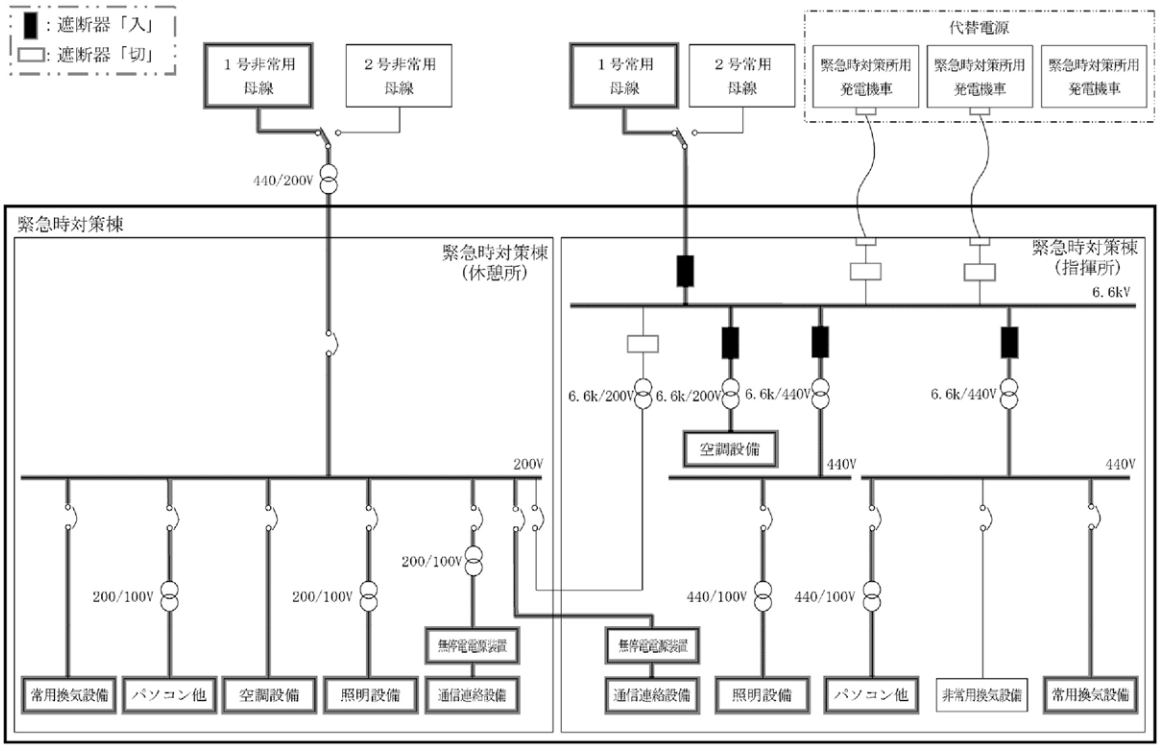
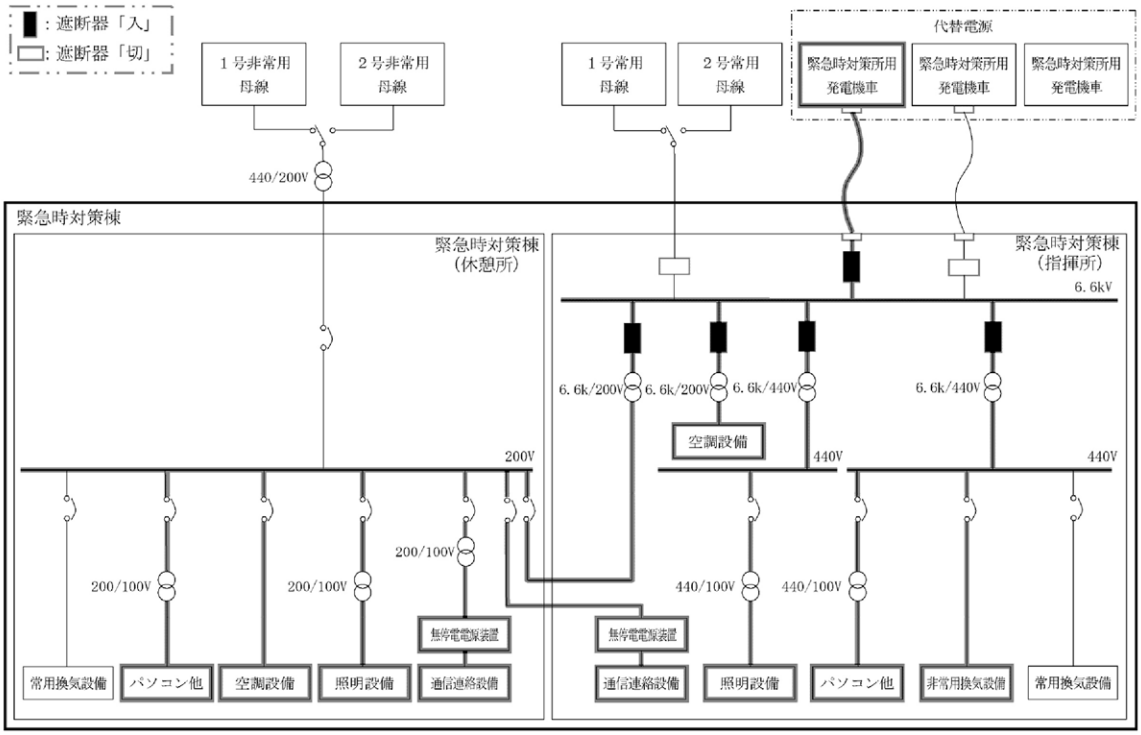
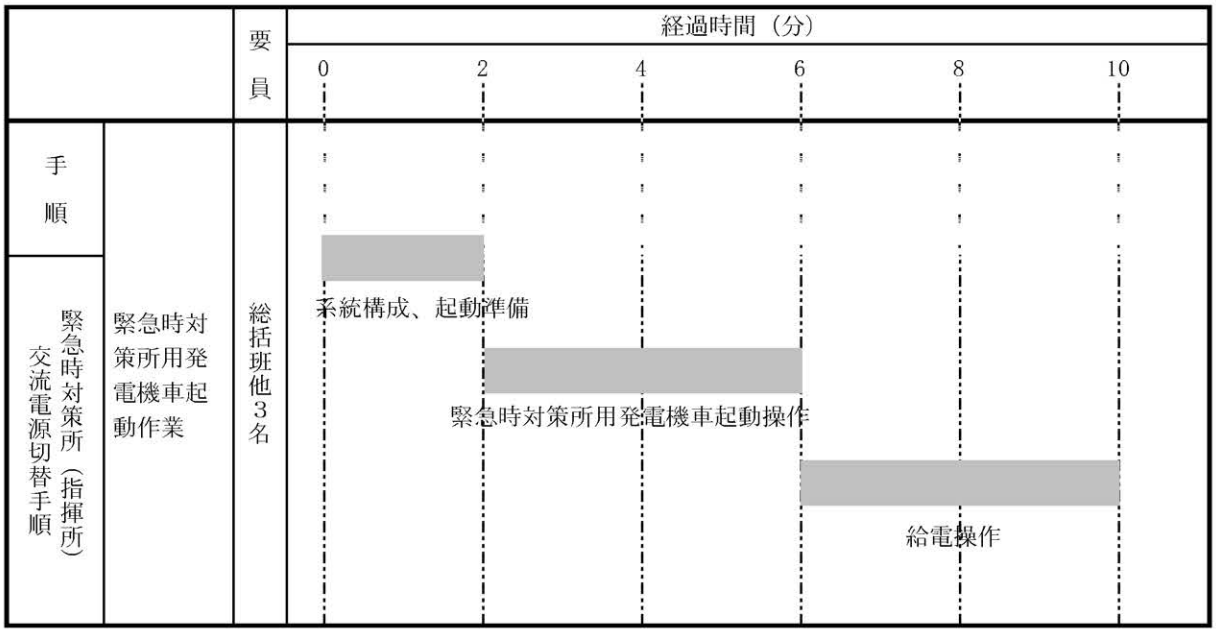


第 1.18.16 図　常設電源による緊急時対策所（緊急時対策棟内）への給電（現計画）



第 1.18.17 図　緊急時対策所用発電機車による緊急時対策所（緊急時対策棟内）への給電（現計画）



第 1.18.18 図　緊急時対策所用発電機車　起動作業

タイムチャート（現計画）



第 1.18.19 図　緊急時対策所用発電機車　切替作業

タイムチャート（現計画）

1.19 通信連絡に関する手順等

＜　目　次　＞

1.19.1 対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
a.　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
b.　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
c.　手 順 等
1.19.2 重大事故等時の手順等
1.19.2.1 発電所内の通信連絡
(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡
(1)　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

1.19　通信連絡に関する手順等

＜要求事項＞

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。

ｂ）計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.19.1表、第1.19.2表に示す。

a.　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- 衛星携帯電話設備
- 無線連絡設備
- 携帯型通話設備
- 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）
- SPDSデータ表示装置
- 運転指令設備
- 電力保安通信用電話設備

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- 大容量空冷式発電機
- 緊急時対策所用発電機車

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うた

めの設備のうち衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）、携帯型通話設備、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置、大容量空冷式発電機及び緊急時対策所用発電機車は、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・　運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、モニタリングカー）

上記の設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

b.　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・　衛星携帯電話設備

・　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）

・　緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

・　加入電話設備

・　電力保安通信用電話設備

・　テレビ会議システム（社内）

・　無線連絡設備

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

・　大容量空冷式発電機

・　緊急時対策所用発電機車

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、大容量空冷式発電機及び緊急時対策所用発電機車は、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・　加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）、無線連絡設備

上記の設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合

は、発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

c.　手 順 等

上記a.及びb.により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、給電が必要となる設備についても整備する（第1.19.3表）。

これらの手順は、運転員等※1、保修対応要員※2及び緊急時対策本部要員の対応として通信連絡に関する手順等に定める（第1.19.1表、第1.19.2表）。

※１　運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※２　保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所及び緊急時対策棟（指揮所）内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（指揮所）」という。）又は緊急時対策棟内に設置する緊急時対策所（以下「緊急時対策所（緊急時対策棟内）」という。）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備、携帯型通話設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b.　操作手順

(a) 衛星携帯電話設備

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、衛星携帯電話（固定型）を使用する。屋外の重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、衛星携帯電話（携帯型）を使用する。これらの衛星携帯電話を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ.　衛星携帯電話（固定型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ⅱ.　衛星携帯電話（携帯型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

②　充電池の残量が少ない場合、予備の充電池と交換する。

③　使用する端末と共に予備の充電池を携行する。

④　一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

⑤　使用中に充電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池と交換する。

⑥　使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、無線通話装置（固定型）を使用する。屋外の重大事故等対策要員は、無線通話装置（携帯型）を使用する。発電所内でモニタリングを行う緊急時対策本部要員は、無線通話装置（携帯型、モニタリングカー）を使用する。

これらの無線通話装置を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ． 無線通話装置（固定型）

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、通話ボタンを押し、連絡する。

ⅱ． 無線通話装置（携帯型）

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電池又は乾電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

② 充電池又は乾電池の残量が少ない場合、予備の充電池又は乾電池と交換する。

③ 通話チャンネルの設定が必要な端末は、事前に取り決めた通話チャンネルに設定されていることを確認する。

④ 使用する端末と共に予備の充電池又は乾電池を携行する。

⑤ 通話ボタンを押し、連絡する。

⑥ 使用中に充電池又は乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池又は乾電池と交換する。

⑦ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

ⅲ．　無線通話装置（モニタリングカー）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。

②　通話ボタンを押し、連絡する。

③　使用後は、電源を「切」操作する。

（c）携帯型通話設備

中央制御室の運転員等及び屋内外の重大事故等対策要員は、携帯型有線通話装置を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　携帯型有線通話装置

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と中継コードを接続（端末の電源は、中継コードを接続することで電源「入」となる。）し、乾電池の残量を確認する。

②　乾電池の残量が少ない場合、予備の乾電池と交換する。

③　端末の通話スイッチを操作し、使用する端末間で通話通信確認を行い、健全性を確認する。

④　確認後は、端末と中継コードを切り離す。（端末の電源は、中継コードを切り離すことで電源「切」となる。）

⑤　使用する端末及び中継コードと共に予備の乾電池を携行する。

⑥　使用する場所に中継コードを布設後、端末と中継コードを接続する。（複数の端末を中継コードで接続することにより、複数者での連絡を可能とする。）

⑦　通話スイッチを操作し、連絡する。

⑧　使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

⑨　使用後は、端末及び中継コードを切り離す。

(d) 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）により、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）のSPDSデータ表示装置へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

(e) SPDSデータ表示装置

操作手順は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(f) 運転指令設備

中央制御室の運転員等、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員及び屋内外の重大事故等対策要員は、ページング装置又はディジタル無線ページング装置を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　ページング装置

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、使用チャンネル及び呼出エリアを選択し、連絡する。

ⅱ．　ディジタル無線ページング装置

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、端末の電源を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。

②　一般の携帯電話機と同様の操作により、電話番号をダイヤルし、連絡する。

③　使用中に充電池の残量がなくなった場合は、別の端末を使用する。

④　使用後は、電源を「切」操作する。

（g）電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員等、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員及び屋内外の重大事故等対策要員は、保安電話及び衛星電話を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　保安電話

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤル

ボタンを押し、連絡する。

② 携帯型端末の充電池の残量がなくなった場合は、別の端末を使用する。

ⅱ. 衛星電話

① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

c. 操作の成立性

衛星携帯電話設備、無線連絡設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携帯型通話設備は、使用場所において端末と中継コードを容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

中央制御室の運転員等、屋内外の重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設

備のうち無線通話装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）との連絡には衛星携帯電話設備を使用する手順を整備する。

a.　手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。

b.　操作手順

操作手順については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料

貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策本部要員が、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議シ

ステム（社内）及び無線連絡設備を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する手順を整備する。

a.　手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b.　操作手順

(a) 衛星携帯電話設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、衛星携帯電話（固定型）を使用し、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行う。また、発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員は、衛星携帯電話（携帯型）を使用し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ.　衛星携帯電話（固定型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ⅱ．　衛星携帯電話（携帯型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

②　充電池の残量が少ない場合、予備の充電池と交換する。

③　使用する端末と共に予備の充電池を携行する。

④　一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

⑤　使用中に充電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池と交換する。

⑥　使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）及びIP-FAXを使用し、本店、国及び地方公共団体へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　テレビ会議システム

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、モニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②　操作端末により、通信先と接続する。

③　使用後は、モニタの電源を「切」操作する。

ⅱ．　ＩＰ電話

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ⅲ．　衛星通信装置（電話）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ⅳ．　ＩＰ－ＦＡＸ

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般のFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

（c）緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）により、緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

（d）加入電話設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）

の緊急時対策本部要員は、加入電話を使用し、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　加入電話

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②　携帯型端末の充電池の残量がなくなった場合は、別の端末を使用する。

(e) 電力保安通信用電話設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、保安電話及び衛星電話を使用し、本店、他の原子力発電所等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　保安電話

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②　携帯型端末の充電池の残量がなくなった場合は、別の端末を使用する。

ⅱ．　衛星電話

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

（f）テレビ会議システム（社内）

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は、テレビ会議システム（社内）により、本店、他の原子力発電所等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　テレビ会議システム（社内）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、モニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

②　操作端末により、通信先と接続する。

③　使用後は、モニタの電源を「切」操作する。

（g）無線連絡設備

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員は無線通話装置（固定型）を使用する。発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員は、無線通話装置（携帯型、モニタリングカー）を使用する。

これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

ⅰ．　無線通話装置（固定型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、通話ボタンを押し、連絡する。

ⅱ．　無線通話装置（携帯型）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電池又は乾電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

②　充電池又は乾電池の残量が少ない場合、予備の充電池又は乾電池と交換する。

③　通話チャンネルの設定が必要な端末は、事前に取り決めた通話チャンネルに設定されていることを確認する。

④　使用する端末と共に予備の充電池又は乾電池を携行する。

⑤　通話ボタンを押し、連絡する。

⑥　使用中に充電池又は乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池又は乾電池と交換する。

⑦　使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

ⅲ．　無線通話装置（モニタリングカー）

①　手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。

②　通話ボタンを押し、連絡する。

③　使用後は、電源を「切」操作する。

c.　操作の成立性

衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d.　優先順位

緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策本部要員が、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。

なお、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）については、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の立ち上げ時から使用する。テレビ会議システム（社内）は、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、他の原子力発電所等との通信連絡用として必要に応じて使用する。

(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）を使用する手順を整備する。

a.　手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

b.　操作手順

操作手順については、「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c.　操作の成立性

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

d.　優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型)、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は、充電池又は乾電池を使用する。

充電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の充電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより７日間以上継続しての通話を可能とする。

第1.19.1表　重大事故等における対応手段と整備する手順

（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	手順書の分類
－	－	発電所内の通信連絡	衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（固定型※1）、（携帯型））	重大事故等対処設備	通信連絡に関する手順	通信連絡設備の運用に関する手順
			無線連絡設備（無線通話装置（携帯型））			
			携帯型通話設備（携帯型有線通話装置）			
			緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）※1		通信連絡に関する手順 緊急時対策所（指揮所）運用手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）運用手順	通信連絡設備の運用に関する手順 緊急時対策所（指揮所）の運用に関する手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の運用に関する手順
			SPDSデータ表示装置※1			
			運転指令設備（ページング装置、ディジタル無線ページング装置）	多様性拡張設備	通信連絡に関する手順	通信連絡設備の運用に関する手順
			電力保安通信用電話設備（保安電話、衛星電話）			
			無線連絡設備（無線通話装置（固定型、モニタリングカー））			
	－	代替電源設備からの給電の確保	大容量空冷式発電機※2	重大事故等対処設備	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）	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
			緊急時対策所用発電機車※3		緊急時対策所（指揮所）交流電源切替手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）交流電源切替手順	緊急時対策所（指揮所）の運用に関する手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の運用に関する手順

※1：ディーゼル発電機等から給電する。
※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.19.2表　重大事故等における対応手段と整備する手順

（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書	手順書の分類
－	－	発電所外（社内外）との通信連絡	衛星携帯電話設備（衛星携帯電話（固定型※1）、（携帯型））	重大事故等対処設備	通信連絡に関する手順	通信連絡設備の運用に関する手順
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※1（テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置（電話）、IP-FAX）			
			緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）※1		通信連絡に関する手順 データ伝送に関する手順	
			加入電話設備（加入電話）	多様性拡張設備	通信連絡に関する手順	
			電力保安通信用電話設備（保安電話、衛星電話）			
			テレビ会議システム（社内）			
			無線連絡設備（無線通話装置）			
	－	代替電源設備からの給電の確保	大容量空冷式発電機※2	重大事故等対処設備	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）	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
			緊急時対策所用発電機車※3		緊急時対策所（指揮所）交流電源切替手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）交流電源切替手順	緊急時対策所（指揮所）の運用に関する手順 又は 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の運用に関する手順

※1：ディーゼル発電機等から給電する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.19.3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星携帯電話（固定型）	2K 計装用電源装置
		1C　タービン コントロールセンタ
		2C　タービン コントロールセンタ
	統合原子力防災 ネットワークに接続する 通信連絡設備	1K 計装用電源装置
		1C1　原子炉 コントロールセンタ
		1C　タービン コントロールセンタ
		2C　タービン コントロールセンタ
	緊急時運転パラメータ 伝送システム(SPDS)	1K 計装用電源装置
		1C1　原子炉 コントロールセンタ
		2K 計装用電源装置
		2C1　原子炉 コントロールセンタ
	SPDS データ表示装置	1C　タービン コントロールセンタ
		2C　タービン コントロールセンタ

追　補　２

「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

添付書類十「６．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の記述に次のとおり追補する。

Ⅰ　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

Ⅱ　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

追補２．Ⅰ

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

Ⅰ　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

目　　次

はじめに

1　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

1.1 事故シーケンスグループの分析について

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

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

2.1 格納容器破損モードの分析について

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

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

2.2 評価事故シーケンスの選定について

2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

2.2.3 評価事故シーケンスの選定

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

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

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

3.2 重要事故シーケンスの選定について

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

表

第1-1表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス
第1-2表　PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
第1-3表　事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波PRA）
第1-4表　重要事故シーケンス等の選定について

第2-1表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度
第2-2表　評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
第2-3表　格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について

第3-1表　運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第3-2表　重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

図

第1-1図　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
第1-2図　PRAにおけるイベントツリー
第1-3図　地震PRA階層イベントツリー
第1-4図　津波PRA階層イベントツリー
第1-5図　プラント全体のCDF
第1-6図　事故シーケンスグループごとの寄与割合

第2-1図　格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
第2-2図　シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード
第2-3図　格納容器イベントツリー
第2-4図　レベル1.5PRAの定量化結果(格納容器破損モードごとの寄与割合)

第3-1図　定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移
第3-2図　停止時PRAにおけるイベントツリー
第3-3図　事故シーケンスグループごとの寄与割合

別紙

１．有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について
２．外部事象に特有の事故シーケンスについて
３．国内外の重大事故対策に関係する設備例について
４．事故（SGTR、IS-LOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
５．内部事象 PRA における主要なカットセットについて
６．地震 PRA、津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について
７．格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
８．αモード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の格納容器破損モードからの除外理由について
９．βモード（格納容器隔離失敗）の想定について
10．ｇモード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に係る追加要否の検討について
11．ライナーアタックについて
12．格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
13．炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

別添

川内原子力発電所１号炉及び２号炉　確率論的リスク評価（PRA）について

はじめに

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年６月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、一般社団法人　日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。

今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。なお、PRAについては川内１号炉を代表として評価を実施しているが、内部事象においては１号炉と２号炉で評価対象としている機器や系統構成に有意な差がなく、地震・津波PRAにおいては評価対象としているいくつかの機器の耐震評価結果、機器高さが異なるものの、PRAに対する影響は小さく今回の事故シーケンス評価に影響はない。

表　今回のPRA評価対象の整理

対　　象	許認可対象	モ デ ル 化 採 否
設計基準対応設備	対象	モデル化する。
AM策 （H4年計画以前）	一部を除き 対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動など、設計基準対応設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する。
AM策 （H4年計画・整備）	対象外	モデル化しない。
緊急安全対策	対象外	モデル化しない。
重大事故等対策	現在申請中	モデル化しない。

今回実施したPRAの詳細については「別添　川内原子力発電所１号炉及び２号炉　確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。

1　炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

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選定の全体プロセスは第1-1図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

（概要）

①内部事象PRA、外部事象PRA(適用可能なものとして地震、津波を選定)及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を行った。

②抽出された事故シーケンスのうち外部事象特有の影響の特定が困難な事故シーケンスは、頻度・影響を総合的に確認のうえ事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断し、事故規模に応じて対応を行い、大規模な場合は大規模損壊対策にて対応することとした。

③国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象として取り扱うこととした。

④その他の炉心損傷防止対策の対象範囲となるすべての事故シーケンスはグループ化を行い、事故シーケンスグループごとに審査ガイドに記載の観点（共通原因故障・系統間依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に基づき、有効性評価の対象となる重要事故シーケンスを選定した。

1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈において、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、次のとおり記載されている。

> １－１
> (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ
> ②PWR
> ・２次冷却系からの除熱機能喪失
> ・全交流動力電源喪失
> ・原子炉補機冷却機能喪失
> ・原子炉格納容器の除熱機能喪失
> ・原子炉停止機能喪失
> ・ECCS注水機能喪失
> ・ECCS再循環機能喪失
> ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
>
> (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ
> ①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
> ②その結果、上記１－１(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記１－１(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

これを踏まえ、川内１号炉及び２号炉を対象としたPRAの知見等を活用して、事故シーケンスグループの分析を実施している。

内部事象レベル1PRA（出力運転時）に加えて外部事象について現段階で適用可能なものとして、一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを用いて事故シーケンスグループ等の評価を行うこととした。

また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施している。

なお当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、AM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備などを含

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

これらのPRAの知見等を活用した事故シーケンスグループの分析結果について以下に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せを第1-2図に示すイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。地震PRAや津波PRAにおいては、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至るシーケンスや地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至るシーケンスについても取り扱っている。

具体的には、地震PRA及び津波PRAでは内部事象PRAでは想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することで、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を実施している。第1-3図に地震PRAの起因事象階層イベントツリー、第1-4図に津波PRAの起因事象階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA)、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の信号系損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

また、津波PRAでは機器の設置高さと開口部高さから津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が没水により同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている電気盤がすべての機能を喪失する事象は緩和系に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAの各イベントツリーにより抽出した事故シーケンスを第1-1表に、評価結果を第1-5図及び第1-6図に示す。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

今回PRAを実施可能でないものと判断した地震・津波以外の外部事象のうち、溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断LOCA、主給水流量喪失等の事象が想定される。また、洪水、風（台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等については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、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が、いずれ

も今回内部事象レベル1PRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定している。(別紙1)

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

第1-1表に示す各事故シーケンスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について検討を行った。

１－２　第１項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

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

(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

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。

上記記載に基づき、事故シーケンスグループは以下のとおりに分類することができる。

ａ．１－２(a)に分類される事故シーケンスグループ

（ａ）２次冷却系からの除熱機能喪失

（ｂ）全交流動力電源喪失

（ｃ）原子炉補機冷却機能喪失

（ｄ）原子炉停止機能喪失

（ｅ）ECCS注水機能喪失

（ｆ）ECCS再循環機能喪失

ｂ．１－２(b)に分類される事故シーケンスグループ

（ｇ）原子炉格納容器の除熱機能喪失

（ｈ）格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

解釈では、１－２(a)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。

一方、１－２(b)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループについて

今回実施したレベル1PRAにより抽出した第1-1表に示す各事故シーケンスについて分類した結果は第1-2表のとおりであり、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から事故シーケンスを分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行い、解釈で想定する８つの事故シーケンスグループとの関係について以下のとおり整理した。

（ａ）２次冷却系からの除熱機能喪失

過渡事象が発生し補助給水機能が喪失する事故シーケンスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗した場合、炉心損傷に至る。

また、地震で炉内構造物が損傷した場合、炉心部で冷却材の流れが阻害され、１次冷却材流量低による原子炉トリップに至る。さらに、蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害され、蒸気発生器からの除熱に失敗するシナリオを想定しており、事象としては「過渡事象＋補助給水失敗」と同じ分類が可能である。これらは「２次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、対策としてはフィードアンドブリードが考えられる。

（ｂ）全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して、サポート系である「非常用所内交流電源」も喪失する事故シーケンスは、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては大容量空冷式発電機による給電が考えられる。

（ｃ）原子炉補機冷却機能喪失

「原子炉補機冷却機能」が喪失する事故シーケンスは、起因事象の発生と同時にECCS注入系等の緩和機能のサポート機能も喪失し、従属的にRCPシールLOCAが発生することで炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「原子炉補機冷却機能喪失」に該当し、対策としては２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注入等が考えられる。

（ｄ）原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA事象が発生し、「格納容器スプレイ注入及び再循環」に失敗する事故シーケンスは、原子炉格納容器内気相部からの除熱ができず、炉心より先に原子炉格納容器が破損する「格納容器先行破損」となり、引き続き炉心損傷に至る。事故シーケン

スグループとしては「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に該当し、対策としては格納容器内自然対流冷却等が考えられる。

（ｅ）原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後、原子炉トリップに失敗する事故シーケンスは、原子炉出力が抑制できずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としては多様化自動作動設備により減速材温度係数の負の反応度帰還効果による出力抑制を図ること等が考えられる。

（ｆ）ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し蓄圧注入、高圧注入及び低圧注入等「ECCS注入」に失敗する事故シーケンスは、短期の１次系保有水の回復に失敗し炉心損傷に至る。

また、地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）が発生した場合、ECCS注入系の成否に関わらず１次系保有水が喪失し炉心損傷に至る。これらは「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、これらのうち、高圧注入に失敗する事故シーケンスへの対策としては、２次系強制冷却＋低圧注入等が考えられる。

（ｇ）ECCS再循環機能喪失

LOCA事象が発生した後、短期の１次系保有水の回復に成功した後、低圧再循環及び高圧再循環等「ECCS再循環」に失敗する事故シーケンスは、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「ECCS再循環機能喪失」に該当し、対策としては代替再循環等が考えられる。

（ｈ）格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

インターフェイスシステムLOCAや、蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンスは、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいが防止できず炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」に該当し、対策としてはクールダウンアンドリサーキュレーションが考えられる。

1.1.2.2 新たな事故シーケンスグループの追加について

第1-1表に整理した各事故シーケンスのうち、外部事象である地震・津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして、以下に示す５つの事故シーケンスを抽出した。

ａ．蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

複数の蒸気発生器伝熱管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効であり炉心損傷に至る事象であるとともに、格納容器バイパスが発生する事象として抽出した。

ｂ．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LOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

ｃ．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LOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

ｄ．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装置、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＋非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することにより、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失も想定されることから、炉心損傷に至る事象として抽出した。

ｅ．複数の信号系損傷

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補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、２次系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出した。

ここで、「ａ．蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」及び「ｃ．原子炉格納容器損傷」については、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認するとしている解釈の記載1-2(b)に分類されるものの、有効な炉心損傷防止対策を確保できない事故シーケンスである。

また、「ｂ．原子炉建屋損傷」、「ｄ．原子炉補助建屋損傷」及び「ｅ．複数の信号系損傷」についても、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能には必ずしも期待できるとは言えない事故シーケンスとなる。

これらの各事故シーケンスには炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。また、地震、津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シーケンス全体を１つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。

（ａ）頻度の観点

これらの各事故シーケンスグループについて炉心損傷頻度（CDF）の確認を行った結果、炉心損傷頻度が最も大きい事故シーケンスグループである複数の信号系損傷においても、炉心損傷頻度は2.3E-07／炉年であった。これは全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1％程度と極めて小さい寄与であり、炉心損傷に至らない小規模な事象も含まれた結果であることを考慮すると、解釈で必ず想定するとされる事故シーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

（ｂ）影響の観点

これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、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まで、事象発生時にプラントに及ぼす影響は大きな幅を有する。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や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく（別紙２）。

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

これらを除くその他の事故シーケンスについては、第1-2表に示すとおりPRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できることを確認できており、PRAの知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

なお、想定活断層長さの延長による地震ハザードの変更及び琉球海溝におけるプレート間地震等を考慮した津波ハザードの変更による影響については、損傷モードや損傷設備の追加がないことから、現状の地震及び津波PRAで評価していない事故シーケンスが追加になることはない。また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはなく、新たな事故シーケンスグループの追加がないことを確認している。

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1-3表に示す。

解釈１－２(a)に分類される事故シーケンスに対しては、「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」とされているが、第1-3表に整理した事故シーケンスには、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスも存在する。

以下に示すシーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスに該当する。なお、国内外の先進的な対策と川内１号炉及び２号炉の対策の比較を、別紙３に示す。

・原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
・炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
・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
・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

PRAの定量化結果（第1-2表及び第1-3表）から、これら各事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.7%を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスについては、別紙13に示すとおり原子炉格納容器内へのスプレイ注水や格納容器内自然対流冷却などによる格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シーケンスの選定を実施することとした。

なお、これらの事故シーケンスに対しても、フィードアンドブリードや炉心への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制など影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。

1.3 重要事故シーケンスの選定について

1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方

原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の４つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定に当たっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-4表に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

ａ．共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

ｂ．炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。

ｃ．炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。

ｄ．事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

ａ．共通原因故障、系統間依存性の観点

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

また、「２次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-4表中「中」で記載）。

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

【例．事故シーケンスグループ（ｃ）　原子炉補機冷却機能喪失】

原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

ｂ．余裕時間の観点

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

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

【例１．事故シーケンスグループ（ｇ）　ECCS再循環機能喪失】

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

【例２．事故シーケンスグループ（ｄ） 原子炉格納容器の除熱機能喪失】

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

ｃ．設備容量の観点

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

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

【例．事故シーケンスグループ（ｇ） ECCS再循環機能喪失】

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

ｄ．事故シーケンスグループ内での代表性の観点

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

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

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

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

（ａ）２次冷却系からの除熱機能喪失

① 事故シーケンス

・主給水流量喪失＋補助給水失敗
・小破断LOCA＋補助給水失敗
・過渡事象＋補助給水失敗
・手動停止＋補助給水失敗
・外部電源喪失＋補助給水失敗
・２次冷却系の破断＋補助給水失敗
・２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
・蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗
・極小LOCA＋補助給水失敗
・DC母線１系列喪失＋補助給水失敗

② 選定理由

重要事故シーケンスとしては、１次系の温度及び圧力上昇が早く、運転員操作（フィ

ードアンドブリード）開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量（加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ）の観点で厳しい事象を選定する必要がある。

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

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

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

以上から、「主給水流量喪失＋補助給水失敗」を選定する。

③ 選定結果

・主給水流量喪失＋補助給水失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・フィードアンドブリード

（ｂ）全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

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

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

③ 選定結果

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

・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・大容量空冷式発電機＋２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

（ｃ）原子炉補機冷却機能喪失

① 事故シーケンス

・原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

・原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁LOCA

② 選定理由

共通原因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCPシールLOCA」と「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」では、「RCPシールLOCA」の方が、気相部放出である「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」よりも１次冷却材の流出量が多いため、保有水確保操作（２次系強制冷却、炉心注入準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しいことから、代表的な事故シーケンスは「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」となる。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シーケンスとしては、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」を選定する。

③ 選定結果

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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

（ｄ）原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 事故シーケンス

・中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗

・中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗

・小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗

・小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗

・DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗

・DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗

② 選定理由

「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では、「格納容器スプレイ注入失敗」時の方が事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いため、運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では、破断口径が大きい「中破断LOCA」が最も厳しい事象である。なお、加圧器逃がし弁／安全弁LOCAについて

は、小破断LOCA相当の漏えい量を想定している。したがって、「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。

③ 選定結果

・中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・格納容器内自然対流冷却

（ｅ）原子炉停止機能喪失

① 事故シーケンス

・原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗

② 選定理由

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

原子炉トリップが必要な起因事象としては、イベントツリーに「ATWS」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、１次系圧力・温度の観点で厳しく、蒸気発生器２次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙４）。

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

③ 選定結果

・主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗

・負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）

（ｆ）ECCS注水機能喪失

① 事故シーケンス

・中破断LOCA＋高圧注入失敗

・小破断LOCA＋高圧注入失敗

・DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗

・極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗

② 選定理由

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

③ 選定結果

・中破断LOCA＋高圧注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・２次系強制冷却＋低圧注入

（ｇ）ECCS再循環機能喪失

① 事故シーケンス

・大破断LOCA＋低圧再循環失敗

・中破断LOCA＋低圧再循環失敗

・中破断LOCA＋高圧再循環失敗

・小破断LOCA＋低圧再循環失敗

・小破断LOCA＋高圧再循環失敗

・DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗

・DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗

② 選定理由

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

このうち「大破断LOCA」を含む低圧再循環失敗シーケンスに関しては、破断口径が大きい「大破断LOCA」が１次冷却材の流出量が多く、再循環切替までの時間が短いことか

ら、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作（格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環）の余裕時間及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。

また、高圧再循環失敗シーケンスについては、炉心損傷防止対策として、２次系強制冷却により１次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある（本対策の有効性確認については、「中破断LOCA＋高圧注入失敗」等の対策である「２次系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。

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

③ 選定結果

・大破断LOCA＋低圧再循環失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・代替再循環

（ｈ）格納容器バイパス

① 事故シーケンス

・インターフェイスシステムLOCA

・蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

② 選定理由

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

③ 選定結果

・インターフェイスシステムLOCA

・蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

・クールダウンアンドリサーキュレーション

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認した（別紙５）。また、地震、津波の主要な事故シーケンスのうち、地震、津波特有の事象以外については、内部事象と同様な炉心損傷防止対策が有効なことからも、事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている（別紙６）。

第1-1表　イベントツリーにより抽出した事故シーケンス

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

第1-2表　PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）				寄与割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別CDF（/炉年）	全CDFへの寄与割合	事故シーケンスグループ	規則解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04	72.0%	サポート機能（補機冷却機能）の喪失	2.0E-04	72.4%	原子炉補機冷却機能喪失	1-2(a)
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	9.0E-07	ε	1.7E-10	9.0E-07	0.3%					
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	2.3E-08	ε	4.2E-12	2.3E-08	<0.1%					
小破断LOCA＋補助給水失敗	1.6E-08	1.0E-10	－	1.6E-08	<0.1%	蒸気発生器からの除熱に失敗	4.0E-05	14.6%	２次冷却系からの除熱機能喪失	
極小LOCA＋補助給水失敗	2.4E-07	－	－	2.4E-07	0.1%					
主給水流量喪失＋補助給水失敗	1.3E-06	2.3E-08	－	1.3E-06	0.5%					
外部電源喪失＋補助給水失敗	1.9E-07	4.1E-08	－	2.3E-07	0.1%					
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	1.2E-06	4.7E-09	－	1.2E-06	0.4%					
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	5.4E-11	8.5E-08	－	8.5E-08	<0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗	1.7E-07	－※1	－	1.7E-07	0.1%					
過渡事象＋補助給水失敗	1.1E-05	－	－	1.1E-05	4.0%					
DC母線１系列喪失＋補助給水失敗	7.0E-08	－	－	7.0E-08	<0.1%					
手動停止＋補助給水失敗	2.6E-05	－	－	2.6E-05	9.4%					
炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）	－	3.1E-07	－	3.1E-07	0.1%					
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05	10.7%	サポート機能（電源機能）の喪失	3.0E-05	10.7%	全交流動力電源喪失	
中破断LOCA＋高圧注入失敗	4.1E-07	6.2E-09	－	4.2E-07	0.1%	１次系保有水の喪失	2.3E-06	0.8%	ECCS注水機能喪失	
小破断LOCA＋高圧注入失敗	1.3E-06	3.0E-07	－	1.6E-06	0.6%					
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗	3.6E-12	－	－	3.6E-12	<0.1%					
極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗	2.4E-07	－	－	2.4E-07	0.1%					
大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.2E-09	ε	－	9.2E-09	<0.1%					
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	2.5E-11	ε	－	2.5E-11	<0.1%					
大破断LOCA＋低圧注入失敗	3.0E-09	1.2E-08	－	1.5E-08	<0.1%					
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	－	3.5E-08	－	3.5E-08	<0.1%					
大破断LOCA＋低圧再循環失敗	1.3E-07	1.4E-09	－	1.3E-07	<0.1%	炉心の長期冷却に失敗	1.4E-06	0.5%	ECCS再循環機能喪失	
中破断LOCA＋低圧再循環失敗	2.1E-07	7.8E-10	－	2.1E-07	0.1%					
小破断LOCA＋低圧再循環失敗	6.7E-07	2.0E-08	－	6.9E-07	0.2%					
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗	4.8E-11	－	－	4.8E-11	<0.1%					
中破断LOCA＋高圧再循環失敗	7.3E-08	7.8E-10	－	7.4E-08	<0.1%					
小破断LOCA＋高圧再循環失敗	2.4E-07	2.0E-08	－	2.6E-07	0.1%					
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗	2.5E-11	－	－	2.5E-11	<0.1%					
原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	4.0E-08	1.1E-06	－	1.1E-06	0.4%	反応度抑制に失敗	1.1E-06	0.4%	原子炉停止機能喪失	
中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	6.8E-09	ε	－	6.8E-09	<0.1%	格納容器内気相部冷却に失敗	1.1E-06	0.4%	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1-2(b)
小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-08	ε	－	2.2E-08	<0.1%					
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-11	－	－	2.2E-11	<0.1%					
中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	2.5E-07	ε	－	2.5E-07	0.1%					
小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-07	ε	－	8.1E-07	0.3%					
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11	－	－	3.0E-11	<0.1%					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	－	－	3.0E-11	<0.1%	格納容器貫通配管からの漏えい防止	2.1E-07	<0.1%	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	2.1E-07	－※1	－	2.1E-07	0.1%					
原子炉建屋損傷	－	2.7E-11	－	2.7E-11	<0.1%	外部事象による大規模な損傷	2.7E-11	<0.1%	※2	
原子炉格納容器損傷	－	3.3E-09	－	3.3E-09	<0.1%		3.3E-09	<0.1%		
原子炉補助建屋損傷	－	3.6E-08	－	3.6E-08	<0.1%		3.6E-08	<0.1%		
複数の信号系損傷	－	2.3E-07	1.2E-11	2.3E-07	0.1%		2.3E-07	0.1%		
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	－	7.0E-08	－	7.0E-08	<0.1%		7.0E-08	<0.1%		
合計	2.5E-04	3.1E-05	3.8E-08	2.8E-04	100.0%	－	2.8E-04	100%	－	

ハッチング：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：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）に含まれる。

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

ε：1.0E-11未満

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

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）				寄与割合	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				
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｜常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04	72.0%	2.0E-04	72.4%	全炉心損傷頻度の約99.7%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		9.0E-07	ε	1.7E-10	9.0E-07	0.3%			
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	※1、（1）	2.3E-08	ε	4.2E-12	2.3E-08	<0.1%			
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	1.6E-08	1.0E-10	－	1.6E-08	<0.1%	4.0E-05	14.6%	
	極小LOCA＋補助給水失敗		2.4E-07	－	－	2.4E-07	0.1%			
	主給水流量喪失＋補助給水失敗		1.3E-06	2.3E-08	－	1.3E-06	0.5%			
	外部電源喪失＋補助給水失敗		1.9E-07	4.1E-08	－	2.3E-07	0.1%			
	２次冷却系の破断＋補助給水失敗		1.2E-06	4.7E-09	－	1.2E-06	0.4%			
	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗		5.4E-11	8.5E-08	－	8.5E-08	<0.1%			
	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗		1.7E-07	－	－	1.7E-07	0.1%			
	過渡事象＋補助給水失敗		1.1E-05	－	－	1.1E-05	4.0%			
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗		7.0E-08	－	－	7.0E-08	<0.1%			
	手動停止＋補助給水失敗		2.6E-05	－	－	2.6E-05	9.4%			
	炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）	※1、（2）	－	3.1E-07	－	3.1E-07	0.1%			
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	大容量空冷式発電機｜２次系強制冷却｜常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05	10.7%	3.0E-05	10.7%	
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA＋高圧注入失敗	２次系強制冷却＋低圧注入	4.1E-07	6.2E-09	－	4.2E-07	0.1%	2.3E-06	0.8%	
	小破断LOCA＋高圧注入失敗		1.3E-06	3.0E-07	－	1.6E-06	0.6%			
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗		3.6E-12	－	－	3.6E-12	<0.1%			
	極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗		2.4E-07	－	－	2.4E-07	0.1%			
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	※1、（3）	9.2E-09	ε	－	9.2E-09	<0.1%			
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗		2.5E-11	ε	－	2.5E-11	<0.1%			
	大破断LOCA＋低圧注入失敗		3.0E-09	1.2E-08	－	1.5E-08	<0.1%			
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)		－	3.5E-08	－	3.5E-08	<0.1%			
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA＋低圧再循環失敗	代替再循環	1.3E-07	1.4E-09	－	1.3E-07	<0.1%	1.4E-06	0.5%	
	中破断LOCA＋低圧再循環失敗		2.1E-07	7.8E-10	－	2.1E-07	0.1%			
	小破断LOCA＋低圧再循環失敗		6.7E-07	2.0E-08	－	6.9E-07	0.2%			
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗		4.8E-11	－	－	4.8E-11	<0.1%			
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗	２次系強制冷却＋低圧再循環	7.3E-08	7.8E-10	－	7.4E-08	<0.1%			
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗		2.4E-07	2.0E-08	－	2.6E-07	0.1%			
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗		2.5E-11	－	－	2.5E-11	<0.1%			
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備	4.0E-08	1.1E-06	－	1.1E-06	0.4%	1.1E-06	0.4%	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内自然対流冷却	6.8E-09	ε	－	6.8E-09	<0.1%	1.1E-06	0.4%	
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		2.2E-08	ε	－	2.2E-08	<0.1%			
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		2.2E-11	－	－	2.2E-11	<0.1%			
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		2.5E-07	ε	－	2.5E-07	0.1%			
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		8.1E-07	ε	－	8.1E-07	0.3%			
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		3.0E-11	－	－	3.0E-11	<0.1%			
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ｸｰﾙﾀﾞｳﾝｱﾝﾄﾞﾘｻｰｷｭﾚｰｼｮﾝ	3.0E-11	－	－	3.0E-11	<0.1%	2.1E-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		2.1E-07	－	－	2.1E-07	0.1%			
合計			2.5E-04	3.1E-05	3.8E-08	2.8E-04	100% ※2	2.8E-04	100% ※2	－

※1　：格納容器破損防止対策として、格納容器スプレイ（常設電動注入ポンプ）＋格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）等に期待できる。
※2　：100%には第1-2表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。
ハッチング：国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス
（1）：主給水系による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合がある。
（2）：フィードアンドブリードにより影響を緩和できる場合がある。
（3）：炉心への注入により影響を緩和できる場合がある。

第1-4表　重要事故シーケンス等の選定について（1/2）

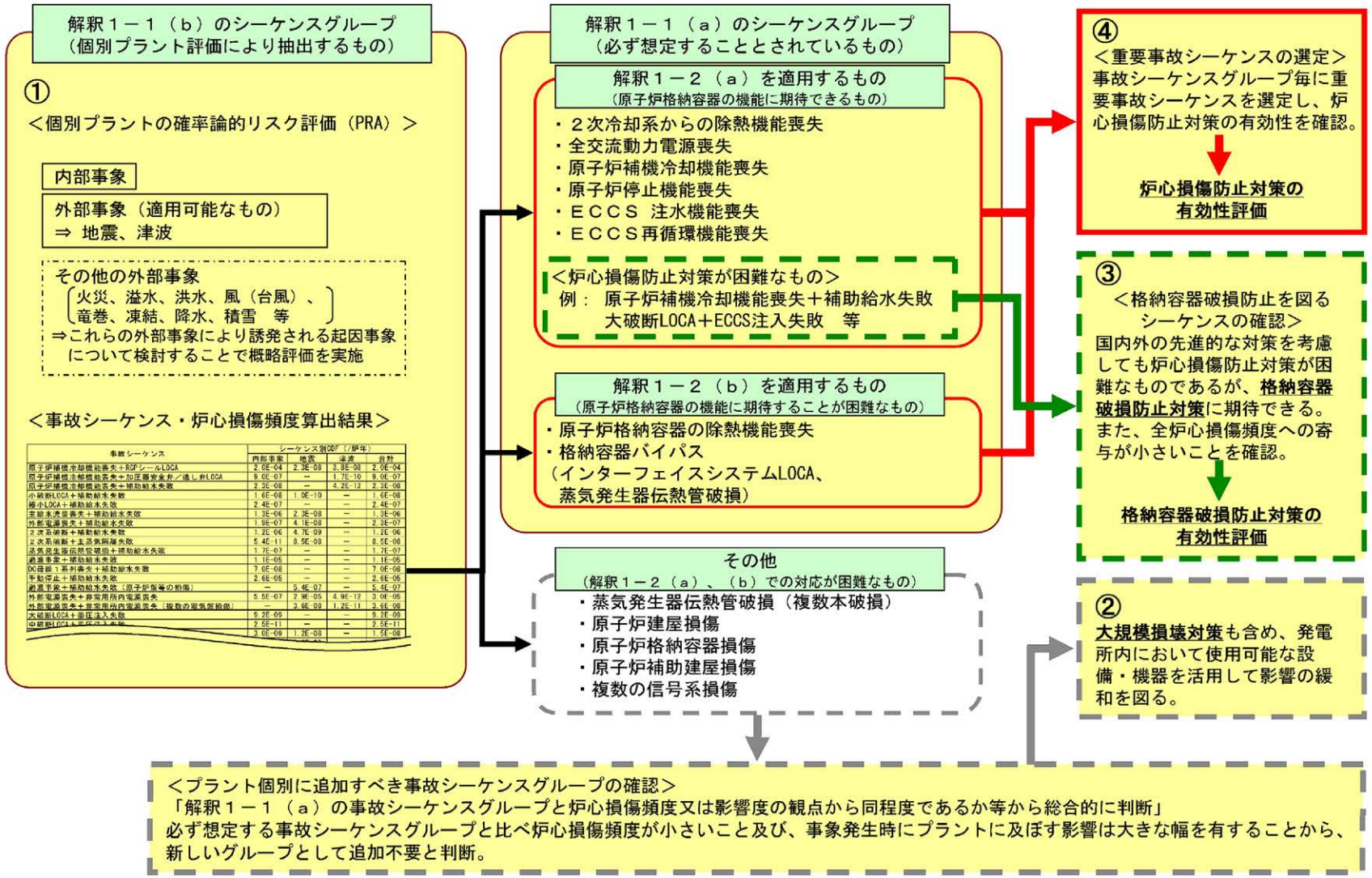
事故シーケンスグループ		事故シーケンス	炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方 a	b	c	d	備考（a:系統間機能依存性、b:余裕時間、c:設備容量、d:代表性）		重要事故シーケンス
２次冷却系からの除熱機能喪失	◎	主給水流量喪失＋補助給水失敗	フィードアンドブリード	低	高	高	低	２次冷却系からの除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「主給水流量喪失＋補助給水失敗」を選定。 a.「外部電源喪失」により常用系機器が機能喪失、「DC母線１系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b.「過渡事象」「手動停止」及び「DC母線１系列喪失」では、事故発生後の一定期間主給水が利用可能であり、「２次冷却系の破断」及び「主蒸気隔離失敗」では、２次側からの破断流が放出されることで１次系の除熱が促進される。 「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、自動で安全注入信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い１次系の減圧が促進される。「極小LOCA」についても、系外への漏えいに伴い１次系の減圧が促進される。 「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」は、主給水が全喪失することで１次系が早期に高温・高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。 c. 余裕時間の短さが崩壊熱の大きさに関連するため、各事故シーケンス事象の厳しさの程度は着眼点b. と同じとした。 d. CDFの寄与割合としては最も支配的となる「手動停止」については、トリップ事象＋補助給水失敗という組合せからも代表性を有しており、着眼点d. の観点で「高」とした。		主給水流量喪失＋補助給水失敗
	－	小破断LOCA＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－	過渡事象＋補助給水失敗		低	中	中	中			
	－	手動停止＋補助給水失敗		低	中	中	高			
	－	外部電源喪失＋補助給水失敗		中	中	中	低			
	－	２次冷却系の破断＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗		低	低	低	低			
	－	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗		中	中	中	低			
	－	極小LOCA＋補助給水失敗		低	低	低	低			
全交流動力電源喪失	◎	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	２次系強制冷却＋大容量空冷式発電機	－	－	－	－	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」のみである。	「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に従属的に発生することから、事象進展は同じであるため右記事故シーケンスを選定。	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
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＋常設電動注入ポンプ	高	高	高	高	原子炉補機冷却機能喪失の起因事象の選定にあたり、以下の観点を考慮した。 a. 原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水が必要な機器は使用できない。 b, c. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCAは気相部破断であり、１次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」については、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せであり、着眼点d. の観点で「高」とした。		
	－	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA		高	中	中	低			
原子炉格納容器の除熱機能喪失	◎	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内自然対流冷却	低	高	高	低	原子炉格納容器の除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」を選定。 a.「DC母線１系列喪失」により安全設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。 c. 破断口径の大きい「中破断LOCA」が、原子炉格納容器の除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗」については、LOCA＋格納容器スプレイ機能喪失の組合せで代表性を有しており、着眼点d. の観点で「高」とした。		中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
	－	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	高	中			
	－	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	低			
	－	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	中	高			
	－	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		中	高	中	低			
	－	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		中	中	中	低			

第1-4表　重要事故シーケンス等の選定について（2/2）

事故シーケンスグループ		事故シーケンス	炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方 a	b	c	d	備考（a:系統間機能依存性、b:余裕時間、c:設備容量、d:代表性）	重要事故シーケンス
原子炉停止機能喪失	◎	原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備	－	－	－	－	多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定。	主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗 及び 負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗
ECCS注水機能喪失	◎	中破断LOCA＋高圧注入失敗	２次系強制冷却＋低圧注入	低	高	高	中	ECCS注水機能喪失の起因事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA＋高圧注入失敗」を選定。 a. 「DC母線１系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 破断口径の大きい方が１次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きいほうが１次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（１次系への注水量）が大きくなる。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋高圧注入失敗」については、LOCA＋ECCS注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点d. の観点で「高」とした。	中破断LOCA＋高圧注入失敗
	－	小破断LOCA＋高圧注入失敗		低	中	中	高		
	－	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗		中	中	中	低		
	－	極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗		低	低	低	中		
ECCS再循環機能喪失	◎	大破断LOCA＋低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	ECCS再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」を選定。 a. 「DC母線１系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. １次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が大きくなることを踏まえ「大破断LOCA」を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断LOCA」を選定。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋低圧再循環失敗」については、LOCA＋ECCS再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点d. の観点で「高」とした。 また、高圧再循環失敗シーケンスの炉心損傷防止対策である「２次系強制冷却＋低圧再循環」は、「中破断LOCA＋高圧注入失敗」等の対策である「２次系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。	大破断LOCA＋低圧再循環失敗
	－	中破断LOCA＋低圧再循環失敗		低	中	中	中		
	－	小破断LOCA＋低圧再循環失敗		低	中	中	高		
	－	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗		中	中	中	低		
	－	中破断LOCA＋高圧再循環失敗	２次系強制冷却＋低圧再循環	低	中	中	低		
	－	小破断LOCA＋高圧再循環失敗		低	中	中	中		
	－	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗		中	中	中	低		
格納容器バイパス	◎	インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンドリサーキュレーション	－	－	－	－	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定。	インターフェイスシステムLOCA
	◎	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗		－	－	－	－		蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

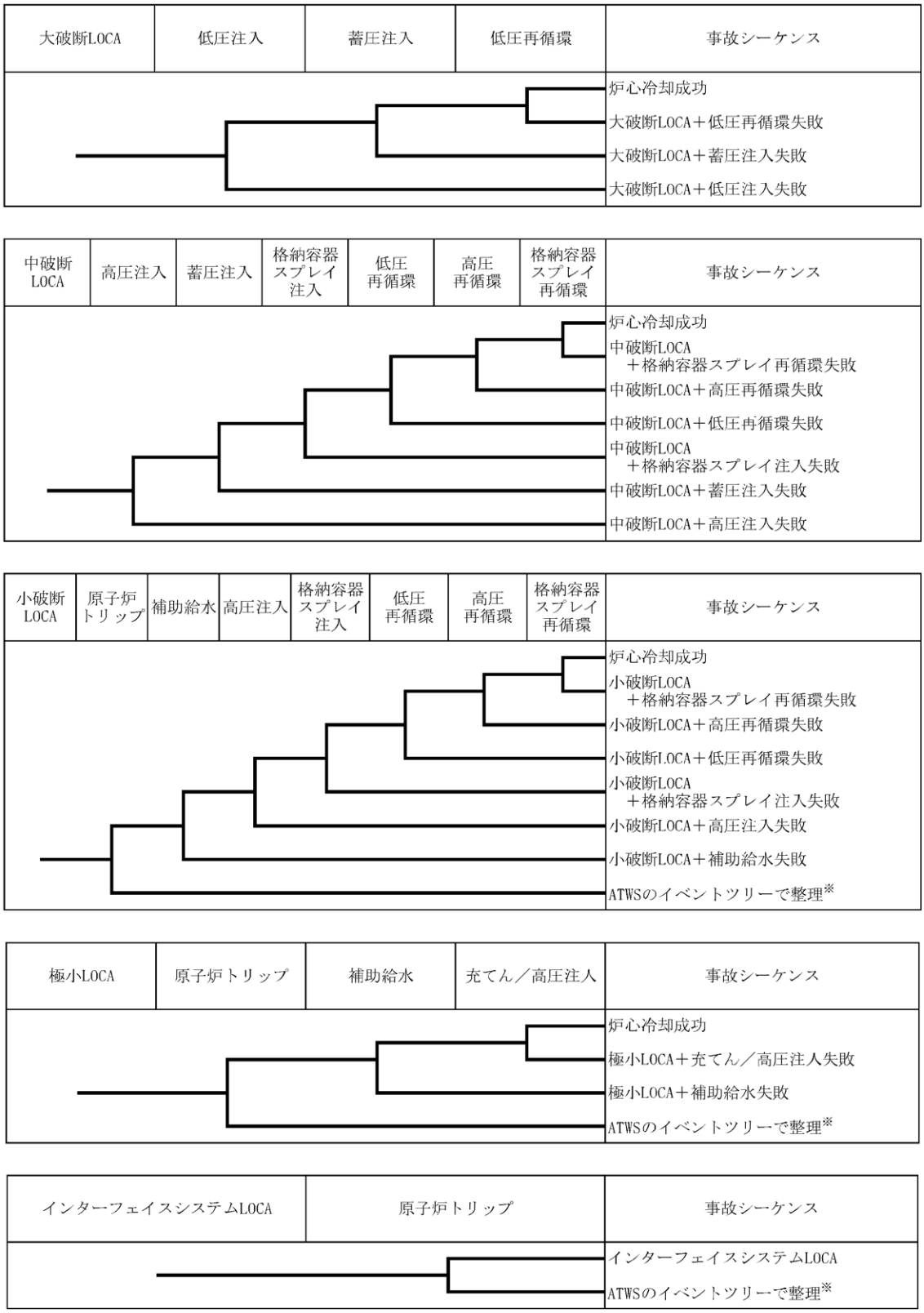
◎：最も厳しい事故シーケンス

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



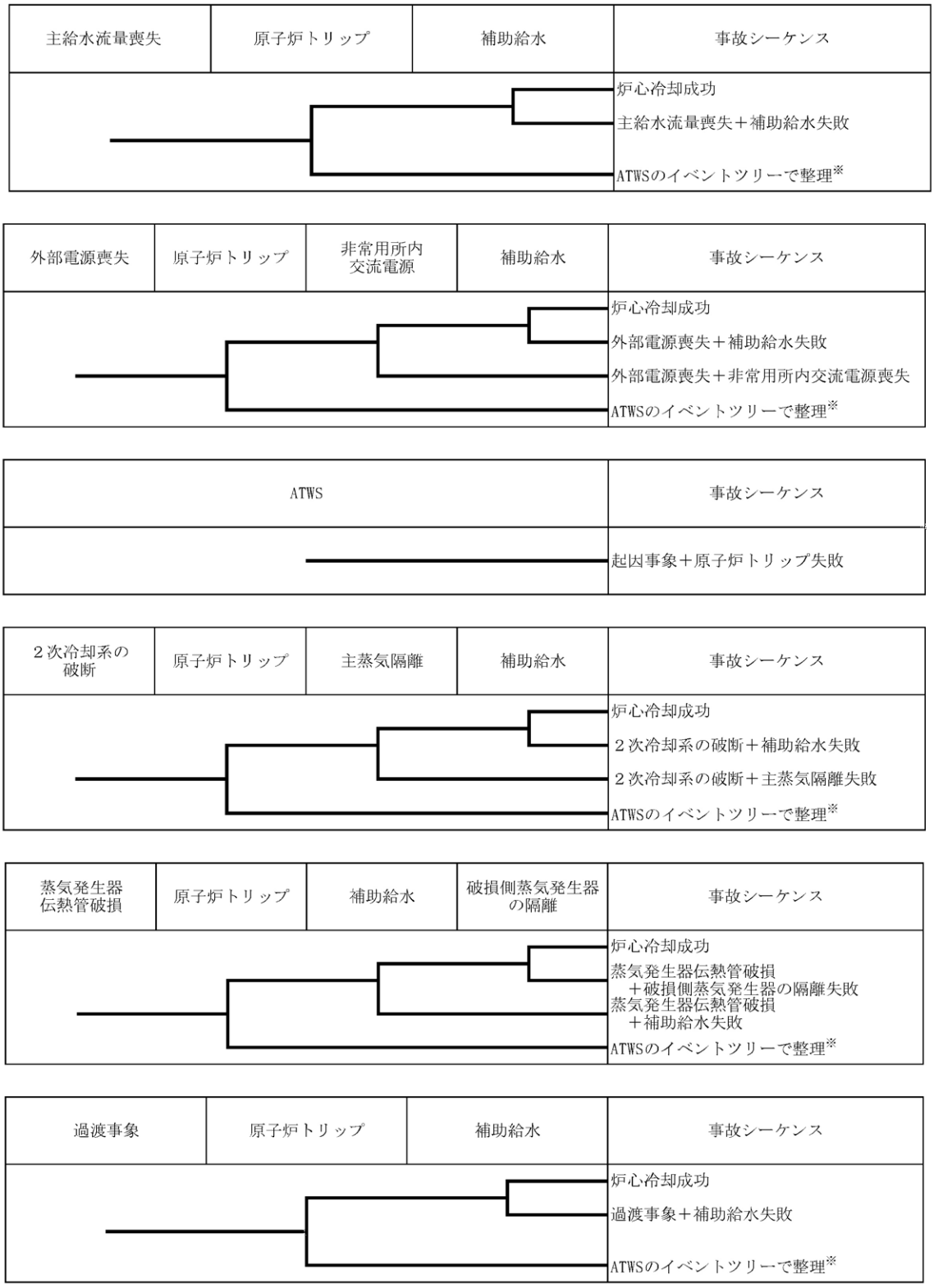
事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）			
	内部事象	地震	津波	合計
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器安全弁／逃し弁LOCA	9.0E-07	–	1.7E-10	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	2.3E-08	–	4.2E-12	2.3E-08
小破断LOCA＋補助給水失敗	1.6E-08	1.0E-10	–	1.6E-08
極小LOCA＋補助給水失敗	2.4E-07	–	–	2.4E-07
全給水流量喪失＋補助給水失敗	1.3E-06	2.3E-08	–	1.3E-06
外部電源喪失＋補助給水失敗	1.6E-07	4.1E-08	–	2.3E-07
２次系破断＋補助給水失敗	1.2E-06	4.7E-09	–	1.2E-06
２次系破断＋主蒸気隔離失敗	5.4E-11	8.5E-08	–	8.5E-08
蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗	1.7E-07	–	–	1.7E-07
崩源事象＋補助給水失敗	1.1E-05	–	–	1.1E-05
DC母線１系列喪失＋補助給水失敗	7.0E-08	–	–	7.0E-08
手動停止＋補助給水失敗	2.6E-05	–	–	2.6E-05
崩源事象＋補助給水失敗（原子炉容器の損傷）	–	5.4E-07	–	5.4E-07
外部電源喪失＋非常用所内電源喪失	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05
外部電源喪失＋非常用内内電源喪失（複数の電気盤損傷）	–	3.6E-08	1.2E-11	3.6E-08
次破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.2E-09	–	–	9.2E-09
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	2.5E-11	–	–	2.5E-11
	3.0E-09	1.2E-08	–	1.5E-08

第1-1図　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



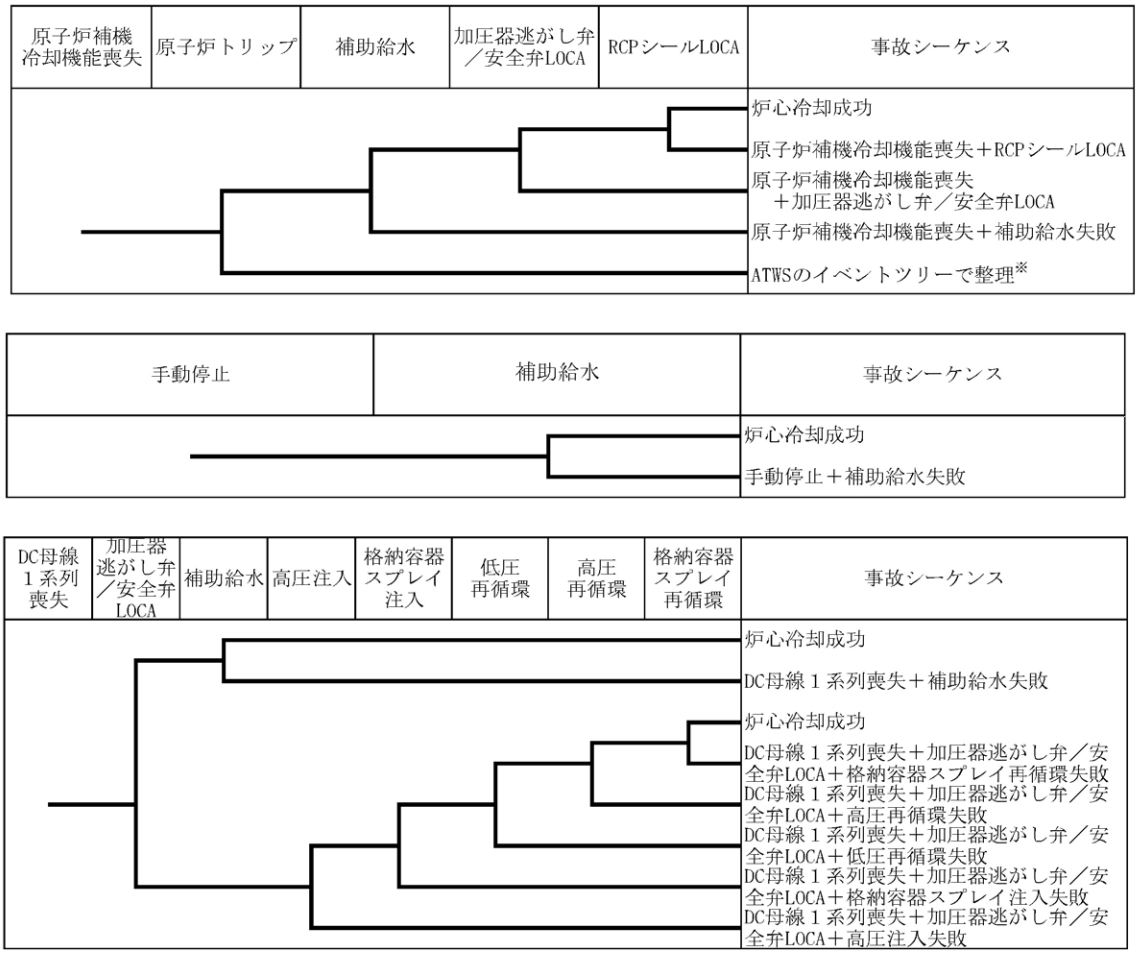
※ATWS の対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。（別紙４）

第1-2図　PRAにおけるイベントツリー（1/3）



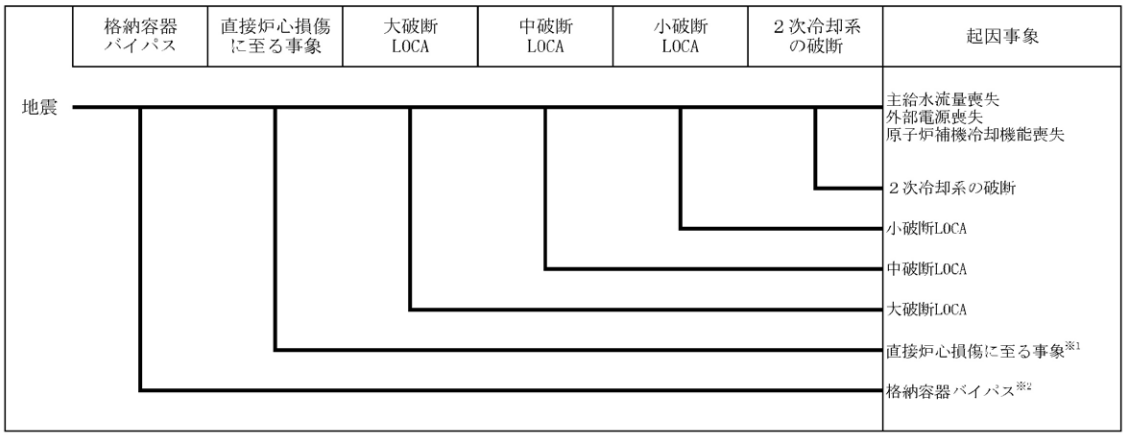
※ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。（別紙４）

第1-2図　PRAにおけるイベントツリー（2/3）



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

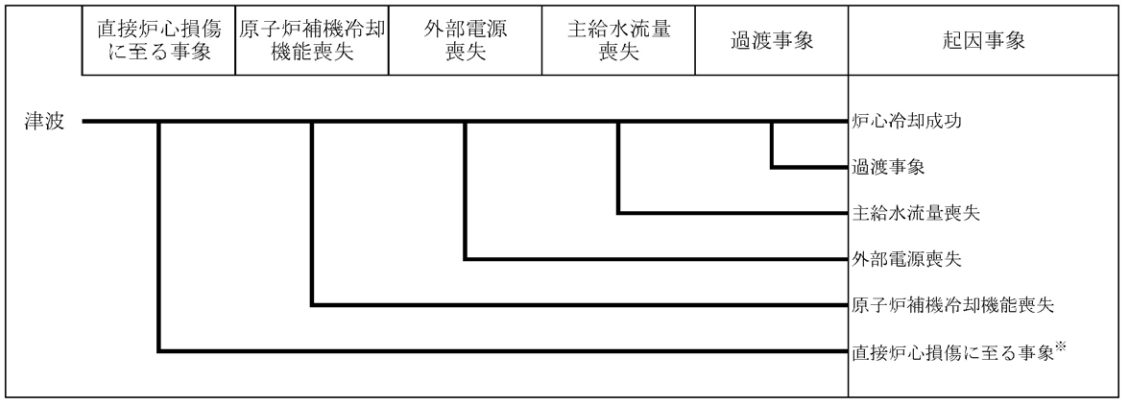
第1-2図　PRAにおけるイベントツリー（3/3）



※1：大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、
原子炉補助建屋損傷、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗)、複数の信号系損傷

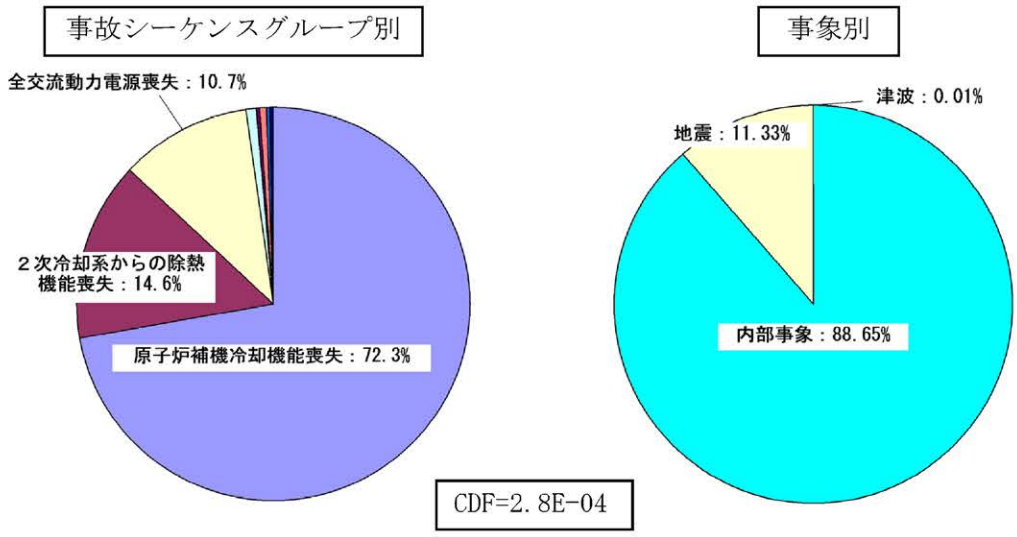
※2：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第1-3図　地震PRA階層イベントツリー

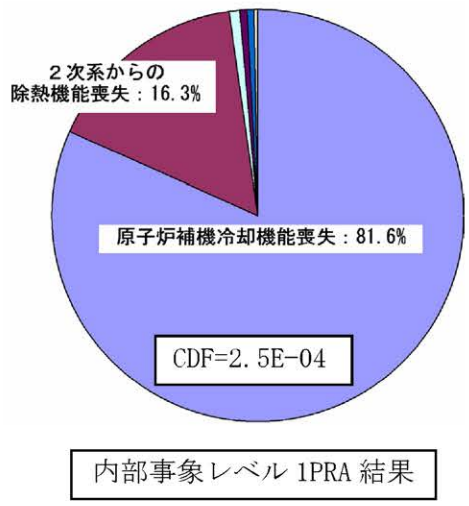


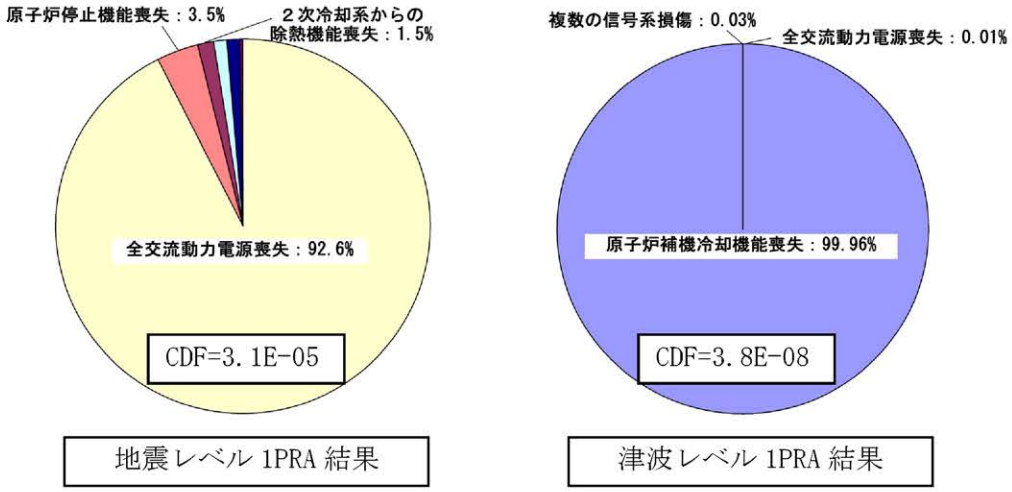
※：複数の信号系損傷

第1-4図　津波PRA階層イベントツリー



第1-5図　プラント全体のCDF





第1-6図　事故シーケンスグループごとの寄与割合

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

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

（概要）

①内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。

②抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。

③国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。

④格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態（PDS）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

2.1 格納容器破損モードの分析について

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

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

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

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

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

PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、(2)項の①～③に示す格納容器破損モードの抽出を行っている。

具体的には、第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を

抽出している。また、事象進展中に実施される緩和手段等から第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理している。これらの各破損モードにおけるレベル1.5PRAの定量化結果を第2-1表及び第2-4図に示す。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

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

①格納容器バイパス

・蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）

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

・インターフェイスシステムLOCA（νモード）

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

②格納容器隔離失敗

・格納容器隔離失敗（βモード）

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

③格納容器物理的破損

・原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

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

・格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード）

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

・溶融物直接接触（μモード）

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

・格納容器雰囲気直接加熱（σモード）

１次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気

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

・水素燃焼又は水素爆轟（γモード、γ’モード、γ”モード）

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

・ベースマット溶融貫通（εモード）

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

・格納容器貫通部過温破損（τモード）

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

・水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）

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

・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

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

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

第2-1表に示す格納容器破損モードについて、解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

２－１

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

・水素燃焼

・格納容器直接接触（シェルアタック）

・溶融炉心・コンクリート相互作用

その結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない破損モードが抽出されたため、新たな格納容器破損モードとして設定する必要性について検討を実施した。

なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。（別紙７）

(1) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

本破損モードは炉心溶融物が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。当該破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている（別紙８）。また、当該破損モードの格納容器破損頻度（CFF）（3.1E-09／炉年）についても全CFFに対する寄与割合は0.01％以下と極めて小さい。

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

(2) 格納容器隔離失敗（βモード）

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

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に１回確認する運用となっているほか、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能である。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の

大規模な放出は防止可能である。

今回のレベル1.5PRAでは、国内PWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績（別紙９）に基づき当該破損モードのCFF（1.2E-06／炉年、全CFFに対する寄与割合約0.6％）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードのCFFはさらに小さくなると推察される。

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

(3) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードのCFF（1.1E-06／炉年）は全CFFの約0.5％の寄与割合であり小さい。

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

(4) インターフェイスシステムLOCA（νモード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

また、頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（3.0E-11／炉年）は、全CFFの約0.1％以下の寄与割合であり、極めて小さい。

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

(5) 蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあっては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードのCFF（4.2E-07／炉年）は、全CFFの約0.2%の寄与割合であり、比較的小さい。

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

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

【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

(a) ２次冷却系からの除熱機能喪失

(b) 全交流動力電源喪失

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」及び「炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）」は、その発生頻度が3.3E-07／炉年と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、更に１次系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策として１次系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生はさらに低減される。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙10）。

以上より、PRAの知見等を踏まえ、解釈で必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが新たに追加されないことを確認した。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスの選定を実施している。

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

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。また炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。

(2) 高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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

(4) 水素燃焼

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

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

これに基づき、レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法として、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、第二ステップにて選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。

2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

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

(1) 事故のタイプと１次系圧力

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

(2) 炉心損傷時期

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

(3) 格納容器内事故進展（格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）

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

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

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。

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

さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。評価事故シーケンスの選定結果を第2-3表及びその補足説明資料を別紙12に示す。

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

2.2.3 評価事故シーケンスの選定

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

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

①AEDに該当する事故シーケンス

・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+高圧注入失敗+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAに起因する事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳も考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③選定結果

・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

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

①TEDに該当する事故シーケンス

・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

・原子炉補機機能喪失+補助給水失敗

・過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗

・DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③選定結果

・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗

（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

１次系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されないTEDから選定する。

①TEDに該当する事故シーケンス

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

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、１次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪

失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③選定結果

・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗

（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

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

①AEWに該当する事故シーケンス

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

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗及び原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、全交流動力電源喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ注入を想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

③選定結果

・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗

（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。また、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ注入の成功を想定。）

(5) 水素燃焼

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

①AEIに該当する事故シーケンス

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

②選定理由

これらの事故シーケンスうち、破断規模が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シーケンスとして「大破断LOCA＋低圧注入失敗」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

③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

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下

部キャビティへ落下する溶融物が冷却されないAEDから選定する。

①AEDに該当する事故シーケンス

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

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、事象進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAに起因する事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳も考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③選定結果

・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

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

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

１．原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
２．炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗)
３．大破断LOCA＋低圧注入失敗
４．大破断LOCA＋蓄圧注入失敗
５．中破断LOCA＋蓄圧注入失敗
６．大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA)

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

６．のExcess LOCAについては、地震により複数のRCS配管や原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々な損傷の程度・組合せが考えられ、大破断LOCAと比較すると事象進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される１次系保有エネルギは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考え

られるため、大破断LOCAの事故シーケンスを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している（別紙13）。

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

第2-1表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	モード名	破損モード別CFF(/炉年)	全CFFに対する割合(%)	解釈で想定する格納容器破損モード	備考
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	4.2E-07	0.2%	なし	・解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」 ・TI-SGTRについては炉心損傷防止対策により発生頻度が極めて低いと評価。
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	3.0E-11	<0.1%	なし	
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	1.2E-06	0.6%	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することで格納容器機能が喪失に至るものではない。また、すべての炉心損傷防止対策が有効なシーケンスであり、新たな有効性評価は不要である。（別紙９）
格納容器物理的破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	α	3.1E-09	<0.1%	なし	各種研究により得られた知見から格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価。（別紙８）
	格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク	η	8.7E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	※1　PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に溶融炉心による圧力容器の貫通が生じた場合に、高圧溶融物放出（飛散）により原子炉格納容器の壁に溶融炉心が接触し原子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解釈で想定する格納容器破損モードでは「格納容器直接接触（シェルアタック）」ではなく「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。 （「格納容器直接接触（シェルアタック）」は溶融炉心が床に拡がりながら原子炉格納容器の壁に接触し、原子炉格納容器の壁を侵食する事象のため、BWRマークⅠ型プラントに特有の事象であり、川内１号炉及び２号炉の格納容器破損モードとして考慮不要と判断した。）（別紙７、11） ※2　解釈で想定する格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μモード（溶融物直接接触）が「高圧溶融物放出」に、σモード（格納容器雰囲気直接加熱）が「格納容器雰囲気直接加熱」に該当する。
	溶融物直接接触	μ ※1、※2	2.1E-08	<0.1%	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
	格納容器雰囲気直接加熱	σ ※2	2.1E-06	1.0%	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前～原子炉容器破損後長時間経過後の合計）	γ	1.9E-07	0.1%	水素燃焼	
	ベースマット溶融貫通	ε	3.0E-06	1.4%	溶融炉心・コンクリート相互作用	
	格納容器貫通部過温破損	τ	2.0E-06	0.9%	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	2.0E-04	95.2%	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	1.1E-06	0.5%	なし	解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →　事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」
合　　計			2.1E-04	100.0%	－	

ハッチング：内部事象レベル1.5PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

第2-2表　評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について

解釈で想定する格納容器破損モード		破損モード別CFF(/炉年)	該当するPDS	破損ﾓｰﾄﾞ内CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と選定したPDS
1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	97.4%	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			TED	2.4%		
			TEW	0.1%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.0E-06	SED	99.2%	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA（S**）、過渡事象（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			TED	0.8%		
			TEW	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	SED	94.4%	・１次系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			TEI	4.9%		
			TED	0.7%		
			TEW	0.0%		
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
3	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	8.7E-09	AEI	84.2%	・事象進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA（A**）が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。	AEW
			AEW	9.7%		
			SEI	3.9%		
			SLI	1.9%		
			SLW	0.2%		
			SEW	0.1%		
4	水素燃焼	1.9E-07	TEI	99.3%	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態（**I）のPDSが厳しい。 ・炉心内のZrー水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとすることを前提とすると、各PDSで炉心内のZrー水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。	AEI
			SED	0.3%		
			AEI	0.3%		
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			TED	0.0%		
			TEW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			AED	0.0%		
5	溶融炉心・コンクリート相互作用	3.0E-06	TEI	79.7%	・事象進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・原子炉圧力が低く、溶融物の分散の可能性がない（A**）が、原子炉下部キャビティの溶融物の量を多くすることから厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、溶融物を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			TED	12.3%		
			SED	7.3%		
			TEW	0.4%		
			AEI	0.2%		
			AED	0.0%		
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		

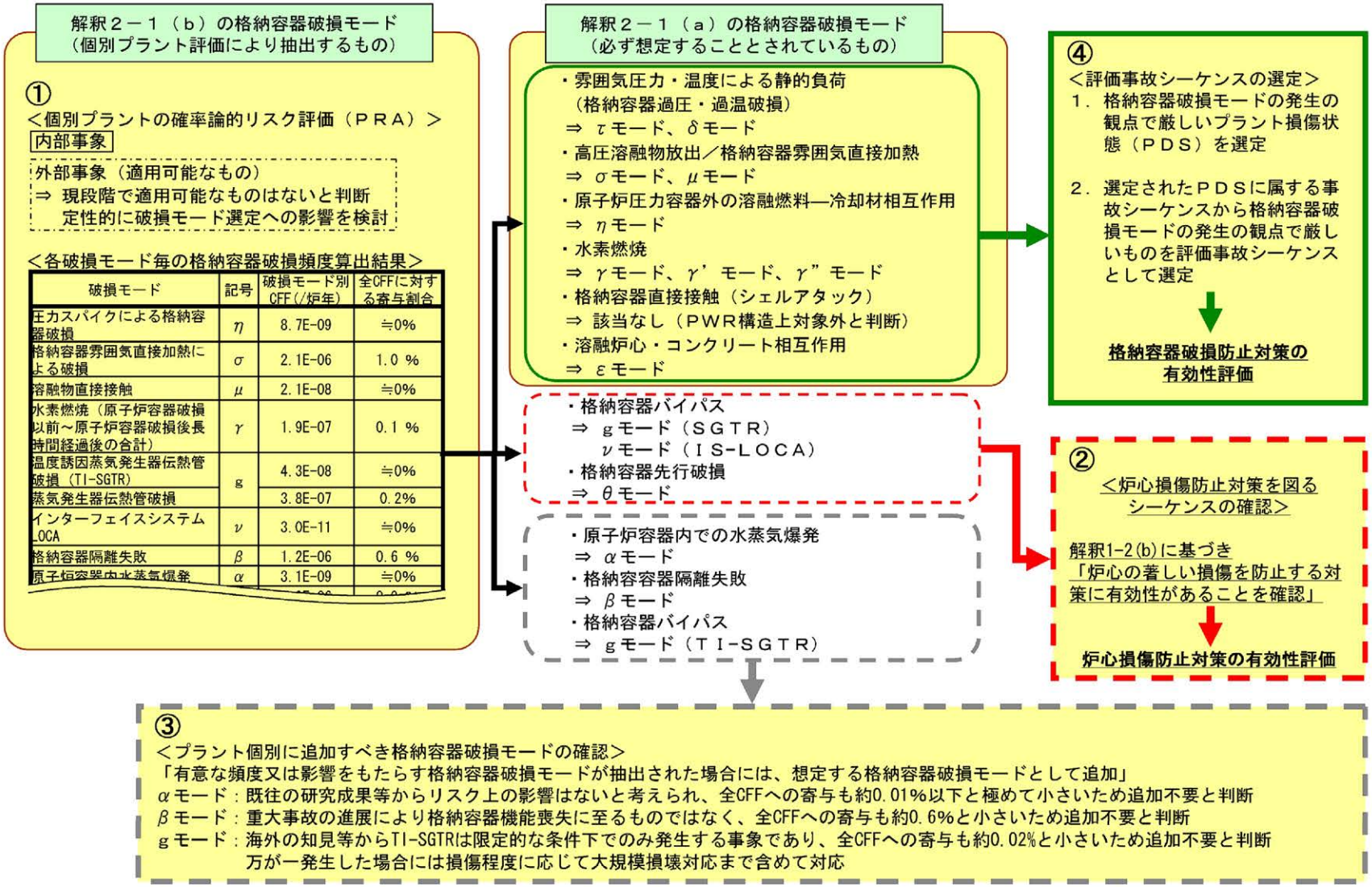
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

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

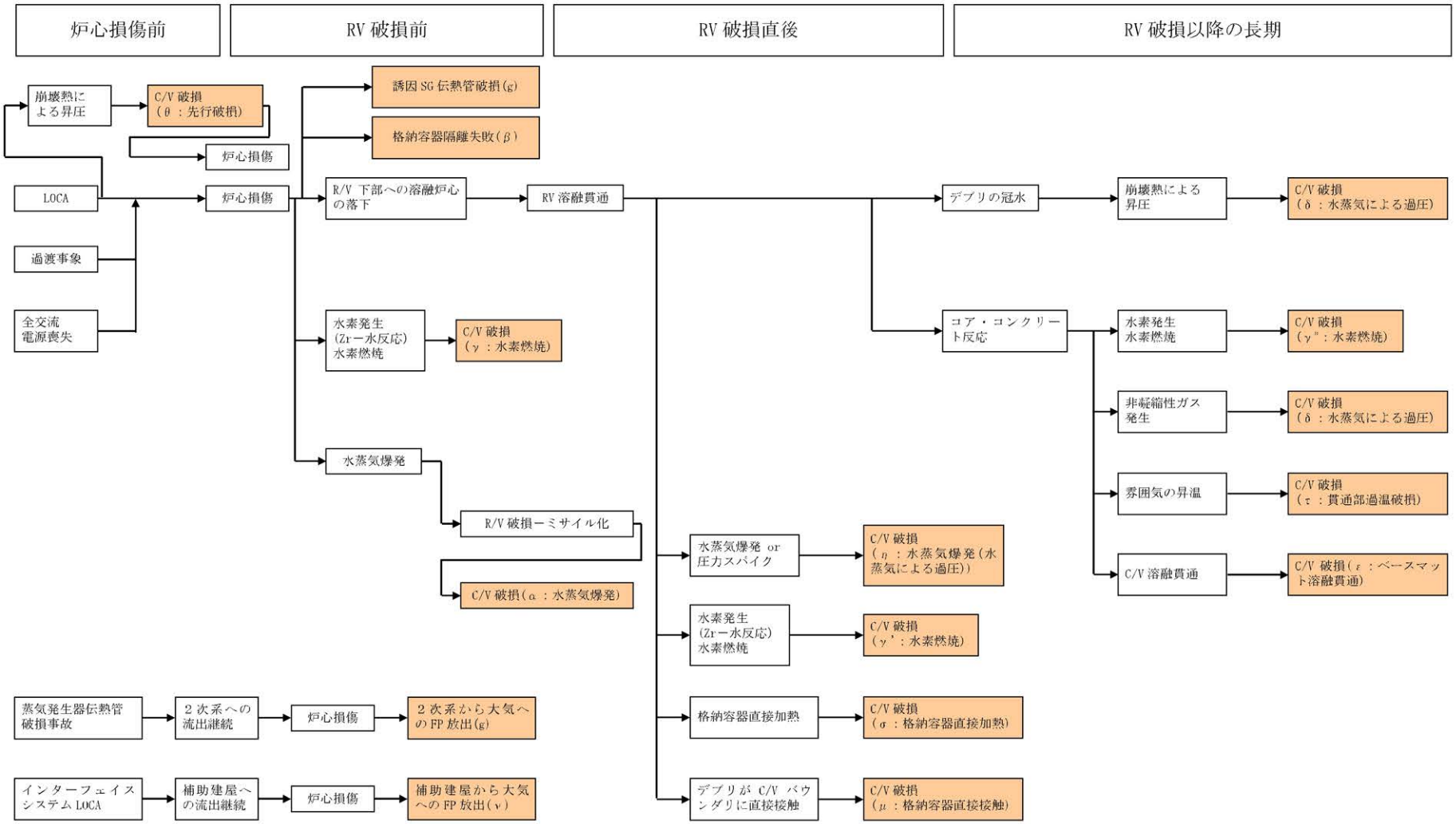
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	◎	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定。 ・高圧注入系による原子炉格納容器内への注水を考慮しない。 ・対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
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	－		・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、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・対策の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
		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	－		
		過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TED	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－	加圧器逃がし弁手動開による１次系強制減圧	・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、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・対策の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
		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	－		
		過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		

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

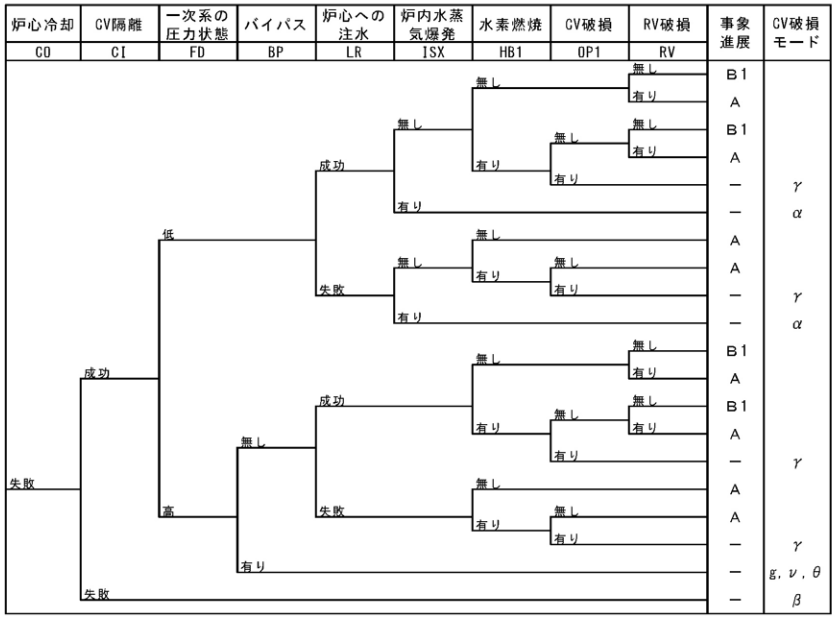
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用	AEW	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－	（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能）	・AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・事象進展を早める観点で高圧注入失敗を考慮する。 ・原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
		大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
		大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	◎		
		中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
		中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	－		
水素燃焼	AEI	中破断LOCA＋高圧注入失敗	－	PAR	・AEIのうち事象進展の早い大破断LOCA＋低圧注入失敗を選定。 ・事象進展を早める観点から高圧注入失敗の重畳を考える。
		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	－		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗	－		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	－		
		大破断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＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	◎	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定。 ・高圧注入系による原子炉格納容器内への注水を考慮しない。 ・対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考える。
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	－		



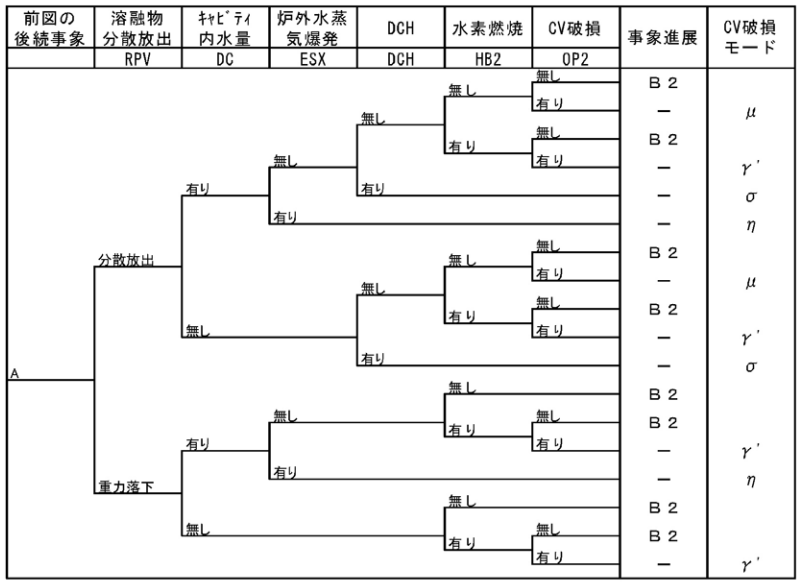
第2-1図　格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



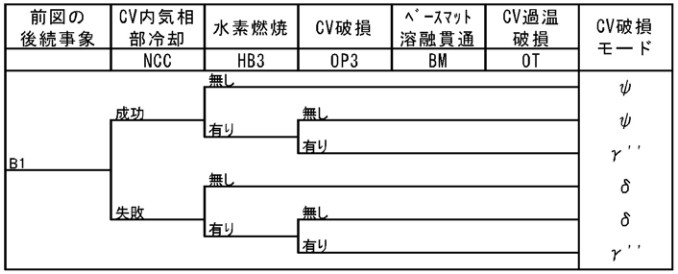
第2-2図　シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード



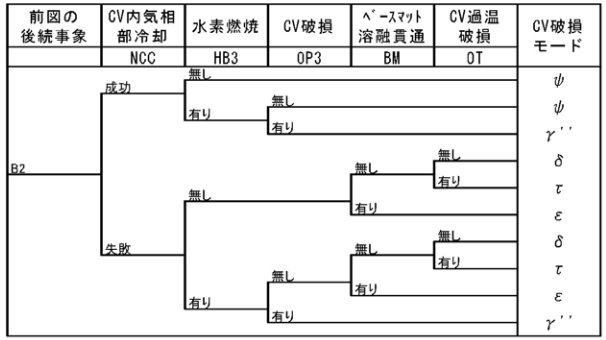
A:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し



B2:原子炉容器破損有り



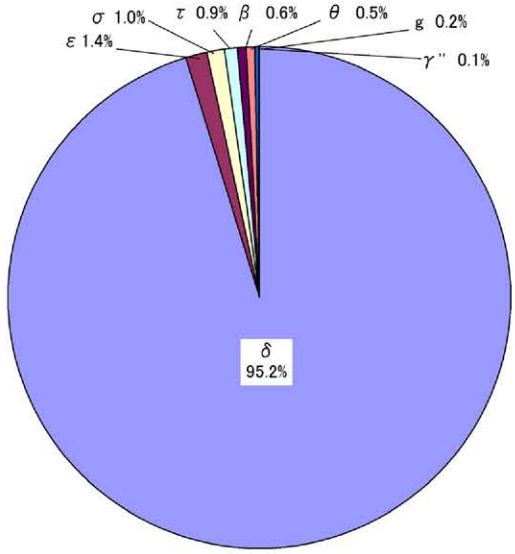
B1:原子炉容器破損無し



（注1） 事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

（注2） 格納容器破損モード:
- α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
- β＝格納容器隔離失敗
- γ、γ'、γ''=水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
- δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
- ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
- θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
- η＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
- σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
- g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
- ν＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
- μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
- τ＝格納容器貫通部過温破損
- ψ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

第2-3図　格納容器イベントツリー



δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	β	格納容器隔離失敗
ε	ベースマット溶融貫通	θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
σ	格納容器雰囲気直接加熱	g	蒸気発生器伝熱管破損
τ	格納容器貫通部過温破損	γ"	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）

第2-4図　レベル1.5PRAの定量化結果(格納容器破損モードごとの寄与割合)

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

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

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

> ４－１
> (a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ
> ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
> ・全交流動力電源喪失
> ・原子炉冷却材の流出
> ・反応度の誤投入
>
> (b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ
> ①　個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
> ②　その結果、上記４－１(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

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

具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、アクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し内部事象の停止時レベル１PRAを実施した。

3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

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

停止時PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-2図のイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。停止時PRAの定量化結果を第3-1表及び第3-3図に示す。

3.1.1.1 選定した起因事象

・余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。

・外部電源喪失

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

・原子炉補機冷却機能喪失

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（水位維持失敗）

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

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（オーバードレン）

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

・反応度の誤投入※

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

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

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理するとともに、各事故シーケンス

について炉心損傷に至る主要因の観点で整理を行い、解釈で想定される事故シーケンスグループとの比較を行った（第3-1表参照）。

その結果、解釈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新たに抽出されないことを確認した。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

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

【審査ガイドに記載の着眼点】

a．燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。

b．燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。

c．運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

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

(1)崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）

(2)全交流動力電源喪失

(3)原子炉冷却材の流出

(4)反応度の誤投入

(1) 崩壊熱除去機能喪失

①事故シーケンス

・余熱除去機能喪失

・外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗

・原子炉補機冷却機能喪失

②選定理由

余裕時間について、「原子炉補機冷却機能喪失」はある一定期間余熱除去ポンプの利用が期待できる一方で、「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、余熱除去系が使用できず時間余裕が短くなる。「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、時間余裕は同等であるものの、「外部電源喪失＋余熱除去系に

よる冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡される。このため、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。また、設備容量については各事象に差は生じない。

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

③選定結果

・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失

(2) 全交流動力電源喪失

①事故シーケンス

・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

②選定理由

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

③選定結果

・燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失

(3) 原子炉冷却材の流出

①事故シーケンス

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

・水位維持失敗

・オーバードレン

②選定理由

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

代表として１次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定した。

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

③選定結果

・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

(4) 反応度の誤投入

①事故シーケンス

・反応度の誤投入

②選定理由

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

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

③選定結果

・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤作動等による原子炉への純水流入

第3-1表　運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

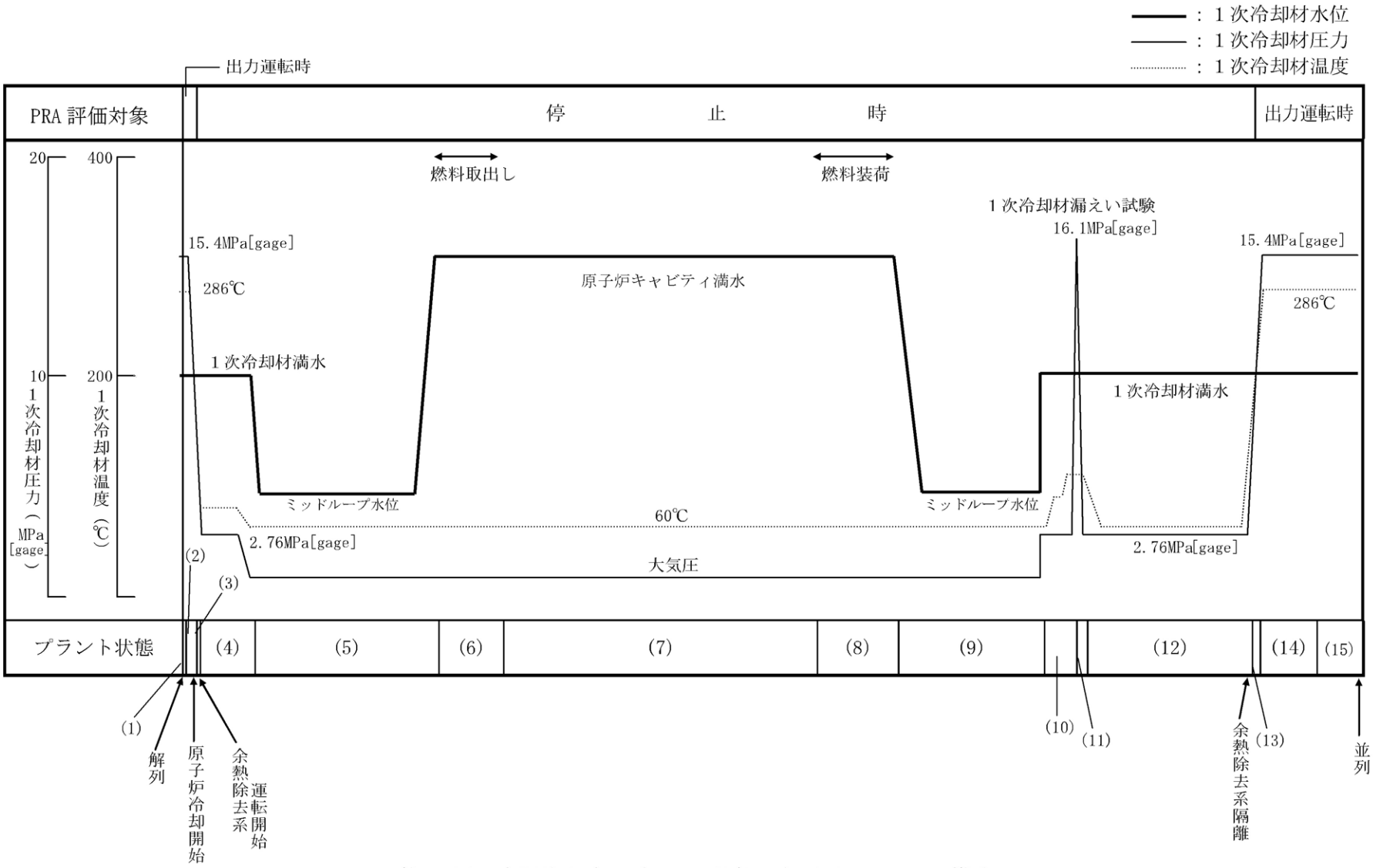
事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）	炉心損傷に至る主要因	グループ別CDF（／炉年）	全CDFへの寄与割合	運転停止中事故シーケンスグループ	備考
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	4.0E-04	原子炉冷却材の喪失（流出）	4.2E-04	約89.4%	原子炉冷却材の流出	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー
水位維持失敗	8.2E-06					
オーバードレン	8.2E-06					
外部電源喪失＋非常用所内交流電源失敗	3.0E-08	電源機能の喪失	3.0E-08	<0.1%	全交流動力電源喪失	
余熱除去機能喪失	2.9E-05	余熱除去機能の喪失	5.0E-05	約10.6%	崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）	
外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗	9.9E-06					
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-05					
反応度の誤投入	3.1E-08	反応度の誤投入	3.1E-08	<0.1%	反応度の誤投入	
合計	4.7E-04	－	4.7E-04	100.0%	－	－

第3-2表　重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

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

◎：最も厳しい事故シーケンス

審査ガイドラインの着眼点a、bに対する影響度の観点から「高」、「中」及び「低」とした。



第3-1図　定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

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

オーバードレン	事故シーケンス
	オーバードレン

水位維持失敗	事故シーケンス
	水位維持失敗

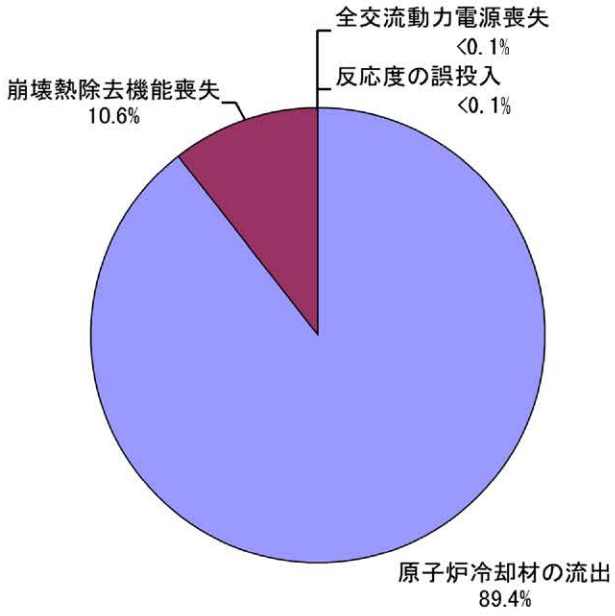
余熱除去機能喪失	事故シーケンス
	余熱除去機能喪失

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

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
	原子炉補機冷却機能喪失

反応度の誤投入	事故シーケンス
	反応度の誤投入

第3-2図　停止時PRAにおけるイベントツリー



第3-3図　事故シーケンスグループごとの寄与割合

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

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

また、今回のPRAの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、専門家によるピアレビューを実施した。その結果、今回実施したPRAにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。

別紙１

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（以下、「解釈」）に「個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

今回の申請書作成に当たっては外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあるものとして地震、津波のレベル１PRA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PRA手法の確立に向けた検討を実施中の段階であったり、起因事象発生頻度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を実施していく段階であったりすることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断したが、「それに代わる手法」として、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ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1PRA）

1.1 火災、溢水の影響

外部事象のうち、火災、溢水についてはレベル１PRA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、PRAを念頭にして想定される起因事象を整理した結果を表１及び表２に示す。

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

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	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	溢水による補機冷却水ポンプなどの機能喪失

表２　内部火災により誘発される起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	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RCPシール冷却機能喪失
IS－LOCA	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	火災による補機冷却水ポンプの機能喪失

表１、表２で抽出された起因事象は屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性を有するが、これらは同機器の故障・誤操作を想定する内部事象レベル1PRAから得

られる起因事象に含まれている。

溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もあるが、設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重畳的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、これらは内部事象レベル1PRA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規則解釈第六条第２項に自然現象として、第８項に人為事象として具体的に以下が記載されている。

＜自然現象＞

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、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PRA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（表３、表４、添付参照）。

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

また、火山（火山灰の降下）では火山灰、森林火災では、ばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考慮すべき可能性があるものと考えられるが、原子炉補機冷却機能喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、これらで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考える。

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

なお、今回定性的な評価とした各PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を

順次進めていく予定である。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1.5PRA）

外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではない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1.5PRAの評価に際しては、原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試解析例はあるものの、定量評価に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要な段階であり、現在PWR電力共同で実機適用検討を実施中である。

なお、地震特有の影響としては、地震動により原子炉格納容器本体あるいは原子炉建屋が損傷し直接的に原子炉格納容器が損傷する事象（χモード)、格納容器隔離弁等が損傷し格納容器の隔離に失敗する事象（βモード)、蒸気発生器伝熱管の複数本破損により原子炉格納容器をバイパスする事象（ｇモード）が考えられるが、βモードとｇモードについては内部事象レベル1.5PRAで抽出されている損傷モードである。また、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1PRAにおいて抽出した「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」が該当するが、これらについては格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モードとして選定するのではなく、発生する事象の程度や組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や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、原子炉格納容器内部の安全系機器・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、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。原子炉格納容器に直接影響を及ぼす物理的負荷としては津波による波力・漂流物の衝撃力などが考えられるが、原子炉格納容器の配置や周辺の建屋により直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追加は必要ないものと考える。

2.3 火災・溢水の影響

レベル１PRAにおける発生可能性のある起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル１PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、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考える。

2.4 その他外部事象の影響

レベル1PRA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1PRAに追加すべきも

のは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、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

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でPRA適用可能と判断した地震レベル1PRA、津波レベル1PRA以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。なお、今回定性的な分析とした各PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

表３　自然現象が原子炉施設へ与える影響

自然事象	原子炉施設へ与える影響
洪水	敷地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、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。
竜巻	過大な風荷重、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプ、復水タンク、燃料取替用水タンクは飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、海水ポンプ、復水タンク、燃料取替用水タンクについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行うものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては復水タンクの純水凍結による損傷が想定される。また、着氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
降水	溢水又は津波による影響に包含される。
積雪	過大な積雪荷重により構築物等が破損する可能性があるが、過去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。可能性としては、荷重による復水タンク損傷や変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
落雷	原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては海水ポンプモータ部への雷撃による損傷で、原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器・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、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、荷重によるタービン建屋破損に伴う２次系除熱機能喪失や送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。また、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されていることから、安全性を損なうおそれはない。

表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、主要航路及び石油コンビナートは発電所から十分な離隔距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による当該発電所への有毒ガスの影響はない。
飛来物（航空機衝突）	航空機落下確率評価結果が防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 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）	周辺海域の定期高速船、フェリーについては航路から取水口までの離隔距離を確保していることから漂流時の取水口への侵入のおそれはない。また小型船舶については防波堤の存在や防波堤港口付近での漁業操業がないことから漂流時の取水口への侵入の可能性は極めて低く、取水口へ侵入した場合でも呑み口の位置が低いこと、かつ呑み口が十分に広いことから取水路の閉塞はなく、安全機能を損なうことはない。
爆発 （プラント外での爆発）	保有量が最も多い高圧ガス貯蔵所から最も近くに位置する外部火災防護施設までの離隔距離を必要とされる危険限界距離以上確保しており、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。
電磁的障害	原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の進入を防止する設計としており、発生確率は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
ダムの崩壊	川内原子力発電所の立地している久見崎町及びその周辺には、ダムは存在しないことから、安全性を損なうおそれはない。
火災 （近隣工場等の火災）	石油コンビナート施設の火災については、燃料保有量が最も多い川内火力発電所の原油タンク及び重油タンクから外部火災防護施設までの必要とされる離隔距離を危険距離以上確保しており、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

別紙１（添付）

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

「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」第六条2項に記載されている自然現象については、現段階でのPRAの実施は困難であるため、「それに代わる方法」として事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

１．評価対象事象

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

なお、自然現象の評価に当たっては、以下の事象を選定した。

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

２．想定範囲

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

３．まとめ

１.項に示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性について検討を実施した結果（添付−２～７参照）、内部事象PRAや地震PRA、津波PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループ発生しないものと判断した。

表.事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	「津波」による影響評価に包含される。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包含される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-２
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-３
5	降水	「津波」による影響評価に包含される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-４
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付-５
8	地滑り	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。	添付-６
10	生物学的影響	海生生物襲来による海水ポンプ機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷を想定されるが、除塵装置及び小動物の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。	添付-７
12	高潮	「津波」による影響評価に包含される。	—

添付-１　設計基準において想定される自然現象及び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発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「人為事象」という。）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

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

> 第６条（外部からの衝撃による損傷の防止）
> （中略）
> ２　第１項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然現象を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。
> （中略）
> ８　第３項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、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。

自然現象及び想定される人為事象に係る外部ハザード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。基準の選定に当たっては、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants （IAEA,April 2010）」を、また人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE （NEI-12-06 August 2012）」、日本の自然現象を網羅する観点から「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表1.1に、人為事象に係る外部ハザードを表1.2に示す。

なお、その他にNRCの「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想定される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かった。

表 1.1　外部ハザードの抽出（自然現象）

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等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石	○		○		○		○	
1-3	降水（豪雨(降雨)）	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○				○		○	
1-5	砂嵐(塩を含んだ嵐)	○		○		○		○	
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（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	洪水（外部洪水）	○	○		○	○	○	○	
1-19	風（台風）（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	○				○		○	
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)			○					

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-52	泥湧出		○						
1-53	土石流		○						
1-54	水蒸気		○						
1-55	毒性ガス	○	○			○		○	

表 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等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
2-1	衛星の落下	○		○		○		○	
2-2	ﾊﾟｲﾌﾟﾗｲﾝ事故(ｶﾞｽなど)、ﾊﾟｲﾌﾟ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	有毒ｶﾞｽ	○			○	○	○	○	
2-5	ﾀｰﾋﾞﾝﾐｻｲﾙ	○			○	○	○	○	
2-6	飛来物（航空機衝突）	○		○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○	
2-8	船舶の衝突（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	爆発（ﾌﾟﾗﾝﾄ外での爆発）			○	○		○		
2-13	ﾌﾟﾗﾝﾄ外での化学物質流出			○					
2-14	ｻｲﾄ貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○	
2-15	軍事施設からのﾐｻｲﾙ			○					
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	ﾀﾞﾑの崩壊			○	○		○		
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 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付属施設の位置、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-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline(NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表

（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）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※を参考とした表 1.3 の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

表 1.3　考慮すべき事象の除外基準（参考１参照）

基準Ａ	当該原子炉施設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・検知することでハザードを排除できる。（例：No.1-16 海岸侵食）
基準Ｃ	当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。（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（例：No.2-15 軍事施設からのﾐｻｲﾙ）

※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）で検討した除外基準に基づき、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表1.4及び表1.5に示す。

第6条に該当する「設計基準において想定される自然現象」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
・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
・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