

4.6 地震と津波との重畳時における炉心および使用済燃料ピットの除熱継続時間の評価

4.6.1 評価の概要

本評価においては、「4.1 地震」、「4.2 津波」、「4.3 地震と津波との重畳」、「4.4 全交流電源喪失」および「4.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」の評価結果を踏まえ、地震と津波との重畳を起因として全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失が重畳した状態（以下、「重畳事象」という。）において、燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにし、炉心および使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）の除熱継続が可能な時間を評価することでクリフエッジを特定する。

4.6.2 評価実施事項

- (1) 「4.1 地震」、「4.2 津波」、「4.3 地震と津波との重畳」、「4.4 全交流電源喪失」、「4.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」の評価結果を踏まえ、重畳事象の発生から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に基づき、重畳事象の発生から炉心およびSFPの除熱継続が可能な時間の評価を実施し、クリフエッジの所在を特定する。

4.6.3 評価方法

- (1) 重畳事象の発生から燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定
重畳事象の発生から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、重畳事象の発生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) 炉心およびSFPの除熱継続時間の評価、クリフエッジの所在の特定
(1)において特定された事象の過程に基づき、重畳事象の発生から炉心およびSFPの除熱継続が可能な時間の評価を実施する。
評価にあたっては、(1)において特定され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。

4.6.4 評価条件

(1) 地震動と津波高さは、「4.3 地震と津波との重畳」の評価結果に基づき、地震動 1.80Ss、津波高さ T.P. +13.8m とする。

なお、この地震と津波との重畳時においては、表 4.6.1 に示すとおり、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失が重畳した状態となる。

表 4.6.1 地震と津波との重畳時における交流電源および最終ヒートシンクの機能状態（事故シナリオ）

	交流電源		最終ヒートシンク
	外部電源	非常用 ディーゼル発電機	海水ポンプ
地震と津波 との重畳	× (1.0Ss 未満) (起動変圧器等： EL. 10.2m)	× (海水ポンプ： EL. 10.2m)	× (海水ポンプ： EL. 10.2m)

(2) その他の評価条件については、地震および津波による設備への影響の考慮を除き、「4.4 全交流電源喪失」および「4.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」と同じとする。

なお、使用可能な設備、水源等については、以下のとおり。

(添付資料－4.6.1)

- a. 耐震 S クラスより下位の設備等については、「3.6 防護措置の成立性」において地震および津波に対する耐性が確認されたものを除き、使用できないものとし、使用可能な水源は炉心で復水タンク（3号機においては補助給水タンク）および海水（消防自動車利用）、SFPで海水（消防自動車利用）とする。
- b. 津波高さ T.P. +13.8m より低い位置にある設備等については、「4.2 津波」において許容津波高さが T.P. +13.8m 以上と評価されたものを除き、使用できないものとする。
- c. 海水取水用水中ポンプを利用した余熱除去系による炉心の除熱は、取水ピット内へのポンプ設置作業完了後に開始するものとし、本評価においては事象発生から 4 日経過後に開始するものとする。

4.6.5 評価結果

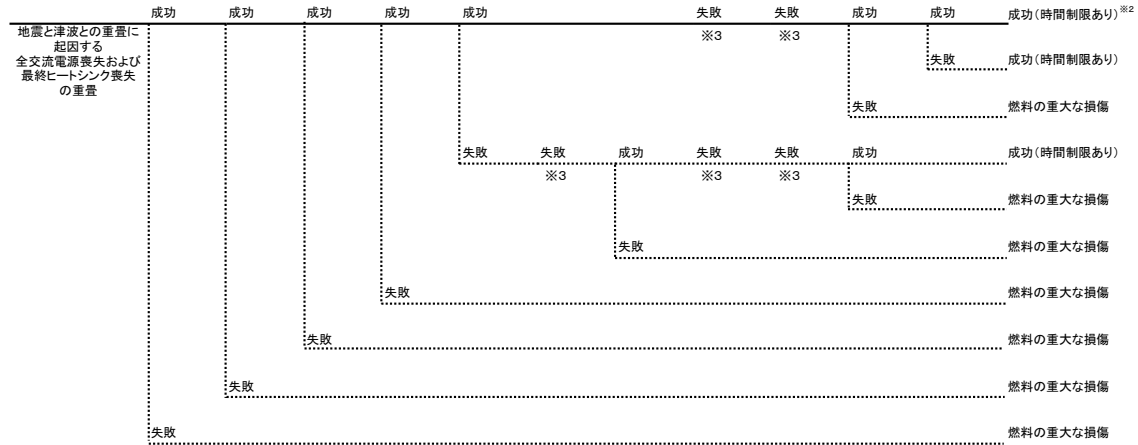
(1) 重畳事象の発生から燃料の重大な損傷に至る事象の過程の特定

事象の過程として、運転時の炉心については、重畳事象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、復水タンク 2 号を水源として S/G 2 次側への給水が行われ、S/G を介して炉心の除熱が行われる。復水タンク枯渇後は、消防自動車を用いて S/G 2 次側へ海水を給水することにより除熱する。なお、海水取水用水中ポンプを取水ピット内に設置した後は、余熱除去系による除熱に切り替える。これら除熱機能が失われ、炉心から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。

また、重畳事象の発生に伴い、蓄電池から中央制御室等のプラント監視に必要な箇所に給電が開始される。その後、蓄電池枯渇までに電源車からの電源供給を行う。これら電源機能が失われることで、S/G 水位等のプラント監視機能が喪失し、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。

この過程を炉心の除熱機能および電源機能を達成するシステムによるイベントツリーで図 4.6.1 に示す。

起回事象	イ)	イ)	イ)	イ)	二)	二)	ハ)	ロ)	ハ)	ハ)	二)	状態
	蓄電池による電源供給	タービン補助給水ポンプの起動、主蒸気送りがし弁による熱放出	復水タンクを水源とするS/G給水による除熱	蓄圧注入によるほう酸水の給水	電源車(1,825kVA)からの電源供給	多様化電源(配電線)からの電源供給	電源車(300kVA)による電源供給	2次系純水タンクを水源とするS/G給水による除熱	淡水タンクを水源とするS/G給水による除熱	海水を水源とするS/G給水による除熱	代替電源からの電源供給による余熱除去設備による冷却	
電源機能 ^{※1}	◎ [蓄電池容量]	-	-	-	◎ [重油]	x	○	-	-	-	-	
除熱機能 ^{※1}	-	◎	◎ [水源]	-	-	-	-	x	x	○ [水源、軽油]	◎ [1,825kVA電源車]	



イ) 工事計画で対象とした設備
 ロ) 整備済みのアクセシビリティマネジメント策
 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報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

※1 電源機能、除熱機能の各防護措置のうち◎の防護措置を用いた継続時間評価を実施した。
 ※2 本イベントツリーに記載されているイベントのうち、実線のイベントについて電源機能および除熱機能の継続時間を評価した。
 ※3 地震と津波との重畳時には成功イベントはない。

図 4.6.1 重畳事象の発生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、運転時および停止時のSFPについては、重畳事象の発生に伴い除熱機能が喪失するため、消防自動車を用いてSFPへ海水を補給することにより燃料を除熱する。この除熱機能が失われ、燃料から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。

この過程をSFPの除熱機能を達成するシステムによるイベントツリーで図 4.6.2 および図 4.6.3 に示す。

起回事象	イ)	ハ)	ハ)	状態
	2次系純水タンクを水源とするSFP給水による除熱	淡水タンクを水源とするSFP給水による除熱	海水を水源とするSFP給水による除熱	
除熱機能 ^{※1}	×	×	◎ [水源、軽油]	

	失敗	失敗	成功	成功(時間制限あり) ^{※2}
地震と津波との重畳に起因する 全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失の重畳	※3	※3	失敗	燃料の重大な損傷

- 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報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

※1 除熱機能の各防護措置のうち◎の防護措置を用いた継続時間評価を実施した。
 ※2 本イベントツリーに記載されているイベントのうち、実線のイベントについて 除熱機能の継続時間を評価した。
 ※3 地震と津波との重畳時には成功イベントはない。

図 4.6.2 重畳事象の発生から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP：運転時)

起回事象	イ)	二)	ハ)	ハ)	状態
	2次系純水タンクを水源とするSFP給水による除熱	代替電源からの電源供給によるSFP浄化冷却系による冷却	淡水タンクを水源とするSFP給水による除熱	海水を水源とするSFP給水による除熱	
除熱機能 ^{※1}	×	×	×	◎ [水源、軽油]	

	失敗	失敗	失敗	成功	成功(時間制限あり) ^{※2}
地震と津波との重畳に起因する 全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失の重畳	※3	※3	※3	失敗	燃料の重大な損傷

- 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報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)
- ※1 除熱機能の各防護措置のうち◎の防護措置を用いた継続時間評価を実施した。
 ※2 本イベントツリーに記載されているイベントのうち、実線のイベントについて 除熱機能の継続時間を評価した。
 ※3 地震と津波との重畳時には成功イベントはない。

図 4.6.3 重畳事象の発生から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP：停止時)

重畳事象の発生から燃料の重大な損傷に至る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、復水タンク2号、消防自動車、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

消防自動車

○電源機能

蓄電池、電源車、D/G燃料油貯油槽

(2) 炉心およびSFPの除熱継続時間の評価、クリフエッジの所在の特定

(1)の結果より、運転時の炉心については、重畳事象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、復水タンク2号を水源としてS/G2次側への給水が行われ、S/Gを介して炉心の除熱が行われる。復水タンク枯渇後は、消防自動車を用いてS/G2次側へ海水を給水することにより除熱する。なお、海水取水用水中ポンプを取水ピット内に設置した後は、余熱除去系による除熱に切り替える。

また、重畳事象の発生に伴い、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。その後、蓄電池枯渇までに電源車からの電源供給を行う。

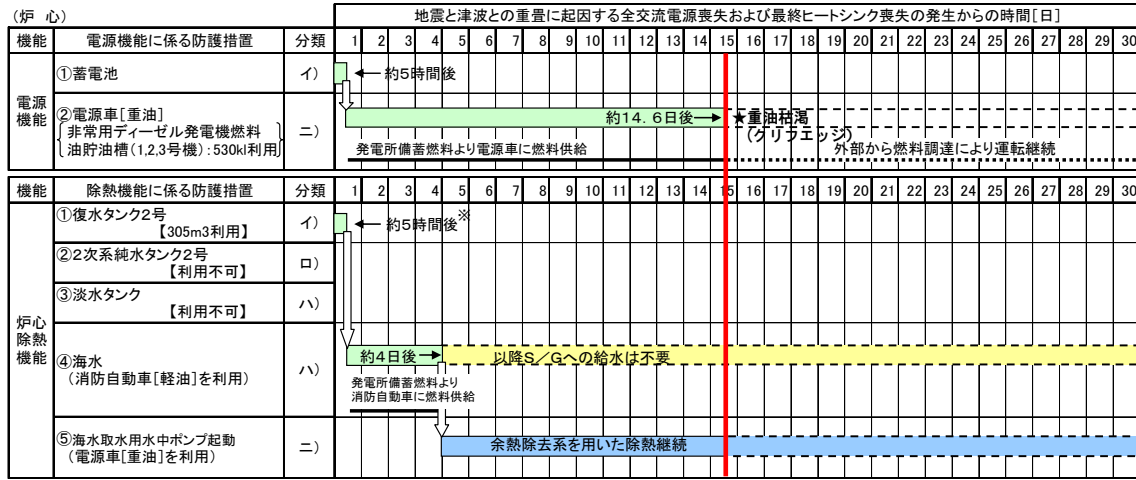
SFPについては、消防自動車を用いてSFPへ海水を補給することにより燃料を除熱する。

上記の過程を踏まえて評価した結果、運転時のクリフエッジは図4.6.4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によって、重畳事象の発生から約14.6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によって、重畳事象の発生から約21.3日後となる。なお、2号機運転中において、評

価上最も厳しくなる他号機の運転状態は、1, 3号機停止中となる。

(添付資料－4. 6. 1)

(添付資料－4. 6. 2)



- 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 4.6.4 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

停止時のクリフエッジは図 4.6.5 に示すとおりであり、SFPでの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によって、重畳事象の発生から約 19.4 日後となる。なお、2号機停止中において、評価上最も厳しくなる他号機の運転状態は、1, 3号機停止中となる。

(添付資料－4. 6. 1)

(添付資料－4. 6. 2)

(SFP)		地震と津波との重畳に起因する全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失の発生からの時間[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	
SFP 除熱 機能	①2次系純水タンク2号 【利用不可】	イ)																															
	②淡水タンク 【利用不可】	ハ)																															
	③海水 (消防自動車[軽油]を利用)	ハ)																															
	④海水取水用水中ポンプ起動 【利用不可】	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うち設置済みの設備)

図 4.6.5 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 4.6.2 のとおりとなった。

表 4.6.2 クリフエッジの特定結果

	2号機運転時	2号機停止時
炉心	約 14.6 日後	—※1
SFP	約 21.3 日後	約 19.4 日後

※1：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。

4.6.6 結論

4.6.5 で示したとおり、地震と津波との重畳を起因として全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失が重畳した場合に、発電所外部からの燃料補給がない場合でも、炉心で約 14.6 日間、SFPで約 19.4 日間は除熱機能を維持することができる。

なお、クリフエッジを防止するための対策として、発電所構内に備蓄している燃料で炉心およびSFPの除熱を継続している期間内に、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。※2

(添付資料－3. 6. 6)

※2 「3号機審査質問回答」の「(No. 12) 地震、津波及び地震・津波の重畳時における冷却継続時間の評価」11頁～18頁参照

さらに、地震については、「4.1.8 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っている。また、今後においても、海水ポンプエリアへの防水対策の強化等、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。

電源機能および除熱機能の継続時間評価に用いた燃料消費率等の条件について

1. 電源機能持続に係る評価

伊方発電所では、1,825kVA 仕様の電源車による電源供給を実施する。本電源車は重油を燃料とするが、評価にあたっては、以下の表1に示す燃料(重油)の貯蔵量を適用する。

表1. 評価条件

項 目	内 容
電源車負荷	全負荷運転(1, 825kVA:1, 460kW)
電源車燃料消費率	378ℓ/h/台 (全負荷運転時)
燃料(重油)貯蔵量	530kℓ ・1, 2号機D/G燃料油貯油槽:68kℓ×4基 ・3号機D/G燃料油貯油槽:129kℓ×2基 (3号機補助ボイラ燃料油貯蔵タンク:102kℓは、使用不可) (重油屋外貯蔵所:20kℓは、予備として使用しない)
その他	電源車は蓄電池枯渇後に運転開始すればよいが、クリフエッジ評価においては保守側に事象発生直後に電源車を運転開始するとしてクリフエッジを算出した。

2. 除熱機能継続に係る評価

除熱機能については、炉心除熱機能と使用済燃料ピット(以下、「SFP」という)除熱機能の双方について評価する必要がある。復水タンク(3号機は補助給水タンク)からの給水はタンクから直接行われるが、復水タンク枯渇後は、消防自動車(軽油駆動)または可搬型消防ポンプ(ガソリン駆動)により海水給水が行われる。なお、今回の評価においては、可搬型消防ポンプは予備として使用しない扱いとした。

また、今回の評価においては、複数号機間の相互作用の可能性の考慮として、1, 3号機においても、地震と津波との重畳を起因として全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失が重畳し、消防自動車による給水が必要となり、2号機とともに発電所備蓄の軽油を消費する想定とした。

図1に給水手順図を示す。復水タンク枯渇後、消防自動車1台により海水を防火水槽に汲み上げ、これを消防自動車1台により1, 2, 3号機に給水する(防火水槽が使用できない場合、消防自動車2台をホースで直接連結する)手順としている。

表2. 評価条件

項 目	内 容
必要給水量	1, 2, 3号機のプラント運転状態(運転/停止)の全ての組み合わせについて事象発生から必要な給水量を1日単位で算出
燃料消費率	消防自動車(軽油):45ℓ/h/台 (可搬型消防ポンプ(ガソリン):9ℓ/h/台は、予備として使用しない)
燃料貯蔵量	軽油 ・屋外貯蔵所:20kℓ (ガソリン屋内貯蔵所:1. 98kℓは、予備として使用しない)

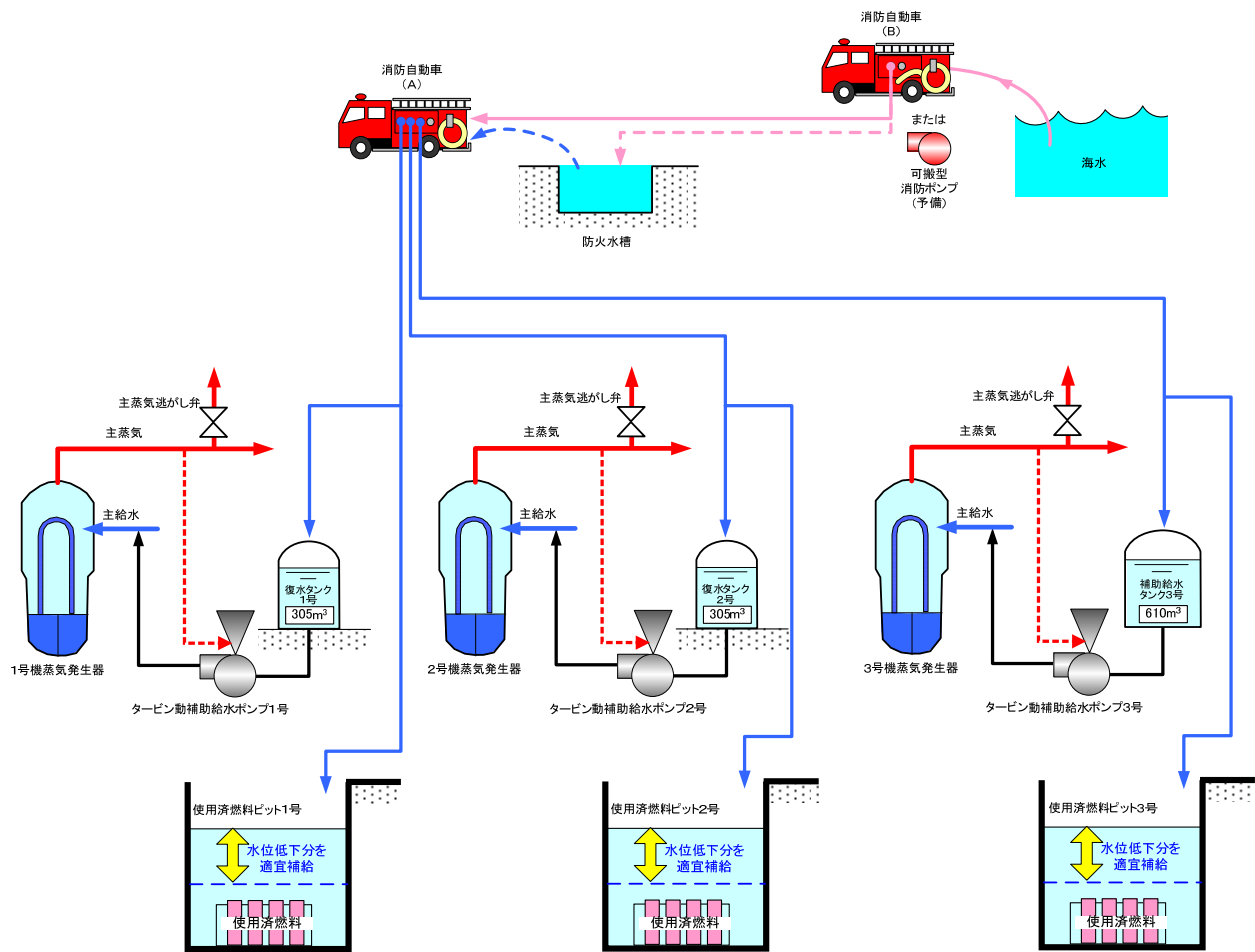


図1. 除熱のための給水手順

地震と津波との重畳に起因する全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失発生時の
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 (電源車)	軽油 (消防自動車)
①	運転中	運転中	運転中	14.6	36.3
②	停止中	停止中	停止中	14.6	<u>19.4</u>
③	運転中	運転中	停止中	14.6	24.0
④	停止中	停止中	運転中	14.6	24.5
⑤	停止中	運転中	運転中	14.6	28.8
⑥	運転中	停止中	運転中	14.6	28.7
⑦	停止中	運転中	停止中	<u>14.6</u>	<u>21.3</u>
⑧	運転中	停止中	停止中	14.6	21.3

4.7 その他のシビアアクシデント・マネジメント

4.7.1 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、伊方発電所第2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。

4.7.2 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2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。

4.7.3 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。

4.7.4 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。

4.7.5 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

4.7.5.1 発電所の系統構成およびその安全機能

伊方発電所第2号機の主な系統構成は、図4.7.1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2号機の設備概要」において説明している。

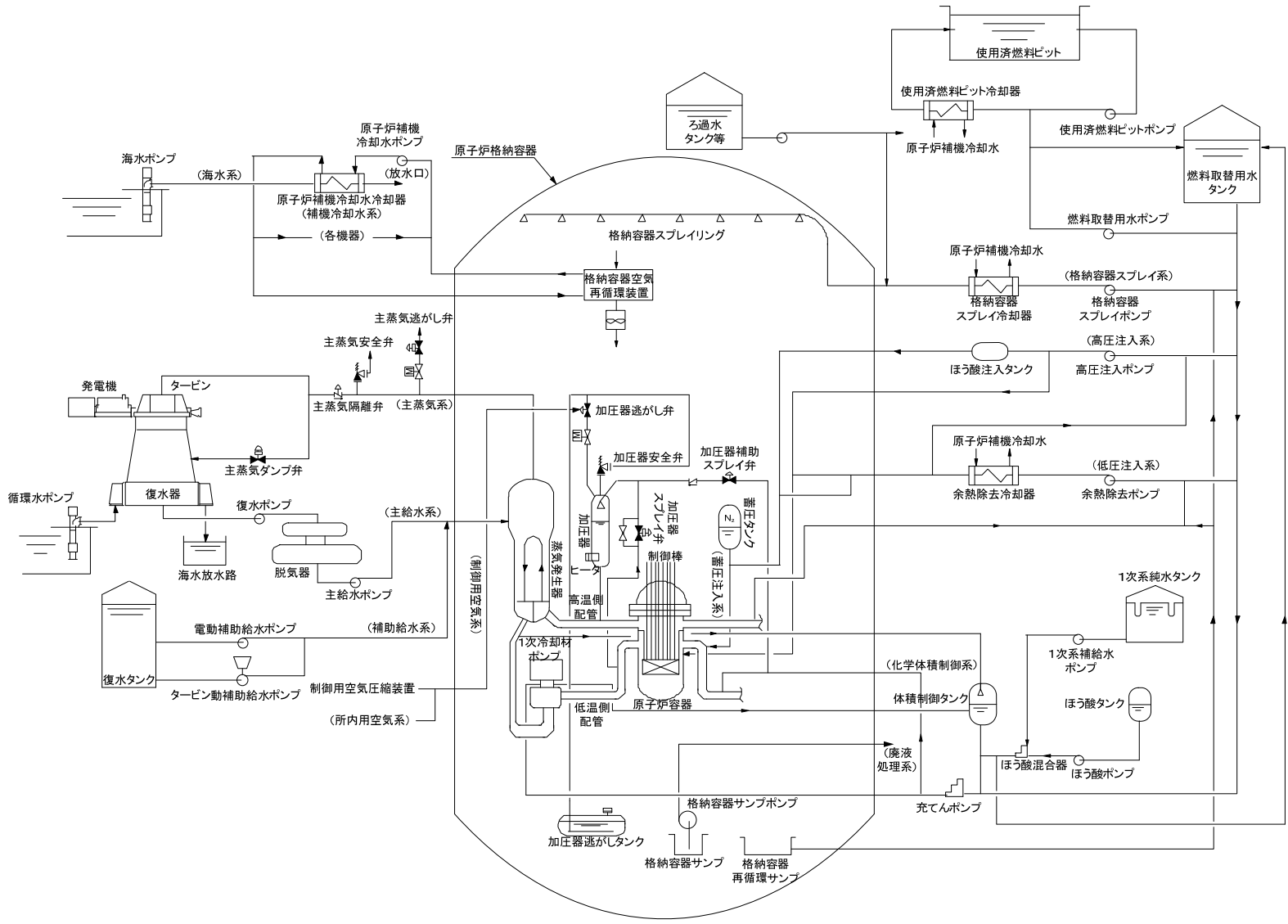


図 4. 7. 1 伊方発電所第 2 号機基本系統図

4.7.5.2 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で想定した起回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－4．7．1）

なお、内的事象P S Aで想定した起回事象とは、

- ・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
- ・DC母線1系列喪失

であり、既存のPSA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-4.7.2)

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-4.7.3)

- 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
- 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
- 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
- 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SFP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-④SFP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. 7. 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. 7. 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」に係る代替再循環ポンプ
- ・「代替補機冷却」に係る消火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・排水連絡配管
- ・「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並びに炉内計装用シンプル配管室への浸水経路の確保

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。

4.7.5.3 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、「4.7.5.2 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

内の事象P S Aで想定した起因事象は、全部で13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：LOCAシナリオ

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

大破断LOCA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LOCAは、大破断LOCA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LOCAは、中破断LOCA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（ECCS注入）
- ・再循環による炉心の継続的な除熱（ECCS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、ECCS注入およびECCS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、格納容器スプレイが必要となる。

○ 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LOCA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、DC母線1系列喪失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. 7. 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、

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

㊧「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)

の2つがある。なお、伊方発電所第2号機では、「高圧再循環」には再循環システムの昇圧を行うための「余熱除去ポンプによるブースティング」(以下、「ブースティング」という。)が必要であり、「ブースティング」に成功した場合は「低圧再循環」に成功としている。AM策を考慮した場合は、

㊨「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。)+「代替再循環による炉心冷却」(以下、「代替再循環」という。)(1シナリオ)

㊩「代替格納容器冷却」+「代替再循環」(1シナリオ)

の2つのシナリオが加わり、合計4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。

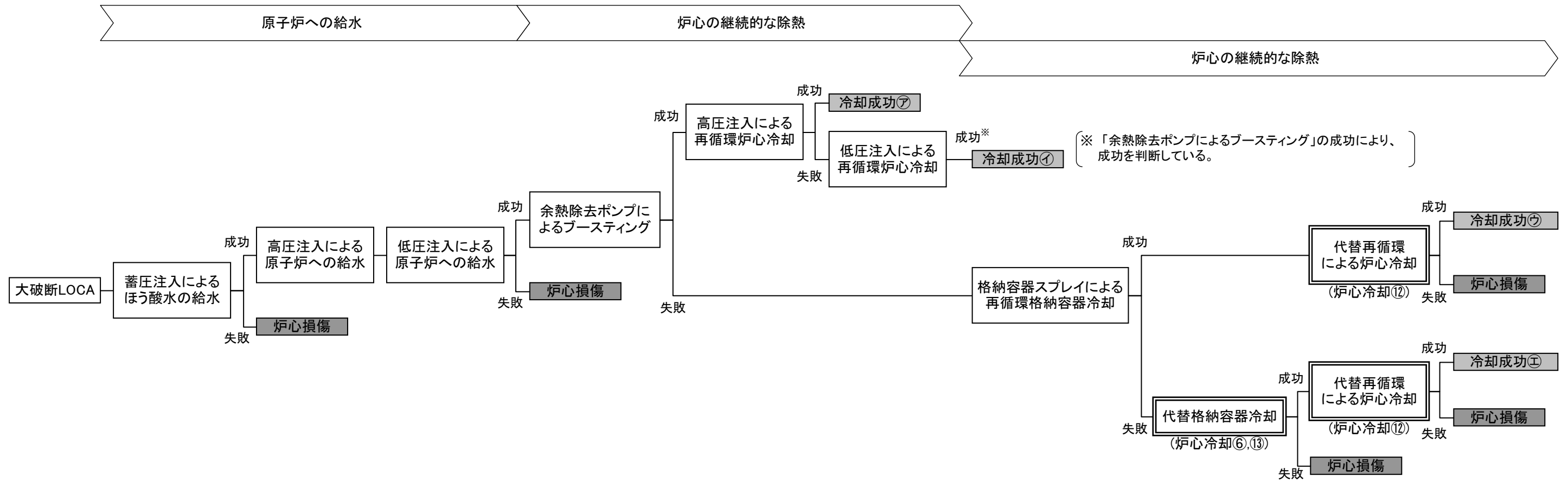


図4. 7. 2 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ1：大破断LOCA)

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㉞：代替格納容器気相冷却、㉚：代替再循環、㉟：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. 7. 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、

㊧「健全S/Gによる強制冷却」+「低圧再循環」(4シナリオ)

㊨「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」(1シナリオ)

㊩「健全S/Gによる強制冷却」+「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」+「代替格納容器冷却」+「代替再循環」(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。なお、「ブースティング」に成功した場合は「低圧再循環」に成功としている。

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)

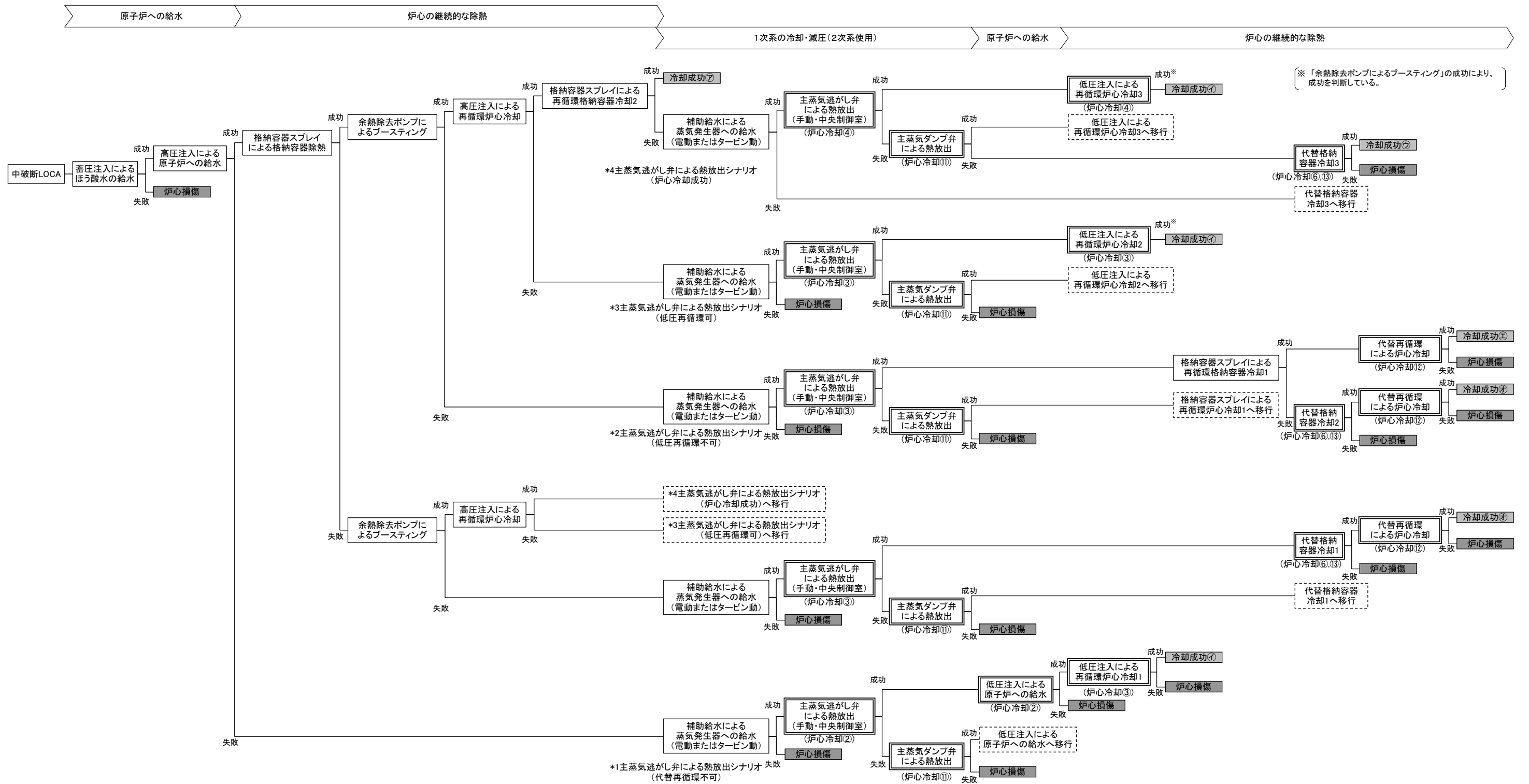
の2つのシナリオが有効になる。

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」
- ・ECCS再循環の代替として「㊩2次系強制冷却による低圧再循環」(2次系強制冷却)、「㊩主蒸気ダンプ系の活用」および「㊪代替再循環」

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）、「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」
- ・2次系による炉心冷却の代替として「⑩主蒸気ダンプ系の活用」である。



※「余熱除去ポンプによるブースティング」の成功により、成功を判断している。

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、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. 7. 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)

(c) 小破断LOCA (図4. 7. 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、

㉞ 「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、

㉟ 「健全S/Gによる強制冷却」 + 「低圧再循環」 (4シナリオ)

㊱ 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」 (1シナリオ)

㊲ 「健全S/Gによる強制冷却」 + 「格納容器スプレイ再循環」 + 「代替再循環」 (2シナリオ)

㊳ 「健全S/Gによる強制冷却」 + 「代替格納容器冷却」 + 「代替再循環」 (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。なお、「ブースティング」に成功した場合は「低圧再循環」に成功としている。

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、

㊴ 「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)

㊵ 「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」 + 「格納容器スプレイ再循環」 (1シナリオ)

㊶ 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」 (1シナリオ)

の4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「②2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）および「⑪主蒸気ダンプ系の活用」
- ・ 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）、「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「④2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」および「⑩フィードアンドブリード」

である。

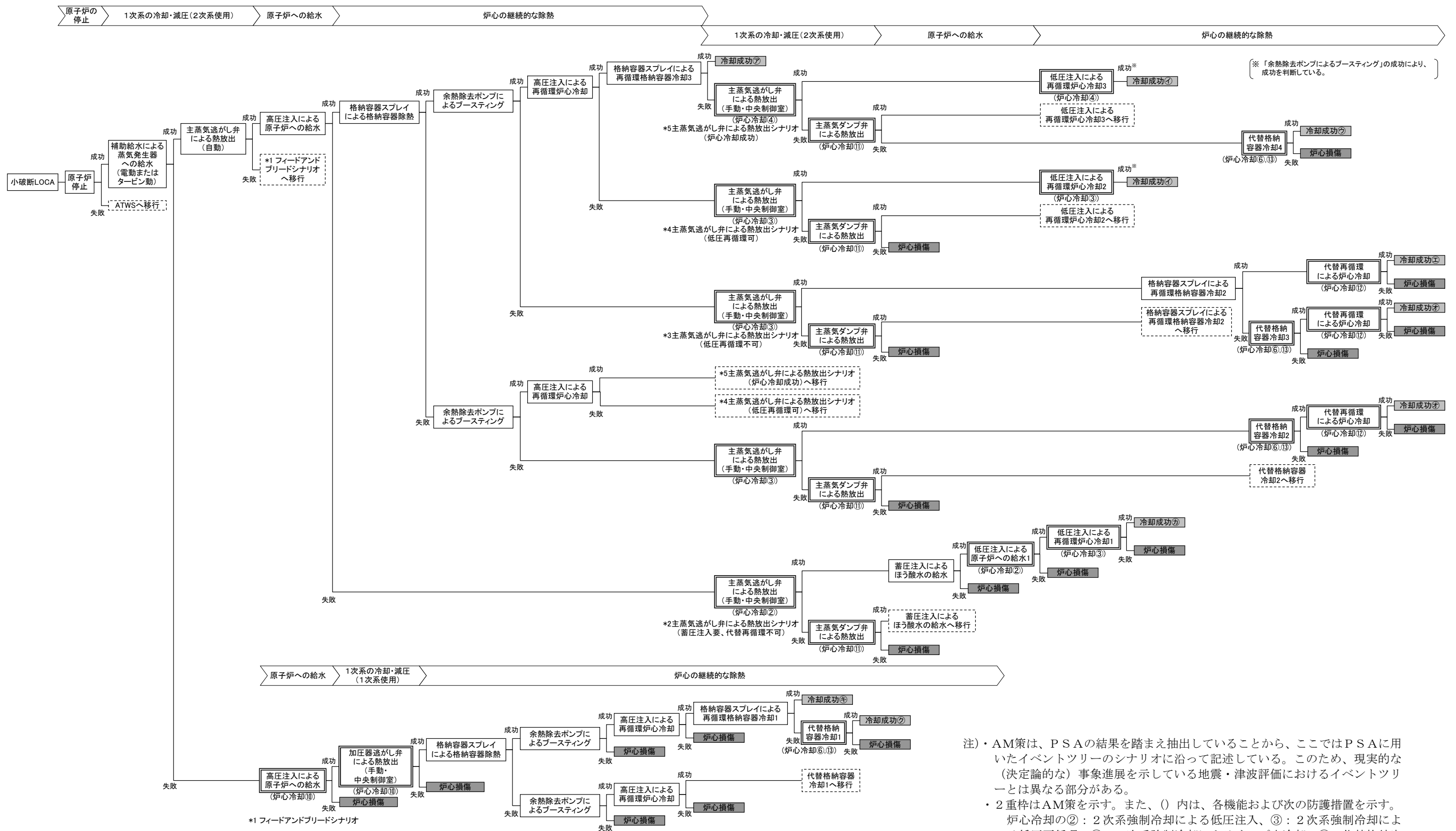


図 4. 7. 4 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 1 : 小破断 LOCA)

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压注入、③：2次系強制冷却による低压再循環、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。

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. 7. 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、事故原因に鑑みると「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、

㊦ 「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」+ 「格納容器スプレイ再循環」(1 シナリオ)

㊨ 「フィードアンドブリード」+ 「高圧再循環」+ 「代替格納容器冷却」(1 シナリオ)

の 2 つのシナリオが加わり、合計 3 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、

㊩ 「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)

㊪ 「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」+ 「格納容器スプレイ再循環」(4 シナリオ)

㊫ 「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」+ 「代替格納容器冷却」(4 シナリオ)

の合計12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「⑦1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」

である。

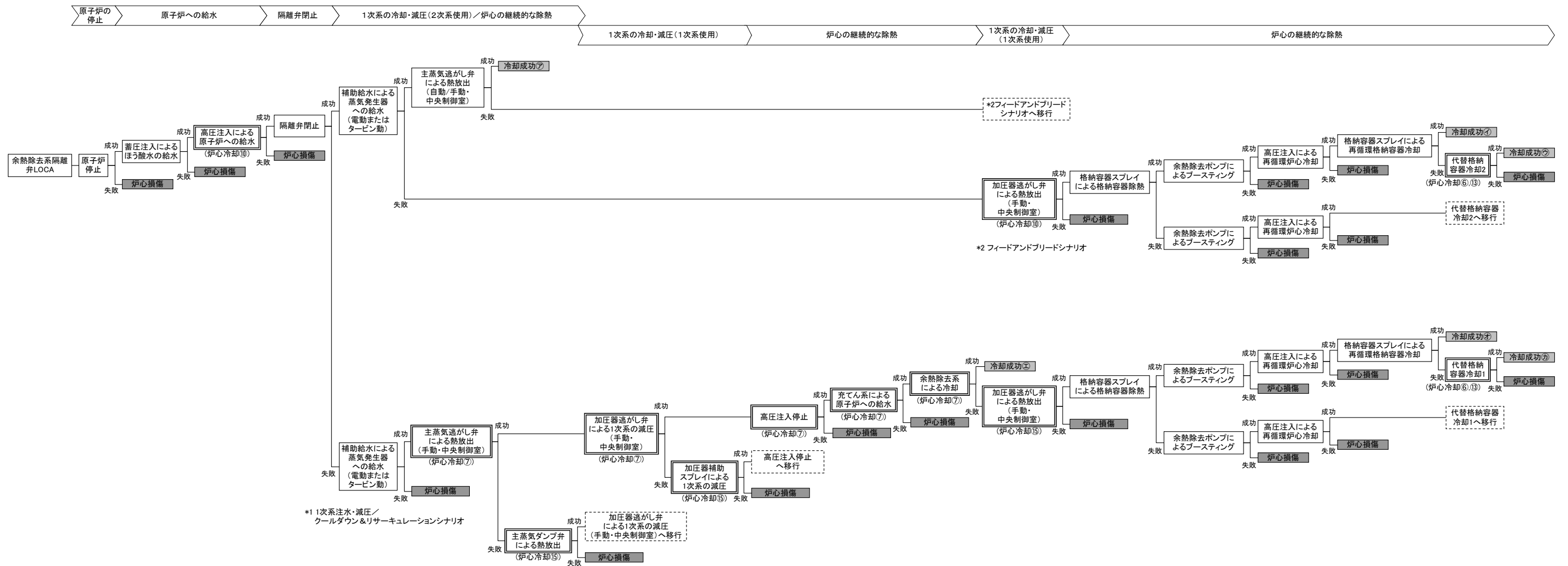


図 4. 7. 5 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 2 : 余熱除去系隔離弁 LOCA)

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、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. 7. 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。

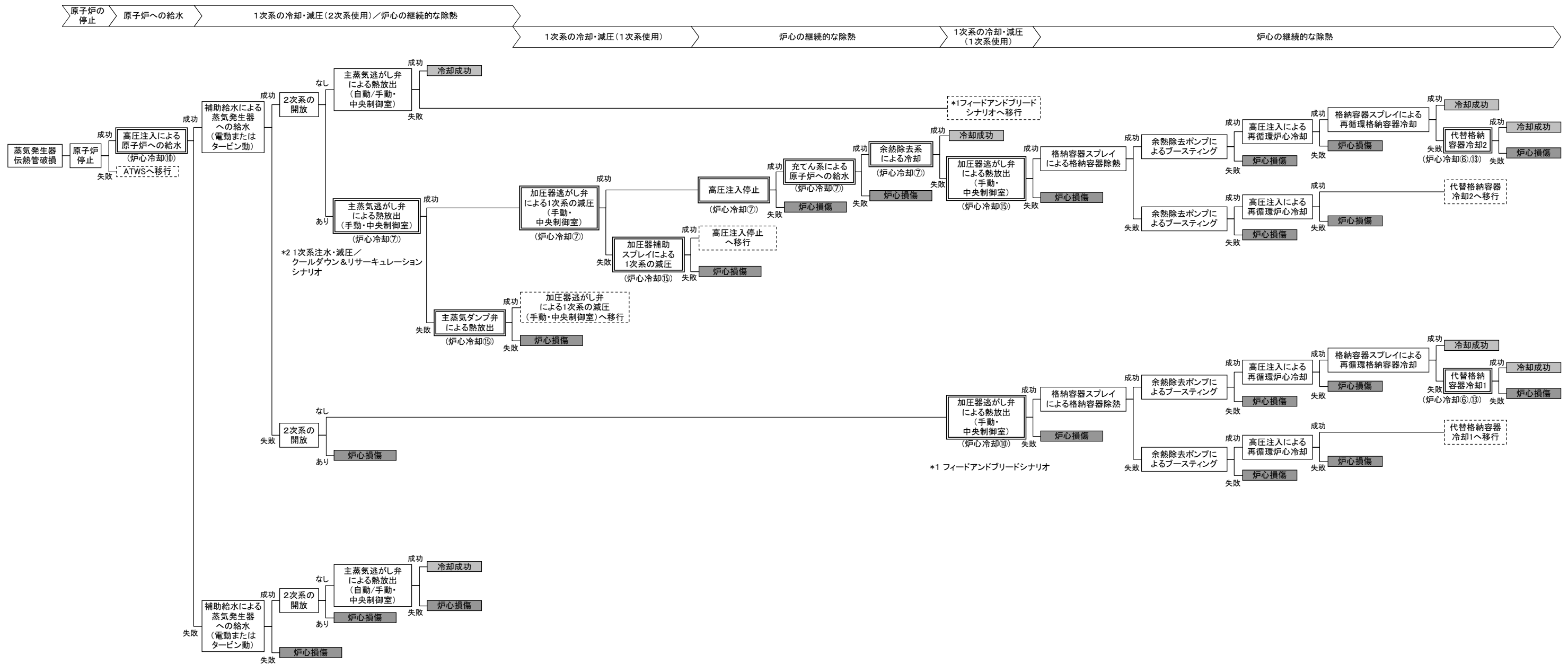


図4. 7. 6 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ2：蒸気発生器伝熱管破損)

注)・AM策は、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、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. 7. 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、

- ㊦ 「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)
- ㊧ 「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、

- ㊨ 「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)
- ㊩ 「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)
- ㊪ 「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」 + 「格納容器スプレイ再循環」(2 シナリオ)
- ㊫ 「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」 + 「代替格納容器冷却」(2 シナリオ)

の 8 つのシナリオがある。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、

- ㊬ 「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」

である。

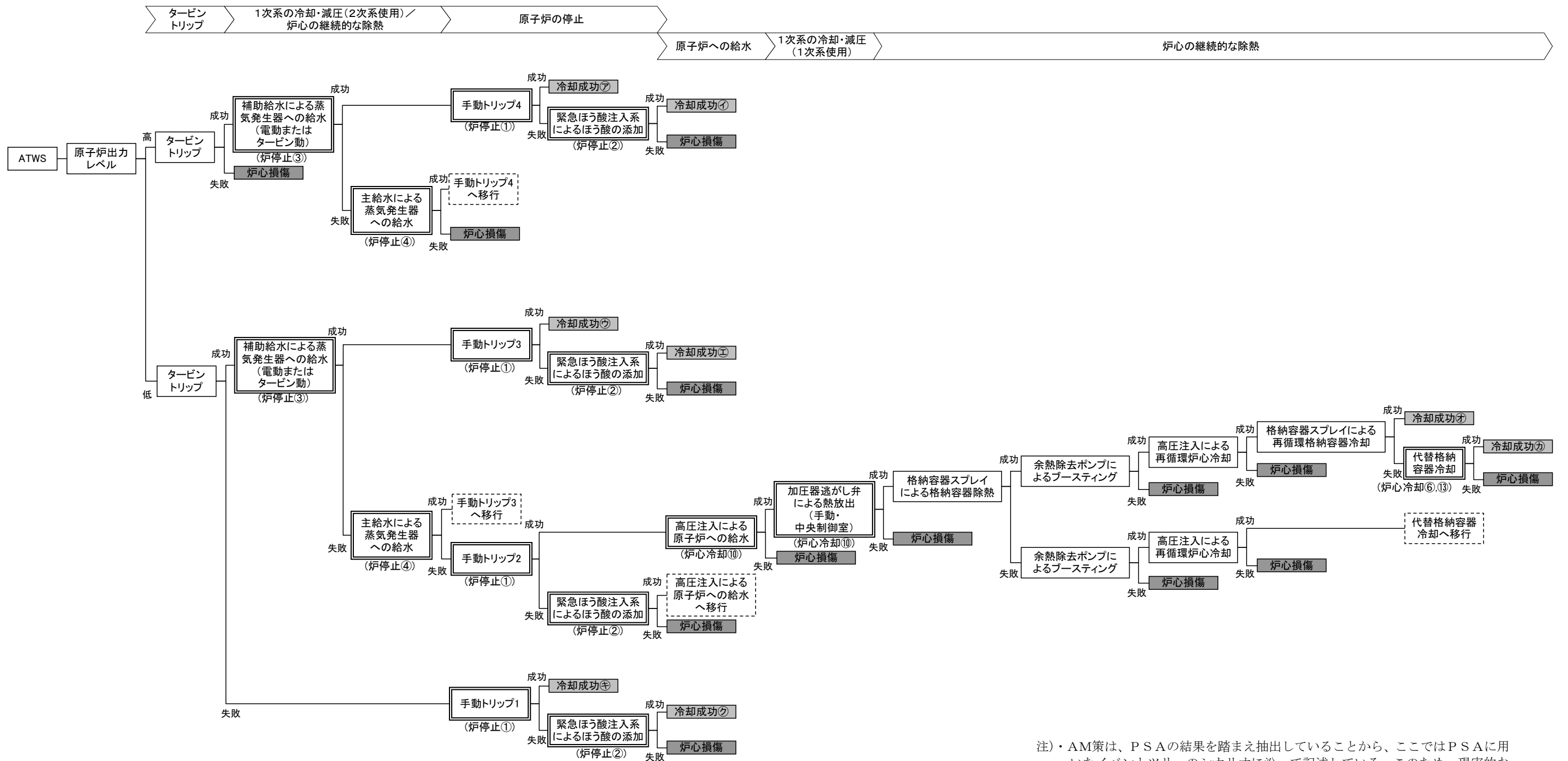


図4. 7. 7 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ3 : ATWS)

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、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. 7. 8)

主給水喪失に対しては、「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、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」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊩「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」(1シナリオ)

の3つのシナリオが加わり、合計4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。

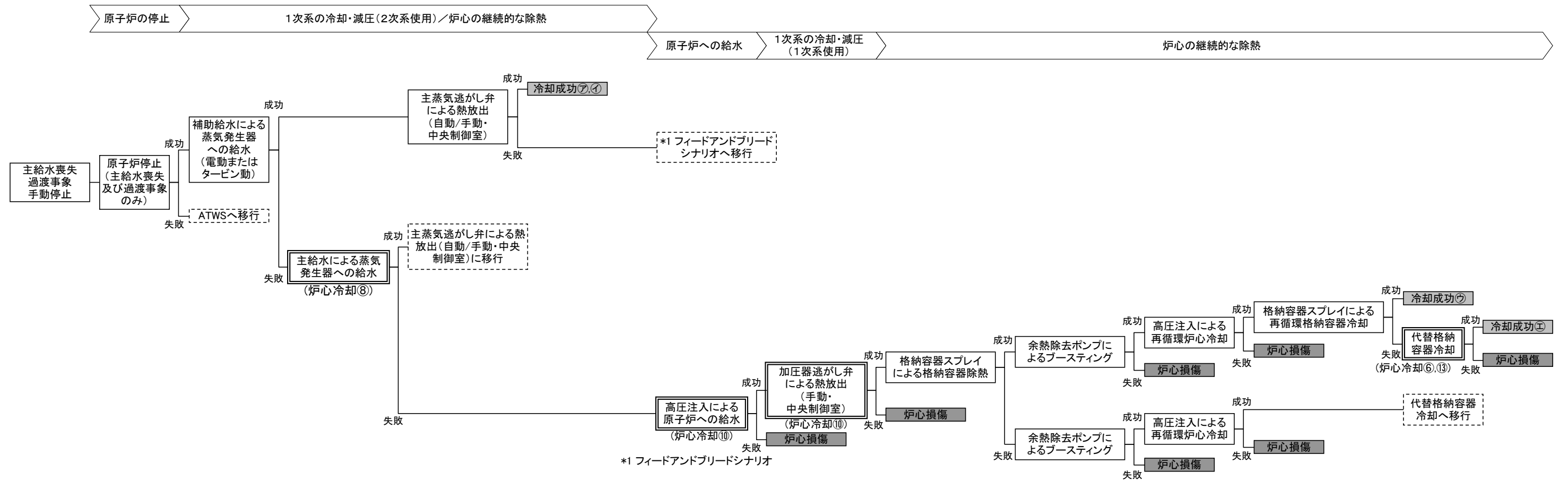


図4. 7. 8 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ4：主給水喪失、過渡事象および手動停止)

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、⑧：代替給水、⑩：フィードアンドブリード、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) 2次冷却系の破断 (図4. 7. 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」＋「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊨「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」(1シナリオ)

の2つのシナリオが加わり、合計3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」

である。

(c) 過渡事象 (図4. 7. 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。

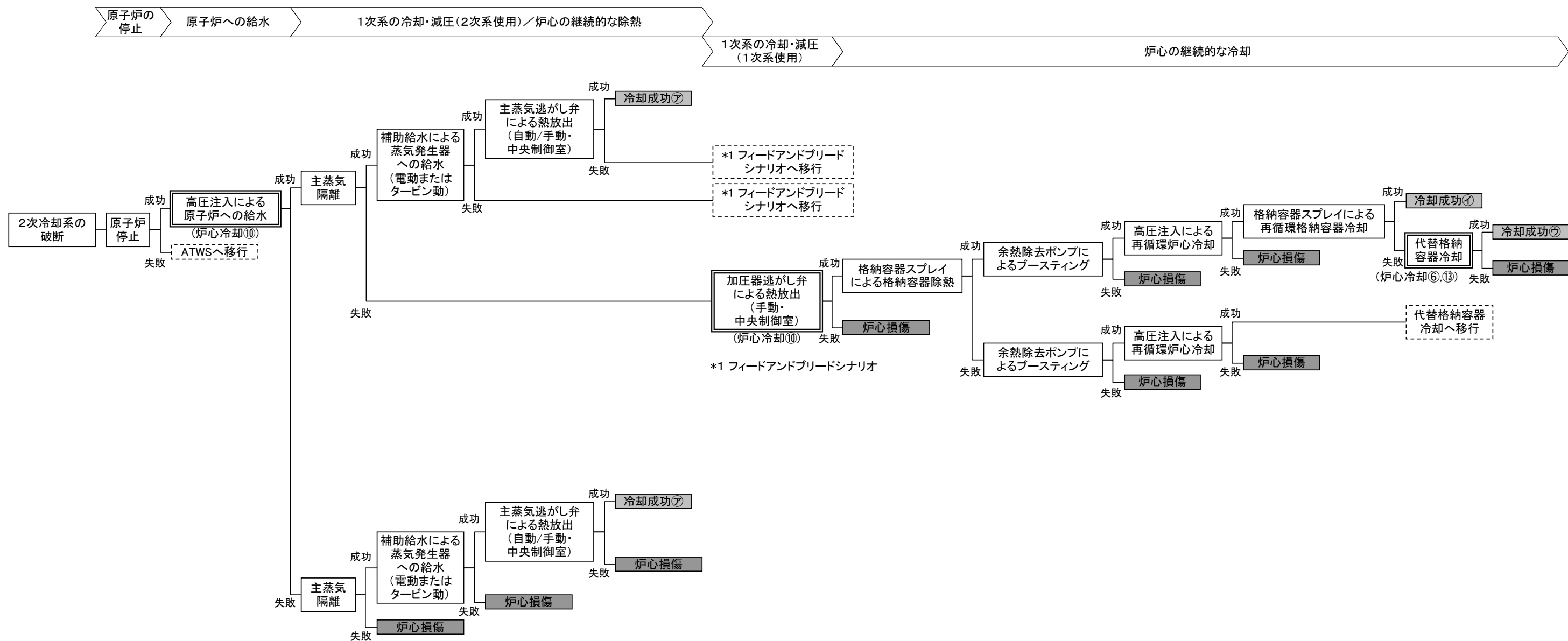


図4. 7. 9 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ4：2次冷却系の破断)

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、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) DC母線1系列喪失 (図4. 7. 10)

DC母線1系列喪失に対しては、「加圧器逃がし弁・安全弁LOCA」の有無によってその後の冷却手段の組合せが異なる。

まず、「加圧器逃がし弁・安全弁LOCA」が発生しないとき、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、

㊦「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)

が加わり、合計2つのシナリオとなる。

また、「加圧器逃がし弁・安全弁LOCA」が発生したときの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、

㊨「補助給水による冷却」+「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、

㊩「主給水による冷却」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊪「補助給水による冷却」または「主給水による冷却」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」(2シナリオ)

の3つのシナリオが加わり、合計4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)
- ・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。

(e) 手動停止 (図4. 7. 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。

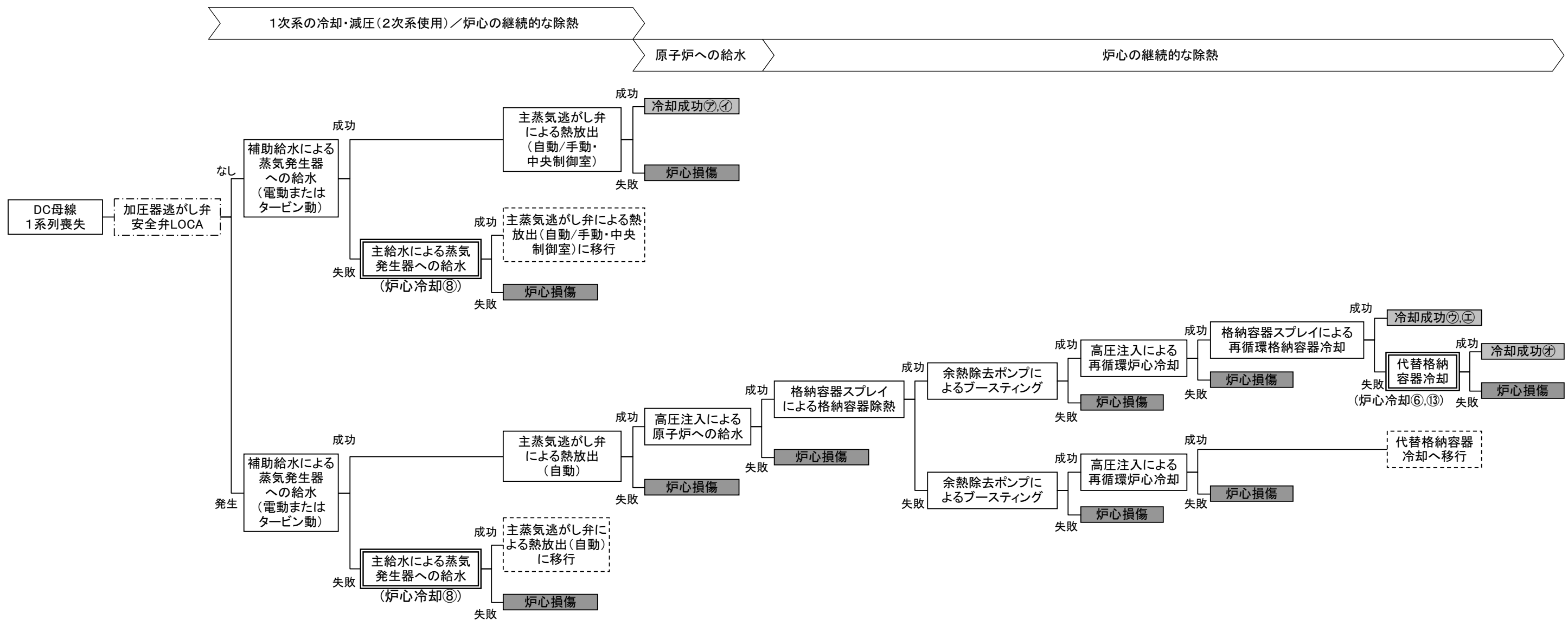


図4.7.10 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ4 : DC母線1系列喪失)

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、⑧：代替給水、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. 7. 1 1)

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」+「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊨「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」(1シナリオ)

の2つシナリオが加わり、合計3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、

㊩「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」+「格納容器スプレイ再循環」(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」+「代替格納容器冷却」(1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「㊭2次系強制冷却による低压注入」(2

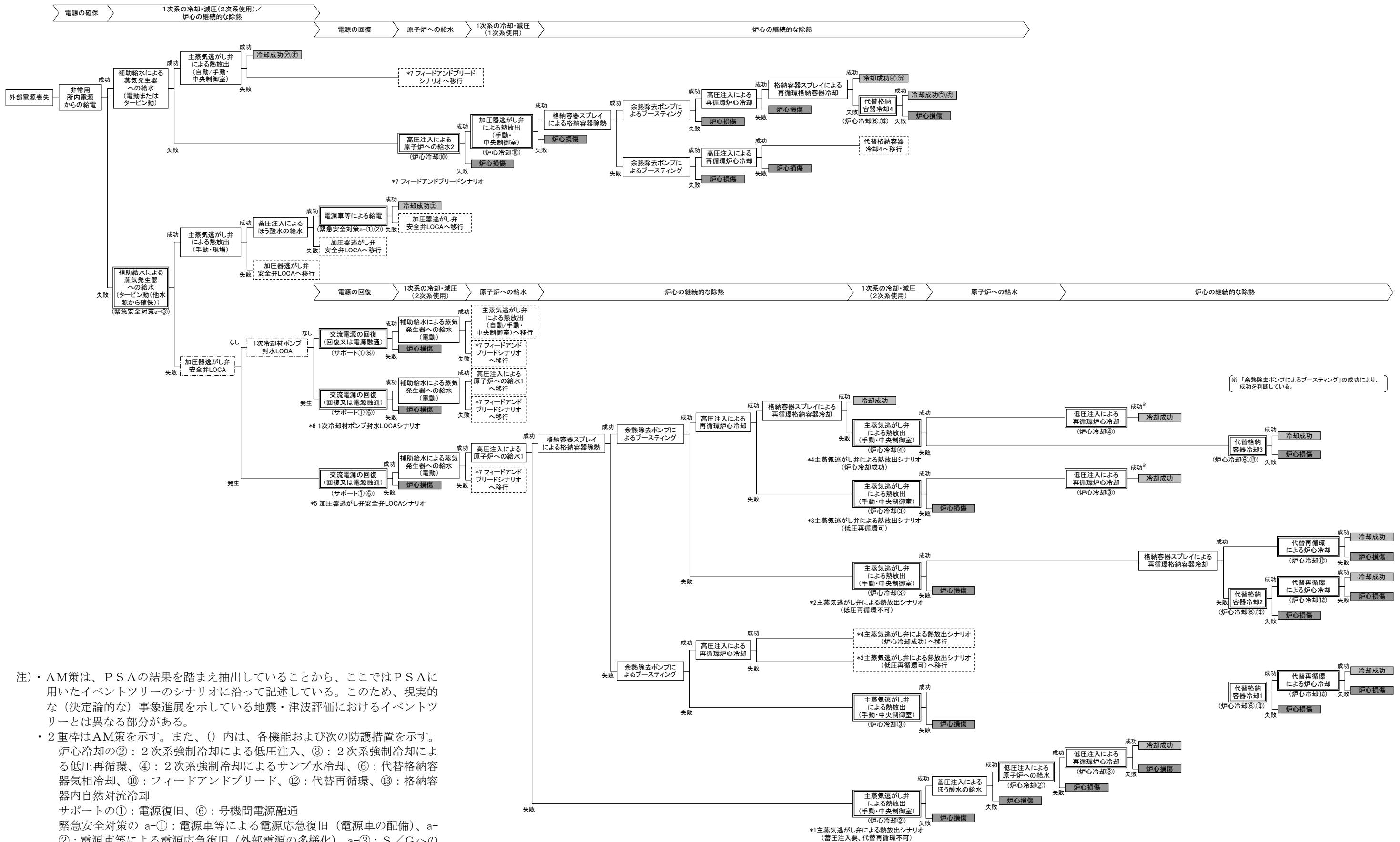
次系強制冷却)

- ・ 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4.7.11 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. 7. 12)

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、

㊦「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、

㊧「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」(1シナリオ)

㊨「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」(1シナリオ)

の2つのシナリオが加わり、合計3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「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」、「㉔代替補機冷却」および「㉕代替再循環」
- ・格納容器スプレイの代替として「㉖2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」、「㉗代替格納容器気相冷却」および「㉘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「㉙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「㉚補機冷却水系回復」および「㉛代替補機冷却」

である。

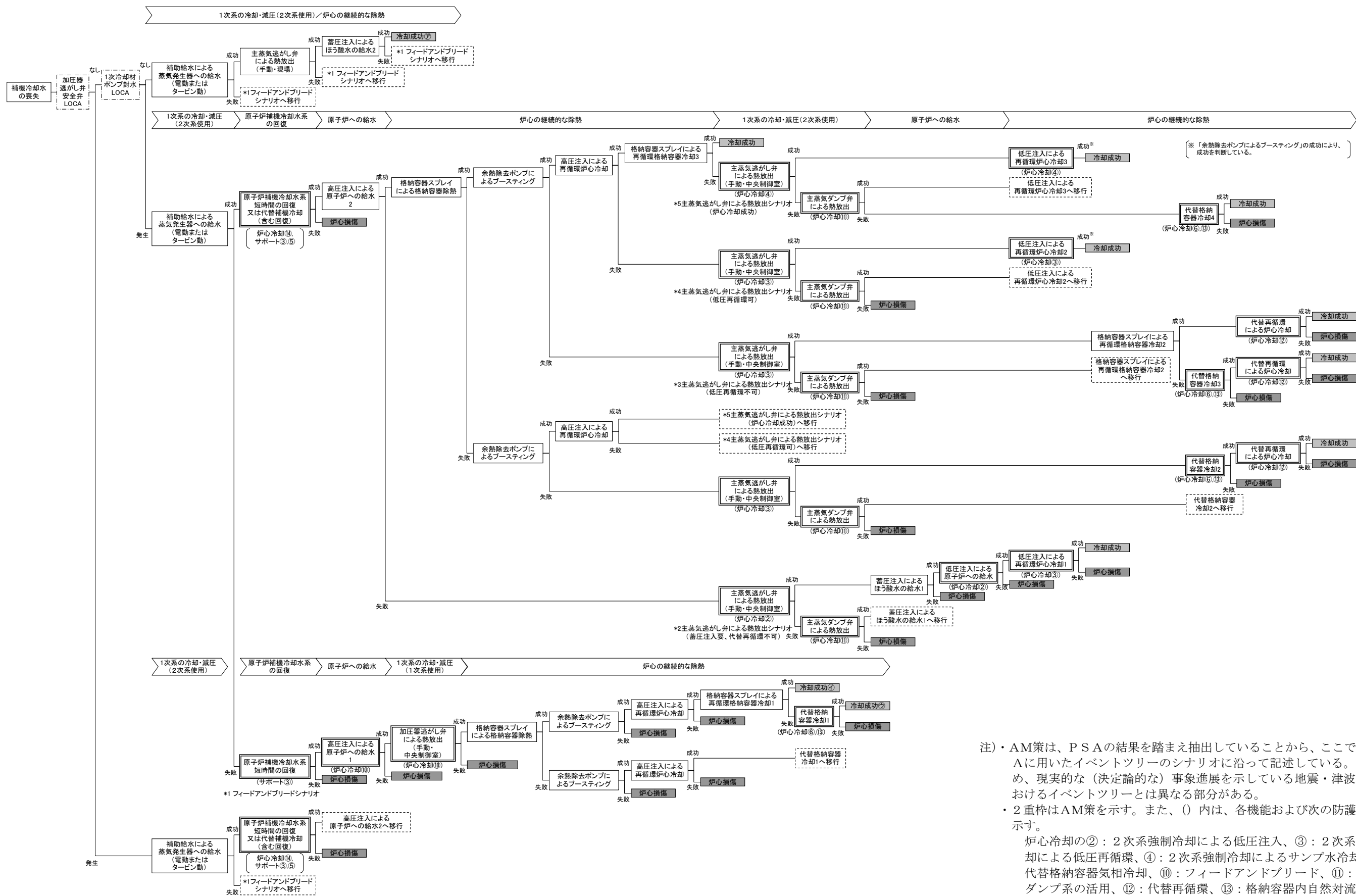


図 4. 7. 1 2 炉心損傷に係るイベントツリー
(炉心損傷カテゴリ 5 : 補機冷却水の喪失)

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。

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4.7.1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4.7.1 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	DC母線 1系列喪失	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	ECCS再循環機能復旧の時間余裕を確保するための防護措置として有効である。													
		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				○	○									
	2次系による 炉心冷却の代替	⑧代替給水								○		○	○	○		
⑨2次系水源補給		蒸気発生器を介した2次系からの除熱を継続するための防護措置として有効である。														
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	蓄電池を効果的に利用するための防護措置として有効である。													
		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														○
	制御用空気 の代替	④代替制御用空気供給	低温停止状態まで冷却するための防護措置として有効である。 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－4.7.6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。

○ 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、その緩和手段として「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2と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手段として「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った場合、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 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L O C A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. 7. 13～図4. 7. 16)

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、

㉞ 「格納容器スプレイ再循環」

㉟ 「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、

㊱ 「代替格納容器冷却」

㊲ 「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2つのシナリオが加わり、合計4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「①代替格納容器気相冷却」、「③格納容器内自然対流冷却」および「④格納容器内注水」（格納容器内液相部への蓄熱）

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LOCA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。

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Ⅲに至る以前のプロセスにおいて、「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に移行することになる。ここで、「⑤1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2、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、

- ④「格納容器スプレー再循環」

がある。AM策を考慮した場合は、

- ⑦「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）

- ⑧「代替格納容器冷却」

の2つのシナリオが加わり、合計3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、

- ・格納容器スプレーの代替として「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」である。

なお、格納容器機能喪失カテゴリ1および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、これらの起回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

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。

(b) 格納容器機能喪失カテゴリ 2：中破断LOCA

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、格納容器先行破損回避のために有効なAM策は、「2次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「代替格納容器冷却」である。

(c) 格納容器機能喪失カテゴリ 3：小破断LOCA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 2と同様である。

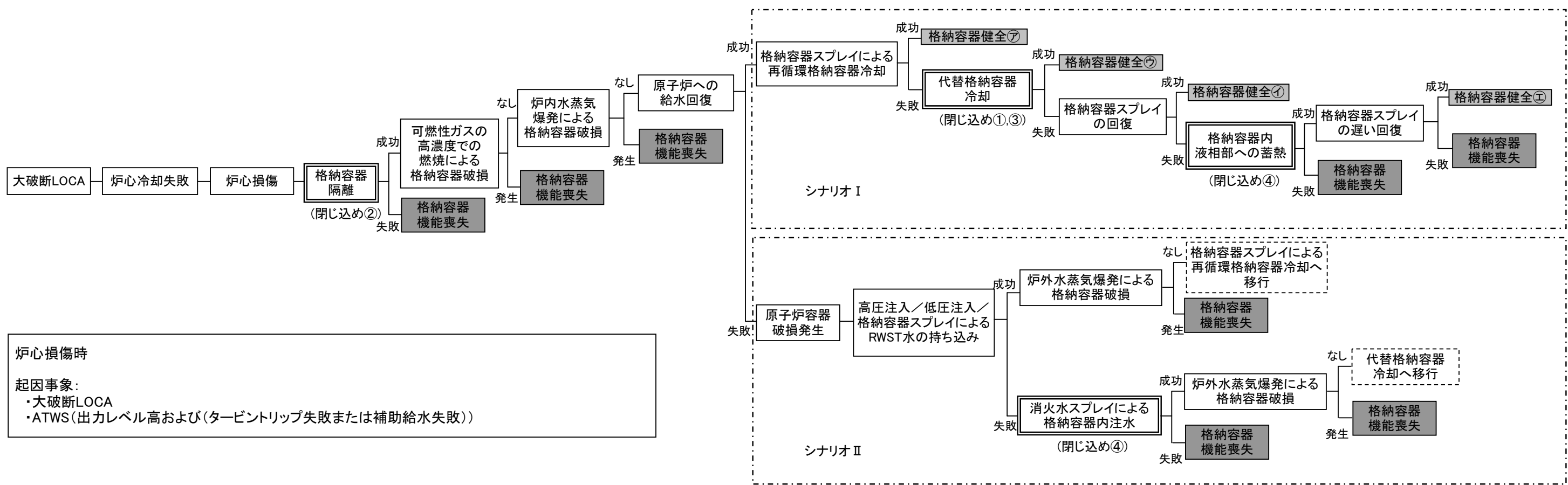
(d) 格納容器機能喪失カテゴリ 4：主給水喪失等

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。

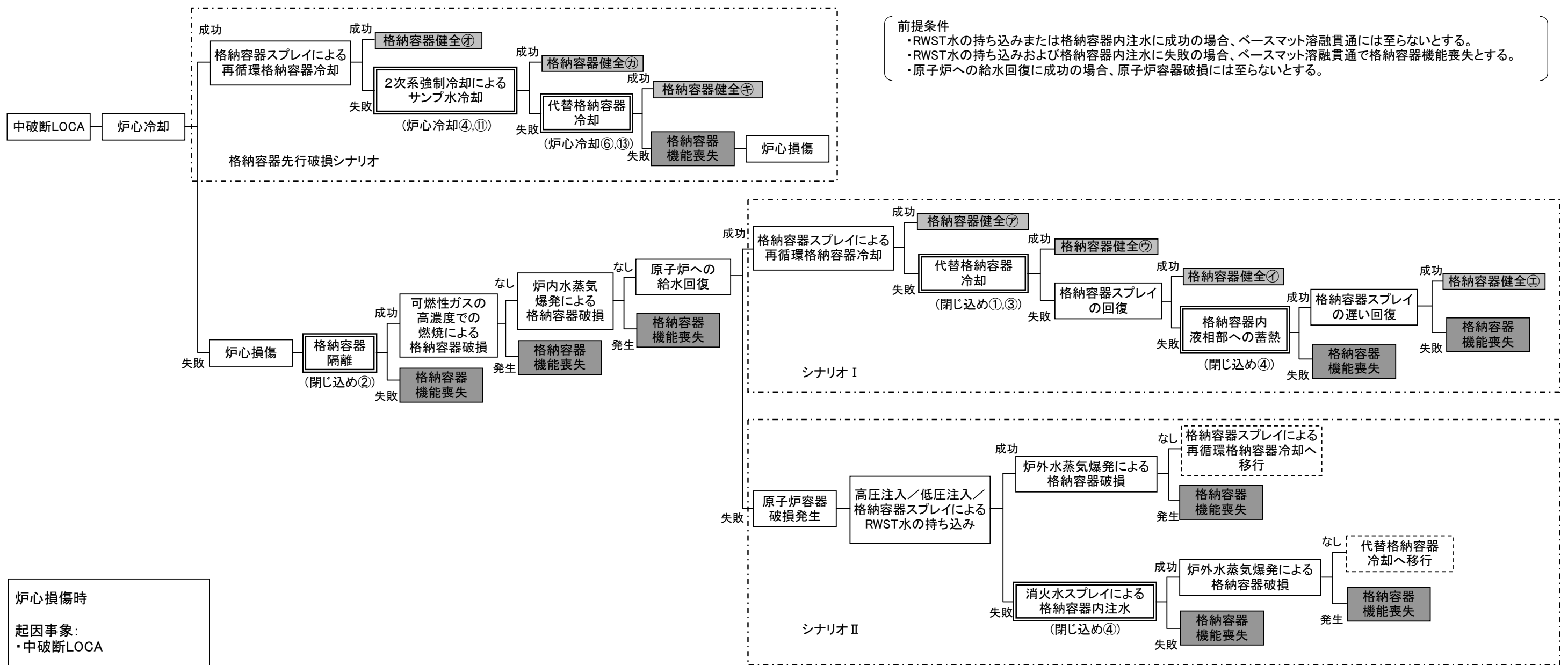
前提条件
 ・RWST水の持ち込みまたは格納容器内注水に成功の場合、ベースマツト溶融貫通には至らないとする。
 ・RWST水の持ち込みおよび格納容器内注水に失敗の場合、ベースマツト溶融貫通で格納容器機能喪失とする。
 ・原子炉への給水回復に成功の場合、原子炉容器破損には至らないとする。



炉心損傷時
 起因事象:
 ・大破断LOCA
 ・ATWS(出力レベル高およびタービントリップ失敗または補助給水失敗)

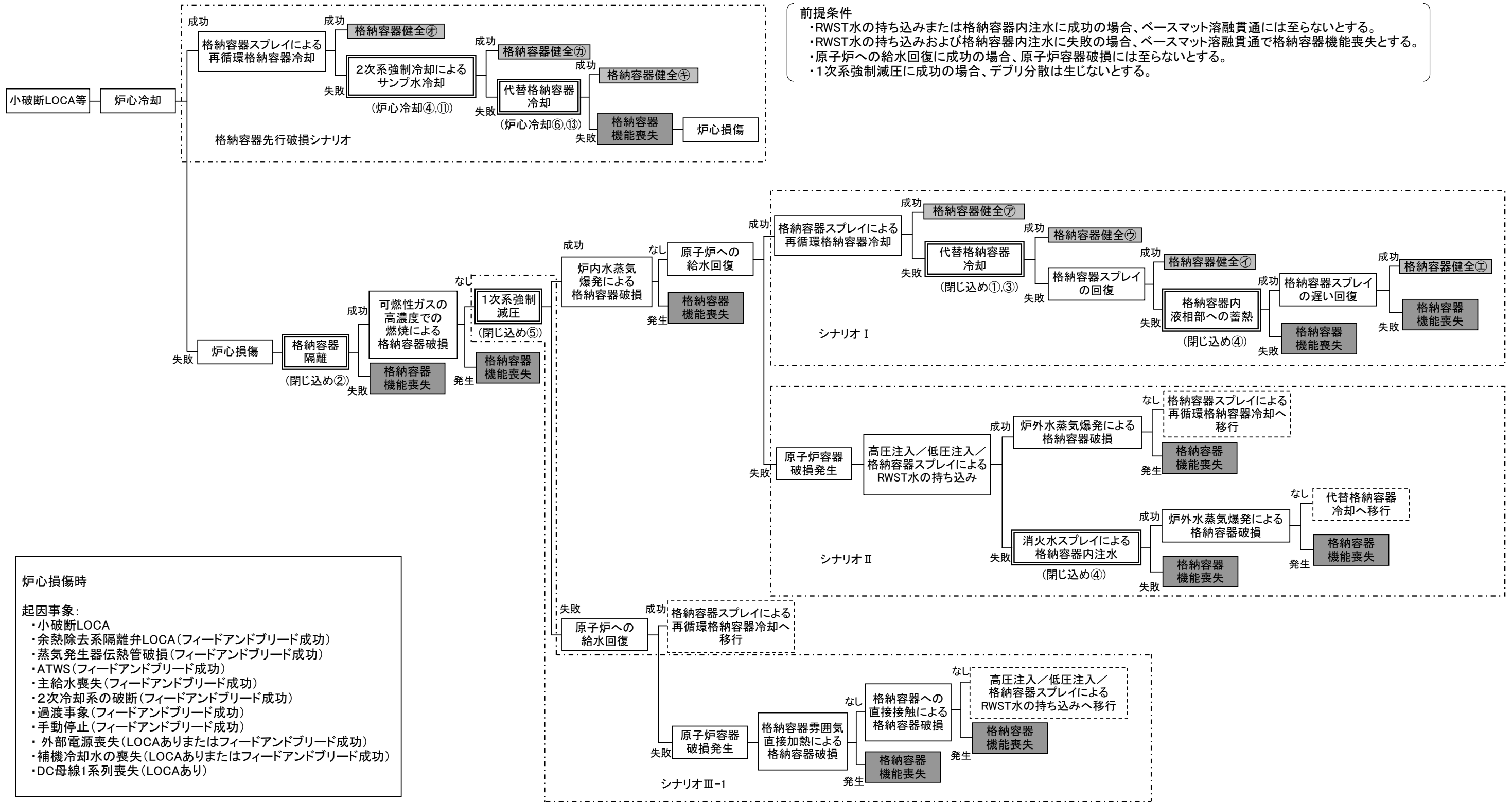
注) ・2重枠はAM策を示す。また、() 内は、各機能および次の防護措置を示す。
 閉じ込めの①：代替格納容器気相冷却、②：格納容器手動隔離、③：格納容器内自然対流冷却、④：格納容器内注水
 ・冷却成功の○文字は本文中の各冷却シナリオを示す。

図 4. 7. 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 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、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。

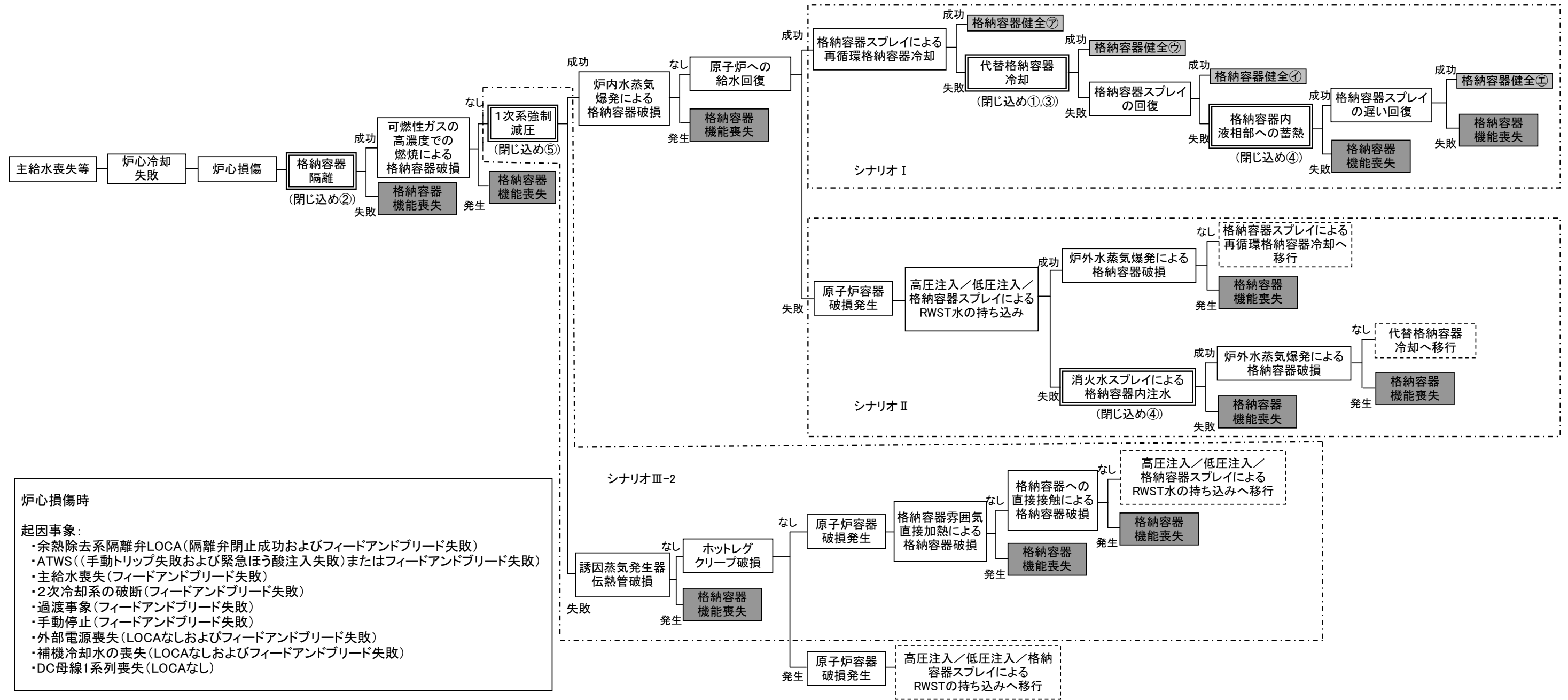
図 4. 7. 14 格納容器機能喪失に係るイベントツリー
 (格納容器機能喪失カテゴリ 2 : 中破断LOCA)



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
 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. 7. 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
 起因事象:
 ・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)
 ・DC母線1系列喪失(LOCAなし)

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。
 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. 7. 16 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4.7.2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. 7. 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	格納容器 スプレイの代替	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		○	○		○
		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	⑦ 1次系注水・減圧 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	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	⑤ 1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-① ② 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						

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。

4.7.5.4 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も実施している。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も実施している。

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。

4.7.6 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「4.7.5 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SFP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4.7.17～図4.7.19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、「4.7.5 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。

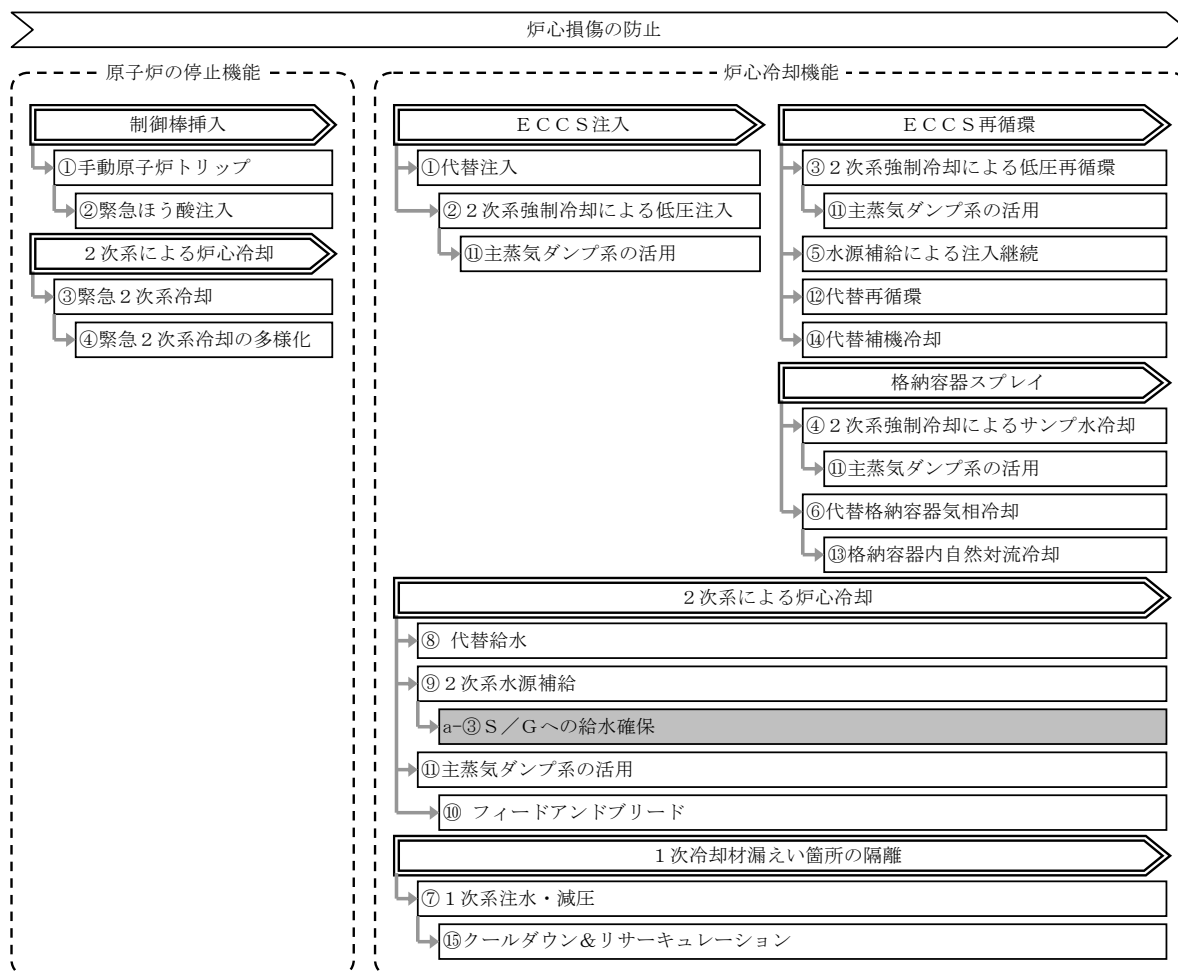
図4.7.17は、炉心損傷の防止の観点から既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。特に、炉心冷却機能に対しては防護措置が手厚く整備されている。これは、炉心損傷の防止には、1次系の冷却・減圧が必須であることを踏まえたものである。炉心冷却手段の基本的な序列は、

- ・ 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-③S/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な手段を講じ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. 7. 17 既存の安全機能と防護措置の関係（炉心損傷の防止）

図4. 7. 18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. 7. 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、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。

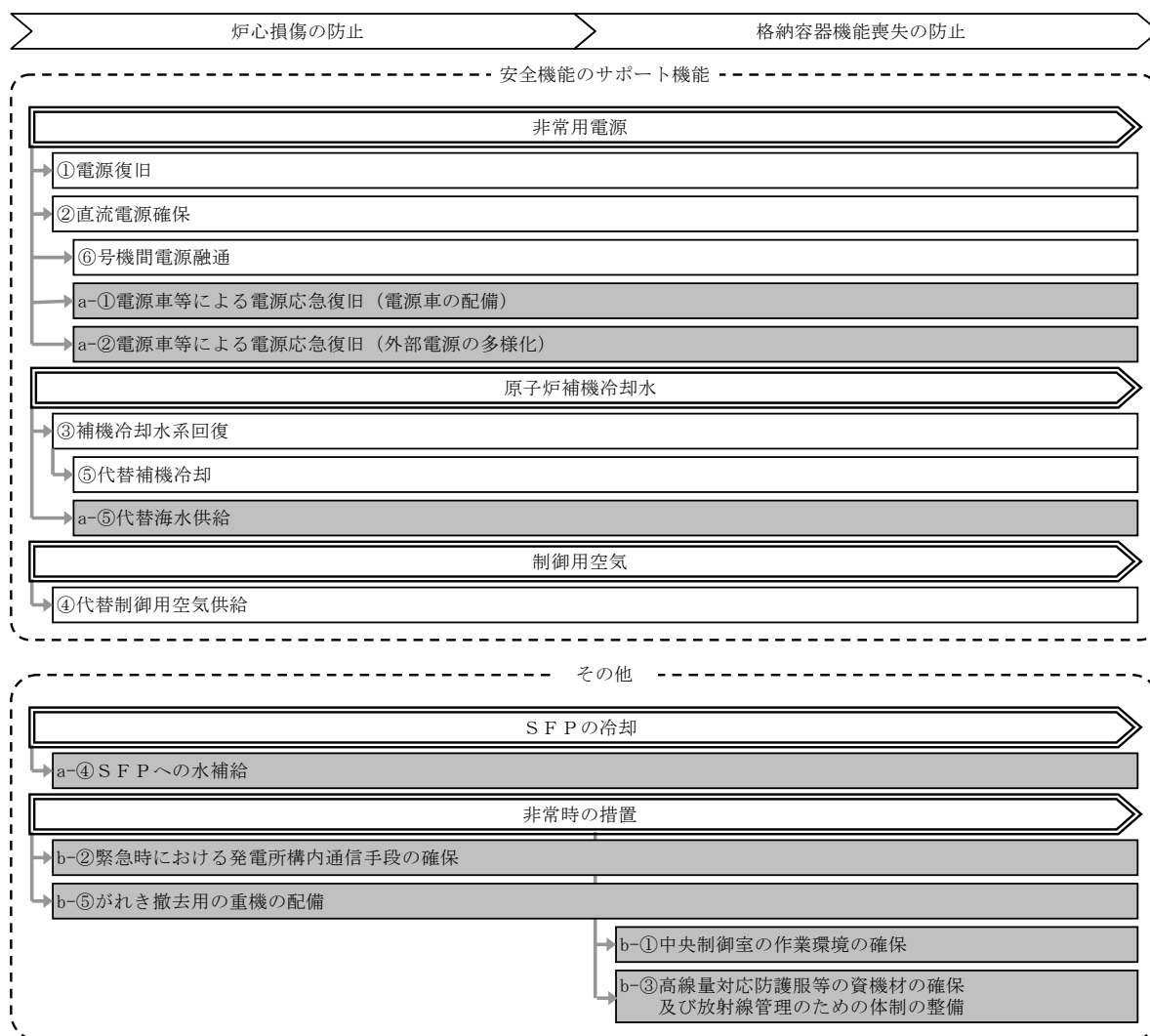
なお、「b-④水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないため、枠を点線としている。

図4. 7. 18 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. 7. 19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. 7. 17および図4. 7. 18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. 7. 19 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な手段を講じ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。

4.7.7 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2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な手段を講じ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。

これらのうち、大容量電源車の置き換え、海水ポンプモータ予備品の配備および消防自動車の追加配備については完了している。

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総合事務所ビル（免震ビル）への移設
- ・内線電話の交換機等の総合事務所ビル設置の非常用発電機からの電源供給

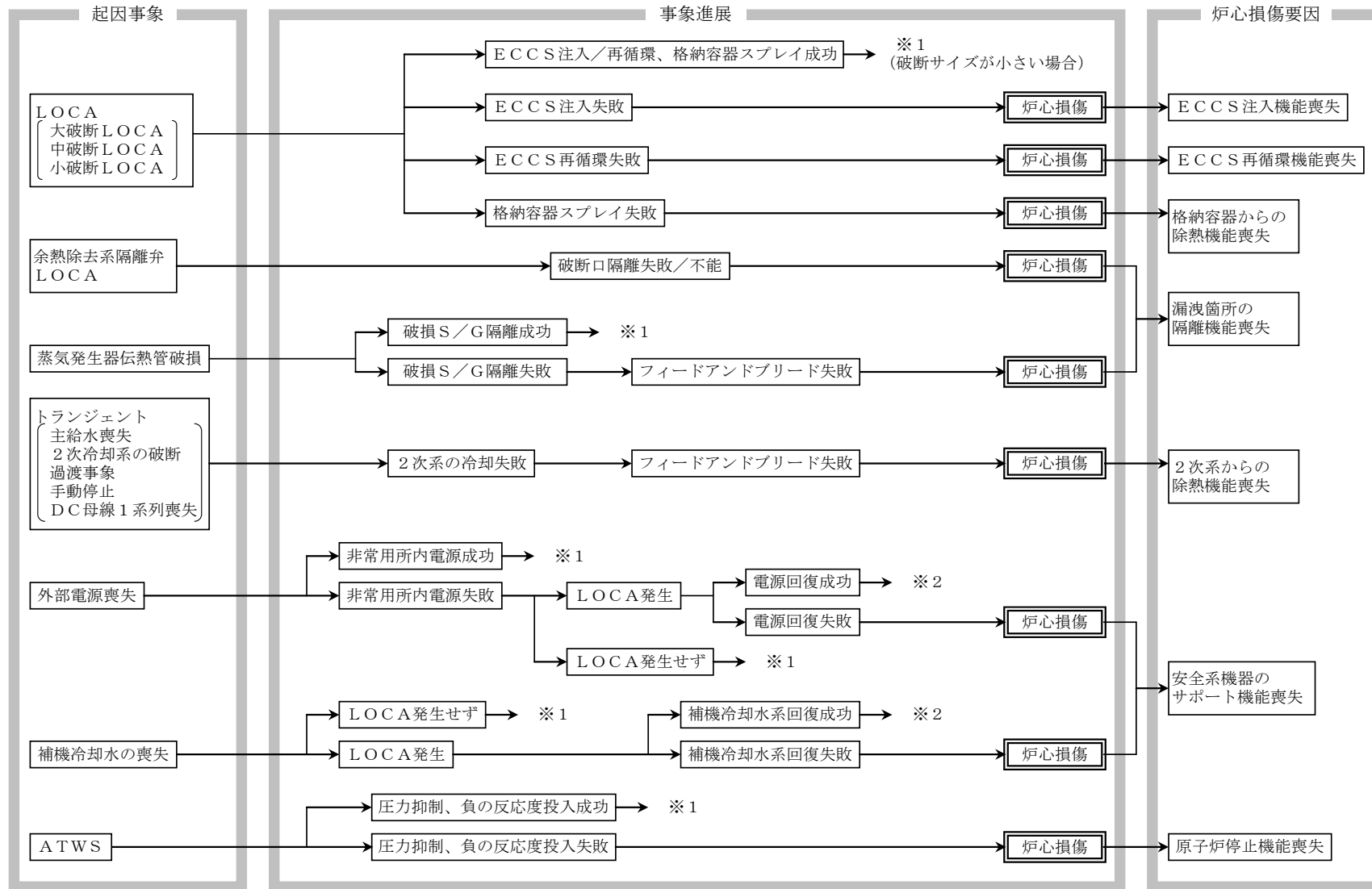
により通信手段の信頼性向上、

- ・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

により水素爆発防止対策の充実を図ることができる。

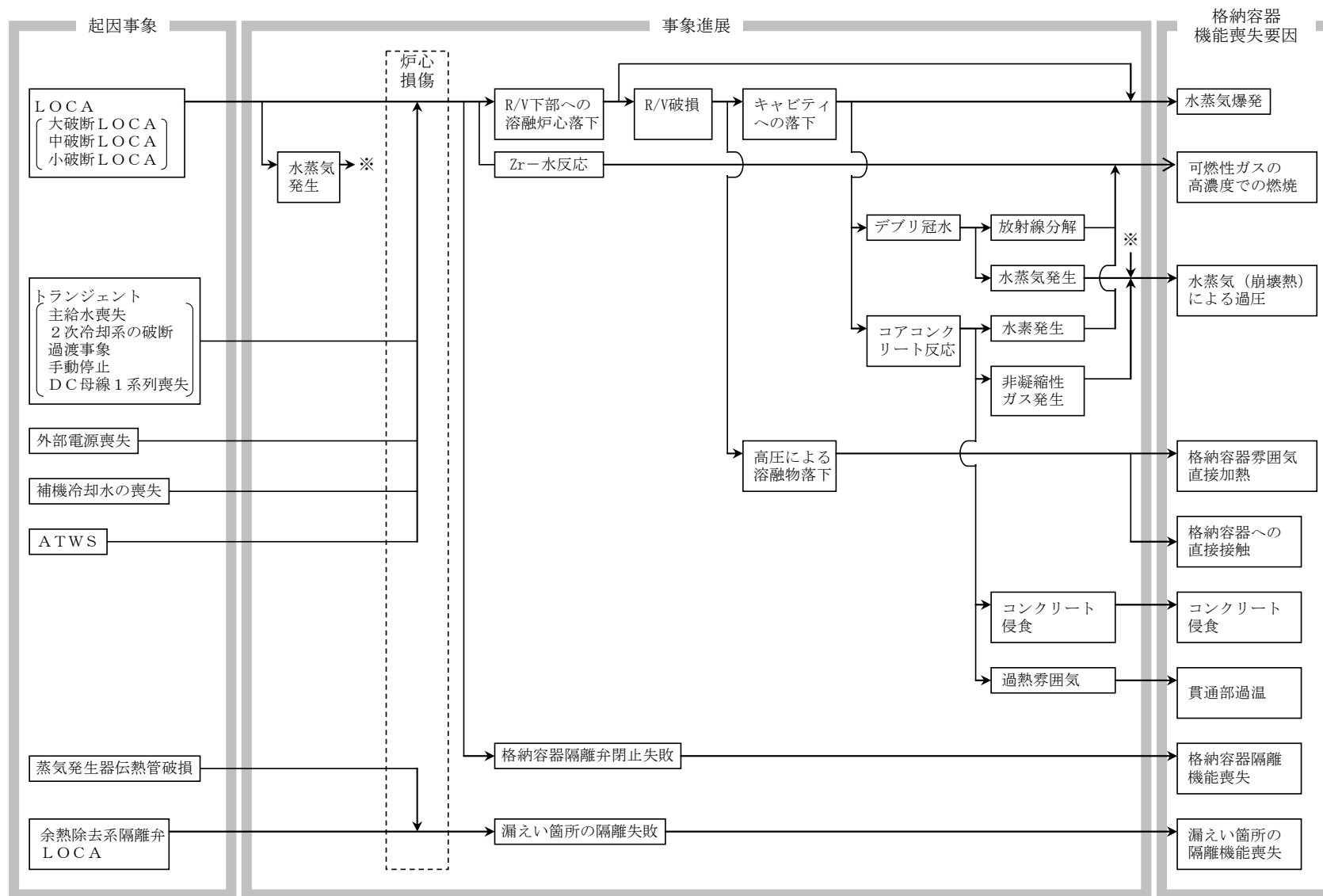
これらのうち、内線電話の交換機等の総合事務所ビルへの移設、総合事務所ビル設置の非常用発電機からの電源供給については完了している。

今後も、伊方発電所第 2 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

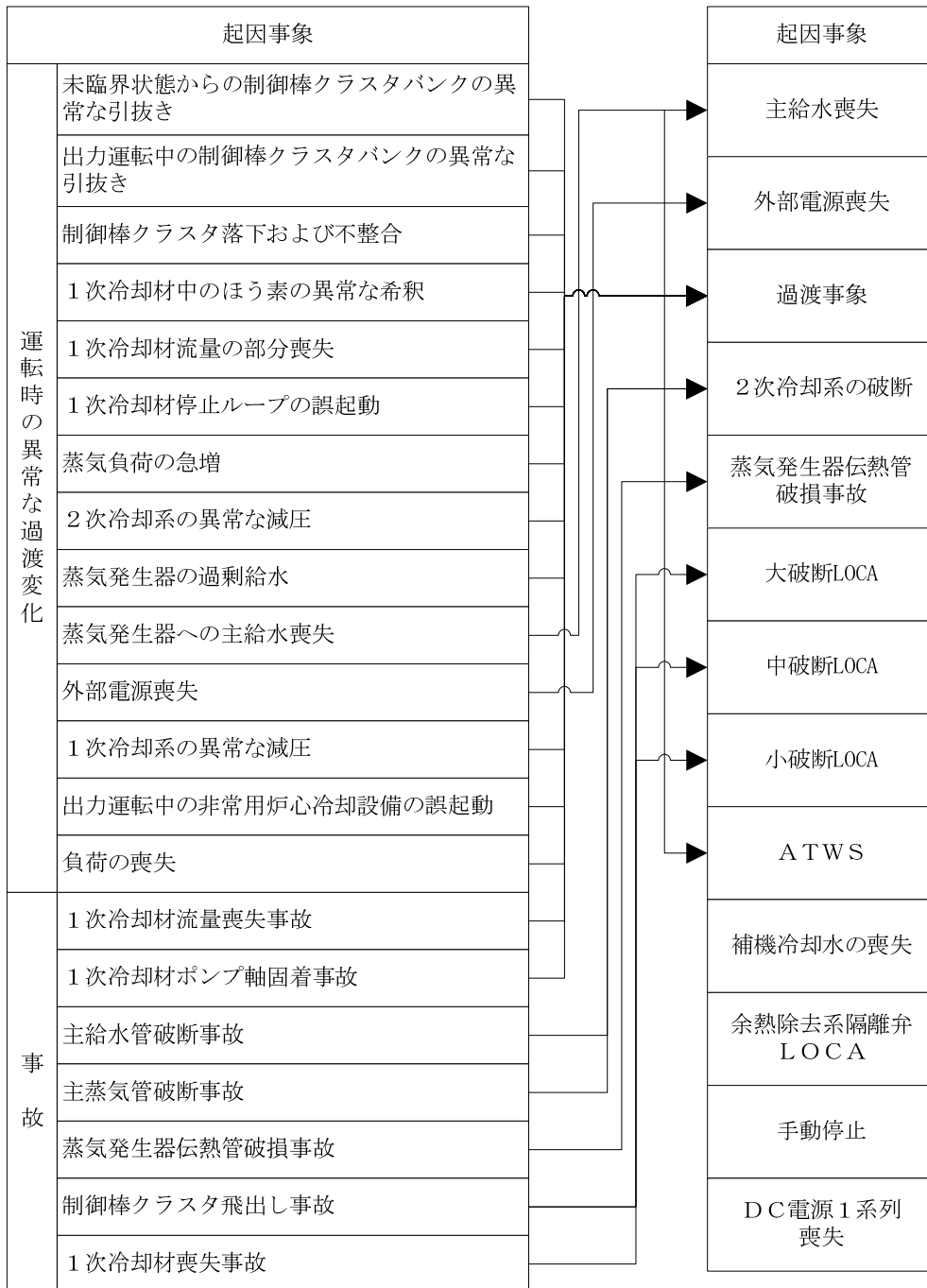
事象進展に係るカテゴリー分類 (炉心損傷)



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における起回事象
(伊方2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	余熱除去熱交換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、代替再循環ポンプ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、その間に消火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、ろ過水タンクの水を消火ポンプあるいは原水貯槽の水を重力により、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、その間に消火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	電源系の復旧が遅れた場合でも安全機能を支えることができるように、隣接する原子炉施設（伊方発電所第1号機）間で動力用の交流電源を融通する。

防護措置に係る系統概要

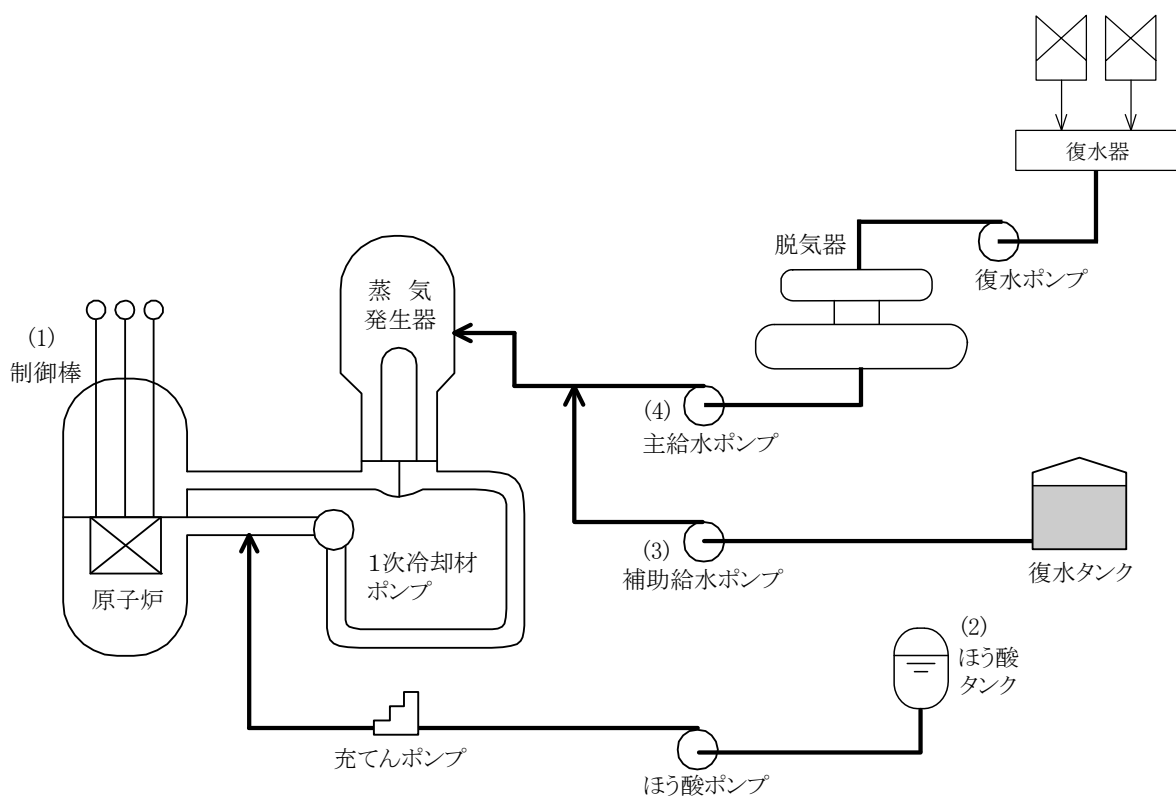
機能	東日本大震災前に整備した防護措置	頁	東日本大震災後に整備した防護措置	頁
原子炉の停止機能	① 手動原子炉トリップ ② 緊急ほう酸注入 ③ 緊急２次系冷却 ④ 緊急２次系冷却の多様化	2/18 2/18 2/18 2/18		
炉心冷却機能	① 代替注入 ② ２次系強制冷却による 低圧注入 ③ ２次系強制冷却による 低圧再循環 ④ ２次系強制冷却による サンプル水冷却 ⑤ 水源補給による注入継続 ⑥ 代替格納容器気相冷却 ⑦ １次系注水・減圧 ⑧ 代替給水 ⑨ ２次系水源補給 ⑩ フィードアンドブリード ⑪ 主蒸気ダンプ系の活用 ⑫ 代替再循環 ⑬ 格納容器内自然対流冷却 ⑭ 代替補機冷却 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 号機間電源融通	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】

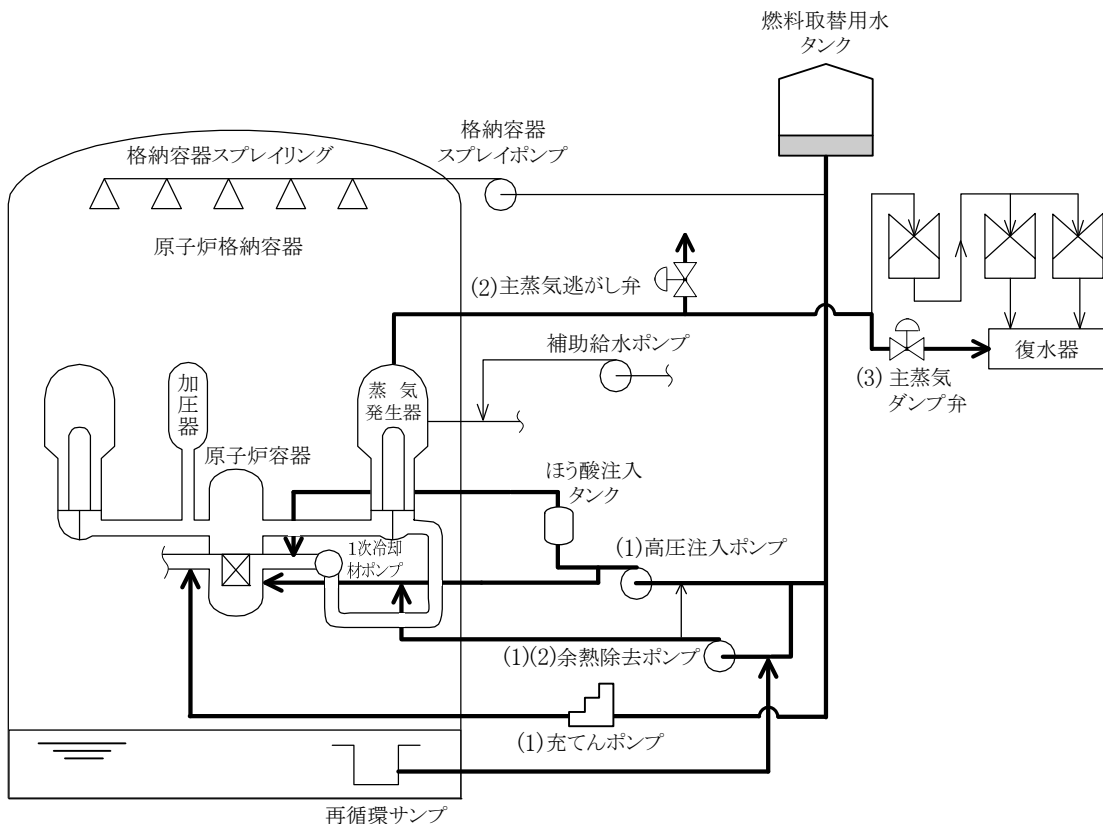
さらに、原子炉が高圧状態にある場合に、高圧注入ポンプまたは格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、

(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。

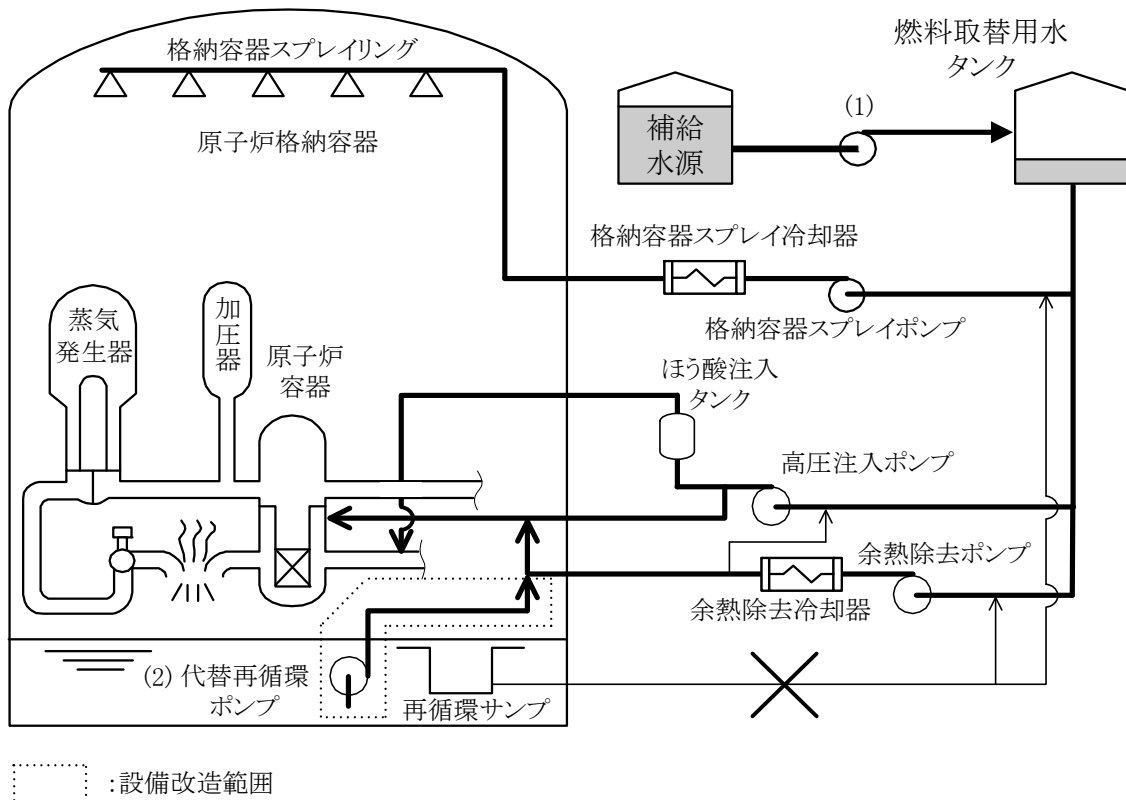
万一、ECCSの水源の切り替えができない場合は、

(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) 代替再循環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、

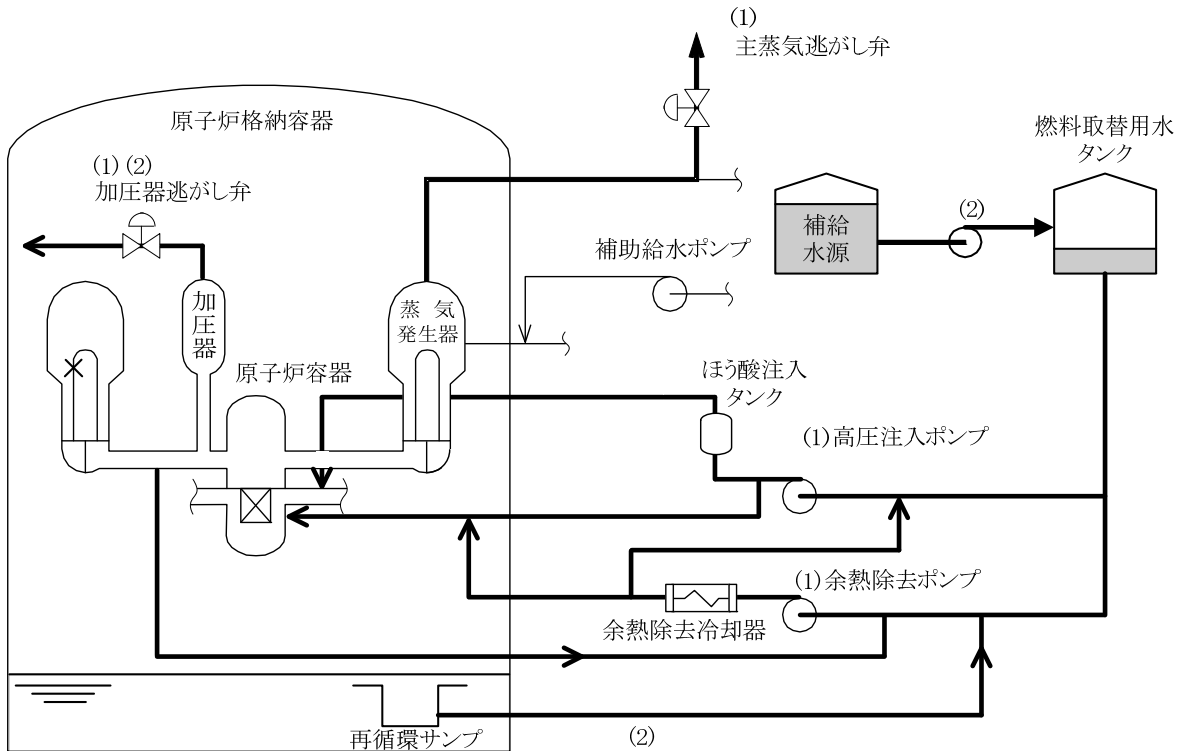
- (1) ECCSにより原子炉へほう酸水を注水し、主蒸気逃がし弁により原子炉を冷却するとともに加圧器逃がし弁等により1次系を減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系を接続して長期的に炉心を冷却する。

【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)

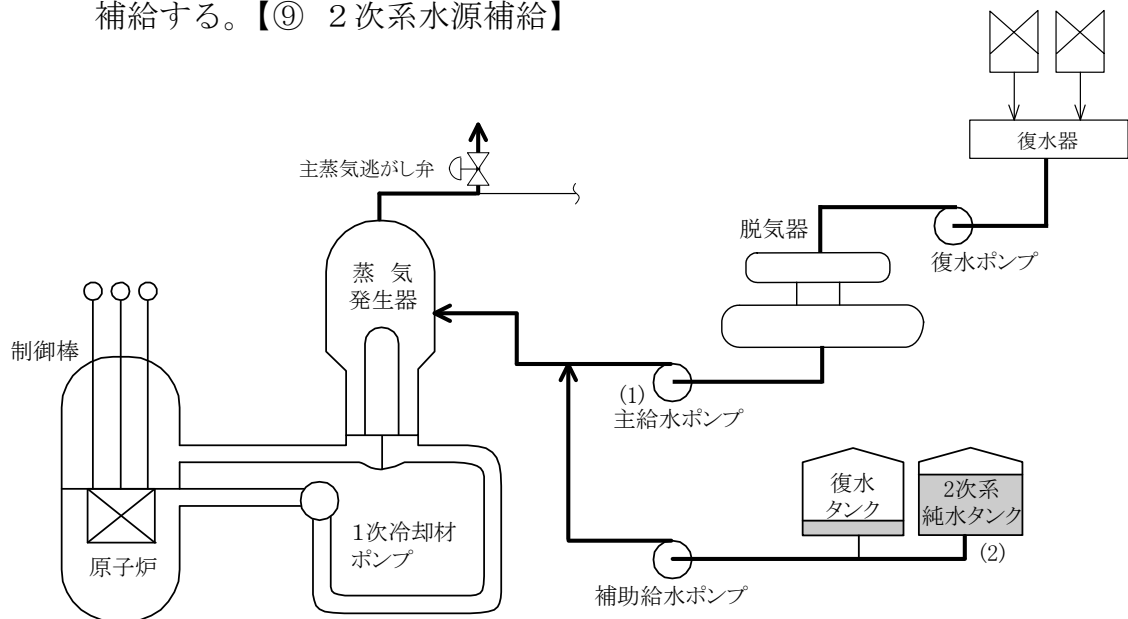
過渡事象等が発生した場合は、蒸気発生器に補助給水ポンプ等で給水し、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出することにより炉心を冷却する。

万一、2次系からの除熱ができない場合は、

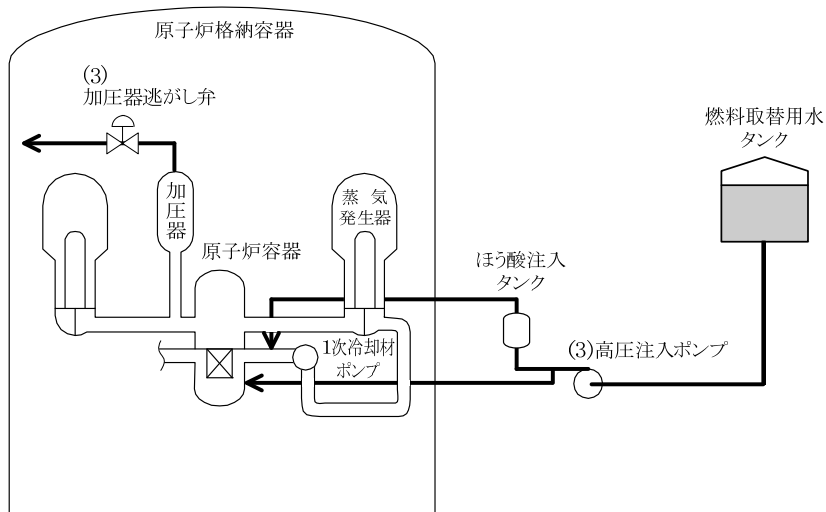
(1) 補助給水系が使えない場合は、主給水系を手動起動する。

【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】



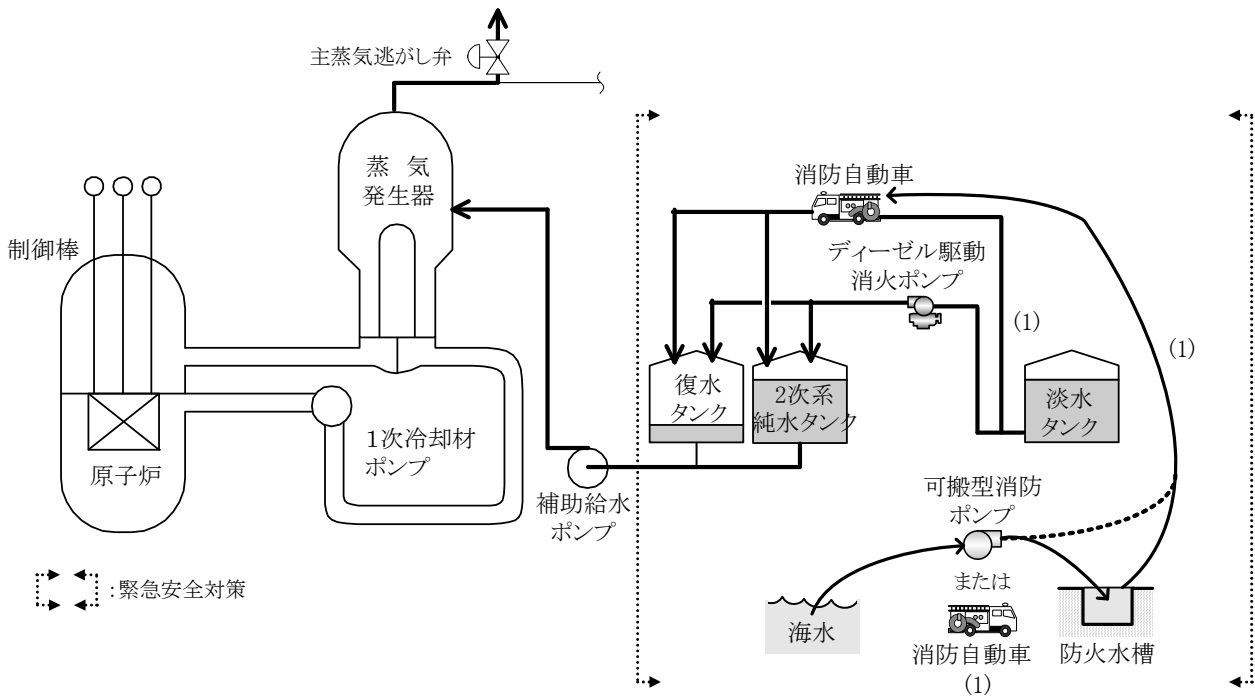
○ 炉心冷却機能に係る対策の概要 (5/5)

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】



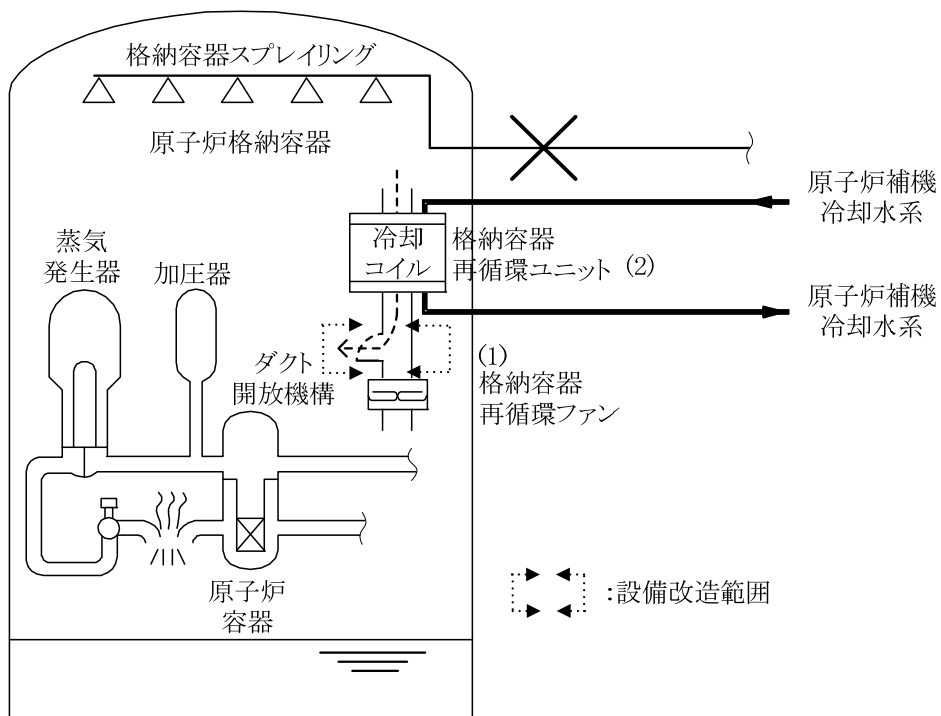
○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (1/4)

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】

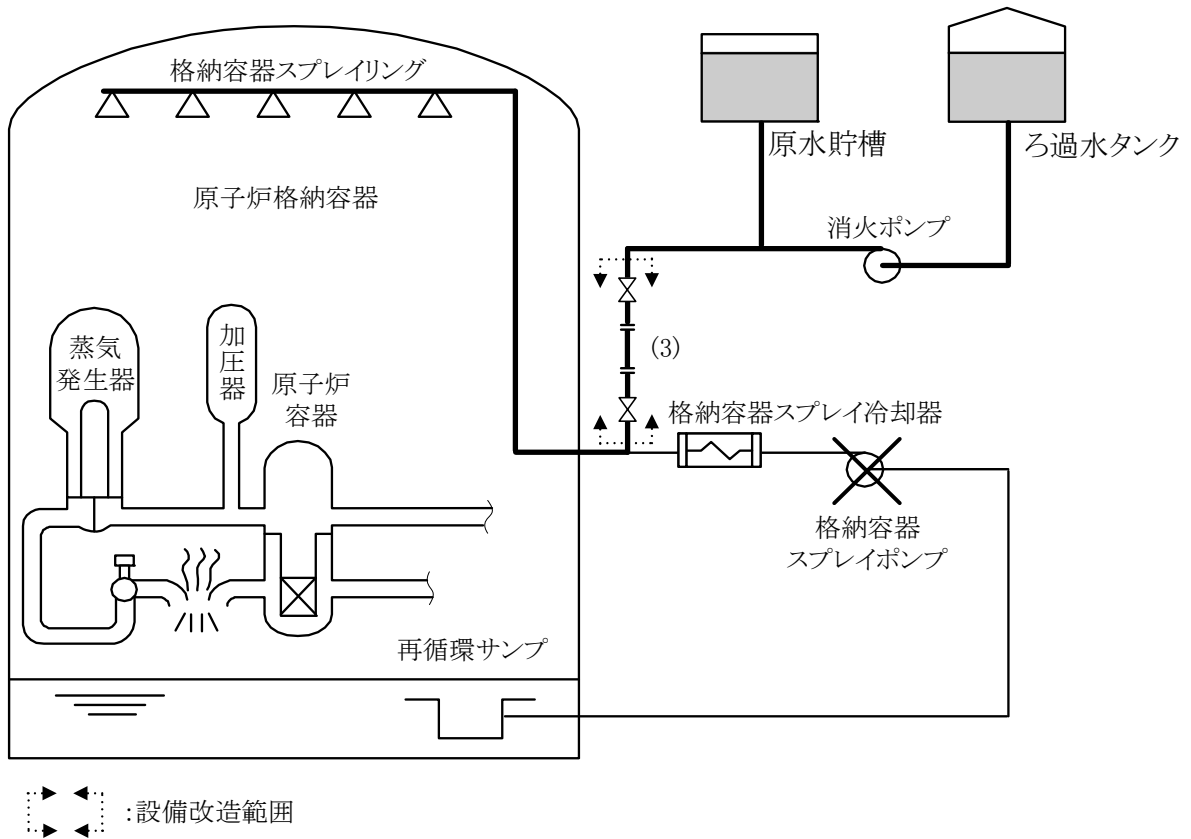
なお、代替格納容器気相冷却および格納容器内自然対流冷却は、炉心冷却機能に係る対策【⑥および⑬】としても有効である。



○ 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、

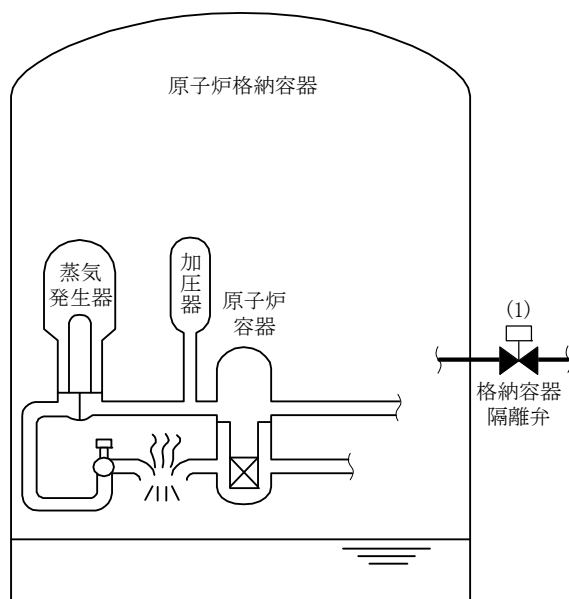
- (3) 消火水系と格納容器スプレイ系を接続し、ろ過水タンクの水を消火ポンプあるいは原水貯槽の水を重力により原子炉格納容器内に注水し、崩壊熱により発生した水蒸気を凝縮させる。さらに格納容器内自然対流冷却に失敗した場合でも、注水することにより崩壊熱をそのスプレイ水に蓄熱して圧力上昇を抑制する。【④ 格納容器内注水】



○ 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】

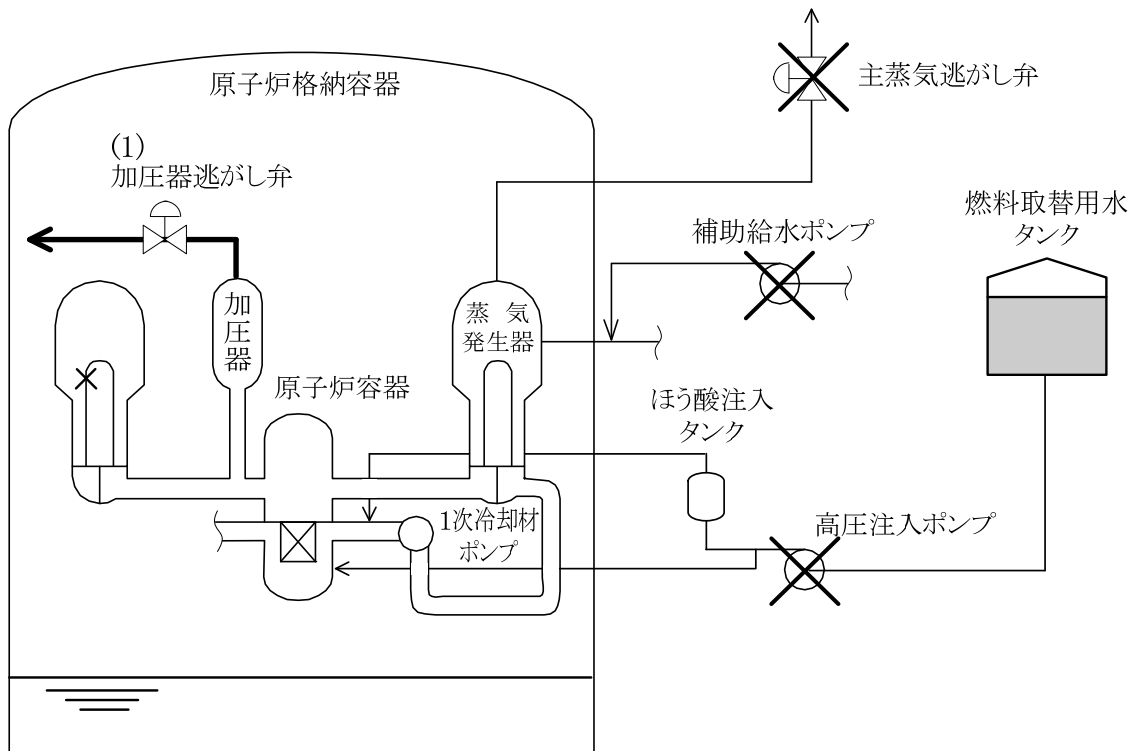


○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (3/4)

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、炉心の冷却ができず、原子炉が高圧になった場合は、

(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】

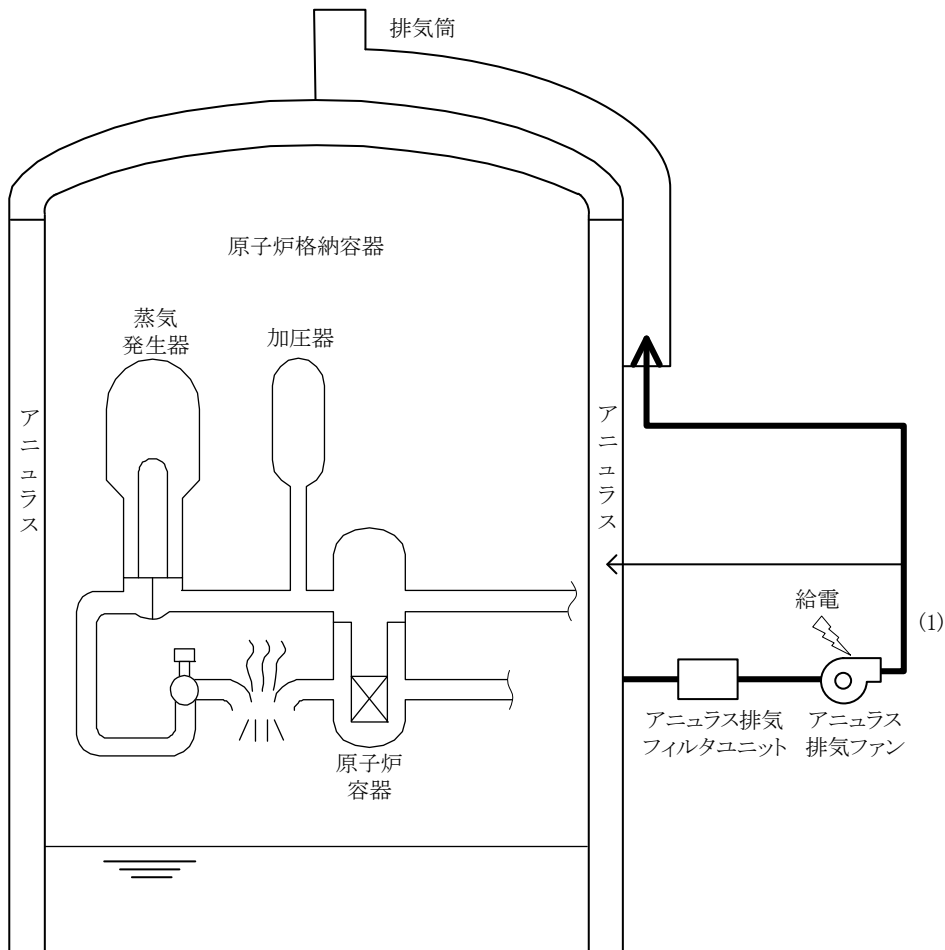


○ 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策の概要 (4/4)

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。

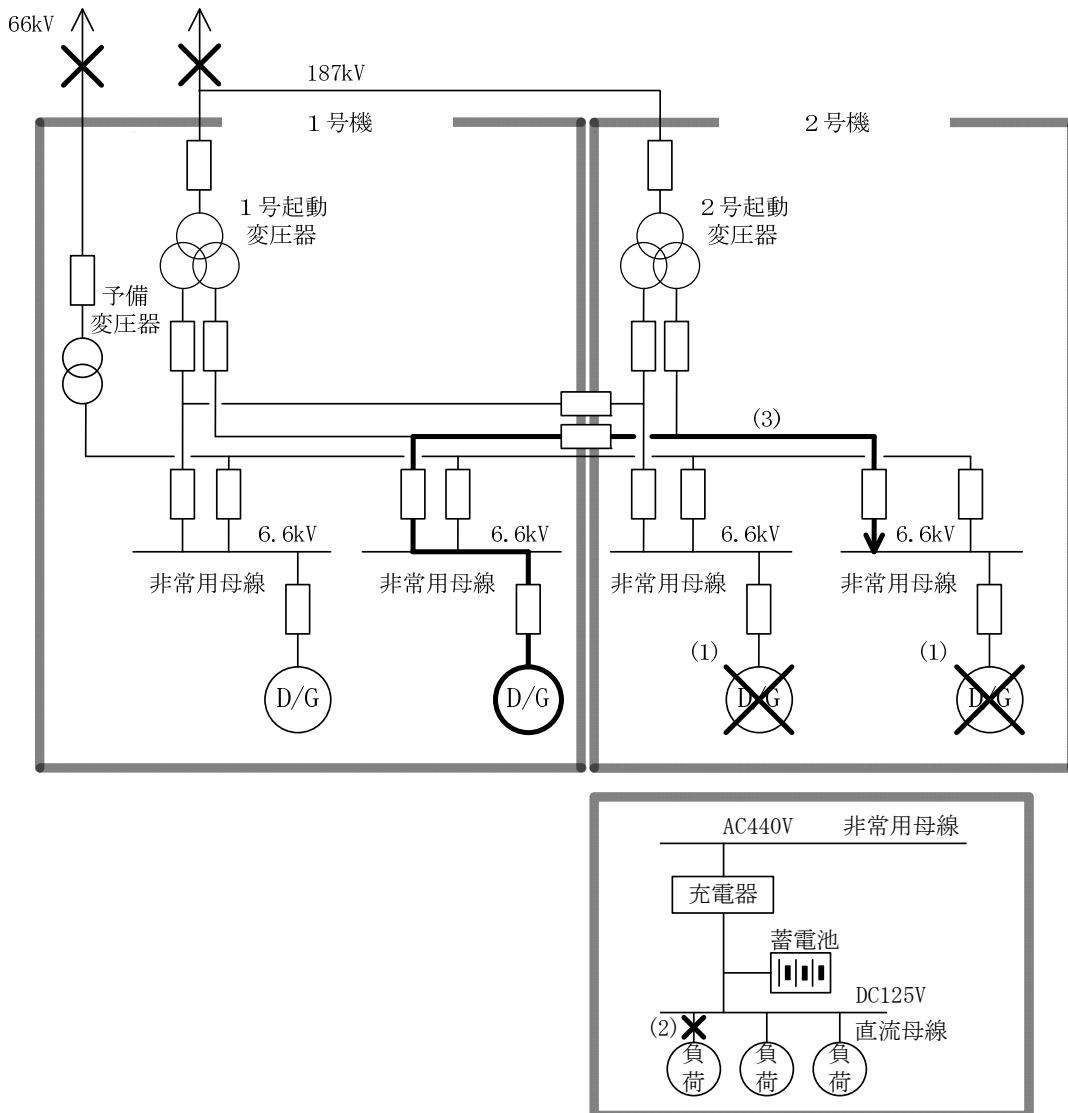
【① 電源復旧】

(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)

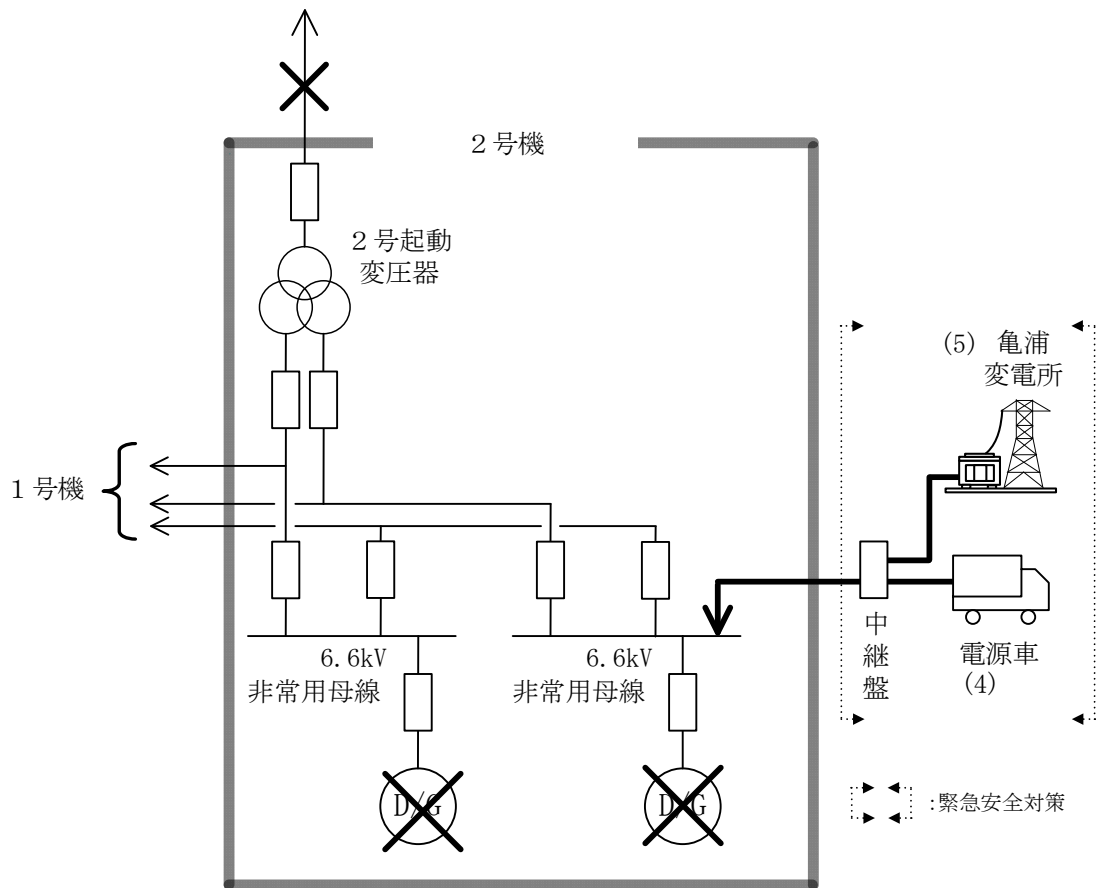
さらに万一、プラントで全交流電源喪失が発生した場合には、

(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 電源車等による電源応急復旧 (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 電源車等による電源応急復旧 (外部電源の多様化)】

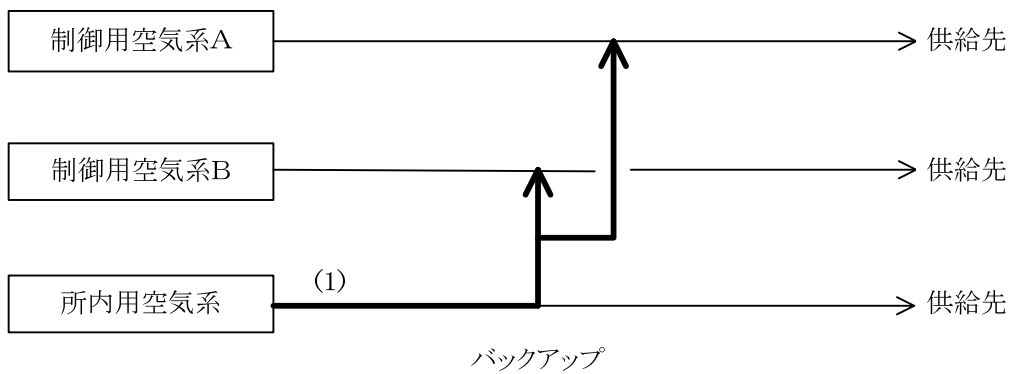


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (2/4)

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】

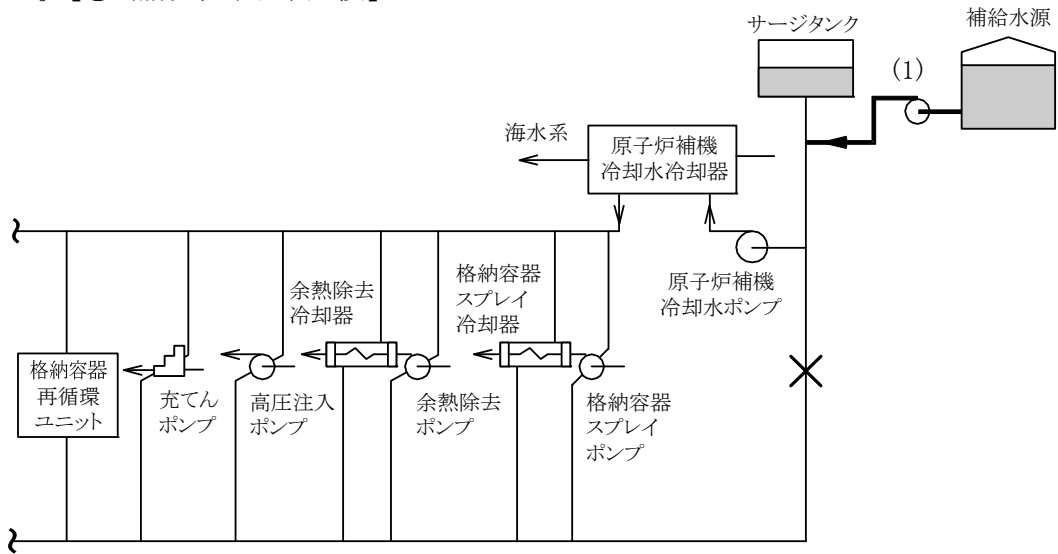


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (3/4)

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。

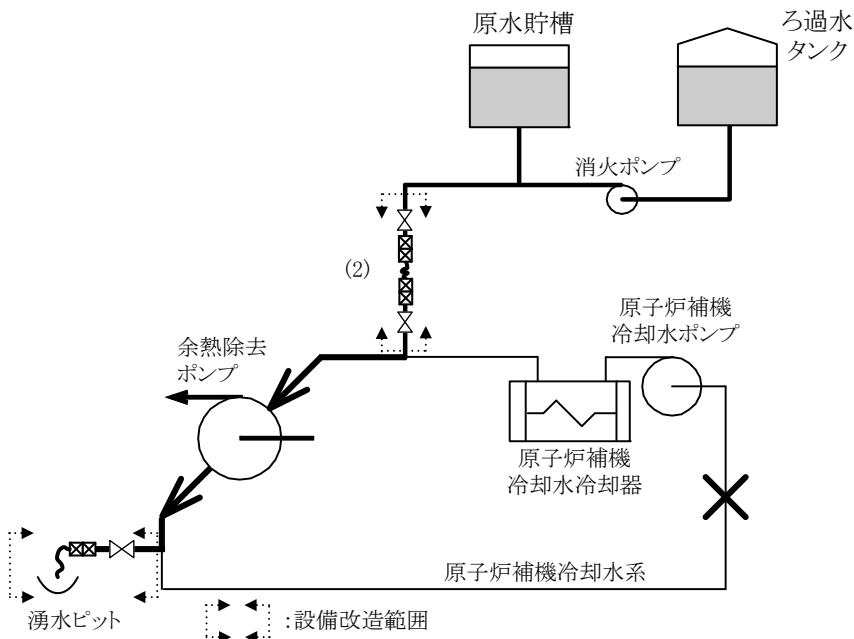
万一、原子炉補機冷却水系から冷却水が供給できない場合は、

- (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) 消火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。

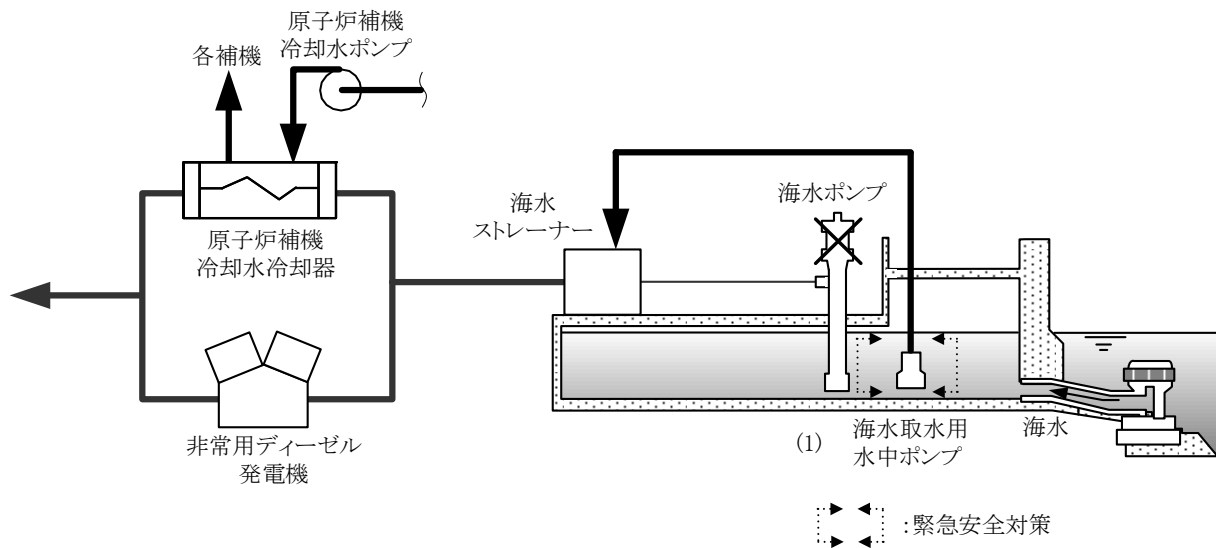


○ 安全機能のサポート機能に係る対策の概要 (4/4)

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】



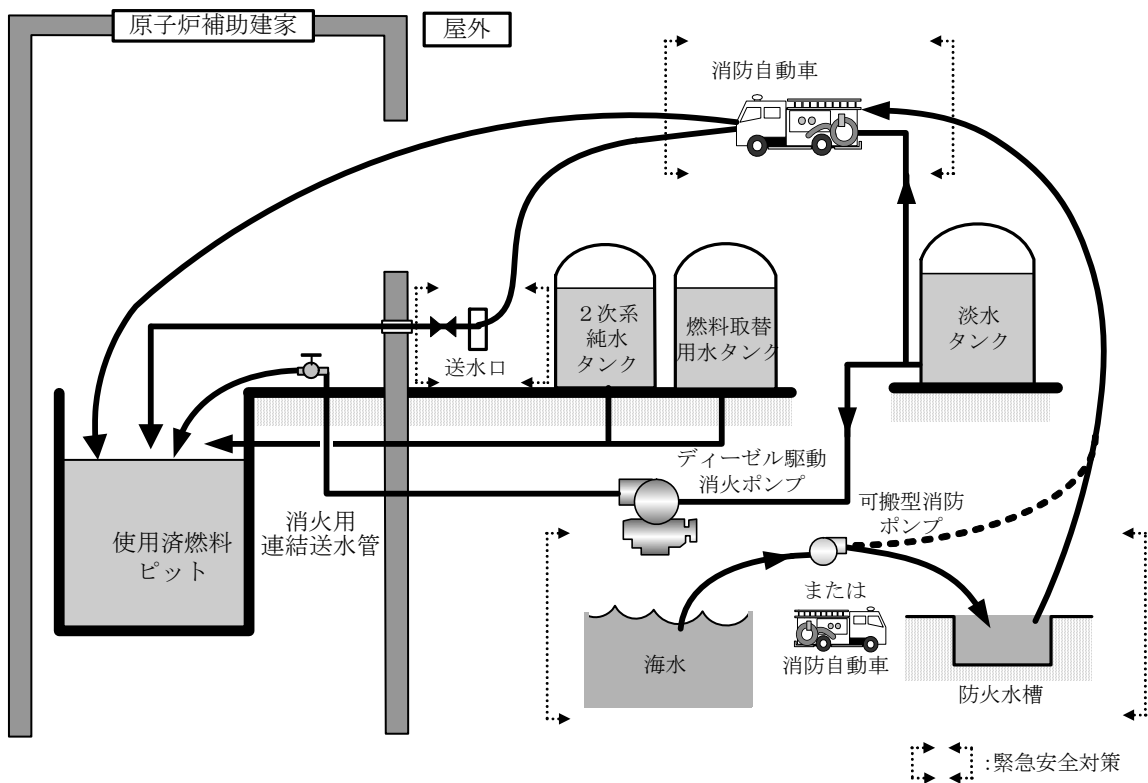
○ その他

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
		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
		⑫代替再循環	代替再循環ポンプの設置、手順書の整備	余熱除去系、原子炉補機冷却水系、海水系 代替再循環ポンプ	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	⑭代替補機冷却	消火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・排水連絡配管の設置、手順書の整備	消火水系、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ブ水冷却	既存設備の利用、手順書の整備	補助給水系、主蒸気系	ロ 平成11年9月
		⑥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
漏えい箇所の隔離機能喪失の影響緩和	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	
	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	
	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 (1825kVA)、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12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	
	制御用空気喪失の影響緩和	⑤代替補機冷却	消火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・排水連絡配管の設置、手順書の整備	消火水系、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24年3月		
		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
			事故対応環境の強化	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-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) 整備済みのアクセシブルなマネジメント策、ハ) 緊急安全対策 (短期) またはシビアアクセシブルなマネジメ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セシブルなマネジメ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
放射性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 消火水-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 水素爆発の影響緩和	②格納容器手動隔離 b-④水素爆発防止対策	既存設備の利用、手順書の整備 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 アニュラス排気系	ロ 平成11年9月 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（1825kVA）、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12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	消火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・排水連絡配管の設置、手順書の整備	消火水系、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24年3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

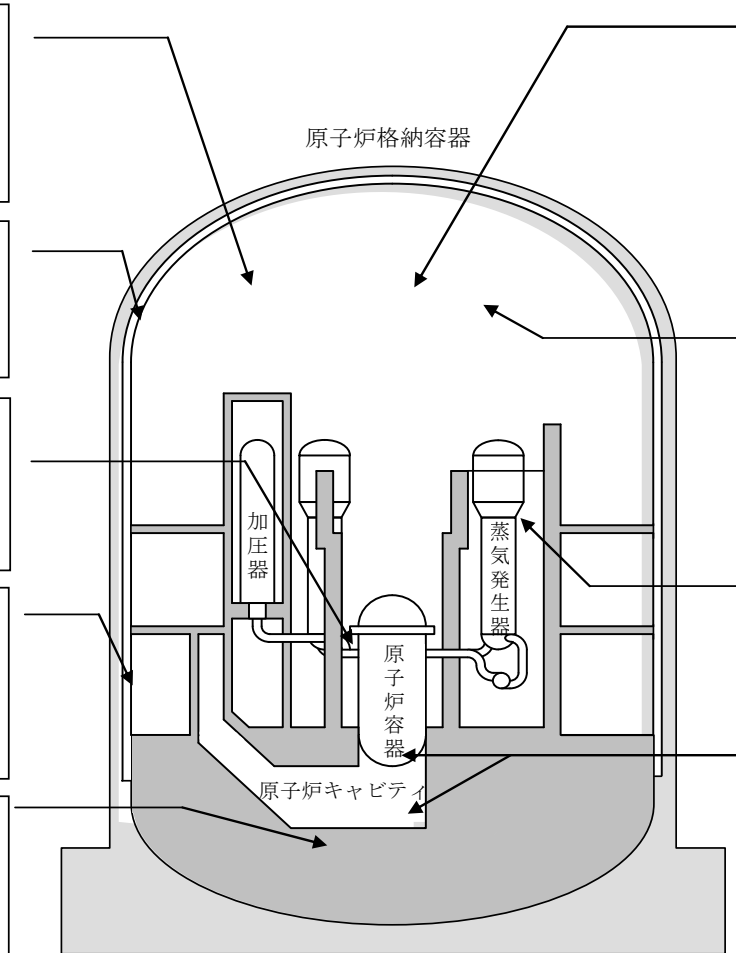
炉心部で加熱されたガスの流れにより高温となったホットレグに荷重が加わり、クリープ変形を起こし、破損する。

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