署で過去観測された最低気温を想定して凍結防止対策を講じていることから、安全上重要な設備に影響を与えることはない。可能性としてはディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油凍結による全交流動力電源喪失、補助給水タンクの純水凍結による損傷及びヒートシンク（海水）の凍結が考えられる。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。また、伊方発電所は豪雪地帯ではないため、積雪による影響は考え難い。可能性としては、荷重による補助給水タンク損傷、雪によるディーゼル発電機吸排気口閉塞や着雪に伴う変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
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。ただし、海水ポンプモータ部への雷撃に伴う損傷による原子炉補機冷却機能喪失や、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。
地滑り	構築物等が損壊する可能性があるが、安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はない。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、発電所運用期間中の活動可能性のある火山における過去最大規模の噴火による敷地付近への火山灰を保守的に見積もった降下厚さの想定では、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、荷重によるタービン建屋破損に伴う2次系除熱機能喪失や、変圧器及び開閉所の機能喪失による外部電源喪失等が想定される。また、建屋開口部からの火山灰の取り込みによる換気空調系機能に影響を与える可能性がある。
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・建屋への影響が想定されるが、設計基準対象施設は、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等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していることから、安全性を損なうおそれはない。なお、高潮の影響は、津波に対する裕度の評価において参照する。

別紙表 1-1-4 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、航路及び石油工業関連施設は、発電所からの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当該発電所への有毒ガスの影響はない。
飛来物(航空機落下)	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} 回/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、当該事象が万が一発生した場合には、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)	一般航路は発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の護岸等に衝突して止まることから取水性に影響はない。船舶の座礁により重油等流出する場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。
爆発 (プラント外での爆発)	発電所敷地外 10km 以内の範囲において、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はないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。また、発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、八幡浜市及び伊方町に主要な産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と伊方発電所の間には標高約 200m の山林の障壁があり、火災時の熱輻射及びガス爆発による爆風圧による影響を受けるおそれはない。
電磁的障害	安全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、鋼製筐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、発生の可能性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	発電所の敷地の近くにはダムの崩壊により影響を及ぼすような河川がないことから、安全性を損なうおそれはない。
火災 (近隣工場等の火災)	石油コンビナート施設の火災については、「爆発(プラント外での爆発)」に記載したとおりである。 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災発生については、輻射熱による外部火災防護施設の建屋(垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所)の表面温度等を許容温度以下とする設計としている。 発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生については、輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とする設計としている。 石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対しては、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を行う設計としている。

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 P R A の実施は困難である。よって，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，別紙 1-1-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

各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性の検討を実施した（別紙 1-1-添付-2～7 参照）。その結果、内部事象 P R A，地震 P R A 及び津波 P R A 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。

別紙表 1-1-添付-1 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。	別紙 1-1-添付-2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	別紙 1-1-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。	別紙 1-1-添付-4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	別紙 1-1-添付-5
8	地滑り	安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はないため、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	別紙 1-1-添付-6
10	生物学的影響	海生生物の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進入防止対策により、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。	別紙 1-1-添付-7
12	高潮	「津波」による影響評価に包含される。	—

設計基準において想定される自然現象及び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の選定について

設計基準において想定される自然現象及び人為事象について選定を行った。

1. 自然現象及び人為事象に係る外部ハザードの抽出

解釈第 6 条第 2 項及び第 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 項に規定する「想定される自然現象」とは、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をいう。

（中略）

- 8 第 3 項に規定する「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。

設計基準において想定される自然現象及び人為事象について、網羅的に抽出するために国内外の基準等を収集し、リストアップした。基準の選定にあたっては、国外の基準として、原子力発電所に対するレベル 1 P R A の開発及び適用のために I A E A が発行したガイド

- ・「Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants" IAEA, April 2010」

及び設計基準を超える外部事象が原子力発電所に対してもたらす課題に対処するために米国 N E I が発行した手引き

- ・ DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)

また、日本の自然現象を網羅する観点から、日本の自然災害の歴史をとりまとめた

- ・「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年

を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した自然現象に係る外部ハザードを別紙表 1-1-添付-1-1、人為事象に係る外部ハザードを別紙表 1-1-添付-1-2 に示す。

なお、その他に原子力発電所の P R A の実施のために米国 N R C が発行したガイド

- ・ NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", (NRC, January 1983)

等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「3. 設計基準において想定される自然現象及び人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはない。

別紙表 1-1-添付-1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（1 / 2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-1	極低温（凍結）	○		○	○	○	○	○	
1-2	隕石	○		○		○		○	
1-3	豪雨（降水）	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○				○		○	
1-5	砂嵐	○		○		○		○	
1-6	静振	○				○		○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張	○				○		○	
1-10	高潮	○	○			○		○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山活動・降灰	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波	○	○			○		○	
1-14	雪崩	○	○	○		○		○	
1-15	生物学的事象	○			○		○	○	
1-16	海岸侵食	○				○		○	
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○	
1-18	外部洪水	○	○			○	○	○	
1-19	暴風（台風）	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧	○				○		○	
1-22	森林火災	○	○		○	○	○	○	
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○	
1-24	草原火災	○							
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○	
1-26	極高温	○	○	○		○		○	
1-27	満潮	○				○		○	

【外部ハザードを抽出した文献】

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010
- ④ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983
- ⑥ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ 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"
- ⑧ B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011. 5 NRC 公表

別紙表 1-1-添付-1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（2 / 2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-28	ハリケーン	○				○		○	
1-29	氷結	○		○		○		○	
1-30	氷晶			○					
1-31	氷壁			○					
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○						
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○			
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○						
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○					
1-38	もや			○					
1-39	塩害，塩雲			○					
1-40	地面の隆起		○	○					
1-41	動物			○					
1-42	地滑り	○	○	○	○	○	○	○	
1-43	カルスト			○					
1-44	地下水による浸食			○					
1-45	海水面低			○					
1-46	海水面高			○					
1-47	地下水による地滑り			○					
1-48	水中の有機物			○					
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○							
1-50	高温水（海水温高）			○					
1-51	低温水（海水温低）		○	○					
1-52	泥湧出		○						
1-53	土石流		○						
1-54	毒性ガス	○				○		○	

【外部ハザードを抽出した文献】

①～⑧は「別紙表 1-1-添付-1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（1 / 2）」に同じ。

別紙表 1-1-添付-1-2 外部ハザードの抽出（人為事象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
2-1	衛星の落下	○		○				○	
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○	
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○		○	
2-4	有毒ガス	○				○	○	○	
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○	
2-6	航空機衝突	○		○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○	
2-8	船舶事故	○		○	○		○		
2-9	自動車又は船舶の爆発	○		○					
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○					
2-11	水中の化学物質			○					
2-12	プラント外での爆発			○	○		○		
2-13	プラント外での化学物質の流出			○					
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○	
2-15	軍事活動でのミサイル			○					
2-16	掘削工事		○	○					
2-17	他のユニットからの火災			○					
2-18	他のユニットからのミサイル			○					
2-19	他のユニットからの内部溢水			○					
2-20	電磁的障害			○	○		○		
2-21	ダムの崩壊			○	○		○		
2-22	内部溢水				○	○	○	○	
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○		

【外部ハザードを抽出した文献】

①～⑧は「別紙表 1-1-添付-1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（1 / 2）」に同じ。

2. 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。）及び想定される人為事象の選定

「1. 自然現象及び人為事象に係る外部ハザードの抽出」で網羅的に抽出した外部ハザードについて、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。）及び想定される人為事象を選定するため、敷地の自然環境や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法※を参考とした別紙表 1-1-添付-1-3 の基準により事象の選定を行った。

別紙表 1-1-添付-1-3 選定の基準

（＜参考＞を参照）

基準	補 足
基準 A	プラントに影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。（例：No. 1-5 砂嵐）
基準 B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することによりハザードを排除できる。（例：No. 1-16 海岸侵食）
基準 C	プラント設計上、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、又はプラントの安全性が損なわれることがない。（例：No. 1-21 濃霧）
基準 D	影響が他の事象に包含される。（例：No. 1-27 満潮）
基準 E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。（例：No. 1-2 隕石）
基準 F	外部からの衝撃による損傷の防止（第六条）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（例：No. 1-7 地震活動）

※ 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. 設計基準において想定される自然現象及び人為事象の選定結果

「2. 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。）及び想定される人為事象の選定」で検討した基準に基づき、設計基準において想定される自然現象及び人為事象を選定した結果を別紙表 1-1-添付-1-4 及び別紙表 1-1-添付-1-5 に示す。

第六条に該当する設計基準において想定される自然現象として、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

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（1 / 6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-1	凍結（極低温（凍結））							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-2	隕石					レ		×	安全施設の機能に影響を与える規模の隕石が衝突する可能性は極めて小さい※ ¹ 。
1-3	降水（豪雨（降水））							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-4	河川の迂回	レ						×	河川は発電所の取水源ではない。
1-5	砂嵐	レ						×	発電所付近には砂漠がないため発生しない。
1-6	静振	レ						×	発電所は湾及び湖沼に面しておらず発生しない。
1-7	地震活動						レ	×	第四条（地震による損傷の防止）に該当する。
1-8	積雪（暴風雪）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。

※1 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} 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、本記載の基となった 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、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいもの（例えば、隕石や人工衛星の落下）を挙げている。

なお、隕石が伊方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“2007VK₁₈₄”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1,750 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 $1/1,750$ とする。

・地球の表面積：510,072,000 (km²)

・伊方発電所の敷地面積：0.86 (km²)

であることから、隕石が伊方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。

$$1/1,750 \times (0.86/510,072,000) = 9.6 \times 10^{-13}$$

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（2 / 6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-9	土壌の収縮又は膨張				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-10	高潮							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-11	津波						レ	×	第五条（津波による損傷の防止）に該当する。
1-12	火山（火山活動・降灰）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-13	波浪・高波			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計波高は有義波高で 4.0m、敷地の整地レベルは EL.+10m である。設計波高に基づく護岸を築造しており、越波したとしてもその量は軽微である。
1-14	雪崩	レ						×	積雪が長期間継続することではなく、雪崩の原因となる層構造になることは考え難い。
1-15	生物学的事象							○	プラントへの影響評価を実施する。
1-16	海岸侵食		レ					×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、海岸の侵食は進展が遅いことから、補強工事等により侵食を食い止めることができるため、直立消波ケーソン式混成堤等により護岸を築造している。
1-17	干ばつ	レ						×	河川は取水源ではない。
1-18	洪水（外部洪水）							○	プラントへの影響評価を実施する。
1-19	風（台風）（暴風（台風））							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-20	竜巻							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（3 / 6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-21	濃霧			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり、設計として唯一必要となる屋外給油についても全く作業ができなくなる程の視界となることは考え難い。
1-22	森林火災							○	プラントへの影響評価を実施する。
1-23	霜・白霜			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり、設計として唯一必要となる屋外での給油についても作業ができなくなることはない。
1-24	草原火災				レ			×	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」による影響評価に包含される。
1-25	ひょう・あられ				レ			×	竜巻評価として鋼製材等の飛来物による衝撃荷重を考慮するため、「竜巻」による影響評価に包含される。また、ひょうは主に初夏に極短時間起こる事象であることから、積もることによる設備への影響は軽微であり、「積雪」等の影響評価に包含される。
1-26	極高温			レ				×	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する換気空調設備で冷却されることなどから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
1-27	満潮				レ			×	津波評価において朔望平均満潮位を考慮しており、「津波」による影響評価に包含される。
1-28	ハリケーン				レ			×	台風と同一の気象現象であるため、「風（台風）」による影響評価に包含される。
1-29	氷結				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（4／6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-30	氷晶				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。
1-31	氷壁				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）				レ			×	降水に起因すると考えられるため、「降水」による影響評価に包含される。
1-33	落雷							○	プラントへの影響評価を実施する。
1-34	湖又は河川の水位低下	レ						×	湖又は河川は取水源ではない。
1-35	湖又は河川の水位上昇	レ						×	湖又は河川は取水源ではない。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-37	極限的な圧力（気圧高低）				レ			×	竜巻評価として気圧差による荷重を考慮するため、「竜巻」による影響評価に包含される。
1-38	もや			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお，設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり，設計として唯一必要となる屋外給油についても全く作業ができなくなる程の視界となることは考え難い。
1-39	塩害，塩雲		レ					×	腐食の進展は遅く，十分な管理が可能である。 なお，塩害については，屋外機器は塗装の施工及び維持により，海塩粒子の付着を防止している。また，建屋換気空調系の給気口には除塩機能を有したフィルタを設置している。建屋内については環境が穏やかであるものの，外気の流入する空気吹出し口付近の機器については，定期的な塩分測定，必要に応じて純水拭きを行っている。塩雲については，発電所付近には塩湖がないため発生しない。

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（5 / 6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-40	地面の隆起				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-41	動物				レ			×	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」による影響評価に包含される。
1-42	地滑り							○	プラントへの影響評価を実施する。
1-43	カルスト				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。なお、発電所付近はカルスト地形ではない。
1-44	地下水による浸食				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-45	海水面低				レ			×	影響は津波と同じと考えられるため、「津波」による影響評価に包含される。
1-46	海水面高				レ			×	影響は津波と同じと考えられるため、「津波」による影響評価に包含される。
1-47	地下水による地滑り				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-48	水中の有機物				レ			×	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」による影響評価に包含される。
1-49	太陽フレア，磁気嵐			レ				×	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る程度と考えられる。
1-50	高温水（海水温高）		レ					×	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とため，安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
1-51	低温水（海水温低）	レ						×	取水源（海水）が凍結することはない。

別紙表 1-1-添付-1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果（6 / 6）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1-52	泥湧出				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」（地盤）による影響評価に包含される。
1-53	土石流				レ			×	降水に起因すると考えられるため、「降水」による影響評価に包含される。
1-54	毒性ガス				レ			×	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。

別紙表 1-1-添付-1-5 設計基準において想定される人為事象の選定結果（1 / 3）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
2-1	衛星の落下					レ		×	安全施設の機能に影響を与える規模の人工衛星が落下する可能性は極めて小さい※ ¹ 。
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	レ						×	発電所近傍にはパイプラインはない。
2-3	交通事故（化学物質流出含む）				レ			×	影響は有毒ガス又は爆発と同じと考えられるため、「有毒ガス」又は「爆発」による影響評価に包含される。
2-4	有毒ガス							○	プラントへの影響評価を実施する。
2-5	タービンミサイル						レ	×	第十二条（安全施設）に該当する。

- ※ 1 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} 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。
- 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、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいもの（例えば、隕石や人工衛星の落下）を挙げている。
- なお、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。

別紙表 1-1-添付-1-5 設計基準において想定される人為事象の選定結果（2 / 3）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
2-6	飛来物（航空機落下）（航空機衝突）							○	プラントへの影響評価を実施する。
2-7	工業施設又は軍事施設事故	レ						×	発電所付近には工業施設又は軍事施設がない。
2-8	船舶の衝突（船舶事故）							○	プラントへの影響評価を実施する。
2-9	自動車又は船舶の爆発				レ			×	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。
2-10	船舶から放出される固体液体不純物				レ			×	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」による影響評価に包含される。
2-11	水中の化学物質			レ				×	プラントで使用する淡水の水質は適切に管理している。
2-12	爆発（プラント外での爆発）							○	プラントへの影響評価を実施する。なお、爆発に起因する飛来物も考慮する。
2-13	プラント外での化学物質の流出				レ			×	影響は有毒ガスと同じと考えられるため、「有毒ガス」による影響評価に包含される。
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出			レ				×	化学薬品は適切に管理しており、堰による拡散防止対策等が図られている。
2-15	軍事活動でのミサイル	レ						×	発電所付近には軍事施設はない。
2-16	掘削工事	レ						×	発電所付近には堆積層がないためガス噴出のおそれはない。
2-17	他のユニットからの火災				レ			×	外部火災評価として敷地内に存在する危険物タンクの火災を考慮するため、「火災」による影響評価に包含される。
2-18	他のユニットからのミサイル						レ	×	第十二条（安全施設）に該当する。

別紙表 1-1-添付-1-5 設計基準において想定される人為事象の選定結果（3 / 3）

No	外部ハザード	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
2-19	他のユニットからの内部 溢水				レ			×	他のユニットの屋外タンクよりも3号の屋外タンクの容量が大きいため、「内部溢水」による影響評価に包含される。
2-20	電磁的障害							○	プラントへの影響評価を実施する。
2-21	ダムの崩壊							○	プラントへの影響評価を実施する。
2-22	内部溢水						レ	×	第九条（溢水による損傷の防止等）に該当する。
2-23	火災（近隣工場等の火災）							○	「外部火災」による影響評価の一部として影響評価を実施する。

＜参考＞

基準A：プラントに影響を及ぼす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様ではなく、発生する自然事象は地域性があるため、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。例えば、干ばつは取水源を河川に頼っている発電所に限定される。

基準B：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することにより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出来る事象は対象外とする。例えば、発電所の海岸の侵食の事象が発生しても、進展が遅いことから補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準C：プラント設計上、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、又はプラント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、建屋内機器は海水をヒートシンクとする換気空調設備で冷却されることなどから影響は限定的である。

基準D：影響が他の事象に包含される。

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

面の隆起，陥没等は同じ影響を及ぼす事象であり，まとめて検討することができる。

基準E：発生頻度が他の事象と比較して非常に小さい。

従来もタービンミサイル，航空機落下の評価では発生頻度が低い事象は考慮すべき事象の対象外としており，同様に考える。

基準F：外部からの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。

第四条（地震による損傷の防止），第五条（津波による損傷の防止），第九条（溢水による損傷の防止），第十二条（安全施設）により評価を実施するもの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に該当しないものについては，対象外とする。

竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失の抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 竜巻荷重による設備等の損傷
- b. 竜巻によりもたらされる飛来物による設備等の損傷

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1) で抽出した影響の考慮により、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 竜巻荷重による設備等の損傷

（建 屋）

- ・ 建屋倒壊

安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋，原子炉補助建屋等の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）

- ・ 補助給水タンク及び海水ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な設備等については，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

竜巻による荷重によって、送電鉄塔の倒壊、送電線の切断等が発生し、外部電源が喪失する。

b. 竜巻によりもたらされる飛来物による設備等の損傷

(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は、鉄筋コンクリート造であり、また飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有する。したがって、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、建屋貫通による内包設備への影響はない。使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は、飛来物が侵入するものの、使用済燃料ピット（貯蔵している燃料集合体を含む。）の構造健全性が維持できることを確認している。なお、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設備等は、防護金網、防護板及び防護材の設置により、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。しかし、シナリオの選定に当たっては、以下

のとおり設備が損傷することを想定した。

- ・補助給水タンク損傷

補助給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。補助給水タンクが損傷した場合、同時に上記 a. の外部電源喪失の発生を想定すると、2次系からの除熱機能喪失となる。

- ・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、従属的にディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失した場合、同時に上記 a. 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) 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（起因事象の発生可能性の評価）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。

- a. 竜巻荷重による設備等の損傷

- (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 1.6×10^{-6} ）を想定する。別紙表 1-1-添付-2-1 に示すとおり、この程度の風速を想定しても、各建屋は評価基準に対して健全であることが確認されている。したがって、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される。

別紙表 1-1-添付-2-1 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性
評価結果

建屋		設計竜巻荷重 (kN)	評価基準値 (kN)	結果
原子炉 建屋	外周コンクリート壁	22, 332	312, 439	○
	原子炉周辺建屋	18, 777	94, 732	○
	燃料取扱棟	11, 942	28, 504	○
原子炉補助建屋		12, 811	248, 696	○
タービン建屋		22, 041	34, 306	○

* 各建屋の部材で、最も裕度が低く評価されたケースを示している。

(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。このため、送電鉄塔倒壊に伴う外部電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。

・海水ポンプ及び補助給水タンク損傷

風速については、過去に発生した最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s (年超過確率 1.6×10^{-6}) を想定する。別紙表 1-1-添付-2-2 に示すとおり、この程度の風速を想

定しても、風荷重により発生する応力値は許容値を下回り、各設備は評価基準に対して健全であることが確認されている。このことから、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される。

別紙表 1-1-添付-2-2 設備の構造健全性評価結果

設備	応力値 (MPa)	裕度	結果
海水ポンプ（据付面基礎ボルト）	33	4.6	○
海水ポンプモータ（外扇カバー取付けボルト）	51	3.0	○
補助給水タンク（基礎ボルト）	6	53.7	○

* 応力値は最も裕度(＝許容値／応力値)が低く評価されたケースを示している。

b. 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋、設備等の損傷

(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については、風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6} ）の竜巻による飛来物衝突を想定しても、別紙表 1-1-添付-2-3 に示すとおり貫通は生じない。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。

別紙表 1-1-添付-2-3 各建屋の設計飛来物による貫通評価結果（飛来方向：鉛直）

番号	建屋	外壁／屋根スラブ		評価及び評価結果				評価結果		備 考	
		位置 EL. (m)	鋼製材	乗用車	裏面剥離	貫通					
					結果	結果					
①	外周コンクリート壁	32.3～60.689 (シリンダー部)	⑦の評価を準用	⑦の評価を準用	○	○					
②		60.689～63.359 (ドーム部)	解析評価：6. 原子炉格納施設外周コンクリート壁トップドーム頂部評価 ・最大発生応力 218MPa [判定基準] 引張強さ：400MPa以下 ・最大主ひずみ 0.0985% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 裏面剥離及び貫通はしない。	・最大発生応力 40.8MPa [判定基準] 引張強さ：400MPa以下 ・最大主ひずみ 0.0173% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 裏面剥離及び貫通はしない。	○	○	鉄板型枠有 (厚4.5mm (一部5mm))				
③	原子炉周辺建屋	一般部	17.0～20.4 (外壁)	⑦の評価を準用	⑦の評価を準用	○	○				
④		塔屋部	46.8 (屋根)	⑩の評価を準用	⑩の評価を準用	○	○	デッキプレート有 (厚1.6mm)			
⑤			32.3～35.0 (外壁)	⑫の評価を準用	⑫の評価を準用	○	○				
⑥			36.0 (屋根)	⑬の評価を準用	⑬の評価を準用	○	○				
⑦	燃料取扱棟	32.3～39.5 (外壁)	解析評価：2. 燃料取扱棟壁壁評価 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 17cm 8cm 7cm 2cm				○	○			
⑧			39.5～54.8 (折板壁)	—	—	—	—	×	使用済燃料ピットへの設計飛来物の侵入について影響評価を実施		
⑨		54.8 (屋根)	解析評価：1. 燃料取扱棟屋根評価 ・最大発生応力 299MPa [判定基準] 引張強さ：270MPa以下 ・最大主ひずみ 0.342% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 局部的に引張強さを超えているが、破断ひずみ以下であるため貫通は発生しない。 裏面剥離した場合はデッキプレートによりコンクリートは飛散しない。				・最大発生応力 231MPa [判定基準] 引張強さ：270MPa以下 ・最大主ひずみ 0.113% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 裏面剥離及び貫通はしない。	○	○	デッキプレート有 (厚1.6mm)	
			⑦の評価を準用	⑦の評価を準用	○	○					
⑩	原子炉補助建屋	一般部	24.0～32.3 (外壁)	解析評価：3. 原子炉補助建屋屋根評価 ・最大発生応力 140MPa [判定基準] 引張強さ：205MPa以下 ・最大主ひずみ 0.0617% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 裏面剥離及び貫通はしない。				・最大発生応力 68.6MPa [判定基準] 引張強さ：205MPa以下 ・最大主ひずみ 0.0315% [判定基準] 破断ひずみ：17%以下 【評価結果】 裏面剥離及び貫通はしない。	○	○	デッキプレート有 (厚1.6mm)
⑪			32.3・39.5 (屋根)	⑦の評価を準用	⑦の評価を準用	○	○				
⑫		塔屋部	24.0～29.9・32.3～35.8 (外壁)	解析評価：5. 原子炉建屋・原子炉補助建屋の塔屋評価（壁面） 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 19cm 9cm 9cm 3cm				○	○		
⑬				29.9・35.8 (屋根)	解析評価：4. 原子炉建屋・原子炉補助建屋の塔屋評価（屋根） 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 裏面剥離厚さ 貫通厚さ 15cm 7cm 7cm 2cm						○

※1：厚さは各建屋（構築物）における最小値

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

(屋外設備)

・補助給水タンク損傷

風速 100m/s (年超過確率 1.6×10^{-6}) を越える竜巻が発生し、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。このため、補助給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PRA、地震PRA及び津波PRA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 1.6×10^{-6}) を越える竜巻が発生し、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。このため、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PRA、地震PRA及び津波PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、補助給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る。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、飛来物の衝突から対象設備を守る防護板、金網に期待で

きる。これらのことから、飛来物衝突による補助給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
- ・タービン建屋損傷又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 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A におい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。

したがって、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。外部電源喪失と２次冷却系の破断又は主給水流量喪失と補助給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動力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。これら以外の組合せシーケンスは考えにくく、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は新たに生じないと判断される。

なお、暴風については、気象官署のこれまでの記録に基づく最大風速が 72.3m/s であるのに対し、年超過確率評価上 1.6×10^{-6} /年となる竜巻の風速が 100m/s であることから、竜巻の評価に包含されるものと判断した。

凍結が原子炉施設へ与える影響

1. 起因事象の特定

(1) 設備等の損傷・機能喪失の抽出

凍結事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」
- b. ヒートシンク（海水）の「凍結」
- c. 「着氷」による送変電設備の相間短絡

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

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

- a. 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」
 - ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油凍結

低温によりディーゼル発電機燃料油貯油槽内の重油が凍結した場合、同時に外部電源喪失の発生を想定すれば、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。

- ・ 補助給水タンクの純水凍結

低温により補助給水タンクの純水が凍結し、起因事象が発生した場合、補助給水による冷却が不可能になる。補助給水タンクが機能喪失した場合、同時に外部電源喪失の発生を想定する

と2次系からの除熱機能喪失となる。

b. ヒートシンク（海水）の「凍結」

伊方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。

c. 「着氷」による送変電設備の相間短絡

送電線又は碍子への着氷によって相間短絡を起こし、外部電源喪失に至ることが考えられる。しかし、伊方発電所においては送電線又は碍子への着氷による相間短絡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) 起因事象の特定

(2) 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しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

a. 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・ディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油凍結

ディーゼル発電機燃料油貯油槽等内の重油が凍結に至る温度は十分低く、凍結事象については事前の予測が十分に可能である。したがって、温度管理が可能であることから、凍結事象によるディーゼル発電機燃料油貯油槽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。

- ・ 補助給水タンクの純水凍結

補助給水タンクの純水凍結により補助給水タンクが損傷した場合、同時に外部電源喪失を想定すれば２次系からの除熱機能が喪失する。しかし、２次系からの除熱機能喪失事象は、内部事象ＰＲＡ、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- b. ヒートシンク（海水）の「凍結」

- 1. (2) b. 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。

- c. 「着氷」による送変電設備の相間短絡

- 1. (2) c. 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。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討より、新たに考慮すべきシナリオはなく、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は生じないものと判断される。

積雪が原子炉施設へ与える影響

1. 起因事象の特定

(1) 設備等の損傷・機能喪失の抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 「雪の多量吸い込み」による吸排気口及び冷却口の閉塞
- b. 「積雪荷重」による建屋天井及び屋外設備に対する荷重
- c. 「着雪」による送変電設備の機能阻害

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1) 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等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 「雪の多量吸い込み」による吸排気口及び冷却口の閉塞
 - ・ ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機の吸排気口閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失する。これと同時に、下記 c. 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の閉塞

積雪によって海水ポンプモータの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。

b. 「積雪荷重」による建屋天井及び屋外設備に対する荷重

・補助給水タンク損傷

補助給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。

・建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合、建屋に設置している設備等に影響が及ぶ。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。

c. 「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及び倒木による送電機能阻害）

送電線若しくは碍子への着雪又は積雪荷重による倒木により、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) 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。

a. 「雪の多量吸い込み」による吸排気口及び冷却口の閉塞

別紙表 1-1-添付-4-1 に吸排気口及び冷却口の高さと積雪高さとの比較を示す。

- ・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機吸排気口閉塞によりディーゼル発電設備が機能喪失し、同時に外部電源喪失となることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになる。これは、内部事象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、ディーゼル発電機吸排気口（吸気口：地上高さ約 11.9 m、排気口：地上高さ約 17.8m）が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上 10^{-7} /年より大幅に小さくなる。また、事前の予測が十分に可能であることから、吸排気口への付着、堆積については除雪管理が可能である。したがって、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断される。

また、ディーゼル発電機燃料油貯油槽への影響について、地上面から約 4.3mの位置にベント管の開口部があるが、影響を及ぼす積雪深さは年超過確率評価上 10^{-7} /年より大幅に小さくなることから、考慮は不要である。

- ・海水ポンプの冷却口の閉塞

海水ポンプの冷却口の閉塞により原子炉補機冷却海水設備が機能喪失に至った場合、原子炉補機冷却機能喪失事象の発生が考えられる。これは、内部事象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、海水ポンプモータの冷却口の閉塞についても、起因事象の発生頻度が年超過確率評価上 10^{-7} /年程度であり、積雪は事

前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能である。
したがって、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因
とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象として
は選定不要であると判断される。

別紙表 1-1-添付-4-1 吸排気口及び冷却口の高さと積雪高さの比較

吸排気口 及び冷却口	設置高さ	積雪深さ*	結 果
ディーゼル発電機 の吸排気口	吸気口：地上高さ 11.9m 排気口：地上高さ 17.8m	0.756m	設置高さに 対して十分 余裕があ る。
海水ポンプモータ 冷却口	基礎からの約 1.76m		

* 年超過確率評価上 10^{-7} /年に相当する積雪深さ

b. 「積雪荷重」による建屋天井及び屋外設備に対する荷重

・補助給水タンク損傷

積雪荷重による座屈で補助給水タンクが損傷した場合、同時に外部電源喪失又は主給水流量喪失の発生を想定すれば、2次系からの除熱機能が喪失する。2次系からの除熱機能喪失事象は、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRA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、(2)で選定したシナリオが発生する可能性がある。しかし、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PRA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、タービン建屋以外の天井が崩落するような積雪事象は、別紙表 1-1-添付-4-2 に示すとおり、年超過確率評価上 10^{-7} /年に相当する積雪による荷重が堆積荷重の余裕値より十分に小さいこと及び積雪事象の進展速度が遅く天井崩落の発生可能性は非常に小さいことから、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。したがって、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。

別紙表 1-1-添付-4-2 各建屋の積載荷重と積雪による堆積荷重の比較

建屋	長期 荷重 ① (N/m ²)	短期荷重として 負担できる荷重 ② (N/m ²)	積載荷重 の余裕 ②－① (N/m ²)	堆積荷重* (N/m ²)	結 果
原子炉建屋	9,000	13,500	4,500	1,512	堆積荷重に対して十分余裕がある
原子炉補助建屋	13,000	19,500	6,500		

* 年超過確率評価上 10^{-7} /年に相当する積雪深さ（75.6cm）に基づき算出。

c. 「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及び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。した

がって、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失を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
- ・タービン建屋損傷又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ＰＲＡ、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡにおい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。

したがって、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、補助給水タンクの機能喪失による補助給水機能の喪失が同時に発生した場合に２次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は新たに生じないと判断する。

落雷が原子炉施設へ与える影響

1. 起因事象の特定

(1) 設備等の損傷・機能喪失の抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 直撃雷による設備損傷
- b. 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1) 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及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 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。
- b. 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) 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裕度評価を実施し、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。

a. 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、建屋避雷針の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交流動力電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。

b. 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出来ない場合、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、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、避雷器及び絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、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 P R A，地震 P R A 及び津波 P R A におい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。

したがって，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交流動力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は新たに生じないと判断する。

火山活動が原子炉施設へ与える影響

1. 起回事象の特定

(1) 設備等の損傷・機能喪失の抽出

火山活動事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 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
- b. 火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- c. 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- d. 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1) で抽出した影響の考慮により、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 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、建屋内に設置している設備等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震 P R A 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。

- ・補助給水タンク損傷

補助給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。

- b. 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。

- c. 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）の閉塞により機関吸気が機能喪失に至り、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機吸気系が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記 e. 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。

- d. 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る。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される。したがって、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（ライニング含む）が施工されている。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。

e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子及び変圧器へ付着し、霧又は降雨の水分を吸収することによって相間短絡を起こし、外部電源喪失に至る。

(3) 起因事象の特定

(2) で選定した各シナリオについて、想定を超える火山活動に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

a. 火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

火山灰の荷重により建屋が崩落した場合、建屋内に設置している設備等に影響が及ぶ。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、別紙表 1-1-添付-6-1 に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、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。

別紙表 1-1-添付-6-1 各建屋の設計基準で考慮している火山灰堆積荷重
と許容荷重の比較

建屋	長期 荷重 ① (N/m ²)	短期荷重として 負担できる荷重 ② (N/m ²)	積載荷重 の余裕 ②－① (N/m ²)	堆積荷重 (N/m ²)	結 果
原子炉建屋	9,000	13,500	4,500	2,205	堆積荷重に 対して十分 余裕がある
原子炉補助建屋	13,000	19,500	6,500		

・補助給水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による補助給水タンクへの影響については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難である。しかし、別紙表 1-1-添付-6-2 に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、火山灰が堆積しても除去作業が可能であることから、本評価の対象外とした。

別紙表 1-1-添付-6-2 屋外タンクの設計基準で考慮している火山灰堆積量
と許容応力に相当する堆積量の比較

機器	許容応力に 相当する堆積量 (cm) *	設計基準で考慮 している堆積量 (cm)	結果
補助給水タンク (屋根板)	41	15	堆積荷重に対して 十分余裕がある

* 最も裕度が低く評価された応力（一次一般膜応力＋一次曲応力）から試算。

b. 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ，取水設備及び海水ストレーナが対象として考えられる。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，別紙表 1-1-添付-6-3 に示すとおり，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比較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。

別紙表 1-1-添付-6-3 各屋外機器の設備のサイズと設計基準で
考慮している火山灰粒径との比較

機器	閉塞を考慮 する箇所	閉塞を考慮する 箇所の直径 (mm)	想定粒径 (mm)	結果
海水ポンプ	流水部	70	1 以下*	十分余裕 がある
	軸受部	3.7		
取水設備	除塵装置	10		
海水ストレーナ	エレメント	8		

* 伊方発電所の敷地における火山の降下火砕物の設計条件は，四国西部の宇和盆地の地質調査で採取した試料の試験結果に基づいており，これによれば粒径は 1 mm 以下という結果となる。このことから，想定粒径を 1 mm とした。

c. 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）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。しかし、吸入空気の流れが下から吸い上げることから火山灰を吸い込みにくい構造となっており、フィルタの清掃及び交換が可能である。したがって、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。

d. 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1. (2) d. に記載のとおり、考慮不要と判断される。

e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

火山灰の影響可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、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。しかし、外部電源喪失は、内部事象 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
- ・タービン建屋損傷又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P R A、地震P R A及び津波P R Aにおい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。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び外部電源喪失であり、補助給水系、非常用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、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は新たに生じないと判断する。

外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響

1. 起回事象の特定

(1) 設備等の損傷・機能喪失の抽出

外部火災事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 輻射熱による設備等への影響
- b. ばい煙による空調吸気口の閉塞
- c. 外部電源への影響

(2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1) 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等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 輻射熱による設備等への影響

- ・ 建屋損傷

外部火災の輻射熱により原子炉格納容器等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る事象

- ・ 海水ポンプ損傷

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、機能損傷する事象

- ・補助給水タンク損傷

外部火災の輻射熱により補助給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、補助給水系統が損傷する。

- b. ばい煙による空調給気口の閉塞

ディーゼル発電機室空調の給気口閉塞により空調設備が機能喪失に至り、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機室空調が閉塞により機能喪失し、同時に下記 c. 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。

- c. 外部電源への影響

火災又は火災に伴う倒木により送電線等の機器が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3) 起因事象の特定

(2) 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。

- a. 輻射熱による設備等への影響

- ・建屋損傷

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は困難である。しかし、事象進展を考慮すると、従来より 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

ることができる。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。

- ・ 補助給水タンク損傷

外部火災の輻射熱による補助給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c. で示される外部電源喪失があった場合に2次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。

- b. ばい煙による空調給気口の閉塞

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空調給気口に直接到達する確率は非常に小さいものと考えられる。また、空調給気口までばい煙が到達したとしても、給気口にある給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進入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられる。したがって、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。

c. 外部電源への影響

火災又は火災に伴う倒木により送電線等の機器が損傷し、相间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。しかし、森林の中の送電線等の機能喪失については否定できないため、送電システムの故障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。

したがって、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は新たに生じないと判断する。

炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事象について

1. はじめに

レベル 1 P R A から抽出した事故シーケンスには、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事故シーケンスが含まれる。これらの発生頻度は低く、全 C D F の 99.6% は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これらの事故シーケンスは、事故シーケンスグループの選定において、事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる外部事象特有の事故シーケンスと、選定した事故シーケンスグループに含まれるが有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスに分けて整理している。ここでは、それぞれへの対応について述べる。

当該事故シーケンスについては、解釈において次のように記載されている。

1 - 2

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

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

1 - 4

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

また、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」に整理した事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、以下のとおり要求されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

b. 主要解析条件

(a) 評価事故シーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケンスの中から過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）

これを踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の可能性や事象を緩和する対策の有無等、以下の観点に着目して整理する。

- ・ 炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる。
- ・ 事象を緩和する可能性がある対策が準備されている。
- ・ 全C D Fへの寄与割合が小さい。

2. 事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる事故シーケンス

P R Aの結果を踏まえた事故シーケンスグループを整理した別紙表 1-2-1 において、以下の事故シーケンスは外部事象に特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスと直接的に対応せず、新たな事故シーケンスグループの候補となり得るものである。

○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

これらについては、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待することが困難ではあるが、事象を緩和する可能性がある何らかの対策があることを含め、以下に整理する。

(1) 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大規模な L O C Aが発生し、E C C S注入を行った場合においても炉心損傷を回避できず、併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 次系と 2 次

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次系配管等の損傷発生が考えられ、この場合1次系と2次系の差圧がさらに増大することで漏えい量が増加して炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器バイパス事象であるため、原子炉格納容器の閉じ込め機能にも期待することはできない。

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $1.8\text{E}-8$ /炉年であり、全CDF ($2.6\text{E}-4$ /炉年) に対して 0.1%未満と寄与が極めて小さい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の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。

(2) 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なL O C Aが発生し、E C C S注入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、E x c e s s L O C A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など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E C C S注入配管が構造損傷して、制御できないE x c e s s L O C Aが発生すると同時に、E C C S注水機能も喪失するため炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋に押しつぶされるような状況の場合、原子炉格納容器内への接続配管が損傷することで、原子炉格納容器損傷も回避することが困難となる。

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

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を含めた評価でも $2.5\text{E-}9$ /炉年であり、全 C D F ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して 0.1% 未満と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、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の閉じ込め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。

(3) 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して大規模な L O C A が発生し、E C C S 注入を行った場合においても炉心損傷を回避できず、併せて原子炉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 L O C A が発生せず蒸気発生器による除熱も有効である可能性があり、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 次系からの除熱に係る設備が健全であれば炉心損傷を防止できる。しかし、原子炉格納容器の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注入配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なLOCA (Excess LOCA) が発生すると同時にECCS注入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の損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止/格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $6.3\text{E-}10/\text{炉年}$ であり、全CDF ($2.6\text{E-}04/\text{炉年}$) に対して 0.1% 未満と寄与が極めて小さい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の閉じ込め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。

さらに、大規模損壊が発生した場合における活動について整備しており、原子炉建屋、原子炉格納容器等が損傷した場合にはこれを適用し、可搬型設備により電源の確保、炉心の冷却、原子炉格納容器の除熱及び敷地外への放射性物質の放散抑制等を行い、影響の緩和を図ることが可能である。

(4) 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（メタルクラッド開閉器、パワーセンタ等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」（以下「全交流動力電源喪失」という。）が発生するとともに、主盤（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。

なお、主盤（原子炉盤）等が損傷する場合は、複数の信号系が損傷することにより補助給水流量制御や主蒸気逃がし弁等を含む工学的安全施設の動作不能を想定しており、津波による浸水時等を含め、原子炉補助建屋損傷による影響に含まれる。

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又は原子炉補機冷却機能喪失となるものの、ディーゼル発電機等を接続して電源を回復し、安全設備の作動に期待できる可能性がある。しかし、原子炉補助建屋の一部フロアの損傷においても、単独の機器又は複数の機

器で原子炉補機冷却機能喪失や、監視機能・制御機能の喪失の組合せが発生することにより、炉心損傷に至る可能性が高い。

なお、炉心損傷に至った場合でも、原子炉補助建屋、安全補機開閉器の損傷の程度によっては、格納容器破損防止対策^{*1}により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる場合がある。

*** 1：格納容器破損防止対策**

- (1) 格納容器スプレイ注入による原子炉格納容器内気相部の冷却
格納容器スプレイポンプ又は代替格納容器スプレイポンプ（全交流動力電源喪失時にも対応可能）を活用する。
- (2) 格納容器内自然対流冷却による冷却
原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧し、格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する、又は中型ポンプ車（全交流動力電源喪失時にも対応可能）により、格納容器再循環ユニットへ海水を直接通水する。
- (3) 静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素燃焼の防止
ジルコニウム-水反応及び溶融炉心-コンクリート相互作用により発生する水素を酸素と再結合させ、原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。
- (4) 1次系強制減圧による高圧溶融物放出の防止
1次系圧力が高圧のまま推移する場合は、加圧器逃がし弁を開操作して1次系を強制減圧する。

格納容器破損防止対策の手順の一例を別紙図 1-2-1 に示す。

＜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、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・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止/格納容器破損防止が

困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響を含めた評価でも $5.5\text{E-}8$ /炉年であり、全CDF ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して 0.1% 未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、損傷の規模によっては、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。

3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス

事故シーケンスグループ別に、事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について別紙表 1-2-2 に整理しており、今回の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下のとおりである。

○過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）

○原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗

○特に厳しい L O C A 事象

- ・大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)
- ・大破断 L O C A ＋低圧注入失敗
- ・大破断 L O C A ＋蓄圧注入失敗
- ・中破断 L O C A ＋蓄圧注入失敗

これらの事故シーケンスについては、今回整備した格納容器破損防止対策により、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを以下のとおり確認している。

(1) 過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）

地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、2次系からの除熱が開始されるが、炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱に失敗し、短時間で炉心損傷に至るシーケンスである。

炉内構造物の損傷の程度によっては、1次冷却材の流れが完全には阻害されず、フィードアンドブリードによる炉心冷却にも期待できる

可能性がある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は $6.0\text{E-}7$ /炉年であり、全 C D F ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して約 0.2% と寄与が小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時における P D S について

本事故シーケンスは、2次系からの冷却の失敗により短時間で炉心損傷に至り、E C C S による1次系への燃料取替用水の持ち込みはない。炉心損傷時にとり得る P D S は、別紙図 1-2-2 に示すイベントツリーから、格納容器スプレイの成功・失敗により以下の3通りのいずれの状態にもなり得る。

- ・ T E D : 過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ T E W : 過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ T E I : 過渡事象 + 補助給水失敗

以下、各 P D S に対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. T E D の場合

(a) 格納容器破損モードについて

T E D による主な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下の2つが抽出される。

- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気

気圧力が上昇して過圧破損に至るおそれがある（90.9％）。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（7.1％）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でT E DはA E Dに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、A E Dの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「大破断L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるT E Dの事故シーケンスである「過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

事象の進展が速く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。

また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEDはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。

c. TEWの場合

(a) 格納容器破損モードについて

TEWによる主な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下の2つが抽出される。

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気気圧力が上昇して過圧破損に至るおそれがある（92.0%）。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した熔融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（7.1％）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEWはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEWの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○ 熔融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの熔融物の量が多いA**が厳しいと

考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず原子炉下部キャビティの熔融物を冷却しない**Dが、水の持ち込みがある**Wよりも厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEWはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEWの事故シーケンスである「過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

d. TEI の場合

(a) 格納容器破損モードについて

TEI による主な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下の2つが抽出される。

○ 格納容器健全（ ϕ モード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され、原子炉格納容器の健全性は確保される（92.0%）。

○ 熔融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した熔融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（6.5%）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 格納容器健全（ ϕ モード）

格納容器健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しい。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEIはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEIの事故シーケンスである「過渡事象+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

(2) 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

原子炉補機冷却水系の機器故障又は津波による被水により原子炉補機冷却機能を喪失し、RCPシール部へのシール水の注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生して1次系のインベントリが失われる。さらに、機器の故障により補助給

水系が機能喪失する。この場合、原子炉補機冷却機能喪失により ECCS 注入に期待できず、補助給水系の機能喪失により 2 次系からの除熱も失敗し、短期間で炉心損傷に至るシーケンスである。

補助給水系の機器故障の程度又は安全補機開閉器の故障の程度によっては、補助給水系の復旧又は主給水系による 2 次系からの冷却により炉心損傷を回避できる可能性がある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は $9.4\text{E-}9$ /炉年であり、全 CDF ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して 0.1% 未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時における PDS について

本事故シーケンスは、2 次系からの冷却の失敗により短時間で炉心損傷に至り、ECCS による 1 次系への燃料取替用水の持ち込みはない。

炉心損傷時にとり得る PDS は、別紙図 1-2-2 に示すイベントツリーから以下の状態になる。

- ・ TED : 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗

以下、当該 PDS に対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. TED の場合

(a) 格納容器破損モードについて

TED による主な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下の 2 つである。

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEDはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

事象の進展が速く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち

込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが、水の持ち込みがある**Wよりも厳しい。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの点でTEDはAEDに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

(3) 特に厳しいLOCA事象

(3)-1 低圧注入に失敗するLOCA事象

- ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)
- ・大破断LOCA+低圧注入失敗

E x c e s s L O C Aは、地震によりRCP、原子炉容器等が直接損傷してECCSの機能を上回る規模のLOCAが発生することを想定している。また、「大破断LOCA+低圧注入失敗」は大破断LOCA時に低圧注入ラインの閉塞等により低圧注入の失敗を想定している。いずれも1次冷却材が短時間に失われ、早期に炉心損傷に至るシーケンスである。

E x c e s s L O C Aで原子炉格納容器内へ流出するインベント

りは大破断 L O C A と同じであるが、破断規模が大きいことから格納容器圧力の初期ピークは大破断 L O C A を上回る可能性があるが、事象初期では原子炉格納容器限界圧力・温度に対して十分な余裕があることを解析により確認していることから、原子炉格納容器に対する脅威は大破断 L O C A と同じと考えられる。このため、原子炉格納容器の機能維持については、「大破断 L O C A + 低圧注入失敗」シーケンスについて説明する。

なお、両事故シーケンスの発生時には、炉心損傷防止を図るための緩和策を考え難いものの、その発生頻度の合計は $2.5\text{E-}7$ /炉年であり、全 C D F ($2.6\text{E-}4$ /炉年) に対して 0.1% 程度と寄与が小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時における P D S について

L O C A の規模が大きく、事象発生後短時間で炉心損傷に至る。炉心損傷時にとり得る P D S は、別紙図 1-2-2 に示すイベントツリーから、以下の 4 通りがある。

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

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

- ・ A E W : 大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗（高圧注入成功であり、これにより燃料取替用水が格納容器内に持ち込まれている。）

- ・ A E I : 大破断 L O C A + 低圧注入失敗

以下、各 P D S に対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. A E D の場合

(a) 格納容器破損モードについて

A E D による主要な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下の 2 つが抽出される。

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

1 次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気気圧力が上昇して過圧破損に至るおそれがある（89.5％）。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（9.9％）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きい A ** が破断規模の小さい S ** や破断していない T ** よりも厳しい。また ** D は、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できない。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で A E D は当該破損モードに該当する P D S を代表するものである。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対

する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、本事故シーケンスと同じ「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認される。

また、Excess LOCAでは、大破断LOCAと比較して破断口径が異なり冷却材の原子炉格納容器内への流出率が大きくなることから、事象初期の破断流による圧力上昇が大破断LOCAと比べて大きくなる。ただし、別紙2-1に示すとおり、その圧力上昇は格納容器限界圧力と比較して十分小さいものである。したがって、上述の「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において有効性が確認される。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（εモード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、本事故シーケンスと同じ「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレ

イ注入失敗」において有効性が確認される。

また、E x c e s s L O C Aにおいても、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの熔融物を冷却しない状態で事象展開は大破断L O C Aと変わらないことから、その対策の有効性は大破断L O C Aと同様に確認される。

c. A E Wの場合

(a) 格納容器破損モードについて

A E Wによる主要な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下のものが抽出される。

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気気圧力が上昇して過圧破損に至るおそれがある（98.5％）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でA E WはA E Dに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり，当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は，AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから，AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても，有効性が確認できる。

また，Excess LOCAでは，大破断LOCAと比較して破断口径が異なり冷却材の原子炉格納容器内への流出率が大きくなることから，事象初期の破断流による圧力上昇が大破断LOCAと比べて大きくなる。ただし，別紙2-1に示すとおり，その圧力上昇は格納容器限界圧力と比較して十分小さいものである。したがって，上述の「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ失敗」において有効性が確認される。

d. A E I の場合

(a) 格納容器破損モードについて

A E I による主な格納容器破損モードは別紙表 1-2-3 より、以下が抽出される。

○ 格納容器健全（ ϕ モード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され、原子炉格納容器の健全性は確保される（98％）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 格納容器健全（ ϕ モード）

原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

(3)-2 蓄圧注入に失敗する L O C A 事象

- ・ 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ・ 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗

大破断 L O C A 又は中破断 L O C A 時に、1 次冷却材が早期に大量に漏出する際、閉塞等により蓄圧系が機能喪失し、ほう酸水の即時注入に失敗するシーケンスである。この場合、初期の炉心冷却ができず炉心損傷する可能性が高い。

本事故シーケンスの発生時には、使用可能な高压注入系又は低压注入系を用いて炉心注水を行うことにより炉心の冷却が行われ、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性はある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は合計で $4.7\text{E}-8$ /炉年であり、

全 C D F ($2.6E-4$ /炉年) に対して 0.1% 未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時における P D S について

1 次冷却材が早期に漏出し、蓄圧注入に失敗するが、それ以外の E C C S による燃料取替用水の持ち込みには期待しており、原子炉格納容器内に持ち込まれた燃料取替用水がサンプに蓄積する。炉心損傷時の P D S は、別紙図 1-2-2 のイベントツリーから以下の 6 通りがある。

- ・ A E W : 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ A E W : 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ A E I : 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ・ A E W : 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ A E W : 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・ A E I : 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗

以下、各 P D S に対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. A E Wの場合

(a) 格納容器破損モードについて

A E Wによる主要な格納容器破損モードは、別紙表 1-2-3 より以下のものが抽出される。

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ δ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でA E WはA E Dに包絡される。

別紙表 1-2-4 に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、A E Dの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるA E Wの事故シーケンスである「大・中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入・再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

c. A E I の場合

(a) 格納容器破損モードについて

A E I による主な格納容器破損モードは，別紙表 1-2-3 より以下が抽出される。

○ 格納容器健全（φモード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され，原子炉格納容器の健全性は確保される。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 格納容器健全（φモード）

原子炉格納容器の健全性は確保されていることから，検討対象外とする。

4. まとめ

「2. 事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる事故シーケンス」で述べた4つの事故シーケンスについては，国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに，損傷規模の不確実さが大きく，様々な損傷の程度・組合せの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループを考えた場合，原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震P R A及び津波P R Aの結果から，これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている一方，これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては，具体的に

は炉心損傷に至るまでの余裕時間、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるものの、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷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又は格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し、内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記のとおり、外部事象に特有の事故シーケンスグループについて頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全CDFに対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

<参考：解釈>

1-1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

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

また、「3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス」で述べた6つの事故シーケンスについては、各事故シーケンスにおいて喪失している機能により、いずれかの事故シーケンスグループに該当するものである。

これらの事故シーケンスは、設備の損傷の程度によっては炉心損傷を回避できる可能性が考えられるが、その程度を特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有する。したがって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な事故シーケンスとして抽出している。

一方、これらの事故シーケンスにより炉心損傷に至った場合でも、別紙表 1-2-5 にまとめたとおり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが可能である。

(有効性評価上
の経過時間)

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

(大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗) に対する対応手順の概要

※1: 外部電源が喪失し、すべての非常用母線への給電に失敗した場合

※2: 補助給水ライン流量計指示が80m³/h以上あることにより補助給水流量の確立を確認

※3: 中央操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復不能と判断

※4: 以下のパラメータの監視を強化し、

1次冷却材の漏れがないことを監視

・格納容器内圧力及び温度

・格納容器サンプ水位

・格納容器内モニタ

・1次冷却材圧力

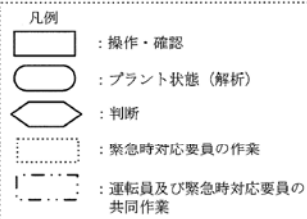
・蒸気発生器水位、圧力 等

※5: 全蒸気発生器への補助給水流量の合計値が80m³/h以上あることにより判断

※6: 2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

2. 2 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故



(0秒)

冷却材喪失 (大破断)
(同時に低圧注入機能、高圧注入機能及び
格納容器スプレイ注入機能の喪失
さらに、全交流動力電源喪失※1及び
原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮)

1次冷却材ポンプ電源電圧低
原子炉トリップ

タービン動補給給水ポンプの起動
及び補助給水流量確立の確認※2

早期の電源回復が不能※3
(炉心の著しい損傷及び格納容器破損
を防止する運転手順の適用)

(回復は解析上
考慮せず)

電源回復操作へ

(事象判別プロセス参照) Yes

1次冷却材漏れの兆候がある※4

Yes

大破断LOCAである※5

Yes

炉心融解開始

30分後の
操作を
仮定

炉心損傷確認
(炉心出口温度計指示: 350℃及び
格納容器高レンジエアモニタ
(高レンジ) 指示: 1×10^{-5} nSv/h)

静的触媒式水素再結合装置の
作動状況確認

(約49分)

代替格納容器スプレイポンプによる
代替格納容器スプレイ開始※14

(約1.5時間)

原子炉容器破損

補助給水タンクから
燃料取替用水タンクへの
移送開始※16

補助給水タンクから燃料取替
用水タンクへの移送※16

格納容器再循環ユニット (A及びB)
のダクト開放機構の作動※17

(24時間)

格納容器再循環ユニット (A及びB)
による格納容器内自然対流冷却開始

代替格納容器スプレイ
ポンプ停止判断※19

代替格納容器スプレイポンプ停止

原子炉格納容器安定状態確認※20※21
(格納容器内温度、格納容器圧力
低下傾向)

以下長期対策

格納容器内自然対流冷却による
長期の除熱及び電源設備等
の復旧継続

蒸気発生器への補助給水がある※6

Yes

全交流動力電源喪失時にRCP
シールLOCAが発生してい
ない場合の手順へ※6

※8: 1次冷却材圧力が蓄圧タンク
の保持圧力以下まで急速に低
下している場合

全交流動力電源喪失時にRCP
シールLOCAが発生した場合
の手順へ※10

空冷式非常用発
電装置の準備

90分以内に電源回復
の見込みがある

Yes

空冷式非常用
発電装置による
電源供給開始

蓄電池室排気
ファン起動※15

格納容器隔離弁
の閉止

炉心出口温度計指示350℃到達
又は
ECCS作動信号の発信を
伴う1次冷却材喪失時に
すべての高圧注入系が機能喪失

イグナイタ
起動

イグナイタの
作動状況確認
(解析上考慮せず)

格納容器水素濃度
計測装置準備

格納容器水素濃度
計測装置運転
(解析上考慮せず)

※10: 2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

2. 2 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

※11: 90分以内での交流動力電源復旧の見込みがない場合、事
象発生後から24時間以上により直流電源を供給するため、不要負荷切離しを実施

※12: ・炉心出口温度計指示が600℃を超えて上昇
・炉心出口温度計指示の上昇が急 (15℃/分程度)
・炉心出口温度計指示が350℃を超えている状態が継続
(10分程度以上)

※13: 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が確認
できない場合に実施

※14: 解析上、約49分で代替格納容器スプレイを開始している
が、実際の操作においては準備完了次第注水開始
また、代替格納容器スプレイポンプは格納容器再循環
サンプ水位計 (広域) 指示80%かつ格納容器圧力計指示
(0.283MPa[gage]) 未満にて一旦停止、その後は格納容
器圧力計指示 (0.283MPa[gage]) にて起動、50kPa低下
(0.233MPa[gage]) にて停止の周知運転

※15: 蓄電池充電時に発生する水素を排出するために起動

※16: 「燃料取替用水タンク水位低」の警報が発信すれば移送
準備し、燃料取替用水タンク水位計指示3%で移送開始

全交流動力電源喪失時にRCP
シールLOCAが発生してい
ない場合の手順へ※6

※8: 1次冷却材圧力が蓄圧タンク
の保持圧力以下まで急速に低
下している場合

全交流動力電源喪失時にRCP
シールLOCAが発生した場合
の手順へ※10

空冷式非常用発
電装置の準備

90分以内に電源回復
の見込みがある

Yes

空冷式非常用
発電装置による
電源供給開始

蓄電池室排気
ファン起動※15

格納容器隔離弁
の閉止

炉心出口温度計指示350℃到達
又は
ECCS作動信号の発信を
伴う1次冷却材喪失時に
すべての高圧注入系が機能喪失

イグナイタ
起動

イグナイタの
作動状況確認
(解析上考慮せず)

格納容器水素濃度
計測装置準備

格納容器水素濃度
計測装置運転
(解析上考慮せず)

※10: 2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

2. 2 全交流動力電源喪失

外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

※11: 90分以内での交流動力電源復旧の見込みがない場合、事
象発生後から24時間以上により直流電源を供給するため、不要負荷切離しを実施

※12: ・炉心出口温度計指示が600℃を超えて上昇
・炉心出口温度計指示の上昇が急 (15℃/分程度)
・炉心出口温度計指示が350℃を超えている状態が継続
(10分程度以上)

※13: 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が確認
できない場合に実施

※14: 解析上、約49分で代替格納容器スプレイを開始している
が、実際の操作においては準備完了次第注水開始
また、代替格納容器スプレイポンプは格納容器再循環
サンプ水位計 (広域) 指示80%かつ格納容器圧力計指示
(0.283MPa[gage]) 未満にて一旦停止、その後は格納容
器圧力計指示 (0.283MPa[gage]) にて起動、50kPa低下
(0.233MPa[gage]) にて停止の周知運転

※15: 蓄電池充電時に発生する水素を排出するために起動

※16: 「燃料取替用水タンク水位低」の警報が発信すれば移送
準備し、燃料取替用水タンク水位計指示3%で移送開始

アニュラス排気
ファン及び、中
央制御室空調
系の起動準備

アニュラス排気
ファン起動※9
中央制御室空調
系起動

アニュラス水素
濃度 (AM)
計測装置準備

アニュラス
水素濃度測定
(解析上考慮せず)

中型ポンプ車
(2台目、3
台目) による
格納容器内自
然対流冷却及
び高圧再循環
の準備

中型ポンプ車
(1台目) による補助給水
タンクへの補
給及び使用済
燃料ピットへ
の注水準備

※7: 3. 重大事故

3. 1. 2 雰囲気圧
力・温度による静的負
荷 (格納容器過温破
損)

外部電源喪失時に非常
用所内交流動力電源が
喪失し、補助給水機能
が喪失する事故

中型ポンプ車
(2台目、3
台目) による
格納容器内自
然対流冷却及
び高圧再循環
の準備完了

中型ポンプ車
(1台目) による補助給水
タンクへの補
給及び使用済
燃料ピットへ
の注水開始

※17: 格納容器再循環ユニットのダクト開放機構は、原子炉格
納容器温度約110℃ (原子炉格納容器の最高使用圧力
(0.283MPa[gage]) に対する飽和温度132℃に裕度を考慮
した値) にて作動

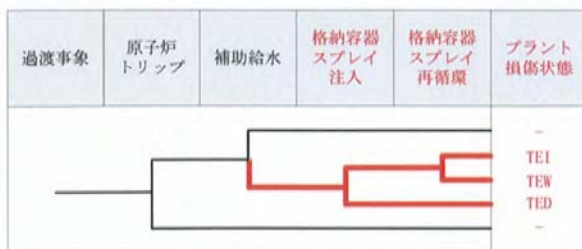
※18: 解析上、24時間で格納容器内自然対流冷却を開始している
が、実際の操作においては準備完了次第、通水開始

※19: 格納容器内自然対流冷却開始又は格納容器内への積算注水
流量が4000m³となれば格納容器内注水を停止

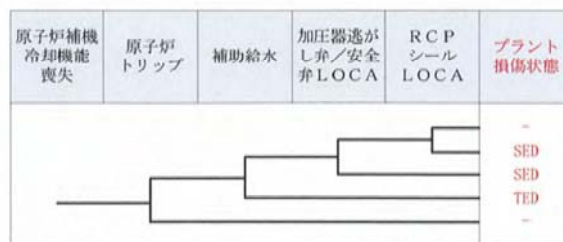
※20: 状態確認は以下で実施
・格納容器内温度、格納容器圧力低下傾向

※21: 格納容器内自然対流冷却により、格納容器内温度、格納容
器圧力が低下に転じる時点 (約48時間) を原子炉安定状態
とする

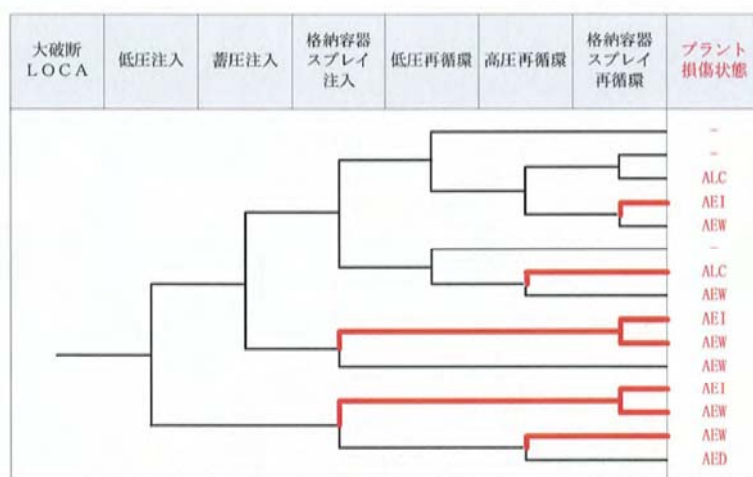
別紙図 1-2-1 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」時の対応手順の概要



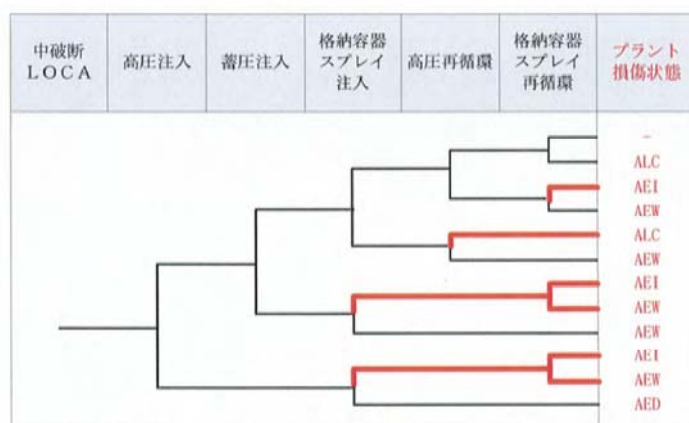
(過渡事象 + 補助給水失敗)



(原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗)



(大破断LOCA + 低圧注入失敗)



(中破断LOCA + 蓄圧注入失敗)

別紙図 1-2-2 プラント損傷状態評価のための
レベル1 PRAのイベントツリー

別紙表 1-2-1 P R Aの結果に基づく事故シーケンスグループ

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

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

※1：複数の信号系の損傷を含む。

※2：蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損) に含まれる。

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

ε：1.0E-11未満

別紙表 1-2-2 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

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

色塗り箇所：国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス。

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

※2：100%には、第1.7表で除外したシーケンスの炉心損傷頻度を含む。

(1) フィードアンドブリード等により影響緩和の可能性はある。

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

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

別紙表 1-2-3 プラント損傷状態が格納容器破損モードへ影響する割合

PDS	割合 (%)	格納容器破損モード
AED	89.5%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）
	0.0%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	9.9%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
AEW	98.5%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）
	0.0%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）
	1.0%	η 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	0.0%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
AEI	98.0%	ϕ 格納容器健全
	0.8%	η 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用
	0.1%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	0.7%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
TED	90.9%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）
	0.3%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）
	0.0%	μ 高圧熔融物放出（高圧時の格納容器直接接触）
	0.3%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.9%	g TI-SGTR
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	7.1%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
TEW	92.0%	δ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）
	0.0%	τ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）
	0.0%	μ 高圧熔融物放出（高圧時の格納容器直接接触）
	0.3%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.1%	g TI-SGTR
	0.0%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	7.1%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発
TEI	92.0%	ϕ 格納容器健全
	0.0%	μ 高圧熔融物放出（高圧時の格納容器直接接触）
	0.3%	σ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.2%	g TI-SGTR
	0.5%	$\gamma \gamma' \gamma''$ 水素燃焼
	6.5%	ε 熔融炉心・コンクリート相互作用
	0.5%	β 格納容器隔離機能喪失
	0.0%	α 炉内水蒸気爆発

(注) 別紙 1-2 中「3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス」に記載の、各PDSによる主な格納容器破損モードとして、上記の割合が1%を超えるものを対象とした。

別紙表 1-2-4 格納容器破損モードに対する評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策

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

別紙表 1-2-5 (1 / 3) 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスの対策

(1) 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

P D S	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
T E D	δ (90.9%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって当該破損モードに対する事象の厳しさの観点でT E DはA E Dに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、A E Dの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「大破断L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるT E Dの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗」に対しても有効性が確認できる。
	ε (7.1%)	事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが、水の持ち込みがある**Wよりも厳しい。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの点でT E DはA E Dに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、A E Dの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるT E Dの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

別紙表 1-2-5 (2/3) 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスの対策

(2) 過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）

P D S	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
T E D	δ (90.9%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる、圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でT E DはA E Dに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、A E Dの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「大破断L O C A＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるT E Dの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	ε (7.1%)	事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。 また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でT E DはA E Dに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、A E Dの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断L O C A＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、A E Dに包絡されるT E Dの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。
T E W	δ (92.0%)	T E Dの記載と同様であり、水の持ち込みがあるT E WはA E Dに包絡され、格納容器破損防止対策はT E Dに準ずる。
	ε (7.1%)	T E Dの記載と同様であり、水の持ち込みがあるT E WはA E Dに包絡され、格納容器破損防止対策はT E Dに準ずる。
T E I	ϕ (92.0%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。
	ε (6.5%)	T E Dの記載と同様であり、水の持ち込みがあり圧力抑制効果に期待できるT E IはA E Dに包絡され、格納容破損防止対策はT E Dに準ずる。

別紙表 1-2-5 (3 / 3) 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスの対策

- (3) 特に厳しいLOCA事象
 (3)-1 蓄圧注入に失敗するLOCA事象
 (3)-2 低圧注入に失敗するLOCA事象

シーケンス	PDS	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
(3)-1	AEW	δ (98.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEWはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入・再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	AEI	ϕ (98.0%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。
(3)-2	AED	δ (89.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できない。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、本事故シーケンスと同じ「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認できる。
		ε (9.9%)	事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水は、本事故シーケンスと同じ「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認できる。
	AEW	δ (98.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEWはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	AEI	ϕ (98.0%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

国外での先進的な対策と伊方発電所 3 号炉での対策の比較

1. 国外での先進的な対策の調査方法

国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、国外の原子力規制機関である、米国原子力規制委員会（N R C）、フランス原子力安全規制機関（A S N）等の規制文書、米国の最終安全解析書（F S A R）等の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等の調査を実施した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても合わせて調査を実施した。（別紙図 1-3-1 参照）

2. 国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、伊方発電所 3 号炉で整備している対策と比較した結果を別紙表 1-3-1 に示す。

すべての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、伊方発電所 3 号炉においても整備されていることを確認した。

また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

国外の炉心損傷防止対策情報

原子力規制機関発行の規制文書

米国
原子力規制委員会 (NRC)

- ・連邦規則 (10CFR)
- ・Regulatory Guide 等

フランス
原子力安全規制機関 (ASN)

- ・政令、省令、通達
- ・基本安全規則 (RFS) 等

ドイツ
環境・自然保護・
原子炉安全省 (BMU)

- ・BMU規制指針
- ・原子力安全委員会 (RSK) 勧告
- ・原子力技術基準委員会 (KTA) 技術基準 等

英国
原子力規制局 (ONR)

- ・原子力施設の
安全評価原則 (SAP)
- ・技術評価ガイド (TAG) 等

事業者の公開文書

- ・米国の最終安全解析書 (FSAR)
- ・英国の建設前安全解析書 (PCSR) 等

欧州 ストレステスト報告書

- ・ストレステスト国別最終報告書
- ・ストレステストピアレビュー報告書
- ・ストレステスト後のアクションプラン 等

国外原子力規制関係情報の調査委託会社

- ・海外コンサルティング会社による聞き取り情報
- ・海外関係者を招へいして行ったセミナーでの説明資料
- ・海外原子力プラント視察から得られる情報 等

<情報入手先>

- 原子力安全推進協会 (JANSI)
- 国外原子力規制関係情報の調査委託会社

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較 (1/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方 3 号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
1	2 次冷却系からの 除熱機能喪失	炉心冷却	・フィードアンドブリード※	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	欧米においては、フィードアンドブリードを整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
		補助給水設備 (容量)	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、 タービン動補助給 水ポンプ (200%× 1 系統) 合計 400%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、 タービン動補助給 水ポンプ (100%× 1 系統) 合計 300%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、 タービン動補助給 水ポンプ (100%× 2 系統) 合計 400%	・独立非常用系のディーゼル直結電動給水ポンプ (ディーゼル駆動もしくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動) (50%×4 系統) 合計 200%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、 タービン駆動補助給水ポンプ (100%×2 系統) 合計 400%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、 タービン動補助給水ポンプ (100%×1 系統) 合計 300%	設計基準事故後の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で 400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。 当社においても当該事故時に欧米と同様に、合計 400%の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。
		蒸気発生器 代替給水手段	・電動主給水ポンプ、 <u>蒸気発生器水張りポンプ</u> ・消火ポンプ (電動)	・高圧給水系 (主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ) ・低圧給水系 (復水ポンプ、消火ポンプ又は補給水移送ポンプ)	—	・給水タンクの主蒸気加圧による給水 (蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水)	—	—	重大事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、常用系設備の活用等多様なポンプを複数台整備している。 当社においても、電動主給水ポンプ等常用系設備によるバックアップを自主的に整備している。
			・消火ポンプ (ディーゼル駆動) ・電動補助給水ポンプ (空冷式非常用発電装置) タービン動補助給水ポンプ (手動起動) ・ <u>蒸気発生器代替給水ポンプ (+空冷式非常用発電装置)</u> ・中型ポンプ車 + 加圧ポンプ車 ・ <u>消防自動車</u> ・接続口	・可搬式ディーゼル駆動ポンプ ・接続口	—	・可搬式ポンプ (+可搬式ディーゼル発電機)	・可搬式ポンプ ・補助給水系の接続口 (消火系ポンプ、可搬式ポンプでの蒸気発生器給水)	・可搬式ポンプ	全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国においては、可搬式ディーゼル駆動ポンプ等を配備しており、欧州においても同様の手段を整備している。 当社においては、事象発生後すぐに起動可能なタービン動補助給水ポンプは、2 系統を有するフランス等と比較して 1 系統しかないが、タービン動補助給水ポンプのサポート系である直流電源喪失時でも、タービン動補助給水ポンプの手動起動が可能であり、更に手動起動の補助として可搬型バッテリーも整備している。また、ディーゼル駆動消火ポンプ、空冷式非常用発電装置から給電する電動補助給水ポンプ又は蒸気発生器代替給水ポンプによる給水手段、中型ポンプ車 (加圧ポンプ車と併用) 等による給水手段及び接続口も整備している。 これらの手段に失敗し、最終的に蒸気発生器への給水手段喪失により 2 次系からの除熱機能喪失に至った場合でも、1 次系フィードアンドブリードによる炉心冷却に期待できる。
		(給水源)	・補助給水タンク ・ <u>2 次系純水タンク</u> ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>脱塩水タンク</u> ・海水	・復水タンク ・消火用水タンク ・原水貯水池 (重力注水による復水タンクへの補給) ・復水器ホットウエル ・河川、湖、海水	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンク、 軟水貯蔵タンク (重力注水による復水タンクへの補給、3 日間補給可)	・脱塩水貯蔵タンク ・河川、水タンク車	・復水タンク ・原水貯水池	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンクから復水タンクへの補給	欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替補給水源からの給水が可能である。 当社においても、複数の淡水タンクのほか、代替補給水源として海水の給水も可能である。
		(その他)	・タービン動補助給水ポンプの手動起動 (補助として可搬型バッテリーも整備)	・タービン動補助給水ポンプの手動起動	・タービン動補助給水ポンプ制御装置の圧縮空気タンクによる遠隔又は現地操作 (5 時間)	—	—	—	全交流電源喪失時において、フランスではタービン動補助給水ポンプの遠隔又は現地操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。 また、米国はタービン動補助給水ポンプの手動起動を可能としている。 当社においては、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ起動対策として可搬型バッテリーを用いた起動手順を整備している。
		蒸気発生器 代替蒸気放出	・ <u>タービンバイパス系の活用</u>	・タービンバイパス系の活用	—	—	—	—	主蒸気逃がし弁が閉鎖失敗した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においては、主蒸気隔離弁及びタービンバイパス弁の開放によるタービンバイパス手段を整備しており、当社においても、主蒸気隔離弁及び主蒸気ダンプ弁の開放によるタービンバイパス手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所 3 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「過渡事象 + 補助給水失敗 (炉内構造物等の損傷)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較 (2/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源 喪失 (1/3)	代替電源設備 (交流)	- 空冷式非常用発電装置* - 非常用ガスタービン発電機 (計画中)	- サイト内ガスタービン発電機 - ディーゼル発電機 (追加設置)	- サイト共用ガスタービン発電機 - 最終バックアップディーゼル発電機	独立非常用のディーゼル発電機	—	サイト共用ガスタービン発電機	米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また欧州においては、ディーゼル発電機とは別の独立非常用ディーゼル発電機等を設置しているほか、全交流動力電源喪失に伴い P C P シール L O C A が発生する場合を想定し、P C R シール注水用蒸気駆動発電機を設置している。 当社においても、ディーゼル発電機とは別系統の交流代替電源である空冷式非常用発電装置を2台設置している。また、今後は恒設の非常用ガスタービン発電機を追設する予定である。
			300kVA 電源車	可搬式ディーゼル発電機	小型蒸気タービン駆動発電機 (追設、R C P シール注水に用いる小型試験用ポンプの給電にも使用)	可搬式ディーゼル発電機	—	可搬式ディーゼル発電機	欧米においては、可搬型の交流代替電源である可搬式ディーゼル発電機を配備している。 当社においても可搬型の交流代替電源である 300kVA 電源車を配備しており、空冷式非常用発電装置が機能しない場合においても、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。
			ユニット間での交流電源接続	ユニット間での交流電源接続	ユニット間での交流電源接続	- ユニット間での交流電源接続 - 第3の送電線 (地中埋設)	—	—	欧米においては、ユニット間での電源接続を実施しており、当社においても同様の手段を整備している。
		(直流)	- 既設蓄電池による給電 - 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	- 既設蓄電池による給電 - 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	- 既設蓄電池による給電 - 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	既設蓄電池による給電	既設蓄電池による給電	既設蓄電池による給電	欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、蓄電池からの給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
			- 可搬型直流電源装置 (電源車+可搬型整流器) - 蓄電池の追加設置	携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電	—	- 可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電 - 独立非常用ディーゼル発電機による直流電源供給	バッテリー充電用小形ディーゼル発電機	—	米国においては、携帯型バッテリー充電器による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。 当社においても、蓄電池を追設するとともに発電機等を用いた可搬型直流電源設備を整備している。
		代替 R C P シール注入	充てんポンプ (自己冷却)	- 静圧試験用ポンプによるシール注入 - 充てんポンプの消火用水又は海水での冷却による運転継続及び充てんポンプでのシール注入	小型試験用ポンプを用いたシール注水 (+小型蒸気駆動発電機)	standstill シール	緊急充てんポンプ (蒸気タービン駆動容積式) によるシール水注水	—	全交流動力電源喪失に伴い R C P シール L O C A が発生する場合を想定し、欧米では試験用ポンプ等による R C P シール注水手段等を整備している。また、ドイツにおいては Standstill シールを整備している。 当社においては、自己冷却式の充てんポンプにより、R C P シールの温度が制限温度以下であれば、シール水の供給が可能である。 なお、シール水の供給が一定期間停止し、R C P シールの温度が制限温度を超えている場合は、シール水の供給ができないため R C P シール L O C A が発生する可能性があるため、2次系強制冷却により早期に1次系圧力を低下させるとともに自己冷却式の充てんポンプにより炉心への注水を実施することで、1次系保有水の確保が可能である。

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (3/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方 3 号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失 (2/3)	炉心冷却	・ 2 次系強制冷却※ (蒸気発生器への給水手段は、「2 次系からの除熱機能喪失」と同様)	・ 2 次系強制冷却	・ 2 次系強制冷却	・ 2 次系強制冷却	・ 2 次系強制冷却	—	全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、2 次系強制冷却による 1 次系冷却手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
		(炉心注水)	・ 充てんポンプ (自己冷却式) ※ ・ 高圧再循環 (中型ポンプ車※による高圧注入ポンプ冷却用海水通水) ・ 代替再循環配管を用いた代替炉心注水 ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 格納容器スプレイポンプ (自己冷却式) ・ 中型ポンプ車 + 加圧ポンプ車 ・ 消防自動車、消火ポンプ (電動、ディーゼル駆動)	・ 可搬式高圧ポンプ ・ 非安全系充てんポンプ (+ 代替高圧交流電源)	・ 余熱除去系統とは別系統の低圧注入系 ・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた炉心注入 (連絡スリーブ設置 : 事故後 3 日)	・ 独立非常用系の余熱除去系 (I R H R)	・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による炉心注入	—	各国の対策として、米国では非安全系充てんポンプ等による炉心注入手段、フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段、ドイツでは航空機落下等の外部事象又はテロ事象に対応するためのバンカーシステムとして独立非常用系の熱除去設備による炉心注入手段等を整備している 当社においては、短期的には独立した電源である空冷式非常用発電装置から給電される自己冷却式の充てんポンプ等による代替炉心注水手段を整備しており、長期的には中型ポンプ車を用いて冷却用海水を通水した高圧注入ポンプによる高圧再循環の手段を整備している。
		(最終ヒートシンクへの熱移送手段)	・ 格納容器再循環ユニット※ (中型ポンプ車※による冷却用海水通水)	—	・ P U I システム (可搬式ポンプ + 可搬式熱交換器、大・中 L O C A 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的)	・ 非常用サービス水系 (冷却水 : 河川水、地下水)	・ 空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔)	—	欧州においては、独立非常系の余熱除去系や 15 日以降の崩壊熱除去を目的として可搬式のポンプ・熱交換器を用いた P U I システムや空冷式熱除去設備を整備している。 当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり電源の不要な中型ポンプ車により冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		(給水源)	・ 燃料取替用水タンク※ (ほう酸水補給 : ほう酸タンク、使用済燃料ピット等) ・ 補助給水タンク ・ 2 次系純水タンク ・ <u>ろ過水貯蔵タンク</u> ・ <u>脱塩水タンク</u> ・ 海水※	・ 燃料取替用水タンク (ほう酸水補給 : ほう酸ホールドアップタンク、使用済燃料ピット、クロスタイを有する他ユニットの燃料取替え用水タンク、大型水源と組合せたほう酸水貯蔵タンク)	・ 燃料取替用水タンク (ほう酸水補給)	・ 代替ほう酸水貯蔵タンク	・ 燃料取替用水タンク	・ 燃料取替用水タンク	欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、同タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。

※ : 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部 : 多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (4/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失 (3/3)	原子炉格納容器除熱	・格納容器内自然対流冷却※ (中型ポンプ車※による冷却用海水通水)	・ファンクーラー ×1台又は2台	—	—	・ファンクーラー (空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔) によるユニットの冷却) ×2台	—	欧米では、全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、イギリスでは空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔) による格納容器冷却ファン熱交換器を冷却し、格納容器を冷却する手段を整備している。 当社においては、中型ポンプ車により冷却用海水を通水した格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却手段を整備しており、原子炉格納容器内雰囲気除熱が可能である。
			・代替格納容器スプレイ ・代替格納容器スプレイポンプ ・格納容器スプレイポンプ (自己冷却式) ・中型ポンプ車＋加圧ポンプ車 ・消火ポンプ (ディーゼル駆動、電動)	・ディーゼル駆動消火用ポンプによる代替格納容器スプレイ	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器除熱 (連絡スリーブ設置: 事故後3日) ・PUI システム (可搬式ポンプ＋可搬式熱交換器、大・中・小 L O C A 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的)	—	—	—	欧米においては、格納容器スプレイ系の機能が全喪失した場合においても、ディーゼル駆動消火ポンプ、低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブ等による代替格納容器スプレイ手段を整備している。 当社においては、代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車 (加圧ポンプ車と併用) 等による代替格納容器スプレイ手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失 (複数の電気盤破損)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (5/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-2	原子炉補機冷却機能喪失 (1/2)	代替補機冷却	・充てんポンプ（自己冷却）※ ・中型ポンプ車又は大型ポンプ車による冷却用海水通水※	—	—	・非常用サービス水系（冷却水：河川水、地下水）	・空冷式予備熱除去設備（乾式冷却塔による代替補機冷却）	—	最終ヒートシンク喪失が発生した場合、ドイツでは、河川水又は地下水を最終ヒートシンクとした非常用サービス水系が設置されている他、イギリスでは、耐震性を備え、冷温停止時における原子炉補機冷却系統負荷の除熱が可能な、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。 当社においては、充てんポンプにおける自己冷却、可搬式の中型ポンプ車又は大型ポンプ車による高圧注入ポンプや格納容器再循環ユニットへの冷却用海水給水により、炉心の冷却に必要な補機の冷却が可能である。
		海水系の代替手段	・海水取水用水中ポンプ ・海水ポンプモータ予備品	・補助海水ポンプ	—	—	—	・冷却水再循環又は放水トンネルからの取水（取水部の閉塞対策） ・冷却水再循環（排水部の閉塞対策）	原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。 また、スウェーデンでは、海面の凍結、漂流物等の影響による冷却水取水部の閉塞時における冷却水の確保手段として、取水口の閉塞時には、取水口に設置されたスクリーン前後の水位差を検知して自動的に冷却系の排水を再循環させる手段を整備しているほか、放水トンネルより取水が可能な対策もとられている。また、海面の凍結等による冷却水排水部の完全閉塞時における冷却水確保手段として、冷却水を冷却系の入口又は冷却水取水部へ再循環させる手段を整備している。 当社においては、原子炉補機冷却系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、海水取水用水中ポンプによる海水供給又は海水ポンプモータ予備品による海水ポンプの復旧により、原子炉補機冷却海水系を復旧することで、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。 また、海水ピットに設置された、スクリーン等による漂流物等を除去する設備で対応できないような大量の漂流物等により、原子炉補機冷却海水系統に影響を与える場合においても、中型ポンプ車等を用いた代替補機冷却手段により、発電所を安全に停止することが可能である。 なお、海面の凍結による原子炉補機冷却海水系の閉塞については、伊方発電所周辺の海水が凍結することはないため、発生しない。

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (6/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-2	原子炉補機冷却機能喪失 (2/2)	まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「補機冷却水の喪失+補助給水失敗（内部事象・津波起因）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 I P E (NUREG-1560, Vol. 1-5) における「補機冷却系喪失+補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シーケンスに対する対策に関する記載は確認できなかった。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (PCSR) を確認した。 補機冷却系については、いくつかの補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シーケンスに関する情報は確認できなかった。						
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器除熱	- 格納容器内自然対流冷却※ (原子炉補機冷却水※又は中型ポンプ車による冷却用海水通水) - 代替格納容器スプレイポンプ	2-1 における、「原子炉格納容器除熱」と同様	2-1 における、「原子炉格納容器除熱」と同様	2-1 における、「原子炉格納容器除熱」と同様	2-1 における、「原子炉格納容器除熱」と同様	2-1 における、「原子炉格納容器除熱」と同様	欧州における原子炉格納容器の除熱手段は、2-1 と同様である。 当社においては、自然対流冷却における冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能である以外は、2-1 と同様である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。						
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	- 多様化自動作動盤※ (タービントリップ、主蒸気隔離及び補助給水ポンプの起動)	- A T W S 緩和系自動回路 ① A M S A C (全 P W R) ② D S S (C E 及び B & W 社製 P W R)	A T W S 緩和系自動回路	—	—	—	A T W S 対策設備として、欧米においては、A T W S 緩和系自動回路 (A M S A C *) 及び緊急ほう酸注入系を整備しているほか、米国の一部プラントでは D S S † を整備している。 当社においては、大きい蒸気発生器熱容量を持ち、A T W S 時に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍を上回らないことから、D S S の整備は不要であり、自動で主蒸気隔離弁の閉止及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動することで、原子炉固有の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う、多様化自動作動盤のみを設置している。 *1: A T W S mitigation system actuation circuit) A T W S 発生時に補助給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる (当社は主蒸気隔離も併せて実施)。 *2: Diverse scram system 検出器出力から制御棒の電源の遮断まで多様化した既存の原子炉トリップ計から独立したスクラム系 (米国の A T W S 対策については、A T W S 規則 (10FCR50.62) において、タービントリップ及び補助給水系の自動起動 (A T W S 緩和系自動回路) の設置が要求されているが、C E 社及び B & W 社製 P W R においては、A T W S 緩和系自動回路と合わせて D S S (多様化スクラム) 系の設置も要求されている。しかし、W H 社製 P W R においては、D S S の設置は要求されていない。)
			ほう酸水の炉心注入 (化学体積制御設備)	ほう酸水の炉心注入	ほう酸水の炉心注入	緊急ほう酸注入系	緊急ほう酸注入系	ほう酸水の炉心注入	欧米においては、A T W S 発生時に原子炉を未臨界に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備している。 当社においては、化学体積制御設備によるほう酸水の炉心注入手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較 (7/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
5	ECCS注水機能 喪失	炉心注入	・2次系強制冷却※ (蒸気発生器への給 水手段は、「2次系 からの除熱機能喪 失」と同様) ・充てんポンプ ・代替再循環配管を用 いた代替格納容器 スプレイポンプ、中 型ポンプ車(+加圧 ポンプ車)等による 炉心注入	・2-1における、「炉 心冷却」と同様	・2-1における、「炉 心冷却」と同様	・2-1における、「炉 心冷却」と同様	・2-1における、「炉 心冷却」と同様	—	欧米における炉心注入手段は、2-1の「炉 心冷却」における炉心注入手段と同様であ る。 当社においては、「中小破断L O C A +高 圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた 2次系強制冷却により1次系を減温減圧し、 低圧注入を促進する手段を整備している。
		(給水源)	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	—	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「E x c e s s L O C A (地震起因)」、「大破断L O C A +低圧注入失敗 (内部事象・地震起因)」、「大・中L O C A +蓄圧注入失敗 (内部事象・地震起因)」における欧米の対策状 況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 「シビアアクシデントマネージメントガイドライン (S A M G) で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (P C S R) を確認した。 L O C A についてはいくつかの複合事象が考慮されており、「大L O C A +低圧注入失敗 (短期間) +外部電源喪失」のシーケンスが存在するが、対策は無い。						
6	ECCS再循環機 能喪失	代替再循環	・代替再循環配管を用 いた再循環※ ・再循環サンプ隔離弁 バイパス弁	—	・低圧注入系と格納容 器スプレイ系の連 絡スリーブを用い た代替再循環 (連絡 スリーブ設置:事故 後3日)	・独立非常用系の余熱 除去系 (I R H R) による代替再循環	・低圧注入系と格納容 器スプレイ系の配 管ライン切替によ る代替再循環	—	欧州においては、フランスでは、低圧注入 系全喪失時における低圧注入系と格納容器 スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容 器スプレイ系による炉心注入手段を整備し ているほか、ドイツでは、独立非常用系の余 熱除去系 (I R H R) による代替再循環手段 を整備している。 当社においても、格納容器スプレイ系と余 熱除去系を連絡する代替再循環配管を用い た格納容器スプレイポンプ等による代替再 循環手段を整備しているほか、再循環サンプ 隔離弁が「開」不能である場合に、再循環サ ンプ隔離弁バイパス弁を用いた再循環手段 も整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (8/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			伊方3号	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
7	格納容器バイパス	格納容器バイパス防止	・クールダウンアンドリサーキュレーション※ ・インターフェイスシステムLOCAの検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	・1次系フィードアンドブリード+2次系強制冷却 ・インターフェイスシステムLOCAの早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	—	・フィードアンドブリード	—	—	欧米においては、1次系及び2次系のフィードアンドブリードによる冷却手段を整備しているほか、インターフェイスシステムLOCAの早期検知手段（既設の計装・設備から兆候を検知）を整備している。 当社においては、既設の計装・設備を用いてインターフェイスシステムLOCAの兆候を検知・隔離する手段及びECCS等により1次系への注水を確保しつつ、主蒸気逃し弁を用いた蒸気発生器による冷却及び加圧器逃がし弁等による減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系により炉心を冷却する手段（クールダウンアンドリサーキュレーション）を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、伊方発電所3号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 WH-PWRにおいて、いくつかのFSAR（Beaver Valley, Callaway, Catawa等）を調査したが、SGTR評価における想定破損は、完全両端破断1本である。 ○欧州 現状以上の対策は実施していない。						

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張対策

加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A の事象進展解析

「加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A」と「R C P シール L O C A」では、1 次冷却材の放出挙動が異なることから、漏えい箇所を「加圧器逃がし弁／安全弁」とした場合の評価を行った。

1. 解析条件

- ・加圧器逃がし弁／安全弁からの漏えいとしては、加圧器逃がし弁 1 個の容量と比べ、加圧器安全弁 1 個の容量の方が大きいことから、加圧器安全弁 1 個の開固着を想定した。
- ・その他の条件、主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却や充てんポンプ（自己冷却式）による炉心への代替注水等を含む主要な解析条件は同様とした。
- ・解析ケースは以下の 2 つとした。

ケース 1：全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却水の喪失＋R C P
シール L O C A

ケース 2：全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却水の喪失＋加圧器
安全弁 L O C A

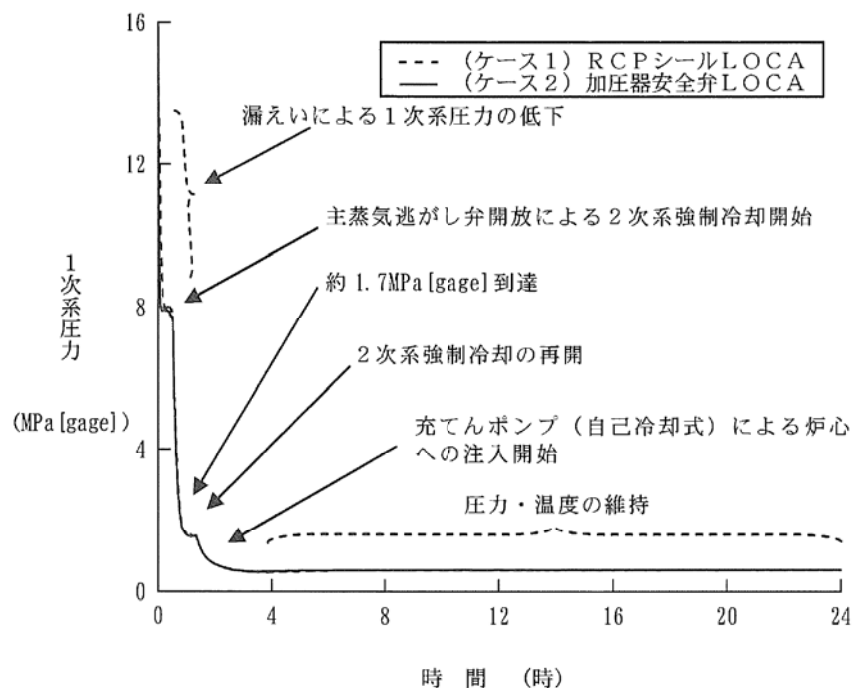
2. 解析結果

解析結果を別紙図 1-4-1 及び別紙図 1-4-2 に示す。

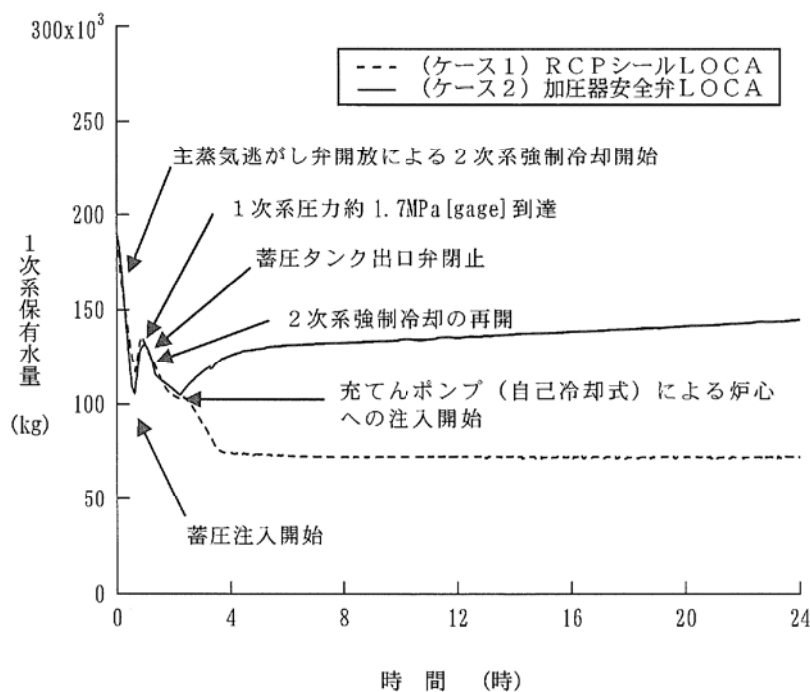
- ・充てんポンプ（自己冷却式）による代替炉心注水開始までにおける 1 次系圧力に大きな差異は生じていない。

- ・ 代替炉心注水開始後の 1 次系保有水量の挙動に大きな差異がみられ、ケース 2 の「加圧器安全弁 L O C A」では、保有水量が回復に転じる結果となっている。

この要因としては、漏えい箇所の相違が挙げられる。ケース 2 では漏えい口が加圧器頂部に設けられているのに対し、ケース 1 では R C P シール部である。ケース 1 の「R C P シール L O C A」の方は、低温側配管に注入される低温の注入水が部分的に直接漏えい口から放出されること、漏えい口位置が低いため液相による放出が多く、冷却材の漏えい量が多くなることから、1 次系保有水量が低めに維持される結果となっている。



別紙図 1-4-1 1次系圧力の推移



別紙図 1-4-2 1次系保有水量の推移

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いについて

1. A T W S の発生頻度評価の対象となる起因事象について

内部事象レベル 1 P R A では、イベントツリー作成に際して炉心損傷回避の成功基準として原子炉トリップに期待している起因事象について、ヘディング「原子炉トリップ」を設定し、トリップ遮断器の故障等により原子炉トリップに失敗した場合をそれぞれ 1 つの事故シーケンスとして抽出している。

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスについてはイベントツリー上で“A T W S のイベントツリーで整理”と記載しているが、A T W S の炉心損傷頻度の評価対象となる起因事象について具体的には以下 2 つの観点で整理している。

(1) 「運転時の異常な過渡変化」に該当

「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（以下「規則」という。）」第四十四条の記載からも A T W S の対象とする起因事象は「運転時の異常な過渡変化」とされており、これにより整理した。

【規則抜粋】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

(2) A T W S 緩和設備作動が必要で起因事象発生実績有

炉心損傷頻度算出に際して、A T W S の起因事象発生頻度として1次系圧力・温度の観点で厳しく、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象を評価対象として整理した。

具体的には、安全評価審査指針における「運転時の異常な過渡変化」のうち、A T W S 発生時、蒸気発生器2次側保有水量が減少することから補助給水が必要となる事象（A T W S 緩和設備が作動する事象）としては以下の5事象であり、そのうち発生実績のある3事象（外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷の喪失）を対象として評価した。

事 象	発生件数 (1976/4/1～2011/3/31)
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	実績なし
原子炉冷却材流量の部分喪失	実績なし
外部電源喪失（送電系の故障含む）	9 件
主給水流量喪失	5 件
負荷の喪失	20 件

2. 事故（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムLOCA） 時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて

「1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 第 1.2 表 起因事象（内部事象）」に示す全起因事象のうち，イベントツリーから抽出される原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いについて，前述の観点により以下のとおり整理した。

蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCAなど，観点(1)「運転時の異常な過渡変化」に該当，(2)「ATWS緩和設備作動が必要で起因事象発生実績有について」により対象外と整理した起因事象については，ATWSの観点では比較的厳しくない*¹事象であると考えられるため，ATWSの起因事象発生頻度の評価対象外としている。なお，観点(1)，(2)により対象外とした事故シーケンスの発生頻度は，対象起因事象3事象から算出されたATWSの発生頻度（ $1.2\text{E}-08/\text{炉年}$ *²）と比較して十分低いことを確認している。

また，このように低頻度ではあるものの，蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても，「参考：蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について」に示すように，運転手順に従って，まず「未臨界の維持」を優先する。手動トリップ操作又は制御棒駆動装置電源開放による制御棒挿入及び緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持したうえで，事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことにより，事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの，運転操作に迷うことなく事故時対応を実施する

ことができる。

起因事象	観点 (1) 「運転時の異常な 過渡変化」に該当	観点 (2) A T W S 緩和設備が必要で起 因事象発生実績有	備考 (原子炉トリップ失敗確率 1.7E-7* ²)
小破断 L O C A	×	×	発生頻度：3.7E-11/炉年
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度：3.4E-11/炉年
外部電源喪失	○	○	A T W S 対象
2 次冷却系の破断	×	×	発生頻度：7.3E-11/炉年
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度：4.1E-10/炉年
主給水流量喪失・ 過渡事象	○	○	A T W S 対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイス システム L O C A	×	×	発生頻度：5.1E-18/炉年

* 1 : L O C A 事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、A T W S 時の挙動の緩和に期待できる。また、蒸気発生器による冷却が健全であれば、1 次系を減圧することが可能である。

* 2 : 原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析により評価しているため、数値はプラントの原子炉保護系設備構成に依存するが、国内 P W R プラントの原子炉保護系の基本的な設計の考え方は同等であり、ここでの評価に有意に影響するような差異ではない。

＜参考：蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステムＬＯＣＡ時に
原子炉トリップ失敗した場合の対応について＞

低頻度ではあるものの，外部電源喪失，主給水流量喪失又は負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には，現在想定しているＡＴＷＳ事象よりも１次系の漏えいについて厳しい条件となることが想定される。

特に，蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムＬＯＣＡといった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シーケンスとなる可能性のある事象については，本来の炉心損傷防止対策である系外への冷却材の放出抑制のための漏えい箇所の隔離やクールダウンアンドリサーキュレーションに加えて，負の反応度投入を目的とした手動トリップやほう酸水注入が必要となるなど，事象進展や対策が大きく異なる。このような場合には「止める」「冷やす」「閉じ込める」の優先順位で対応するよう定められた安全機能ベースの運転手順*¹に基づき，順次対応を実施することとしている。

具体的には，蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合に原子炉トリップが必要となるのは，破損伝熱管が１本程度の蒸気発生器伝熱管破損，規模が小さく隔離が早めに成功したインターフェイスシステムＬＯＣＡなどであり，原子炉トリップまで数分，仮に炉心への注入機能が喪失した場合でも，炉心損傷までは更に数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

一方，ＡＴＷＳは，発生後数分の間に急峻な事象進展挙動を示し，対応として手動トリップによる制御棒挿入又はほう酸の添加により事象が終結

する、長くても数十分の短期間の事象である。

また、重大事故等対策として整備している多様化自動作動盤のA T W S緩和設備は、補助給水起動、タービントリップ及び主蒸気隔離を作動させるものであり、蒸気発生器伝熱管破損時又はインターフェイスシステムL O C A時に必要な安全機能の動作を阻害するものではない。また、A T W S時の挙動緩和としては重要であるが、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムL O C Aの比較的緩やかな挙動に対する影響は軽微なことから、蒸気発生器伝熱管破損時やインターフェイスシステムL O C A時にA T W S緩和設備が作動したとしても、これらの事象への対応に有意な悪影響を及ぼすものではない。

したがって、蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムL O C A時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、運転手順に従って、まず「未臨界の維持」を優先する。手動トリップ操作又は制御棒駆動装置電源開放による制御棒挿入及び緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持したうえで、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことにより、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

* 1：新規制基準を反映した運転手順の見直しは、今後のP R Aに適宜反映するものとする。

出力運転時内部事象レベル 1 P R Aにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

1. 主要なカットセットの抽出

事故シーケンスの種類によっては、展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

○炉心損傷頻度が $1E-7$ (/炉年) 以上のカットセット

○事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット*

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を別紙表 1-6-1～別紙表 1-6-7 に示す。

(* : 確率が同位のカットセットは個数にかかわらず全て記載した。)

2. 主要なカットセットの確認結果

別紙表 1-6-1～別紙表 1-6-7 に示すとおり、一部に「大破断 L O C A + 低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合において、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止することが可能となることが確認できた。

また、事故シーケンスをカットセットレベルまで展開することにより、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じるなど、今後の更なる安全性向上に資することができると考えられる。

なお、国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスに対しては、全炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認している。また、これらの事故シーケンスに対しては、炉心損傷を防止することは困難であるが、炉心損傷の拡大を防止する等の影響緩和に期待できるカットセットが存在することが確認できた。

上述の対策が困難な事故シーケンスについては、事象に応じて原子炉格納容器による閉じ込め機能に期待でき、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性はある。さらに、大規模損壊が発生した場合における活動により、影響の緩和を図ることが可能である。

別紙表 1-6-1 事故シーケンス毎の主要なカットセット
(2次冷却系からの除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性	
手動停止 + 補助給水失敗	①補助給水タンク閉塞	2.8E-06	41%	6.9E-06	・フィードアンド ブリード	—	○	
	②空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機A, C (B, C) 運転継続 失敗の共通原因故障	1.6E-06	24%		—	・安全補機開閉器室 の室温上昇抑制 ※ ・中型ポンプ車 + 加圧ポンプ車 ・代替注水ポンプ	○※	
	③補助給水タンク外部リーク	2.7E-07	4%		・フィードアンド ブリード	—	○	
過渡事象 + 補助給水失敗	手動停止 + 補助給水失敗と同様			2.9E-06	手動停止 + 補助給水失敗と同様			
2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	①破断ループ隔離に伴う診断過誤、操作失敗	1.2E-06	98%	1.2E-06	・フィードアンド ブリード	—	○	
	②補助給水タンク閉塞	5.3E-09	0%				○	
主給水流量喪失 + 補助給水失敗	手動停止 + 補助給水失敗と同様			3.3E-07	手動停止 + 補助給水失敗と同様			
外部電源喪失 + 補助給水失敗	①補助給水タンク閉塞	5.9E-08	46%	1.3E-07	・フィードアンド ブリード	—	○	
	②補助給水タンク外部リーク	5.5E-09	4%				○	
	③補助給水系各機器の外部リーク	1.7E-09	1%				○	
蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	①補助給水タンク閉塞	3.0E-08	44%	6.6E-08	・フィードアンド ブリード	—	○	
	②空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機A, C (B, C) 運転継続 失敗の共通原因故障	4.3E-09	6%				又は ・安全補機開閉器室 の室温上昇抑制 ※ ・中型ポンプ車 + 加圧ポンプ車 ・代替注水ポンプ	○
	③補助給水タンク外部リーク	2.8E-09	4%				・フィードアンド ブリード	○
小破断LOCA + 補助給水失敗	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗と同様			6.3E-09	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗と同様			
2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離 失敗	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水 ポンプ蒸気供給ライン元弁 (MS-575A) 閉止失敗 + 破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給 ライン逆止弁 (MS-576A) 閉止失敗により健全側 ループの蒸気が破断側ループへ流出 (破損S/G-B を想定)	3.9E-11	74%	5.2E-11	・フィードアンド ブリード	—	○	
	②健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁HCV-3615 (3635) 内部リーク + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉止失敗 (破損S/G-Bを想定)	6.6E-12	13%				○	
	③健全ループ主蒸気隔離弁MS-528A (C) 閉止失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉止失敗 (破損S/G-Bを想定)	6.1E-12	12%				○	

※空調用冷水負荷の切り離し、予備機の追加起動及び負荷のトレン間切替により空調の冷却機能を維持し、電気盤の健全性を保つことにより炉心損傷防止が可能
当該カットセットについては別紙1-8「2次冷却系からの除熱機能喪失における事故シーケンスの分析」を参照

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンスが大半を占めている。補助給水機能が喪失する要因としては、補助給水ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられる。ここでは、
 - ① 補助給水タンク閉塞による水源喪失
 - ② 空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機A, C (B, C) の共通原因故障で運転継続失敗することに伴う補助給水ポンプの機能喪失
 が支配的となっている。①については、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。また、②における炉心損傷防止については、不要な空調用冷水負荷の切り離し、予備機の追加起動及び負荷のトレン間切替による空調の冷却能力維持、代替注水ポンプによる蒸気発生器への給水等の手段が考えられる。
- また、「2次冷却系の破断 + 補助給水失敗」のシーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断過誤や操作失敗が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

別紙表 1-6-2 事故シーケンス毎の主要なカットセット
 「安全機能のサポート機能喪失（全交流動力電源喪失、
 原子炉補機冷却機能喪失）」

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
外部電源喪失 +非常用所内 交流動力 電源喪失	①DG発電機室給気ファンA, C (D) 又はB, C (D) 起動失敗の 共通原因故障	2.7E-07	5%	5.8E-06	・2次系強制冷却 +代替交流電源 +炉心注入 (充てんポンプ)	—	○
	②DG-A, B起動失敗の共通原因故障	7.8E-08	1%				○
	③UV信号A, B両トレンの共通原因故障	6.4E-08	1%				○
	④所内変圧器側受電遮断器開放失敗の共通原因故障	6.3E-08	1%				○
原子炉補機冷却 機能喪失 +RCPシールLOCA	①原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	100%	2.0E-04	・2次系強制冷却 +炉心注入 (充てん ポンプ活用)	—	○
原子炉補機冷却 機能喪失 +加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	①加圧器安全弁RC-055 (056, 057) 再閉止失敗	9.0E-07	100%	9.0E-07	・2次系強制冷却 +炉心注入 (充てん ポンプ活用)	—	○
	②加圧器逃がし弁RC-452A (B) 閉失敗 +加圧器逃がし弁RC-054A (B) 閉失敗	2.2E-10	0%				○
原子炉補機冷却 機能喪失 +補助給水失敗	①補助給水タンク閉塞	2.5E-09	43%	5.8E-09	—	・2次系純水タンク へ切替 ・主給水 (M/DFWP またはSG水張り ポンプ) による SG給水	○
	②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗 の共通原因故障	3.6E-10	6%			・安全補機開閉器室 の室温上昇抑制 ※ または ・中型ポンプ車 +加圧ポンプ車 ・代替注水ポンプ	○
	③補助給水タンク外部リーク	2.3E-10	4%			・2次系純水タンク へ切替 ・主給水 (M/DFWP またはSG水張り ポンプ) による SG給水	○

※空調用冷水負荷の切り離し、予備機の追加起動及び負荷のトレン間切替により空調の冷却機能を維持し、電気盤の健全性を保つことにより炉心損傷防止可能
 当該カットセットについては別紙1-8「2次冷却系からの除熱機能喪失における事故シーケンスの分析」を参照

- 「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機室給気ファンA, C (D) 又はB, C (D) の共通原因故障による起動失敗に伴うディーゼル発電機の機能喪失や、ディーゼル発電機A, Bの共通原因故障による起動失敗等で非常用所内交流動力電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスである。代替交流電源を確保するとともに2次系強制冷却を行うことにより炉心損傷防止が可能である。また、RCPシールLOCAが発生した場合は、外部電源の喪失が長期にわたり、かつ、1次系保有水量が低下するような場合は、代替交流電源により充てんポンプを起動し炉心注水を行うことにより炉心損傷防止が可能である。
- 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられる。この場合も2次系強制冷却、充てんポンプによる炉心注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。
- 「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」においては、補助給水の失敗要因として補助給水タンクの閉塞が比較的寄与割合が大きいが、2次系純水タンクへの水源切替等により炉心損傷防止の可能性はある。

別紙表 1-6-3 事故シーケンス毎の主要なカットセット
(原子炉格納容器の除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/炉年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
小破断LOCA + スプレイ 再循環失敗	①CVスプレイポンプ入口弁CP-001A, B開操作失敗	9.5E-08	44%	2.2E-07	・ CV内自然対流冷却	—	○
	②スプレイ熱交換器CCW通水弁CC-178A, B開操作失敗	9.5E-08	44%				○
	③スプレイ熱交換器CCW通水弁CC-178A, B開失敗の 共通原因故障	6.1E-09	3%				○
中破断LOCA + スプレイ 再循環失敗	小破断LOCA+スプレイ再循環失敗と同様			6.7E-08	小破断LOCA+スプレイ再循環失敗と同様		○
小破断LOCA + スプレイ注入 失敗	①スプレイ信号A, B両トレンの共通原因故障	4.8E-09	18%	2.6E-08	・ CV内自然対流冷却	—	○
	②スプレイ信号A(B) トレン失敗 + スプレイポンプB (A) 試験による待機除外	3.1E-09	6%				○
	③スプレイ信号A(B) トレン失敗 + スプレイヘッド入口手動弁CP-025B (A) 閉塞	2.3E-09	4%				○
中破断LOCA + スプレイ注入 失敗	小破断LOCA+スプレイ注入失敗と同様			8.0E-09	小破断LOCA+スプレイ注入失敗と同様		○
大破断LOCA + 低圧再循環 失敗 + スプレイ 再循環失敗	①RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A, B開操作失敗 + スプレイ熱交換器CCW通水弁CC-178A, B開操作失敗	4.1E-12	23%	1.8E-11	・ CV内自然対流冷却	—	○
	②RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A, B開操作失敗 + スプレイポンプ入口弁CP-001A, B開操作失敗	4.1E-12	23%				○
	③スプレイポンプ入口弁CP-001A, B開操作失敗 + RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A, B開失敗の共通 原因故障	2.6E-13	1%				○
	④スプレイ熱交換器CCW通水弁CC-178A, B開操作失敗 + RHR熱交換器CCW通水弁 CC-114A, B開失敗の共通 原因故障	2.6E-13	1%				○
	⑤RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A, B開操作失敗 + スプレイ熱交換器CCW通水弁CC-178A, B開失敗の 共通原因故障	2.6E-13	1%				○
大破断LOCA + スプレイ注入 失敗 + 低圧再循環 失敗 + (高圧再循環 成功)	①スプレイポンプA (B) 試験による待機除外 + RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A (B) 開失敗 + スプレイ信号/SI信号の共用部(ユニバーサル カード等) B (A) 失敗	2.4E-13	8%	2.8E-12	・ CV内自然対流冷却	—	○
	②スプレイポンプA, B起動失敗の共通原因故障 + RHR熱交換器CCW通水弁CC-114A, B開操作失敗	4.7E-14	2%				○

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入/再循環）が喪失して原子炉格納容器が先行破損して炉心損傷に至るシーケンスである。格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、格納容器スプレイポンプ故障，注入配管閉塞，水源喪失などが考えられるが，ここでは，再循環時の格納容器スプレイポンプ入口弁開操作失敗，格納容器スプレイ熱交換器に原子炉補機冷却水を通水する弁の開操作失敗が支配的となっている。その場合でも，格納容器スプレイ系を使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。

別紙表 1-6-4 事故シーケンス毎の主要なカットセット
(原子炉停止機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/炉年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
ATWS	①原子炉トリップ回路作動失敗の共通原因故障	6.9E-09	57%	1.2E-08	・多様化自動作動盤 に設置する自動 作動回路による 主蒸気隔離 +タービン トリップ +補助給水	—	○
	②原子炉トリップ遮断器開失敗の共通原因故障	5.2E-09	43%				○

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化又は事故が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通原因故障による原子炉トリップ回路の作動失敗と遮断器の開失敗が要因となっている。ATWS及び共通原因故障の対策として整備した多様化自動作動盤では「主蒸気隔離+タービントリップ+補助給水」により炉心損傷を防止することが可能である。

別紙表 1-6-5 事故シーケンス毎の主要なカットセット
(ECCS注水機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/炉年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
小破断LOCA + 高圧注入失敗	①低温側注入ライン手動弁SI-071B (C) 閉塞 (AM-βでの破断を想定)	6.5E-07	55%	1.2E-06	・2次系強制冷却 による低圧注入	—	○
	②低温側注入ラインオリフィスSI-01B (C) 閉塞 (AM-βでの破断を想定)	2.5E-07	21%				○
	③低温側注入ラインオリフィス3FE-980B (C) 閉塞 (AM-βでの破断を想定)	2.5E-07	21%				○
中破断LOCA + 高圧注入失敗	①SI信号A (B) トレン失敗+高圧注入ポンプB (A) 試験 による待機除外	2.0E-09	17%	1.2E-08	・2次系強制冷却 による低圧注入	—	○
	②SI信号A, B両トレンの共通原因故障	1.9E-09	16%				○
	③高圧注入ポンプA (B) 試験による待機除外 +高圧注入ポンプB (A) 出口手動弁SI-019B (A) 閉塞	8.1E-10	7%				○
大破断LOCA + 蓄圧注入失敗	①蓄圧タンクB, (C) 閉塞 (AM-βでの破断を想定)	6.2E-09	68%	9.2E-09	—	—	×
	②蓄圧タンク出口電動弁SI-132B (C) 閉塞 (AM-βでの破断を想定)	1.9E-09	21%				×
	③蓄圧タンク出口逆止弁SI-136B (C) 開失敗 (AM-βでの破断を想定)	4.2E-10	5%				×
	④蓄圧タンク出口逆止弁SI-134B (C) 開失敗 (AM-βでの破断を想定)	4.2E-10	5%				×
大破断LOCA + 低圧注入失敗	①SI信号A (B) トレン失敗+RHRポンプB (A) 試験による 待機除外	6.6E-10	11%	6.2E-09	—	・中型ポンプ車 + 加圧ポンプ車 ・代替CVスプレイ ポンプ (炉心注入) ・CVスプレイポンプ による低圧注入 ・手動によるECCS ラインアップ	×
	②RHRポンプA (B) 出口流量低信号復帰失敗 + RHRポンプB (A) 試験による待機除外	6.6E-10	11%				×
	③SI信号A, B両トレンの共通原因故障	6.2E-10	10%				×
	④RHRポンプ出口流量低信号A, B両トレンの共通原因 故障によるミニマムフローライン弁FCV-601, 611の誤開	6.2E-10	10%				×
中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	①蓄圧タンク出口逆止弁SI-134B, C開失敗の共通原因 故障 (AM-βでの破断を想定)	1.1E-11	44%	2.5E-11	—	—	×
	②蓄圧タンク出口逆止弁SI-136B, C開失敗の共通原因 故障 (AM-βでの破断を想定)	1.1E-11	44%				×
	③蓄圧タンクB, C閉塞 (AM-βでの破断を想定)	1.4E-12	5%				×

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、「中破断LOCA+高圧注入失敗」及び「小破断LOCA+高圧注入失敗」が支配的となっており、これらのシーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンスである。高圧注入系が喪失する要因として、高圧注入ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入配管閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として2次系強制冷却による1次系の減圧後、閉塞した高圧注入系と別の系統から蓄圧注入、低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。
- 一方、「大破断LOCA+低圧注入失敗」、「大破断LOCA+蓄圧注入失敗」、「中破断LOCA+蓄圧注入失敗」のシーケンスは、国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与割合は小さい。また、炉心損傷に至った場合でも、高圧注入系等を活用して注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる。更に、格納容器内自然対流冷却等により、原子炉格納容器による閉じ込め機能に期待できるとともに、事象によっては使用可能な高圧注入系又は低圧注入系を用いて炉心注水を継続することにより、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性はある。

別紙表 1-6-6 事故シーケンス毎の主要なカットセット
(ECCS再循環機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/年)	有効性評価で 採用した対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
小破断LOCA + 高圧再循環 失敗	①再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開操作失敗	9.5E-08	27%	3.6E-07	—	・代替再循環 (N'IN'ス弁)	○
	②高圧注入ポンプ/RHRポンプRWS747入口電動弁 SI-002A, B開操作失敗	9.5E-08	27%		・代替再循環 (CSP による代替再循環) (2次系強制冷却 を含む)	—	○
	③高圧注入ポンプミニマムフロー電動弁SI-015A, B及び SI-016A, B開操作失敗	9.5E-08	27%				○
	④再循環切替診断失敗	5.9E-08	17%				○
	⑤再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開失敗の共通原因故障	5.0E-10	0%		—	・代替再循環 (N'IN'ス弁)	○
中破断LOCA + 高圧再循環 失敗	小破断LOCA + 高圧再循環失敗と同様			1.1E-07	小破断LOCA + 高圧再循環失敗と同様		○
大破断LOCA + 低圧再循環 失敗 + 高圧再循環 失敗	①再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開操作失敗	9.5E-09	37%	2.6E-08	—	・代替再循環 (N'IN'ス弁)	○
	②高圧注入ポンプ/RHRポンプRWS747入口電動弁 SI-002A, B開操作失敗	9.5E-09	37%		・代替再循環 (CSP による代替再循環)	—	○
	③再循環切替診断失敗	5.9E-09	23%				○
	④再循環サンプ隔離弁SI-093A, B開失敗の共通原因故障	5.0E-11	0%		—	・代替再循環 (N'IN'ス弁)	○

○ 本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至るシーケンスである。再循環機能が喪失する要因としては高圧注入ポンプ故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失などが考えられる。

ここでは、人的過誤又は共通原因故障により再循環切替に必要な2トレンの再循環サンプ隔離弁等の開/閉操作失敗が支配的である。また、2トレンの再循環サンプ隔離弁の共通原因故障による開失敗も考えられる。いずれの場合でも代替再循環により炉心損傷を防止することが可能である。この場合には、再循環サンプ隔離弁のバイパス弁を開操作することにより、再循環が可能である。

また、燃料取替用水タンクより高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの入口ラインにある弁の開操作失敗により、空気を吸い込んで損傷し、再循環運転ができなくなる。この場合には、格納容器スプレイポンプによる、代替再循環を行うことができる。

別紙表 1-6-7 事故シーケンス毎の主要なカットセット

(原子炉格納容器バイパス)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	シーケンス CDF (/炉年)	有効性評価で採用した 対策	その他対策	炉心損傷 防止対策 の有効性
蒸気発生器 伝熱管破損 + 破損SG隔離 失敗	①SGTR事象診断過誤による破損SGへの給水停止失敗 + 主蒸気管破断	6.5E-08	37%	1.7E-07	・クールダウンアンド リサーキュレーション	—	○
	②破損SGタービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン 元弁MS-575A閉止失敗 (破損S/G-Bを想定)	2.3E-08	13%				○
	③破損SG主蒸気ライン圧力高信号失敗による主蒸気 逃がし弁開失敗 + 主蒸気安全弁MS-521B再閉止失敗 (破損S/G-Bを想定)	1.3E-08	8%				○
	④主蒸気ダンプ弁開信号失敗 + 破損SG主蒸気安全弁MS-521B再閉止失敗 (破損S/G-Bを想定)	1.3E-08	8%				○
インターフェイス システムLOCA	—	3.0E-11	100%	3.0E-11	・クールダウンアンド リサーキュレーション	—	○

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、原子炉格納容器バイパス事象として蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCAが発生するものであるが、いずれの場合もECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。

2 次冷却系からの除熱機能喪失における事故シーケンスの分析

炉心損傷防止対策に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループのうち、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」で抽出された有効性評価で考慮した対策では対応できないカットセットについて、以下にその対策及びその有効性について整理し、事故シーケンスグループの有効性評価で考慮する対策の代表性を示す。

1. カットセット説明

2 次冷却系からの除熱機能喪失における有効性評価で考慮しているフィードアンドブリードでは対応できないカットセットとして、別紙表 1-7-1 に示す補助給水が失敗するシーケンスにおいて、複数の空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機が共通原因により同時に故障する事象を想定している。ここで、空調用冷水ポンプの故障については、「冷水流量低」等の安全保護回路の作動により空調用冷凍機が同時にトリップすることから、空調用冷凍機の故障に包絡されるため、空調用冷凍機の複数故障を想定する。

空調用冷水系統に設置されている空調用冷凍機は 4 台で、2 トレンに 2 台ずつ設置されている。空調用冷凍機の容量は安全系負荷に対して 2 台で 100% であるが、通常は常用系負荷へも供給することから 3 台以下^{※1}で運転している（別紙図 1-7-1 参照）。空調用冷水は安全補機開閉器室空調ユニット等に通水されているが、PRA 上では、空調用冷凍機が 3 台運転中、共通原因により各トレンの 1 台ずつ（合計 2 台）が故障することで、空調用冷水系統の冷却能力が低下し、安全補機開閉器室等に設置された動力変圧器等の熱負荷により室内温度が上昇し、室内に設

置された安全補機開閉器（メタルクラッドギア等）、制御盤等が機能喪失することを想定している。制御盤の故障により、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが運転継続不能となることから、有効性評価上考慮しているフィードアンドブリードを行う必要が生じるが、操作に必要な安全補機の1つである高圧注入ポンプも補助給水ポンプと同様に動作不能となっているため、フィードアンドブリードができず炉心損傷に至る。

したがって、対策としては、安全補機開閉器室の室温上昇を抑制し、補助給水系が機能喪失しない措置を講じる必要がある。

※1：負荷に応じて運転台数を調整しており、3台運転となる期間は、夏場の1ヶ月程度である。

（例）夏：3台，春秋冬：1～2台

2. 対策及びその有効性

空調用冷凍機3台運転中、各トレンの1台ずつ（合計2台）が共通原因により故障した場合、空調用冷水系Cヘダーの隔離、待機状態にある予備機の追加起動及び空調用冷水負荷のトレン間切替を行うことで、安全補機開閉器室等を冷却することとしている。この室温上昇抑制対策で想定している対応手順について、別紙図1-7-2に示す。

(1) 空調用冷水系Cヘダーの隔離について

空調用冷水負荷のうち、原子炉トリップ後において不要となる、以下のCヘダー補機を隔離する。

a. 制御棒位置指示装置盤室冷却ユニット

原子炉トリップによる炉心への制御棒の全挿入後は、線源領域

中性子束等のパラメータで未臨界の維持を確認するため停止可能である。

b. 制御棒クラスタ駆動装置電源室空調ユニット

原子炉トリップによる炉心への制御棒の全挿入後は、制御棒クラスタ駆動装置を使用しないため停止可能である。

c. 放射線管理室冷却ユニット 3 A, 3 B

放射能測定室等を冷却する空調ユニットであり、放射線管理資機材の機能維持等を目的とした冷却系統であるため停止可能である。

ここで、別紙表 1-7-1 に示す補助給水が失敗する事故シーケンスにおいて、事故収束に必要な補機の負荷が最大となり、空調用冷水系が機能喪失した際に室温上昇が最も早いと考えられる L O C A 等発生時において、C ヘダーを隔離した場合の冷水負荷一覧を別紙表 1-7-2 に示す。C ヘダーの負荷切り離し操作を行うことで、空調用冷水負荷は 936,000kcal/h となる。

なお、L O C A 等発生時において安全注入シーケンスが作動した場合、C ヘダーは自動的に隔離される。

(2) 空調用冷凍機追加起動及び空調用冷水負荷のトレン間切替について

空調用冷凍機 3 台運転中、各トレンの空調用冷凍機 1 台ずつ（合計 2 台）が共通原因で故障した場合には、空調用冷水系 C ヘダーの

隔離後、待機状態にある予備機を追加起動することで、各トレン 1 台ずつの空調用冷凍機を運転するとともに、空調用冷水負荷のトレン間切替を行う。

具体的には、空調用冷水負荷において最大となる安全補機開閉器室空調ユニットの負荷を A、B 両トレンに振り分けるほか、その他の空調用冷水負荷の切替を行う。これらの操作により、A、B トレンそれぞれの負荷の合計は、空調用冷凍機 1 台の冷却能力を下回り、安全補機開閉器室等を冷却することが可能である。

例えば、A トレンにて空調用冷凍機 2 台、B トレンにて 1 台（合計 3 台）運転中に、共通要因故障により A、B トレンの空調用冷凍機が各 1 台（合計 2 台）故障した場合、以下の操作を行うことにより、別紙表 1-7-3 に示すとおり負荷を振り分ける。

- a. 空調用冷水系 C ヘダー隔離（C ヘダー不要補機停止）
- b. B トレン予備機を追加起動（A、B トレン各 1 台運転）
- c. 空調用冷水負荷のトレン間切替
 - (a) 空調用冷凍機に対応するように、空調用冷水ポンプを、A、B トレン共に 1 台運転とする。
 - (b) 安全補機開閉器室空調系ファンを A トレン 1 台運転から A、B トレンの 2 台運転とし、開閉器室空調系の負荷を振り分ける。
 - (c) 安全補機室冷却ユニットを A トレンから B トレンへ切替える。

これらの操作により、以下のとおり、A、B トレン共に負荷が空調用冷凍機 1 台の冷却能力を下回り、安全補機開閉器室等を冷却することが可能である。これらを踏まえて、対応手順の整備を行う。

A トレン負荷: 470, 500kcal/h $\leq$ 空調用冷凍機能力: 635, 000kcal/h

B トレン負荷: 465, 500kcal/h $\leq$ 空調用冷凍機能力: 635, 000kcal/h

(3) 操作時間による対策の有効性について

空調用冷凍機の故障については、中央制御盤に「空調用冷凍機トリップ」警報が発信することより検知が可能である。その後の(1)及び(2)で想定する室温上昇抑制対策におけるすべての操作については、運転員1名にて中央制御室で対応可能であり、別紙図 1-7-3 に示すとおり、当該対策における操作に要する時間は約 30 分である。

ここで、内部事象レベル 1 P R A における、L O C A 時に安全補機開閉器室空調系が機能喪失した場合の安全補機開閉器室の温度評価においては、制御盤等の許容温度である 50℃を超えるのが、事象発生から約 15 時間後である（補足参照）。よって、当該対策を行うには、ヒューマンエラー等による操作時間の延長を考慮したとしても十分な余裕時間があることから、当該対策は有効である。

3. 室温上昇抑制対策を考慮した場合の C D F について

別紙表 1-7-1 における複数の空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機が共通原因により同時に故障するカットセットにおいて、2. で想定する室温上昇抑制対策は通常の故障対応操作であることから、当該対策を考慮した場合の本カットセットの C D F について検討した。

当該対策実施には、その必要性の認知・診断及び手順書に基づく一連の操作を伴うことから、認知・診断失敗、操作失敗を考慮し、原子力学会標準に基づく人的過誤のスクリーニング値を用いて評価を行うこととした。ここで、診断及び操作の余裕時間は約 15 時間あり、すべての

操作は中央制御室で実施可能であることから、人的過誤のパラメータは、認知失敗、操作失敗とも原子力学会標準によるスクリーニング値より「最適ストレス、フィードバックあり」の場合に適用する $8.0\text{E-}4$ を用いることとした。

この結果、別紙図 1-7-4 に示すとおり、人的過誤確率は、 $8.0\text{E-}4$ （認知・診断失敗）+ $8.0\text{E-}4$ （操作失敗）= $1.6\text{E-}3$ となり、本カットセットにおいて、人的過誤により当該対策が失敗する場合の C D F は、当該対策を考慮しない場合の C D F の $1.6\text{E-}3$ 倍となる。これを本カットセットについて計算した結果を別紙表 1-7-4 に示す。

これより、本カットセットの C D F は $3.8\text{E-}9$ /炉年となり、本カットセットが事故シーケンスグループ全体の C D F に寄与する割合は 0.05% まで小さくなる。

4. 事故シーケンスグループにおける有効性評価で考慮した対策の代表性

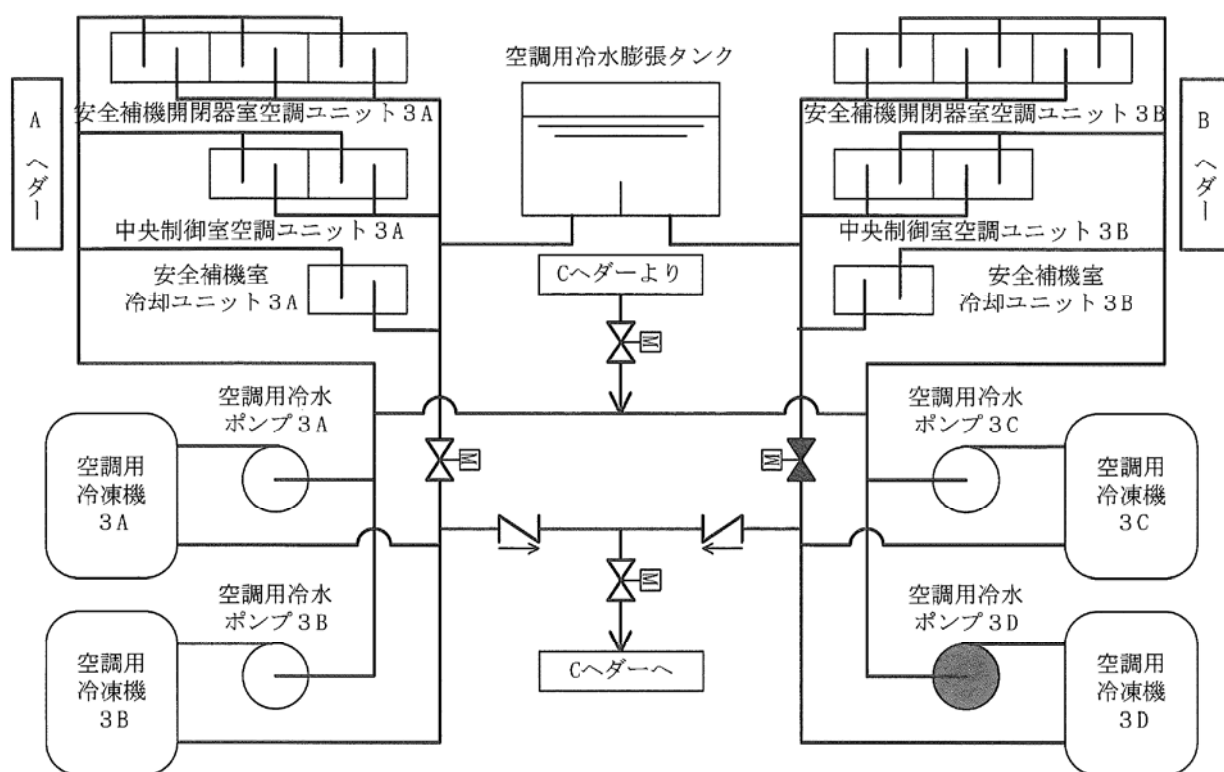
「2. 対策及びその有効性」で示すとおり、2 次冷却系からの除熱機能喪失における複数の空調用冷水ポンプ又は空調用冷凍機が共通原因により同時に故障するカットセットにおいては、警報発信による空調用冷凍機故障の検知後、空調用冷水系 C ヘダーの隔離、待機状態にある予備機の追加起動、空調用冷水負荷のトレン間振り分けによる安全補機開閉器室等の冷却により、安全補機開閉器、制御盤等の機能は維持されることから補助給水機能も維持される。また、上述の操作は通常の故障対応であり、ヒューマンエラー等による操作時間の延長を考慮したとしても、制御盤等の許容温度を超えるまでには十分な余裕時間があるほか、室温上昇抑制対策を見込んだ場合の C D F についても、事故シーケンスグループ全体の C D F に比べて十分小さい。

したがって、カットセット分析において、空調用冷凍機の複数故障における安全補機開閉器室等の室温上昇抑制対応操作が抽出されるものの、通常の故障対応と同様であることから、2次冷却系からの除熱機能喪失において、有効性評価で考慮した対策であるフィードアンドブリードは、事故シーケンスグループを代表する対策である。

別紙表 1-7-1 「2次系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスを構成するカットセット
(内部事象レベル1 P R A)

事故シーケンス	シーケンス のCDF (/ 年)	主要なカットセット	対策	カットセット② のCDF (/ 年) ※
小破断LOCA+ 補助給水失敗	6. 3E-09	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—
		②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	安全補機閉器室の室温上昇抑制※	4. 1E-10
		③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—
		④補助給水系各機器の外部リーク		
主給水流量喪失+ 補助給水失敗	3. 3E-07	①補助給水タンク閉塞	安全補機閉器室の室温上昇抑制※	—
		②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障		
		③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	
		④SG-A, B, C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗		
		⑤補助給水系各機器の外部リーク		
過渡事象+ 補助給水失敗	2. 9E-06	①補助給水タンク閉塞	安全補機閉器室の室温上昇抑制※	—
		②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障		
		③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	
		④SG-A, B, C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗		
		⑤補助給水系各機器の外部リーク		
手動停止+ 補助給水失敗	6. 9E-06	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—
		②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	安全補機閉器室の室温上昇抑制※	—
		③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	
		④SG-A, B, C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗		
		⑤補助給水系各機器の外部リーク		
外部電源喪失+ 補助給水失敗	1. 3E-07	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—
		②補助給水タンク外部リーク		
		③補助給水系各機器の外部リーク		
2次冷却系の破断+ 補助給水失敗	1. 2E-06	①2次系破断事象診断過誤による破断SGループへの給水停止失敗	フィードアンドブリード	—
		②補助給水タンク閉塞		
		③破損SGへの補助給水隔離弁FW-576B閉失敗+ FW-557B (HCV-3725) 閉止操作失敗		
2次冷却系の破断+ 補助給水失敗	5. 2E-11	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 (MS-575A) 閉止失敗 + 破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出 (破損S/G-Bを想定)	フィードアンドブリード	—
		②健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁HCV-3615 (3635) 内部リーク + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗 (破損S/G-Bを想定)		
		③健全ループ主蒸気隔離弁MS-528A (C) 閉失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗 (破損S/G-Bを想定)		
蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗	6. 6E-08	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—
		②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A, C (B, C) 運転継続失敗の共通原因故障	—	4. 3E-09
		③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—
		④補助給水系各機器の外部リーク		
合計	1. 2E-05	—	—	2. 4E-06

※：各事故シーケンスに含まれる空調系統の機能喪失の発生頻度を示す。



Cヘダー：放射線管理室給気ユニット3A，3B
 制御棒クラスタ駆動装置電源室空調ユニット
 制御棒位置指示装置盤室冷却ユニット

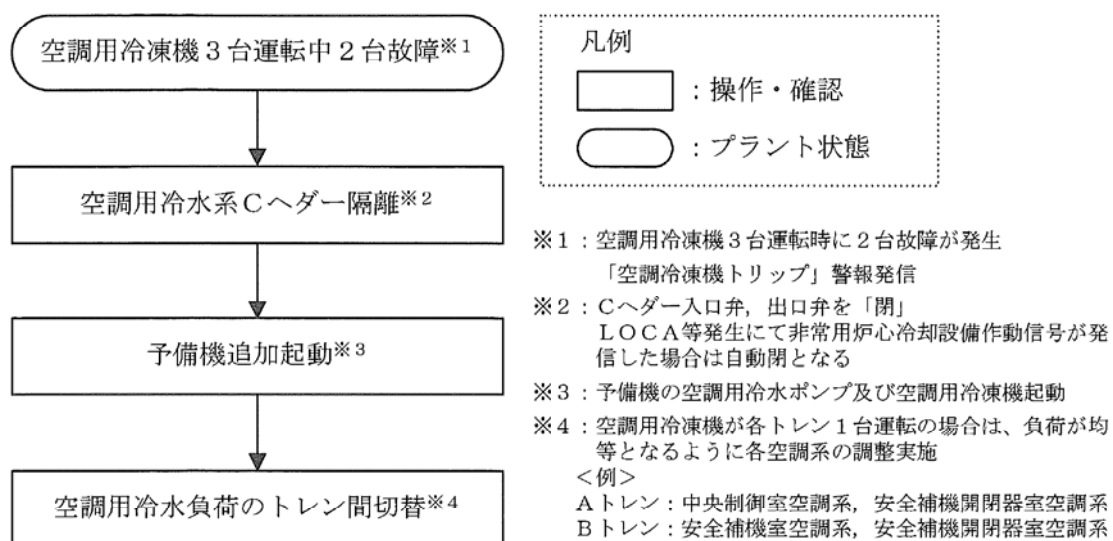
別紙図 1-7-1 伊方発電所3号炉空調用冷水設備系統概略系統図

別紙表 1-7-2 空調用冷水負荷一覧（L O C A 時）

負荷名称	Cヘダー隔離時 負荷 (kcal/h)
制御棒位置指示装置盤室 冷却ユニット	隔離
制御棒クラスタ駆動装置 電源室空調ユニット	隔離
放射線管理室冷却ユニット	隔離
安全補機室冷却ユニット	112,000
中央制御室空調ユニット	117,000
安全補機開閉器室 空調ユニット	643,000
空調用冷水ポンプ負荷 (1台：32,000 kcal/h)	64,000 (32,000×2)
合 計	936,000

別紙表 1-7-3 空調用冷凍機各トレン 1 台運転時の負荷一覧
(L O C A 時)

負荷名称	A トレン負荷 (kcal/h)	B トレン負荷 (kcal/h)
制御棒位置指示装置盤室 冷却ユニット	隔離	隔離
制御棒クラスタ駆動装置 電源室空調ユニット	隔離	隔離
放射線管理室冷却ユニット	隔離	隔離
安全補機室冷却ユニット	0	112,000
中央制御室空調ユニット	117,000	0
安全補機開閉器室 空調ユニット	321,500	321,500
空調用冷水ポンプ負荷	32,000	32,000
合 計	470,500	465,500
空調用冷凍機冷却能力 (1台：635,000 kcal/h)	635,000	635,000



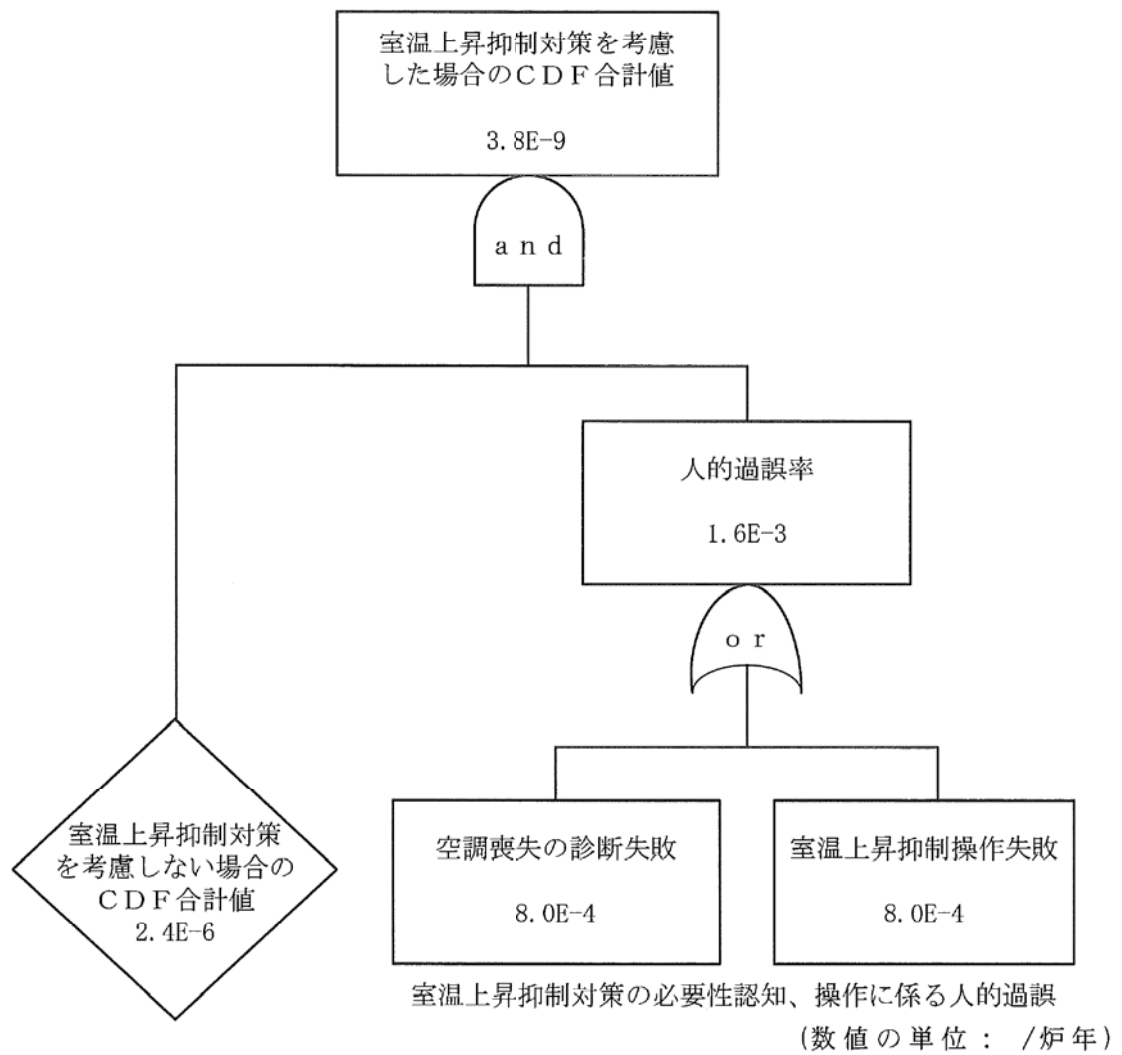
別紙図 1-7-2 2 次冷却系からの除熱機能喪失（複数の空調用冷凍機故障）時の対応手順の概要

必要な要員と作業項目			経過時間（分）										備考
			0	10	20	30	40	50					
手順の概要	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	▽事象発生 ▽空調用冷凍機故障										
	当直長	1											
	副当直長	1											
状況判断	運転員	—		10分									「空調用冷凍機トリップ」警報発信によりトリップを確認
空調用冷水系Cヘ ダー隔離	運転員A	1		5分									非常用和心冷却設備 作動信号発信時は自動閉
予備機追加起動	運転員A	1			5分								
空調用冷水負荷の トレン間切替	運転員A	1				10分							

※上記要員数は、4時間までの作業の最大要員数である。その他、関係各所へ連絡を行う連絡責任者等4名を確保する。

※各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

別紙図 1-7-3 2次冷却系からの除熱機能喪失（複数の空調用冷凍機故障）時の対応手順と所要時間



別紙図 1-7-4 室温上昇抑制対策を考慮した場合のフォールトツリー

別紙表 1-7-4 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスを構成するカットセット
(内部事象レベル1PRA) 室温上昇抑制対策を考慮した場合

事故シーケンス	シーケンスの ベースCDF (/年)	シーケンスの 対策考慮CDF (/年)	主要なカットセット	対策	カットセット②の ベースCDF+1 (/年)	カットセット②の 対策考慮CDF (/年)※
小破断LOCA+補助給水失敗	6.3E-09	5.9E-09	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—	—
			②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A、C(B、C)運転継続失敗の共通原因故障	安全補機開閉器室の室温上昇抑制※	4.1E-10	6.6E-13
			③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—	—
			④補助給水系各機器の外部リーク			
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.3E-07	2.5E-07	①補助給水タンク閉塞	安全補機開閉器室の室温上昇抑制※	7.7E-08	1.2E-10
			②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A、C(B、C)運転継続失敗の共通原因故障			
			③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—	—
			④SG-A、B、C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗			
			⑤補助給水系各機器の外部リーク			
過渡事象+補助給水失敗	2.9E-06	2.2E-06	①補助給水タンク閉塞	安全補機開閉器室の室温上昇抑制※	6.7E-07	1.1E-09
			②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A、C(B、C)運転継続失敗の共通原因故障			
			③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—	—
			④SG-A、B、C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗			
			⑤補助給水系各機器の外部リーク			
手動停止+補助給水失敗	6.9E-06	5.3E-06	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—	—
			②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A、C(B、C)運転継続失敗の共通原因故障	安全補機開閉器室の室温上昇抑制※	1.6E-06	2.6E-09
			③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—	—
			④SG-A、B、C水位計の作動失敗の共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗			
			⑤補助給水系各機器の外部リーク			
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	—	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—	—
			②補助給水タンク外部リーク			
			③補助給水系各機器の外部リーク			
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	—	①2次系破断事象診断過誤による破断SGループへの給水停止失敗	フィードアンドブリード	—	—
			②補助給水タンク閉塞			
			③破損SGへの補助給水隔離弁FW-576B閉失敗+FW-557B(HCV-3725)閉止操作失敗			
2次冷却系の破断+補助給水失敗	5.2E-11	—	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁(MS-575A)閉止失敗 +破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁(MS-576A)閉失敗により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出(破損S/G-Bを想定)	フィードアンドブリード	—	—
			②健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁HCV-3615(3635)内部リーク +破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗(破損S/G-Bを想定)			
			③健全ループ主蒸気隔離弁MS-528A(C)閉失敗 +破断ループ主蒸気隔離逆止弁MS-531B閉失敗(破損S/G-Bを想定)			
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	6.6E-08	6.2E-08	①補助給水タンク閉塞	フィードアンドブリード	—	—
			②空調用冷水ポンプ又は冷凍機A、C(B、C)運転継続失敗の共通原因故障	—	4.3E-09	6.9E-12
			③補助給水タンク外部リーク	フィードアンドブリード	—	—
			④補助給水系各機器の外部リーク			
合計	1.2E-05	7.9E-06	—	—	2.4E-06	3.8E-09

※：各事故シーケンスに含まれる空調系統の機能喪失の発生頻度を示す。

安全補機開閉器室空調系停止時の室温評価について

安全補機開閉器室空調系の故障等による停止を想定した場合における、
L O C A発生時の安全補機開閉器室の室温評価方法及び結果について以下
に示す。

1. 室温評価計算式及び熱移動計算モデル

室温評価においては、構造体構成情報、初期室内温度、総発生熱量、
熱移動量等により、室内体積及び構造体への熱移動計算を繰り返し行い、
24 時間後の室内温度を求めた。

本評価に用いた室温評価計算式¹⁾について以下に説明する。

初期室内温度から 1 ステップ後の室内温度は、次の (1) 式のとおり表
すことができる。

$$T_{r1} = \frac{(q_i + q) \times 1000 \times \Delta t \times 60}{(\rho_a \cdot Cp_a \cdot V)} + T_{r0} \quad (1)$$

したがって、n ステップ後の任意の時間における室内温度は、次の (2)
式のとおり表すことができる。

$$T_{rn} = \frac{(q_i + q) \times 1000 \times \Delta t \times 60}{(\rho_a \cdot Cp_a \cdot V)} + T_{rn-1} \quad (2)$$

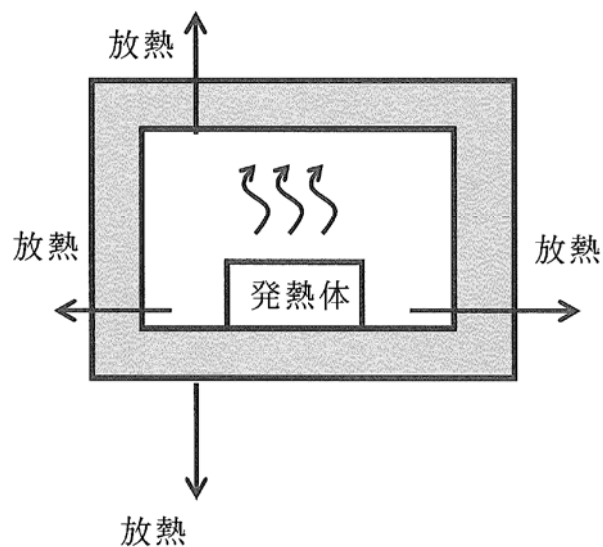
ここで、上記 (1)、(2) 式の入力条件は以下の通りである。

T_{r1}	: 1 ステップ後の室内温度	(℃)
T_{r0}	: 初期室内温度	(℃)
T_{rn}	: n ステップ後の室内温度	(℃)
T_{rn-1}	: n ステップ前の室内温度	(℃)

q	: 総発生熱量	(kW)
q_i	: 熱移動量	(kW)
ρ_a	: 室内空気密度	(kg/m ³)
$c p_a$	: 室内空気比熱	(J/kg℃)
V	: 室内体積	(m ³)
Δt	: 1ステップ時間	(min)

1) 出典：伝熱工学〈上〉，ブレイン図書出版株式会社

また，対象室熱移動計算モデルのイメージを補足図-1に示す。



補足図-1 対象室熱移動計算モデルのイメージ

2. 室温評価条件

本評価に用いた室温評価条件である「初期室内温度」，「総発生熱量」及び「熱移動量」の考え方を下記(1)～(3)に示す。

(1) 初期室内温度

通常時の室内熱負荷及び設計風量より求めた空調停止前の通常時室内温度を初期室内温度とした。

(2) 総発生熱量

室内発熱としてL O C A時の機器発熱等の総発生熱量を用いた。

(3) 熱移動量

熱移動量は評価対象室に隣接する各構造体の熱移動量の合計である。

隣接する構造体が n 面の場合の熱移動量は下記 (3) 式のように示すこ

とができ、各構造体間の熱移動量は下記 (4) 式²⁾にて求めた。

$$q_i = q_{i1} + q_{i2} + \cdots + q_{in} \quad (3)$$

$$q_{i1} = \Delta T_1 \times K_1 \times A_1 \quad (4)$$

$$q_i \quad : \text{熱移動量} \quad (\text{W})$$

$$q_{i1} \sim q_{in} \quad : \text{構造体 1} \sim n \text{ の熱移動量} \quad (\text{W})$$

$$\Delta T_1 \quad : \text{室内外温度差} \quad (^\circ\text{C})$$

$$K_1 \quad : \text{熱通過率} \quad (\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}))$$

$$A_1 \quad : \text{伝熱面積} \quad (\text{m}^2)$$

2) 出典：空気調和・衛生工学便覧（第 14 版）

空気調和・衛生工学会

ここで、上記 (4) 式の入力条件の内、「室内外温度差を求めるための室外温度」、「熱通過率」について下記の通り説明する。

a. 室外温度

評価対象室外の隣接区画の温度は以下のとおり設定した。

(a) 事故後、機器発熱の無い常用系機器の設置区画

- ・事故直前の温度（通常時の設計温度）を定数として使用（補足図-2-①参照）。

(b) 事故後、機器発熱のある安全系機器等の設置区画

- ・評価対象室と同じ空調系の隣接区画は、同区画の空調系停止後 24 時間の室温評価を実施し、24 時間後の室温を定数として使用（補足図-2-②参照）。
- ・評価対象室の空調系と別の空調系の隣接区画は、同区画の空調系が運転していると想定し、空調系運転時の設計温度の最高値を定数として使用（補足図-2-③参照）。

b. 熱通過率

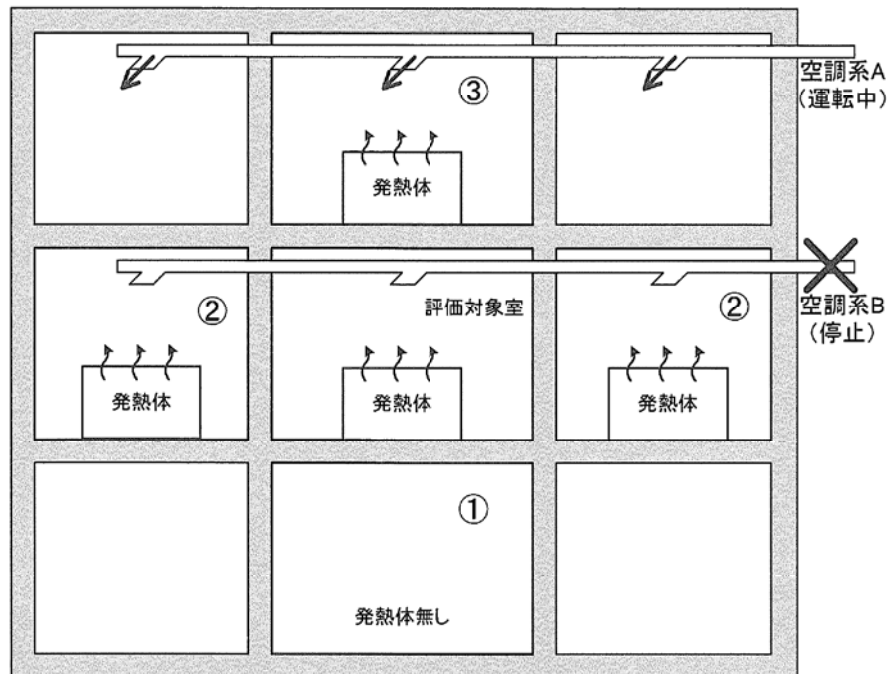
各構造体の熱通過率は(5)式²⁾にて表すことができ、補足図-3のような熱移動となる。

$$K = \frac{1}{\left(\frac{1}{\alpha_1} + \frac{d}{\lambda} + \frac{1}{\alpha_2} \right)} \quad (5)$$

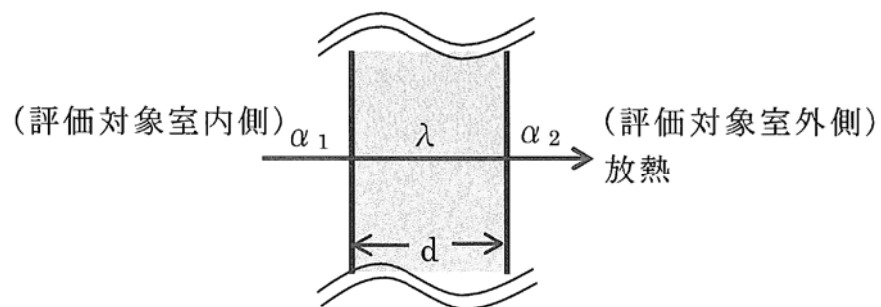
K	: 熱通過率	(W/(m ² ・℃))
α_1	: 室内空気と室内側の壁の表面熱伝達率	(W/(m ² ・℃))
α_2	: 室外空気と室外側の壁の表面熱伝達率	(W/(m ² ・℃))
d	: コンクリートの厚み	(m)
λ	: コンクリートの熱伝導率	(W/(m・℃))

2) 出典：空気調和・衛生工学便覧（第14版）

空気調和・衛生工学会



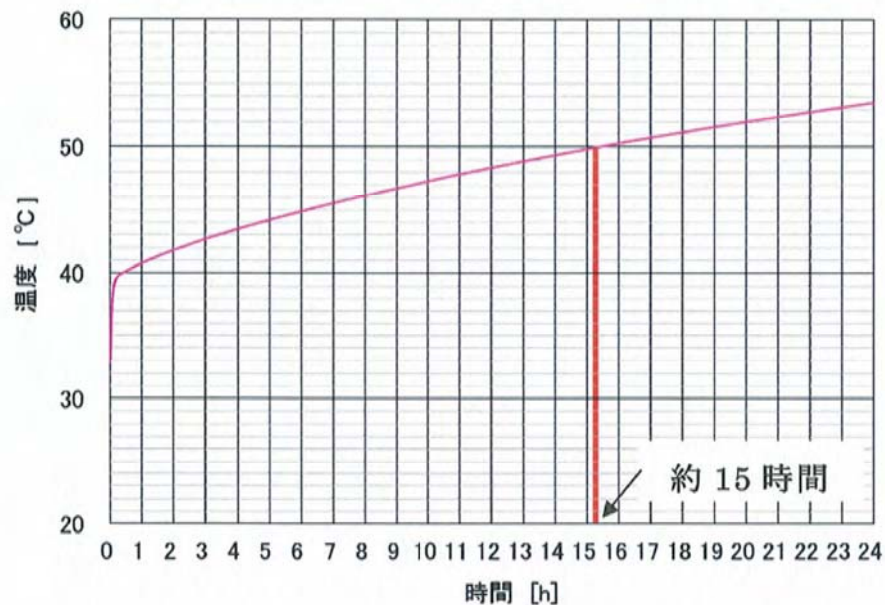
補足図-2 室外温度設定のイメージ図



補足図-3 室内から構造体及び室外への熱移動イメージ

3. 評価結果

前述の温度評価手法を用いて安全補機開閉器室の室温評価を実施した結果、許容温度である 50℃ に到達する時間は約 15 時間となった（補足図-4 参照）。



補足図-4 安全補機開閉器室空調系故障時の室温変化

[B-安全補機開閉器室（LOCA 時）]

4. 許容温度について

安全補機開閉器室等に設置された安全補機開閉器，制御盤等の許容温度は，盤取付器具の検証試験及び運用等により 50℃としている。設定根拠について補足表 1 に示す。

補足表 1 許容温度の設定根拠

No.	機器名称	50℃ 許容可否	説明
1. 共通設備			
1	NFB	○	周囲温度上昇によりNFBは動作しやすくなるため、機能喪失モードは誤動作である。周囲温度50℃での補正率は30%以下であり、NFBの動作定格は負荷電流に対して30%以上の余裕があることから誤動作しない。
2	電磁開閉器	○	80℃での検証試験で機能維持を確認している。
3	補助リレー	○	器具メーカー保証値である55℃以下である。
2. 個別設備			
1	安全保護系計器ラック (P)	○	50℃での検証試験で機能維持を確認している。
2	安全保護系ロジック盤 (PL)	○	同上
3	安全防護系シーケンス盤 (SS)	○	同上
4	計装用インバータ盤 (IV)	○	同上
5	メタクラ (MC)		
	パワーセンタ (PC)		
	投入・引外コイル	○	50℃での検証試験で機能維持を確認している。
	過電流継電器	○ (運用)	渦巻型円板を用いた誘導型継電器（通電電流に対応して発生する誘導電流により円板を回転させる継電器）であり、熱的影響を受ける構造ではない。ただし、50℃での検証試験実績が無い場合、誤トリップが生じた場合には出力ロック運用によってトリップを阻止する。
	PC過電流引外装置 (OCT)	○	65℃での検証試験で機能維持を確認している。
6	原子炉コントロールセンタ (CC)		
	直流コントロールセンタ (DCC)		
	NFB	○	共通設備のNFB (No. 1) と同様。
	サーマルリレー	○	周囲温度上昇によりサーマルリレーは動作しやすくなるため、機能喪失モードは誤動作である。周囲温度50℃での補正率は10%以下であり、サーマルリレーの設定は定格電流に対して10%以上の余裕があることから誤動作しない。
7	動力変圧器	○	巻線温度上昇は、工場試験結果から、最大約95Kであり、周囲温度50℃+95K=145℃は巻線許容温度160℃より低いため問題ない。
8	計装用分電盤 (IDV)	○	共通設備のNFB (No. 1) と同様。
9	計装用後備分電盤 (IBD)	○	同上
10	ソレノイド分電盤 (SD)	○	同上