

4.3 地震と津波との重畳

4.3.1 評価の概要

本評価においては、「4.1 地震」および「4.2 津波」の評価結果を踏まえて、想定を超える「地震」と想定を超える「津波」との重畳を起因として、燃料の重大な損傷に至る耐震裕度および津波高さを特定する。

4.3.2 評価実施事項

- (1) 設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において、安全上重要な建屋、系統、機器等および燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かを設計上の想定との比較若しくは地震P S Aの知見を踏まえて評価する。
- (2) (1)の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの地震動、津波高さを明らかにする。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.3.3 評価方法

炉心にある燃料とSFPにある燃料を対象に、以下の評価を実施する。

なお、地震に伴い発生する津波を考えた場合、その地震と津波の大きさには、ある程度の相関性があるものと考えられるが、それを定量的に示すには、現段階でデータや知見等が十分ではなく、相関性を適切に考慮することは困難である。さらに本評価では、想定を超える「地震」と想定を超える「津波」との重畳を起因として、燃料の重大な損傷に至る過程を評価するものであることから、耐震裕度と許容津波高さのパラメータは、相互に独立のものとして扱い、両パラメータの全ての組み合わせを考慮することとする。

本方法による評価は、地震と津波に対してあらゆる大きさの組み合わせを考慮しており、相関性を考慮した場合に比べ、安全側の評価となる。

(1) 起因事象の選定

「4.1 地震」および「4.2 津波」において実施した評価結果に基づき、

特定されたクリフェッジとしての耐震裕度までの範囲ならびに許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。具体的には、地震または津波より引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して、地震および津波の影響を評価する。

また、選定された各起因事象の発生や各影響緩和機能に係る耐震裕度または許容津波高さについては、「4.1 地震」または「4.2 津波」において評価した結果を用いる。

(2) 収束シナリオおよびクリフェッジの特定

(1)項にて選定した各起因事象について、「4.1 地震」または「4.2 津波」の検討において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能に関する耐震裕度と許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組み合わせを当該収束シナリオに対する地震と津波との重畳への耐力として求める。その上で、全ての収束シナリオから最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波との重畳によるクリフェッジとして特定する。

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定されたクリフェッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.3.4 評価条件

「4.1.4 評価条件」および「4.2.4 評価条件」に示した最も厳しいプラント状態を評価条件とする。

4.3.5 炉心にある燃料に対する評価結果

(1) 起因事象の選定結果

a. 地震側の起因事象

「4.1.5 炉心にある燃料に対する評価結果」から、考慮すべき起因事象として、以下を対象とした。

- ・主給水喪失
- ・外部電源喪失

b. 津波側の起回事象

「4.2.5 炉心にある燃料に対する評価結果」から、考慮すべき起回事象として、以下を対象とした。

- ・過渡事象 (T. P. +5.5m~+10.2m)
- ・過渡事象 + C C W喪失 (T. P. +10.2m~+10.3m)
- ・過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)

(2) 収束シナリオおよびクリフエッジの特定結果

a. 地震による起回事象をベースとした評価

地震側の起回事象については、「4.1.5(5) 起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果」で述べたように、「主給水喪失」と「外部電源喪失」は、「外部電源喪失」にまとめて評価することができる。そのため、本評価においては、「外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、添付資料-4.1.11で示した「外部電源喪失」のイベントツリーにおける各収束シナリオの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の許容津波高さの評価結果を加えて評価を行った。

(添付資料-4.3.1)

b. 津波による起回事象をベースとした評価

津波側の起回事象の「過渡事象 (T. P. +5.5m~+10.2m)」については、耐震Cクラス機器である循環水ポンプの機能喪失により発生するものであり、地震との重畳を考えた場合、地震側の評価において同じく耐震Cクラス機器の機能喪失により発生する「外部電源喪失」の評価に包絡される。

また、「過渡事象 + C C W喪失 (T. P. +10.2m~+10.3m)」については、地震との重畳においては「外部電源喪失」を考慮する必要があり、この場合、「過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」と同じイベントツリーとなる。

以上から、本評価においては、「過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、添付資料-4.2.9で示した「過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」のイベントツリーにおける各収束シナリオの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の耐震裕度の評価結果を加えて評価を行った。ただし、「過渡事象 + C C W喪失

失 (T. P. +10. 2m~+10. 3m)」を包絡できるように、津波高さが T. P. +10. 2m を超えると起因事象が発生するものとして評価した。

(添付資料- 4. 3. 2)

この評価結果から、耐震裕度 1. 86Ss かつ津波高さ T. P. +14. 2m までの地震と津波との重畳に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、炉心にある燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。このことから、図 4. 3. 1 に示すように、上述の組み合わせをクリフエッジとして特定した。

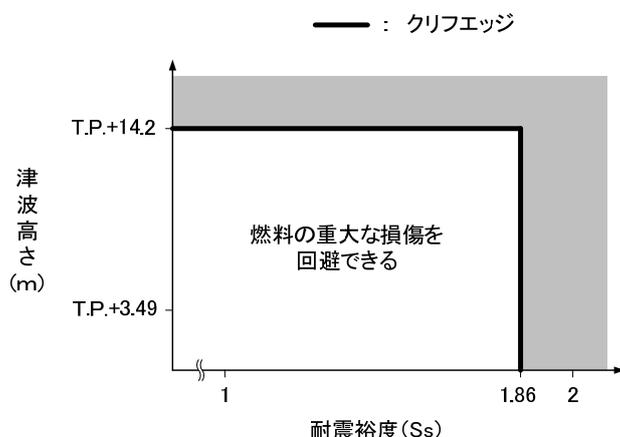


図 4. 3. 1 地震と津波との重畳に関するクリフエッジ評価結果
(炉心)

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

a. 緊急安全対策実施前におけるクリフエッジについて

(2) 項と同様にして、緊急安全対策を考慮しないイベントツリーについて評価を行った。

この評価結果から、緊急安全対策実施前においても、耐震裕度 1. 86Ss かつ津波高さ T. P. +10. 2m までの地震と津波との重畳に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、非常用所内電源の機能喪失による全交流電源喪失、海水系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失には至らず、炉心にある燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。このことから、緊急安全対策実施前としては、上述の組み合わせをクリフエッジとして特定した。

(添付資料- 4. 3. 3)

(添付資料- 4. 3. 4)

b. 緊急安全対策のクリフエッジへの効果

緊急安全対策実施前後におけるイベントツリーの比較により、

- ・ 緊急安全対策において、電源車を配備しプラント監視上必要な計器類等の電源を確保するとともに、消防自動車等を配備し海水を水源とした給水手段を確保したことにより、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失となった場合でも、タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水して冷却する収束シナリオが成立する
- ・ 緊急安全対策において、タービン動補助給水ポンプ、蓄電池等の蒸気発生器の除熱に必要な安全上重要な機器が設置されているエリアの扉や壁貫通部にシール施工を実施したことにより、タービン動補助給水ポンプ等の許容津波高さが T.P. +10.3m から T.P. +14.2m となった
- ・ この結果、図4. 3. 2に示すように、クリフエッジとなる地震と津波との重畳の組み合わせの条件が、耐震裕度 1.86Ss/津波高さ T.P. +10.2m から、耐震裕度 1.86Ss/津波高さ T.P. +14.2m に改善した

といった緊急安全対策による効果が確認できた。

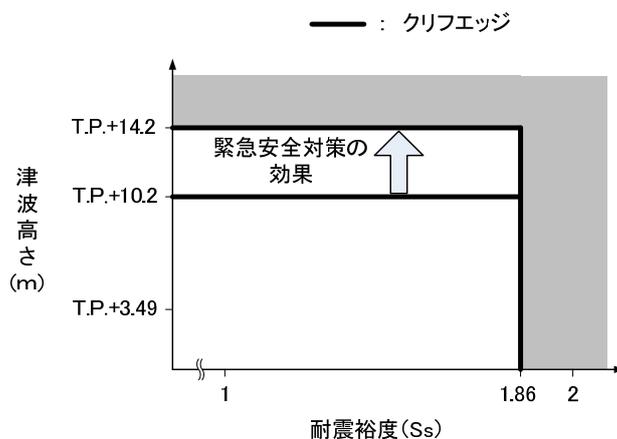


図4. 3. 2 地震と津波との重畳に関するクリフエッジ評価結果
(炉心：緊急安全対策の効果)

4.3.6 S F Pにある燃料に対する評価結果

(1) 起回事象の選定結果

a. 地震側の起回事象

「4.1.6 S F Pにある燃料に対する評価結果」から、考慮すべき起回事象として、以下を対象とした。

- ・ 外部電源喪失
- ・ S F P 冷却機能喪失

- ・ S F P 損傷
- b. 津波側の起回事象
 - 「4.2.6 S F Pにある燃料に対する評価結果」から、考慮すべき起回事象として、以下を対象とした。
 - ・ C C W喪失 (T. P. +10.2m~+10.3m)
 - ・ C C W喪失+外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)

(2) 収束シナリオおよびクリフエッジの特定結果

a. 地震による起回事象をベースとした評価

地震側の起回事象については、「4.1.6(5) 起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果」で述べたように、「外部電源喪失」、「S F P冷却機能喪失」については、「外部電源喪失」にまとめて評価することができる。そのため、本評価においては、「外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、添付資料-4.1.19で示した「外部電源喪失」のイベントツリーにおける各収束シナリオの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の許容津波高さの評価結果を加えて評価を行った。

(添付資料-4.3.5)

また、「S F P損傷」については、S F Pの耐震裕度 2Ss が地震によるクリフエッジであるが、津波による影響で本事象が発生することは考えられない。

b. 津波による起回事象をベースとした評価

「C C W喪失 (T. P. +10.2m~+10.3m)」については、地震との重畳においては「外部電源喪失」を考慮する必要があり、この場合、「C C W喪失+外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」と同じイベントツリーとなる。

このため、本評価においては、「C C W喪失+外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、添付資料-4.2.17で示した「C C W喪失+外部電源喪失 (T. P. +10.3m~)」のイベントツリーにおける各収束シナリオの各影響緩和機能の評価結果に、各影響緩和機能の耐震裕度の評価結果を加えて評価を行った。ただし、「C C W喪失 (T. P. +10.2m~+10.3m)」を包絡できるように、津波高さが T. P. +10.2m を超えると起回事象が発生するものとして評価した。

(添付資料-4.3.6)

この評価結果から、津波高さによらず、S F Pの耐震裕度 2Ss までの

地震に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、SFPにある燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。このことから、図4.3.3に示すように、耐震裕度 $2S_s$ (津波高さによらない) をクリフエッジとして特定した。

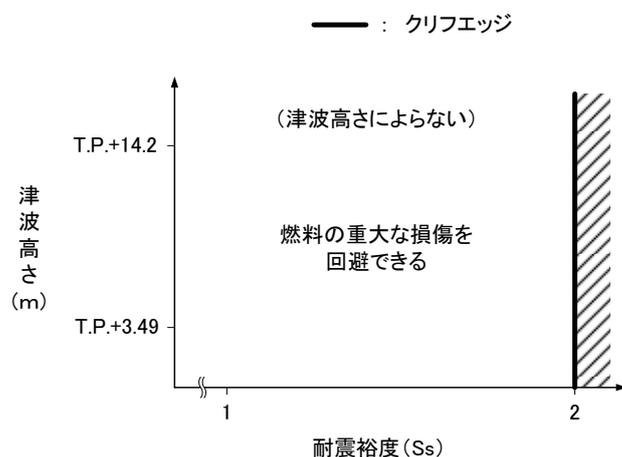


図4.3.3 地震と津波との重畳に関するクリフエッジ評価結果 (SFP)

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

a. 緊急安全対策実施前におけるクリフエッジについて

(2)項と同様にして、緊急安全対策を考慮しないイベントツリーについて評価を行った。

この評価結果から、緊急安全対策実施前においても、耐震裕度 $1.85S_s$ かつ津波高さ T.P. +10.2m までの地震と津波との重畳に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、非常用所内電源の機能喪失による全交流電源喪失、海水系の機能喪失による最終ヒートシンク喪失には至らず、SFPにある燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。このことから、緊急安全対策実施前としては、上述の組み合わせがクリフエッジとして特定される。

(添付資料-4.3.7)

(添付資料-4.3.8)

b. 緊急安全対策のクリフエッジへの効果

緊急安全対策実施前後のイベントツリーの比較により、

- ・ 緊急安全対策において、消防自動車等を配備し海水を水源とした給水手段を確保したことにより、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失となった場合でも、海水を水源としてSFPに給水して冷却する収束シナリオが成立する

- ・ 緊急安全対策において、消防自動車等を津波の影響を受けない高台に配備し、海水を水源とした給水手段を確保したことにより、クリフエッジが大きくなった
- ・ この結果、図4. 3. 4に示すように、クリフエッジとなる地震と津波との重畳の組み合わせの条件が、耐震裕度 1.85Ss／津波高さ T.P.+10.2m から、耐震裕度 2Ss（津波高さによらない）に改善したといった緊急安全対策による効果が確認できた。

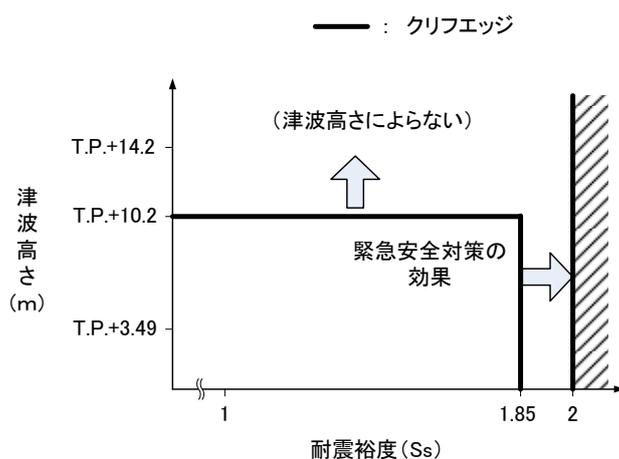


図4. 3. 4 地震と津波との重畳に関するクリフエッジ評価結果
(S F P : 緊急安全対策の効果)

4.3.7 結論

地震と津波との重畳に対してクリフエッジを生じる起因事象は、炉心にある燃料に対しては、地震側の「外部電源喪失」および津波側の「過渡事象+CCW喪失+主給水喪失+外部電源喪失」であり、S F Pにある燃料に対しては、地震側の「S F P損傷」である。

これらの事象におけるクリフエッジとしての耐震裕度と津波高さの組み合わせは、以下の通りである。

- (1) 炉心にある燃料に対するクリフエッジ
 - ・ 耐震裕度 1.86Ss／津波高さ T.P.+14.2m
- (2) S F Pにある燃料に対するクリフエッジ
 - ・ 耐震裕度 2Ss（津波高さによらない）

よって、地震と津波との重畳に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジが、S F Pにある燃料に関するクリフエッジよりも、

小さいことから、プラントとしてのクリフエッジは、図4. 3. 5に示すように、炉心にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定された。

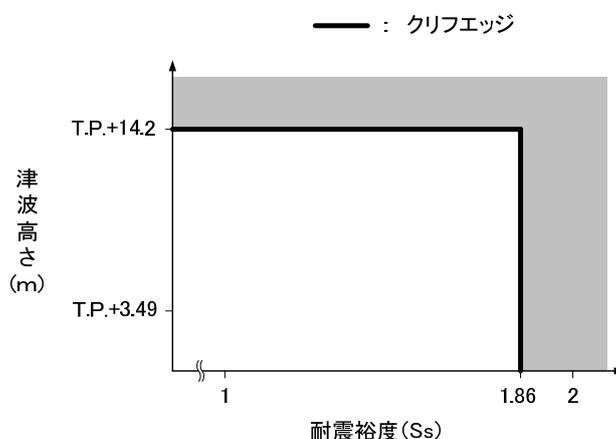


図4. 3. 5 地震と津波との重畳に関するクリフエッジ評価結果
(プラント全体)

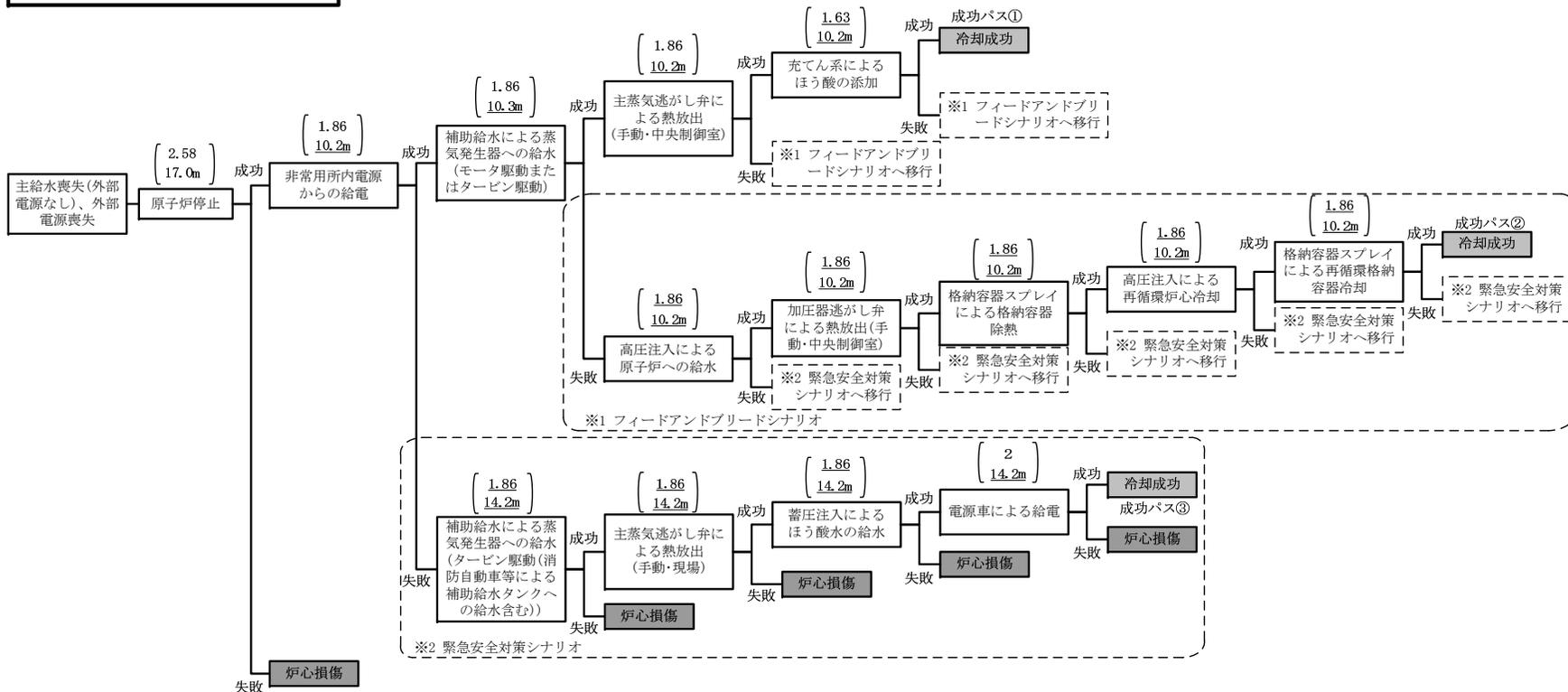
本評価において、これまで実施してきた緊急安全対策が有効に機能しクリフエッジが改善されたことについても確認することができた。

地震については、「4.1.7 結論」に示したとおり、耐震安全性の向上に係る当社独自の取り組みとして、耐震Sクラスの安全上重要な主な機器についてSsの2倍程度の耐震裕度があるかどうかを確認し必要なものは対策を実施すること、およびSFP冷却系設備について耐震Bクラスから耐震Sクラス相当に向上させる対策等を進めており、今後も必要に応じ対策の強化を図っていく。

津波については、「4.2.7 結論」に示したとおり、今回の評価結果は、緊急安全対策として実施した扉等のシール施工等による建屋への浸水防止効果を考慮したものであることから、今後もその効果を維持していくため保守点検を確実に実施するとともに、順次水密扉への取替えを行い、さらに信頼性を高めていくこととしている。また、今後、海水ポンプエリアへの防水対策の強化や消防自動車の追加配備等、多重防護の観点での対策を充実することとしている。

以上、今後も更なる改善策を実施していくことにより、信頼性を高めていく。

起因事象：主給水喪失（外部電源なし）
起因事象：外部電源喪失



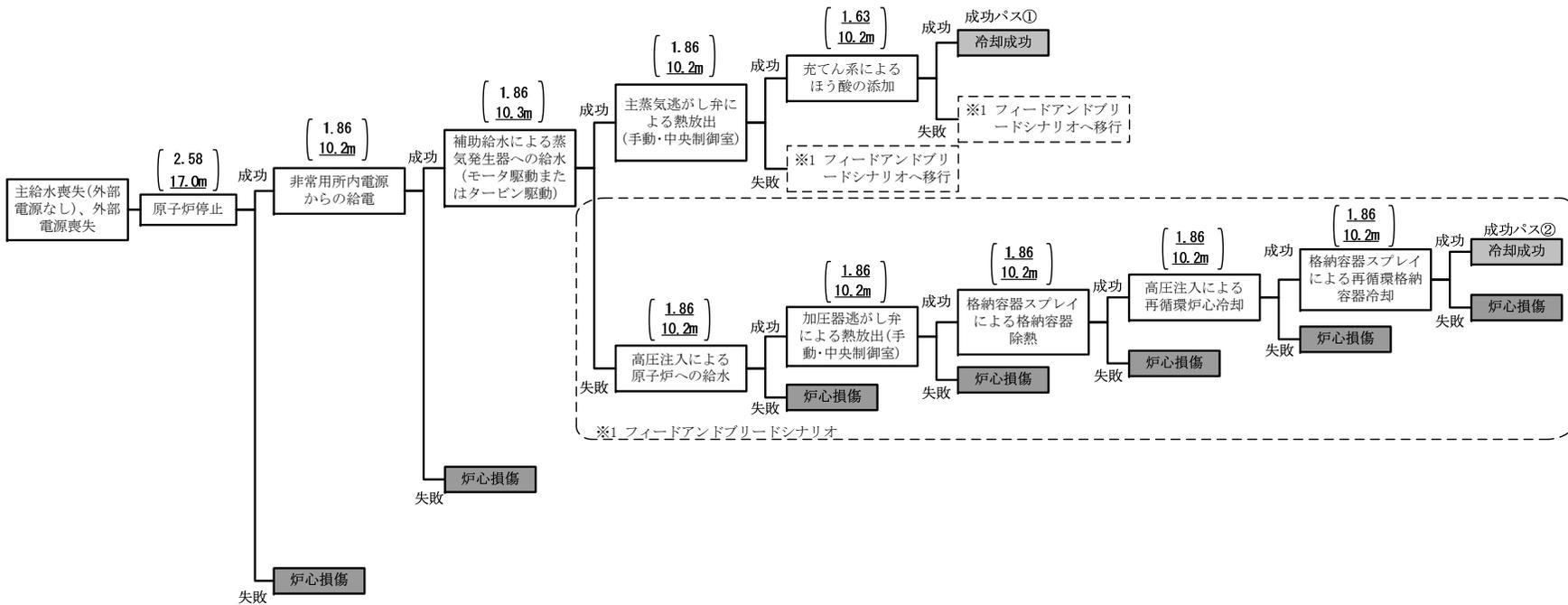
注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩衝系の耐震裕度（上段）と許容津波高さ（下段）である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
成功パス① : 1.63s/10.2m
成功パス② : 1.86s/10.2m
成功パス③ : 1.86s/14.2m

地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）
＜地震による起因事象をベースとした評価＞
〔緊急安全対策後〕

起因事象：主給水喪失（外部電源なし）

起因事象：外部電源喪失



注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度（上段）と許容津波高さ（下段）である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

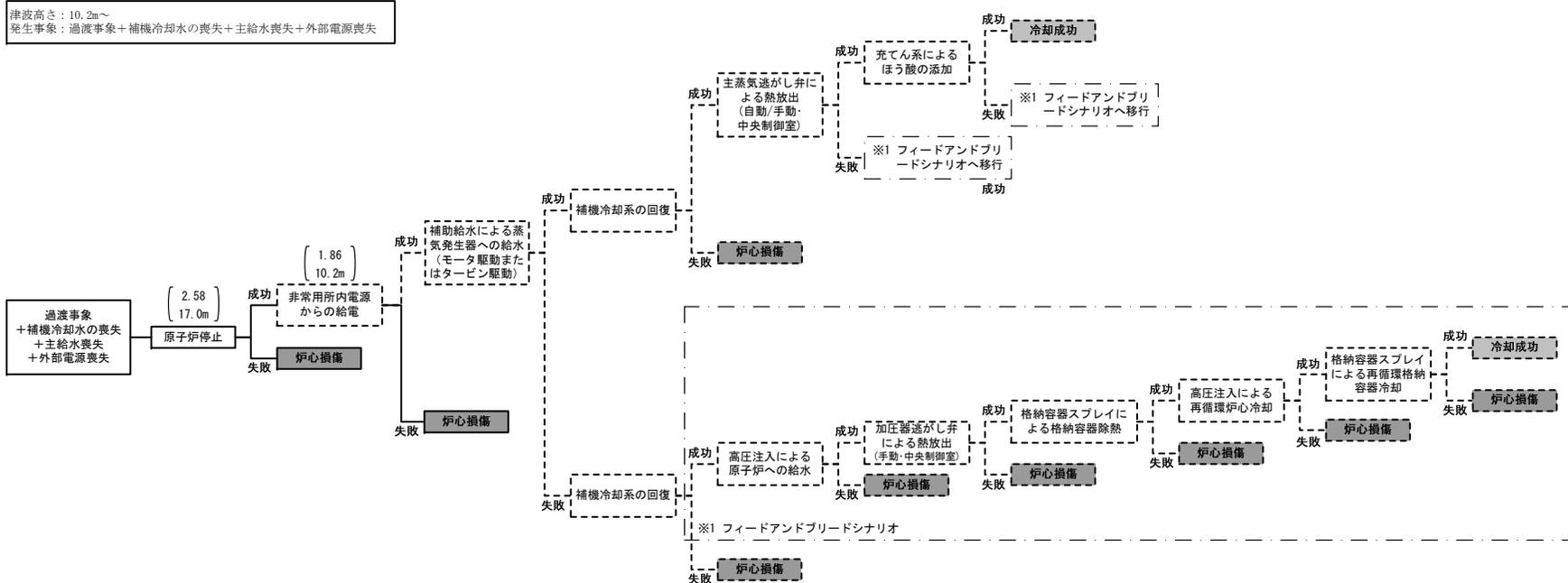
【耐力】

成功パス① : 1.63Ss、10.2m

成功パス② : 1.86Ss、10.2m

地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：炉心損傷）
 <地震による起因事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策前]

津波高さ：10.2m～
 発生事象：過渡事象+補機冷却水の喪失+主給水喪失+外部電源喪失



※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起因事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

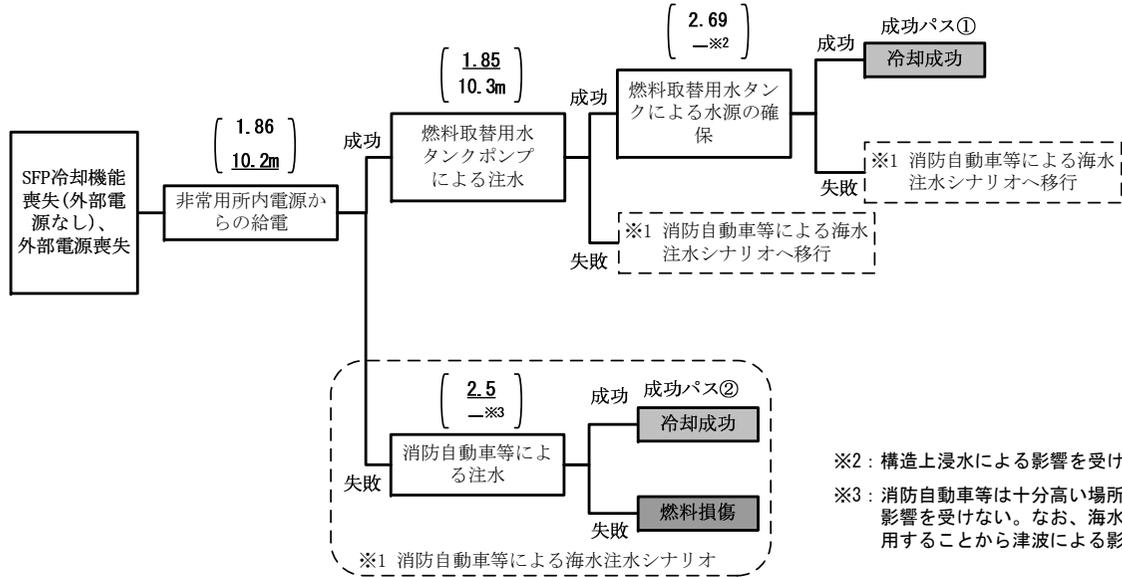
注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度(上段)と許容津波高さ(下段)である。このうち、下線は、各取束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
 地震によらず、起因事象発生
 の津波高さ(10.2m)が耐力であり、
 成功パスはない。

地震と津波との重畳への耐力の評価結果 (重畳：炉心損傷)
 <津波による起因事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策前]

起因事象：SFP冷却機能喪失（外部電源なし）

起因事象：外部電源喪失



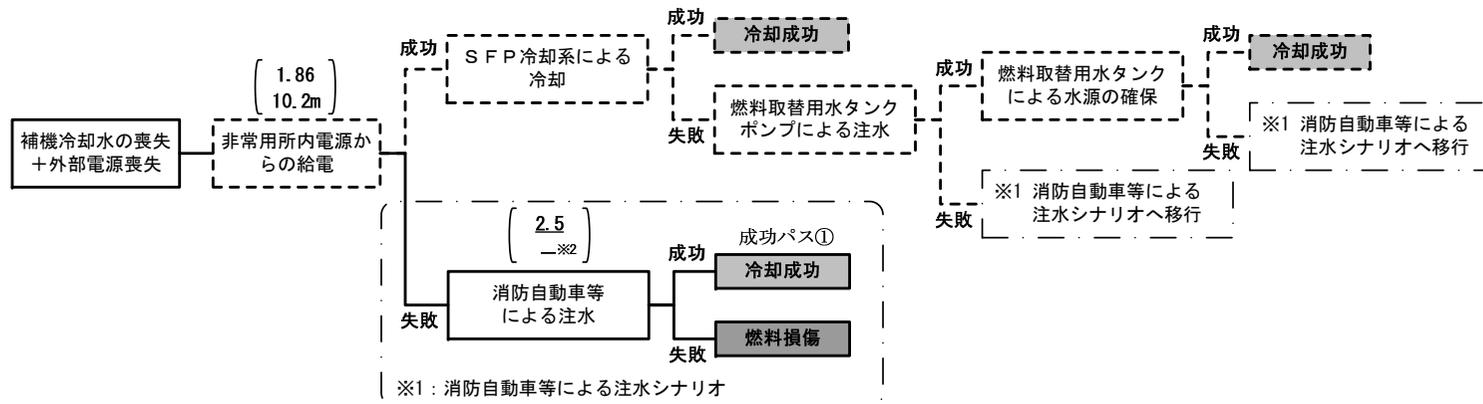
※2：構造上浸水による影響を受けない。
 ※3：消防自動車等は十分高い場所に保管されており、津波による影響を受けない。なお、海水は津波の影響がない状況から使用することから津波による影響を受けない。

注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度（上段）と許容津波高さ（下段）である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
 成功パス① : 1.85Ss、10.2m
 成功パス② : 2.5Ss(津波の影響を受けない)

地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：SFP）
 <地震による起因事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策後]

津波高さ：10.2m～
 発生事象：補機冷却水の喪失＋外部電源喪失



※2：消防自動車等は十分高い場所に保管されており、津波による影響を受けない。なお水源についても淡水タンクは十分高い場所に設置されており、海水は津波の影響がない状況から使用することから津波による影響を受けない。

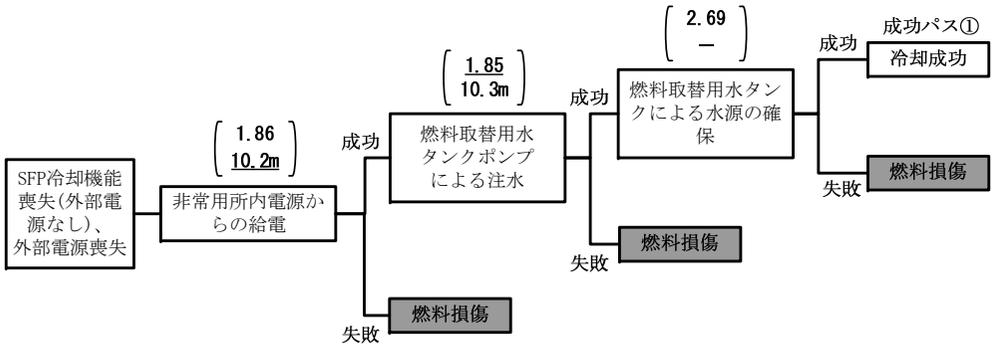
※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起因事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度(上段)と許容津波高さ(下段)である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
 成功パス①：2.5Ss(津波の影響を受けない)

地震と津波との重畳への耐力の評価結果(重畳：SFP)
 <津波による起因事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策後]

起回事象：SFP冷却機能喪失（外部電源なし）
起回事象：外部電源喪失

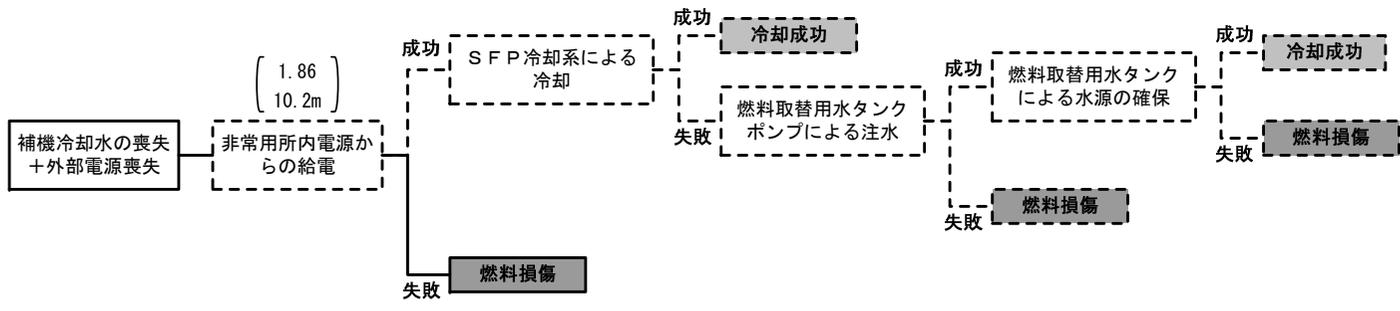


注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度（上段）と許容津波高さ（下段）である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
成功パス① : 1.85Ss、10.2m

地震と津波との重畳への耐力の評価結果（重畳：SFP）
 <地震による起回事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策前]

津波高さ：10.2m～
 発生事象：補機冷却水の喪失＋外部電源喪失



※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起回事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

4-3-17

注) イベントツリーの各ヘディングの上に記載している数値は、各緩和系の耐震裕度(上段)と許容津波高さ(下段)である。このうち、下線は、各収束シナリオにおける耐震裕度または許容津波高さの最小値を示すものである。

【耐力】
 地震によらず、起回事象発生
 の津波高さ(10.2m)が耐力であり、
 成功パスはない。

地震と津波との重畳への耐力の評価結果 (重畳：SFP)
 <津波による起回事象をベースとした評価>
 [緊急安全対策前]

4.4 全交流電源喪失

4.4.1 評価の概要

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に送電系統または所内主発電設備の故障等により、外部電源が全て喪失し、かつD/Gの起動失敗または運転継続失敗により所内の全ての交流電源が喪失することを想定する。

事象発生により、原子炉は制御棒の自重落下により自動停止するが、停止後も崩壊熱が発生するため、継続的に冷却する必要がある。通常、プラント停止における原子炉停止後の崩壊熱除去は、S/G 2次側からの冷却後に余熱除去系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。また、SFPにおける使用済燃料の崩壊熱除去については、通常、SFP水浄化冷却系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。

よって、炉心およびSFPにおける燃料の崩壊熱除去に必要な補機は交流電源を駆動源とするものがほとんどであり、これらの系統の機能停止もあわせて想定する。

全交流電源喪失によって機能停止する系統を含めた、伊方発電所第3号機の出力量時と通常停止時における主要な系統を図4.4.1に示す。

本評価は、上記で想定した事象発生時における燃料の重大な損傷に至る過程を明らかにし、その過程の進展を踏まえて、事象の継続時間を評価することでクリフエッジを特定するとともに、事象進展を防止するための措置の効果を確認する。

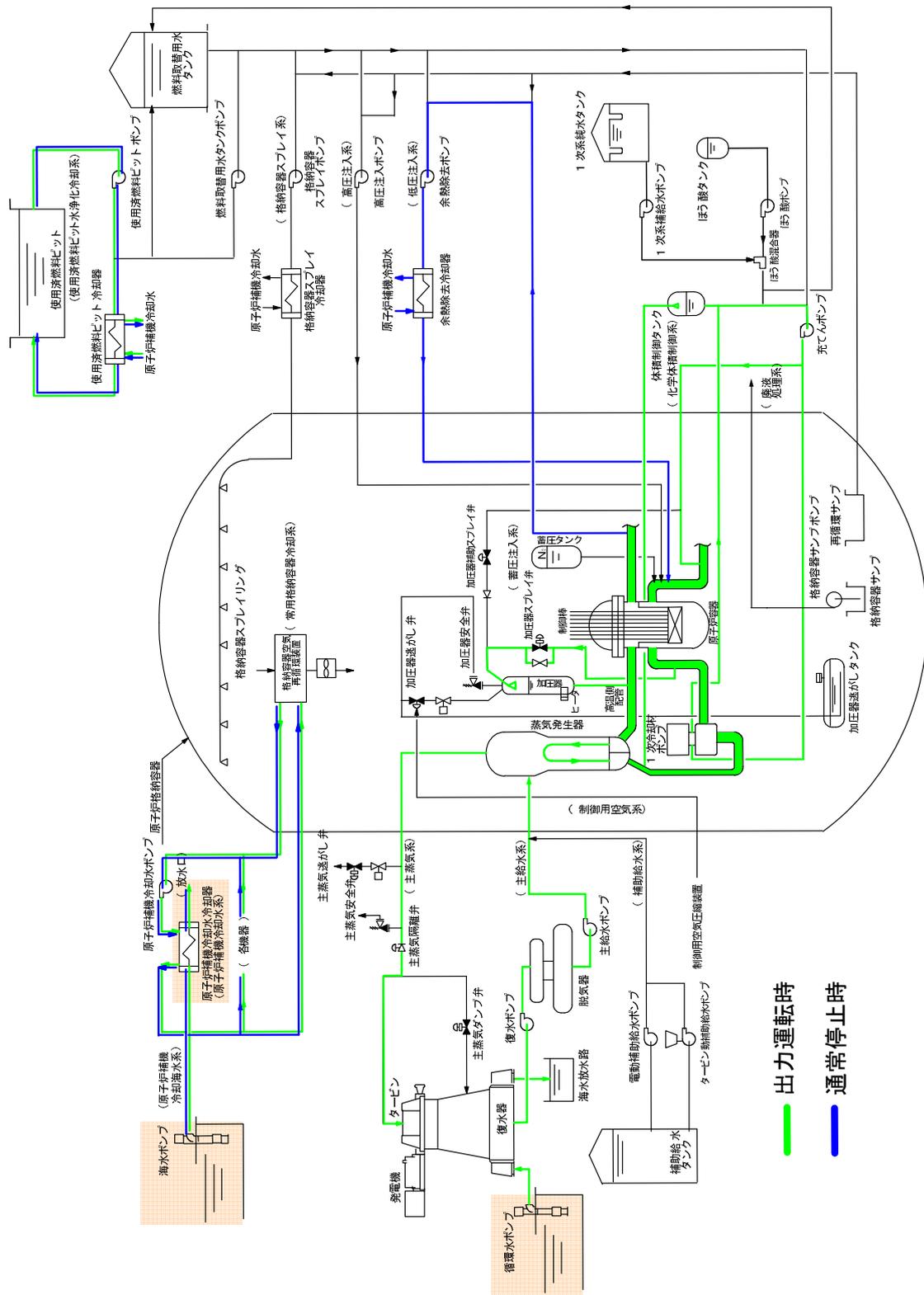


図 4.4.1 伊方発電所第3号機全体系統図

4.4.2 評価実施事項

全交流電源喪失に対して、以下の(1)～(3)の項目について評価を実施する。

- (1) 内の事象 P S A の知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- (2) (1)において特定された事象の過程および外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、全交流電源喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.4.3 評価方法

炉心にある燃料と S F P にある燃料を対象に以下の評価を実施する。

- (1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象の過程の特定
外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオの分析をするとともに、それらに対する D / G 等のバックアップ電源の構成を明らかにして、バックアップ電源の有効性および限界（バックアップ電源の継続時間等）を明らかにする。
- (2) 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定
全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオの分析をするとともに、全交流電源喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用できる防護措置（緩和システム等）を明らかにする。
- (3) 全交流電源喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定
(2)において特定した事象の過程に基づき、全交流電源喪失の継続時間評価を実施する。
評価にあたっては、(2)で特定した防護措置が機能維持している間は、

燃料の重大な損傷に至る事象進展を防止できることから、防護措置の機能継続が可能な時間を評価し、クリフエッジの所在を特定する。

(4) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

(2)において特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕増加に関する効果を明らかにする。

また、防護措置の効果を多重防護の観点から確認する。具体的には防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

4.4.4 評価条件

(1) 全交流電源喪失時においては、交流電源を駆動源とする動的機器および間接的に冷却を要する機器は全て機能喪失するものとし、外部電源およびD/Gの機能は回復しないものとする。

(2) 基本的にはプラント外部からの支援は受けられないものと仮定するが、外部からの支援の仕組みや空輸等の輸送手段が確立している場合には、それを含めた評価を実施するものとする。

(3) 全交流電源喪失発生時の状況として、厳しい運転条件となるように、機能別に以下の想定とし、炉心およびSFPを対象として評価を実施する。

a. 電源機能については、電源車の負荷として厳しい条件となる3号機が全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、「運転時」という。）について評価を実施する。なお、評価に用いる全交流電源喪失時に必要な電気容量の妥当性について確認する。

（添付資料－3. 4. 6）

b. 除熱機能については、運転時と燃料が原子炉からSFPに全て取り出された状態を初期状態とする場合（以下、「停止時」という。）について評価を実施する。また、評価に用いる全交流電源喪失時に必要な水量の妥当性について確認する。なお、必要な水量を算出する際の崩壊熱については、原子炉およびSFPともにMOX燃料の装荷を考慮した崩壊熱を評価に用いる。

（添付資料－4. 4. 1）

- (4) 複数号機間の相互作用の可能性の考慮として、電源車、消防自動車等の燃料は発電所で共通に使用することから、他号機の状況を加味して厳しい状態を想定する。具体的には、電源車および消防自動車等の燃料は、発電所で共用としていることから、3号機にとって評価結果が厳しくなるよう、1、2号機においても全交流電源喪失が発生し、緊急安全対策（短期）で整備した対応を実施している状態を仮定し、それぞれ最も評価結果が厳しくなるような運転状態を想定する。また、評価に用いる全交流電源喪失時における電源車および消防自動車等に必要な燃料の妥当性について確認する。なお、ろ過水貯蔵タンク3号および脱塩水タンク3号（以下、この2つのタンクを総称して「淡水タンク」という。）については、1、2号機と3号機間で共用しない。
- (5) 評価にあたっては、平成23年9月30日時点の伊方発電所における施設と管理状態を対象として実施する。また、評価にあたって考慮する防護措置は、下記のイ)～ニ)に示す分類で区別し、それぞれの分類における防護措置の効果を明確にする。
- イ) 工事計画で対象とした設備
 - ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
 - ハ) 緊急安全対策（短期）
 - ニ) 設備強化対策（緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備）
- なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備（上記イ)～ニ)）による防護措置とは区別する。
- (6) 特定した防護措置については、手順の整備および教育・訓練等が実施されているもののみを評価において考慮する。
- (7) 外部電源喪失から全交流電源喪失および全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程において、地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。

(8) 継続時間評価において、全交流電源喪失発生後、炉心については、緊急安全対策として整備した手順に従い、タービン動補助給水ポンプにより1次冷却材温度約170℃の状態まで移行し、電源車による余熱除去系の運転により、崩壊熱除去を継続的に行うものとして評価する。

また、SFPについては、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、SFPを通常水位に維持するものとして評価するが、停止時においては、電源車によるSFP水浄化冷却系の運転により、崩壊熱除去を継続的に行うものとして評価する。

4.4.5 評価結果

(1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象の過程の特定

3号機に接続する送電線は、500kV送電線2回線と、187kV送電線4回線で構成されている。また、所内のバックアップ電源として、2台のD/Gを設置している。

(添付資料－4.4.2)

外部電源喪失に至る事象の過程としては、500kV送電線2回線と187kV送電線4回線が同時に停電することにより発生する。さらに、2台設置したD/Gの起動失敗または運転継続失敗等が同時に発生することで、外部電源喪失から全交流電源喪失に至る。なお、3号機は、主蒸気ダンプ容量約40%の設計であり、外部電源喪失時に運転中の負荷を主蒸気ダンプ系等に吸収させることで、安定的な状態に移行(所内単独運転)させることも期待できる。

上記の検討により外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.4.2に示す。

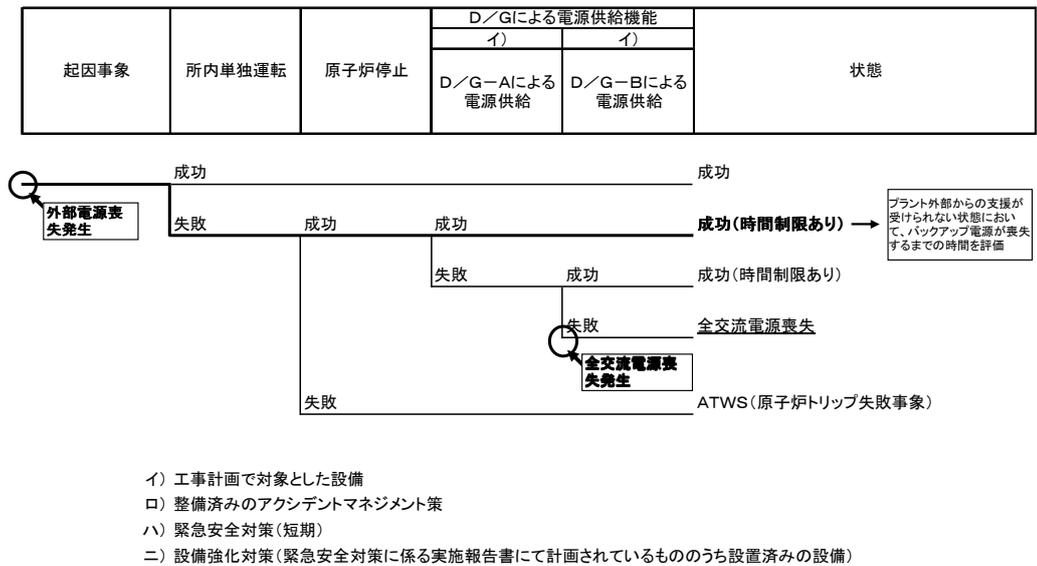


図 4.4.2 外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程

外部電源喪失時においてD/Gは、原子炉を低温停止に移行するために必要な機器へ電源供給を行うとともに、低温停止移行後は、原子炉の低温停止を維持するために必要な機器に給電する。

このため、D/Gの運転継続可能時間については、燃料タンク（129 kℓ × 2基）の容量と、原子炉を低温停止に移行するために必要な機器および原子炉の低温停止を維持するために必要な機器の負荷に応じた燃料消費量により算出され、約7日間連続運転することが可能である。

(添付資料-4.4.3)

(2) 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定

事象の過程として、炉心については全交流電源喪失が発生した場合、その発生とほぼ同時にタービン動補助給水ポンプが起動し、S/G 2次側への給水が行われ、S/Gを介して原子炉の冷却が行われる。当該ポンプは補助給水タンクを水源としているが、新たに2次系純水タンクや淡水タンクまたは海からの給水が確保できなければ、補助給水タンクの水は枯渇し、以降、S/Gによる除熱は期待できなくなる。さらに、余熱除去系を用いた崩壊熱除去に失敗することで、除熱機能の喪失に至る。

また、電源機能については、全交流電源喪失に伴い、蓄電池から中央制

御室等のプラント監視上必要な箇所に給電が開始される。しかし、蓄電池容量には限りがあることから、電源車等の代替電源からの給電が確保できなければ、蓄電池は一定時間経過した後に枯渇し、電源機能が喪失することでプラント監視機能が喪失する。プラント監視機能の喪失により、S/Gの水位制御ができなくなり、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

上記の検討により、炉心における全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図 4.4.3 に示す。

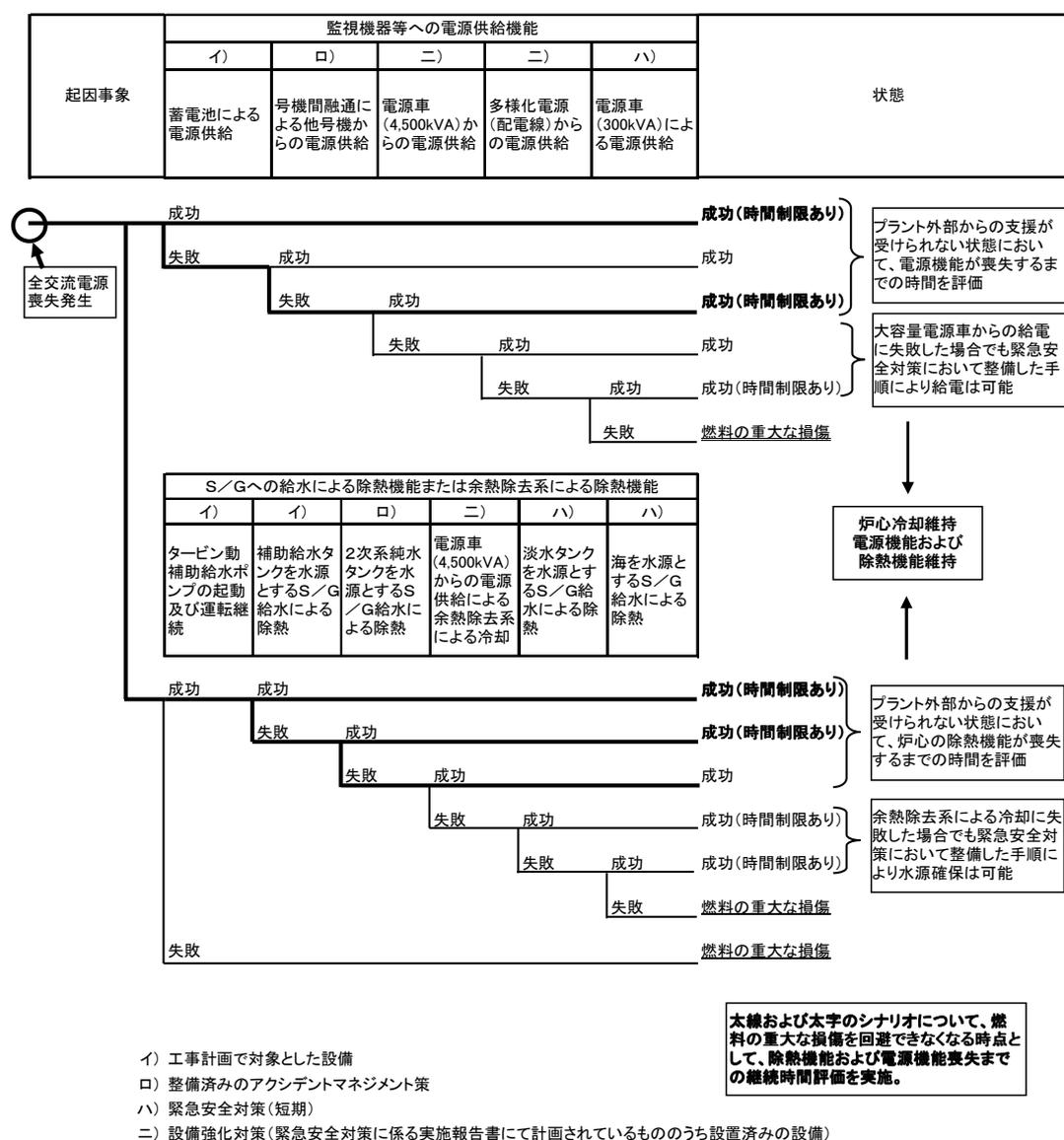


図 4.4.3 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

事象の過程として、SFPについては、全交流電源喪失に伴い冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFPへの給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなった場合、最終的には燃料の重大な損傷に至る。停止時においては、SFPの給水機能の喪失に加えて、SFP水浄化冷却系を用いた崩壊熱除去に失敗することで最終的には燃料の重大な損傷に至る。

上記の検討によりSFPにおける全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.4.4に示す。

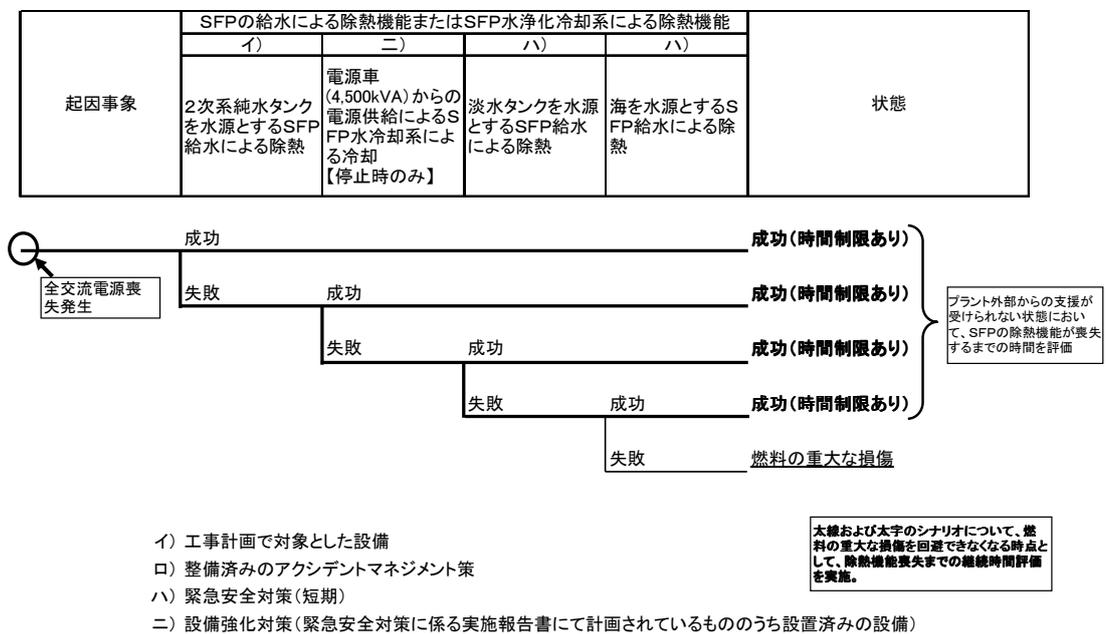


図 4.4.4 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP)

全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程から、炉心およびSFPにある燃料の重大な損傷を防止するための機能とシステムが把握できた。

これらに係る設備は以下のとおりであり、保全プログラムまたは社内マニュアルに従って設備の保全を実施することで健全性の維持および確認を実施している。

○炉心における除熱機能

タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンク(ろ過水貯蔵タンク3号、脱塩水タンク3号)、消防自動車、可搬型消防ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器

○SFPにおける除熱機能

2次系純水タンク3号、淡水タンク(ろ過水貯蔵タンク3号、脱塩水タンク3号)、消防自動車、可搬型消防ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器

○電源機能

蓄電池、電源車、D/G燃料油貯油槽、補助ボイラ燃料油貯蔵タンク

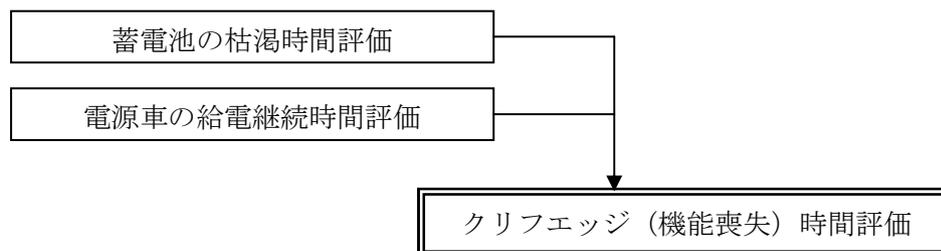
なお、水源として使用するタンクについては、緊急安全対策策定時に他号機も含めた割り当てを設定しており、評価に用いる保有水量は、補助給水タンクについては保安規定記載値、その他のタンクについては運用水位とした。

(添付資料－4. 4. 4)

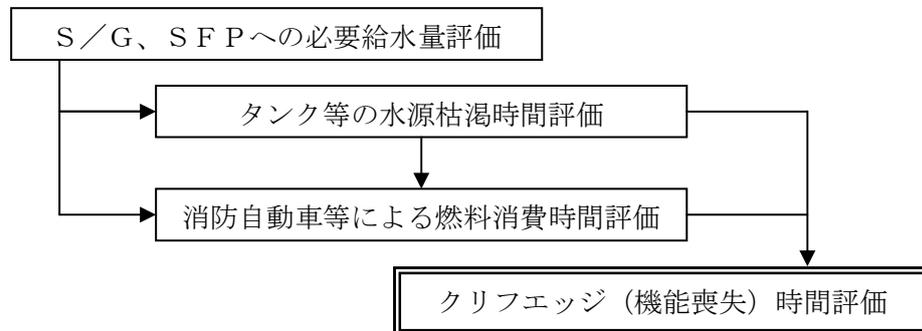
(3) 全交流電源喪失の継続時間およびクリフェッジの所在の特定

(2)の結果より、全交流電源喪失が発生した場合に、炉心およびSFPにおける燃料の重大な損傷を防止するためには、電源機能および除熱機能が継続する必要がある、両機能の継続可能時間の評価について、以下の a. および b. に示す通り実施した。また、継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

<電源機能の継続時間評価>



< 除熱機能の継続時間評価 >



a. 運転時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 電源機能継続に係る評価

電源機能の一つである電源車に用いる燃料（1、2号機：軽油、3号機：重油）は発電所で共用としていることから、他号機について、燃料消費上最も厳しい評価となるように、4.4.4(3)および(4)において記載したとおり、1、2、3号機とも運転時に全交流電源喪失が発生したと想定して評価を実施した。

全交流電源喪失が発生した場合、(2)において記載したとおり、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な箇所に給電が開始され、約5時間は電源供給が可能である。

(添付資料－4.4.5)

蓄電池枯渇後の電源として、配備した電源車により、電源を供給することが可能である。

(添付資料－3.4.2)

また、電源車による電源供給は、訓練により作業開始から約2.5時間で実施可能であることが確認されており、その後、電源車から継続的に電源を供給するためには、電源車の運転に必要な燃料（重油）を補給する必要がある。

(添付資料－3.4.10)

発電所に備蓄してある燃料のうち、3号機電源車使用にあたって期待している量（360kℓ）を全て消費するまでの時間を評価すると、重油は約10.7日後に枯渇することから、3号機における運転中の電源

機能の継続可能時間は図 4. 4. 5 に示すとおり約 10. 7 日間となる。



図 4. 4. 5 運転時の電源機能継続時間に係る評価結果

(b) 除熱機能継続に係る評価

i. 炉心にある燃料に対する評価結果

運転時に全交流電源喪失が発生した場合、S/Gからの蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプが自動起動し、S/G 2次側への給水を行い、炉心の除熱を行う。

この水源としては、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、補助給水タンクまたは2次系純水タンク3号に補給することで、S/G 2次側への給水を確保することが可能である。なお、S/Gへの補給水源は補助給水タンクを除いてSFPへの注水評価に用いる水源と同様であり、両者に同時に供給するとして評価した。

(添付資料-3. 4. 3)

さらに、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

2次系純水タンク3号の枯渇までに炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えると想定して、各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については、図 4. 4. 6 に示すとおり、補助給水タンクでは約9時間、2次系純水タンク3号へ切り替えることで約4日間継続して給水が可能であり、以降除熱のためのS/Gへの給水は不要となる。

		全交流電源喪失発生からの時間[日]																															
機能	除熱機能に係る防護措置	分類	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
炉心 除熱 機能	①補助給水タンク	イ)	■																														
	②2次系純水タンク3号	ロ)				■																											
	③淡水タンク (消防自動車[軽油]を 利用)	ハ)																															
	④海水 (消防自動車等[軽油、 ガソリン]を利用)	ハ)																															
	⑤海水ポンプ起動 (大容量電源車[重油]を 利用)	ニ)																															

- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

図 4.4.6 運転時の炉心除熱機能継続時間に係る評価結果

ii. SFPにある燃料に対する評価結果

運転時に全交流電源喪失が発生した場合、SFPの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、SFPの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、SFPへの給水を確保することが可能である。

なお、SFPへの補給水源はS/Gへの給水評価に用いた水源と同様であり、両者に同時に供給するとして評価した。

(添付資料-3.4.4)

各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については、図4.4.7に示すとおり、2次系純水タンク3号では約4日間、淡水タンクへ切り替えることで約28日間となり、最終的に海水に切り替えた場合、水源は無量大となる。

しかし、消防自動車等を用いて淡水もしくは海水を補給するには、消防自動車等の運転に必要な燃料(軽油およびガソリン)を補給する必要がある。発電所に備蓄してある軽油(20kℓ)は他号機にも使用するため、燃料消費上最も厳しい評価となるように、4.4.4(3)

および(4)において記載したとおり各ケースの検討を実施した結果、1、2、3号機とも運転中に全交流電源喪失が発生し、外部からの支援が受けられないと仮定して、発電所に備蓄してある燃料を全て消費するまでの時間を評価すると、図4.4.7に示すとおり、軽油が約8.2日後に枯渇することから、3号機における運転中のSFPに関する除熱機能の継続可能時間は約8.2日間となる。なお、可搬型消防ポンプの運転に必要な燃料(ガソリン)については、海水供給が必要となるまで(約28日後)に外部より調達する。

(添付資料-4.4.6)

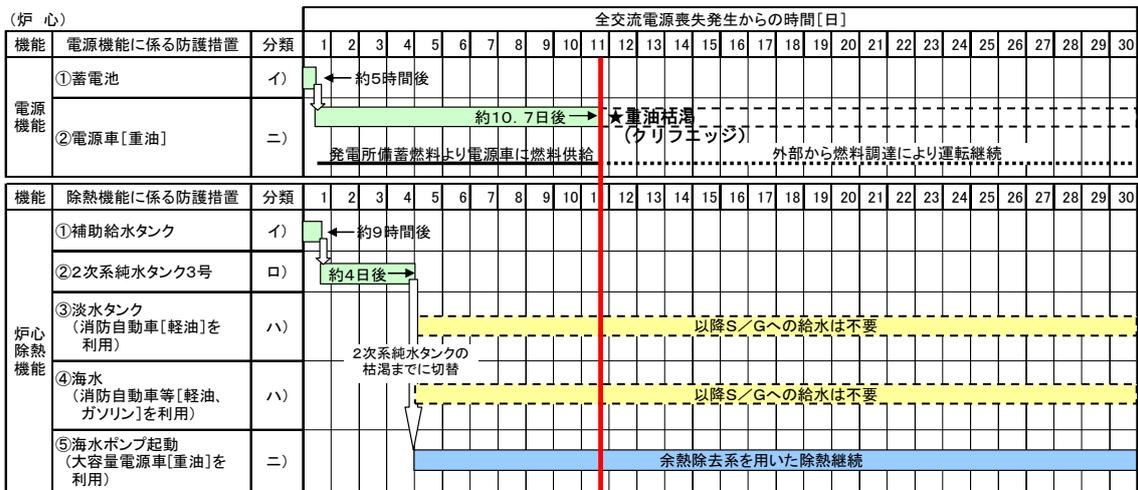


イ) 工事計画で対象とした設備
 ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
 ハ) 緊急安全対策(短期)
 ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

図4.4.7 運転時のSFP除熱機能継続時間に係る評価結果

(c) クリフエッジ所在の特定

(a) 電源機能および(b)除熱機能の継続時間評価より、運転時のクリフエッジは図4.4.8に示すとおりであり、炉心では電源機能の継続に必要な電源車の燃料である重油の枯渇が発生する全交流電源喪失発生から約10.7日後となり、SFPでは除熱機能の継続に必要な消防自動車の燃料である軽油の枯渇が発生する全交流電源喪失発生から約8.2日後となる。



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

図 4.4.8 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

b. 停止時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 電源機能継続に係る評価

電源車の負荷は保守的に運転時と同様の消費があるとして評価した。よって、a. (a)と同様となり、停止中の電源機能の継続可能時間は約10.7日間となる。

(b) 除熱機能継続に係る評価

停止時には炉心の燃料はSFPに取り出されているため、SFPについてのみ評価を行った。

i. SFPにある燃料に対する評価結果

停止時に全交流電源喪失が発生した場合、SFPの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、SFPの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、SFPへの給水を確保することが可能である。

(添付資料-3.4.4)

さらに、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

2次系純水タンク3号の枯渇までに使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えた場合、2次系純水タンク3号の枯渇時間は図4.4.9に示すとおり、約6日後となり、以後除熱のための直接給水は不要となる。



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

図 4.4.9 停止時のSFP除熱機能継続時間に係る評価結果

(c) クリフエッジ所在の特定

(a) 電源機能および(b)除熱機能の継続時間評価より、停止時のクリフエッジは、図 4.4.10 に示すとおり、SFPで除熱機能の継続に必要なSFP水浄化冷却系に電源を供給する電源車の燃料である重油の枯渇が発生する全交流電源喪失から約 10.7 日後となる。

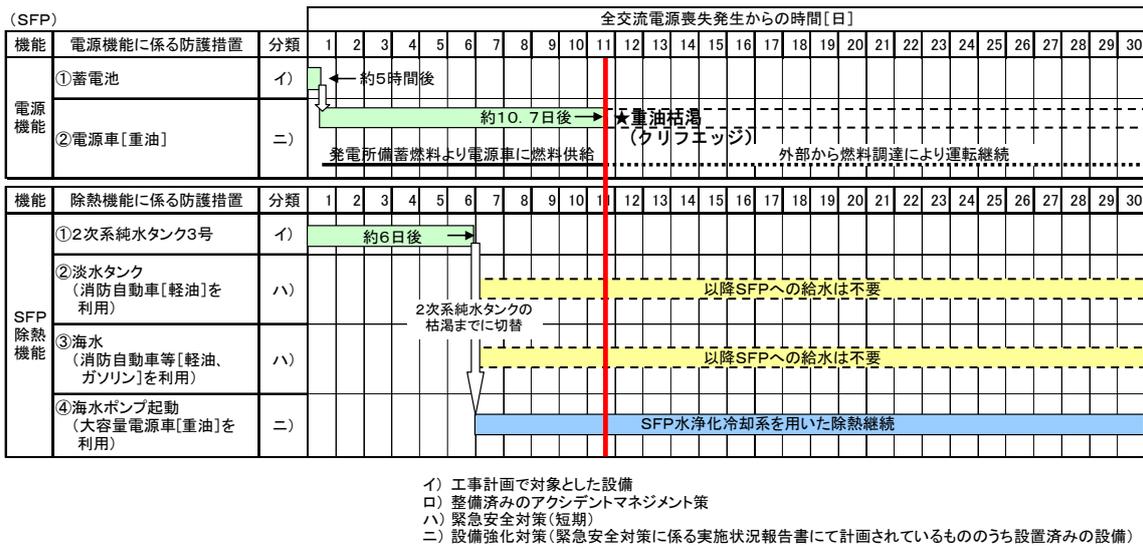


図 4.4.10 停止時のクリフエッジ所在の特定結果

以上の結果により、運転時および停止時のクリフエッジは表 4.4.1 のとおりとなった。

表 4.4.1 クリフエッジの特定結果

	3号機運転時	3号機停止時
炉心	約 10.7 日後	—*
SFP	約 8.2 日後	約 10.7 日後

*：停止時の炉心については、燃料が全てSFPへ取り出されているため評価不要。

(4) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

運転時における炉心およびSFP、停止時におけるSFPそれぞれについて、(2)において特定した防護措置の効果を一.および二.に示すように、緊急安全対策実施前のクリフェッジおよび9月30日時点のクリフェッジを比較することで緊急安全対策と設備強化対策のうち実施済みの設備の効果について、図4.4.11～図4.4.13のように評価した。

a. 緊急安全対策前のクリフェッジ

(a) 運転時

炉心のクリフェッジは蓄電池枯渇であり、継続時間は約5時間である。また、SFPのクリフェッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温100℃付近に到達する時点であり、継続時間は約22時間であった。

(b) 停止時

SFPのクリフェッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温100℃付近に到達する時点であり、継続時間は約8時間であった。

なお、アクシデントマネジメント策である、隣接号機のD/Gから電源の融通を受ける号機間電源融通は、全号機同時の全交流電源喪失を想定しているため本効果の確認からは除外した。

b. 9月30日時点のクリフェッジ

(a) 運転時

炉心のクリフェッジは電源車の燃料である重油の枯渇であり、継続時間は約10.7日である。また、SFPのクリフェッジは、消防自動車の燃料である軽油の枯渇であり、継続時間は約8.2日となった。

(b) 停止時

SFPのクリフェッジは電源車の燃料である重油の枯渇であり、継続時間は約10.7日である。

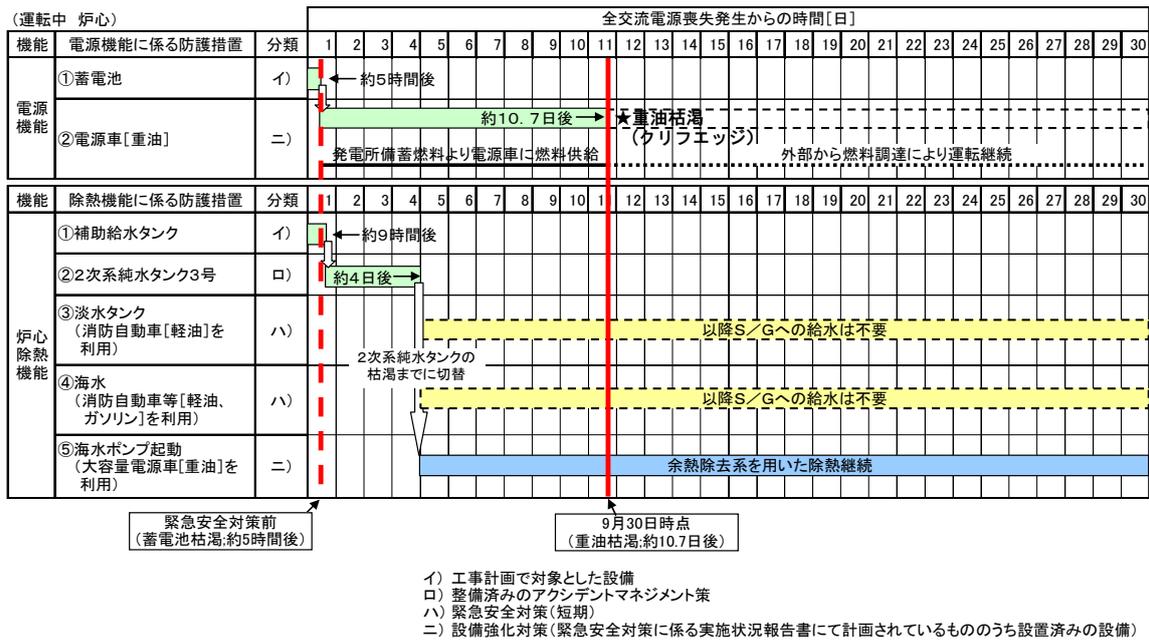


図 4.4.11 運転時の炉心に対する防護措置の効果



図 4.4.12 運転時のSFPに対する防護措置の効果

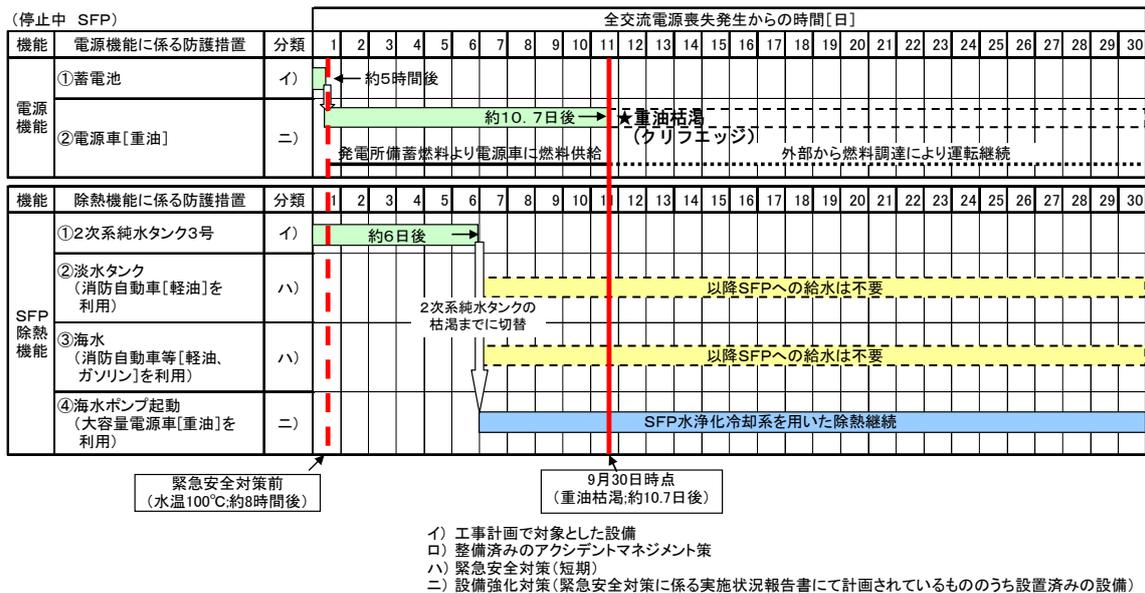


図 4.4.13 停止時の SFP に対する防護措置の効果

上記の a. および b. において評価したクリフエッジおよび防護措置の効果を表 4.4.2 のとおり整理した。

表 4.4.2 防護措置の効果

		緊急安全対策前	9月30日時点
3号機 運転時	炉心	約5時間後	約10.7日後
	SFP	約22時間後	約8.2日後
3号機 停止時	SFP	約8時間後	約10.7日後

さらに、このクリフエッジを防止する対策として、発電所への継続的な燃料輸送手段を確立しており、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしている。また、陸路による燃料補給が困難な場合を想定して、海路または空路による補給を行うことができる契約を結んでおり、継続して燃料を調達することが可能である。

(添付資料－4.4.7)

また、設備強化対策として既に設置済みである、伊方発電所に隣接する変電所から構内まで敷設した配電線が使用可能な状態であれば、当該配電線を使用することで、安全系機器に電源を供給することができ、継続的に燃料の損傷に至る事象の進展を防止することが可能である。

(添付資料－ 3. 4. 2)

4.4.6 結論

4.4.5 で示したとおり、緊急安全対策(短期)および設備強化対策により、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止するための措置を講じた結果、全交流電源喪失が発生した場合に、発電所外部からの燃料補給がない場合でも炉心で約 10.7 日間、SFP で約 8.2 日間は除熱機能および電源機能を維持することができる。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路、海路または空路による継続的な燃料補給を行うことで機能維持が可能である。

さらに、伊方発電所に隣接する変電所から構内まで敷設した配電線(設備強化対策として設置済み)を用いることによっても、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止し、電源機能および除熱機能の維持が可能であることから、十分クリフエッジの発生を防止することが可能である。また、緊急安全対策(短期)において配備した 300kVA の電源車 1 台を 1、2、3 号機共通の予備機として使用可能な運用としている。

なお、緊急安全対策(短期)において配備した電源車の燃料は全て軽油を使用しているため、所内に備蓄している軽油の枯渇発生が約 4.2 日後であったが、3 号機については重油を燃料とする電源車をすでに配備済みであり、電源車による軽油の消費が軽減されることから、全交流電源喪失時の重油の枯渇発生は約 10.7 日後、軽油の枯渇発生は約 8.2 日後となった。また、現時点でも電源機能および除熱機能の継続時間は向上しているが、平成 23 年 12 月上旬頃には 1、2 号機用の電源車についても重油を燃料とする電源車へと移行するとともに、平成 23 年 12 月中旬頃には 3 号機の電源車も燃料消費性能が向上した電源車へと移行することとしている。

これらの措置を講じることで軽油および重油の燃料消費が大幅に改善され、所内に備蓄している燃料のうち、軽油の枯渇発生が約 43 日後、重油の

枯渇発生が約 17 日後となり、電源機能および除熱機能の継続時間が大幅に向上する見込みである。

(添付資料－ 4. 4. 8)

全交流電源喪失時に必要な水量の妥当性

1. まえがき

伊方発電所における全交流電源喪失時において、蒸気発生器2次側への給水による炉心の崩壊熱除去および使用済燃料ピットへ水を補給することで貯蔵燃料の崩壊熱による水位低下を補うために必要な水量に関する評価を実施した。

2. 評価条件

全交流電源喪失時において、蒸気発生器および使用済燃料ピットの水源となるタンクの容量を表1に、各タンクの有効水量を表2に示す。

(1) タンク容量および基数

表1 各タンクの容量および基数

タンク名称	3号	(参考)	
		1号	2号
補助給水タンク容量[m ³]	約740 (約740×1基)	約390 (約390×1基)	約390 (約390×1基)
2次系純水タンク容量[m ³]	約3,000 (約3,000×1基)	約1,500 (約1,500×1基)	約1,500 (約1,500×1基)
淡水タンク容量[m ³]	約6,000 (約3,000×2基)	約14,500 (約6,000×2基, 約2,500×1基)	

注: 伊方1, 2号機の場合は補助給水タンクを復水タンクと読み替える。(以下同様)

(2) 各タンクにおける有効水量

表2 各タンクにおける有効水量

供給先	タンク名称	3号	(参考)		備考
			1号	2号	
蒸気発生器	補助給水タンク水量[m ³]	610	305	305	使用可能な水量は保安規定での要求水量とした
蒸気発生器 および 使用済 燃料 ピット	2次系純水タンク水量[m ³]	2,600	1,200	1,200	使用可能な水量はタンクの自動補給開始レベルとした
	淡水タンク水量[m ³]	5,200	6,200	6,200	使用可能な水量はタンクの自動補給開始レベルとし、1,2号機については、それぞれでその水量の50%を使用可能とした

注: 2次系純水タンクおよび淡水タンクの有効水量については、それぞれ3桁目を降を切捨処理とし有効数字2桁で評価した。

(3) 蒸気発生器への必要給水流量算出に用いた崩壊熱の評価

蒸気発生器への必要補給水流量の計算に必要な炉心の崩壊熱の評価は、表3に示すような厳しい前提条件として、核分裂生成物(FP)崩壊熱に関しては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改定)」においてその使用が認められている、日本原子力学会推奨値(不確定性(3σ)込み)を用い、アクチニド崩壊熱に関しては、十分実績のあるORIGEN2コード評価値(不確定性(20%)込み)を用いる。

表3 崩壊熱評価条件

	3号炉	(参考)1, 2号炉
燃焼条件	ウラン燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt% MOX燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 35,000MWd/t 1回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu含有率: 4.1wt%濃縮ウラン相当	ウラン燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt%

注1: 1,2号炉は、55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における評価条件。

注2: 3号炉は、MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における評価条件。

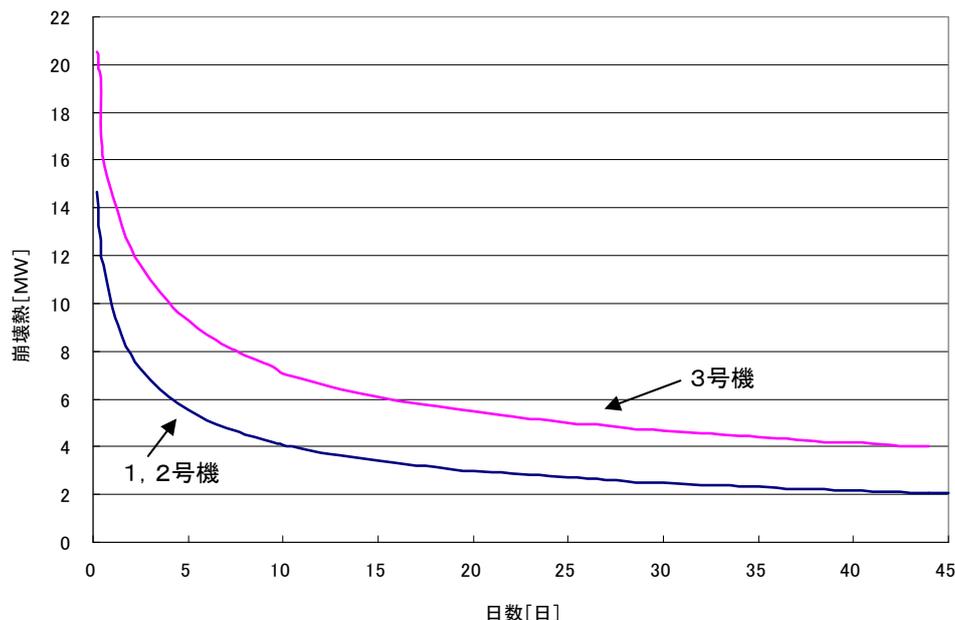


図1 崩壊熱計算結果

(4) 蒸気発生器への必要補給水流量の計算

原子炉を全出力運転状態から、一次冷却材の圧力と温度(高温側)を0.7MPa, 170°Cまで冷却するために必要な蒸気発生器への補給水流量を以下の式で計算する。

$$\text{SG必要補給水量} = \frac{\text{除熱量[kJ]}}{([\text{SG2次側飽和蒸気エンタルピー}] - [\text{補給水エンタルピー}]) \times \text{補給水密度}} \quad [\text{m}^3]$$

また、原子炉からの崩壊熱を除去し、一次冷却材の圧力と温度(高温側)を0.7MPa, 170°Cに維持するための蒸気発生器への必要補給水流量を以下の式で計算する。

$$\text{SG必要補給水流量} = \frac{\text{崩壊熱[kW]} \times 3600}{([\text{SG2次側飽和蒸気エンタルピー}] - [\text{補給水エンタルピー}]) \times \text{補給水密度}} \quad [\text{m}^3/\text{h}]$$

【計算条件】

除熱量: 1次冷却材構成材および冷却材の顕熱等の合計[kJ]

タンク保有水 : 40°C、大気圧

補給水密度 : 992[kg/m³]

SG2次側飽和蒸気エンタルピーと補給水エンタルピーの差: 2578[kJ/kg]

(日本機械学会蒸気表から引用)

(5) 使用済燃料ピットへの必要給水流量算出に用いた崩壊熱の評価

使用済燃料ピットへの必要補給水流量計算は、運転時および停止時について評価を実施した。停止時における燃料の崩壊熱は表4および表5に示すような厳しい前提条件とし、運転時は停止時の条件から1回および2回照射の燃料を炉心に再装荷していることと、取出し後の冷却期間を30日とし、運転開始直後の状態とすることを考慮した。

また、核分裂生成物(FP)崩壊熱に関しては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改定)」においてその使用が認められている日本原子力学会推奨値(不確定性(3σ)込み)を用い、アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のあるORIGEN2コード評価値(不確定性(20%)込み)を用いる。

表4 崩壊熱評価条件

	3号炉		
	MOX燃料	ウラン燃料	1,2号炉燃料
燃焼条件	・燃焼度: 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 35,000MWd/t 1回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu含有率: 4.1wt%濃縮ウラン相当	・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt%	
照射回数	3サイクル照射後取出	同左	同左
運転期間	13ヶ月	同左	同左
停止期間	30日	同左	同左
燃料取出期間	7.5日	同左	2年冷却後輸送

注: 伊方3号炉MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

表5 崩壊熱評価条件(参考)

	1、2号炉
燃焼条件	・燃焼度:3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度:4.8wt%
照射回数	3サイクル照射後取出
運転期間	13ヶ月
停止期間	30日
燃料取出期間	9.5日

注:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

(6)使用済燃料ピットへの必要補給水流量の計算

使用済燃料ピットの冷却機能が喪失することによる使用済燃料ピットの水温上昇および保有水量減少(蒸散)を補うための使用済燃料ピットへの必要補給水流量を以下の式で計算する。

使用済燃料ピット保管の燃料の崩壊熱 Q による保有水の蒸散量 $\Delta V / \Delta t (m^3/h)$ は以下の通りである。

$$\Delta V / \Delta t = (Q \times 3600) / (\rho \times hfg) (m^3/h) \text{※1}$$

$$\rho (\text{飽和水密度}) : 958 \text{kg/m}^3 \text{※2}$$

$$hfg (\text{飽和水蒸発潜熱}) : 2,257 \text{kJ/kg} \text{※2}$$

$$Q (\text{SFP崩壊熱}) : 11,715 \text{kW} (\text{伊方3号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 5,488 \text{kW}]$$

$$: 4,629 \text{kW} (\text{参考、伊方1号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 1,428 \text{kW}]$$

$$: 4,706 \text{kW} (\text{参考、伊方2号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 1,505 \text{kW}]$$

※1 $(\rho \times \Delta V) \text{kg}$ の飽和水が蒸気になるための熱量は $hfg \times (\rho \times \Delta V) (\text{kJ})$ で、使用済燃料の Δt 時間あたりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。なお、保有水は保守的に大気圧下での飽和水(100℃)として評価する。

※2 日本機械学会蒸気表から引用。

※3 表6～表8参照

表6 燃料取出スキーム(3号炉)

取出燃料	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		伊方1,2号炉燃料		
		燃料数	崩壊熱 (MW)	燃料数	崩壊熱 (MW)	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
定検時取出燃料1	7.5日	16体	0.955	39体	1.670	-	-	-
定検時取出燃料2	7.5日	16体	1.084	39体	1.810	-	-	-
定検時取出燃料3	7.5日	8体*2	0.557	39体	1.941	-	-	-
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.171	39体	0.229	-	-	-
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.126×2
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.061	39体	0.081	1×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.083×2
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.051	39体	0.062	2×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.058×2
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.048	39体	0.052	3×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.049×2
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.045	5体	0.006	-	-	-
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.044	-	-	-	-	-
...	-	-	-	-	-
68サイクル冷却済燃料	68×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.020	-	-	-	-	-
69サイクル冷却済燃料	69×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体*2	0.010	-	-	-	-	-
...	-	-	-	-	-
73サイクル冷却済燃料	73×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体*2	0.010	-	-	-	-	-
小計	-	1,168体	5.108	317体	5.975	-	320体	0.632
合計	燃料体数	1805体		崩壊熱 (MW)		11.715		

* 1: 2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 * 2: 3回照射MOX燃料8体

注1: 伊方3号炉MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2: 伊方3号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1805体。

表7 燃料取出スキーム(参考、1号炉)

取出燃料	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	9.5日	1/3炉心(40体)	1.252
定検時取出燃料2	9.5日	1/3炉心(40体)	1.359
定検時取出燃料3	9.5日	1/3炉心(41体)	1.501
1サイクル冷却済み燃料	1×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.195
2サイクル冷却済み燃料	2×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.108
3サイクル冷却済み燃料	3×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.071
4サイクル冷却済み燃料	4×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.055
5サイクル冷却済み燃料	5×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.047
6サイクル冷却済み燃料	6×(13ヶ月+30日)+9.5日	39体	0.041
合計	—	360体	4.629

注1:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2:伊方1号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は360体。

表8 燃料取出スキーム(参考、2号炉)

取出燃料	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	9.5日	1/3炉心(40体)	1.252
定検時取出燃料2	9.5日	1/3炉心(40体)	1.359
定検時取出燃料3	9.5日	1/3炉心(41体)	1.501
1サイクル冷却済み燃料	1×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.195
2サイクル冷却済み燃料	2×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.108
3サイクル冷却済み燃料	3×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.071
4サイクル冷却済み燃料	4×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.055
5サイクル冷却済み燃料	5×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.047
6サイクル冷却済み燃料	6×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.042
7サイクル冷却済み燃料	7×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.038
8サイクル冷却済み燃料	8×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.036
9サイクル冷却済み燃料	9×(13ヶ月+30日)+9.5日	3体	0.002
合計	—	444体	4.706

注1:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2:伊方2号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は444体。

3. 評価結果(運転中)

2. に示した評価条件を用いて蒸気発生器および使用済燃料ピットへの必要補給水流量を評価した結果を示す。

水源切替時等の必要流量を表9に、必要流量を用いて算出した各タンクの使用可能期間を表10に、それぞれの経過日数による変化を図2～図7に示す。

また、淡水タンクからの補給流量および海からの補給流量の測定結果を表11に示す。

(1) 水源切替時等の必要流量

表9 水源切替時等の必要流量

		使用済燃料ピット補給開始時の必要流量	2次系純水タンクへ切り替える際の必要流量	淡水タンクへ切り替える際の必要流量	海水へ切り替える際の必要流量
3号機		約34m ³ /h	約29m ³ /h	約9m ³ /h	約9m ³ /h
参考	1号機	約14m ³ /h	約21m ³ /h	約11m ³ /h	約6m ³ /h
	2号機	約13m ³ /h	約21m ³ /h	約11m ³ /h	約6m ³ /h

注1: 3号機評価結果のうち、使用済燃料ピット補給開始時の必要流量は蒸気発生器および使用済燃料ピット両者に供給した場合を、それ以降の切り替え時の必要流量は使用済燃料ピットのみに供給した場合の必要流量を示す。

注2: 使用済燃料ピットへの補給量評価は、安全審査等で使用済燃料ピット冷却性評価に用いる設計熱負荷をベースに評価した。

(2) 使用可能期間

表10 各タンクの使用可能期間

		補助給水タンクでの給水可能時間	2次系純水タンクからの給水可能日数	淡水タンクからの給水可能日数
3号機		約9時間	+約4日	+約24日
参考	1号機	約5時間	+約4日	+約36日
	2号機	約5時間	+約4日	+約36日

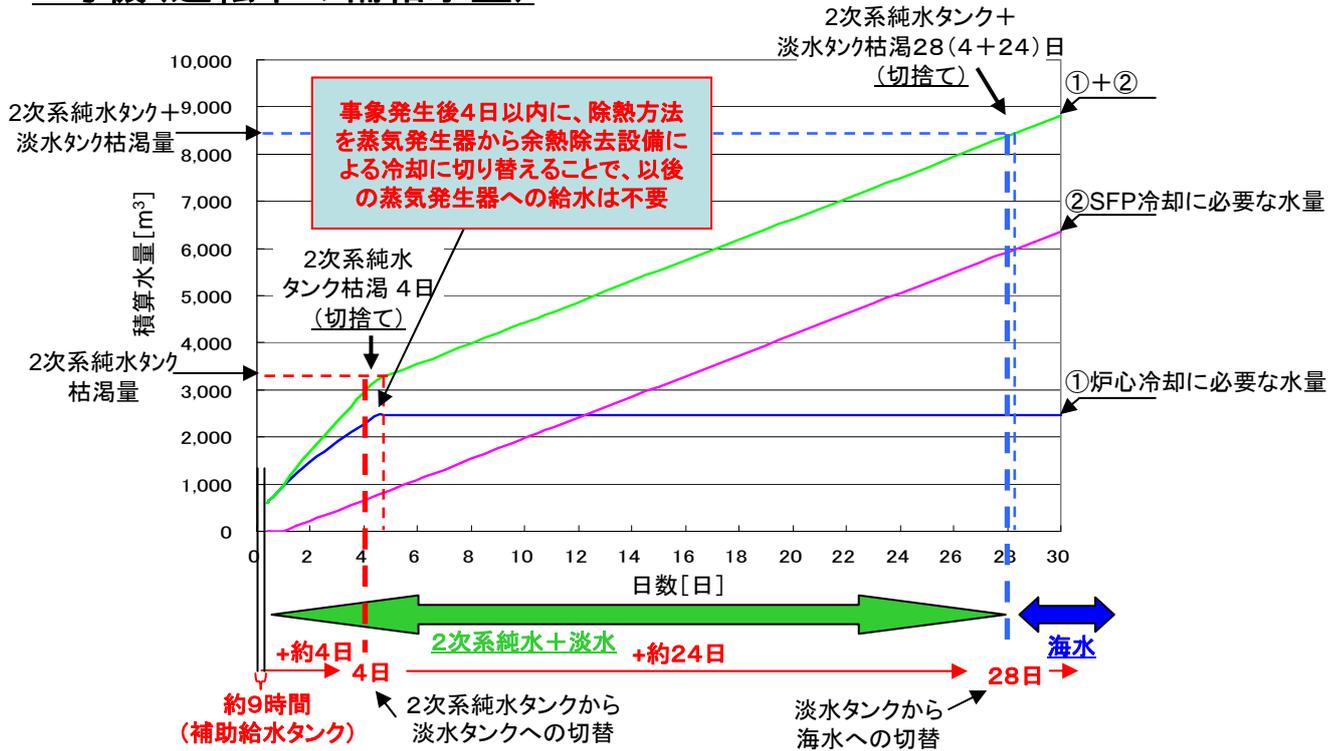
(3) 流量測定結果

表11 流量測定結果

		淡水タンクからの補給流量	海からの補給流量
3号機		約39m ³ /h	約42m ³ /h
参考	1号機	約28m ³ /h	約34m ³ /h
	2号機	約29m ³ /h	約41m ³ /h

注: 各水源からの補給流量のうち、最も流量の少ない経路の測定値を記載した。

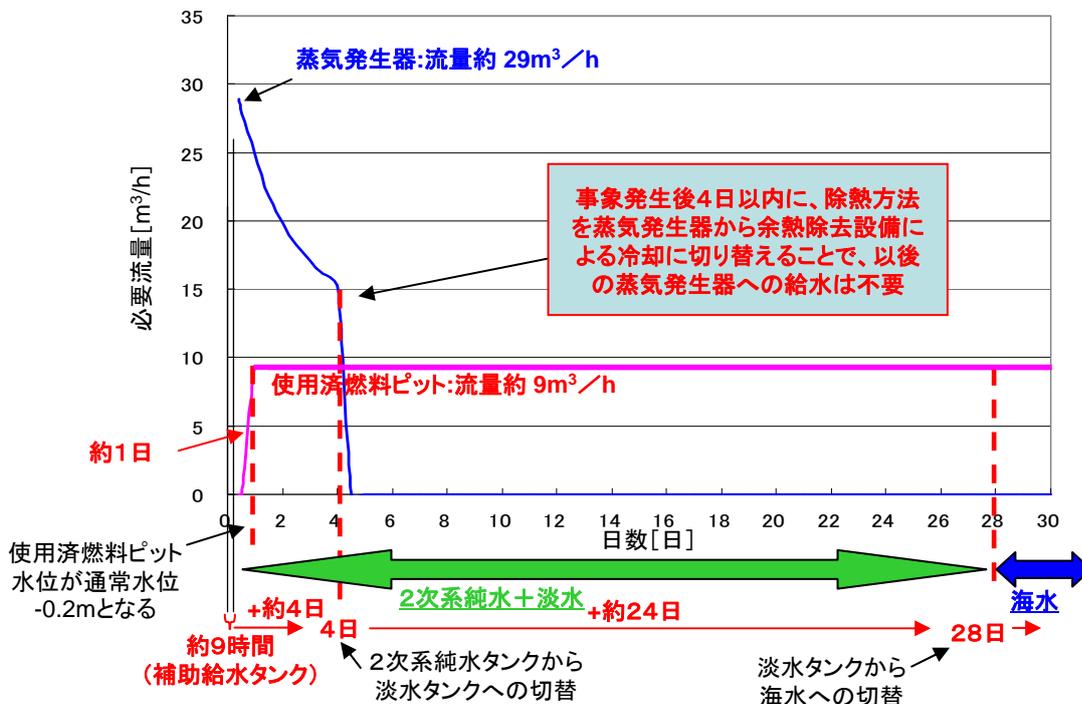
3号機(運転中の補給水量)



注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図2 3号機運転中における補給水量

3号機(運転中の補給水流量)



注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図3 3号機運転中における補給水流量

(参考)

1号機(運転中の補給水量)

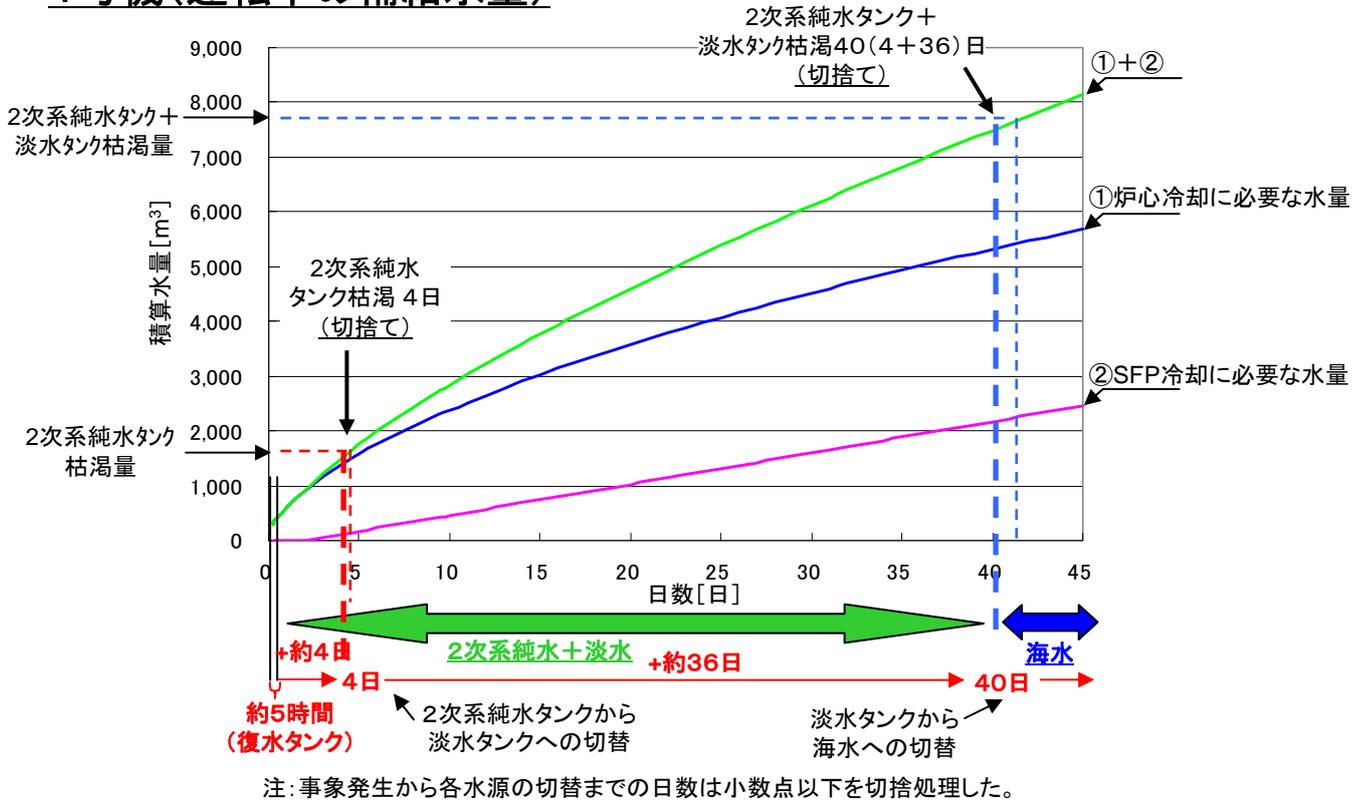


図4 1号機運転中における補給水量

(参考)

1号機(運転中の補給水流量)

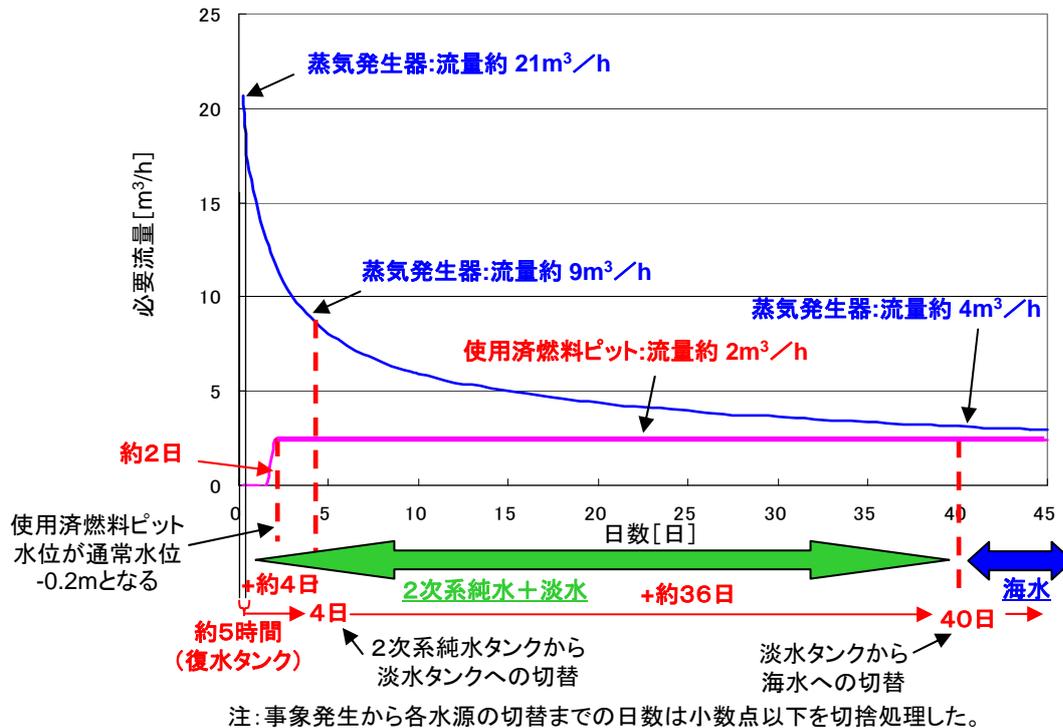


図5 1号機運転中における補給水流量

(参考)

2号機(運転中の補給水量)

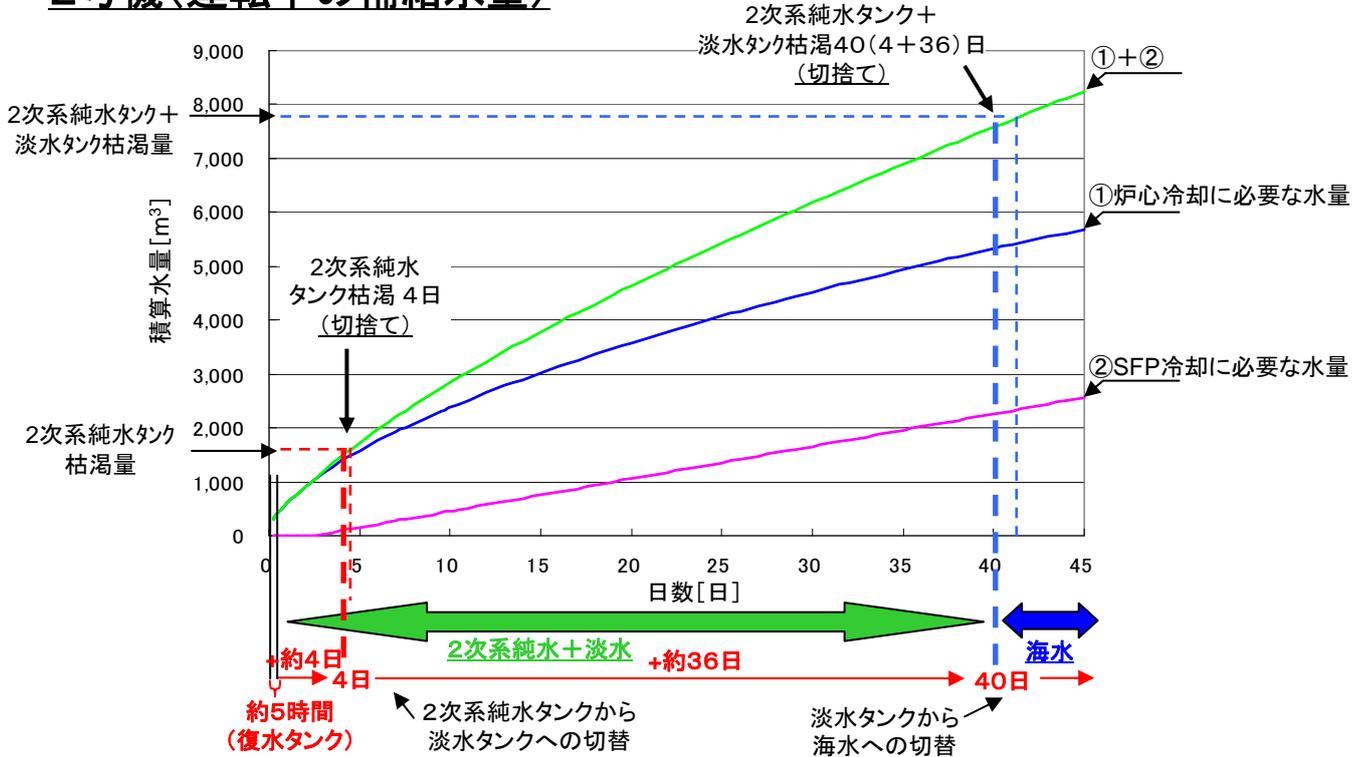


図6 2号機運転中における補給水量

(参考)

2号機(運転中の補給水流量)

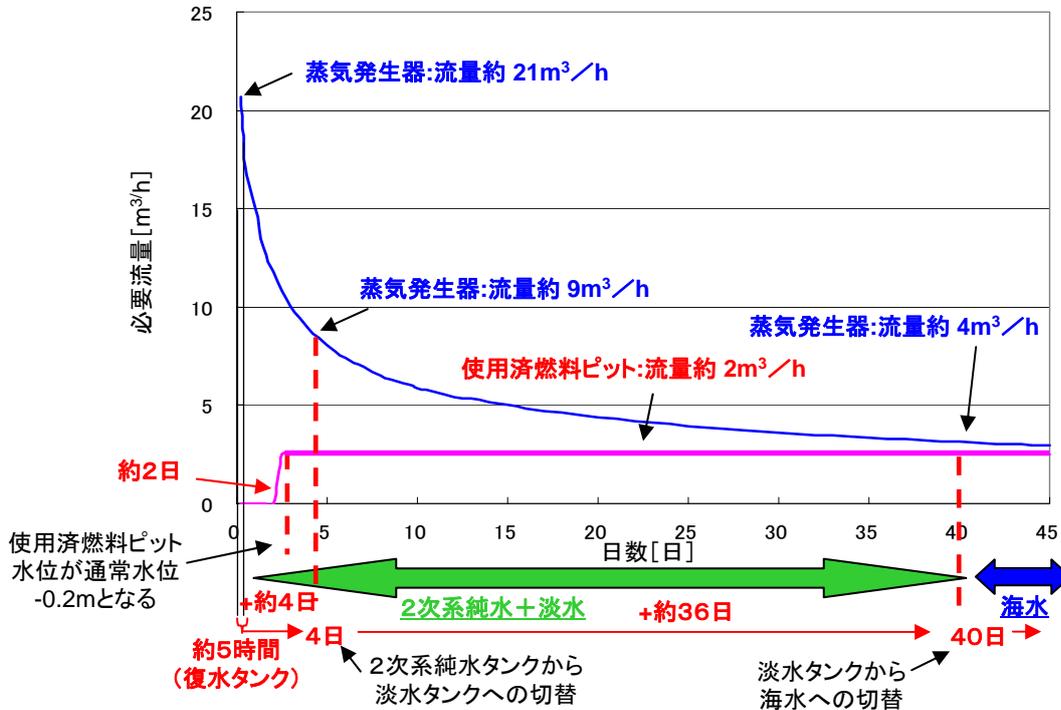


図7 2号機運転中における補給水流量

4. 評価結果(定検中)

2. に示した評価条件を用いて評価した使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量を表12に、必要流量を用いて算出した各タンクの使用可能期間を表13に、使用済燃料ピットへの補給が無い場合における燃料露出までの日数を表14に、それぞれの経過日数による変化を図8～図10に示す。

(1) 使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量

表12 使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量

	3号機	(参考)	
		1号機	2号機
必要補給流量[m ³ /h]	約19.5	約7.7	約7.8

注: 上記評価結果は安全審査等で使用済燃料ピット冷却性評価に用いる設計熱負荷で評価した。

(2) 使用可能期間

表13 使用可能期間

		使用済燃料ピット水位NWLから-20cmまでの所要時間	2次系純水タンクからの給水可能日数	燃料取替用水タンクからの給水可能日数	淡水タンクからの給水可能日数
3号機		約10時間	約5.5日	—	—
参考	1号機	約13時間	約6日	—	+約33日
	2号機	約17時間	約6日	—	+約33日

注1: 上記評価結果は使用済燃料ピットのみにも供給した場合の給水可能期間を示す。

注2: 燃料取替用水タンクからの補給は保守的に無視した。

(3) 全給水不能時の使用済燃料ピットにおける燃料露出までの所要日数

表14 燃料露出までの所要日数

	3号機	(参考)	
		1号機	2号機
定検中[日]	約4.4	約5.1	約6.0
運転中[日](参考)	約7.7	約14.0	約16.1

注: 上記評価結果はスロッシングによる溢水量を使用済燃料ピット保有水量から差し引いた値で評価した。

3号機(定検中の補給水流量)

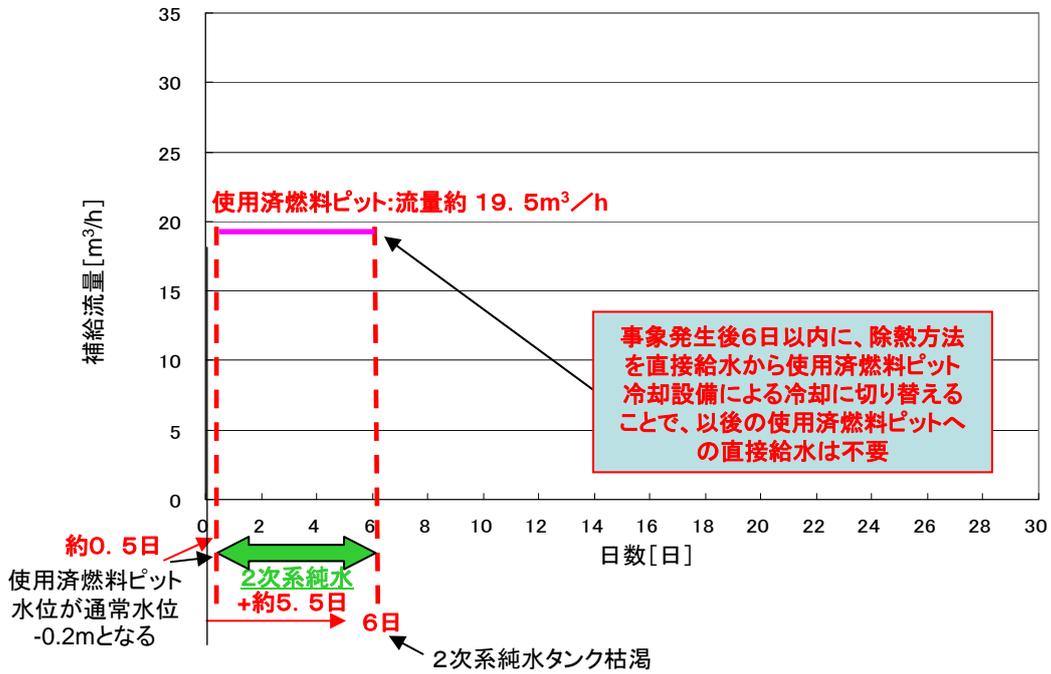
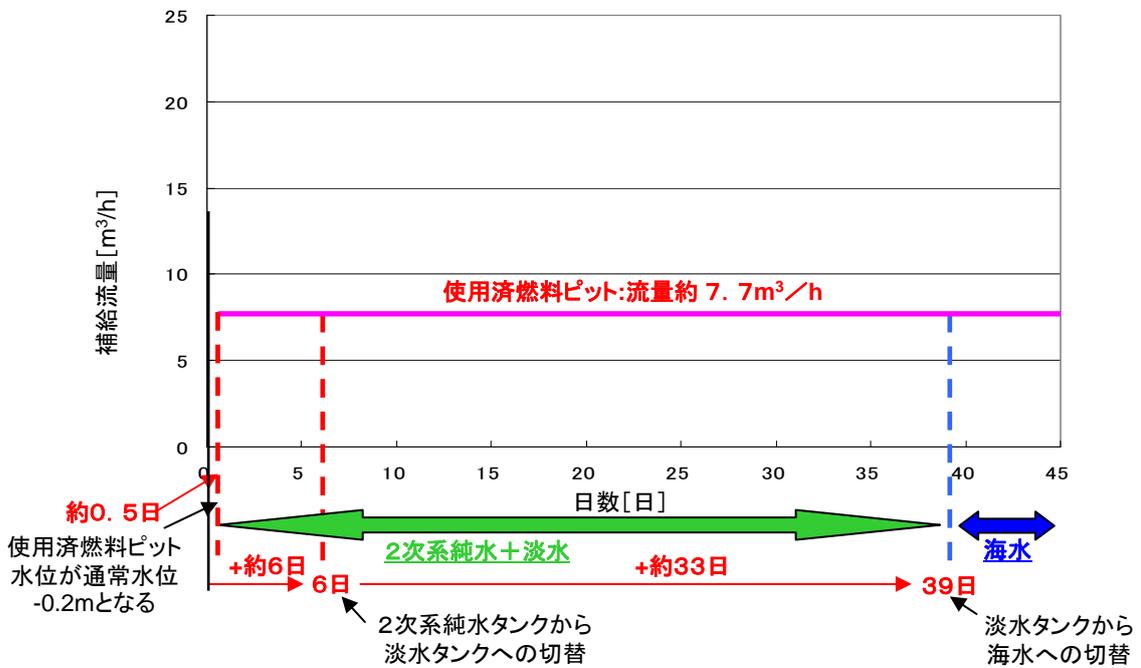


図8 3号機定検中における補給水流量

(参考)

1号機(定検中の補給水流量)

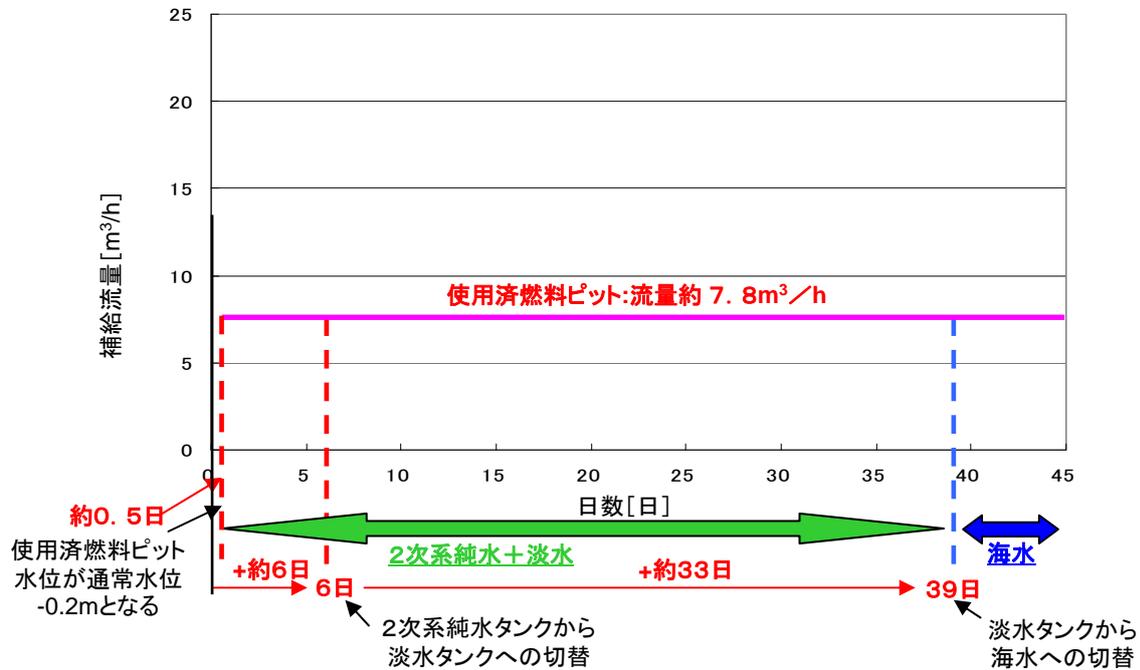


注: 事象発生から所内水源の枯渇までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図9 1号機定検中における補給水流量

(参考)

2号機(定検中の補給水流量)



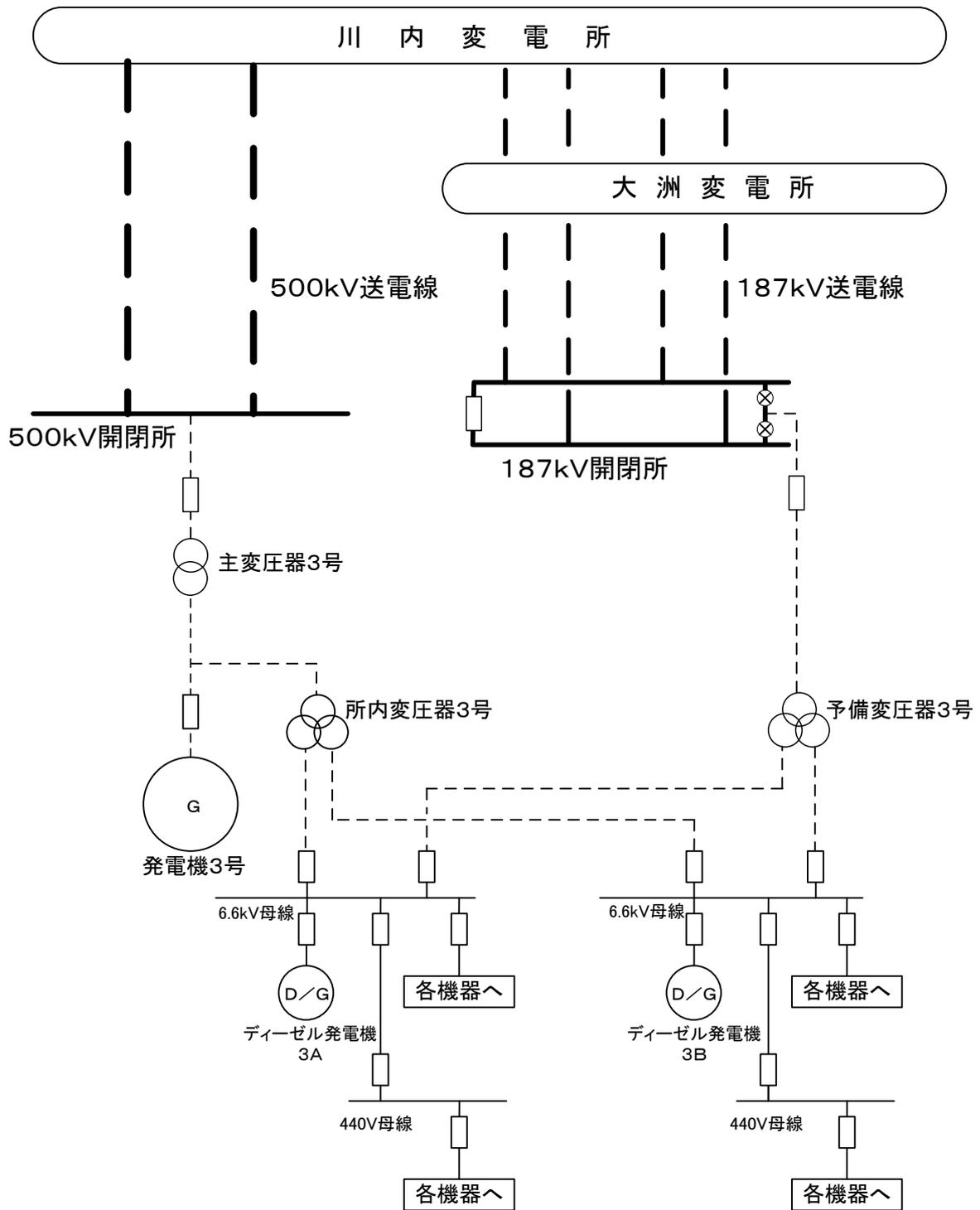
注: 事象発生から所内水源の枯渇までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図10 2号機定検中における補給水流量

5. まとめ

蒸気発生器および使用済燃料ピットへの必要補給水流量の評価結果および流量測定の結果から、全交流電源喪失時において、蒸気発生器2次側への給水による炉心の崩壊熱除去および使用済燃料ピットへ水を補給することで貯蔵燃料の崩壊熱による水位低下を補うことが継続的に可能であることを確認できた。また、緊急安全対策(短期)および実施済みの中長期対策の効果を確認することができた。

伊方3号機 電源構成概要図



伊方3号機 非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間

非常用ディーゼル発電機にて電源供給を必要とする負荷を下表のとおりとし、非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間を算出する。
使用可能な燃料貯油槽容量は約129kℓ×2基、燃費は約0.256kℓ/MWhである。

- ① 「低温停止移行」に必要な燃料消費量は以下のとおり、約48kℓとなる。

$$\text{燃料消費量} = 0.256\text{kℓ/MWh} \times 186\text{MWh} = \text{約}48\text{kℓ}$$

- ② 「冷却維持」のため、非常用ディーゼル発電機の運転時間は以下のとおり約149時間となる。

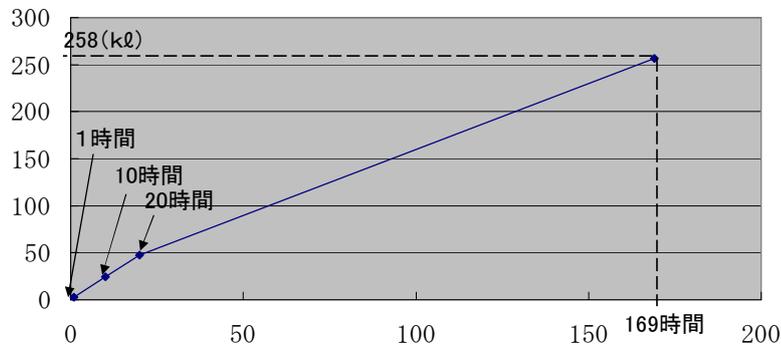
$$\text{運転時間} = (258\text{kℓ} - 48\text{kℓ}) / (0.256\text{kℓ/MWh} \times 5.5\text{MW}) = \text{約}149\text{時間}$$

上記①②より、非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間は約169時間となり、約7日間となる。

【単位:kW】

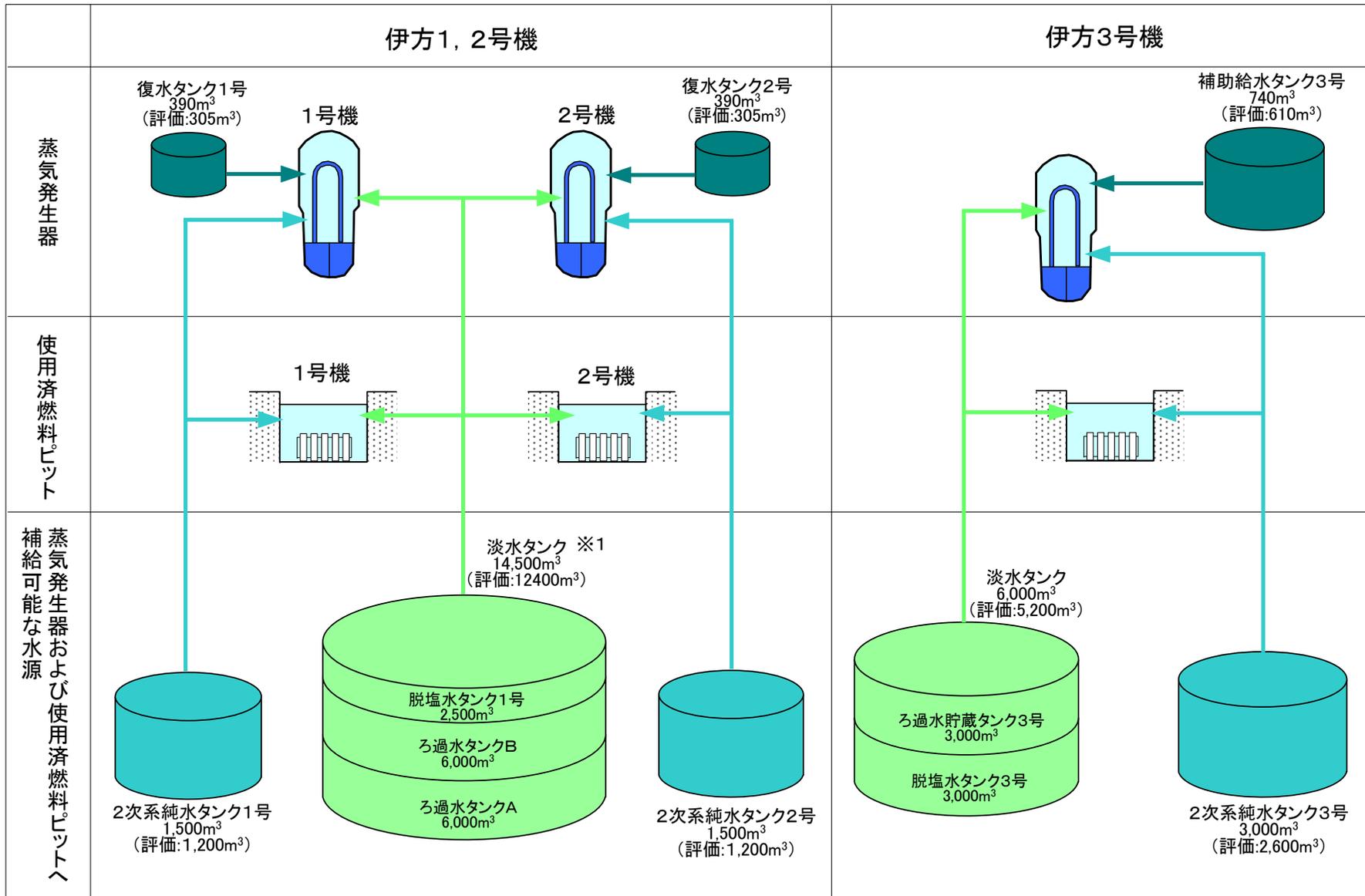
主要機器	1台あたりの容量	① 「低温停止移行」						② 「冷却維持」	
		外部電源喪失事象発生 ～ 不要機器停止追加機器起動		不要機器停止追加機器起動 ～ 余熱除去系インサービス		余熱除去系インサービス ～ 低温停止到達		低温停止維持	
		A系	B系	A系	B系	A系	B系	A系	B系
充てんポンプ	503	503	0	503	503	503	0	503	0
海水ポンプ	379	758	758	379	379	758	379	758	0
電動補助給水ポンプ	357	357	357	357	357	0	0	0	0
原子炉補機冷却水ポンプ	260	520	520	260	260	520	260	520	0
余熱除去ポンプ	254	0	0	0	0	254	254	254	0
パワーセンタ, コントロールセンタ	—	3,921	3,676	3,921	2,559	3,651	2,289	3,440	0
合計負荷容量	—	6,059	5,311	5,420	4,058	5,686	3,182	5,475	0
非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間(累積時間)	—	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> → 1時間 → 10時間 → 20時間 → 169時間 </div>							

燃料消費量(累積)
(kℓ)



非常用ディーゼル発電機の運転継続可能時間 (累積時間)

伊方発電所の使用可能な水源の割り当て(運転時)

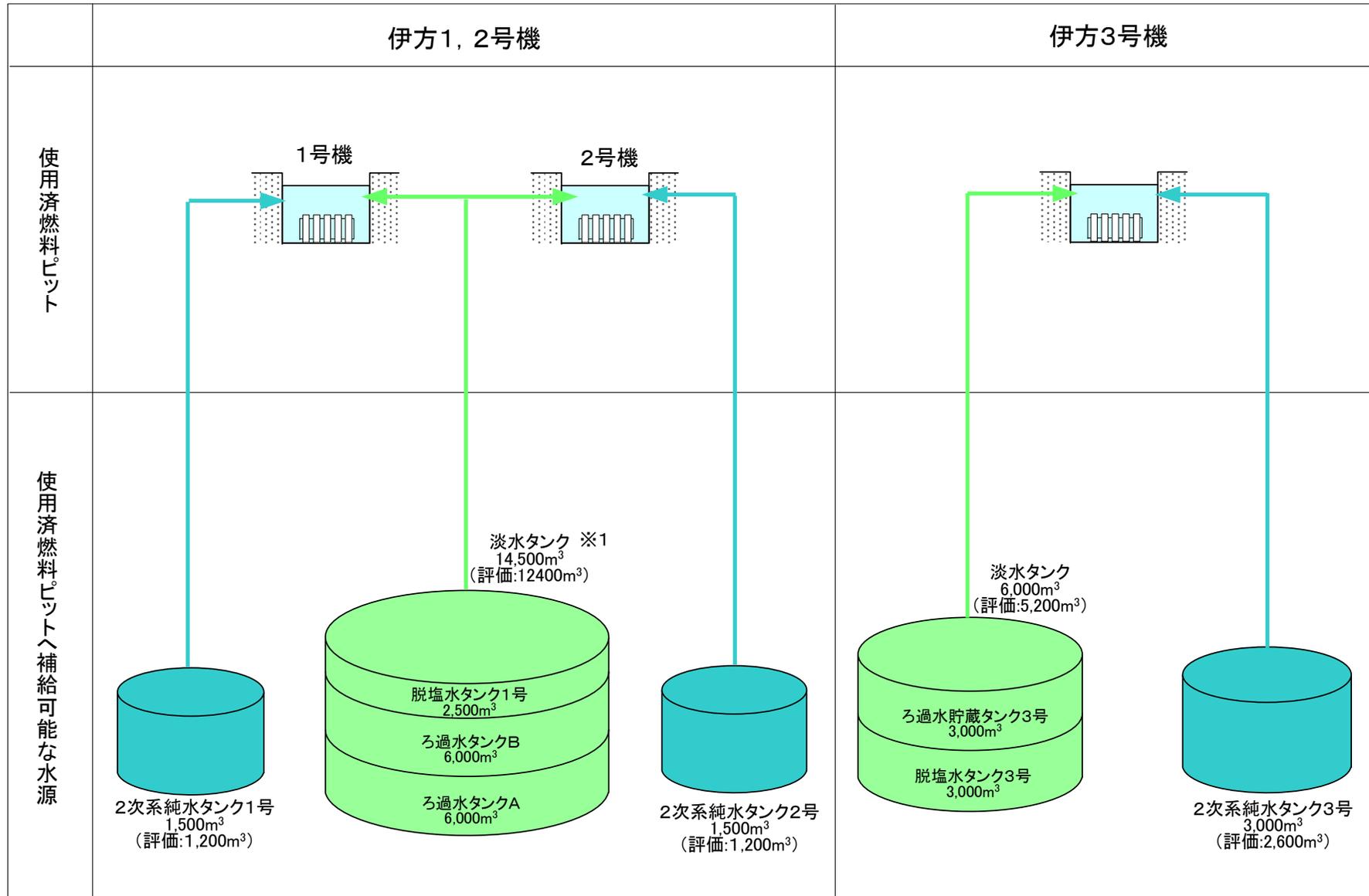


4-4-38

添付資料-4.4.4(1/2)

※1: 1、2号機共用の水源については、それぞれ50%を割り当てる
 ※2: 本資料で示している矢印は水源の割り当てを示しており、実際の補給経路とは異なる

伊方発電所の使用可能な水源の割り当て(停止時)



4-4-39

添付資料-4.4.4(2/2)

※1: 1、2号機共用の水源については、それぞれ50%を割り当てる
 ※2: 本資料で示している矢印は水源の割り当てを示しており、実際の補給経路とは異なる

全交流電源喪失時に必要な蓄電池容量の妥当性

1. 供給負荷、評価方法

○供給負荷：全交流電源喪失事象発生後、手順書に定める以下の操作（不要負荷の切り離し）を行い、必要最低負荷への電源供給を行う。

0～1分：電源喪失に伴い、各遮断器動作、ディーゼル発電機初期励磁、タービン動補助給水ポンプ起動、計装用インバータ負荷（計器・制御機器）等に必要な直流電源を供給。

1～30分：上記負荷等への給電が継続された状態となるため、計装用インバータの一部負荷やメタクラ・パワーセンタ制御電源等の不要負荷切り離し（電源「切」）。

30～300分：上記状態を継続。

蓄電池 3 A 負荷パターン

【単位：A】

負荷名称	0～10 秒	10～60 秒	1～30 分	30～300 分
計装用インバータ盤 3 A 計装用インバータ盤 3 C ディーゼル発電機盤 3 A ディーゼル発電機励磁機盤 3 A 補助建屋直流分電盤 3 A メタクラ・パワーセンタ制御電源 3 C タービン動補助給水ポンプ起動盤 3 A 共通電源	約 469	約 446	約 266	約 146

蓄電池 3 B 負荷パターン

【単位：A】

負荷名称	0～10 秒	10～60 秒	1～30 分	30～300 分
計装用インバータ盤 3 B 計装用インバータ盤 3 D ディーゼル発電機盤 3 B ディーゼル発電機励磁機盤 3 B 補助建屋直流分電盤 3 B メタクラ・パワーセンタ制御電源 3 D タービン動補助給水ポンプ起動盤 3 B 共通電源	約 477	約 455	約 275	約 157

○ 評価方法：電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法（SBA S 0601）」による。

2. 給電可能時間

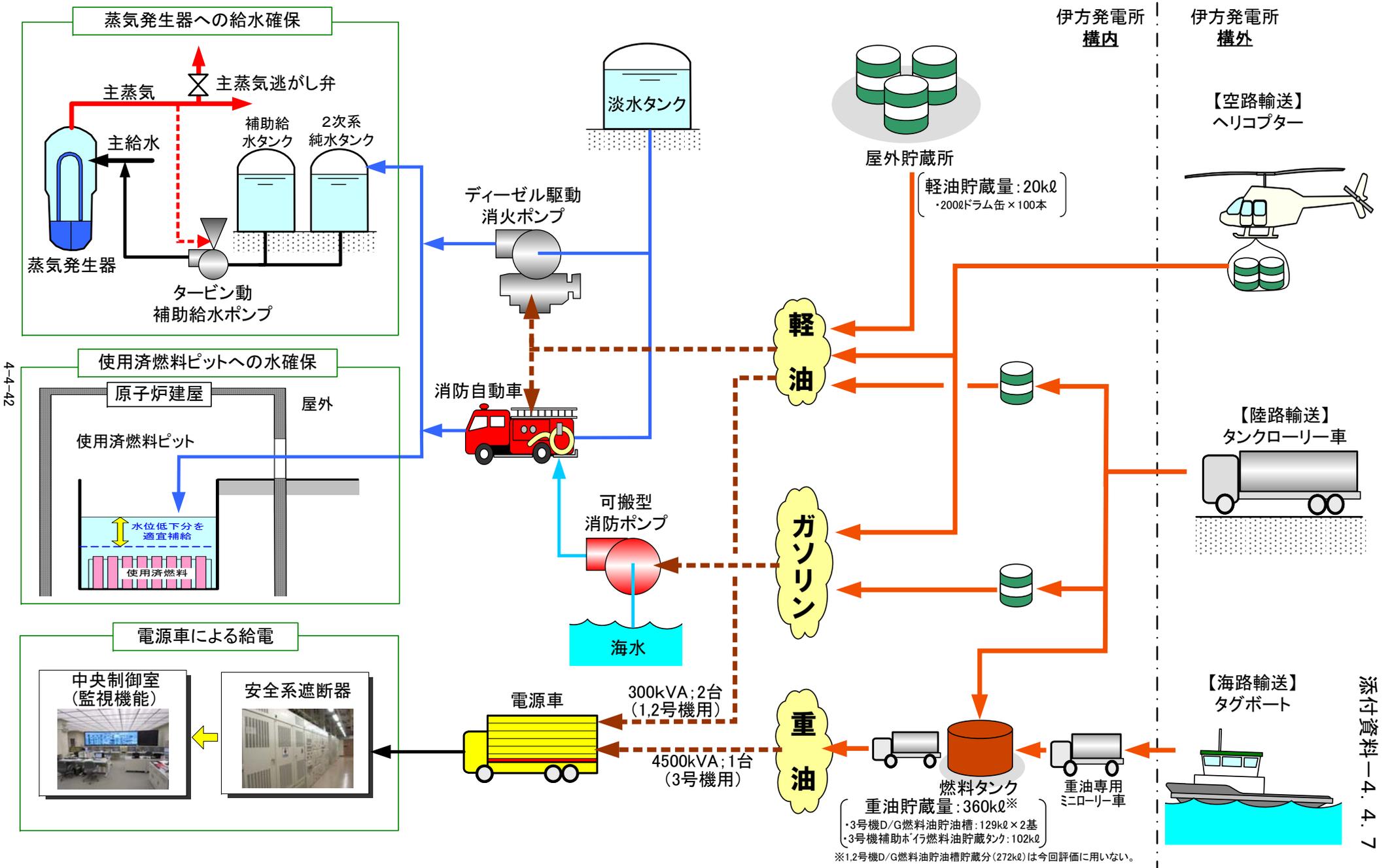
1項に示す評価条件の元に、事象発生後5時間経過した時点での蓄電池必要容量を算出した結果を次に示す。

号機	名称	設備容量		必要容量
3号機	蓄電池 3 A	1,600Ah	>	1,460Ah
	蓄電池 3 B	1,600Ah	>	1,570Ah

全交流電源喪失時のプラント運転状態による燃料枯渇時間

パターン	プラント運転状態			燃料の枯渇日数(日)		
	1号機	2号機	3号機	重油 (大型電源車)	軽油 (電源車, 消防自動車)	ガソリン (可搬型消防ポンプ)
①	運転中	運転中	運転中	10.7	8.2	28
②	停止中	停止中	停止中	10.7	8.9	39
③	運転中	運転中	停止中	10.7	8.5	40
④	停止中	停止中	運転中	10.7	8.6	28
⑤	停止中	運転中	運転中	10.7	8.4	28
⑥	運転中	停止中	運転中	10.7	8.4	28
⑦	停止中	運転中	停止中	10.7	8.7	39
⑧	運転中	停止中	停止中	10.7	8.7	39

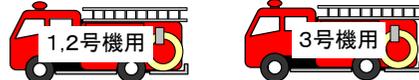
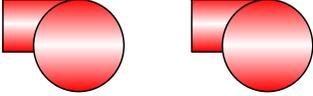
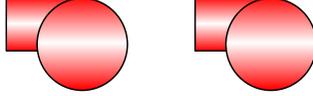
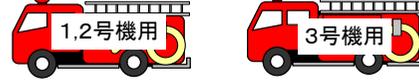
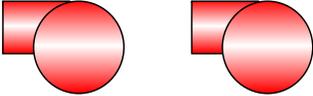
全交流電源喪失時における外部からの燃料補給方法



4-4-42

添付資料-4.4.7

燃料枯渇によるクリフエッジ防止対策の概要

	重油	軽油	ガソリン
緊急安全対策 (短期)		<p>約4.2日</p> <p>◎電源車;300kVA </p> <p>◎消防自動車 </p>	<p>可搬型消防ポンプ </p>
現在	<p>約10.7日</p> <p>◎電源車;4,500kVA </p>	<p>約8.2日</p> <p>◎電源車;300kVA </p> <p>◎消防自動車 </p>	<p>可搬型消防ポンプ </p>
平成23年12月中旬以降	<p>約17日</p> <p>◎電源車;1,825kVA </p>	<p>約43日</p> <p>◎消防自動車 </p> <p>◎電源車;300kVA </p>	<p>可搬型消防ポンプ </p>

4-4-43

4.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失

4.5.1 評価の概要

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に、海水ポンプおよび循環水ポンプ等の故障により、常用および非常用の海水を取水するポンプ全てが機能喪失することにより、最終ヒートシンク機能が喪失することを想定する。

事象発生により、原子炉は制御棒の自重落下により停止するが、停止後も崩壊熱が発生するため、継続的に冷却する必要がある。通常、プラント停止における原子炉停止後の崩壊熱除去は、S/G 2次側からの冷却後に余熱除去系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。また、SFPにおける使用済燃料の崩壊熱除去については、通常、SFP水浄化冷却系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。

よって、炉心およびSFPにおける燃料の崩壊熱除去には最終ヒートシンクが必要となることから、これらの系統の機能停止もあわせて想定する。

最終ヒートシンク喪失によって機能停止する系統を含めた、伊方発電所第3号機の出力運転時と通常停止時における主要な系統を図4.4.1に示す。

本評価は、上記で想定した事象発生時における燃料の重大な損傷に至る過程を明らかにし、その過程の進展を踏まえて、事象の継続時間を評価することでクリフエッジを特定するとともに、事象進展を防止するための措置の効果を確認する。

4.5.2 評価実施事項

最終ヒートシンク喪失に対して、以下の(1)～(3)の項目について評価を実施する。

- (1) 内的事象PSAの知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- (2) (1)において特定された過程を踏まえ、最終ヒートシンク喪失の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.5.3 評価方法

炉心にある燃料とSFPにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

(1) 最終ヒートシンク喪失時の事象の過程の特定

最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至るまでの過程をイベントツリーで特定し、事故シナリオの分析をするとともに、最終ヒートシンク喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するために使用できる防護措置（緩和システム等）を明らかにする。

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフェッジの所在の特定

(1)において特定した事象の過程に基づき、最終ヒートシンク喪失の継続時間評価を実施する。

評価に当たっては、(1)で特定した防護措置が機能維持している間は、燃料の重大な損傷に至る事象進展を防止できることから、防護措置の機能継続が可能な時間を評価し、クリフェッジの所在を特定する。

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

(1)において特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止または燃料の重大な損傷までの時間余裕増加に関する効果を明らかにする。

また、防護措置の効果を多重防護の観点から確認する。具体的には防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

4.5.4 評価条件

(1) 最終ヒートシンク喪失時には、常用および非常用の海水を取水するポンプ全てが機能喪失することで、間接的に冷却を要する機器も機能喪失するものとし、全ての常用および非常用の海水を取水するポンプの機能は回復しないものとする。ただし、外部電源については健全とする。

(2) 基本的にはプラント外部からの支援は受けられないものと仮定するが、外部からの支援の仕組みや空輸等の輸送手段が確立している場合には、それを含めた評価を実施するものとする。

(3) 最終ヒートシンク喪失発生時の状況として、厳しい運転条件となるように、以下の想定とし、炉心およびSFPを対象として評価を実施する。

- ・除熱機能は、3号機が全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、「運転時」という。）と燃料が原子炉からSFPに全て取り出された状態を初期状態とする場合（以下、「停止時」という。）について評価を実施する。また、評価に用いる最終ヒートシンク喪失時に必要な水量の妥当性について確認する。なお、必要な水量を算出する際の崩壊熱については、原子炉およびSFPともにMOX燃料の装荷を考慮した崩壊熱を評価に用いる。

（添付資料－4. 5. 1）

(4) 複数号機間の相互作用の可能性の考慮として、消防自動車等の燃料は発電所で共通に使用することから、他号機の状況を加味して厳しい状態を想定する。具体的には、消防自動車等の燃料は、発電所で共用としていることから、3号機にとって評価結果が厳しくなるよう、1、2号機においても最終ヒートシンク喪失が発生している状態を仮定し、それぞれ最も評価結果が厳しくなるような運転状態を想定する。また、評価に用いる最終ヒートシンク喪失時における消防自動車等に必要な燃料の妥当性について確認する。なお、ろ過水貯蔵タンク3号および脱塩水タンク3号（以下、この2つのタンクを総称して「淡水タンク」という。）については、1、2号機と3号機間で共用しない。

(5) 評価にあたっては、平成23年9月30日時点の伊方発電所における施設と管理状態を対象として実施する。また、評価にあたって考慮する防護措置は、下記のイ)～ニ)に示す分類で区別し、それぞれの分類における防護措置の効果を明確にする。

- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策（短期）
- ニ) 設備強化対策（緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備）

なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備（上記イ)～ニ)）による防護措置とは区別

する。

(6) 特定した防護措置については、手順の整備および教育・訓練等が実施されているもののみを評価において考慮する。

(7) 最終ヒートシンク喪失時の評価にあたっては、地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。

(8) 継続時間評価において、最終ヒートシンク喪失発生後、炉心については、緊急安全対策として整備した手順に従い、タービン動補助給水ポンプにより1次冷却材温度約170°Cの状態まで移行し、余熱除去系の運転により、崩壊熱除去を継続的に行うものとして評価する。

また、SFPについては、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、SFPを通常水位に維持するものとして評価するが、停止時においては、SFP水浄化冷却系の運転により、崩壊熱除去を継続的に行うものとして評価する。

4.5.5 評価結果

(1) 最終ヒートシンク喪失時の事象の過程の特定

3号機の原子炉補機冷却海水系は、4台の海水ポンプから独立した2系統の海水供給母管に接続される構成となっており、これら4台の海水ポンプおよび循環水ポンプ等の海水を取水するポンプ全てが運転不能となることで、最終ヒートシンク喪失に至る。

最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至るまでの過程として、炉心については、最終ヒートシンク喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによりS/G2次側へ給水を行うことで、S/Gを介して原子炉の冷却が行われる。当該ポンプは補助給水タンク等を水源としているが、タンクへの新たな給水がなければ、タンクの水は枯渇し、以降、S/Gによる除熱は期待できなくなる。さらに、余熱除去系等を用いた崩壊熱除去に失敗することで、除熱機能の喪失に至る。

上記の検討により、炉心における最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.5.1に示す。

起因事象	S/Gへの給水による除熱機能または余熱除去系による除熱機能						状態
	イ)	イ)	ロ)	ニ)	ハ)	ハ)	
	タービン動 または電動 補助給水ポン プの起動 および運転 継続	補助給水タ ンクを水源 とするS/G 給水による 除熱	2次系純水 タンクを水 源とするS /G給水に よる除熱	海水取水用 水中ポンプ による余熱 除去系によ る冷却	淡水タンク を水源とす るS/G給 水による除 熱	海を水源と するS/G 給水による 除熱	

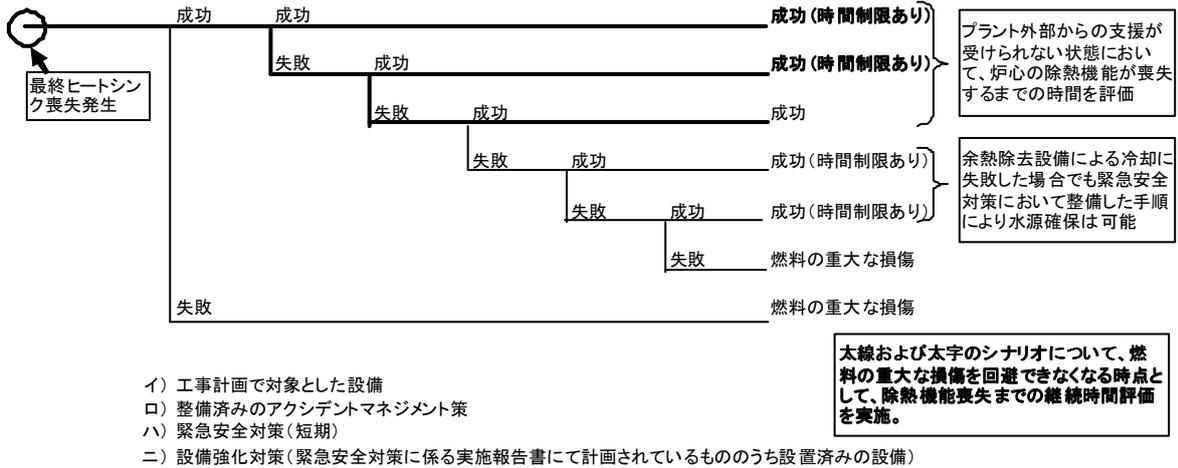


図 4.5.1 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)

事象の過程としてSFPについては、最終ヒートシンク喪失に伴い、冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFPへの給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなった場合、最終的には燃料の重大な損傷に至る。停止時には、SFPの給水機能の喪失に加えて、SFP水浄化冷却系を用いた崩壊熱除去に失敗することで最終的には燃料の重大な損傷に至る。

上記の検討により、SFPにおける最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図 4.5.2 に示す。

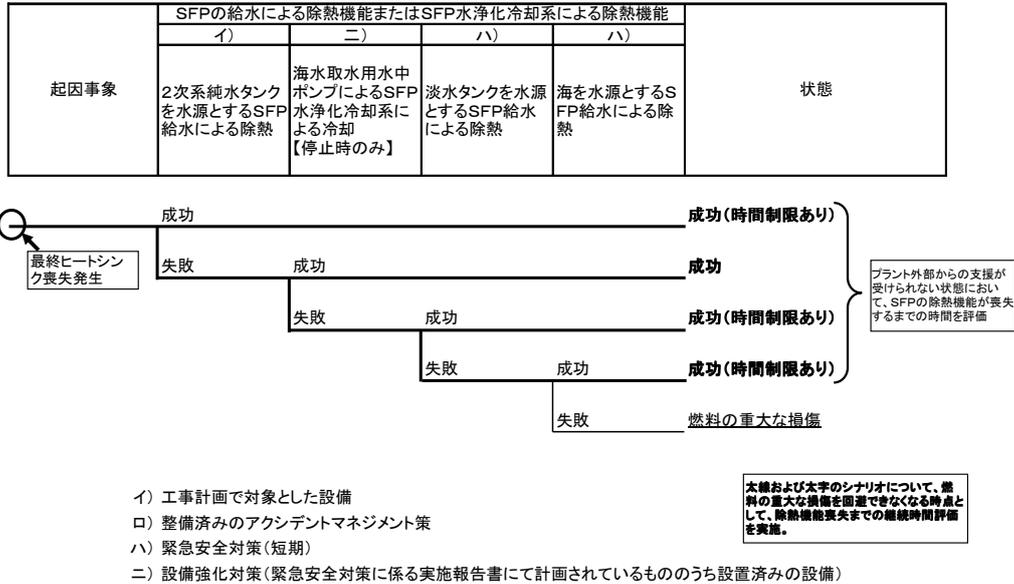


図 4.5.2 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP)

最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程から、炉心およびSFPにある燃料の重大な損傷を防止するための機能とシステムが把握できた。

これらに係る設備は以下のとおりであり、保全プログラムまたは社内マニュアルに従って設備の保全を実施することで健全性の維持および確認を実施している。

○炉心における除熱機能

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンク(ろ過水貯蔵タンク3号、脱塩水タンク3号)、消防自動車、可搬型消防ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、海水取水用水中ポンプ

○SFPにおける除熱機能

2次系純水タンク3号、淡水タンク(ろ過水貯蔵タンク3号、脱塩水タンク3号)、消防自動車、可搬型消防ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、海水取水用水中ポンプ

なお、水源として使用するタンクについては、緊急安全対策策定時に他号機も含めた割り当てを設定しており、評価に用いる保有水量は、補助給水タンクについては保安規定記載値、その他のタンクについては運用水位とした。

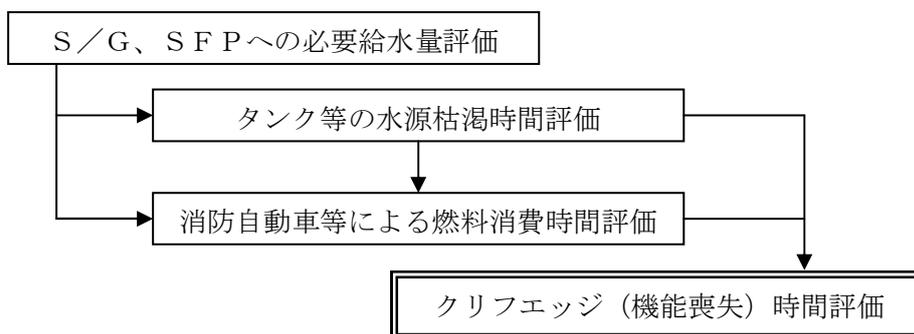
(添付資料－4. 5. 2)

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフェッジ所在の特定

(1)の結果より、最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、炉心およびSFPにおける燃料の重大な損傷を防止するためには、除熱機能が継続する必要がある、その継続可能時間の評価について、以下のa. およびb. に示す通り実施した。

また、継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

< 除熱機能の継続時間評価 >



a. 運転時の継続時間に係る評価およびクリフェッジの特定

(a) 除熱機能継続に係る評価

i. 炉心にある燃料に対する評価結果

運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプが起動し、S/G 2次側への給水を行い、原子炉の冷却を行う。この水源としては、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、補助給水タンクまたは2次系純水タンク3号に補給することで継続的にS/G 2次側への給水を確保することが可能である。なお、S/Gへの補給水源は補助給水タンクを除

いてSFPへの注水評価に用いた水源と同様であり、両者に同時に供給するとして評価した。

(添付資料－3.4.3)

さらに、海水取水用水中ポンプを用いることで炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

2次系純水タンク3号の枯渇までに炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えると想定して、各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については、図4.5.3に示すとおり、補助給水タンクでは約9時間、2次系純水タンク3号へ切り替えることで約4日間継続して給水が可能であり、以降除熱のためのS/Gへの給水は不要となる。

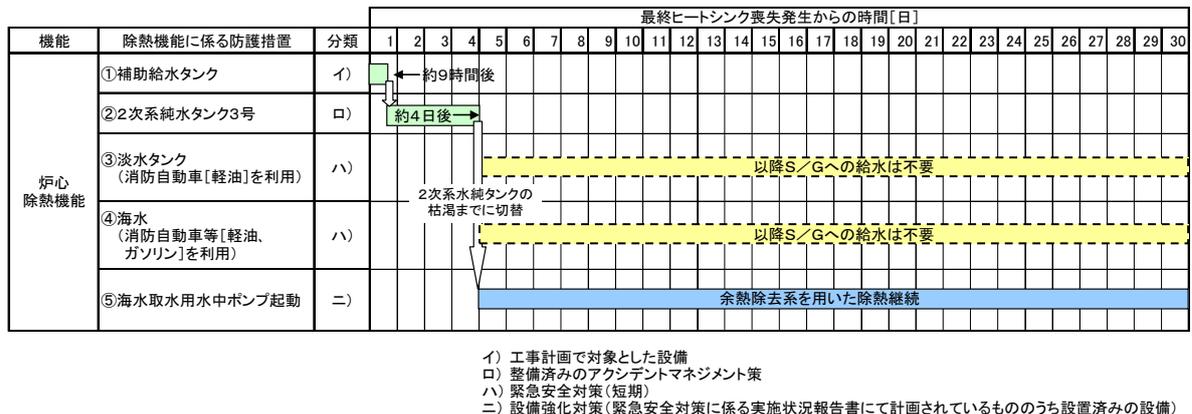


図 4.5.3 運転時の炉心除熱機能継続時間に係る評価結果

ii. SFPにある燃料に対する評価結果

運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、SFPの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、SFPの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、継続的にSFPへの給水を確保することが可能である。なお、SFPへの補給水源はS/Gへの給水評価に用いた水源と同様であり、両者に同時に供給するとして評価した。

(添付資料－3.4.4)

各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については、図 4.5.4 に示すとおり、2次系純水タンク3号では約4日間、淡水タンクへ切り替えることで約28日間となり、最終的に海水に切り替えた場合、水源は無量大となる。

しかし、消防自動車等を用いて淡水もしくは海水を補給する場合は、消防自動車等の運転に必要な燃料（軽油およびガソリン）を補給する必要がある。発電所に備蓄してある軽油（20kℓ）は他号機にも使用するため、4.5.4(4)において記載したとおり各ケースの検討を実施した結果、1、2号機が停止中、3号機が運転中に最終ヒートシンク喪失が発生し、外部からの支援が受けられないと仮定して、図 4.5.4 に示すとおり、淡水タンクの枯渇が発生し、海水を取水する際に使用する可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンの消費が開始される時期が約28日後となることから、3号機における運転中のSFPに関する除熱機能の継続可能時間は約28日間となる。

(添付資料－4.5.3)



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

図 4.5.4 運転時の炉心除熱機能継続時間に係る評価結果

(b) クリフエッジ所在の特定

(a) 除熱機能の継続時間評価より、運転時のクリフエッジは、図 4.5.5 に示すとおり、炉心では存在せず、SFPで除熱機能の継続に必要な可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンが使用開始となる最終ヒートシンク喪失発生から約28日後となる。

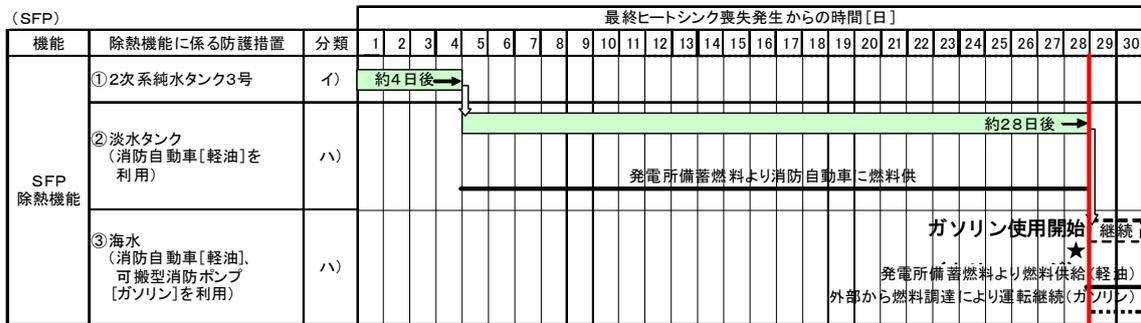


図 4.5.5 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

b. 停止時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 除熱機能継続に係る評価

停止時には炉心の燃料はSFPに取り出されているため、SFPについてのみ評価を行った。

i. SFPにある燃料に対する評価結果

停止時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、SFPの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、SFPの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

水源としては、2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、継続的にSFPへの給水を確保することが可能である。

(添付資料-3.4.4)

さらに、海水取水用水中ポンプを用いることで、使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

2次系純水タンク3号の枯渇までに使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えた場合、2次系純水タンク3号の枯渇時間は図4.5.6に示すとおり、約6日後であり、以後除熱のための直接給水は不要となる。

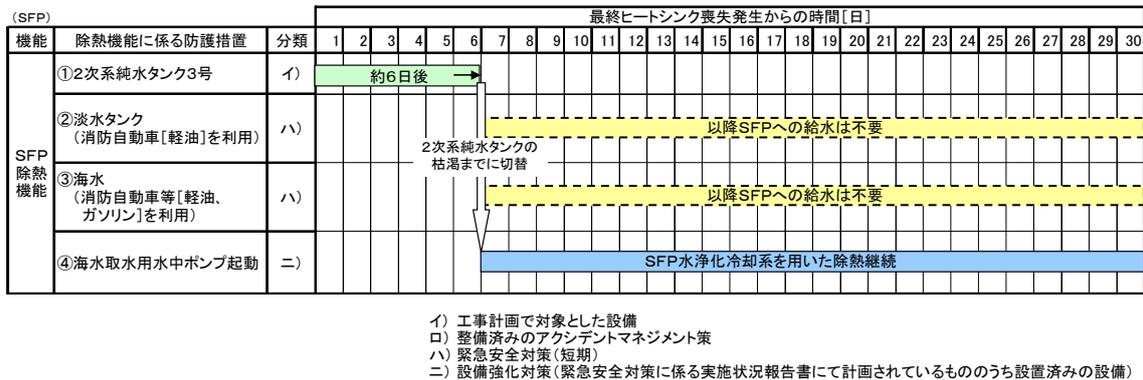


図 4.5.6 停止時のSFP除熱機能継続時間に係る評価結果

(b) クリフエッジ所在の特定

(a) 除熱機能の継続時間評価より、停止時のクリフエッジは、図4.5.7に示すとおり存在しない。

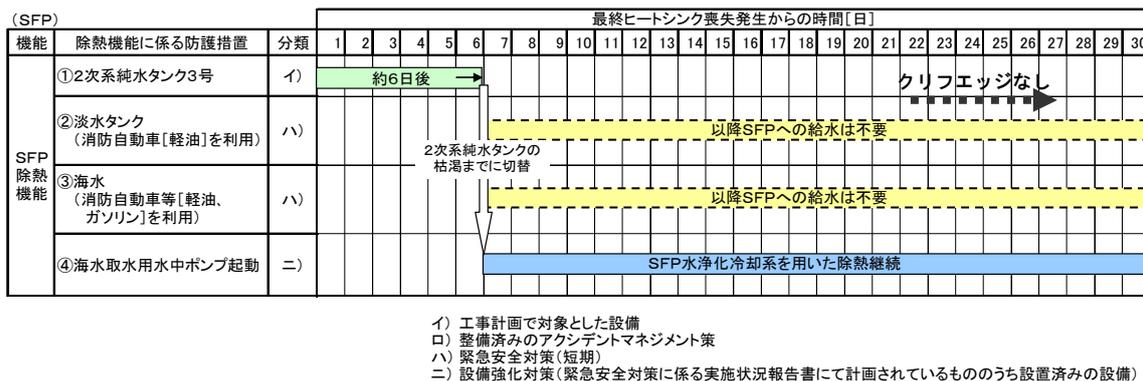


図 4.5.7 停止時のクリフエッジ所在の特定結果

以上の結果により、運転時および停止時のクリフエッジは表4.5.1のとおりとなった。

表 4.5.1 クリフエッジの特定結果

	3号機運転時	3号機停止時
炉心	なし	—*
SFP	約28日後	なし

※：停止時の炉心については、燃料が全てSFPへ取り出されているため評価不要。

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

運転時における炉心およびSFP、停止時におけるSFPそれぞれについて、(1)において特定した防護措置の効果をおよびb. に示すように、緊急安全対策実施前のクリフエッジおよび9月30日時点のクリフエッジを比較することで緊急安全対策と設備強化対策のうち実施済みの設備の効果について、図4.5.8～4.5.10のように評価した。

a. 緊急安全対策前のクリフエッジ

(a) 運転時

炉心およびSFPのクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約4日間であった。

(b) 停止時

SFPのクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約6日間であった。

b. 9月30日時点のクリフエッジ

(a) 運転時

炉心のクリフエッジは(2)において評価したとおり存在せず、SFPのクリフエッジは、可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンの使用開始であり、継続時間は約28日となった。

(b) 停止時

SFPのクリフエッジは(2)において評価したとおり存在しない。

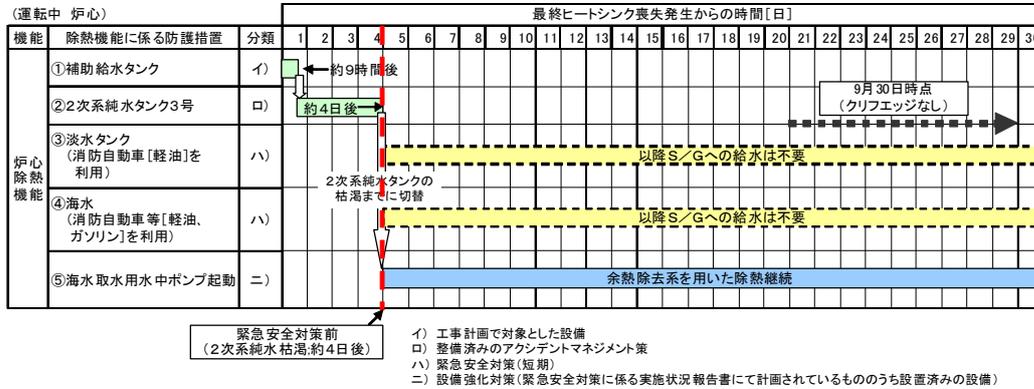


図 4.5.8 運転時の炉心に対する防護措置の効果

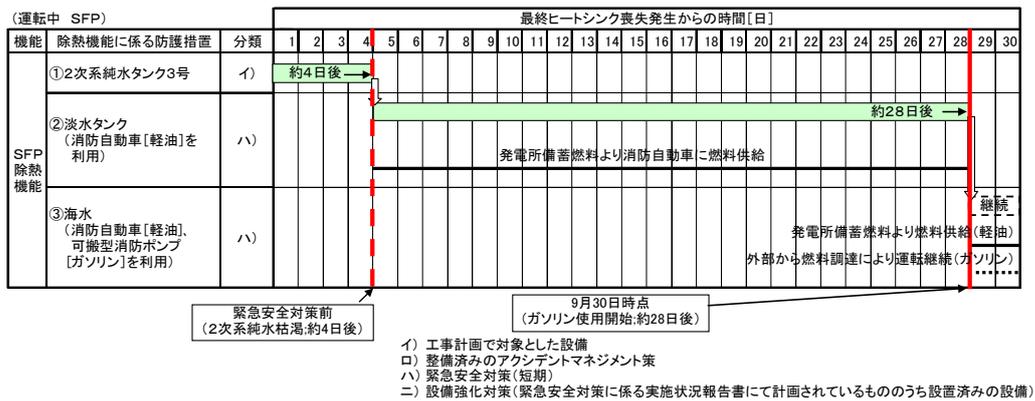


図 4.5.9 運転時のSFPに対する防護措置の効果

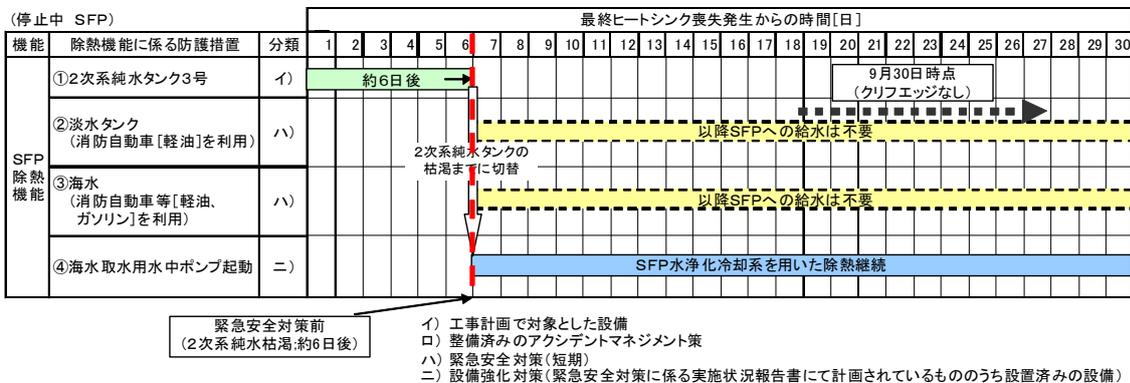


図 4.5.10 停止時のSFPに対する防護措置の効果

上記の a． および b． において評価したクリフエッジおよび防護措置の効果を表 4.5.2 のとおり整理した。

表 4.5.2 防護措置の効果

		緊急安全対策前	9月30日時点
3号機 運転時	炉心	約4日後	なし
	SFP	約4日後	約28日後
3号機 停止時	SFP	約6日後	なし

さらに、このクリフエッジを防止する対策として、発電所への継続的な燃料輸送手段を確立しており、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしている。さらに、陸路による燃料補給が困難な場合を想定して、空路による補給を行うことができる契約を結んでおり、継続して燃料を調達することが可能である。

(添付資料－4.5.4)

4.5.6 結論

4.5.5 で示したとおり、緊急安全対策（短期）および設備強化対策により、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止するための措置を講じた結果、最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、発電所外部からの燃料補給がない場合でも SFP で約 28 日間、炉心においては継続的に除熱機能を維持することができる。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所内に所有していないガソリンの消費が開始されるまでに陸路および空路による継続的な燃料補給を行うことで機能維持が可能である。

最終ヒートシンク喪失時に必要な水量の妥当性

1. まえがき

伊方発電所における最終ヒートシンク喪失時において、蒸気発生器2次側への給水による炉心の崩壊熱除去および使用済燃料ピットへ水を補給することで貯蔵燃料の崩壊熱による水位低下を補うために必要な水量に関する評価を実施した。

2. 評価条件

最終ヒートシンク喪失時において、蒸気発生器および使用済燃料ピットの水源となるタンクの容量を表1に、各タンクの有効水量を表2に示す。

(1) タンク容量および基数

表1 各タンクの容量および基数

タンク名称	3号	(参考)	
		1号	2号
補助給水タンク容量[m ³]	約740 (約740×1基)	約390 (約390×1基)	約390 (約390×1基)
2次系純水タンク容量[m ³]	約3,000 (約3,000×1基)	約1,500 (約1,500×1基)	約1,500 (約1,500×1基)
淡水タンク容量[m ³]	約6,000 (約3,000×2基)	約14,500 (約6,000×2基, 約2,500×1基)	

注: 伊方1, 2号機の場合は補助給水タンクを復水タンクと読み替える。(以下同様)

(2) 各タンクにおける有効水量

表2 各タンクにおける有効水量

供給先	タンク名称	3号	(参考)		備考
			1号	2号	
蒸気発生器	補助給水タンク水量[m ³]	610	305	305	使用可能な水量は保安規定での要求水量とした
蒸気発生器 および 使用済み燃料 ピット	2次系純水タンク水量[m ³]	2,600	1,200	1,200	使用可能な水量はタンクの自動補給開始レベルとした
	淡水タンク水量[m ³]	5,200	6,200	6,200	使用可能な水量はタンクの自動補給開始レベルとし、1,2号機については、それぞれでその水量の50%を使用可能とした

注: 2次系純水タンクおよび淡水タンクの有効水量については、それぞれ3桁目以降を切捨処理とし有効数字2桁で評価した。

(3) 蒸気発生器への必要給水流量算出に用いた崩壊熱の評価

蒸気発生器への必要補給水流量の計算に必要な炉心の崩壊熱の評価は、表3に示すような厳しい前提条件として、核分裂生成物(FP)崩壊熱に関しては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改定)」においてその使用が認められている、日本原子力学会推奨値(不確定性(3σ)込み)を用い、アクチニド崩壊熱に関しては、十分実績のあるORIGEN2コード評価値(不確定性(20%)込み)を用いる。

表3 崩壊熱評価条件

	3号炉	(参考)1, 2号炉
燃焼条件	ウラン燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt% MOX燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 35,000MWd/t 1回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu含有率: 4.1wt%濃縮ウラン相当	ウラン燃料 ・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt%

注1: 1,2号炉は、55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における評価条件。

注2: 3号炉は、MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における評価条件。

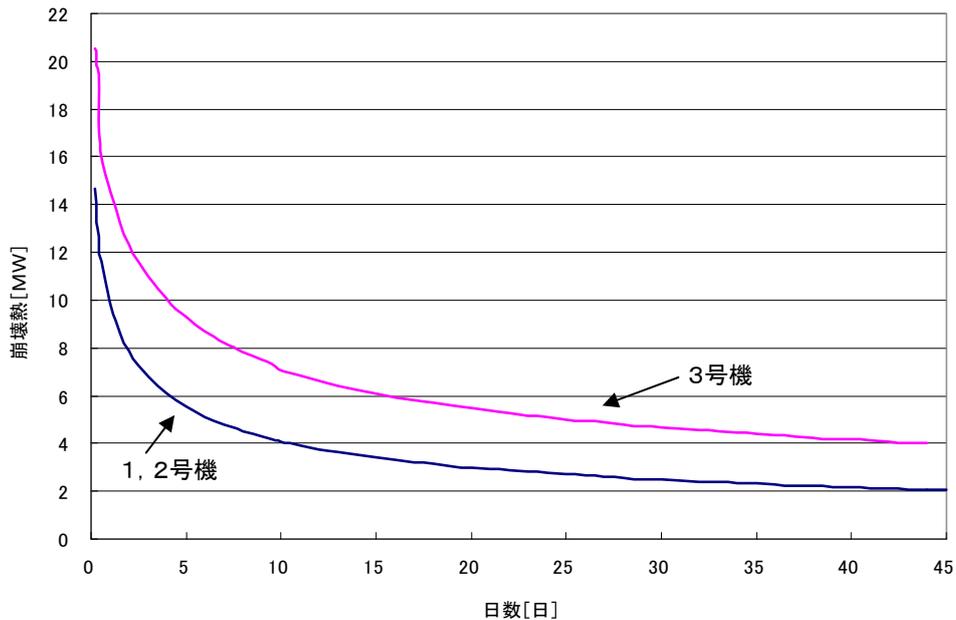


図1 崩壊熱計算結果

(4) 蒸気発生器への必要補給水流量の計算

原子炉を全出力運転状態から、一次冷却材の圧力と温度(高温側)を0.7MPa, 170℃まで冷却するために必要な蒸気発生器への補給水流量を以下の式で計算する。

$$\text{SG必要補給水量} \left[\text{m}^3 \right] = \frac{\text{除熱量}[\text{kJ}]}{([\text{SG2次側飽和蒸気エンタルピー}] - [\text{補給水エンタルピー}]) \times \text{補給水密度}}$$

また、原子炉からの崩壊熱を除去し、一次冷却材の圧力と温度(高温側)を0.7MPa, 170℃に維持するための蒸気発生器への必要補給水流量を以下の式で計算する。

$$\text{SG必要補給水流量} \left[\text{m}^3/\text{h} \right] = \frac{\text{崩壊熱}[\text{kW}] \times 3600}{([\text{SG2次側飽和蒸気エンタルピー}] - [\text{補給水エンタルピー}]) \times \text{補給水密度}}$$

【計算条件】

除熱量: 1次冷却材構成材および冷却材の顕熱等の合計[kJ]

タンク保有水 : 40℃、大気圧

補給水密度 : 992[kg/m³]

SG2次側飽和蒸気エンタルピーと補給水エンタルピーの差: 2578[kJ/kg]

(日本機械学会蒸気表から引用)

(5) 使用済燃料ピットへの必要給水流量算出に用いた崩壊熱の評価

使用済燃料ピットへの必要補給水流量計算は、運転時および停止時について評価を実施した。停止時における燃料の崩壊熱は表4および表5に示すような厳しい前提条件とし、運転時は停止時の条件から1回および2回照射の燃料を炉心に再装荷していることと、取出し後の冷却期間を30日とし、運転開始直後の状態とすることを考慮した。

また、核分裂生成物(FP)崩壊熱に関しては、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改定)」においてその使用が認められている日本原子力学会推奨値(不確定性(3σ)込み)を用い、アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のあるORIGEN2コード評価値(不確定性(20%)込み)を用いる。

表4 崩壊熱評価条件

	3号炉		
	MOX燃料	ウラン燃料	1,2号炉燃料
燃焼条件	・燃焼度: 3回照射燃料 45,000MWd/t 2回照射燃料 35,000MWd/t 1回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu含有率: 4.1wt%濃縮ウラン相当	・燃焼度: 3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度: 4.8wt%	
照射回数	3サイクル照射後取出	同左	同左
運転期間	13ヶ月	同左	同左
停止期間	30日	同左	同左
燃料取出期間	7.5日	同左	2年冷却後輸送

注: 伊方3号炉MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

表5 崩壊熱評価条件(参考)

	1、2号炉
燃焼条件	・燃焼度:3回照射燃料 55,000MWd/t 2回照射燃料 36,700MWd/t 1回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度:4.8wt%
照射回数	3サイクル照射後取出
運転期間	13ヶ月
停止期間	30日
燃料取出期間	9.5日

注:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件

(6)使用済燃料ピットへの必要補給水流量の計算

使用済燃料ピットの冷却機能が喪失することによる使用済燃料ピットの水温上昇および保有水量減少(蒸散)を補うための使用済燃料ピットへの必要補給水流量を以下の式で計算する。

使用済燃料ピット保管の燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸散量 $\Delta V / \Delta t (m^3/h)$ は以下の通りである。

$$\Delta V / \Delta t = (Q \times 3600) / (\rho \times hfg) (m^3/h) \text{※1}$$

$$\rho (\text{飽和水密度}) : 958 \text{kg/m}^3 \text{※2}$$

$$hfg (\text{飽和水蒸発潜熱}) : 2,257 \text{kJ/kg} \text{※2}$$

$$Q (\text{SFP崩壊熱}) : 11,715 \text{kW} (\text{伊方3号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 5,488 \text{kW}]$$

$$: 4,629 \text{kW} (\text{参考、伊方1号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 1,428 \text{kW}]$$

$$: 4,706 \text{kW} (\text{参考、伊方2号炉}) \text{※3} [\text{運転時} : 1,505 \text{kW}]$$

※1 $(\rho \times \Delta V) \text{kg}$ の飽和水が蒸気になるための熱量は $hfg \times (\rho \times \Delta V) (\text{kJ})$ で、使用済燃料の Δt 時間あたりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。なお、保有水は保守的に大気圧下での飽和水(100℃)として評価する。

※2 日本機械学会蒸気表から引用。

※3 表6～表8参照

表6 燃料取出スキーム(3号炉)

取出燃料	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		伊方1, 2号炉燃料		
		燃料数	崩壊熱 (MW)	燃料数	崩壊熱 (MW)	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
定検時取出燃料1	7.5日	16体	0.955	39体	1.670	-	-	-
定検時取出燃料2	7.5日	16体	1.084	39体	1.810	-	-	-
定検時取出燃料3	7.5日	8体*2	0.557	39体	1.941	-	-	-
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.171	39体	0.229	-	-	-
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.126×2
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.061	39体	0.081	1×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.083×2
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.051	39体	0.062	2×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.058×2
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.048	39体	0.052	3×(13ヶ月+30日)+2年	40体×2	0.049×2
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.045	5体	0.006	-	-	-
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.044	-	-	-	-	-
...	-	-	-	-	-
68サイクル冷却済燃料	68×(13ヶ月+30日)+7.5日	16体*1	0.020	-	-	-	-	-
69サイクル冷却済燃料	69×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体*2	0.010	-	-	-	-	-
...	-	-	-	-	-
73サイクル冷却済燃料	73×(13ヶ月+30日)+7.5日	8体*2	0.010	-	-	-	-	-
小計	-	1,168体	5.108	317体	5.975	-	320体	0.632
合計	燃料体数	1805体		崩壊熱 (MW)		11.715		

* 1: 2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 * 2: 3回照射MOX燃料8体

注1: 伊方3号炉MOX燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成16年11月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2: 伊方3号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は1805体。

表7 燃料取出スキーム(参考、1号炉)

取出燃料	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	9.5日	1/3炉心(40体)	1.252
定検時取出燃料2	9.5日	1/3炉心(40体)	1.359
定検時取出燃料3	9.5日	1/3炉心(41体)	1.501
1サイクル冷却済み燃料	1×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.195
2サイクル冷却済み燃料	2×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.108
3サイクル冷却済み燃料	3×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.071
4サイクル冷却済み燃料	4×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.055
5サイクル冷却済み燃料	5×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.047
6サイクル冷却済み燃料	6×(13ヶ月+30日)+9.5日	39体	0.041
合計	—	360体	4.629

注1:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2:伊方1号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は360体。

表8 燃料取出スキーム(参考、2号炉)

取出燃料	冷却期間	燃料数	崩壊熱(MW)
定検時取出燃料1	9.5日	1/3炉心(40体)	1.252
定検時取出燃料2	9.5日	1/3炉心(40体)	1.359
定検時取出燃料3	9.5日	1/3炉心(41体)	1.501
1サイクル冷却済み燃料	1×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.195
2サイクル冷却済み燃料	2×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.108
3サイクル冷却済み燃料	3×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.071
4サイクル冷却済み燃料	4×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.055
5サイクル冷却済み燃料	5×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.047
6サイクル冷却済み燃料	6×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.042
7サイクル冷却済み燃料	7×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.038
8サイクル冷却済み燃料	8×(13ヶ月+30日)+9.5日	1/3炉心(40体)	0.036
9サイクル冷却済み燃料	9×(13ヶ月+30日)+9.5日	3体	0.002
合計	—	444体	4.706

注1:伊方1,2,3号炉55,000MWd/t燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成14年4月申請)安全審査における使用済燃料ピット冷却設備の評価条件。

注2:伊方2号炉の使用済燃料ピットの燃料保管容量は444体。

3. 評価結果(運転中)

2. に示した評価条件を用いて蒸気発生器および使用済燃料ピットへの必要補給水流量を評価した結果を示す。

水源切替時等の必要流量を表9に、必要流量を用いて算出した各タンクの使用可能期間を表10に、それぞれの経過日数による変化を図2～図7に示す。

また、淡水タンクからの補給流量および海からの補給流量の測定結果を表11に示す。

(1) 水源切替時等の必要流量

表9 水源切替時等の必要流量

		使用済燃料ピット補給開始時の必要流量	2次系純水タンクへ切り替える際の必要流量	淡水タンクへ切り替える際の必要流量	海水へ切り替える際の必要流量
3号機		約34m ³ /h	約29m ³ /h	約9m ³ /h	約9m ³ /h
参考	1号機	約14m ³ /h	約21m ³ /h	約11m ³ /h	約6m ³ /h
	2号機	約13m ³ /h	約21m ³ /h	約11m ³ /h	約6m ³ /h

注1: 3号機評価結果のうち、使用済燃料ピット補給開始時の必要流量は蒸気発生器および使用済燃料ピット両者に供給した場合を、それ以降の切り替え時の必要流量は使用済燃料ピットのみに供給した場合の必要流量を示す。

注2: 使用済燃料ピットへの補給量評価は、安全審査等で使用済燃料ピット冷却性評価に用いる設計熱負荷をベースに評価した。

(2) 使用可能期間

表10 各タンクの使用可能期間

		補助給水タンクでの給水可能時間	2次系純水タンクからの給水可能日数	淡水タンクからの給水可能日数
3号機		約9時間	+約4日	+約24日
参考	1号機	約5時間	+約4日	+約36日
	2号機	約5時間	+約4日	+約36日

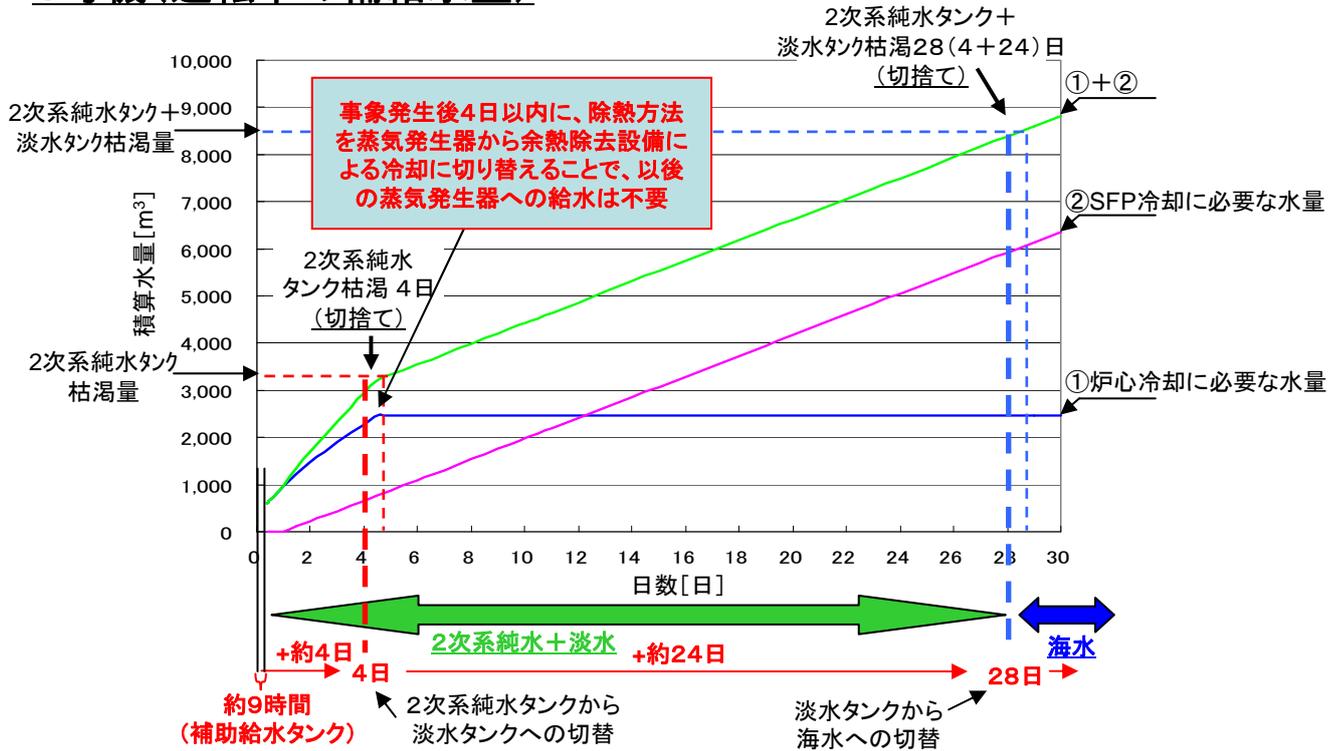
(3) 流量測定結果

表11 流量測定結果

		淡水タンクからの補給流量	海からの補給流量
3号機		約39m ³ /h	約42m ³ /h
参考	1号機	約28m ³ /h	約34m ³ /h
	2号機	約29m ³ /h	約41m ³ /h

注: 各水源からの補給流量のうち、最も流量の少ない経路の測定値を記載した。

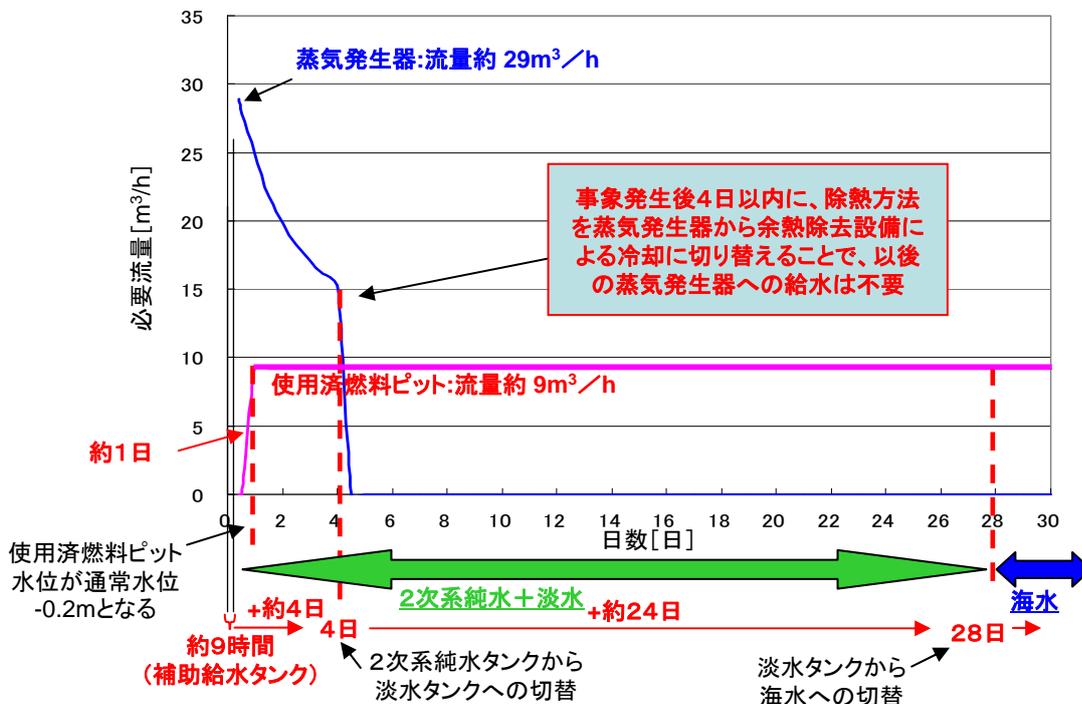
3号機(運転中の補給水量)



注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図2 3号機運転中における補給水量

3号機(運転中の補給水流量)



注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図3 3号機運転中における補給水流量

(参考)

1号機(運転中の補給水量)

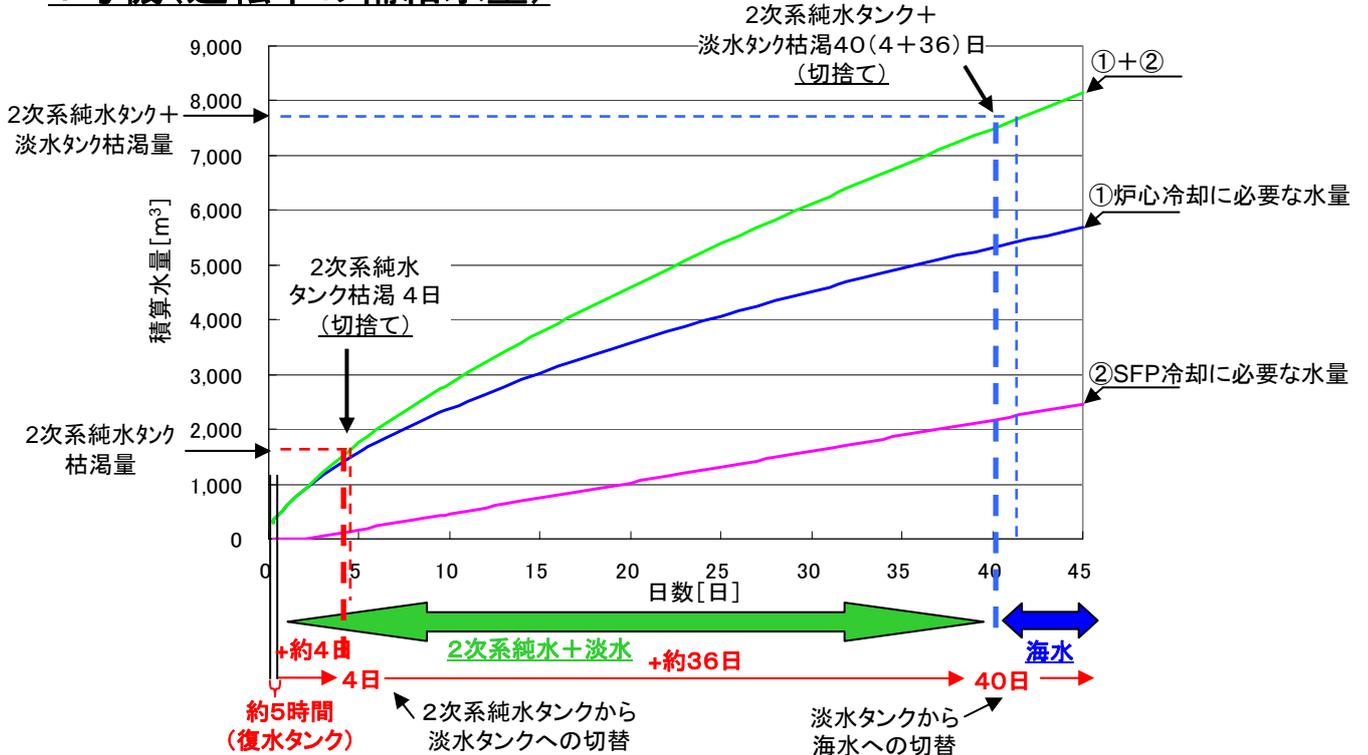


図4 1号機運転中における補給水量

(参考)

1号機(運転中の補給水流量)

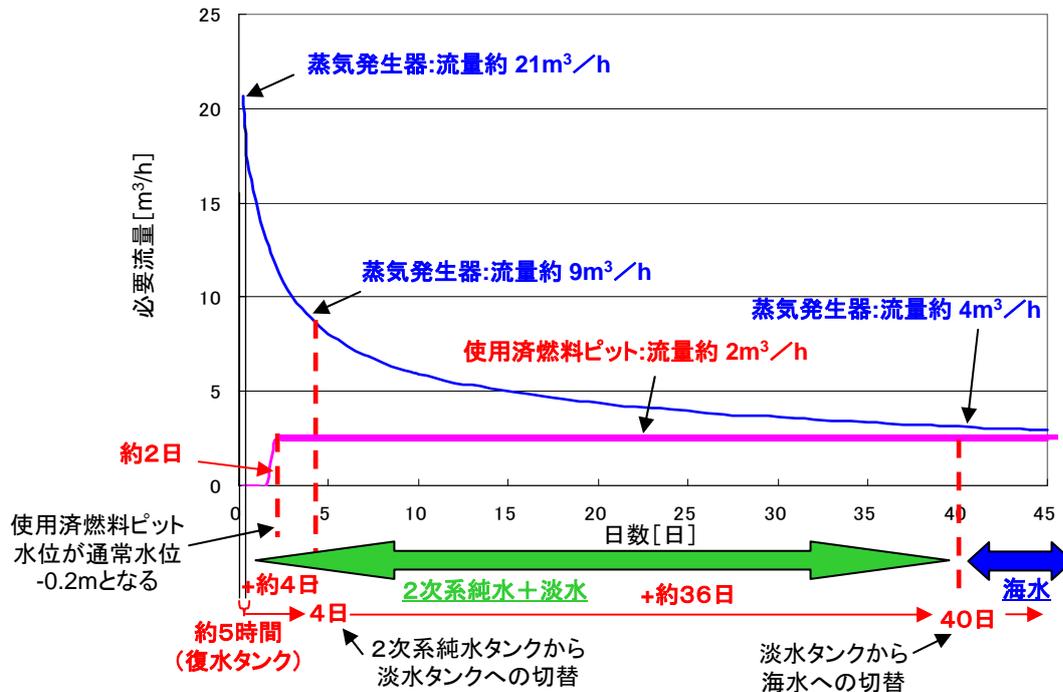
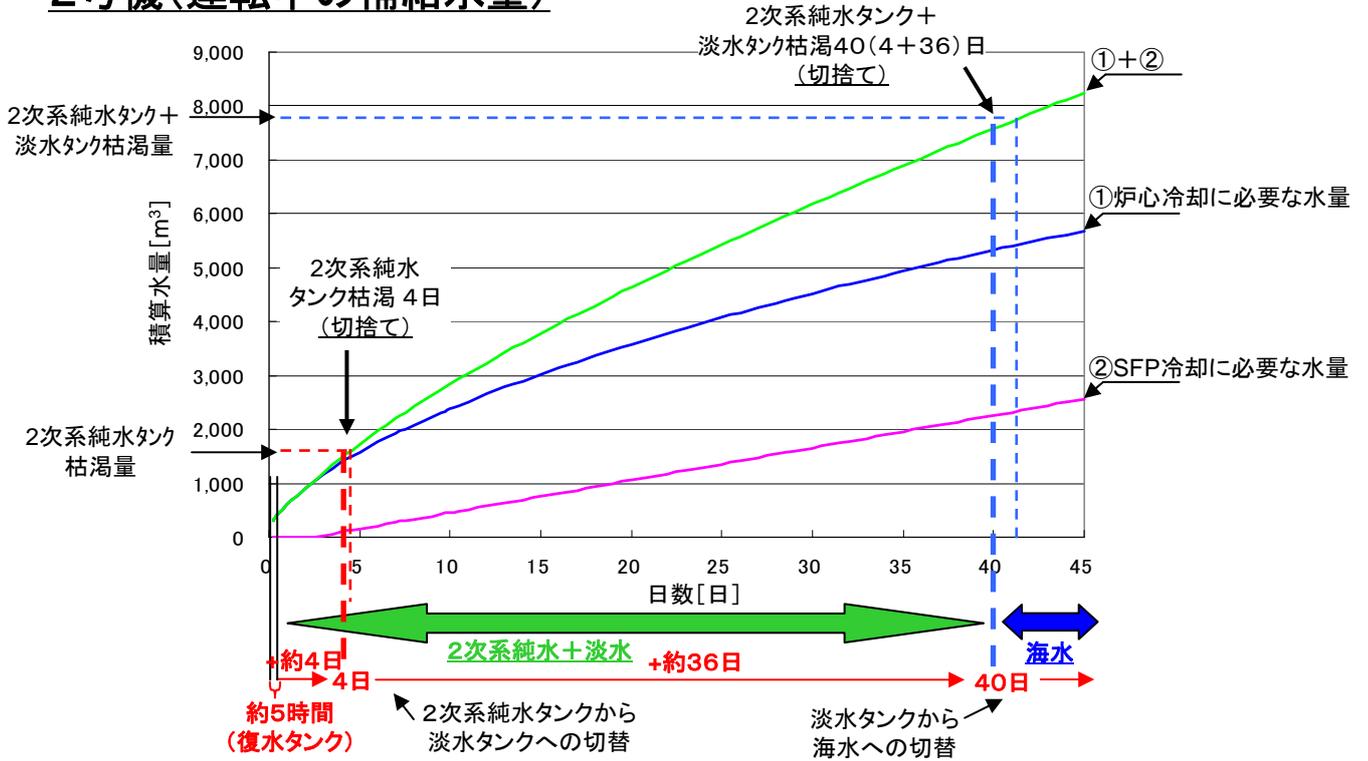


図5 1号機運転中における補給水流量

(参考)

2号機(運転中の補給水量)

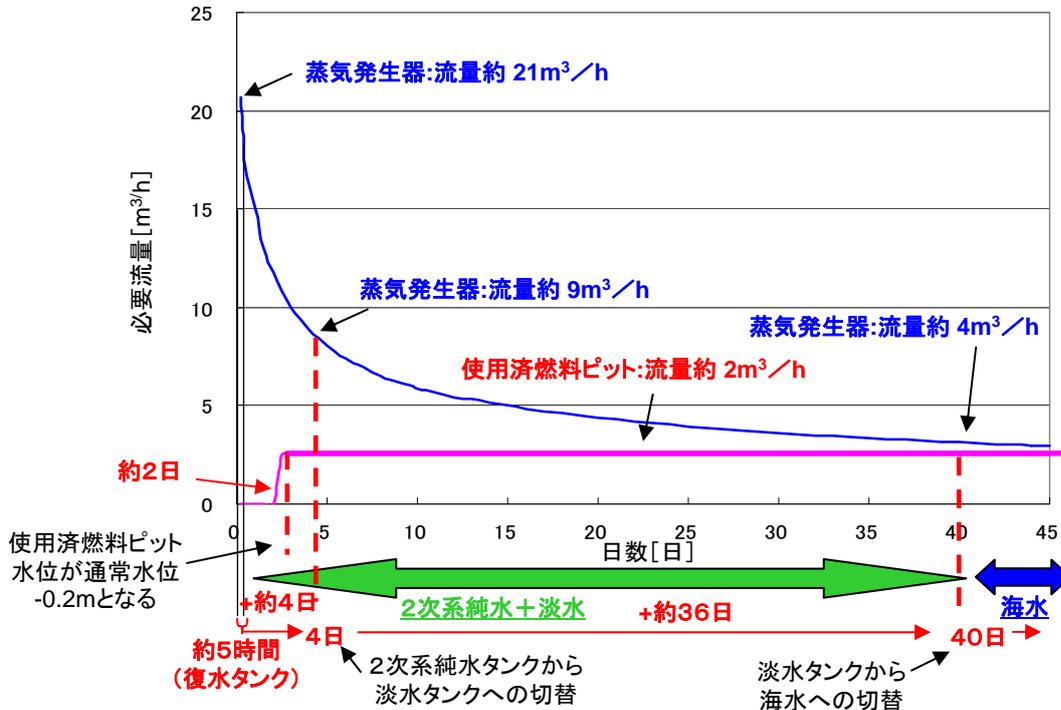


注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した

図6 2号機運転中における補給水量

(参考)

2号機(運転中の補給水流量)



注: 事象発生から各水源の切替までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図7 2号機運転中における補給水流量

4. 評価結果(定検中)

2. に示した評価条件を用いて評価した使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量を表12に、必要流量を用いて算出した各タンクの使用可能期間を表13に、使用済燃料ピットへの補給が無い場合における燃料露出までの日数を表14に、それぞれの経過日数による変化を図8～図10に示す。

(1) 使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量

表12 使用済燃料ピットの水位維持に必要な流量

	3号機	(参考)	
		1号機	2号機
必要補給流量[m ³ /h]	約19.5	約7.7	約7.8

注: 上記評価結果は安全審査等で使用済燃料ピット冷却性評価に用いる設計熱負荷で評価した。

(2) 使用可能期間

表13 使用可能期間

		使用済燃料ピット水位NWLから-20cmまでの所要時間	2次系純水タンクからの給水可能日数	燃料取替用水タンクからの給水可能日数	淡水タンクからの給水可能日数
3号機		約10時間	約5.5日	—	—
参考	1号機	約13時間	約6日	—	+約33日
	2号機	約17時間	約6日	—	+約33日

注1: 上記評価結果は使用済燃料ピットのみにも供給した場合の給水可能期間を示す。

注2: 燃料取替用水タンクからの補給は保守的に無視した。

(3) 全給水不能時の使用済燃料ピットにおける燃料露出までの所要日数

表14 燃料露出までの所要日数

	3号機	(参考)	
		1号機	2号機
定検中[日]	約4.4	約5.1	約6.0
運転中[日](参考)	約7.7	約14.0	約16.1

注: 上記評価結果はスロッシングによる溢水量を使用済燃料ピット保有水量から差し引いた値で評価した。

3号機(定検中の補給水流量)

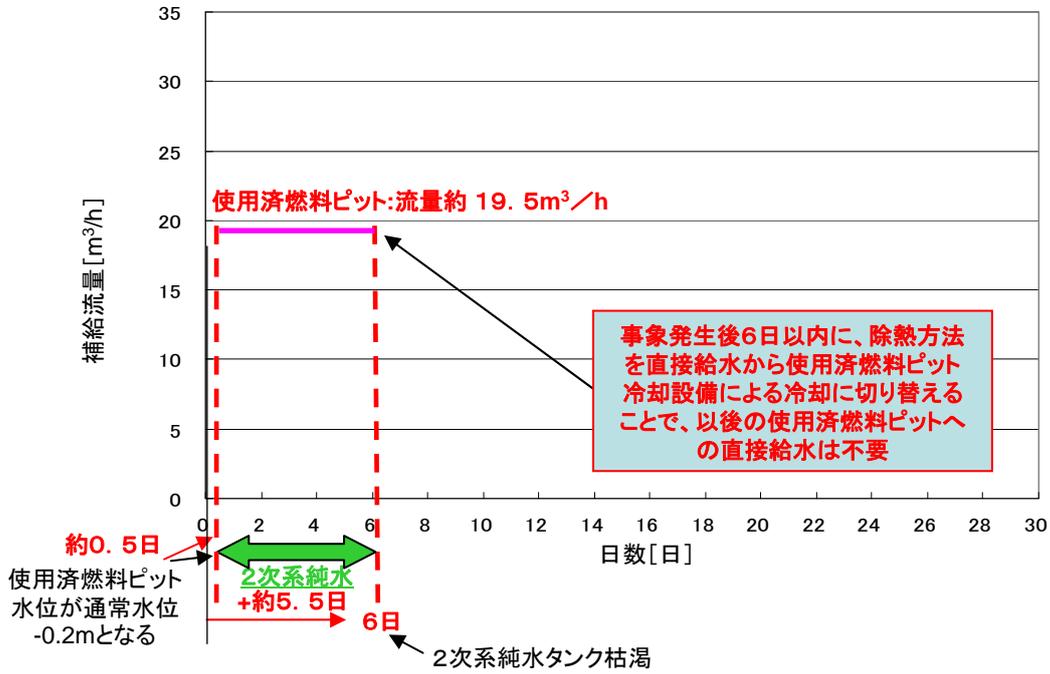
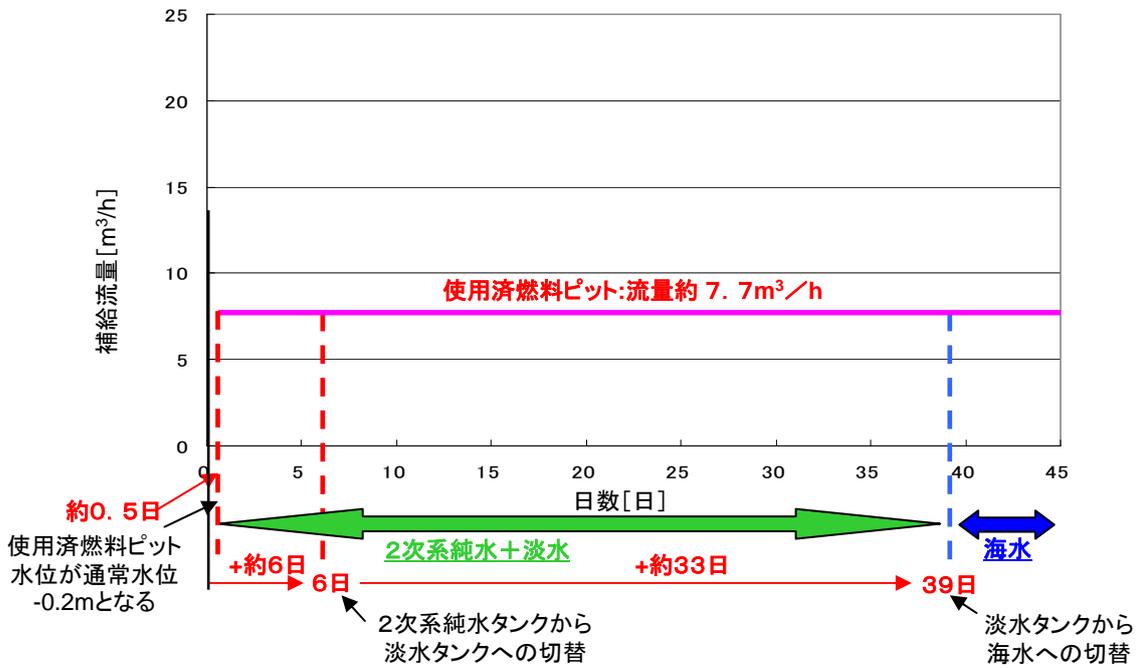


図8 3号機定検中における補給水流量

(参考)

1号機(定検中の補給水流量)

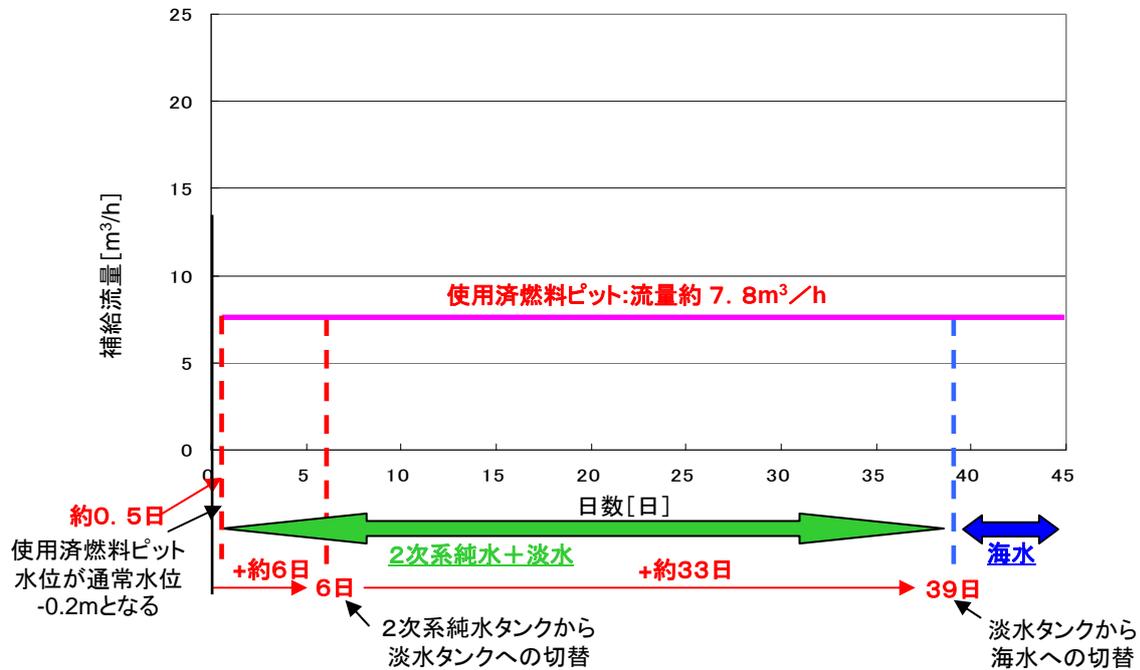


注: 事象発生から所内水源の枯渇までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図9 1号機定検中における補給水流量

(参考)

2号機(定検中の補給水流量)



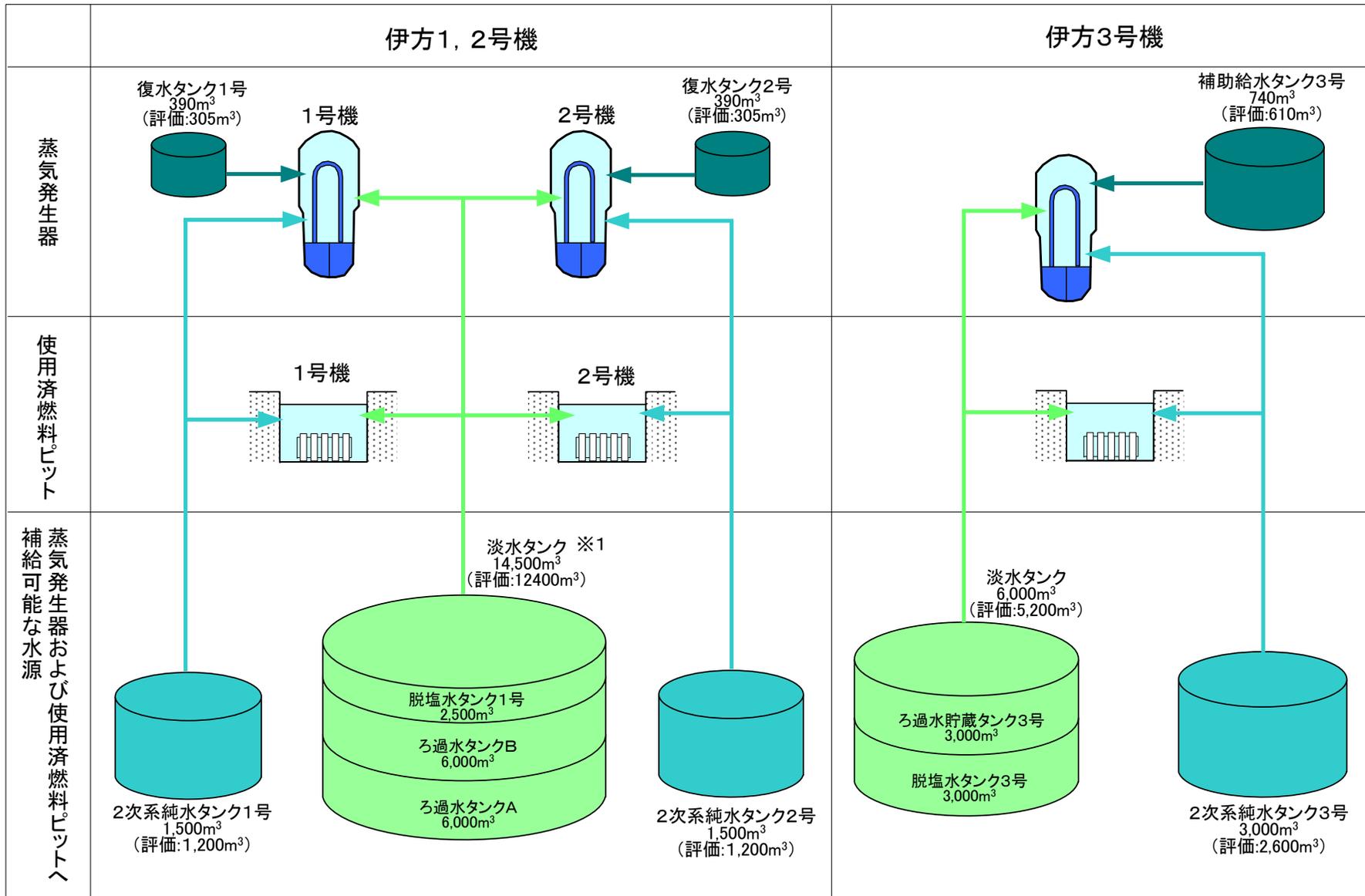
注: 事象発生から所内水源の枯渇までの日数は小数点以下を切捨処理した。

図10 2号機定検中における補給水流量

5. まとめ

蒸気発生器および使用済燃料ピットへの必要補給水流量の評価結果および流量測定の結果から、最終ヒートシンク喪失時において、蒸気発生器2次側への給水による炉心の崩壊熱除去および使用済燃料ピットへ水を補給することで貯蔵燃料の崩壊熱による水位低下を補うことが継続的に可能であることを確認できた。また、緊急安全対策(短期)および実施済みの中長期対策の効果を確認することができた。

伊方発電所の使用可能な水源の割り当て(運転時)

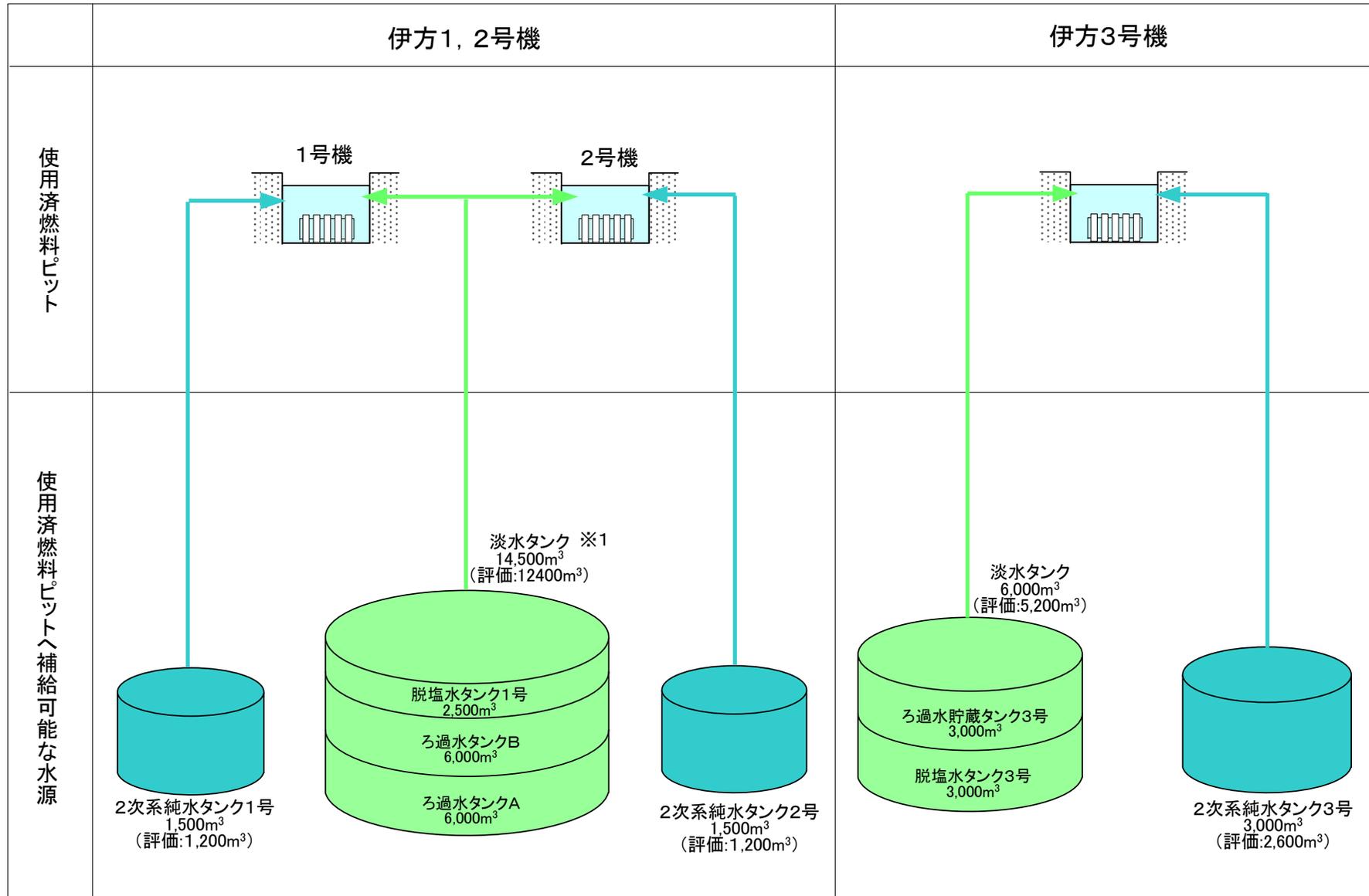


4-5-28

添付資料-4. 5. 2(1/2)

※1: 1、2号機共用の水源については、それぞれ50%を割り当てる
 ※2: 本資料で示している矢印は水源の割り当てを示しており、実際の補給経路とは異なる

伊方発電所の使用可能な水源の割り当て(停止時)



4-5-29

添付資料-4. 5. 2(2/2)

※1: 1、2号機共用の水源については、それぞれ50%を割り当てる
 ※2: 本資料で示している矢印は水源の割り当てを示しており、実際の補給経路とは異なる

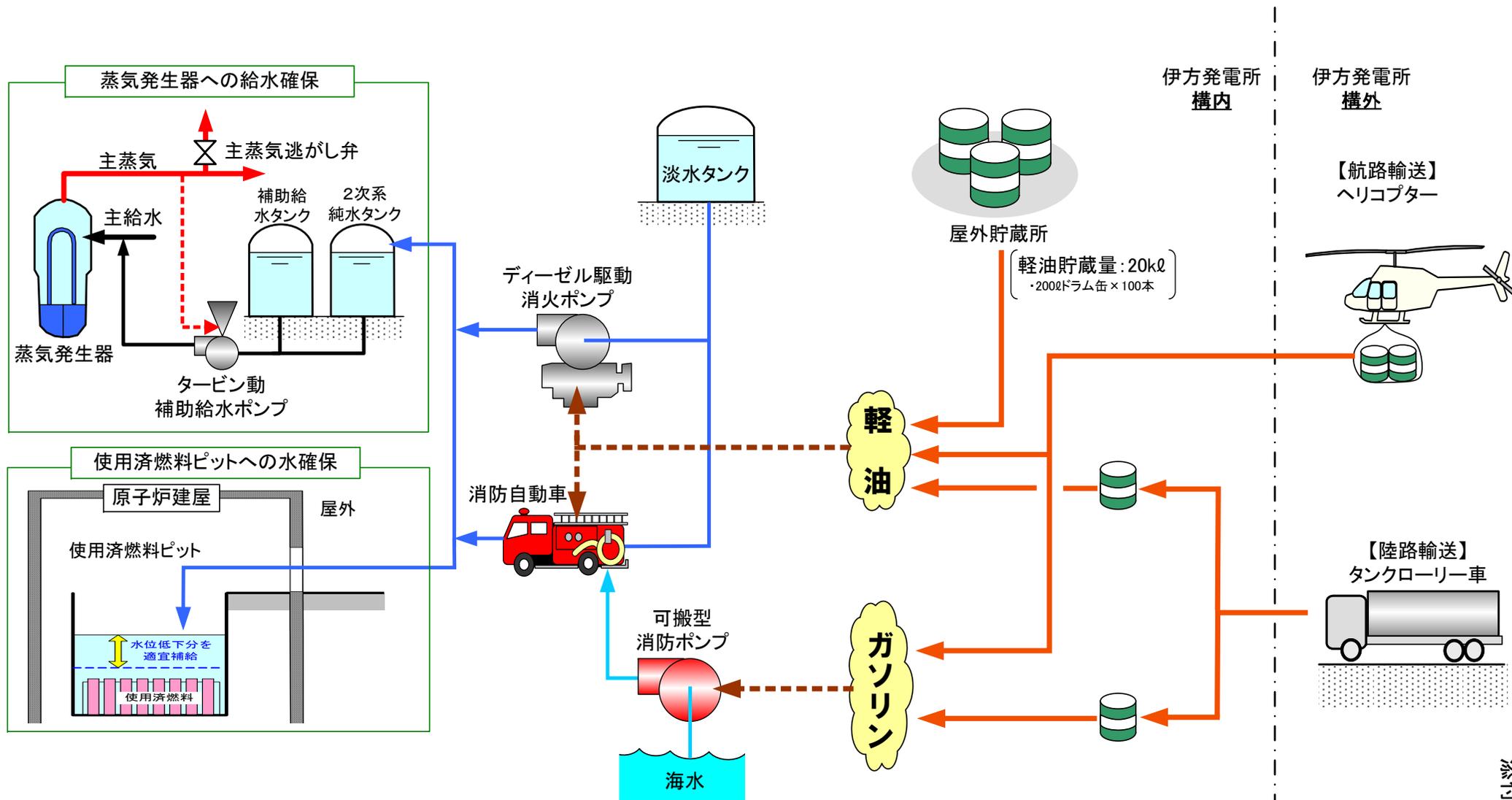
最終ヒートシンク喪失時のプラント運転状態による燃料枯渇時間

パターン	プラント運転状態			燃料の枯渇日数(日)	
	1号機	2号機	3号機	軽油 (消防自動車)	ガソリン (可搬型消防ポンプ)
①	運転中	運転中	運転中	44.6	28
②	停止中	停止中	停止中	50以上	39
③	運転中	運転中	停止中	50以上	40
④	停止中	停止中	運転中	43.1	28
⑤	停止中	運転中	運転中	43.7	28
⑥	運転中	停止中	運転中	43.7	28
⑦	停止中	運転中	停止中	50以上	39
⑧	運転中	停止中	停止中	50以上	39

4-5-30

添付資料-4.5.3

最終ヒートシンク喪失時における外部からの燃料補給方法



4-5-31

4.6 その他のシビアアクシデント・マネジメント

4.6.1 評価の概要

シビアアクシデント・マネジメントとは、設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷するおそれのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能またはそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大することを防止するため、もしくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するためにとられる措置である。

当社は、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉事故以降、電力自主保安の立場からシビアアクシデント・マネジメントの検討を積極的に進め、発電所内に現有する設備を有効活用することにより適切な対応が可能となるよう、手順書を整備、充実するとともに、教育等を実施してきた。

平成4年5月には、原子力安全委員会において、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」により、原子炉施設の安全性を一層向上させるため、電気事業者において効果的なシビアアクシデント・マネジメントを自主的に整備することを奨励するとの見解が示された。同年7月には、通商産業省(当時)より、「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」により、電気事業者に対して、自主的な保安措置として従来から実施してきたシビアアクシデント・マネジメントの整備を引き続き進めるよう要請がなされた。

これらを受け、当時建設中の伊方発電所第3号機において、確率論的安全評価(以下、「PSA」という。)を実施し、PSAから得られた知見およびシビアアクシデント時の事象に関する知見等に基づき、原子力発電所の安全性を一層向上させるため、さらなるシビアアクシデント・マネジメントの整備を行う方針をAM検討報告書として平成6年3月にとりまとめた。

この整備方針に基づき、シビアアクシデント・マネジメントを実効的に行うため、必要に応じて設備面の充実を図った他、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含めたシビアアクシデント・マネジメントの整備を平成11年9月に完了し、AM整備報告書として平成14年5月にとりまとめている。

その他のシビアアクシデント・マネジメントの評価においては、これまでに整備しているAM検討報告書およびAM整備報告書にてとりまとめた対策に加え、緊急安全対策およびシビアアクシデントへの対応に関する措置についてその効果を確認する。

4.6.2 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」で規定し、伊方発電所第3号機において整備しているシビアアクシデント・マネジメント対策（燃料の重大な損傷を防止するための措置、放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置）について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.6.3 評価方法

(1) 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

内的事象P S Aで想定した起因事象を対象に防護措置を明らかにして、燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、それぞれの事象に係る防護措置の有効性を確認する。具体的には、以下の項目について確認する。

- a. 発電所の系統構成およびその安全機能
- b. 防護措置の整備状況
- c. 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性
- d. 組織体制および手順書の整備、教育および訓練の状況

(2) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

抽出された防護措置については、多重防護の観点からその効果を確認する。また、防護措置が機能喪失した場合にその機能を代替する防護措置を明確にし、防護措置の種類と数を確認する。

4.6.4 評価条件

(1) 評価にあたっては、地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。

(2) イベントツリーの確認にあたっては、防護措置の復旧は考慮しない。

(3) 評価にあたって考慮する防護措置は、下記のイ)～ニ)に示す分類で区別する。

- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策（短期）またはシビアアクシデントへの対応に関する措

置

ニ) 設備強化対策 (緊急安全対策に係る実施状況報告書またはシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備 (上記のイ) ~ニ)) による防護措置とは区別する。

4.6.5 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

4.6.5.1 発電所の系統構成およびその安全機能

伊方発電所第3号機の主な系統構成は、図4.6.1に示すとおりである。

プラントは、安全確保のため「多重防護」を基本的な考え方として、

- ・異常の発生防止
- ・異常の拡大および事故への進展の防止
- ・周辺への放射性物質の異常放出の防止

の観点から設計されている。

プラントの安全機能としては、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」が求められ、それぞれの機能は、多重性または多様性を確保した以下の各種機器、系統により達成される。

- ・原子炉の停止機能
制御棒クラスタ、安全保護系等
- ・炉心冷却機能
1次冷却系、高圧注入系、蓄圧注入系および低圧注入系からなるECCS、S/G、補助給水系、主蒸気系の安全弁等
- ・放射性物質の閉じ込め機能
格納容器、格納容器スプレイ系等

さらにこれらの安全機能をサポートする系統として電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等を備えている。

なお、これらの系統については、具体的には第3章「3.1.2 伊方発電所第3号機の設備概要」において説明している。

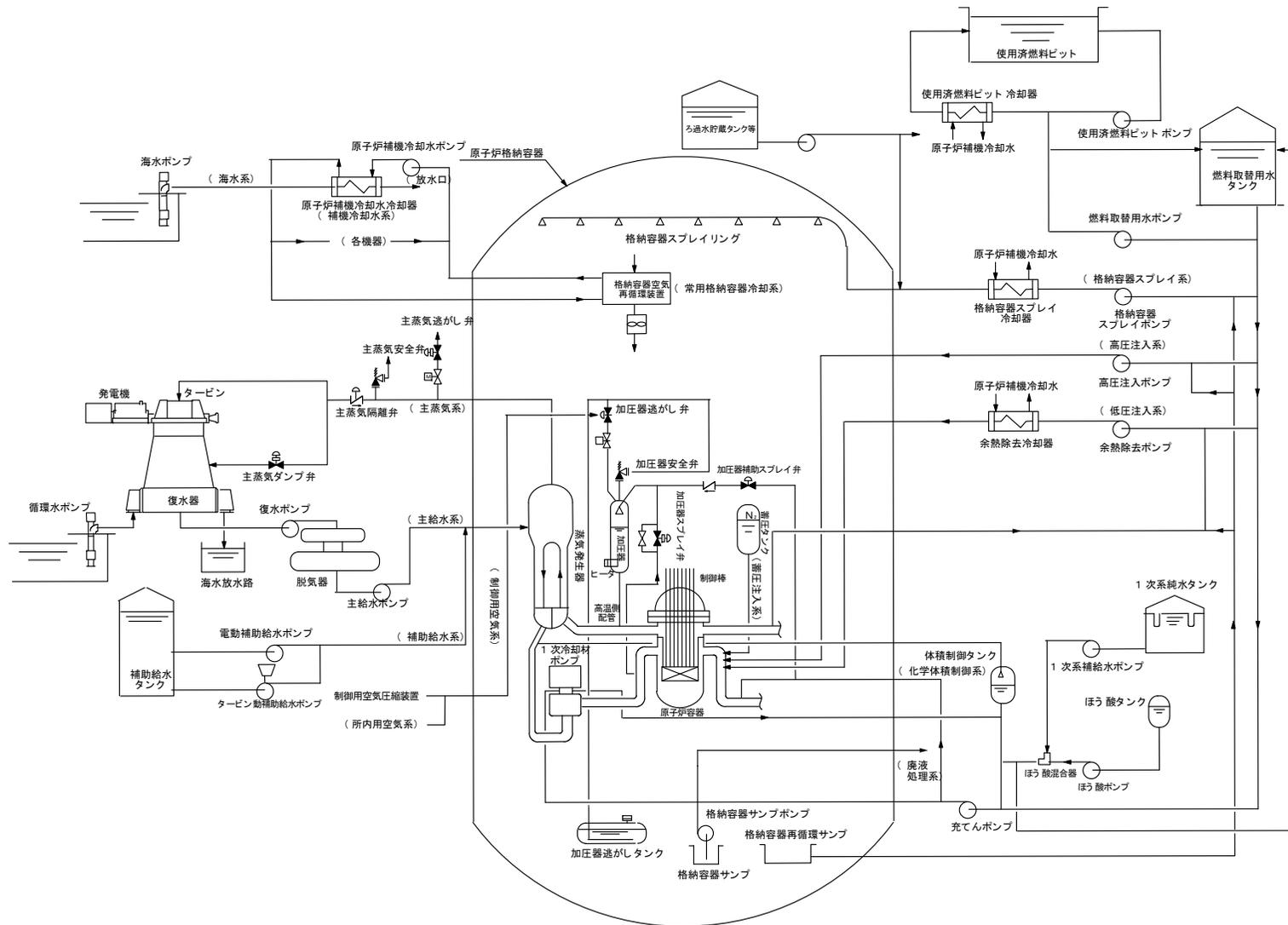


図 4. 6. 1 伊方発電所第 3 号機基本系統図

4.6.5.2 防護措置の整備状況

過去の技術検討の結果、防護措置としては、AM検討報告書およびAM整備報告書において整備した対策、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置がある。なお、詳細については、それぞれ第3章の「3.3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策」、「3.4 緊急安全対策」、「3.5 シビアアクシデントへの対応」においてまとめている。

(1) AM検討報告書およびAM整備報告書において整備した防護措置

AM検討報告書およびAM整備報告書においてAM策として整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態として

- ・炉心損傷（燃料の重大な損傷）
- ・格納容器機能喪失（放射性物質の大規模な放出）

を想定し、当該の事態に至る事象進展を整理することによりその要因を抽出し、事象の進展を防止するために使用できる措置をまとめることにより得たものである。要因の抽出にあたっては、内的事象P S Aで想定した起因事象を対象に主要な事象進展を想定し、炉心損傷については7種のカテゴリー（E C C S注入機能喪失、E C C S再循環機能喪失、格納容器の除熱機能喪失、漏えい箇所の隔離機能喪失、2次系からの除熱機能喪失、安全機能のサポート機能喪失、原子炉停止機能喪失）、格納容器機能喪失については9種のカテゴリー（水蒸気爆発、可燃性ガスの高濃度での燃焼、水蒸気（崩壊熱）による過圧、格納容器雰囲気直接加熱、格納容器への直接接触、コンクリート侵食、貫通部過温、格納容器隔離機能喪失、漏えい箇所の隔離機能喪失）に分類した。（添付資料－4．6．1）

なお、内的事象P S Aで想定した起因事象とは、

- ・大破断L O C A
- ・中破断L O C A
- ・小破断L O C A
- ・余熱除去系隔離弁L O C A
- ・主給水喪失
- ・外部電源喪失
- ・A T W S（Anticipated Transient Without Scram：スクラム失敗事象）
- ・2次冷却系の破断
- ・蒸気発生器伝熱管破損
- ・過渡事象
- ・補機冷却水の喪失

・手動停止

であり、既存のP S A研究、安全評価審査指針で想定されている運転時の異常な過渡変化および事故事象で考えられている起因事象等から選定したものである。(添付資料－4. 6. 2)

抽出された要因に対してまとめた防護措置は以下のとおりである。

(添付資料－4. 6. 3)

a. 原子炉の停止機能に係る対策

①手動原子炉トリップ、②緊急ほう酸注入、③緊急2次系冷却、④緊急2次系冷却の多様化

b. 炉心冷却機能に係る対策

①代替注入、②2次系強制冷却による低圧注入、③2次系強制冷却による低圧再循環、④2次系強制冷却によるサンプル水冷却、⑤水源補給による注入継続、⑥代替格納容器気相冷却、⑦1次系注水・減圧、⑧代替給水、⑨2次系水源補給、⑩フィードアンドブリード、⑪主蒸気ダンプ系の活用、⑫代替再循環、⑬格納容器内自然対流冷却、⑭代替補機冷却、⑮クールダウン&リサーキュレーション

c. 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策

①代替格納容器気相冷却、②格納容器手動隔離、③格納容器内自然対流冷却、④格納容器内注水、⑤1次系強制減圧

d. 安全機能のサポート機能に係る対策

①電源復旧、②直流電源確保、③補機冷却水系回復、④代替制御用空気供給、⑤代替補機冷却、⑥号機間電源融通

(2) 緊急安全対策

緊急安全対策としては、津波により3つの機能(全交流電源、海水冷却機能およびS F Pの冷却機能)を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止することができるよう、次の対策を整備している。

- ・ a-①電源車等による電源応急復旧(電源車の配備)
- ・ a-②電源車等による電源応急復旧(外部電源の多様化)
- ・ a-③S/Gへの給水確保
- ・ a-④S F Pへの水補給
- ・ a-⑤代替海水供給

(3) シビアアクシデントへの対応に関する措置

シビアアクシデントへの対応に関する措置としては、万一シビアアクシデ

ントが発生した場合でも迅速に対応するため、次の対策を整備している。

- ・b-①中央制御室の作業環境の確保
- ・b-②緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ・b-③高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- ・b-④水素爆発防止対策
- ・b-⑤がれき撤去用の重機の配備

これらの防護措置に係る系統概要を機能別に整理した。

(添付資料－4. 6. 4)

また、防護措置の整備状況について、その対策の概要、所定の機能を確保するうえで必要となる主な系統等を整理した。(添付資料－4. 6. 5)

これらの防護措置については、概ね工事計画の対象となっている現有設備を利用したものであるが、

- ・「代替再循環」に係る再循環サンプ隔離弁バイパスライン
- ・「代替補機冷却」に係る空調用冷凍機から余熱除去ポンプの補機冷却水系への供給・戻り連絡配管
- ・「格納容器内自然対流冷却」に係る格納容器再循環ユニットのダクト開放機構、格納容器広域圧力計および原子炉補機冷却水を窒素加圧するための加圧用配管、現地圧力計
- ・「格納容器内注水」に係る消火水系と格納容器スプレイ系を接続するライン

については、AM策の整備に伴い、設備改造を行っている。

これらの防護措置に係る設備については、保安規定で定めた保守管理計画に基づいて保全を実施している。具体的には、設備に適応した保全プログラムを策定し、これに基づく保全を実施し、設備の健全性の維持、確認を行っている。さらに、保守管理の有効性評価の結果を踏まえ、必要に応じて保全プログラムの見直しを行うなど、保守管理の継続的な改善活動を展開している。また、必要な資機材については、社内マニュアルで点検頻度を定めて不具合の有無を確認し、数量を確保している。

以上より、これまでに整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態に対して網羅的に整備されており、適切な管理のもとで運用されていると言える。

4.6.5.3 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性

炉心損傷防止および格納容器機能喪失防止それぞれの事象進展について、イベントツリーを用いてシナリオを分析し、「b. 防護措置の整備状況」でまとめた防護措置の有効性を確認する。

(1) 炉心損傷防止

内的事象 P S A で想定した起因事象は、全部で 12 ある。炉心損傷防止のための事象進展を評価するにあたり、炉心損傷の要因、炉心損傷を防止するための緩和機能の相違および 1 次系の状態等を考慮すると、事象進展シナリオは大きく 5 つのカテゴリに分類することができる。

○ 炉心損傷カテゴリ 1 : L O C A シナリオ

本カテゴリには、大破断 L O C A、中破断 L O C A および小破断 L O C A が分類される。

大破断 L O C A は、1 次冷却系主配管の両端破断のように、事象初期に急激な 1 次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となるものである。中破断 L O C A は、大破断 L O C A と比較して破断口が小さく、1 次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となるものである。小破断 L O C A は、中破断 L O C A より更に破断口の小さなもの、あるいは加圧器逃がし弁から 1 次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で 1 次系冷却材の補てんが可能であるが、破断流による 1 次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には 2 次系による冷却が必要となる。

いずれの起因事象においても、その発生により 1 次冷却材が格納容器内に放出される。よって、当該事象発生時には、

- ・事故直後の原子炉への給水による炉心冷却（E C C S 注入）
- ・再循環による炉心の継続的な除熱（E C C S 再循環）

が必要になる。1 次系に発生する破断口の大きさにより、事象進展は異なる。1 次系の圧力が高く推移する場合、E C C S 注入および E C C S 再循環にあたっては、1 次系の冷却・減圧が必要となる。また、格納容器内の圧力が高くなる場合、格納容器スプレーが必要となる。

○ 炉心損傷カテゴリ 2 : 格納容器バイパスシナリオ

本カテゴリには、余熱除去系隔離弁 L O C A および蒸気発生器伝熱管破損が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により格納容器

を介さず1次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスを伴う。よって、当該事象発生時には、

- ・隔離弁閉止による1次冷却材の漏えい箇所の隔離（漏えい箇所の隔離）
- ・1次系の冷却・減圧による1次系と2次系の均圧化（漏えいの停止）

が必要になる。なお、前者は物理的な隔離であるのに対し、後者は漏えいを停止させることによる広義での「漏えい箇所の隔離」と取り扱うことができる。

○ 炉心損傷カテゴリ3：トリップ失敗シナリオ

本カテゴリには、ATWSが分類される。ATWSの発生にあたっては、炉心に負の反応度を投入しつつ、1次系の圧力が高い状態において除熱を確実に実施していくことになる。よって、ATWS発生時には、

- ・原子炉トリップによる原子炉の停止（制御棒挿入）
- ・1次系の冷却・減圧（2次系による炉心冷却）

が必要になる。

○ 炉心損傷カテゴリ4：トランジェントシナリオ

本カテゴリには、主給水喪失、2次冷却系の破断、過渡事象および手動停止が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により原子炉を停止し、1次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになる。よって、当該事象発生時には、

- ・1次系の冷却・減圧（2次系による炉心冷却）

が必要になる。

○ 炉心損傷カテゴリ5：サポート機能喪失シナリオ

本カテゴリには、外部電源喪失および補機冷却水の喪失が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により各種安全機能が喪失し、事象進展の中で加圧器逃がし弁・安全弁LOCAおよび1次冷却材ポンプ封水LOCAを伴う場合がある。よって、当該事象発生時には、

- ・非常用電源または原子炉補機冷却水（サポート機能の復旧）

が必要になる。また、サポート機能の復旧と並行して、1次系の冷却・減圧による炉心の継続的な除熱が必要となる。

主に炉心損傷防止の点からAM策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを作成した。イベントツリーからのシナリオ分析により得られ

た起因事象毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下にまとめる。

a. 炉心損傷カテゴリ 1 の分析

(a) 大破断 L O C A (図 4. 6. 2)

大破断 L O C A に対しては、「蓄圧注入によるほう酸水の給水」(以下、「蓄圧注入」という。) および「低圧注入による原子炉への給水」(以下、「低圧注入」という。) が事故直後の炉心損傷防止のために必須である。その後の継続的な原子炉への給水と炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「低圧注入による再循環炉心冷却」(以下、「低圧再循環」という。)(1シナリオ)

㊧「高圧注入による再循環炉心冷却」(以下、「高圧再循環」という。)+「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」(以下、「格納容器スプレイ再循環」という。)(1シナリオ)

の2つがある。AM策を考慮した場合は、

㊨「低圧再循環(代替再循環)」(1シナリオ)

㊩「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊪「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊫「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

の6つのシナリオが加わり、合計8つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ E C C S 再循環の代替として「㊨代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「㊩代替格納容器気相冷却」および「㊫格納容器内自然対流冷却」

である。

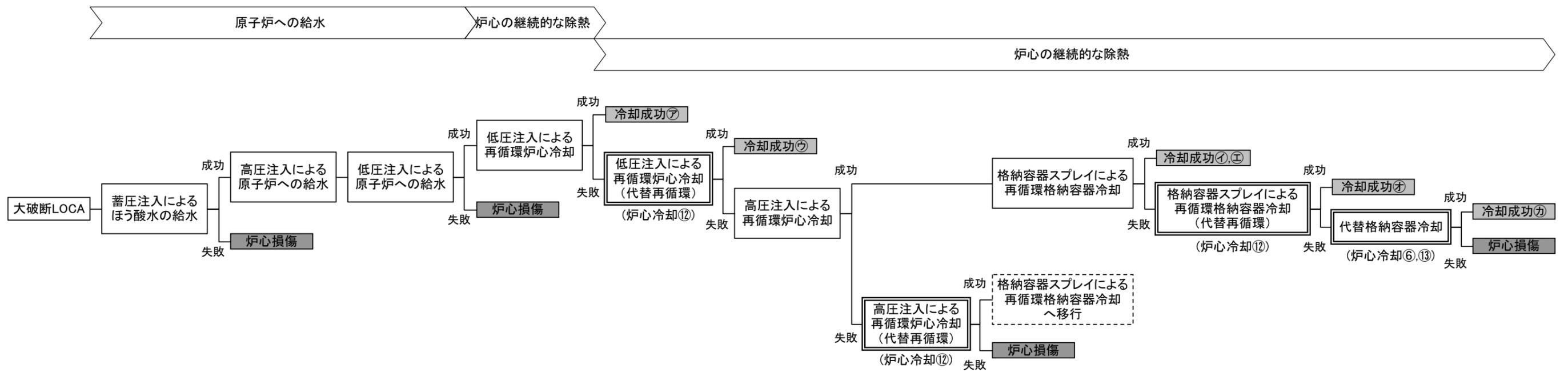


図4.6.2 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ1:大破断LOCA)

注)・AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。
 ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑥:代替格納容器気相冷却、⑫:代替再循環、⑬:格納容器内自然対流冷却
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

(b) 中破断LOCA (図4. 6. 3)

中破断LOCAに対しては、「蓄圧注入」が事故直後の炉心冷却のために必須であるが、大破断LOCAに比べて1次系の圧力が高く推移するため、「高圧注入による原子炉への給水」(以下、「高圧注入」という。)の成否によってその後の冷却手段の組み合わせが異なる。なお、下記の「健全S/Gによる強制冷却」では、「主蒸気逃がし弁による熱放出」(以下、「2次系強制冷却」という。)による冷却に加えて「主蒸気ダンプ弁による熱放出」(以下、「主蒸気ダンプ系の活用」という。)による冷却も可能となる。よって、本手段が関係するシナリオでは、イベントツリーが分岐するものの終状態が等しくなるため、冷却成功のシナリオが2つ生じることになる。

まず、「高圧注入」に成功した場合、炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

がある。AM策を考慮した場合は、

㊧「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊨「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊩「健全S/Gによる強制冷却」+「低圧再循環」(2シナリオ)

㊪「健全S/Gによる強制冷却」+「低圧再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊫「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

の9つのシナリオが加わり、合計10のシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

また、「高圧注入」に失敗した場合、AM策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオがなかったが、AM策を考慮した場合は、

㊬「健全S/Gによる強制冷却」+「低圧再循環」(2シナリオ)

の2つのシナリオが有効になる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ECCS注入の代替として「㊨2次系強制冷却による低圧注入」(2次系強制冷却)および「㊫主蒸気ダンプ系の活用」

- ・ E C C S 再循環の代替として「③ 2次系強制冷却による低圧再循環」
（2次系強制冷却）、「⑪主蒸気ダンプ系の活用」および「⑫代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「④ 2次系強制冷却によるサンプ水冷却」
（2次系強制冷却）、「⑪主蒸気ダンプ系の活用」、「⑥代替格納容器
気相冷却」および「⑬格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「⑪主蒸気ダンプ系の活用」
である。

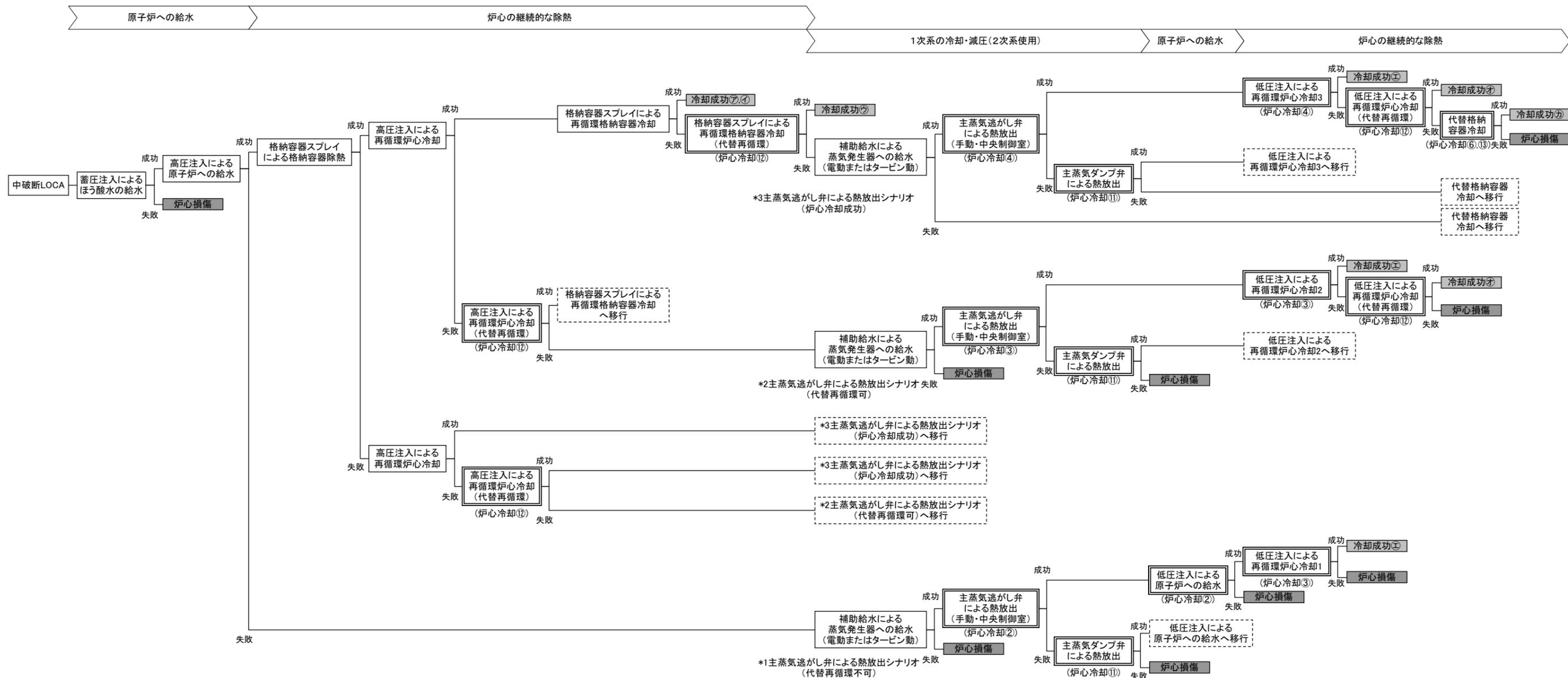


図 4. 6. 3 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 1 : 中破断LOCA)

注)・AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

- ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
炉心冷却の②：2次系強制冷却による低圧注入、③：2次系強制冷却による低圧再循環、④：2次系強制冷却によるサンプ水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：主蒸気ダンプ系の活用、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
- ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

(c) 小破断LOCA (図4.6.4)

小破断LOCAに対しては、「原子炉停止」に失敗するとATWSシナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合は、中破断LOCAに比べてもさらに1次系圧力が高く推移するため、1次系の冷却・減圧（「補助給水による蒸気発生器への給水」（以下、「補助給水による冷却」という。）と「2次系強制冷却」）および「高圧注入」の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。なお、下記の「健全S/Gによる強制冷却」では、「2次系強制冷却」による冷却に加えて「主蒸気ダンプ系の活用」による冷却も可能となる。よって、本手段が関係するシナリオでは、中破断LOCAと同様、冷却成功のシナリオが2つ生じることになる。

まず、1次系の冷却・減圧および「高圧注入」に成功した場合、炉心の継続的な除熱に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」（1シナリオ）

がある。AM策を考慮した場合は、

㊧「高圧再循環（代替再循環）」＋「格納容器スプレイ再循環」（1シナリオ）

㊨「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」＋「格納容器スプレイ再循環（代替再循環）」（2シナリオ）

㊩「健全S/Gによる強制冷却」＋「低圧再循環」（2シナリオ）

㊪「健全S/Gによる強制冷却」＋「低圧再循環（代替再循環）」（2シナリオ）

㊫「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」＋「代替格納容器冷却」（2シナリオ）

の9つのシナリオが加わり、合計10のシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

また、「補助給水による冷却」または「高圧注入」に失敗した場合、AM策を考慮しない場合は冷却に成功するシナリオがなかったが、AM策を考慮した場合は、

㊬「健全S/Gによる強制冷却」＋「蓄圧注入」＋「低圧再循環」（2シナリオ）

㊭「高圧注入」および「加圧器逃がし弁による熱放出」（以下、「フィードアンドブリード」という。）＋「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」＋「格納容器スプレイ再循環」（2シナリオ）

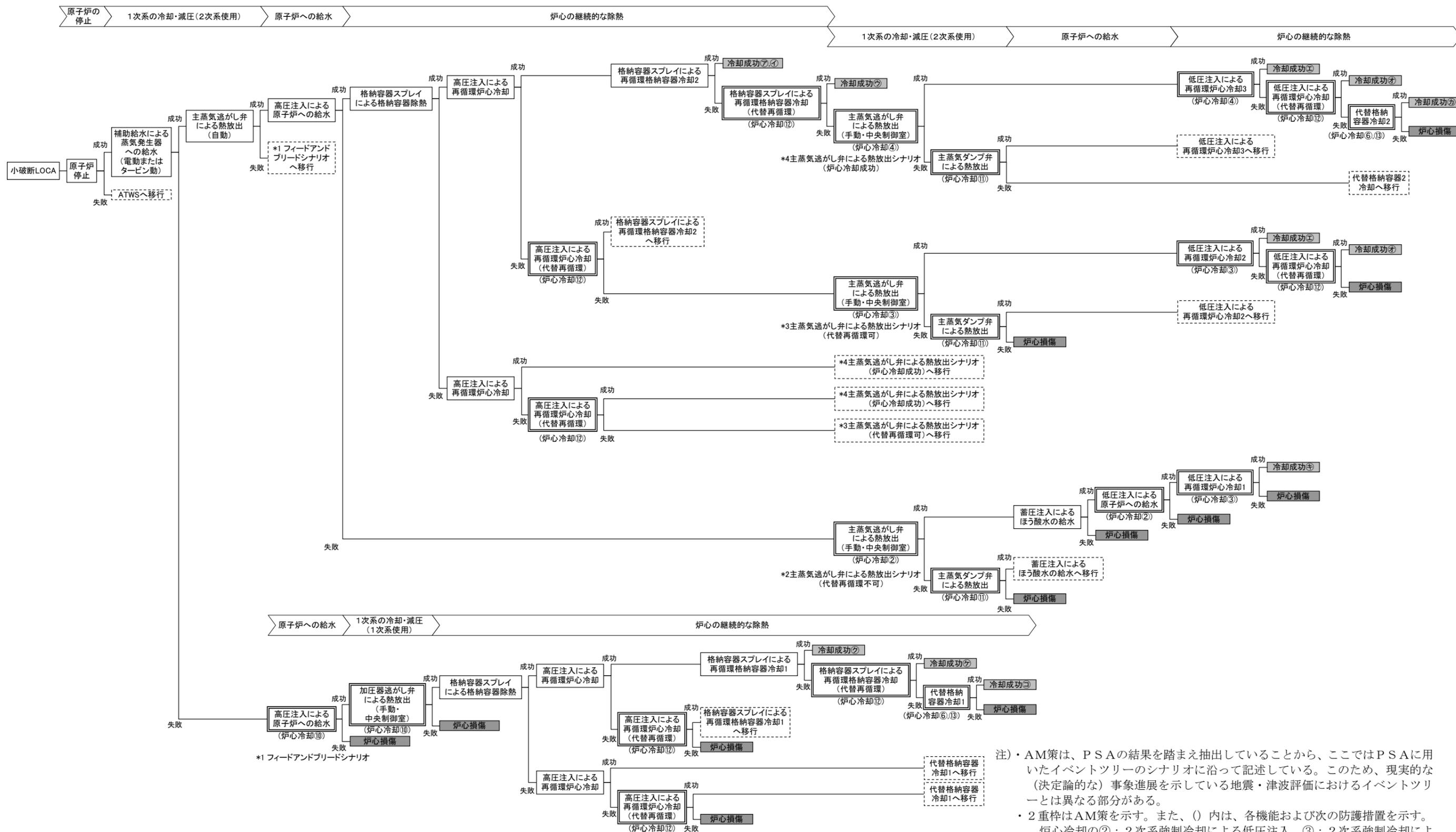
- ㊦「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」+「格納容器スプレー再循環（代替再循環）」（2シナリオ）
- ㊧「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」+「代替格納容器冷却」（2シナリオ）

の8つのシナリオが有効となる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ECCS注入の代替として「㉒2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）および「㉑主蒸気ダンプ系の活用」
- ・ECCS再循環の代替として「㉓2次系強制冷却による低圧再循環」（2次系強制冷却）、「㉑主蒸気ダンプ系の活用」および「㉔代替再循環」
- ・格納容器スプレーの代替として「㉕2次系強制冷却によるサンプル水冷却」（2次系強制冷却）、「㉑主蒸気ダンプ系の活用」、「㉖代替格納容器気相冷却」および「㉗格納容器内自然対流冷却」
- ・2次系による炉心冷却の代替として「㉑主蒸気ダンプ系の活用」および「㉘フィードアンドブリード」

である。



注)・AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

- ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。炉心冷却の②：2次系強制冷却による低圧注入、③：2次系強制冷却による低圧再循環、④：2次系強制冷却によるサンプ水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：フィードアンドブリード、⑪：主蒸気ダンプ系の活用、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
- ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図4.6.4 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ1：小破断LOCA)

b. 炉心損傷カテゴリ 2 の分析

(a) 余熱除去系隔離弁 LOCA (図 4. 6. 5)

余熱除去系隔離弁 LOCA に対しては、「原子炉停止」、「蓄圧注入」および「高圧注入」が事故直後の炉心冷却のために必須であるが、事故原因を鑑みると「隔離弁閉止」と 1 次系の冷却・減圧の成否が重要となり、その後の冷却手段の組み合わせが異なることになる。なお、下記の「健全 S/G による強制冷却」では、「2 次系強制冷却」による冷却に加えて「主蒸気ダンプ系の活用」による冷却も可能となる。また、下記の「1 次系の減圧」では、「加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧」に加えて「加圧器補助スプレイによる 1 次系の減圧」も可能になる。よって、これらの手段が関係するシナリオでは、冷却成功のシナリオがそれぞれ 2 つずつ生じることになる。

まず、「隔離弁閉止」に成功した場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合は、

㉞ 「補助給水による冷却」(1 シナリオ)

がある。AM 策を考慮した場合は、

㉟ 「フィードアンドブリード」+ 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」+ 「格納容器スプレイ再循環」(2 シナリオ)

㊱ 「フィードアンドブリード」+ 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」+ 「格納容器スプレイ再循環 (代替再循環)」(2 シナリオ)

㊲ 「フィードアンドブリード」+ 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」+ 「代替格納容器冷却」(2 シナリオ)

の 6 つのシナリオが加わり、合計 7 つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

また、「隔離弁閉止」に失敗した場合、AM 策を考慮しない場合は、冷却に成功するシナリオがなかったが、AM 策を考慮した場合は、1 次系注水・減圧またはクールダウン&リサーキュレーションシナリオ、すなわち、

㊳ 「健全 S/G による強制冷却」+ 「1 次系の減圧」+ 「高圧注入停止」+ 「充てん系による原子炉への給水」+ 「余熱除去系による冷却」(4 シナリオ)

㊴ 「健全 S/G による強制冷却」+ 「1 次系の減圧」+ 「高圧注入停止」+ 「充てん系による原子炉への給水」+ 「フィードアンドブリード」+ 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」+ 「格納容器スプレイ再循環」(8 シナリオ)

⑤「健全S/Gによる強制冷却」＋「1次系の減圧」＋「高圧注入停止」
＋「充てん系による原子炉への給水」＋「フィードアンドブリード」
＋「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」＋「格納容器ス
プレイ再循環（代替再循環）」（8シナリオ）

⑦「健全S/Gによる強制冷却」＋「1次系の減圧」＋「高圧注入停止」
＋「充てん系による原子炉への給水」＋「フィードアンドブリード」
＋「高圧再循環」または「高圧再循環（代替再循環）」＋「代替格納容
器冷却」（8シナリオ）

の合計 28 のシナリオが有効となる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段
は、

- ・漏えい箇所の隔離の代替として「⑦ 1次系注水・減圧」および「⑮ク
ールダウン&リサーキュレーション」
- ・2次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」および「⑬
格納容器自然対流冷却」
- ・ECCS再循環の代替として「⑫代替再循環」

である。

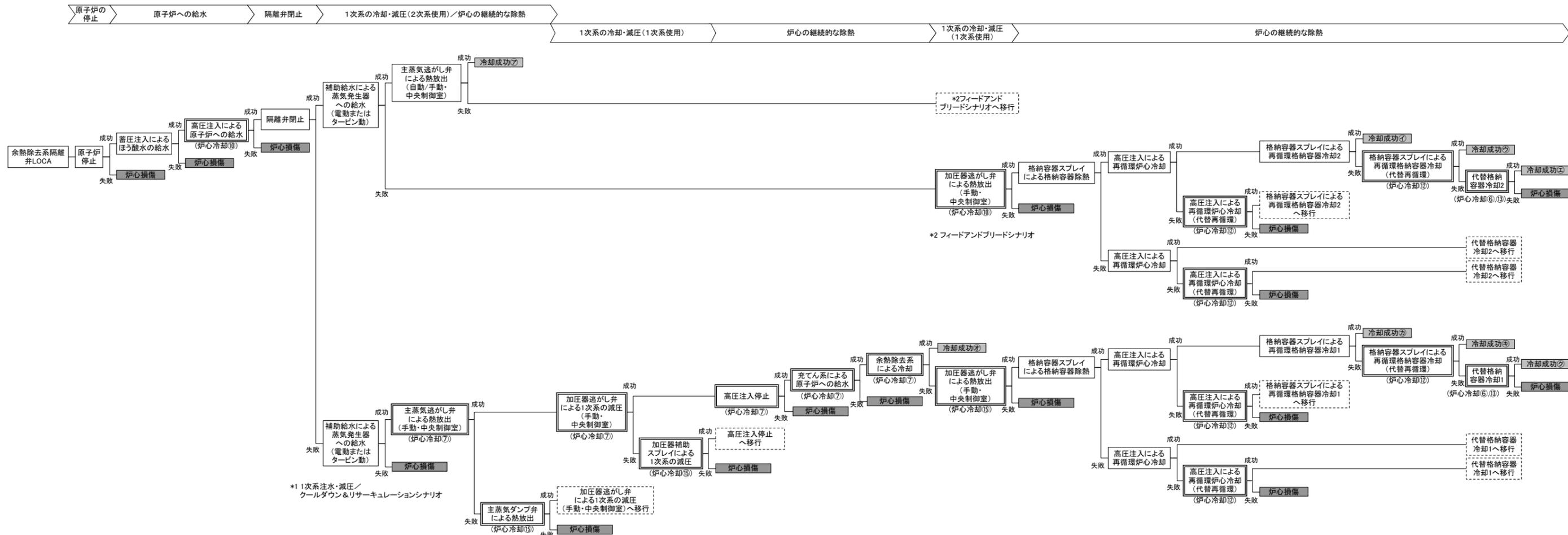


図 4. 6. 5 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 2 : 余熱除去系隔離弁 LOCA)

注) ・ AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。
 ・ 2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑥：代替格納容器気相冷却、⑦：1次系注水・減圧、⑩：フィードアンドブリード、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却、⑮：クールダウン&リサーキュレーション
 ・ 冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

(b) 蒸気発生器伝熱管破損 (図 4. 6. 6)

蒸気発生器伝熱管破損に対しては、「原子炉停止」に失敗すると A T W S シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、破損側 S / G の主蒸気逃がし弁の再閉止等の「2次系の開放」の有無によって冷却手段の組み合わせが異なることになる。

冷却に成功するシナリオは、「2次系の開放」が回避できる場合は、「(a) 余熱除去系隔離弁 L O C A」の「隔離弁閉止」に成功した場合、「2次系の開放」が回避できない場合は「(a) 余熱除去系隔離弁 L O C A」の「隔離弁閉止」に失敗した場合と同じである。

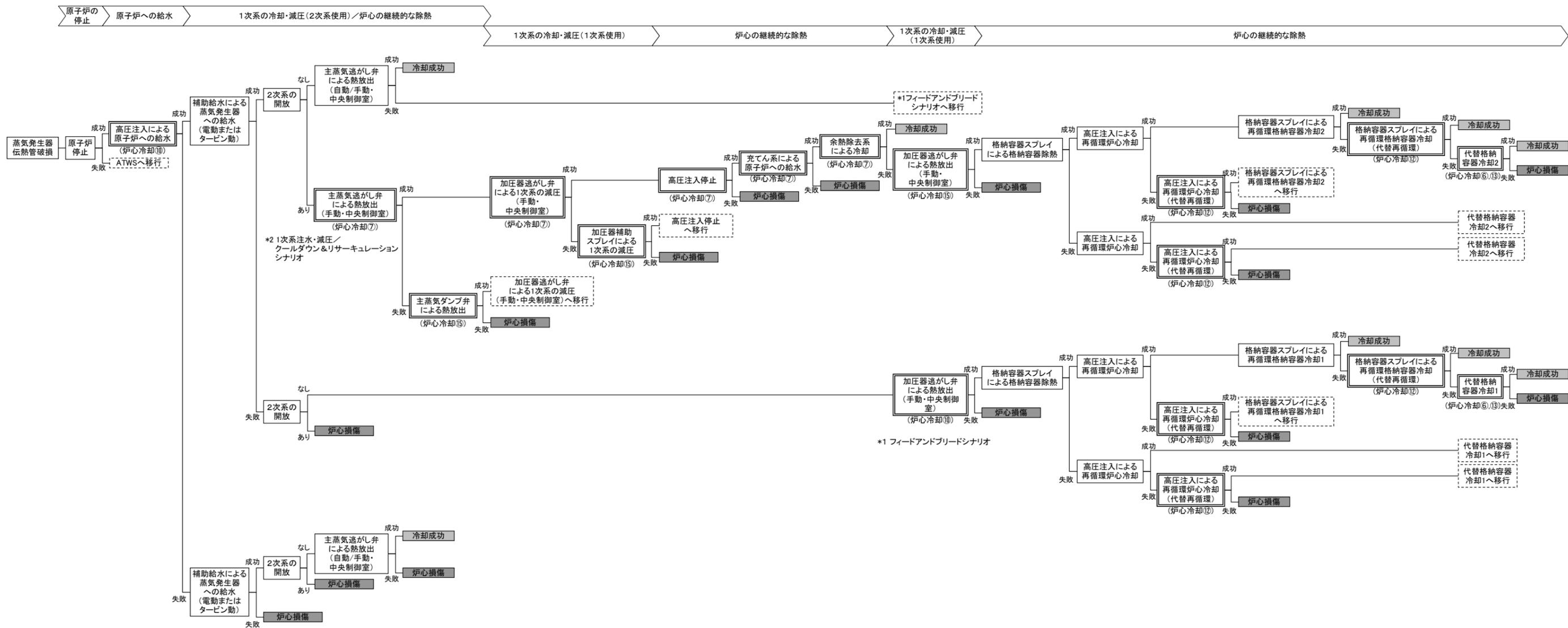


図 4. 6. 6 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 2 : 蒸気発生器伝熱管破損)

注) ・ AM策は、P S Aの結果を踏まえ抽出していることから、ここではP S Aに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。
 ・ 2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑥：代替格納容器気相冷却、⑦：1次系注水・減圧、⑩：フィードアンドブリード、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却、⑮：クールダウン&リサーキュレーション
 ・ 冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

c. 炉心損傷カテゴリ 3 の分析

(a) ATWS (図 4. 6. 7)

ATWS に対しては、AM 策を考慮しない場合は、炉心の出力フィードバックと S/G への給水能力がバランスした状態に近づくと考えられるが、安全に炉心を冷却するには AM 策を考慮する必要がある。なお、事象発生時の原子炉出力レベルによって、未臨界確保および冷却手段の組み合わせが異なることになる。

まず、「原子炉出力レベル」が高い場合、未臨界確保および冷却に成功するシナリオとしては、

- ㉞ 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による蒸気発生器への冷却」(以下、「主給水による冷却」という。) + 「手動トリップ」(2 シナリオ)
- ㉟ 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「緊急ほう酸注入系によるほう酸の添加」(以下、「緊急ほう酸注入」という。)(2 シナリオ)

の 4 つがある。

また、「原子炉出力レベル」が低い場合、未臨界確保および冷却に成功するシナリオとしては、

- ㊱ 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「手動トリップ」(2 シナリオ)
- ㊲ 「タービントリップ」 + 「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」 + 「緊急ほう酸注入」(2 シナリオ)
- ㊳ 「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」 + 「格納容器スプレイ再循環」(4 シナリオ)
- ㊴ 「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」 + 「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(4 シナリオ)
- ㊵ 「タービントリップ」 + 「手動トリップ」または「緊急ほう酸注入」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」 + 「代替格納容器冷却」(4 シナリオ)

の 16 のシナリオがある。さらに、「タービントリップ」に失敗した場合には冷却が継続されるため、未臨界確保の観点から、

- ㊶ 「手動トリップ」(1 シナリオ)

㊦「緊急ほう酸注入」(1シナリオ)

の2つのシナリオが有効となる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

上述の各種手段のうち、原子炉の停止機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・制御棒挿入の代替として「①手動原子炉トリップ」(手動トリップ)および「②緊急ほう酸注入」
 - ・2次系による炉心冷却の代替として「③緊急2次系冷却」(補助給水による冷却)および「④緊急2次系冷却の多様化」(主給水による冷却)である。また、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、
 - ・2次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」
 - ・格納容器スプレイの代替として「⑥代替格納容器気相冷却」および「⑬格納容器内自然対流冷却」
 - ・ECCS再循環の代替として「⑫代替再循環」
- である。

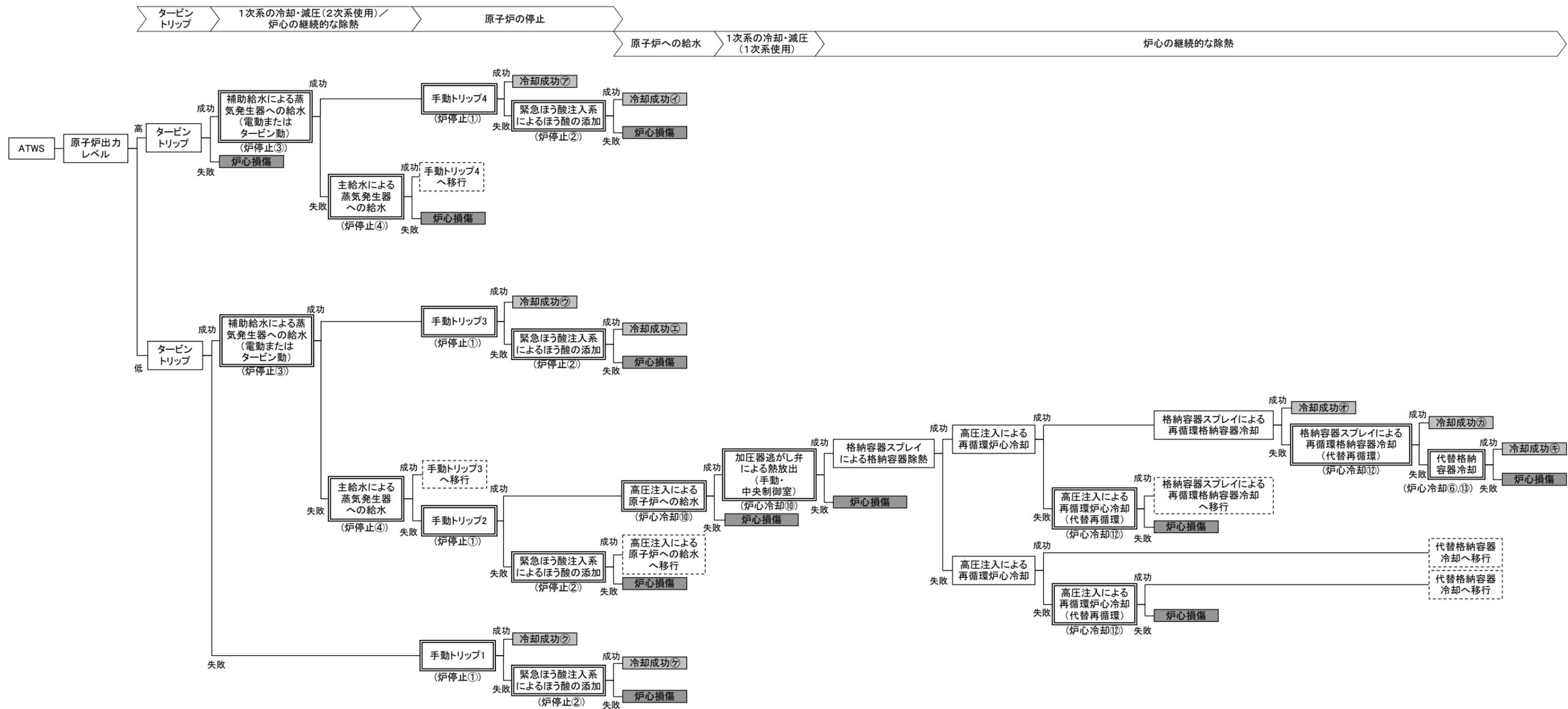


図4. 6. 7 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ3 : ATWS)

注) ・ AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

- ・ 2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉停止の①：手動原子炉トリップ、②：緊急ほう酸注入、③：緊急2次系冷却、④：緊急2次系冷却の多様化
 炉心冷却の⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：フィードアンドブリード、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
- ・ 冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

d. 炉心損傷カテゴリ 4 の分析

(a) 主給水喪失 (図 4. 6. 8)

主給水喪失に対しては、「原子炉停止」に失敗すると ATWS シナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合は、

㊦ 「補助給水による冷却」 (1 シナリオ)

がある。AM 策を考慮した場合は、

㊧ 「主給水による冷却」 (1 シナリオ)

㊨ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 「格納容器スプレー再循環」 (2 シナリオ)

㊩ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 格納容器スプレー再循環 (代替再循環)」 (2 シナリオ)

㊪ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 「代替格納容器冷却」 (2 シナリオ)

の 7 つのシナリオが加わり、合計 8 つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は、

- ・ 2 次系による炉心冷却の代替として「㊫代替給水」 (主給水による冷却) および「㊬フィードアンドブリード」
- ・ 格納容器スプレーの代替として「㊭代替格納容器気相冷却」および「㊮格納容器内自然対流冷却」
- ・ ECCS 再循環の代替として「㊯代替再循環」

である。

(b) 2次冷却系の破断 (図4.6.9)

2次冷却系の破断に対しては、「原子炉停止」に失敗するとATWSシナリオに移行する。「原子炉停止」に成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「主蒸気隔離」＋「補助給水による冷却」(1シナリオ)

がある。AM策を考慮した場合は、

㊧「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」＋「格納容器スプレイ再循環」(2シナリオ)

㊨「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」＋「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊩「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」＋「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

の6つのシナリオが加わり、合計7つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・2次系による炉心冷却の代替として「㊩フィードアンドブリード」
- ・格納容器スプレイの代替として「㊥代替格納容器気相冷却」および「㊩格納容器内自然対流冷却」
- ・ECCS再循環の代替として「㊨代替再循環」

である。

(c) 過渡事象 (図4.6.8)

過渡事象については、「(a) 主給水喪失」の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

(d) 手動停止 (図4.6.8)

手動停止については、「(a) 主給水喪失」の「原子炉停止」後の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

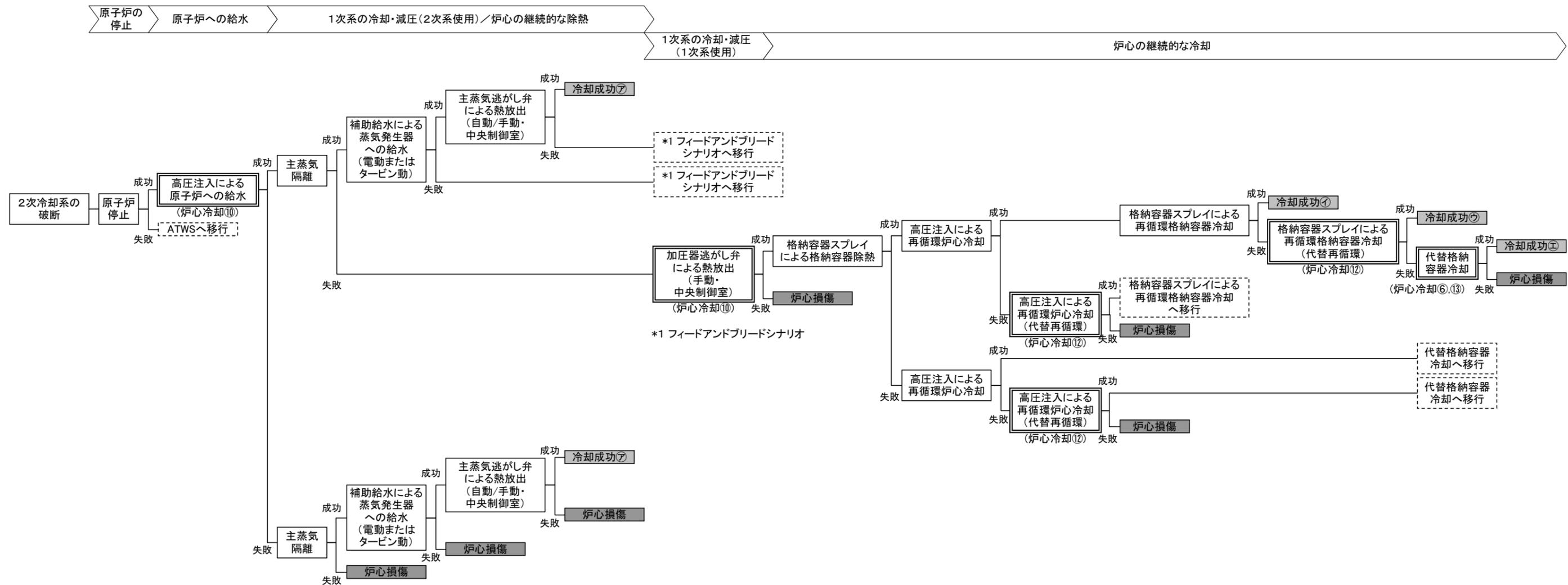


図 4. 6. 9 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 4 : 2次冷却系の破断)

注) ・ AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。
 ・ 2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：フィードアンドブリード、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
 ・ 冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

e. カテゴリ 5 (炉心損傷) の分析

(a) 外部電源喪失 (図 4. 6. 10)

外部電源喪失に対しては、「非常用所内電源からの給電」が重要となる。

まず、D/Gが健全な場合、冷却に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「補助給水による冷却」(1シナリオ)

がある。AM策を考慮した場合は、

㊧「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環」(2シナリオ)

㊨「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊩「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

の6つシナリオが加わり、合計7つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

また、D/Gの起動に失敗した場合は、全交流電源喪失となる。AMを考慮しない場合は冷却に成功するシナリオがなかったが、AM策を考慮した場合は、

㊪「補助給水による冷却(タービン動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱(他の水源からの必要な水の確保を含む))」+「蓄圧注入」+「電源車等による給電」(1シナリオ)

㊫「交流電源の回復(回復または電源融通)」+「補助給水による冷却」(1シナリオ)

㊬「交流電源の回復(回復または電源融通)」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環」(2シナリオ)

㊭「交流電源の回復(回復または電源融通)」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「格納容器スプレイ再循環(代替再循環)」(2シナリオ)

㊮「交流電源の回復(回復または電源融通)」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」または「高圧再循環(代替再循環)」+「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

のシナリオが有効となる。

なお、1次冷却材ポンプ封水LOCAが重畳した場合、または加圧器逃

がし弁・安全弁LOCAにより漏えいが継続する場合は、小破断LOCAと同様な事象進展となるため、交流電源の回復により、ECCSや格納容器スプレイ系を使用可能とする。これにより、「高圧再循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

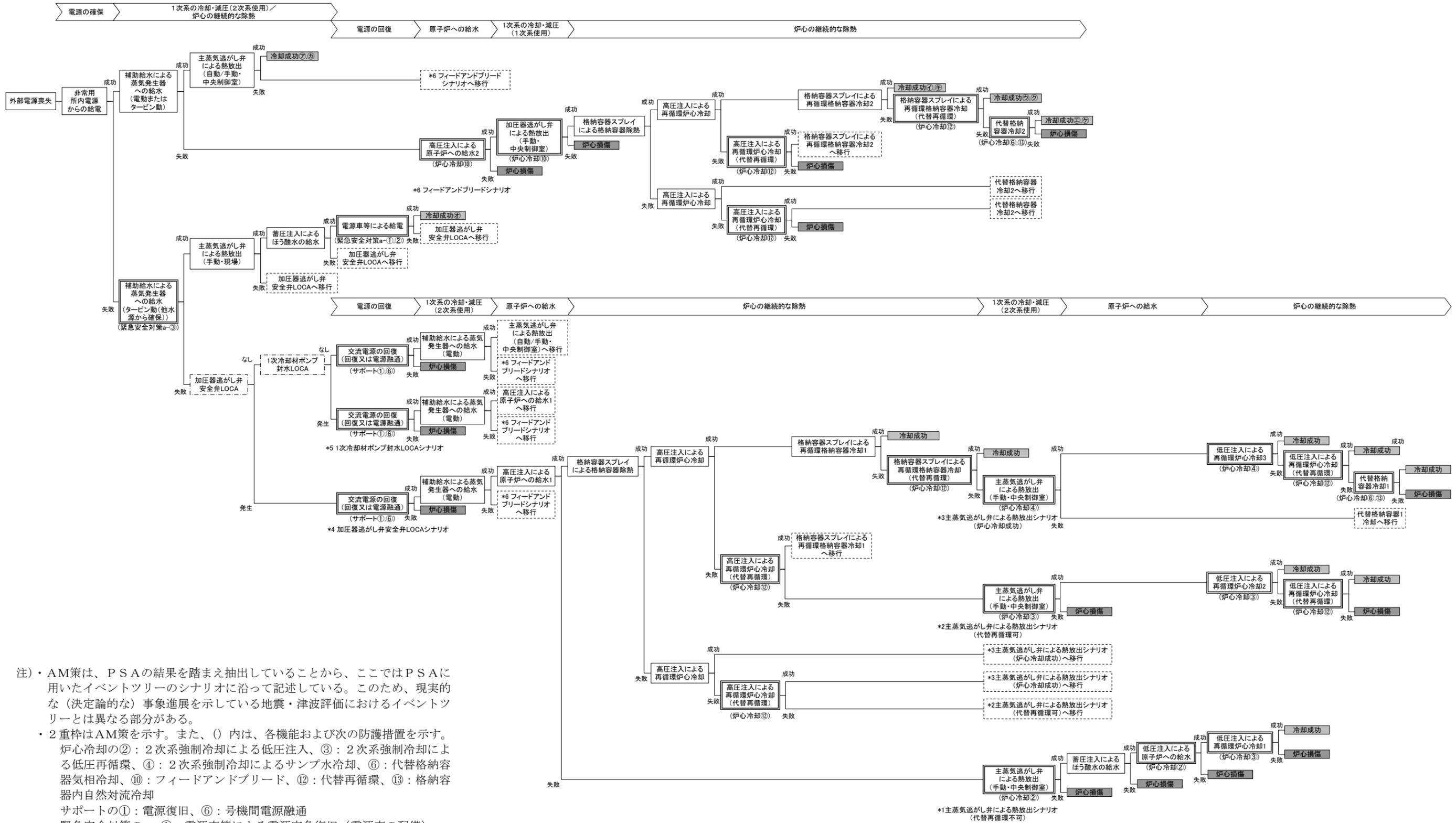
上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS注入の代替として「②2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）
- ・ ECCS再循環の代替として「③2次系強制冷却による低圧再循環」（2次系強制冷却）および「⑫代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」（2次系強制冷却）、「⑥代替格納容器気相冷却」および「⑬格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「⑩フィードアンドブリード」および「a-③S/Gへの給水確保」（タービン動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱（他の水源からの必要な水の確保を含む））

である。また、安全機能のサポート機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 非常用電源の代替として「①電源復旧」または「⑥号機間電源融通」（交流電源の回復）および「a-①、②電源車等による電源応急復旧（電源車の配備または外部電源の多様化）」（電源車等による給電）

である。なお、「タービン動補助給水ポンプを用いた2次系による除熱（他の水源からの必要な水の確保を含む）」および「電源車等による給電」は、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新たに整備したものである。



注)・AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

- ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の②：2次系強制冷却による低圧注入、③：2次系強制冷却による低圧再循環、④：2次系強制冷却によるサンプル水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：フィードアンドブリード、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
 サポートの①：電源復旧、⑥：号機間電源融通
 緊急安全対策の a-①：電源車等による電源応急復旧(電源車の配備)、a-②：電源車等による電源応急復旧(外部電源の多様化)、a-③：S/Gへの給水確保
- ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図4.6.10 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ5：外部電源喪失)

(b) 補機冷却水の喪失 (図4. 6. 11)

補機冷却水の喪失に対しては、炉心の冷却に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㉞ 「補助給水による冷却」 + 「蓄圧注入」 (1シナリオ)

がある。AM策を考慮した場合は、「原子炉補機冷却水系回復」により原子炉補機冷却水系が短時間に回復すれば、

㉟ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 「格納容器スプレー再循環」 (2シナリオ)

㊱ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 「格納容器スプレー再循環 (代替再循環)」 (2シナリオ)

㊲ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」または「高圧再循環 (代替再循環)」 + 「代替格納容器冷却」 (2シナリオ)

の6つのシナリオが加わり、合計7つのシナリオとなる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段がある。

なお、加圧器逃がし弁・安全弁LOCAまたは1次冷却材ポンプ封水LOCAの重畳の有無も事象進展に影響を及ぼす。これらが発生した場合には、小破断LOCAと同様な事象進展となるため、原子炉補機冷却水系の回復により、ECCSや格納容器スプレー系を使用可能とする。これにより、「高圧再循環」等の手段を用いたシナリオが有効となる。

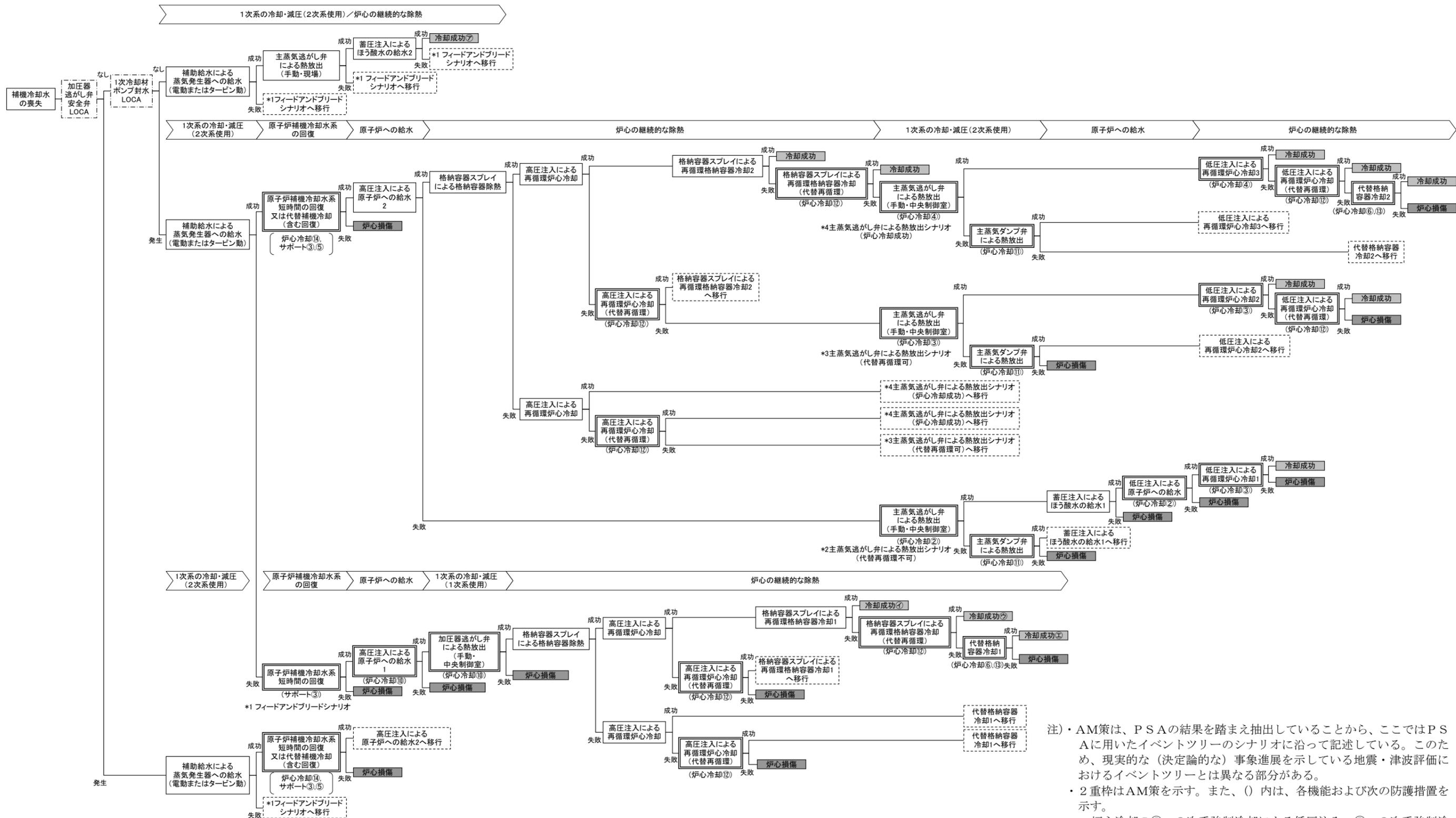
上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS注入の代替として「㉚ 2次系強制冷却による低圧注入」 (2次系強制冷却) および「㉛ 主蒸気ダンプ系の活用」
- ・ ECCS再循環の代替として「㉜ 2次系強制冷却による低圧再循環」 (2次系強制冷却)、「㉛ 主蒸気ダンプ系の活用」、「㉝ 代替補機冷却」 および「㉞ 代替再循環」
- ・ 格納容器スプレーの代替として「㉞ 2次系強制冷却によるサンプル水冷却」 (2次系強制冷却)、「㉛ 主蒸気ダンプ系の活用」、「㉟ 代替格納容器気相冷却」 および「㊱ 格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「㉛ 主蒸気ダンプ系の活用」 および「㉟ フィードアンドブリード」

である。また、安全機能のサポート機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 補機冷却水の代替として「㉟ 補機冷却水系回復」 および「㊲ 代替補機

冷却」
である。



注)・AM策は、PSAの結果を踏まえ抽出していることから、ここではPSAに用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

- ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。

炉心冷却の②：2次系強制冷却による低圧注入、③：2次系強制冷却による低圧再循環、④：2次系強制冷却によるサンプル水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑩：フィードアンドブリード、⑪：主蒸気ダンプ系の活用、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却、⑭：代替補機冷却

サポートの③：補機冷却水系回復、⑤：代替補機冷却

- ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図4. 6. 1 1 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ5：補機冷却水の喪失)

これらシナリオ分析の結果から、炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係として、表4.6.1に各起因事象のイベントツリーにおいて有効性を確認した防護措置について整理した結果を示す。

表 4. 6. 1 炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係

機能	目的	防護措置	炉心損傷カテゴリ 1			炉心損傷カテゴリ 2		炉心損傷カテゴリ 3	炉心損傷カテゴリ 4				炉心損傷カテゴリ 5	
			大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	余熱除去系 隔離弁 LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損	ATWS	主給水喪失	2次冷却系 の破断	過渡事象	手動停止	外部電源 喪失	補機冷却水 の喪失
原子炉の 停止機能	制御棒挿入の 代替 2次系による 炉心冷却の代替	①手動原子炉トリップ						○						
		②緊急ほう酸注入						○						
		③緊急2次系冷却						○						
		④緊急2次系冷却の多様化						○						
炉心 冷却機能	ECCS注入 の代替	①代替注入	ECCSが自動起動しない場合および高圧注入系の代替として充てん系が使用できる場合の防護措置として有効である。											
		②2次系強制冷却による 低圧注入		○	○								○	○
		⑪主蒸気ダンプ系の活用		○	○									○
	ECCS再循環 の代替	③2次系強制冷却による 低圧再循環		○	○								○	○
		⑤水源補給による注入継続												
		⑪主蒸気ダンプ系の活用		○	○									○
		⑫代替再循環	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	格納容器 スプレイの代替	④2次系強制冷却による サンプ水冷却		○	○								○	○
		⑥代替格納容器気相冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		⑪主蒸気ダンプ系の活用		○	○								○	○
		⑬格納容器内自然対流冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	1次冷却材 漏えい箇所の 隔離の代替	⑦1次系注水・減圧				○	○							
		⑮クールダウン& リサーキュレーション				○	○							
		⑧代替給水								○		○		
⑨2次系水源補給														
2次系による 炉心冷却の代替	⑩フィードアンドブリード			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	⑪主蒸気ダンプ系の活用		○	○								○	○	
	a-③S/Gへの給水確保											◎		
												◎		
安全機能の サポート 機能	非常用電源の 代替	①電源復旧											○	
		②直流電源確保												
		⑥号機間電源融通											○	
	a-①②電源車等による 電源応急復旧											◎		
補機冷却水の 代替	③補機冷却水系回復												○	
	⑤代替補機冷却												○	
	a-⑤代替海水供給													
制御用空気 の代替	④代替制御用空気供給	空気作動弁の作動等、制御用空気が要求される場合の防護措置として有効である。												

注) ・表中、カテゴリ毎に有効な防護措置を○で示した。そのうち、緊急安全対策として整備したものを◎で示した。
 ・網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したものの。

(2) 格納容器機能喪失防止

格納容器機能喪失防止のための事象進展を評価するにあたり、炉心損傷に至った起因事象、格納容器機能喪失等を防止するための緩和機能の相違、1次系の状態や添付資料－4.6.6で示す格納容器内での事象進展の組み合わせ等を考慮すると、事象進展シナリオは5つのカテゴリに分類することができる。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 1：大破断LOCA等

本カテゴリには、大破断LOCA発生の場合およびATWS発生時に1次系の減圧に失敗して原子炉容器が破損した場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に大きな破断口や開口部が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力は低く推移する。本カテゴリにおいては、格納容器内からの除熱の失敗により格納容器の機能喪失に至り、その結果炉心の冷却水が失われて炉心損傷が発生するシナリオ（以下、「格納容器先行破損シナリオ」という。）を考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」に期待できる。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 2：中破断LOCA

本カテゴリには、中破断LOCA発生の場合が分類される。中破断LOCAでは、1次系に比較的大きな破断口が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力は余熱除去ポンプの吐出圧より高めで推移する。本カテゴリにおいては、格納容器機能喪失カテゴリ1と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」には期待できない。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 3：小破断LOCA等

本カテゴリには、小破断LOCA発生の場合およびLOCA以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに成功する場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に比較的小さな破断口や開口部が発生して格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系を減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が比較的高く推移する。本カテゴリにおいては、格納容器機能喪失カテゴリ1および2と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、格納容器機能喪失カテゴリ2と同様にその緩和手順として「低圧再循環」には期待できない。また、1次系の圧力が高いまま推移した場合は、原子炉容器破損時に溶融した炉心が格納容器内に分散

放出するシナリオも考慮する。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 4：主給水喪失等

本カテゴリには、LOCA以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、1次系には開口部が発生せず、1次系の圧力が減圧できなかつた場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が高く推移する。特に、1次系の圧力が高いまま推移した場合は、1次系配管のクリープ破損等が発生するシナリオおよび原子炉容器破損時に熔融した炉心が格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 5：蒸気発生器伝熱管破損等

本カテゴリは、蒸気発生器伝熱管破損の場合および余熱除去系隔離弁LOCA発生時に隔離弁閉止に失敗し、かつフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、格納容器を介さず1次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスが発生する。

これらの分類のもと、格納容器機能喪失防止の点からAM策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを作成した。なお、格納容器機能喪失防止の点で、炉心冷却以外の手段に期待できない格納容器機能喪失カテゴリ5についてはイベントツリーを作成していない。

(図4.6.12～図4.6.15)

イベントツリーからのシナリオ分析により得られた、カテゴリ毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下にまとめる。最初に各イベントツリーでの共通シナリオおよび当該のシナリオにおけるAM策の有効性について整理し、次にカテゴリ毎のイベントツリーにおけるシナリオの概要およびAM策の有効性について整理する。

a. 各イベントツリーでの共通シナリオおよびAM策の有効性

(a) 炉心冷却に失敗した場合

格納容器機能喪失カテゴリ1～4に分類されるシナリオにおいては、炉心損傷発生後の「格納容器隔離」（格納容器手動隔離）の失敗、原子炉容器破損前の可燃性ガスの高濃度での燃焼や原子炉容器内水蒸気爆発（以下、「炉内水蒸気爆発」という。）の発生により格納容器の機能喪失に至る場合もある。それらにより格納容器機能喪失に至らない場合は、最終的には

原子炉容器内または格納容器内に給水を行い、「格納容器スプレイ再循環」、「代替格納容器冷却」等の手段を用いて、格納容器健全性の維持を図る。これらの手段により格納容器健全性の維持に至るまでのシナリオとしては、プラント状態の相違等によって事象進展に若干の違いはあるが、大きく以下の3つのシナリオⅠ～Ⅲに分類することができる。

なお、各シナリオの説明において、「格納容器隔離」の失敗、可燃性ガスの高濃度での燃焼または炉内水蒸気爆発による格納容器の機能喪失に関しては、それらの回避が各シナリオの成立に係る共通の前提であることから、その旨は特に記載しない。

○ シナリオⅠ

シナリオⅠは、炉心の冷却に失敗した場合に、「原子炉への給水回復」に成功するなどして、損傷した炉心からの崩壊熱が水蒸気などを介して格納容器内に放出され、準静的に格納容器内圧力・温度が上昇するシナリオである。このシナリオでは、格納容器内からの除熱が必要であり、除熱に失敗した場合は格納容器の機能喪失に至る。

シナリオⅠにおいて、格納容器健全性維持に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

㊦「格納容器スプレイ再循環」

㊧「格納容器スプレイの回復」

の2つがある。AM策を考慮した場合は、

㊨「格納容器スプレイ再循環（代替再循環）」

㊩「代替格納容器冷却」

㊪「格納容器内液相部への蓄熱」＋「格納容器スプレイの遅い回復」

の3つのシナリオが加わり、合計5つのシナリオになる。ここで、「代替格納容器冷却」としては、「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・格納容器スプレイの代替として「㊧代替格納容器気相冷却」、「㊩格納容器内自然対流冷却」および「㊪格納容器内注水」（格納容器内液相部への蓄熱）

- ・ECCS再循環の代替として「㊨代替再循環」である。

○ シナリオⅡ

シナリオⅡは、1次系の圧力が低い状態で、「原子炉への給水回復」に失敗し、原子炉容器が破損するシナリオである。このシナリオでは、「高圧注入／低圧注入／格納容器スプレイによるRWS T水の持ち込み」（以下、「RWS T水の持ち込み」という。）、または「消火水スプレイによる格納容器内注水」（以下、「格納容器内注水」という。）により、原子炉容器破損時に落下した熔融炉心の崩壊熱を除去する。

なお、「RWS T水の持ち込み」または「格納容器内注水」に成功した場合においても、原子炉容器破損時に熔融炉心と水との相互作用による原子炉容器外水蒸気爆発（以下、「炉外水蒸気爆発」という。）が発生するシナリオおよび「格納容器内注水」に失敗してベースマットの熔融貫通が発生するシナリオでは格納容器機能喪失に至る。これらが回避できた場合は、最終的にシナリオⅠに移行する。

シナリオⅡにおいて、格納容器の健全性維持に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

- ・「RWS T水の持ち込み」に成功およびベースマット熔融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

があり、これによりシナリオⅠに移行できる。AM策を考慮した場合は、

- ・「格納容器内注水」に成功およびベースマット熔融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

のシナリオが加わり、これによりシナリオⅠに移行できる。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・格納容器スプレイの代替として「④格納容器内注水」である。

○ シナリオⅢ

シナリオⅢは、「1次系強制減圧」に失敗し、1次系の圧力が高い状態で原子炉容器の破損に至るシナリオである。このシナリオでは、1次系の圧力が高いため、原子炉容器破損時に格納容器雰囲気直接加熱または格納容器への直接接触による格納容器機能喪失が発生するシナリオも考慮するが、それらを回避できた場合はシナリオⅡに移行する。なお、PWRの大型ドライ型格納容器では、これらの事象により格納容器機能喪失に至る可能性は低いとされている。また、このシナリオⅢは、1次系の破断口の有無によりさらに2つに分類できる。

シナリオⅢ-1 は、格納容器機能喪失カテゴリ 3 を対象としたシナリオであり、上述のとおり格納容器雰囲気直接加熱等の事象を考慮したシナリオである。一方、シナリオⅢ-2 は、格納容器機能喪失カテゴリ 4 を対象としたシナリオである。当該のカテゴリでは、1 次系に L O C A 等による破断口が存在しないため、シナリオⅢ-1 に比べて 1 次系の圧力が高く推移する。よって、誘因蒸気発生器伝熱管破損およびホットレグ（1 次冷却材主配管（高温側））クリープ破損といった 1 次系の破損や、誘因蒸気発生器伝熱管破損による格納容器機能喪失という事象を考慮している。

なお、シナリオⅢに至る以前のプロセスにおいて、原子炉容器破損前に「1 次系強制減圧」に成功した場合は、その後の「原子炉への給水回復」の成否によって、それぞれシナリオⅠまたはシナリオⅡに移行する。

シナリオⅢにおいて、格納容器健全性の維持を成功させるためのシナリオとしては、AM 策考慮の有無に関わらず、

- ・格納容器雰囲気直接加熱および格納容器への直接接触の回避があり、これによりシナリオⅡに移行できる。

なお、シナリオ冒頭で「1 次系強制減圧」に成功すれば、シナリオⅠまたはシナリオⅡに移行することになる。ここで、「⑤ 1 次系強制減圧」は AM 策として整備した手段である。

(b) 炉心冷却に成功した場合

格納容器機能喪失カテゴリ 1～3 に分類されるシナリオにおいては、炉心の崩壊熱は格納容器内に放出され、水蒸気などを介して準静的に格納容器内圧力が上昇する。よって、何らかの手段による格納容器内からの除熱が必要となる。除熱に失敗した場合は格納容器先行破損シナリオとなる。

このシナリオにおいて、格納容器健全性維持を成功させるためのシナリオとしては、AM 策を考慮しない場合は、

㊦ 「低圧再循環」 : 格納容器機能喪失カテゴリ 1

㊧ 「格納容器スプレイ再循環」 : 格納容器機能喪失カテゴリ 1～3

の 2 つがある。AM 策を考慮した場合は、

㊨ 「低圧再循環（代替再循環）」

: 格納容器機能喪失カテゴリ 1

㊩ 「格納容器スプレイ再循環（代替再循環）」

: 格納容器機能喪失カテゴリ 1～3

㊪ 「代替格納容器冷却」 : 格納容器機能喪失カテゴリ 1～3

㊫ 「2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」（「主蒸気ダンプ系の活用」

も含む) : 格納容器機能喪失カテゴリ 2 および 3
⑤ 「2次系強制冷却によるサンプ水冷却 (代替再循環)」 (「主蒸気ダ
ンプ系の活用」も含む) : 格納容器機能喪失カテゴリ 2 および 3
の5つのシナリオが加わり、合計7つのシナリオになる。ここで、「代替
格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」および「格納容器内自
然対流冷却」の手段がある。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段
は、

- ・ 格納容器スプレイの代替として「④2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、
「⑩主蒸気ダンプ系の活用」、「⑥代替格納容器気相冷却」お
よび「⑬格納容器内自然対流冷却」
- ・ ECCS再循環の代替として「⑫代替再循環」

である。

なお、格納容器機能喪失カテゴリ 4 に分類されるイベントツリーにおいて、
格納容器先行破損シナリオが存在しないのは、これらの起因事象およ
びその後の事象進展の組み合わせでは、炉心冷却に成功していれば、炉心
損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないため、本評価の対象外となる
ためである。

b. カテゴリ毎のシナリオの概要およびAM策の有効性

「a. 各イベントツリーでの共通シナリオおよびAM策の有効性」での
分析結果から、カテゴリ毎に各事象進展段階でのAM策の有効性等につい
てまとめる。各カテゴリにおける格納容器健全性維持のためのシナリオの
概要およびAM策の有効性は以下のとおりである。

(a) 格納容器機能喪失カテゴリ 1 : 大破断LOCA等

炉心冷却に失敗した場合、「原子炉への給水回復」に成功した場合はシ
ナリオ I に移行し、「原子炉への給水回復」に失敗した場合はシナリオ II
を経てシナリオ I に移行する。したがって、本カテゴリに関するAM策の
有効性は、シナリオ I およびシナリオ II のAM策有効性と同様である。

炉心冷却に成功した場合、1次系の圧力が低く、「低圧再循環」により
格納容器先行破損を回避できる。格納容器先行破損回避のために有効なA
M策は、「代替格納容器冷却」および「代替再循環」である。

(b) 格納容器機能喪失カテゴリ 2 : 中破断 L O C A

炉心冷却に失敗した場合、格納容器機能喪失カテゴリ 1 と同様である。

炉心冷却に成功した場合、格納容器機能喪失カテゴリ 1 と比べて 1 次系圧力が高く推移し、「低圧再循環」に期待できない。格納容器先行破損回避のために有効な AM 策は、「代替格納容器冷却」「2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」および「代替再循環」である。

(c) 格納容器機能喪失カテゴリ 3 : 小破断 L O C A 等

炉心冷却に失敗した場合、「1 次系強制減圧」に成功した場合は、シナリオⅢでの格納容器機能喪失は回避し、シナリオⅠまたはシナリオⅡに移行する。したがって、本カテゴリに関する AM 策の有効性は、シナリオⅠ、シナリオⅡおよびシナリオⅢの AM 策の有効性と同等である。

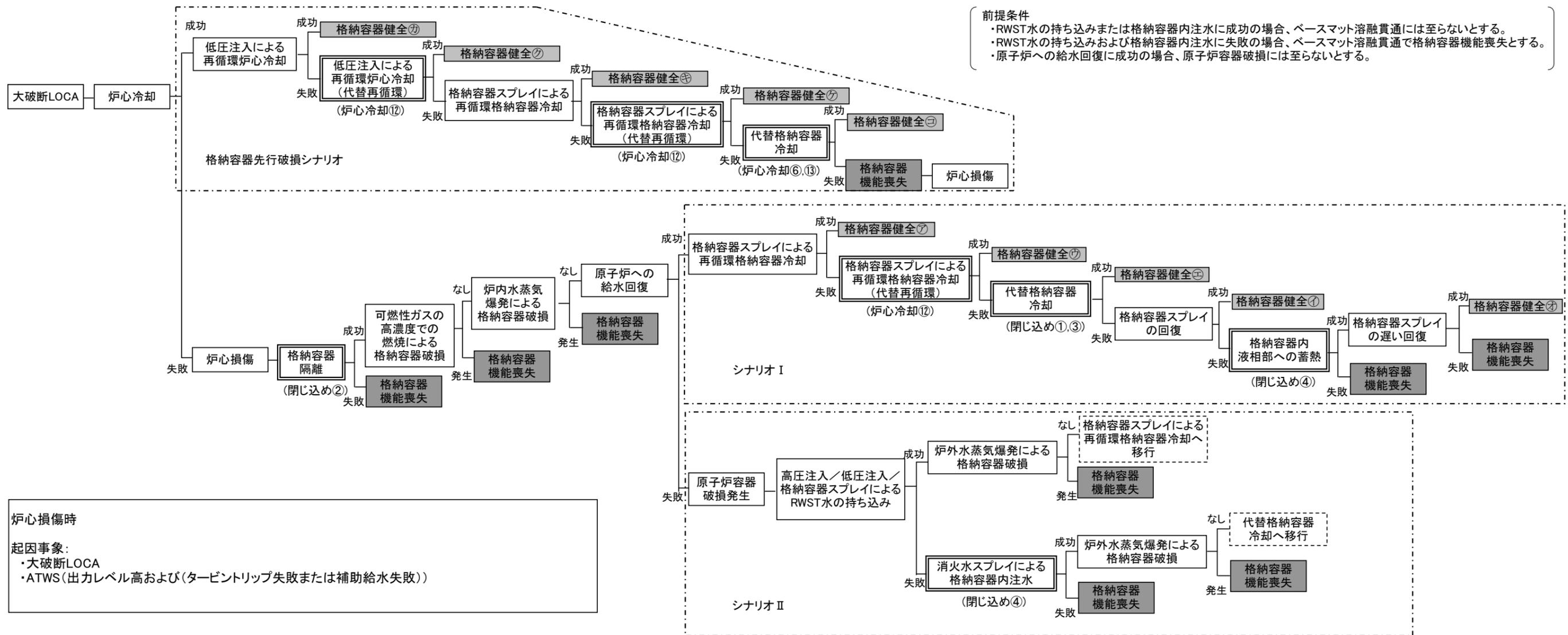
炉心冷却に成功した場合、格納容器機能喪失カテゴリ 2 と同様である。

(d) 格納容器機能喪失カテゴリ 4 : 主給水喪失等

炉心冷却に失敗した場合、格納容器機能喪失カテゴリ 3 と同様である。

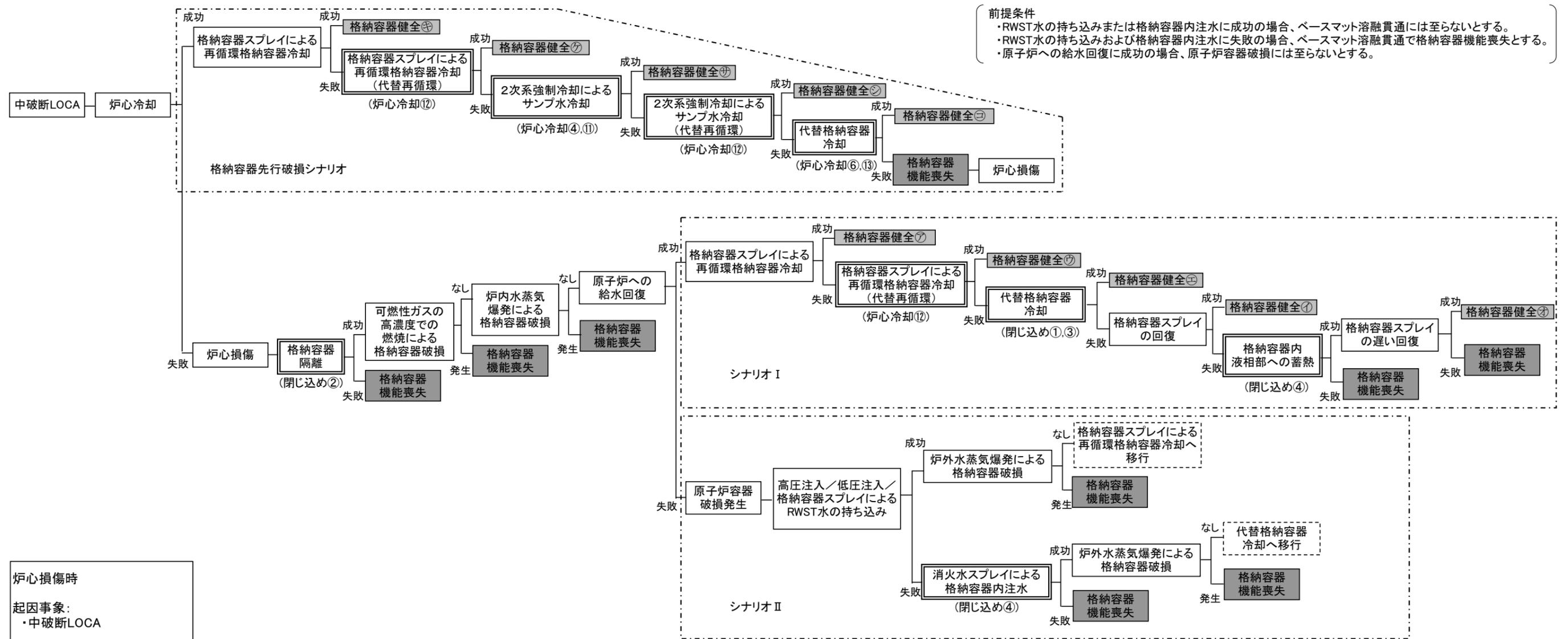
(e) 格納容器機能喪失カテゴリ 5 : 蒸気発生器伝熱管破損等

蒸気発生器伝熱管破損等のいわゆる格納容器バイパス事象では、格納容器の機能によらず放射性物質が直接外部に漏えいすることから、炉心損傷を防止することが放射性物質の大規模な放出防止に必要である。



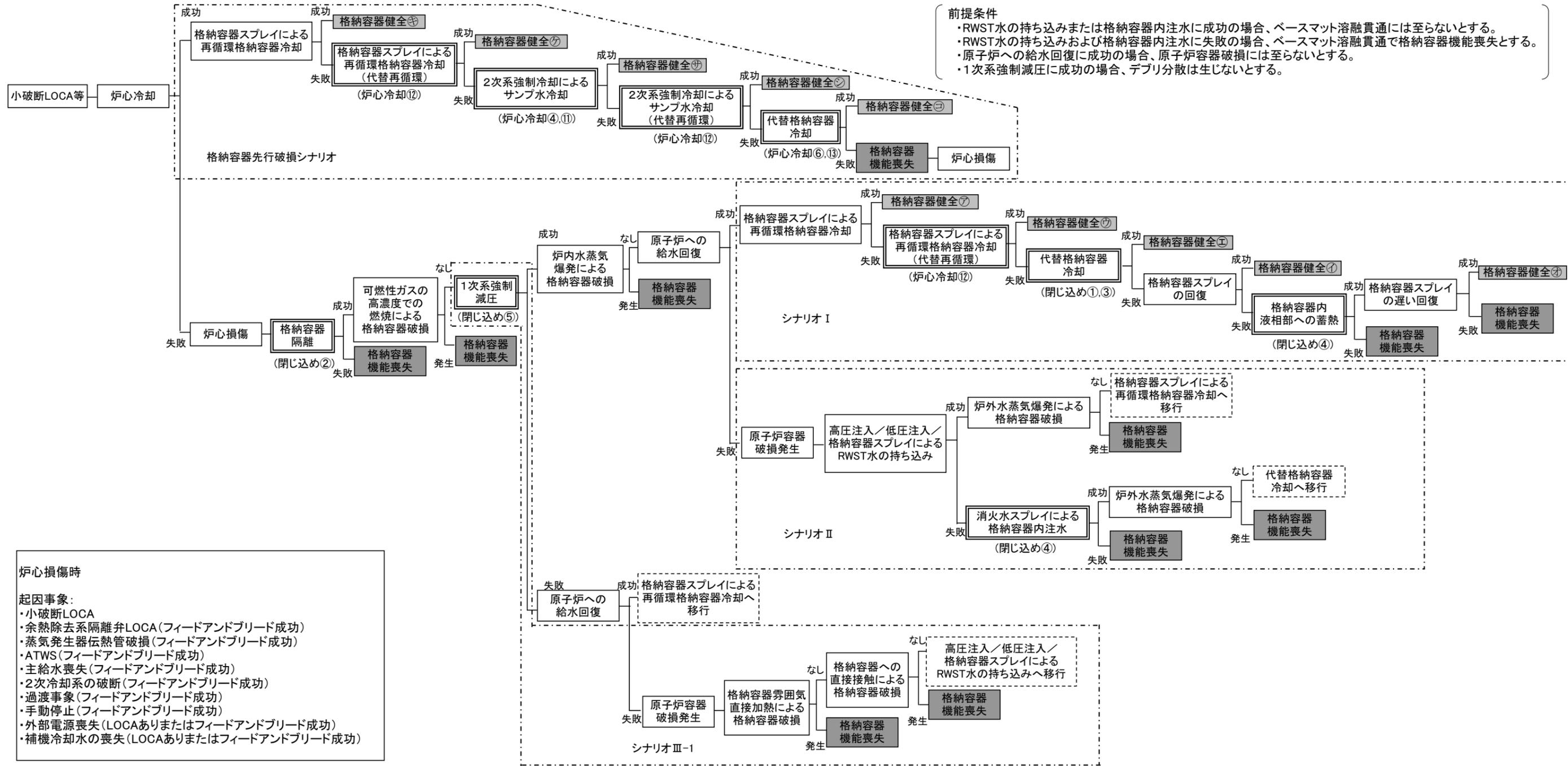
注) ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑥：代替格納容器気相冷却、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
 閉じ込めの①：代替格納容器気相冷却、②：格納容器手動隔離、③：格納容器内自然対流冷却、④：格納容器内注水
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図 4. 6. 12 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
 (格納容器機能喪失カテゴリ 1 : 大破断LOCA等)



注) ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の④：2次系強制冷却によるサンプル水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑪：主蒸気ダンプ系の活用、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
 閉じ込めの①：代替格納容器気相冷却、②：格納容器手動隔離、③：格納容器内自然対流冷却、④：格納容器内注水
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

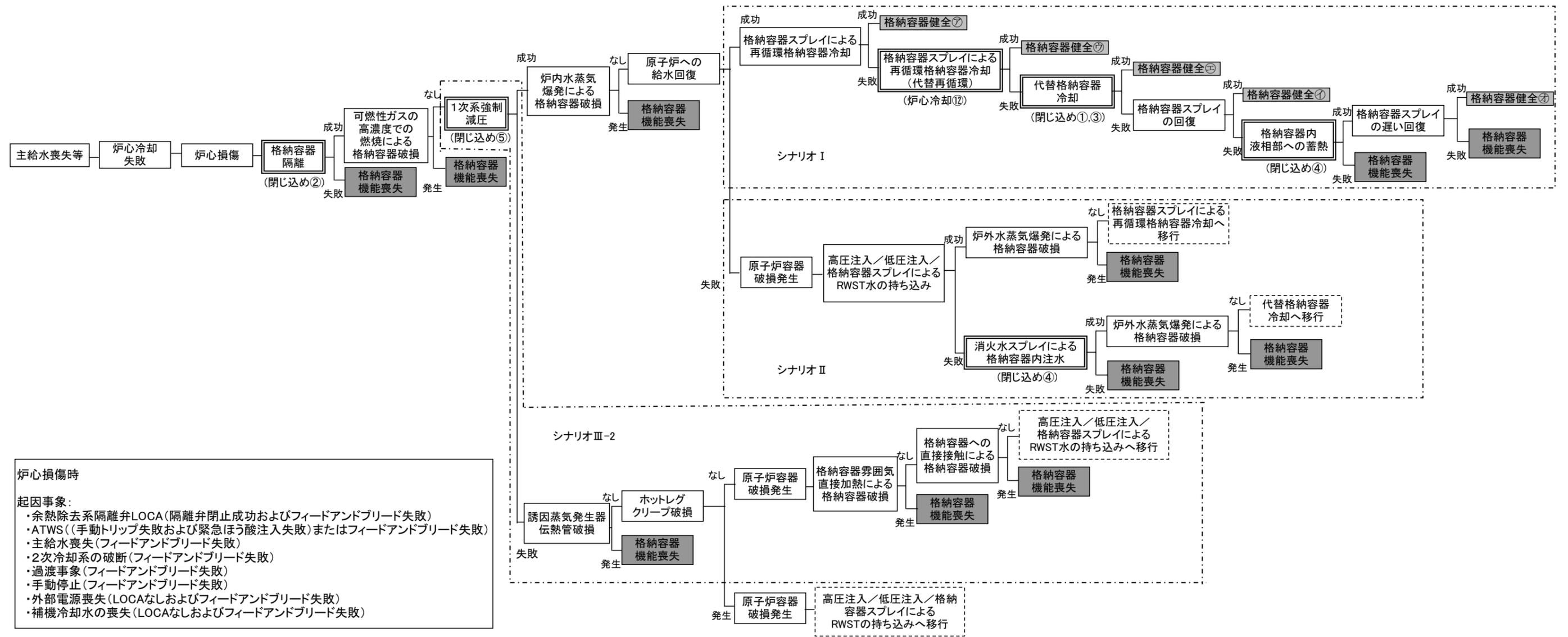
図4. 6. 13 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
 (格納容器機能喪失カテゴリ2：中破断LOCA)



注) ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の④：2次系強制冷却によるサンプル水冷却、⑥：代替格納容器気相冷却、⑪：主蒸気ダンプ系の活用、⑫：代替再循環、⑬：格納容器内自然対流冷却
 閉じ込めの①：代替格納容器気相冷却、②：格納容器手動隔離、③：格納容器内自然対流冷却、④：格納容器内注水、⑤：1次系強制減圧
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図 4. 6. 14 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
 (格納容器機能喪失カテゴリ 3 : 小破断LOCA等)

前提条件
 ・RWST水の持ち込みまたは格納容器内注水に成功の場合、ベースマツト溶融貫通には至らないとする。
 ・RWST水の持ち込みおよび格納容器内注水に失敗の場合、ベースマツト溶融貫通で格納容器機能喪失とする。
 ・原子炉への給水回復に成功の場合、原子炉容器破損には至らないとする。
 ・1次系強制減圧に成功の場合、デブリ分散は生じないとする。
 ・1次系強制減圧に失敗の場合、原子炉への給水回復は失敗とする。



炉心損傷時
 起回事象:
 ・余熱除去系隔離弁LOCA(隔離弁閉止成功およびフィードアンドブリード失敗)
 ・ATWS(手動トリップ失敗および緊急ほう酸注入失敗)またはフィードアンドブリード失敗
 ・主給水喪失(フィードアンドブリード失敗)
 ・2次冷却系の破断(フィードアンドブリード失敗)
 ・過渡事象(フィードアンドブリード失敗)
 ・手動停止(フィードアンドブリード失敗)
 ・外部電源喪失(LOCAなしおよびフィードアンドブリード失敗)
 ・補機冷却水の喪失(LOCAなしおよびフィードアンドブリード失敗)

注) ・2重枠はAM策を示す。また、()内は、各機能および次の防護措置を示す。
 炉心冷却の⑩: 代替再循環
 閉じ込めの①: 代替格納容器気相冷却、②: 格納容器手動隔離、③: 格納容器内自然対流冷却、④: 格納容器内注水、⑤: 1次系強制減圧
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図4. 6. 15 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
 (格納容器機能喪失カテゴリ4: 主給水喪失等)

これらシナリオ分析の結果から、格納容器機能喪失に係るイベントツリーと防護措置の関係として、表4.6.2に各格納容器機能喪失のカテゴリのイベントツリーにおいて有効性を確認した防護措置について整理した結果を示す。

表 4. 6. 2 格納容器機能喪失に係るイベントツリーと防護措置の関係

機能	目的	防護措置	格納容器機能喪失カテゴリ 1 : 大破断 LOCA等	格納容器機能喪失カテゴリ 2 : 中破断 LOCA	格納容器機能喪失カテゴリ 3 : 小破断 LOCA等	格納容器機能喪失カテゴリ 4 : 主給水喪失等	格納容器機能喪失カテゴリ 5 : 蒸気発生器 伝熱管破損等
炉心冷却機能	ECCS再循環の代替	⑫代替再循環	○	○	○	○	○
	格納容器スプレイの代替	④2次系強制冷却によるサンパ水冷却		○	○		
		⑥代替格納容器気相冷却		○	○	○	○
		⑪主蒸気ダンプ系の活用			○	○	
	1次冷却材漏えい箇所の隔離の代替	⑦1次系注水・減圧	○	○	○		○
2次系による炉心冷却の代替	⑮クールダウン&リサーキュレーション					○	
		⑩フィードアンドブリード					○
放射性物質の閉じ込め機能	格納容器スプレイの代替	①代替格納容器気相冷却	○	○	○	○	
		③格納容器内自然対流冷却	○	○	○	○	
		④格納容器内注水	○	○	○	○	
	2次系による炉心冷却の代替、1次冷却材漏えい箇所の隔離の代替	⑤1次系強制減圧			○	○	
	格納容器隔離の代替	②格納容器手動隔離	○	○	○	○	
水素爆発防止	b-④水素爆発防止対策 (全交流電源喪失時のアンユラスの排気)	格納容器外に水素が漏えいした場合の防護措置として有効である。					
安全機能のサポート機能	非常用電源の代替	①電源復旧	各安全機能のサポート機能が喪失している場合の防護措置として有効である。				
		②直流電源確保					
		⑥号機間電源融通					
	a-①②電源車等による電源応急復旧						
	補機冷却水の代替	③補機冷却水系回復					
⑤代替補機冷却							
	a-⑤代替海水供給						
制御用空気の代替	④代替制御用空気供給						

4-6-50

注) ・表中、カテゴリ毎に有効な防護措置を○で示した。
 ・カテゴリ 5は、「炉心損傷に係るイベントツリーと防護措置の関係」における「余熱除去系隔離弁LOCA」および「蒸気発生器伝熱管破損」に同じ。
 ・網掛けは、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

以上のように、これまでに整備した防護措置は、それぞれの事象進展シナリオに対して網羅的に整備されており、プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対し、プラントの安全性向上が図られている。

4.6.5.4 組織体制および手順書の整備、教育および訓練の状況

(1) 組織体制の整備

異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内に対応組織を招集する体制を整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて伊方発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織として災害対策本部の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、災害対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。また、福島第一原子力発電所での事故を踏まえて、災害対策本部の下、具体的な緊急時対応業務の実施体制・職務を「伊方発電所 緊急時対応内規（津波）」に定めている。

(2) 手順書の整備

シビアアクシデント・マネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織がさまざまな形で運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担および事象の進展状況に応じ、中央制御室の運転員用、支援組織用として、フェーズⅠAM手順書およびフェーズⅡAM手順書を整備している。また、福島第一原子力発電所での事故を踏まえて、津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための緊急時対応計画として、体制、職務、実施方法、訓練、資機材等について、内規および手順書を新たに策定し、また、関連する運転内規の改正を行っている。

(3) 教育および訓練の状況

シビアアクシデント・マネジメントに関する教育の対象者は、伊方発電所におけるシビアアクシデント・マネジメントの実施組織の要員であり、シビアアクシデント・マネジメントを実施する際の役割に応じた教育等を定期的に実施している。また、緊急安全対策の実行性を高めるため、津波による電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための緊急時対応として定めた電源応急復旧等に関する項目についての教育等を定期的に実施している。

なお、防護措置を実施するための組織体制および手順書の整備、教育およ

び訓練の状況の具体的な内容については、第3章の「3.3.2 実施体制の整備」、「3.3.3 手順書類の整備」、「3.3.4 教育等の実施」、「3.4.4 緊急安全対策に係る実施体制の整備」、「3.4.5 手順書類の整備」および「3.4.6 緊急安全対策に係る教育・訓練」においてまとめている。

以上のように、これまでに整備した防護措置については、実施のための組織体制および手順書を整備し、定期的な教育および訓練を行っており、各種防護措置が有効に機能するための準備を行っている。

4.6.6 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

炉心損傷の防止および格納容器機能喪失の防止のそれぞれに対し、既存の安全機能と「4.6.5 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定」で特定した防護措置の関係について整理し、防護措置の効果多重防護の観点から評価する。

既存の安全機能としては、炉心損傷の防止では原子炉の停止機能および炉心冷却機能、格納容器機能喪失の防止では放射性物質の閉じ込め機能に着目した。また、炉心損傷の防止および格納容器機能喪失の防止に係る共通事項として、安全機能のサポート機能に着目した。なお、その他共通事項として S F P の冷却および非常時の措置にも着目し、関係する防護措置を整理した。

防護措置の効果の評価結果を図 4. 6. 16～図 4. 6. 18 に示す。図中、防護措置は、2重枠で示す既存の安全機能に対し、「4.6.5 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定」で確認した事象進展を踏まえて安全機能毎に矢印で結ぶ形で整理した。

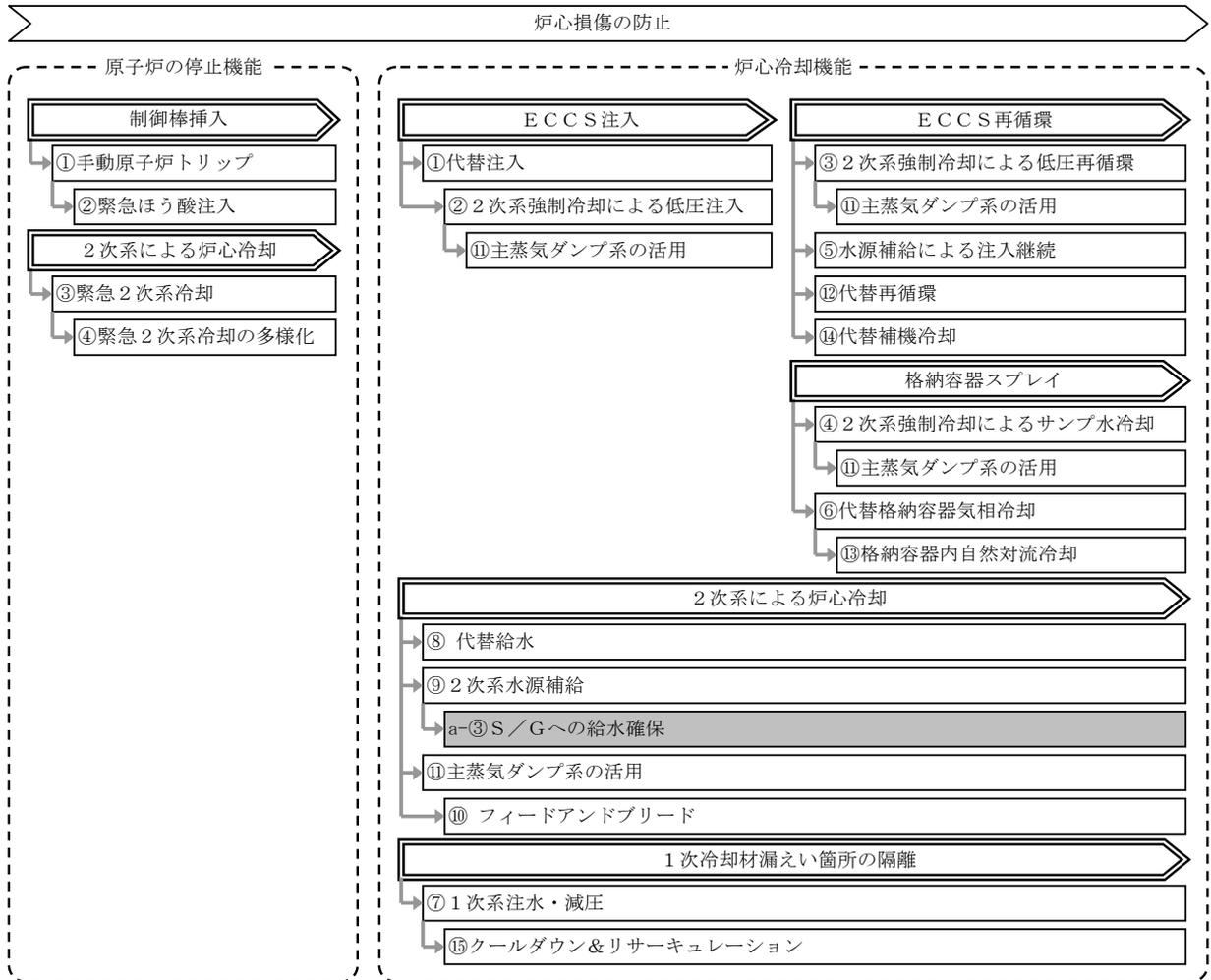
図 4. 6. 16 は、炉心損傷の防止の観点から既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。特に、炉心冷却機能に対しては防護措置が手厚く整備されている。これは、炉心損傷の防止には、1次系の冷却・減圧が必須であることを踏まえたものである。炉心冷却手段の基本的な序列は、

- ・ 既存の安全機能を果たす機器の手動起動
- ・ 2次系を用いた炉心および格納容器内の冷却
- ・ 1次系を用いた炉心および格納容器内の冷却

となっている。

具体的に、「2次系による炉心冷却」を例に挙げる。既存の安全機能は、補助給水系（給水）および主蒸気逃がし弁（蒸気放出）を組み合わせることにより確保される。2次系を用いた冷却では、補助給水系の機能に期待できない場合は主給水系を手動起動し（⑧代替給水）、補助給水系を長期にわたって利用する場合は水源を確保する（⑨2次系水源補給および a-③ S/G への給水確保）。また、主蒸気逃がし弁の機能に期待できない場合は主蒸気ダンプ系を用いて S/G による除熱を行う（⑩主蒸気ダンプ系の活用）。上述のいずれの手段にも期待できない場合、1次系を用いた冷却として1次系への注水・減圧を行い（⑩フィードアンドブリード）、格納容器スプレイまたはその代替手段と組み合わせることで炉心および格納容器内の冷却を実施する。

このように、他の安全機能でも同様に、防護措置は各安全機能に多様性を
 持たせる形で整備されている。特に、AM検討報告書およびAM整備報告書
 で整備した各種の対策は、各安全機能に対して複数整備されている。



※ 網掛けは、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として東日本大震災後新たに整備したもの。

図4.6.16 既存の安全機能と防護措置の関係 (炉心損傷の防止)

図4.6.17は、格納容器機能喪失の防止の観点から既存の安全機能と
 防護措置の関係をまとめたものである。図4.6.16と同様、特定した防
 護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。既存の安全機
 能に対して複数の防護措置が整備されているのは、放射性物質の閉じ込め機
 能のうちの「格納容器スプレイ」である。これは、格納容器機能喪失を防止
 するためには、格納容器内の冷却が必須であることを踏まえたものである。
 なお、「水素爆発防止」として挙げたアニュラスの排気による「水素爆発防

止対策」は、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、全交流電源喪失時において格納容器から漏えいした水素が隣接するアニュラス部へ多量に滞留することを防止するための有効な手段である。



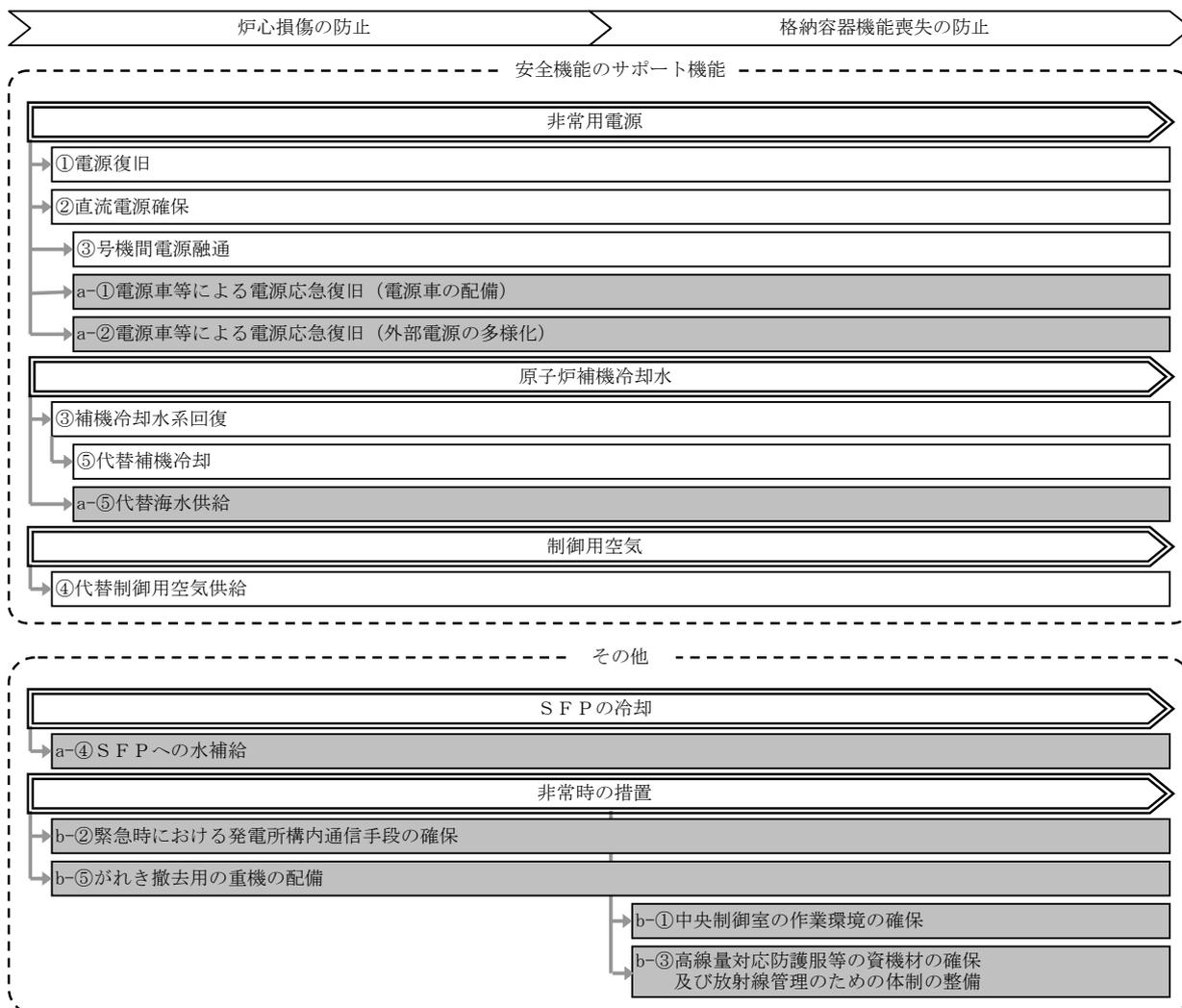
※ 網掛けは、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として東日本大震災後新たに整備したもの。
 なお、「b-④水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないため、枠を点線としている。

図4. 6. 17 既存の安全機能と防護措置の関係（格納容器機能喪失の防止）

図4. 6. 18は、炉心損傷の防止および格納容器機能喪失の防止の観点から、既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。図4. 6. 16および図4. 6. 17と同様、特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。既存の安全機能に対して複数の防護措置が整備されているのは、安全機能のサポート機能のうちの「非常用電源」および「原子炉補機冷却水」である。これは、各種安全機能の動作に期待するためにはサポート機能の確保が必須であることを踏まえたものである。また、サポート機能の重要性は、福島第一原子力発電所事故の知見としても明らかである。

図中、緊急安全対策またはシビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後に新たに整備した防護措置は、網掛けで示している。これら防護措置の多くは、個別の段階および機能に対する代替措置ではなく、

横断的な措置として整備されている。



※ 網掛けは、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として東日本大震災後新たに整備したもの。

図 4. 6. 1 8 既存の安全機能と防護措置の関係 (共通)

これらにより、

- ・ AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した対策は、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能および安全機能のサポート機能のそれぞれについて多様性を持たせる形で整備されていること
- ・ 緊急安全対策に係る対策では、炉心冷却機能としての2次系による炉心冷却、安全機能のサポート機能としての非常用電源、原子炉補機冷却水について、一層の強化がなされていること

- ・シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る対策では、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して強化がなされていること

から、特定した各種の防護措置は、燃料の重大な損傷および放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置として、多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

4.6.7 結 論

伊方発電所では、プラントの安全設計に加え、従来よりAM策を整備し、一層の安全性向上に努めてきた。また、今回、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、緊急安全対策とシビアアクシデントへの対応に関する措置を実施することにより、更に安全性の向上を図っている。

本評価では、伊方発電所第3号機に関し、AM検討報告書およびAM整備報告書等で報告した防護措置について、設備概要、組織体制、手順書等について現状を再確認するとともに、イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い、その有効性を確認した。また、防護措置を燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置に再分類し整理した。その結果、AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した対策は、各機能について多様性を持たせる形で整備されていること、緊急安全対策に係る対策では、炉心冷却機能としての2次系による炉心冷却、安全機能のサポート機能としての非常用電源および原子炉補機冷却水について、一層の強化がなされていること、シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る対策では、特にサポート機能の信頼性向上に対して強化がなされていることより、各種防護措置が多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

なお、「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」で報告した対策のうち、中長期設備強化対策として計画している

- ・「緊急時の電源確保」としての恒設非常用発電機の設置および大容量電源車の置き換え
- ・「緊急時の最終的な除熱機能の確保」としての海水ポンプモータ予備品の配備
- ・「緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保」としての消防自動車の追加配備

の各種対策については、その着実な実施により防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止および放射性物質の大規模な放出の防止に係る手段の多様化を図ることができる。また、

- ・「伊方発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施」としての安全上重要な機器を設置しているエリアの防水対策および海水ポンプエリアの防水対策

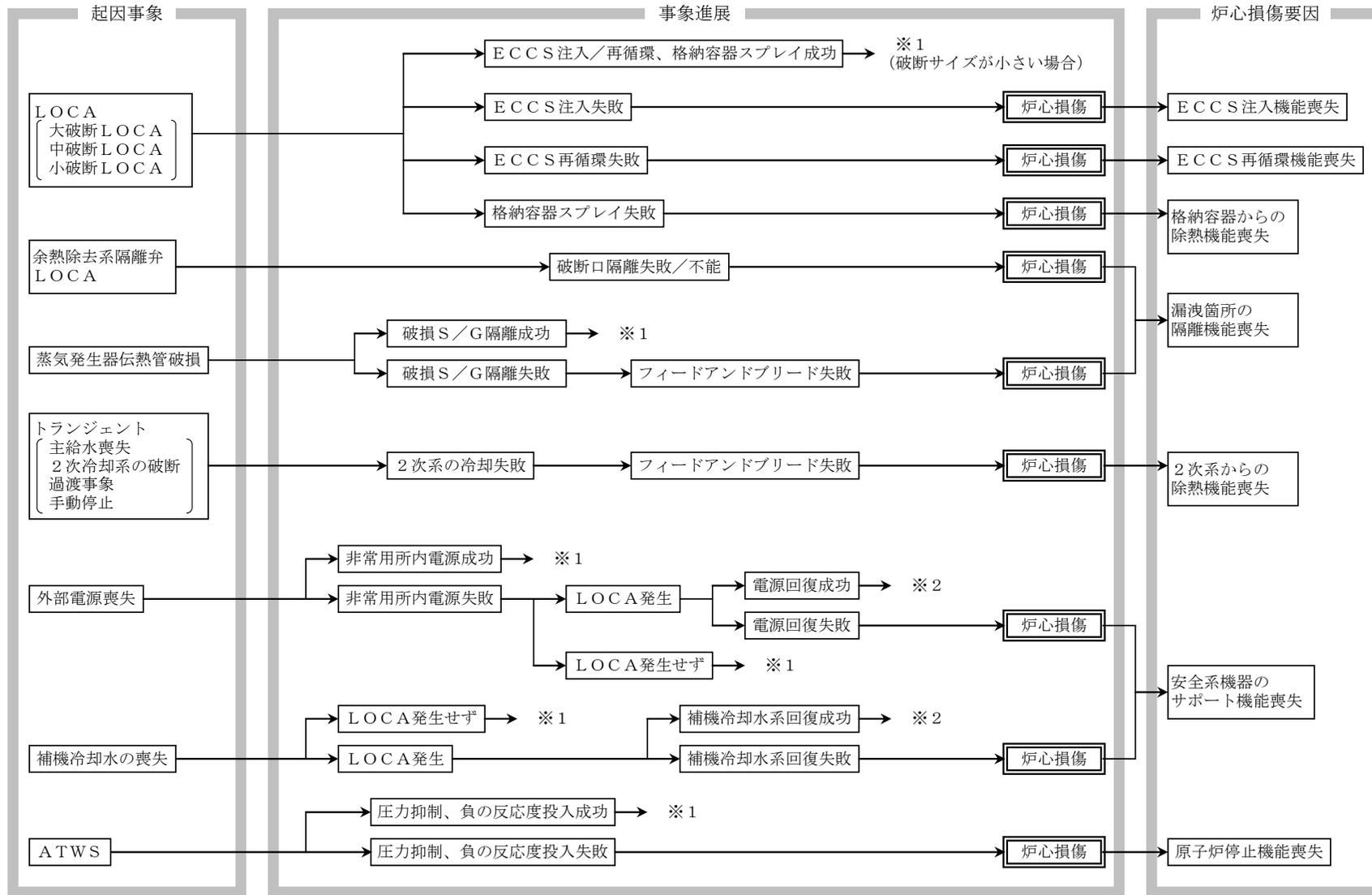
により、プラントは津波などの外部要因による浸水に対してより強固な設備となり、防護措置の信頼性向上に資することができる。

さらに、「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」で報告した対策のうち、計画されている各種対策については、

- ・内線電話の交換機等の現在建設中の新事務所ビル（免震ビル）への移設
- ・内線電話の交換機等の新事務所ビル設置の非常用発電機からの電源供給により通信手段の信頼性向上、
- ・格納容器内の水素を処理する装置（静的触媒式水素再結合装置等）の設置

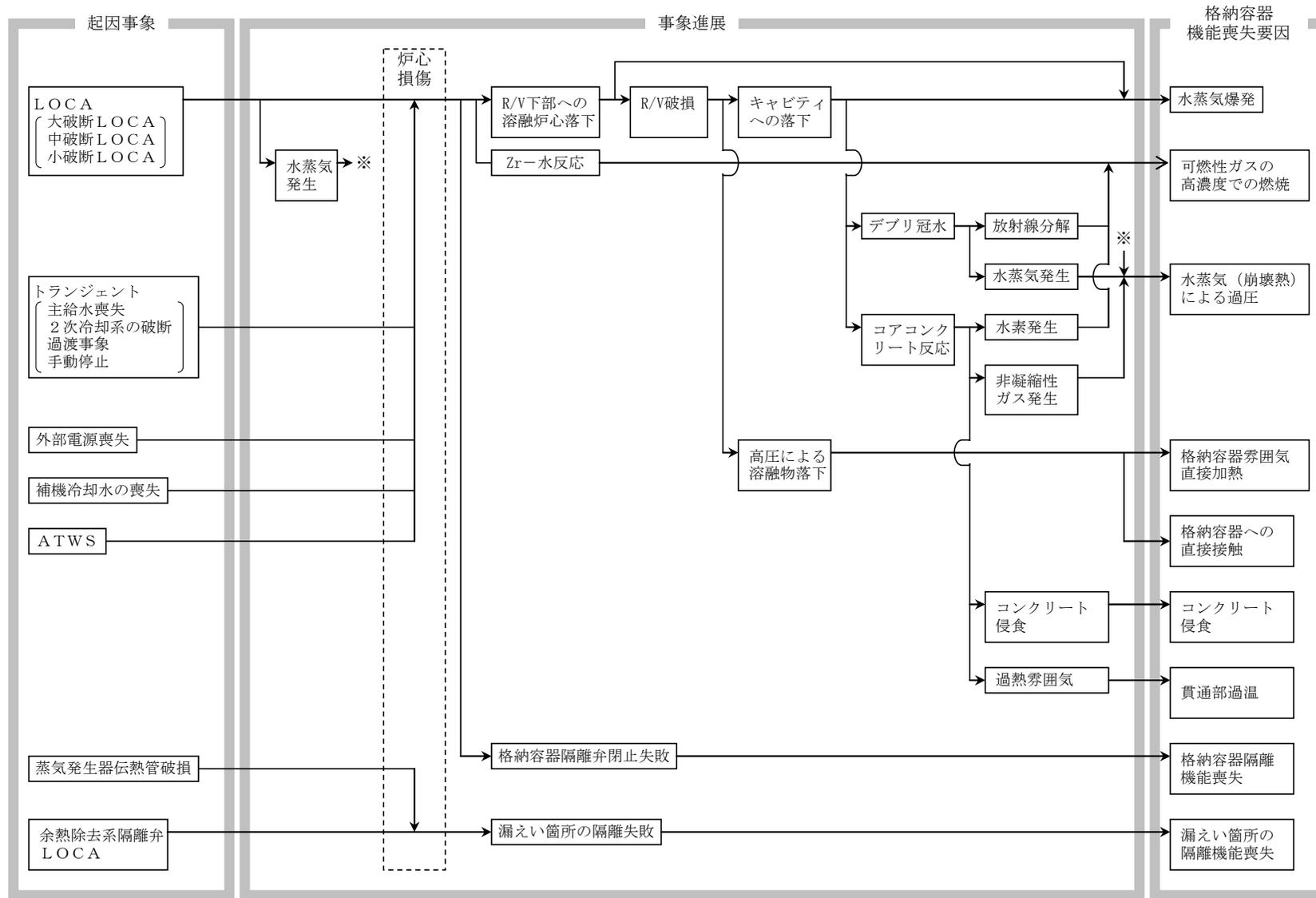
による水素爆発防止対策の充実を図ることができる。

今後も、伊方発電所第 3 号機では、これらの対策により更に安全性の向上を図る予定である。



※1：起回事象のトランジェントへ移行、 ※2：起回事象のLOCAへ移行

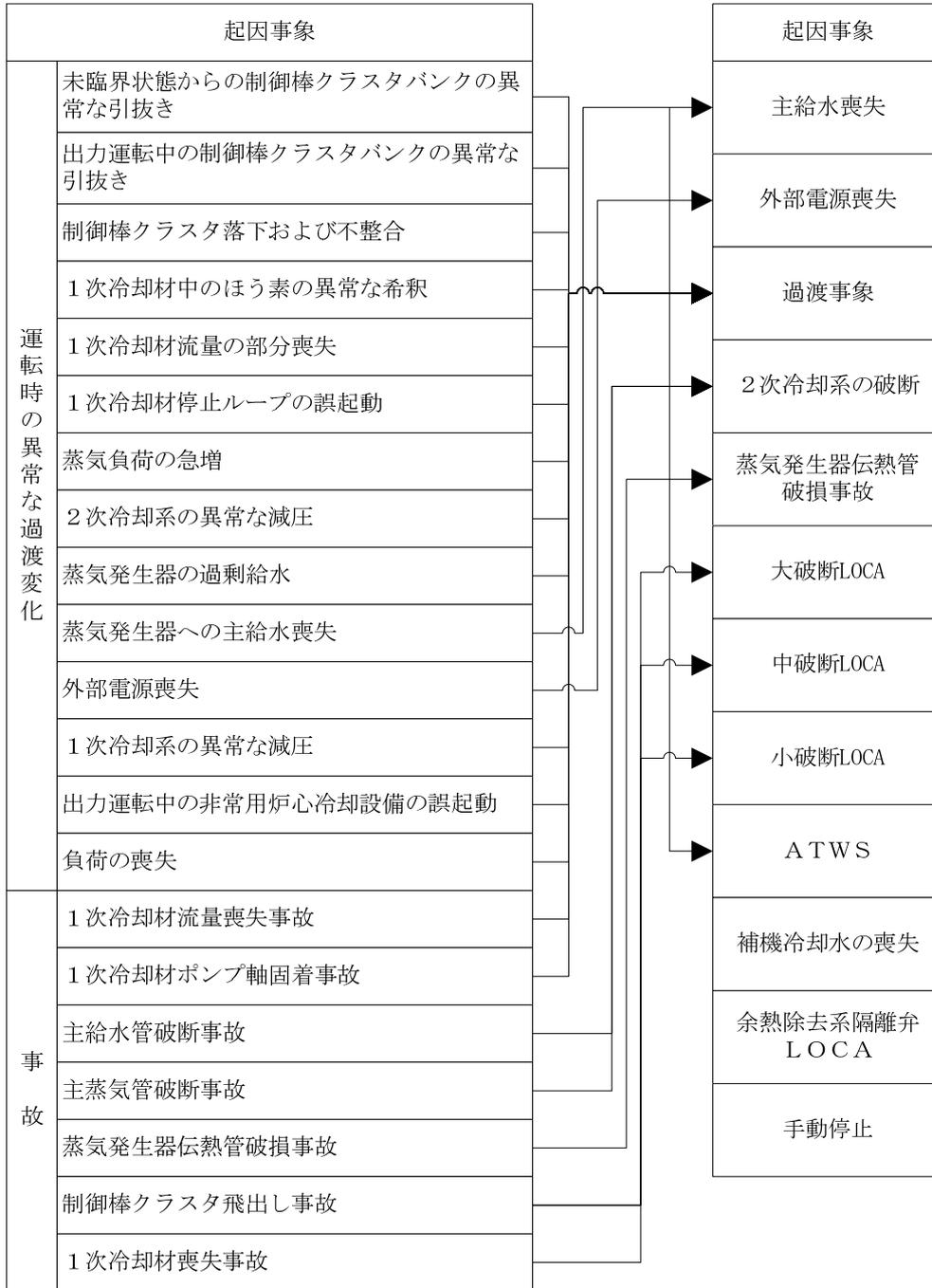
事象進展に係るカテゴリー分類 (炉心損傷)



事象進展に係るカテゴリー分類 (格納容器機能喪失)

安全評価審査指針での想定事象

内の事象 P S A における起因事象
(伊方3号機 P S R 報告書より)



安全評価審査指針、内の事象 P S A の関連

AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置（1／4）

項目	防護措置	内容
原子炉の停止機能に係る対策	①手動原子炉トリップ	負の反応度の投入機能の観点から、手動により制御棒を落下させるとともにタービンを停止する。
	②緊急ほう酸注入	負の反応度の投入機能の観点から、ECCSまたは化学体積制御系の高濃度のほう酸水を原子炉に注水する。
	③緊急2次系冷却	炉心発生熱の除去機能の観点から、補助給水系を手動起動する。
	④緊急2次系冷却の多様化	原子炉の自動停止および補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、S/Gにより炉心発生熱を除去する。
炉心冷却機能に係る対策	①代替注入	運転員が手動でECCSや化学体積制御系のポンプを起動して原子炉へ注水する。
	②2次系強制冷却による 低圧注入	原子炉が高圧状態において高圧注入系による注水に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、蓄圧注入系および低圧注入系により原子炉へ注水する。
	③2次系強制冷却による 低圧再循環	高圧注入系の再循環に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、低圧注入系の再循環により原子炉へ注水する。
	④2次系強制冷却による サンプル水冷却	原子炉が高圧状態において格納容器スプレイ系が作動失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で1次系を通じて格納容器に流出する再循環水を冷却し、沸騰を防止する。
	⑤水源補給による注入継続	注入水源であるRWS Tへほう酸水を補給し、ECCS注入機能により原子炉へ注水して、ECCS再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
	⑥代替格納容器気相冷却	余熱除去冷却器の機能喪失に対応できるように、格納容器スプレイ系が作動失敗した場合でも、格納容器空気再循環系を起動して除熱し、ECCS再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
	⑦1次系注水・減圧	原子炉へほう酸水を補給しながら減温・減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に冷却する。
	⑧代替給水	補助給水系が故障した場合に、主給水系を手動起動する。

AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置（2/4）

項目	防護措置	内容
炉心冷却機能に係る対策 (続き)	⑨2次系水源補給	補助給水系の水源へ水を補給または別の水源から水を供給する。
	⑩フィードアンドブリード	原子炉への高圧注入系による注水と加圧器逃がし弁からの排水により、炉心崩壊熱を除去する。
	⑪主蒸気ダンプ系の活用	高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いたS/Gによる除熱に失敗した場合に、主蒸気ダンプ系を用いてS/Gによる除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注水または再循環を行う。
	⑫代替再循環	ECCS再循環に失敗した場合に、再循環バイパスラインによる炉心注入を行う。
	⑬格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器空気再循環系に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気気を冷却する。
	⑭代替補機冷却	原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止および2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。
⑮クールダウン&リサーキュレーション	蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたS/Gによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。さらに、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施する。	

AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置（3／4）

項目	防護措置	内容
放射性物質の閉じ込め機能に係る対策	①代替格納容器気相冷却	格納容器空気再循環系を起動して除熱し、格納容器スプレイ系の復旧のための時間余裕を確保する。
	②格納容器手動隔離	格納容器隔離弁が自動的に閉止されていない場合に手動で閉止する。
	③格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、格納容器空気再循環系に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気を冷却する。
	④格納容器内注水	炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、ろ過水貯蔵タンクの水を消火ポンプを用いて、格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより、格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮する。さらに、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、前述の水源を使用して格納容器スプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系または格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。
	⑤1次系強制減圧	高圧注入系の作動失敗およびS／Gによる除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する。

AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した防護措置（4／4）

項目	防護措置	内容
安全機能のサポート機能に係る対策	①電源復旧	動力用の交流電源が全て喪失した場合に、電源系の回復を図る。
	②直流電源確保	動力用の交流電源が全て喪失した場合に、事象収束に不要な直流電源からの負荷を切り離して蓄電池を効果的に利用する。
	③補機冷却水系回復	原子炉補機冷却水系に異常が発生した場合に、原子炉補機冷却水系の回復を図るとともに必要な機器への冷却水を確保する。
	④代替制御用空気供給	制御用空気喪失時に所内用空気系から供給を受ける。
	⑤代替補機冷却	原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止および2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。
	⑥号機間電源融通	動力用の交流電源が全て喪失した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの1系列のD/Gから、動力用の交流電源が全て喪失した原子炉施設に電源を融通する。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動していく。

防護措置に係る系統概要

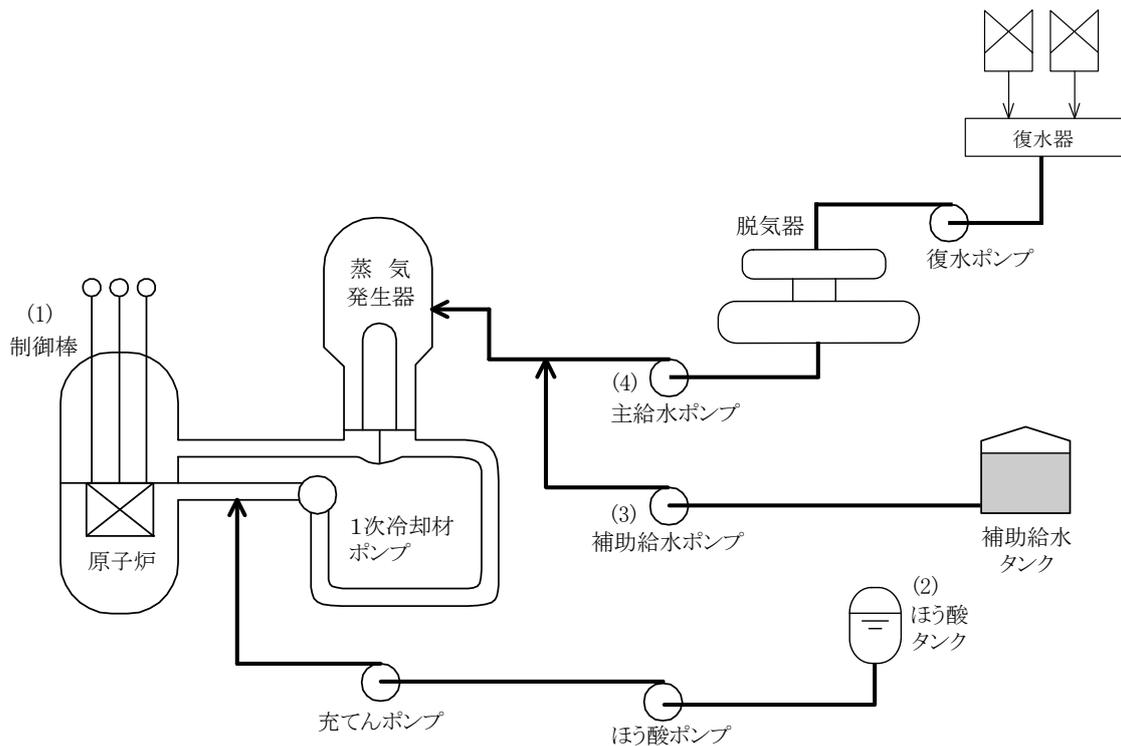
機能	東日本大震災前に整備した防護措置	頁	東日本大震災後に整備した防護措置	頁
原子炉の停止機能	① 手動原子炉トリップ ② 緊急ほう酸注入 ③ 緊急２次系冷却 ④ 緊急２次系冷却の多様化	2/18 2/18 2/18 2/18		
炉心冷却機能	① 代替注入 ② ２次系強制冷却による 低圧注入 ③ ２次系強制冷却による 低圧再循環 ④ ２次系強制冷却による サンプル水冷却 ⑤ 水源補給による注入継続 ⑥ 代替格納容器気相冷却 ⑦ １次系注水・減圧 ⑧ 代替給水 ⑨ ２次系水源補給 ⑩ フィードアンドブリード ⑪ 主蒸気ダンプ系の活用 ⑫ 代替再循環 ⑬ 格納容器内自然対流冷却 ⑭ 代替補機冷却 ⑮ クールダウン& リサーキュレーション	3/18 3/18 3/18 3/18 4/18 8/18 5/18 6/18 6/18 6/18 3/18 4/18 8/18 16/18 5/18	a-③ S/Gへの給水確保	7/18
放射性物質の閉じ込め機能	① 代替格納容器気相冷却 ② 格納容器手動隔離 ③ 格納容器内自然対流冷却 ④ 格納容器内注水 ⑤ １次系強制減圧	8/18 10/18 8/18 9/18 11/18	b-④ 水素爆発防止対策	12/18
安全機能のサポート機能	① 電源復旧 ② 直流電源確保 ③ 補機冷却水系回復 ④ 代替制御用空気供給 ⑤ 代替補機冷却 ⑥ 号期間電源融通	13/18 13/18 16/18 15/18 16/18 13/18	a-① 電源車等による電源応急復旧 (電源車の配備) a-② 電源車等による電源応急復旧 (外部電源の多様化) a-⑤ 代替海水供給	14/18 14/18 17/18
その他			a-④ 使用済燃料ピットへの水補給 b-① 中央制御室の作業環境の確保 b-② 緊急時における発電所構内通信 手段の確保 b-③ 高線量対応防護服等の資機材の 確保および放射線管理のための 体制の整備 b-⑤ がれき撤去用の重機の配備	18/18 — — — —

○ 原子炉の停止機能に係る対策の概要

原子炉停止が必要な場合は、制御棒が自動的に挿入され、原子炉は停止する。

万一、原子炉が自動停止しない場合は、

- (1) 手動で原子炉を停止する。【① 手動原子炉トリップ】
- (2) 高濃度のほう酸水を緊急注入する。【② 緊急ほう酸注入】
- (3) 蒸気発生器への給水確保のため、補助給水ポンプが自動起動しない場合手動起動する。【③ 緊急2次系冷却】
- (4) 補助給水ポンプが手動起動できない場合、主給水ポンプを再起動する。【④ 緊急2次系冷却の多様化】



○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (1/5)

原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) が発生した場合は、非常用炉心冷却設備 (ECCS) が自動起動され、炉心を冷却する。

万一、ECCSが自動起動しない場合は、

(1) ECCSあるいは充てんポンプを手動起動する。【① 代替注入】

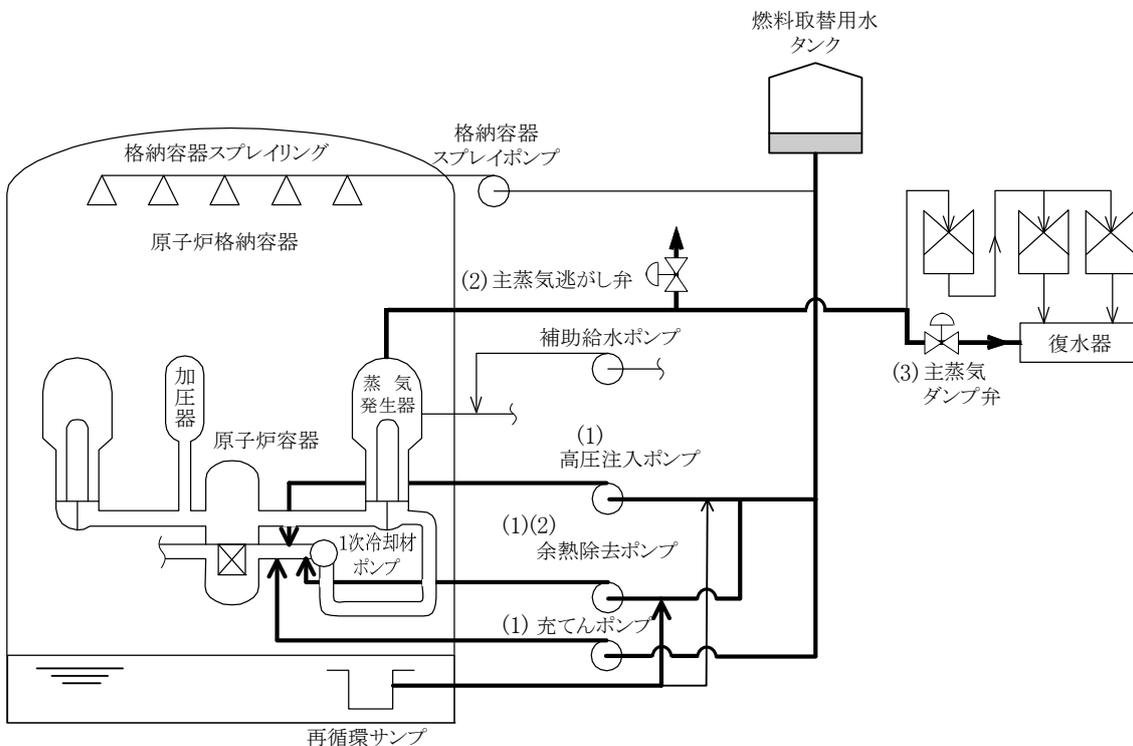
さらに、原子炉が高圧状態にある場合に、高圧注入ポンプまたは格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、

(2) 主蒸気逃がし弁を使用し、2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、余熱除去ポンプにより炉心を冷却する。

【② 2次系強制冷却による低圧注入/③ 低圧再循環/④ サンプ水冷却】

(3) 主蒸気逃がし弁が使用できない場合、主蒸気ダンプ系を使用する。

【① 主蒸気ダンプ系の活用】



○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (2/5)

LOCAが発生した場合は、ECCSが自動起動され燃料取替用水タンク(RWST)水を原子炉へ注入する。

ECCSの水源は、RWST水の注入を終了した時点で再循環サンプ側に切り替えられ、長期的に炉心の冷却を確保する。

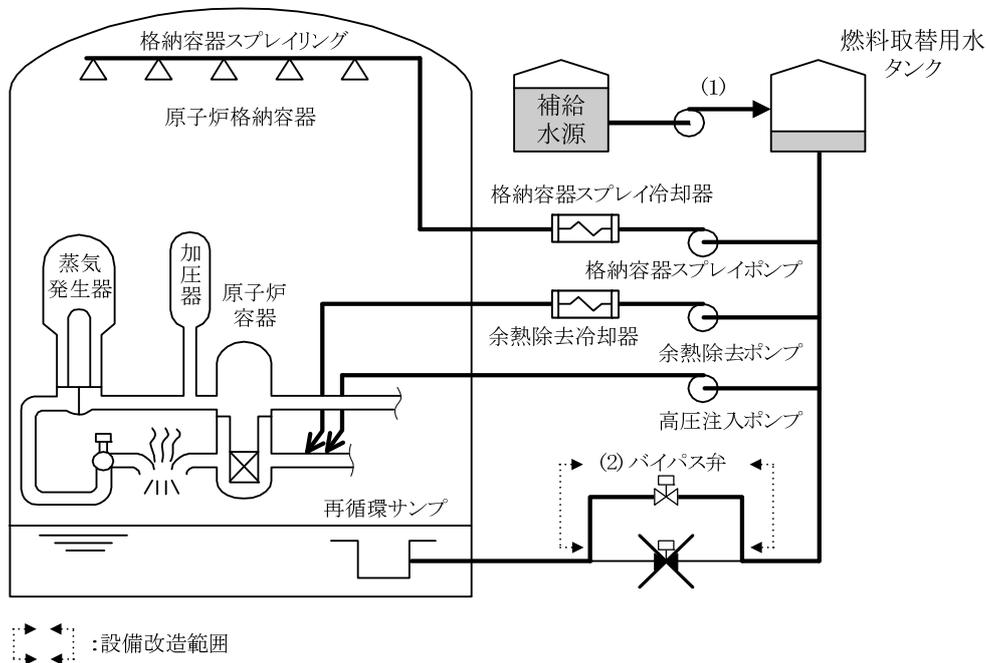
万一、ECCSの水源の切り替えができない場合は、

(1) RWSTにほう酸水を補給しながら、原子炉へ注水を継続する。

【⑤ 水源補給による注入継続】

万一、再循環に失敗した場合は、

(2) 再循環サンプバイパスラインを使用し、余熱除去ポンプにより炉心注入を行う。【⑫ 代替再循環】



○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (3/5)

蒸気発生器伝熱管破損等が発生した場合は、1次系と2次系を均圧にして漏えい箇所を隔離し、1次系の保有水を維持することにより炉心を冷却する。万一、漏えい箇所の隔離ができない場合は、

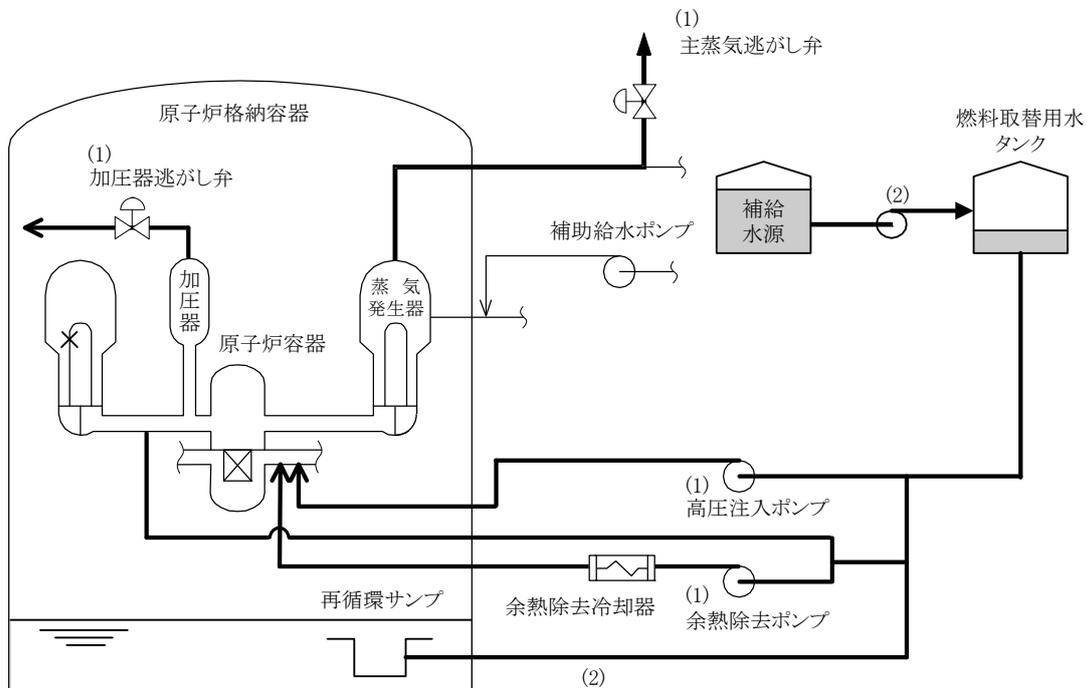
- (1) ECCSにより原子炉へほう酸水を注水し、主蒸気逃がし弁により原子炉を冷却するとともに加圧器逃がし弁等により1次系を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系を接続して長期的に炉心を冷却する。

【⑦ 1次系注水・減圧】

余熱除去系による冷却に失敗した場合は、

- (2) RWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリード操作により炉心を冷却した後、ECCS再循環を実施する。

【⑮ クールダウン&リサーキュレーション】



○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (4/5)

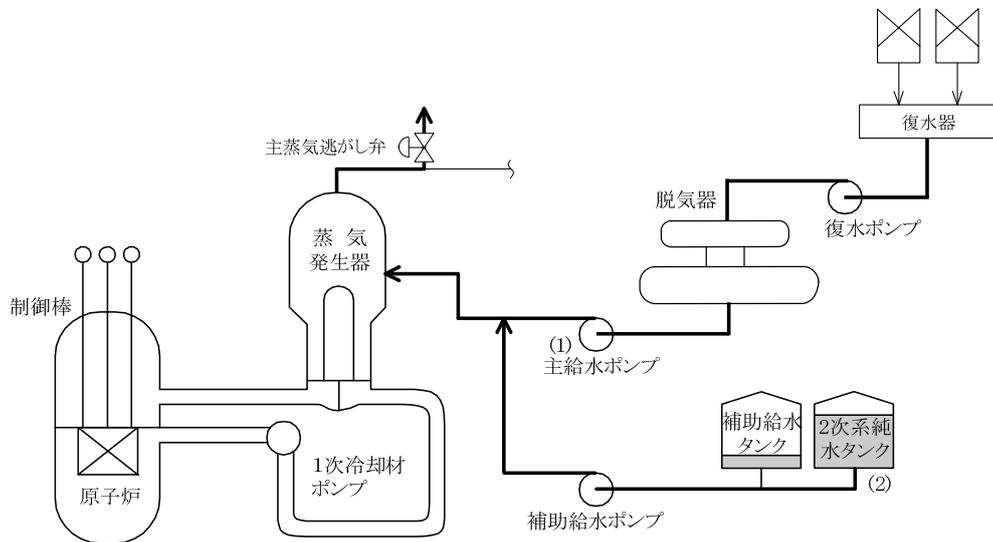
過渡事象等が発生した場合は、蒸気発生器に補助給水ポンプ等で給水し、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出することにより炉心を冷却する。

万一、2次系からの除熱ができない場合は、

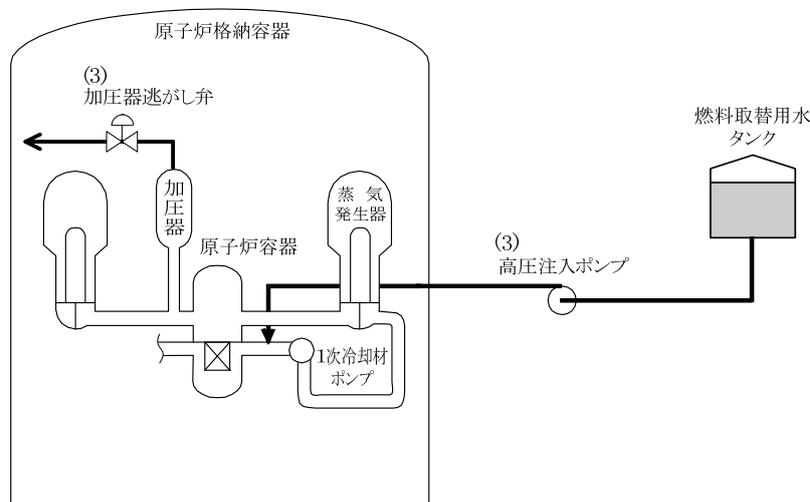
- (1) 補助給水系が使えない場合は、主給水系を手動起動する。

【⑧ 代替給水】

- (2) 補助給水系の水源が足りなくなった場合は、2次系純水タンクから水を補給する。【⑨ 2次系水源補給】



- (3) 蒸気発生器で冷却できない場合は、高圧注入ポンプで原子炉へ注水し、加圧器逃がし弁を開放する。【⑩ フィードアンドブリード】



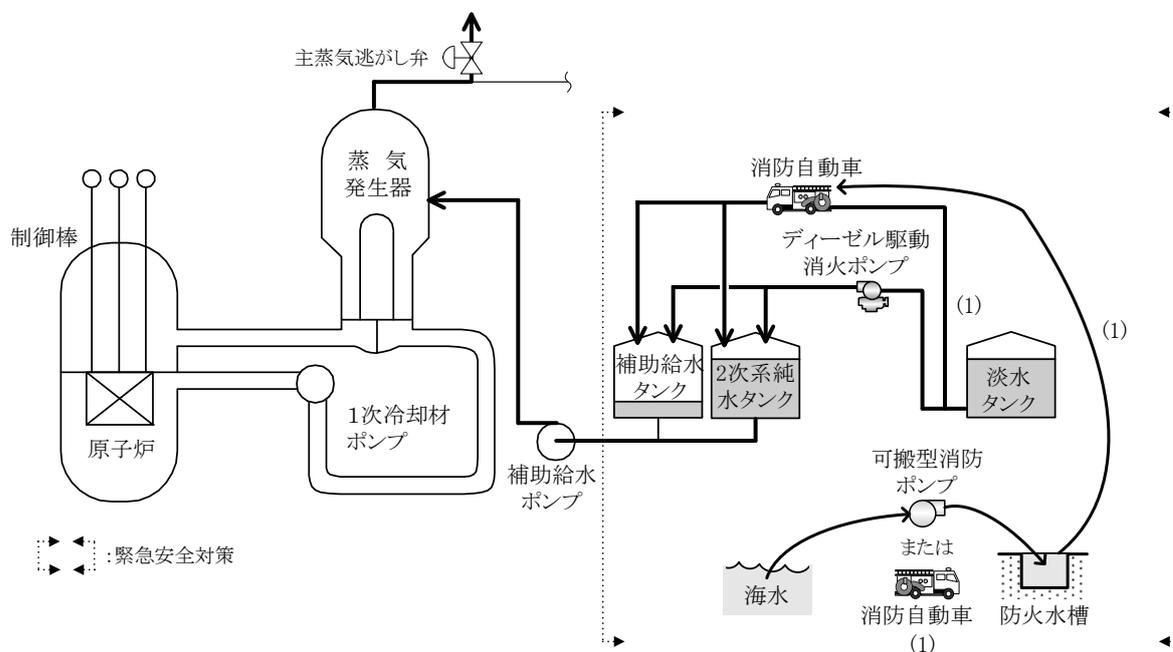
○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (5/5)

過渡事象等が発生した場合は、蒸気発生器に補助給水ポンプ等で給水し、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出することにより炉心を冷却する。

万一、全交流電源喪失が発生した場合は、

- (1) 消防自動車等により淡水タンクまたは海水から水源に水を補給しつつ、タービン動補助給水ポンプによる冷却を継続する。

【a-③ S/Gへの給水確保】



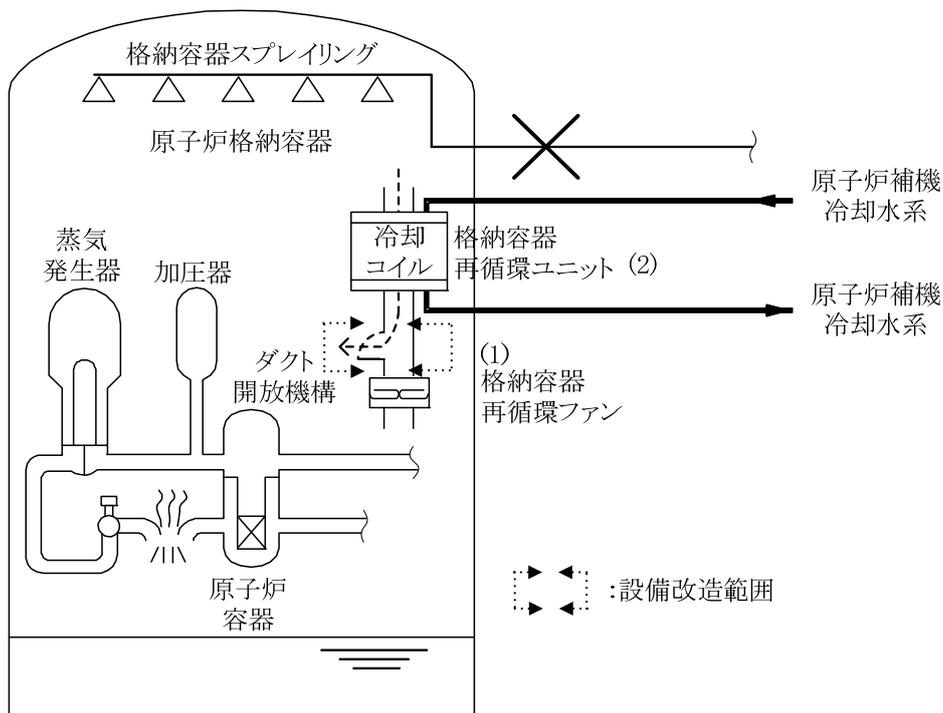
○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (1/4)

LOCAが発生した場合は、格納容器内が水蒸気により加圧されるため、格納容器スプレイ系により水蒸気を凝縮して格納容器を冷却し、圧力上昇を抑制する。

万一、格納容器スプレイ系が使用できない場合は、

- (1) 格納容器空気再循環系を手動起動する。【① 代替格納容器気相冷却】
- (2) ファンが起動できない場合は、格納容器空気再循環系の空調冷却コイル（格納容器再循環ユニット）に通水して格納容器内に自然対流を発生させる。【③ 格納容器内自然対流冷却】

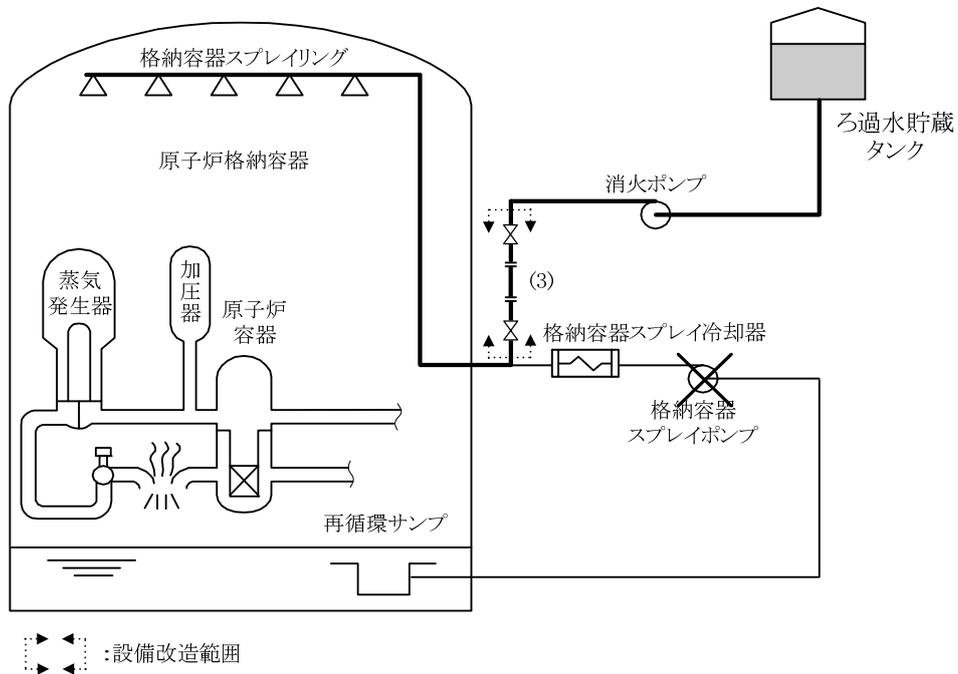
なお、代替格納容器気相冷却および格納容器内自然対流冷却は、炉心冷却機能に係る対策【⑥および⑬】としても有効である。



○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (1 / 4) (続き)

格納容器内自然対流冷却も使用できない場合は、

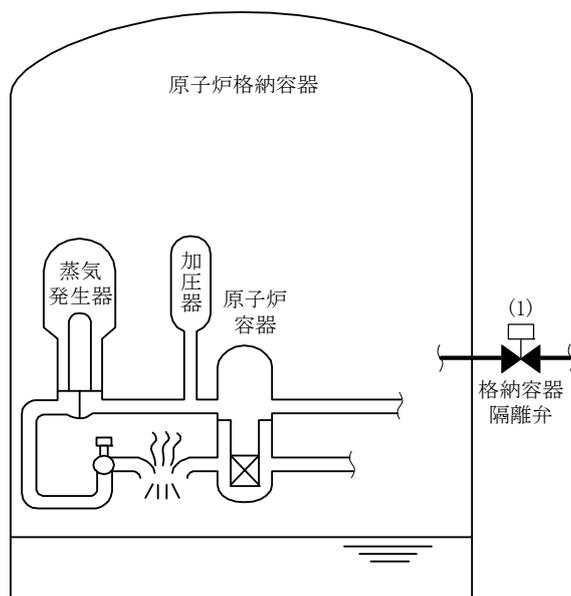
- (3) 消火水系と格納容器スプレイ系を接続し、消火ポンプを用いてろ過水貯蔵タンクの水を原子炉格納容器内に注水し、崩壊熱により発生した水蒸気を凝縮させる。さらに格納容器内自然対流冷却に失敗した場合でも、注水することにより崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制する。【④ 格納容器内注水】



○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (2/4)

LOCAが発生した場合は、格納容器貫通部に設けられた隔離弁等により格納容器を隔離する。万一、隔離弁が自動的に閉止しない場合は、

(1) 隔離弁を手動で閉止する。【② 格納容器手動隔離】

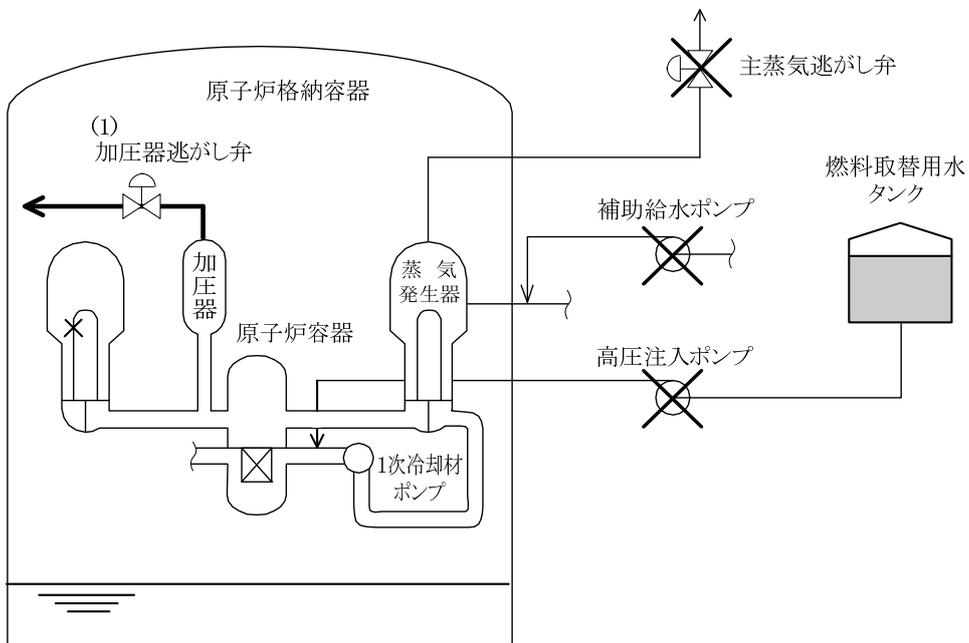


○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (3/4)

過渡事象等が発生した場合は、2次系からの除熱手段により炉心を冷却する。

万一、2次系からの除熱ができない場合は、代替給水やフィードアンドブリードなどのシビアアクシデント・マネジメント対策により炉心を冷却する。さらに万一、炉心の冷却ができない場合は、

(1) 加圧器逃がし弁を開放して原子炉を減圧する。【⑤ 1次系強制減圧】

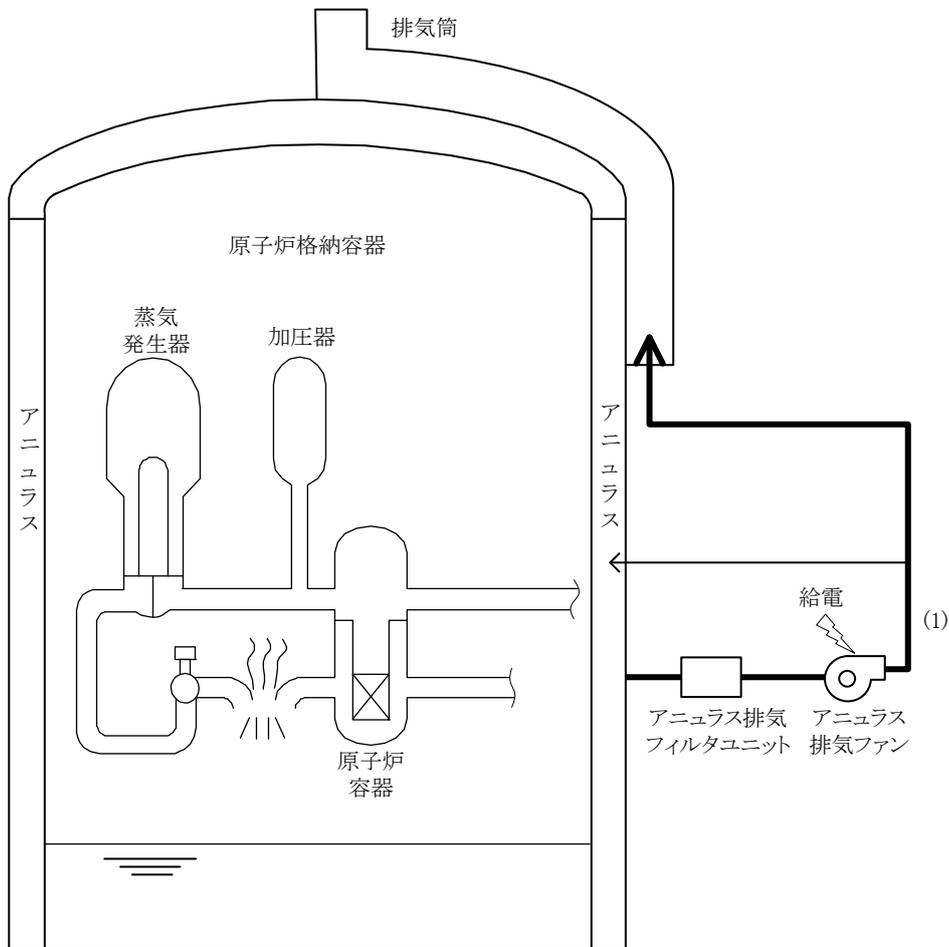


○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (4/4)

LOCAが発生した場合は、環境への放射性物質の放出を抑制するため、アニュラス排気ファンによりアニュラス部を負圧に保ちながら空気を再循環させ、アニュラス排気フィルタユニットにより放射性よう素を除去する。

万一、全交流電源喪失に伴って炉心損傷が発生し、さらに原子炉格納容器内で発生した水素がアニュラス部に多量に滞留した場合には、

- (1) 電源車等からアニュラス排気ファンに給電し、アニュラス空気再循環設備により、滞留した水素を外部に放出する。【b-④ 水素爆発防止対策】



○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (1/4)

外部電源が喪失した場合は、非常用所内電源系、直流電源系等から安全系機器へ電源を供給する。

万一、動力用の交流電源が供給できない場合は、

(1) 非常用ディーゼル発電機を手動で起動する等、電源系の回復を図る。

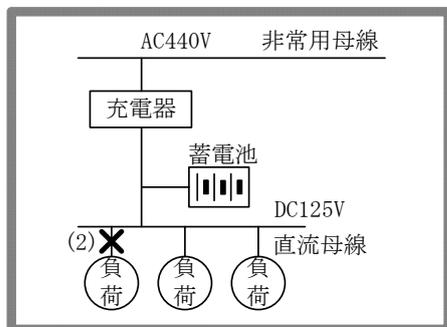
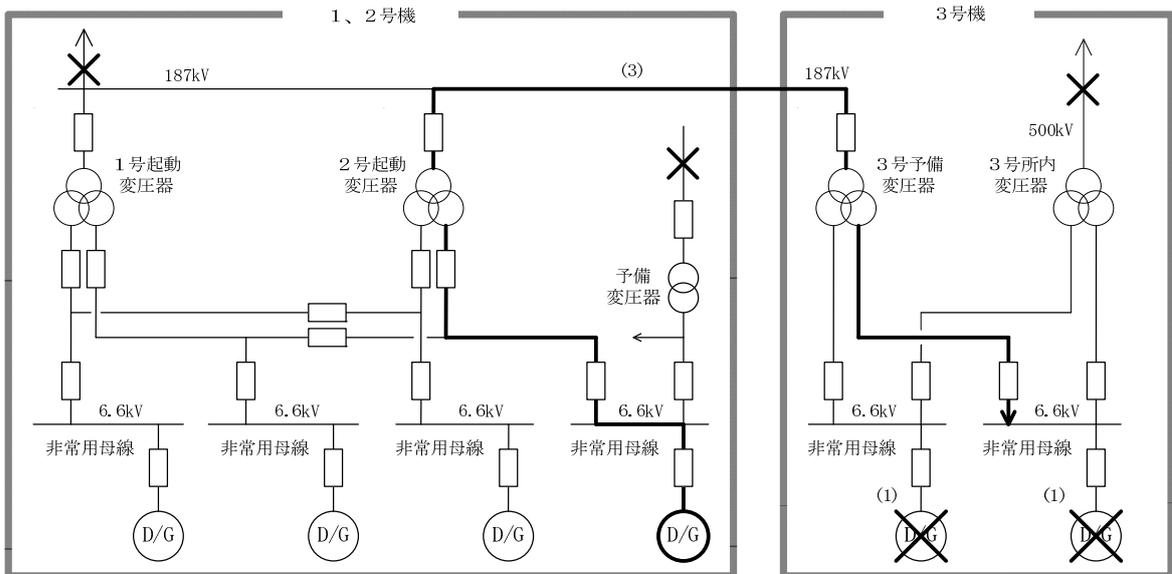
【① 電源復旧】

(2) 直流電源から不要な負荷を切り離して蓄電池を効果的に利用する。

【② 直流電源確保】

(3) 隣接する原子炉施設から動力用の交流電源を融通する。

【⑥ 号機間電源融通】



○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (1/4) (続き)

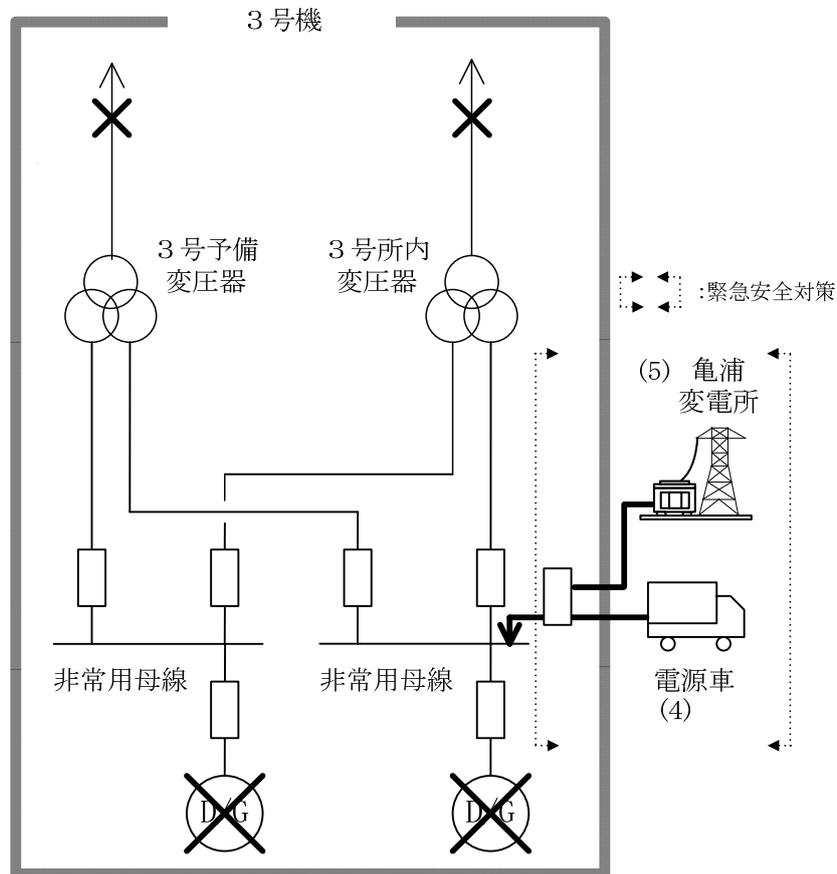
さらに万一、プラントで全交流電源喪失が発生した場合には、

(4) 電源車から中継盤を介した給電用ケーブルを安全系高圧母線負荷側につなぎ込み、給電を行う。

【a-① 電源車等による給電 (電源車の配備)】

(5) 隣接する変電所から中継盤を介した給電用ケーブルを安全系高圧母線負荷側につなぎ込み、給電を行う。

【a-② 電源車等による給電 (外部電源の多様化)】

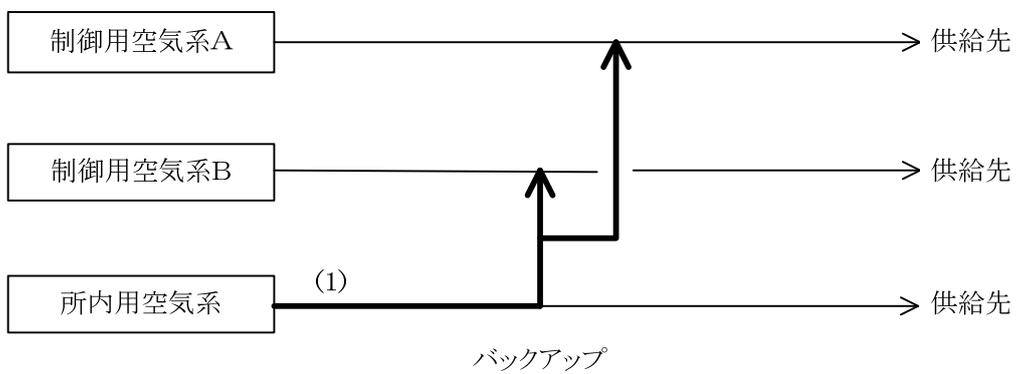


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (2/4)

安全機能を有する計測系や空気作動弁等には、制御用空気系から駆動用の空気が供給されている。

万一、制御用空気系から空気が供給できない場合は、

(1) 所内用空気系から空気を供給する。【④ 代替制御用空気供給】

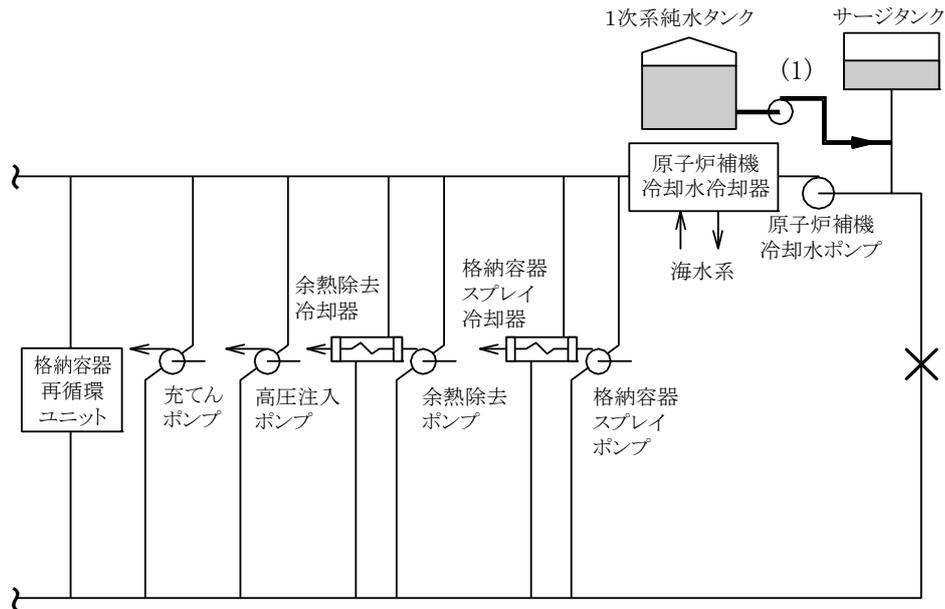


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (3/4)

安全機能を有するポンプ等は、原子炉補機冷却水系から軸受等を冷却する冷却水が供給されている。

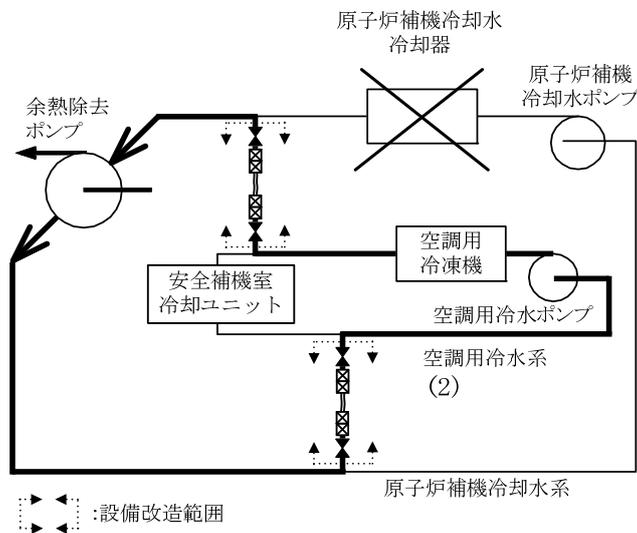
万一、原子炉補機冷却水系から冷却水が供給できない場合は、

- (1) 原子炉補機冷却水系の回復を図るとともに、必要な機器への冷却水を確保する。【③ 補機冷却水系回復】



- (2) 空調用冷水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。【⑤ 代替補機冷却】

なお、代替補機冷却は、炉心冷却機能に係る対策【⑭】としても有効である。

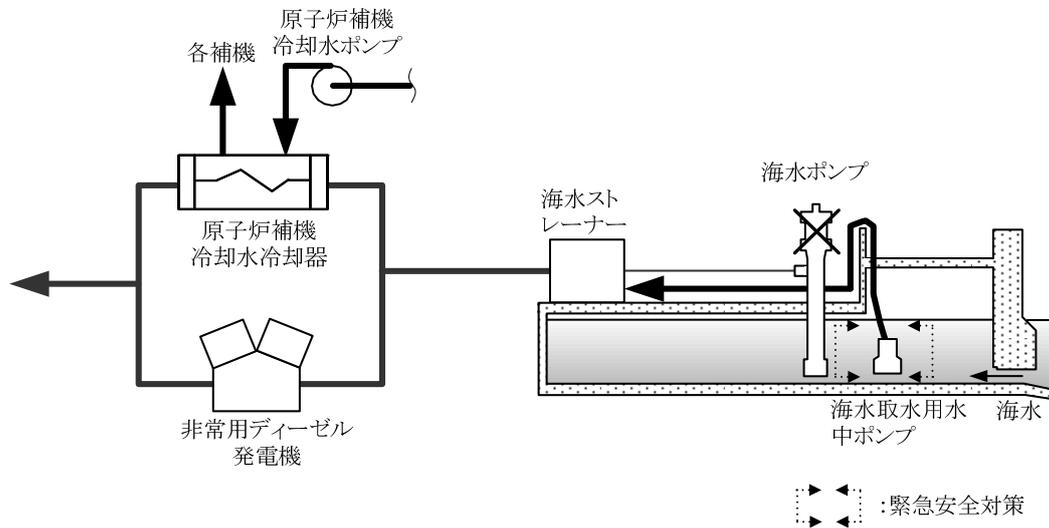


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (4/4)

原子炉補機冷却水系の熱を除熱するために、海水ポンプにより、原子炉補機冷却海水系に海水が供給されている。

万一、全交流電源喪失に伴って海水ポンプが運転できなくなった場合には、

- (1) 海水取水用水中ポンプを運搬、設置、電源車から給電し、原子炉補機冷却海水系に海水を供給する。【a-⑤ 代替海水供給】



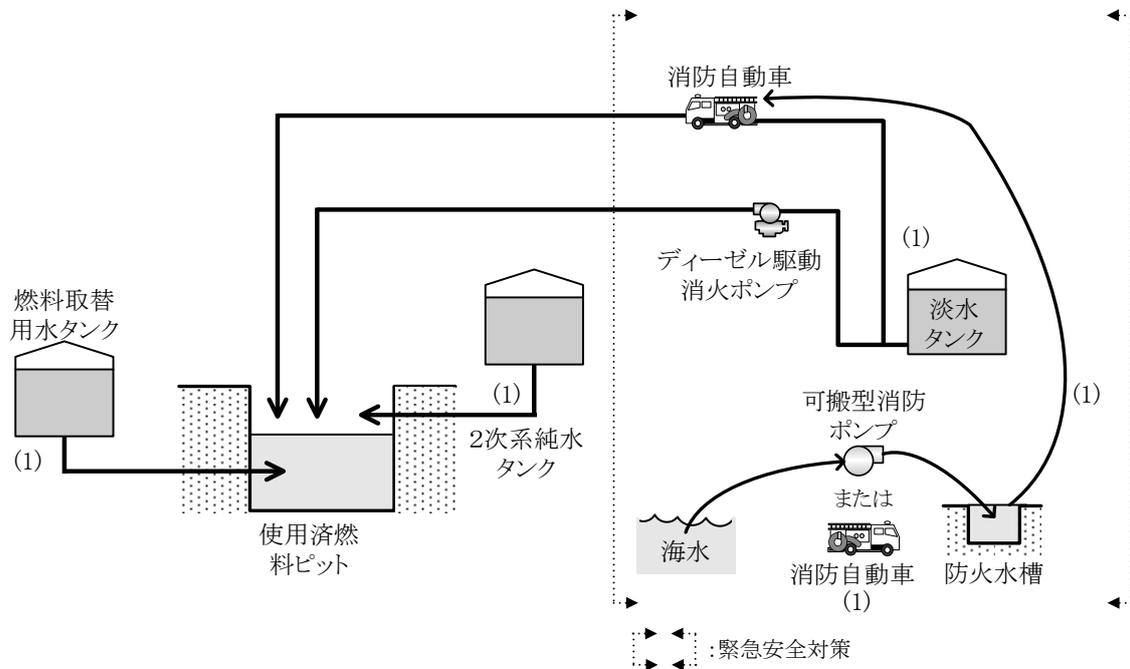
○ その他

使用済燃料ピット（SFP）では、通常SFP浄化冷却系により、使用済燃料から発生する崩壊熱を除去する。

万一、全交流電源喪失に伴ってSFPの冷却機能が喪失し、通常の系統を用いて使用済燃料を冷却できなくなった場合は、

- (1) 2次系純水タンク等からの水補給もしくは消防自動車等による淡水タンクまたは海水からの水補給を行う。

【a-④ 使用済燃料ピットへの水補給】



防護措置の整備状況

(燃料の重大な損傷を防止するための措置 (1/2))

機能	目的	防護措置	対策概要	主な系統等	整備時期	
原子炉の停止機能	原子炉停止機能喪失の影響緩和	①手動原子炉トリップ	既存設備の利用、手順書の整備	直流電源系 (遠隔操作の場合)	ロ 平成11年9月	
		②緊急ほう酸注入	既存設備の利用、手順書の整備	化学体積制御系、安全注入系	ロ 平成11年9月	
		③緊急2次系冷却	既存設備の利用、手順書の整備	補助給水系	ロ 平成11年9月	
		④緊急2次系冷却の多様化	既存設備の利用、手順書の整備	主給水系、復水系、2次系純水系	ロ 平成11年9月	
炉心冷却機能	ECCS注入機能喪失の影響緩和	①代替注入	既存設備の利用、手順書の整備	化学体積制御系、安全注入系	ロ 平成11年9月	
		②2次系強制冷却による低圧注入	既存設備の利用、手順書の整備	補助給水系、主蒸気系、安全注入系、余熱除去系	ロ 平成11年9月	
		⑩主蒸気ダンプ系の活用	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気系、循環水系、復水系	ロ 平成11年9月	
		③2次系強制冷却による低圧再循環	既存設備の利用、手順書の整備	補助給水系、主蒸気系、余熱除去系、原子炉補機冷却水系、海水系	ロ 平成11年9月	
	ECCS再循環機能喪失の影響緩和	⑤水源補給による注入継続	既存設備の利用、手順書の整備	化学体積制御系、廃液処理系、1次系純水系、SFP冷却系、2次系純水系、原水系	ロ 平成11年9月	
		⑩主蒸気ダンプ系の活用	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気系、循環水系、復水系	ロ 平成11年9月	
		⑫代替再循環	再循環サンプ隔離弁バイパスラインの設置、手順書の整備	格納容器スプレー系、安全注入系、余熱除去系、原子炉補機冷却水系、海水系	ロ 平成11年9月	
		⑭代替補機冷却	空調用冷水系から余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系への供給・戻り連絡配管の設置、手順書の整備	空調用冷水系、海水系 仮設ホース	ロ 平成11年9月	
		④2次系強制冷却によるサンプ水冷却	⑥代替格納容器気相冷却	既存設備の利用、手順書の整備	補助給水系、主蒸気系 格納容器空気再循環系、原子炉補機冷却水系、海水系	ロ 平成11年9月 ロ 平成11年9月
			⑩主蒸気ダンプ系の活用	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気系、循環水系、復水系	ロ 平成11年9月
	格納容器からの除熱機能喪失の影響緩和	⑬格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットのダクト開放機構、格納容器広域圧力計の設置および原子炉補機冷却水系を室素加圧するための加圧用配管、現地圧力計の設置、手順書の整備	格納容器空気再循環系、原子炉補機冷却水系、海水系 ダクト開放機構、格納容器広域圧力計、加圧用配管、現地圧力計	ロ 平成11年9月 ロ 平成11年9月	
		漏えい箇所の隔離機能喪失の影響緩和	⑦1次系注水・減圧	既存設備の利用、手順書の整備	安全注入系、原子炉冷却系、補助給水系、主蒸気系	ロ 平成11年9月
			⑮クールダウン&リサーキュレーション	既存設備の利用、手順書の整備	化学体積制御系、原子炉冷却系、主給水系、復水系、2次系純水系	ロ 平成11年9月

(備考) イ) 工事計画で対象とした設備、ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策、ハ) 緊急安全対策 (短期) またはシビアアクシデントへの対応に関する措置、ニ) 設備強化対策 (緊急安全対策に係る実施状況報告書またはシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

防護措置の整備状況

(燃料の重大な損傷を防止するための措置 (2/2))

機能	目的	防護措置	対策概要	主な系統等	整備時期		
炉心冷却機能	2次系からの除熱機能喪失の影響緩和	⑧代替給水	既存設備の利用、手順書の整備	主給水系、復水系、2次系純水系	ロ	平成11年9月	
		⑨2次系水源補給	既存設備の利用、手順書の整備	2次系純水系	ロ	平成11年9月	
		⑩フィードアンドブリード	既存設備の利用、手順書の整備	安全注入系、原子炉冷却系	ロ	平成11年9月	
		⑪主蒸気ダンプ系の活用	既存設備の利用、手順書の整備	主蒸気系、循環水系、復水系	ロ	平成11年9月	
		a-③S/Gへの給水確保	消防自動車、可搬型消防ポンプおよび消火ホースの配置、手順書の整備	補助給水系 消防自動車、可搬型消防ポンプおよび消火ホース	ハ	平成23年4月	
安全機能のサポート機能	電源喪失の影響緩和	①電源復旧	既存設備の利用、手順書の整備	所内電源系、送電系	ロ	平成11年9月	
		②直流電源確保	既存設備の利用、手順書の整備	—	ロ	平成11年9月	
		⑥号機間電源融通	既存設備の利用、手順書の整備	所内電源系	ロ	平成11年9月	
		a-①②電源車等による電源応急復旧	電源車 (4500kVA)、電源ケーブルおよび中継盤の配置、手順書の整備	所内電源系 電源車、電源ケーブルおよび中継盤	ニ	平成23年6月	
		補機冷却水喪失の影響緩和	③補機冷却水系回復	既存設備の利用、手順書の整備	原子炉補機冷却水系、海水系、2次系純水系、1次系純水系、燃料取替用水系	ロ	平成11年9月
	補機冷却水喪失の影響緩和	⑤代替補機冷却	空調用冷水系から余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系への供給・戻り連絡配管の設置、手順書の整備	空調用冷水系、海水系 仮設ホース	ロ	平成11年9月	
		a-⑤代替海水供給	海水取水用水中ポンプの配備、手順書の整備	原子炉補機冷却水系、海水系 海水取水用水中ポンプ、ホース、電源車および電源ケーブル	ニ	平成23年6月	
		制御用空気喪失の影響緩和	④代替制御用空気供給	既存設備の利用、手順書の整備	所内用空気系、制御用空気系	ロ	平成11年9月
	その他	SFPの冷却機能喪失の影響緩和	a-④使用済燃料ピットへの水補給	消防自動車、可搬型消防ポンプおよび消火ホースの配置、手順書の整備	原水系 消防自動車、可搬型消防ポンプおよび消火ホース	ハ	平成23年4月
			b-②緊急時における発電所構内通信手段の確保	トランシーバ、電池式のインターホン、ノーベルホンの配備、手順書の整備	通信機器 (トランシーバ、電池式のインターホン、ノーベルホン)	ハ	平成23年6月
事故対応環境の強化		b-⑤がれき撤去用の重機の配備	トラクターショベル (ホイールローダ)の配備	トラクターショベル (ホイールローダ)	ハ	平成23年6月	

(備考) イ) 工事計画で対象とした設備、ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策、ハ) 緊急安全対策 (短期) またはシビアアクシデントへの対応に関する措置、
ニ) 設備強化対策 (緊急安全対策に係る実施状況報告書またはシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

防護措置の整備状況

(放射性物質の大規模な放出を防止するために格納容器の健全性を維持するための措置)

機能	目的	防護措置	対策概要	主な系統等	整備時期
放射線物質の閉じ込め機能	格納容器からの除熱機能喪失の影響緩和	①代替格納容器気相冷却	既存設備の利用、手順書の整備	格納容器空気再循環系、原子炉補機冷却水系、海水系	ロ 平成11年9月
		③格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットのダクト開放機構、格納容器広域圧力計の設置および補機冷却水系を窒素加圧するための加圧用配管、現地圧力計の設置、手順書の整備	格納容器空気再循環系、原子炉補機冷却水系、海水系 ダクト開放機構、格納容器広域圧力計、加圧用配管、現地圧力計	ロ 平成11年9月
		④格納容器内注水	消火系から格納容器スプレイ系への連絡配管および積算流量計の設置ならびに原子炉キャビティへの浸水性向上のための炉内計装用シンプル配管室への浸水経路の確保、手順書の整備	消火水系、格納容器スプレイ系 消火系-格納容器スプレイ系接続ライン、積算流量計	ロ 平成11年9月
		⑤1次系強制減圧	既存設備の利用、手順書の整備	原子炉冷却系	ロ 平成11年9月
	格納容器隔離機能喪失の影響緩和	②格納容器手動隔離	既存設備の利用、手順書の整備	格納容器隔離弁を有する系統	ロ 平成11年9月
水素爆発の影響緩和	b-④水素爆発防止対策	既存設備の利用、手順書の整備	アニュラス排気系	ハ 平成23年6月	
安全機能のサポート機能	電源喪失の影響緩和	①電源復旧	既存設備の利用、手順書の整備	所内電源系、送電系	ロ 平成11年9月
		②直流電源確保	既存設備の利用、手順書の整備	-	ロ 平成11年9月
		⑥号機間電源融通	既存設備の利用、手順書の整備	所内電源系	ロ 平成11年9月
		a-①②電源車等による電源応急復旧	電源車(4500kVA)、電源ケーブルおよび中継盤の配置、手順書の整備	所内電源系 電源車、電源ケーブルおよび中継盤	ニ 平成23年6月
	補機冷却水喪失の影響緩和	③補機冷却水系回復	既存設備の利用、手順書の整備	原子炉補機冷却水系、海水系、2次系純水系、1次系純水系、燃料取替用水系	ロ 平成11年9月
		⑤代替補機冷却	空調用冷水系から余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系へ供給・戻り連絡配管の設置、手順書の整備	空調用冷水系、海水系 仮設ホース	ロ 平成11年9月
		a-⑤代替海水供給	海水取水用水中ポンプの配備、手順書の整備	原子炉補機冷却水系、海水系 海水取水用水中ポンプ、ホース、電源車および電源ケーブル	ニ 平成23年6月
制御用空気喪失の影響緩和	④代替制御用空気供給	既存設備の利用、手順書の整備	所内用空気系、制御用空気系	ロ 平成11年9月	
その他	事故対応環境の強化	b-①中央制御室の作業環境の確保	既存設備の利用、手順書の整備	中央制御室換気空調系	ハ 平成23年6月
		b-②緊急時における発電所構内通信手段の確保	トランシーバ、電池式のインターホン、ノーベルホンの配備、手順書の整備	通信機器(トランシーバ、電池式のインターホン、ノーベルホン)	ハ 平成23年6月
		b-③高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備	高線量対応防護服の配備、放射線管理のための体制の整備	高線量対応防護服	ニ 平成23年9月
		b-⑤がれき撤去用の重機の配備	トラクターショベル(ホイールローダ)の配備	トラクターショベル(ホイールローダ)	ハ 平成23年6月

(備考) イ) 工事計画で対象とした設備、ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策、ハ) 緊急安全対策(短期)またはシビアアクシデントへの対応に関する措置、ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書またはシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書にて計画されているもののうち設置済みの設備)

- 格納容器雰囲気直接加熱**

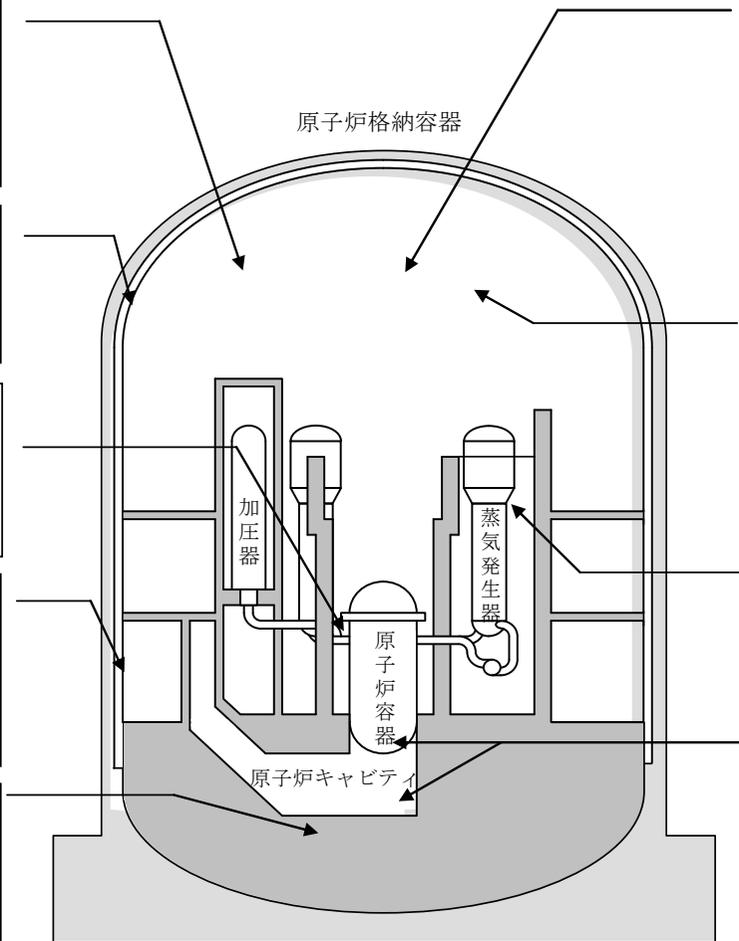
1次系が高圧状態で原子炉容器が破損し、高温の溶融物が噴出・分散放出されると、溶融物の微細化により雰囲気ガスへの熱移動及び化学反応が促進され、格納容器内雰囲気が溶融物から直接加熱される。
- 格納容器直接接触**

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損し、噴出・分散放出された高温の溶融物が格納容器に直接接触する。
- ホットレグクリープ破損**

炉心部で加熱されたガスの流れにより高温となったホットレグに荷重が加わり、クリープ変形を起こし、破損する。
- 過温**

格納容器内に水が十分に存在しない状態で崩壊熱により格納容器内雰囲気が加熱され、格納容器内の温度が異常に上昇して過熱状態となり、貫通部などが破損する。
- ベースマット溶融貫通**

原子炉キャビティに水がない状態で高温の溶融炉心が落下し、床面のコンクリートが熱分解されて溶融・侵食が起こり、ベースマットの貫通に至る。



- 可燃性ガスの高濃度での燃焼**

燃料被覆管のジルコニウムと水蒸気との反応及びコア-コンクリート反応等で発生した水素が高濃度となり、何らかの着火源の存在により着火、燃焼する。
- 準静的過圧**

格納容器内での水蒸気及び非凝縮性ガスの蓄積、格納容器内の温度上昇等により格納容器内の圧力が上昇し、耐圧限界を超える。
- 誘因蒸気発生器伝熱管破損**

炉心部で加熱されたガスの流れにより高温となった蒸気発生器伝熱管に荷重が加わり、クリープ変形を起こし、破損する。
- 水蒸気爆発 (炉内・炉外)**

高温の溶融物が原子炉容器下部 (炉内) 及び原子炉キャビティ (炉外) に落下し、落下先にある水と接触することで激しい水蒸気生成が起こり、圧力スパイクが発生する。

原子炉格納容器内での事象進展に係る物理現象