

柏崎刈羽原子力発電所1, 7号機における 安全性に関する総合評価 (ストレステスト)について

東京電力株式会社



東京電力

国内ストレステストの目的と概要

目的

経済産業省原子力安全・保安院の「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所1,7号機に対して一次評価を実施した結果を示す。

概要(原子力安全・保安院資料「発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の概要」から一部抜粋)

一次評価(今回実施):

定期検査中で起動準備の整った原子力発電所について順次、安全上重要な施設・機器等が設計上の想定を超える事象に対し、どの程度安全裕度を有するかについて評価する。(施設・機器等が評価基準値を超えた場合は、損傷度合いを評価せず、機能喪失と扱い保守的に評価)

二次評価:

欧州諸国のストレステストの実施状況、事故調査・検証委員会の検討状況も踏まえ、稼働中の発電所、一次評価の対象となった発電所も含めたすべての原子力発電所を対象に、総合的な安全評価を実施する。(施設・機器等の構成や損傷度合いを詳細に評価し、より実力に近い評価を行う)

シビアアクシデントに対する当社の取り組み

○アクシデントマネジメント策(AM策)

確率論的安全評価(PSA)から得られた知見及び、シビアアクシデント時の事象に関する知見に基づき、設備面の充実を図り、実施体制、手順書類、教育等の運用面を含めAM策の整備を行った。

○緊急安全対策

福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、津波により3つの機能(全交流電源、原子炉の冷却機能、使用済燃料プールの冷却機能)をすべて喪失した場合においても、炉心及び使用済燃料プールの燃料損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制し冷却機能の回復を図るための対策を講じた。

○更なる安全性向上策

緊急安全対策に加え、浸水防止対策の強化、注水・除熱機能の強化及び電源確保の強化の3つの観点から更なる対策を講じている。

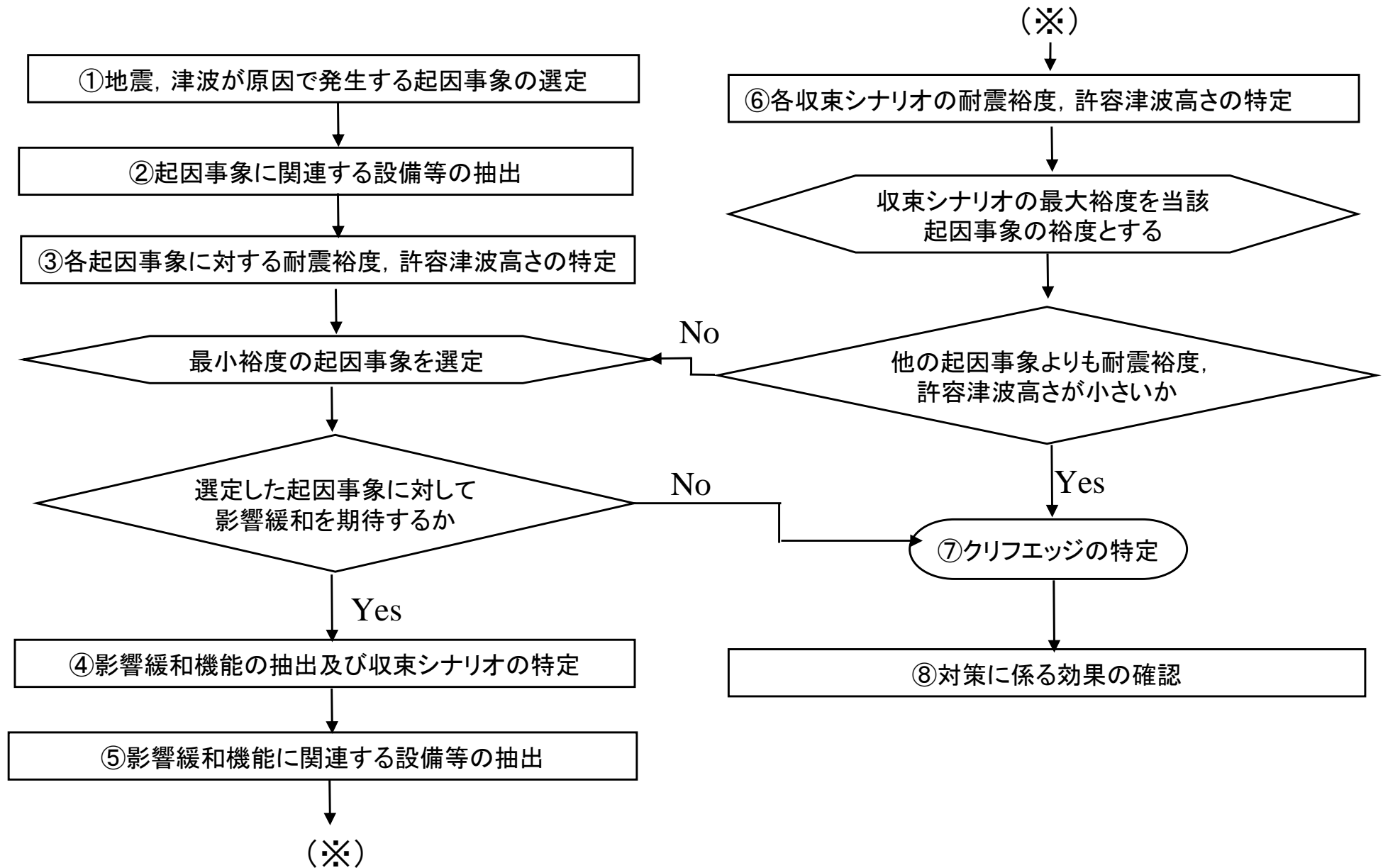
評価項目

○設計上の想定を超える事象に対して原子力発電所がどの程度の安全裕度を有しているかを評価する。

○評価の過程で確認された脆弱な部分について対策を実施する。

○シビアアクシデントに対する当社の取り組みの結果が、多重防護の厚みを増し安全性向上に寄与していることを確認・評価する。

地震，津波に関する評価のフロー

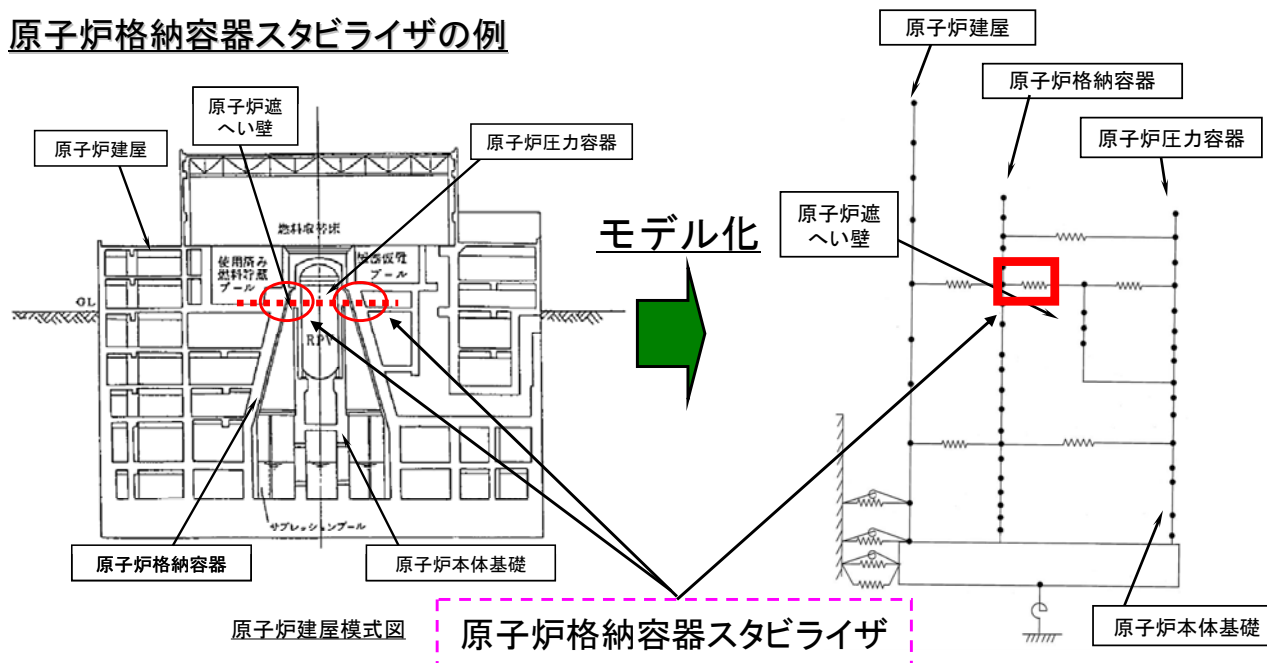


ストレステスト(1次評価)耐震裕度の評価の前提

○ストレステストの耐震裕度には、下記の3つの大きな保守性が含まれており、**現実的には耐震裕度相当の揺れが加わっても「機能喪失」や「燃料損傷」となるとは考え難いが、評価ルール上「機能喪失」「燃料損傷」と表現している。**

- ・代表点評価による保守性
例えば、数百カ所の圧力バウンダリ配管の内、一つの代表点の応力が評価基準値を超えれば、全ての配管を「機能喪失」と見なしている。
- ・損傷度合いの扱いによる保守性
評価基準値を超えた評価点は損傷度合いを考慮せず「機能喪失」と見なしている。
- ・設計値の適用による保守性
設計に用いている基準値と実物が破損に至る最大耐力の間には相当の開きがある。

原子炉格納容器スタビライザの例



裕度1.29を超える外力に対しては、モデルに赤枠の箇所への影響を加えて評価することとなり、これが全体の揺れ方に多少の影響を与える可能性がある。

揺れの影響の定量化を行わず(技術的に困難)、評価としては打ち止めとしている。

報告書上は、「緩和機能無し」「燃料損傷」と扱う。

○ストレステストの耐震裕度は基準地震動 S_s による計算値を用いて評価している。従って、 **S_s の設定における余裕の取り方等によって耐震裕度の大きさは変わる。**

(例) 評価内容と結果として記載される表現

- 報告書上の記載

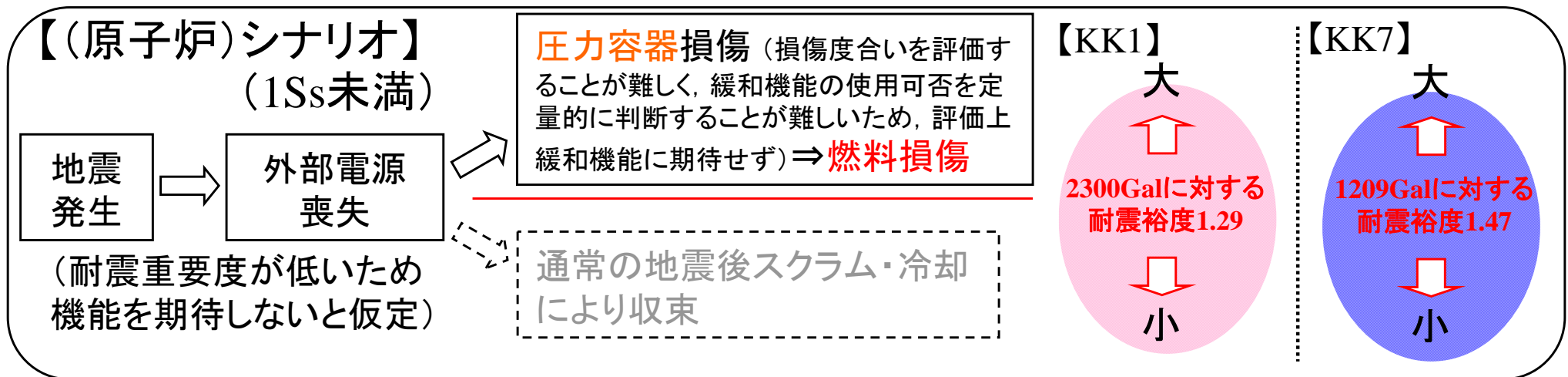
原子炉格納容器スタビライザが、耐震裕度1.29で機能喪失し、燃料損傷に至る。

- 実際の評価結果

設計に準じた手法で評価した結果、原子炉格納容器スタビライザの計算応力が、許容応力に対して1.29の裕度を確保している。

許容応力は、概ね弾性範囲を確保したものであって、1.29を超える外力に対しても直ちに機能喪失することはなく、プラント全体の揺れ方に多少の影響を与える可能性がある程度のものである。

	柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
地震	Ss:2300Gal	Ss:1209Gal
	<p>(Rx) 2300Galに対する 耐震裕度1.29</p> <p>(SFP) 2300Galに対する 耐震裕度1.45</p>	<p>(Rx) 1209Galに対する 耐震裕度1.47</p> <p>(SFP) 1209Galに対する 耐震裕度1.37</p>



(注) 上記耐震裕度〇〇は, ある設備の評価部位における「評価基準値 / Ssによる計算値」で算出したものであり, Ssの〇〇倍まで健全であることと同義ではない。

KK1, 7は耐震強化工事により想定を超える地震動に耐えるようになっている

柏崎刈羽原子力発電所の耐震裕度

- 柏崎刈羽原子力発電所は、平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震により、建屋Gal数として最大で680Galを観測し、従来の想定を大きく超えるものであったが、プラントの健全性は維持されていた。
- しかしながら、この未曾有の地震を踏まえ、新潟県中越沖地震に余裕を持ったレベルの地震動を基準地震動として設定し、耐震強化工事に取り組み、耐震裕度を確保した。

地震に対するクリフエッジに関する考察(原子炉)

評価上のクリフエッジ(原子炉)

	柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
緊急安全対策等実施前	原子炉格納容器スタビライザの損傷 (燃料損傷と評価) 耐震裕度1.29	非常用ディーゼル発電機機能喪失 耐震裕度1.37
緊急安全対策等実施後	同上	原子炉本体基礎のアンカボルトの損傷 (燃料損傷と評価) 耐震裕度1.47

1号機については、実施された安全確保対策は「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器損傷」という影響緩和機能を期待しない起因事象に対しては、クリフエッジの評価値に安全確保対策の効果が定量的に現れない。ただし、原子炉補機冷却系等の機能が喪失し全交流電源喪失等に至る場合には、安全確保対策の実施により収束シナリオが追加されていることから、次に耐震裕度の小さい原子炉補機冷却系機能喪失時に対して安全確保対策の効果を確認する。

7号機については、非常用ディーゼル発電機機能喪失により全交流電源喪失となるが、電源車により電源を確保して減圧、注水が可能となり、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度が向上したため、次に裕度の小さいシナリオである原子炉本体基礎のアンカボルトの損傷にクリフエッジが変更となった。

地震に対するクリフエッジに関する考察(SFP)

評価上のクリフエッジ(SFP)

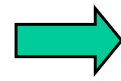
	柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
緊急安全対策等実施前	原子炉補機冷却系機能喪失 耐震裕度1.32	非常用ディーゼル発電機機能喪失 耐震裕度1.37
緊急安全対策等実施後	原子炉棟クレーンの損傷 (燃料損傷と評価) 耐震裕度1.45	同上

1号機については、補機冷却系機能喪失によりSFP除熱機能を喪失するが、電源車により電源を確保することでSFPへの注水が可能となり、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度が向上したため、次に裕度の小さいシナリオである原子炉棟クレーンの損傷にクリフエッジが変更となった。

7号機については、非常用ディーゼル発電機の裕度より、手順を整備したSFPへの注水に係る設備である補給水系の裕度の方が小さく、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度は変わらないが、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し全交流電源喪失に至る場合に対して安全確保対策の効果を確認する。

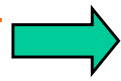
地震に対する安全確保対策の効果

○消防車の配備



復水補給水系, 消火系による注水に加え, 消防車による注水も可能となり, 注水の厚みが向上

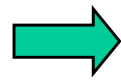
○緊急用メタクラの設置



○電源車の配備

原子炉隔離時冷却系による注水継続, 代替系等による原子炉及びSFPへの注水が可能となり, 補機冷却系が無くても注水できる手段を確保

○資機材の整備, 手順書の作成, 定期的な訓練



電源車による電源確保, 消防車による注水が確実に実施できるように準備していることにより, 対策の実効性向上。

1号炉心: 安全確保対策により給電機能, 注水機能が多様化

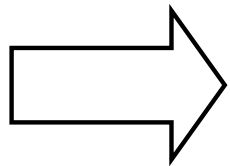
7号炉心: 非常用ディーゼル発電機の機能喪失しても減圧・注水が可能となり耐震裕度向上

1号SFP: 原子炉補機冷却系の機能喪失してもSFPへの注水が可能となり耐震裕度向上

7号SFP: 安全確保対策により給電機能, 注水機能が多様化

ストレステスト(1次評価)津波裕度の評価の前提

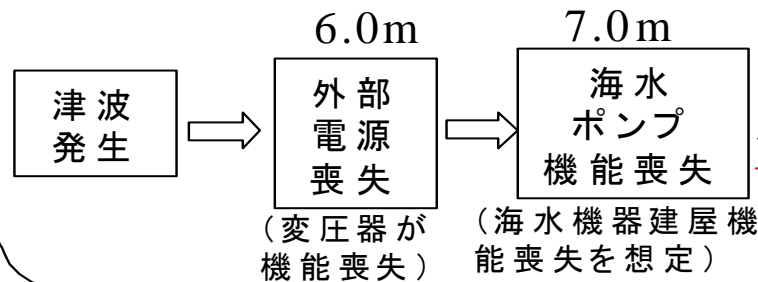
- 津波に対する裕度評価においては、津波や建屋内浸水の高さ(水位)が機器の設置高さ(または保守的に設置床高さとする場合もある)を上回った場合、直ちに機能喪失すると判断
- 柏崎刈羽1号機, 7号機ともにT.P.15.0mの高さまでの津波に対する原子炉建屋等の浸水対策を実施しており、津波高さがT.P.15.0mを超えた場合、浸水対策の仕様の範囲を超えることから、原子炉建屋等に多量の浸水が生じ、原子炉及びSFPの冷却・注水が困難になると想定し、保守的に全ての設備が機能喪失すると判断



特定したクリフエッジには一定の仮定に基づく保守性が含まれている。

	柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
津波	<p>T.P.(m)</p> <p>15.0※ ③許容津波高さ</p> <p>11.7 ④裕度(③-①)</p> <p>5.0 ②原子炉建屋敷地高さ</p> <p>3.3 ①設計想定津波高さ</p> <p>0.0 ※原子炉, 燃料プールは同じ</p>	<p>T.P.(m)</p> <p>15.0※ ③許容津波高さ</p> <p>12.0 ②原子炉建屋敷地高さ</p> <p>11.7 ④裕度(③-①)</p> <p>3.3 ①設計想定津波高さ</p> <p>0.0 ※原子炉, 燃料プールは同じ</p>

【KK1(原子炉)シナリオ】

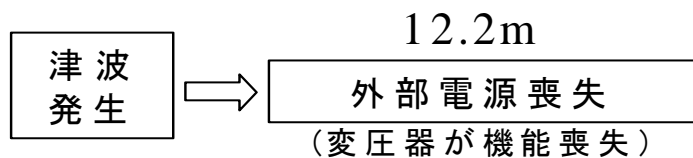


原子炉建屋外扉止水仕様超過
⇒ 大量の海水が原子炉建屋内に浸水, 原子炉隔離時冷却系等の緩和系機能喪失と推定 ⇒ 燃料損傷

緊急安全対策により収束

高
15.0m
低

【KK7(原子炉)シナリオ】



原子炉建屋外扉止水仕様超過
⇒ 大量の海水が原子炉建屋内に浸水, 原子炉隔離時冷却系等の緩和系機能喪失と推定 ⇒ 燃料損傷

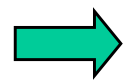
緊急安全対策により収束

高
15.0m
低

津波に対する安全確保対策の効果

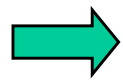
対策前のクリフエッジ: 全交流電源喪失等による注水機能喪失

○原子炉建屋防潮板
(柏崎刈羽1号機), 水密
扉の設置等



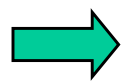
原子炉建屋内への海水浸水防止により, 原子炉隔離
時冷却系等の機能が維持され, 許容津波高さが向上

○消防車の配備



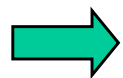
復水補給水系, 消火系による注水に加え, 消防車によ
る注水も可能となり, 注水の厚みが向上

○緊急用メタクラの設置



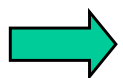
補機冷却系によるサポート機能に依存しない非常用
電源が追加され, 電源確保の厚みが向上

○電源車の配備



電源車による給電により逃し安全弁による原子炉減圧が
可能となり, 補機冷却系が無くても注水できる手段の確保
により収束シナリオ増加

○空冷式ガスタービン
発電機車の配備

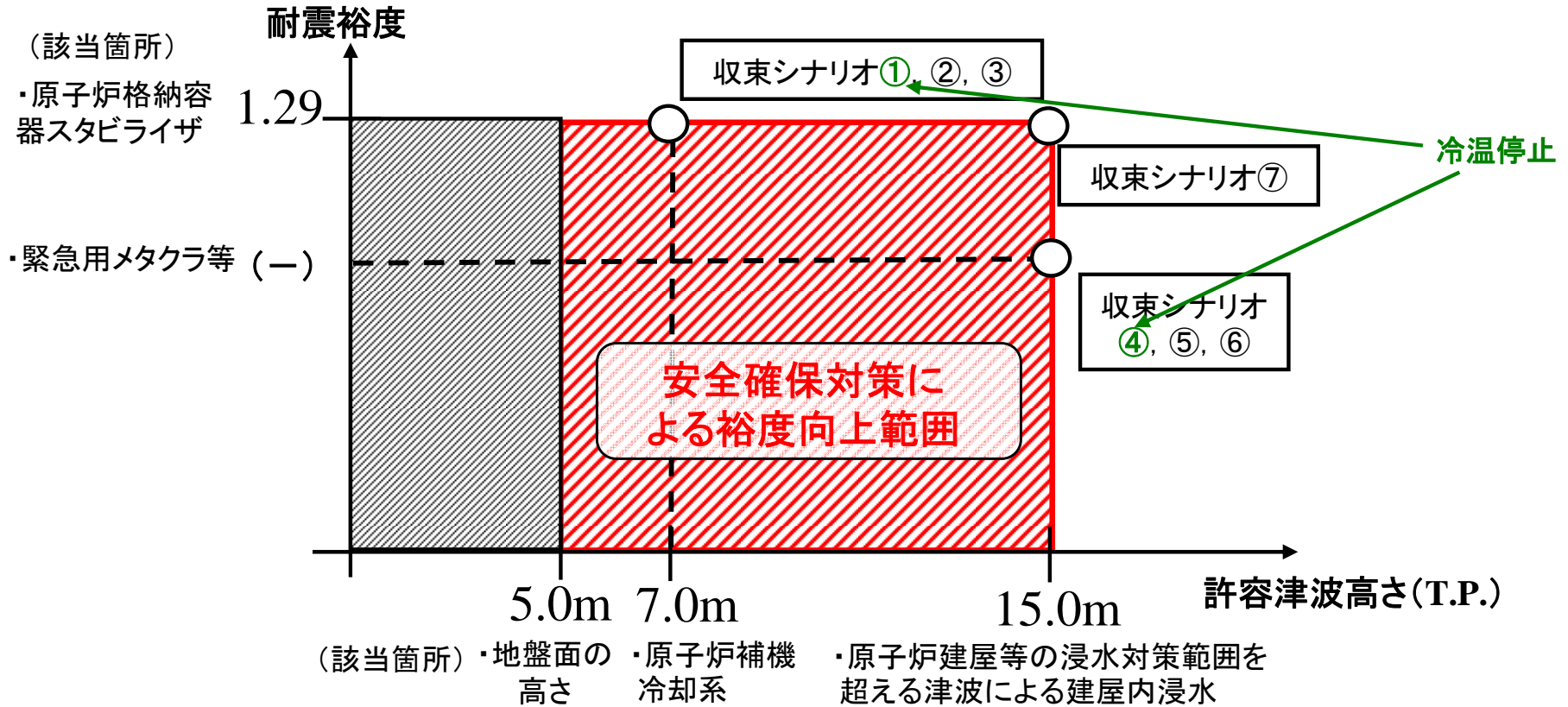


他号機からの電源融通ができない場合でも緊急用メタクラに
給電可能となり, 緊急用メタクラの許容津波高さが向上(※)

(※) 空冷式ガスタービン発電機車については燃料補給の観点から評価上は考慮していない。地下軽油タンクはH24.5までに完成予定であるが, その容量は空冷式ガスタービン発電機車1台で約3日分である。

許容津波高さ評価結果		柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
原子炉・SFP	対策前	5.0m	12.0m
	対策後	15.0m	15.0m

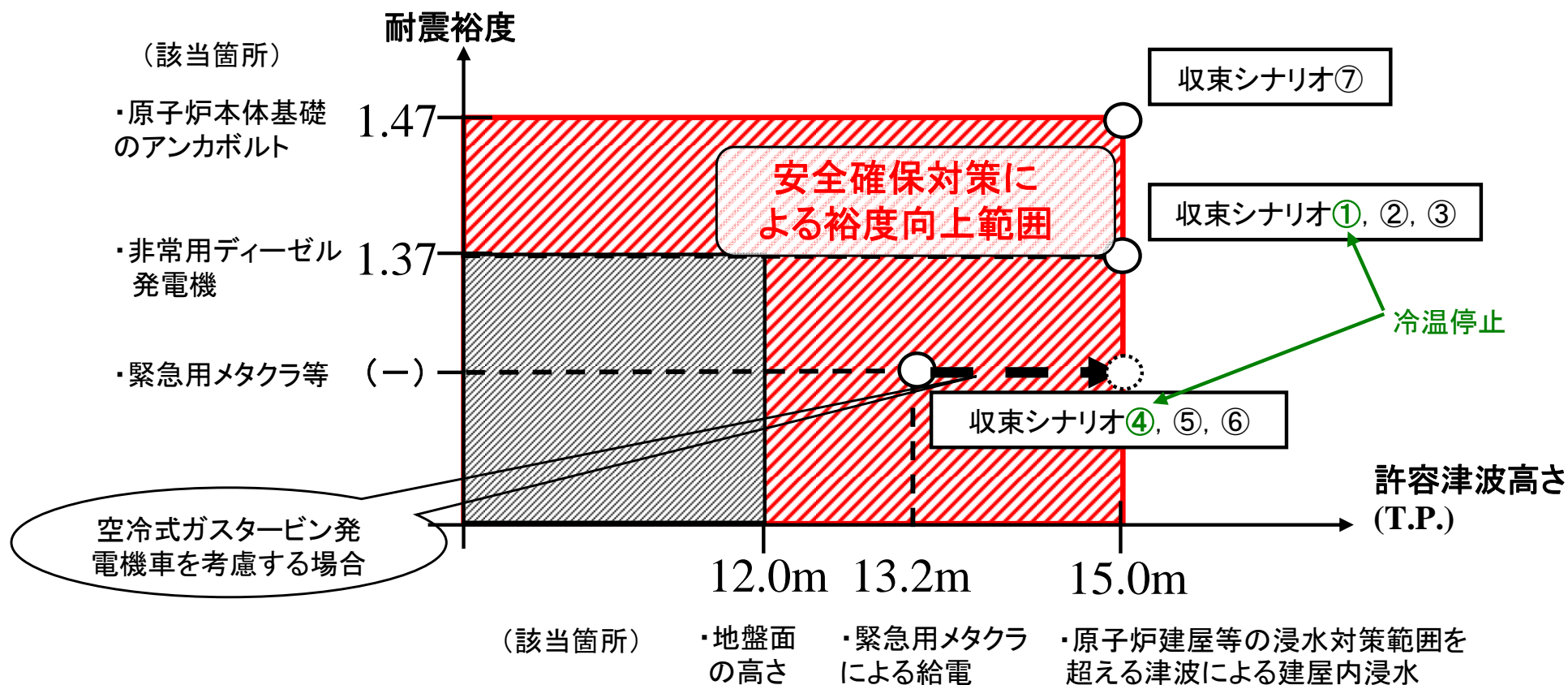
柏崎刈羽1号機:地震、津波重畳に対する安全確保対策の効果(原子炉に関するもの)



安全確保対策による**浸水防止対策、電源車等の配備**により収束シナリオの数が増えたことで、津波に対する裕度が向上

対策前: 耐震裕度1.29, 許容津波高さ5.0m
 対策後: 耐震裕度1.29, 許容津波高さ15.0m

柏崎刈羽7号機:地震、津波重畳に対する安全確保対策の効果(原子炉に関するもの)

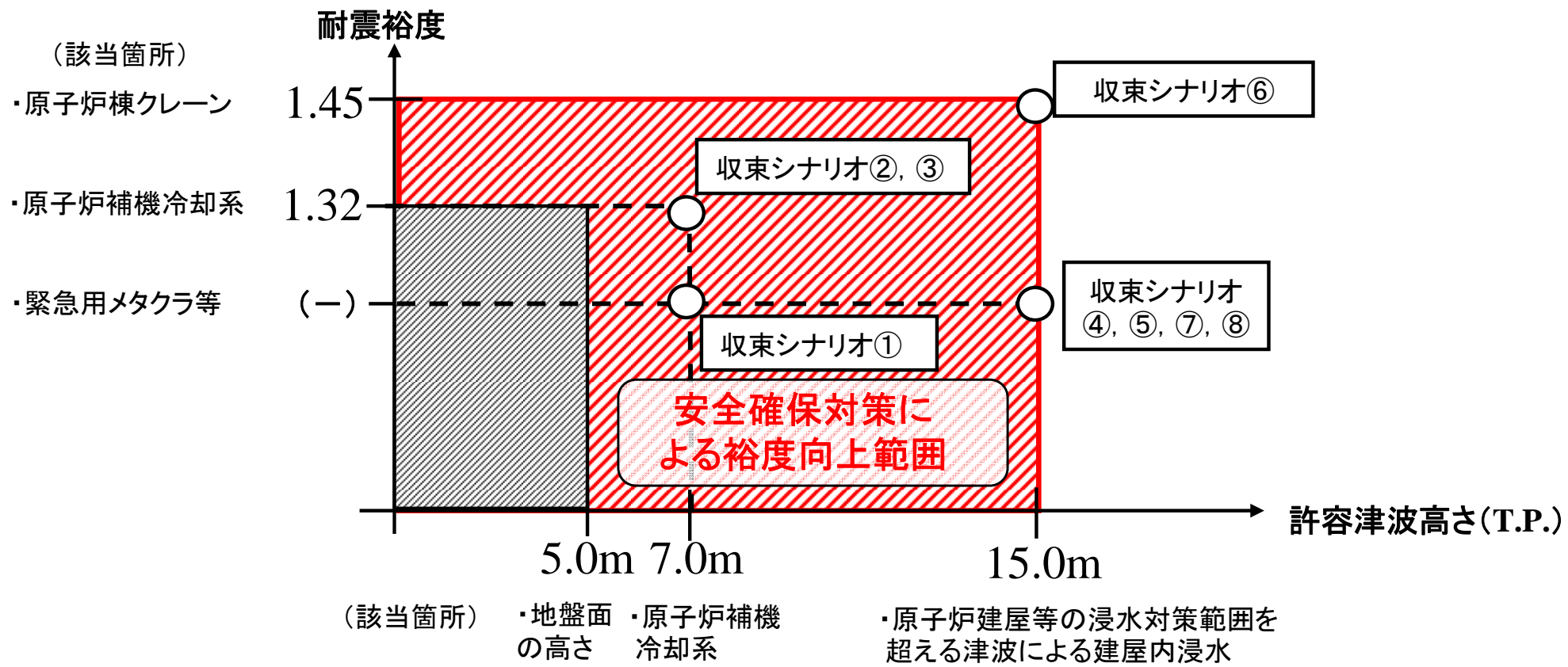


安全確保対策による浸水防止対策, 電源車等の配備により収束シナリオの数が増えたことで, 地震, 津波に対する裕度が向上

対策前: 耐震裕度1.37, 許容津波高さ12.0m

対策後: 耐震裕度1.47, 許容津波高さ15.0m

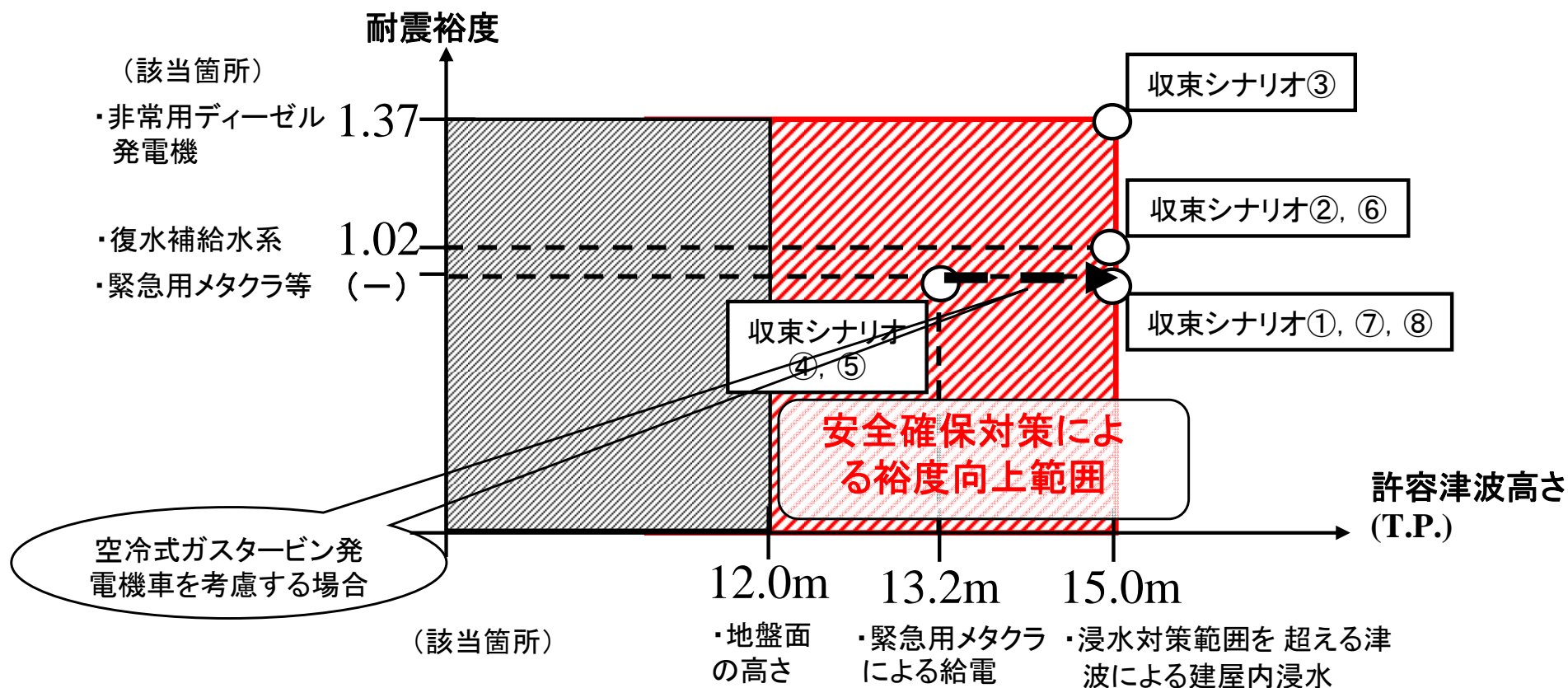
柏崎刈羽1号機:地震、津波重畳に対する安全確保対策の効果(SFPに関するもの)



安全確保対策による**浸水防止対策**, **電源車や消防車の配備**により収束シナリオの数が増えたことで、地震、津波に対する裕度が向上

対策前: 耐震裕度1.32, 許容津波高さ5.0m
 対策後: 耐震裕度1.45, 許容津波高さ15.0m

柏崎刈羽7号機:地震、津波重畳に対する安全確保対策の効果(SFPに関するもの)



安全確保対策による浸水防止対策, 電源車や消防車の配備により収束シナリオの数が増えたことで, 津波に対する裕度が向上

対策前: 耐震裕度1.37, 許容津波高さ12.0m

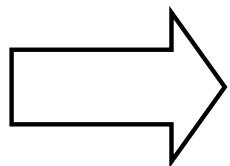
対策後: 耐震裕度1.37, 許容津波高さ15.0m

ストレステスト(1次評価)SBO・LUHS裕度の保守性

- 全交流電源喪失(SBO), 最終ヒートシンク喪失(LUHS)に対する裕度評価においては, 評価が厳しくなるよう冷却すべき熱量(崩壊熱)を大きく設定
- 当該号機を含んだ柏崎刈羽全号機が同時にSBO若しくはLUHSになり, 同時に対応するものと仮定
- 外部からの支援は一切ないものとして評価(※1)

(※1)空冷式ガスタービン発電機車は燃料消費量の関係から現時点では外部からの支援が必須であり, 関係各所からの燃料調達に関する契約も締結済みであるが, 本評価では考慮しない。ただし, H24.5までに完成する地下軽油タンクを利用することで空冷式ガスタービン発電機車1台を約3日間使用可能(※2)となる。

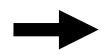
(※2)空冷式ガスタービン発電機車が使用可能な場合, (必要に応じて代替海水熱交換器設備と併用することで)残留熱除去系による循環冷却が可能となり, 循環冷却中並びに循環冷却停止後蒸発が開始するまでは注水不要となる。



特定したクリフエッジには一定の仮定に基づく保守性が含まれている。

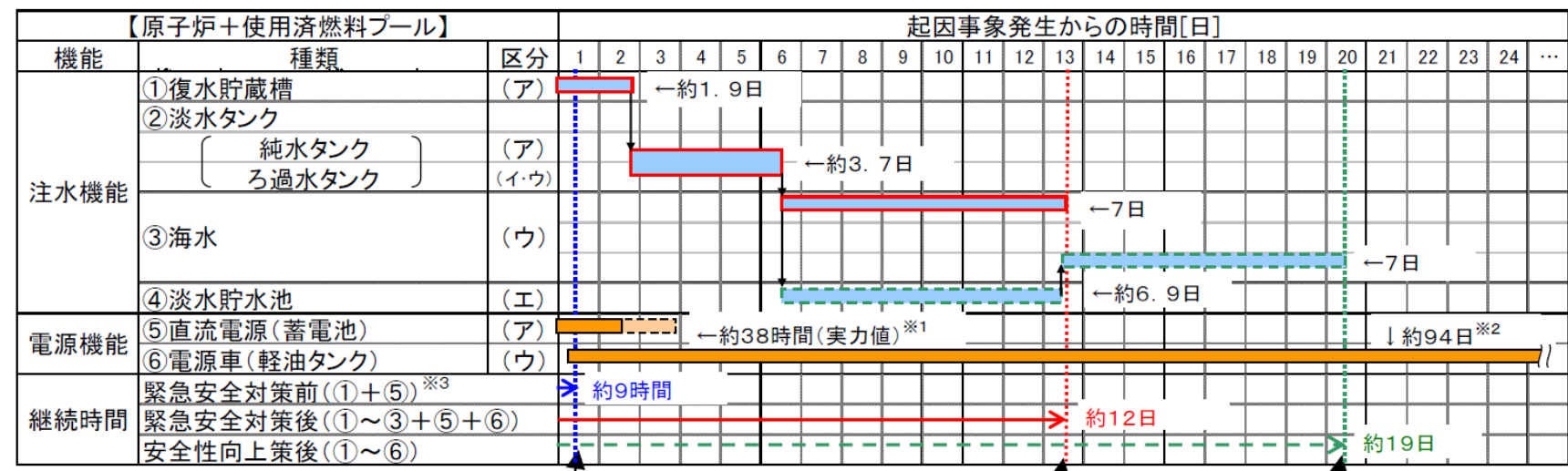
全交流電源喪失時の注水シナリオ

原子炉隔離時冷却系による注水
(淡水または直流電源枯渇まで)



原子炉隔離時冷却系が停止するまでに原子炉の減圧を実施し,復水補給水系,消火系,消防車にて注水

原子炉運転中の評価



約9時間
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

※1 約72時間への延長を準備中
 ※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日
 ※3 ②は水源としては,(ア)~(ウ)の区分であるが,全号機同時全交流電源喪失時は注水手段が無かったことから継続時間評価には含まない

区分
 (ア)基本設計段階で採用した設備
 (イ)AM策
 (ウ)緊急安全対策
 (エ)更なる安全性向上策

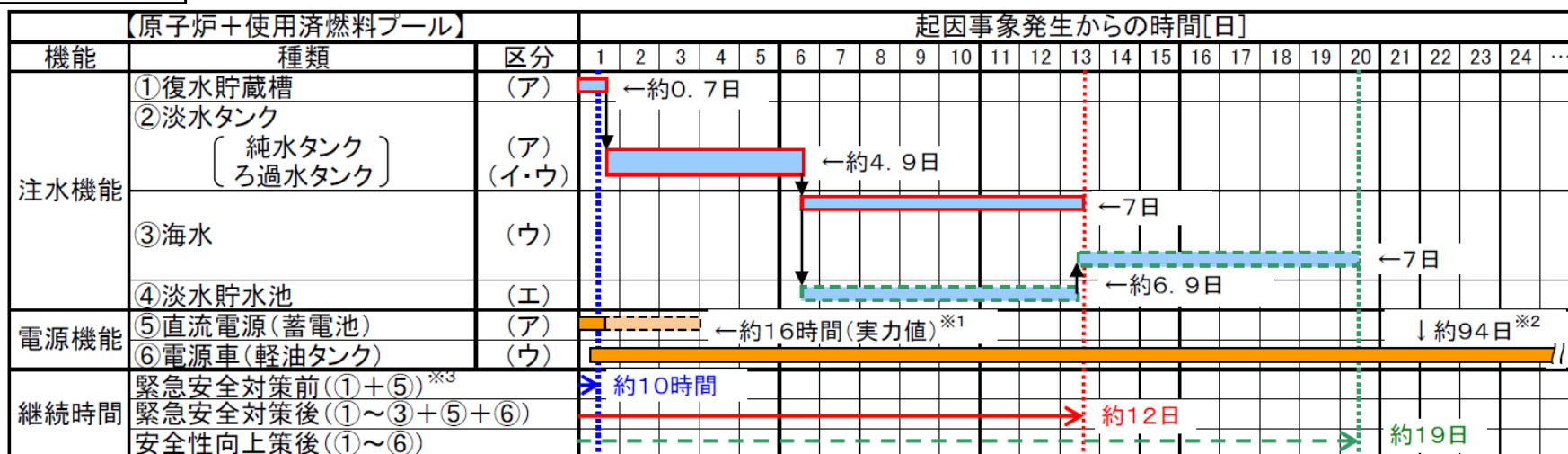
全交流電源喪失時の注水シナリオ

原子炉隔離時冷却系による注水
(淡水または直流電源枯渇まで)



原子炉隔離時冷却系が停止するまでに原子炉の減圧を実施し,復水補給水系,消火系,消防車にて注水

原子炉運転中の評価



約10時間
緊急安全対策前

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

※1 約72時間への延長を準備中

※2 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約96日

※3 ②は水源としては,(ア)~(ウ)の区分であるが,全号機
同時全交流電源喪失時は注水手段が無かったことから継続
時間評価には含まない

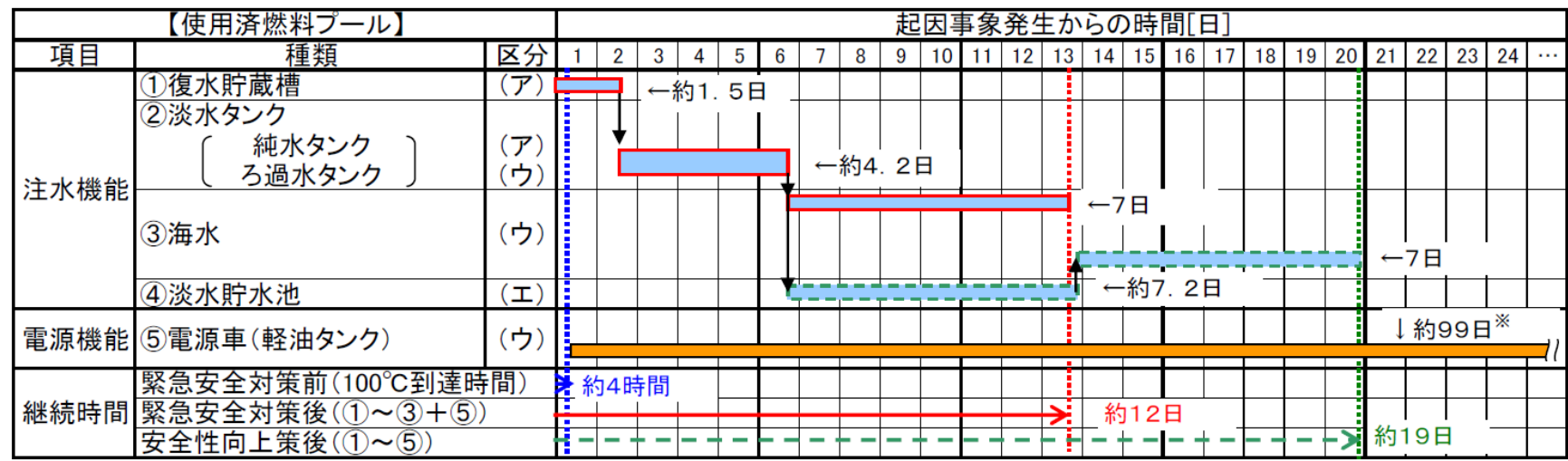
区分

- (ア)基本設計段階で採用した設備
- (イ)AM策
- (ウ)緊急安全対策
- (エ)更なる安全性向上策

全交流電源喪失時の注水シナリオ

補給水系, 残留熱除去系, 消火系, 消防車にて注水

原子炉停止中の評価



約4時間
緊急安全対策前
(プール水温が100°Cに到達するまでの時間)

約12日
緊急安全対策後

約19日
安全性向上策後

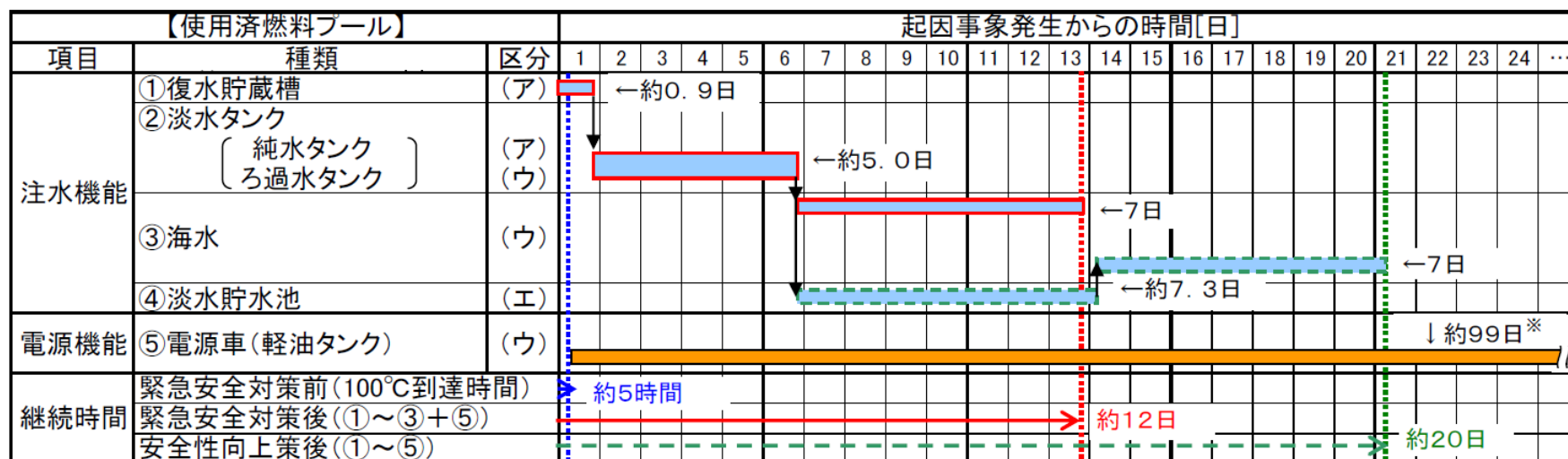
※ 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約101日

- 区分
- (ア) 基本設計段階で採用した設備
 - (イ) AM 策
 - (ウ) 緊急安全対策
 - (エ) 更なる安全性向上策

全交流電源喪失時の注水シナリオ

補給水系, 残留熱除去系, 消火系, 消防車にて注水

原子炉停止中の評価



約5時間
緊急安全対策前
(プール水温が100°Cに到達するまでの時間)

約12日
緊急安全対策後

約20日
安全性向上策後

※ 地下軽油タンク等更なる安全性向上策を考慮すると約101日

区分
(ア)基本設計段階で採用した設備
(イ)AM策
(ウ)緊急安全対策
(エ)更なる安全性向上策

最終ヒートシンク喪失時の注水シナリオ

原子炉隔離時冷却系による注水
(淡水枯渇まで) → 原子炉隔離時冷却系が停止するまでに代替海水熱交換器設備を用いて原子炉及びSFPを除熱

代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系による除熱が可能である場合、必要注水量は除熱開始までの限定的なものとなり、注水機能は緊急安全対策等により約12日間維持できることから、水源枯渇による注水機能喪失は無い。ただし、代替海水熱交換器設備を用いた残留熱除去系の使用には電源車が必要となることから、除熱機能継続時間は電源車等のための燃料(軽油)が枯渇する約196日が除熱機能継続時間となる。

全交流電源喪失(SBO)

- 消防車の配備 → 淡水が枯渇しても海水注入が可能となり注水継続
- 電源車の配備 → RCIC等への電力供給が可能となり注水機能維持
- 緊急用メタクラの設置
○空冷式ガスタービン発電機車の配備 → 緊急用メタクラを介して受電可能な場合は除熱機能を確保可能

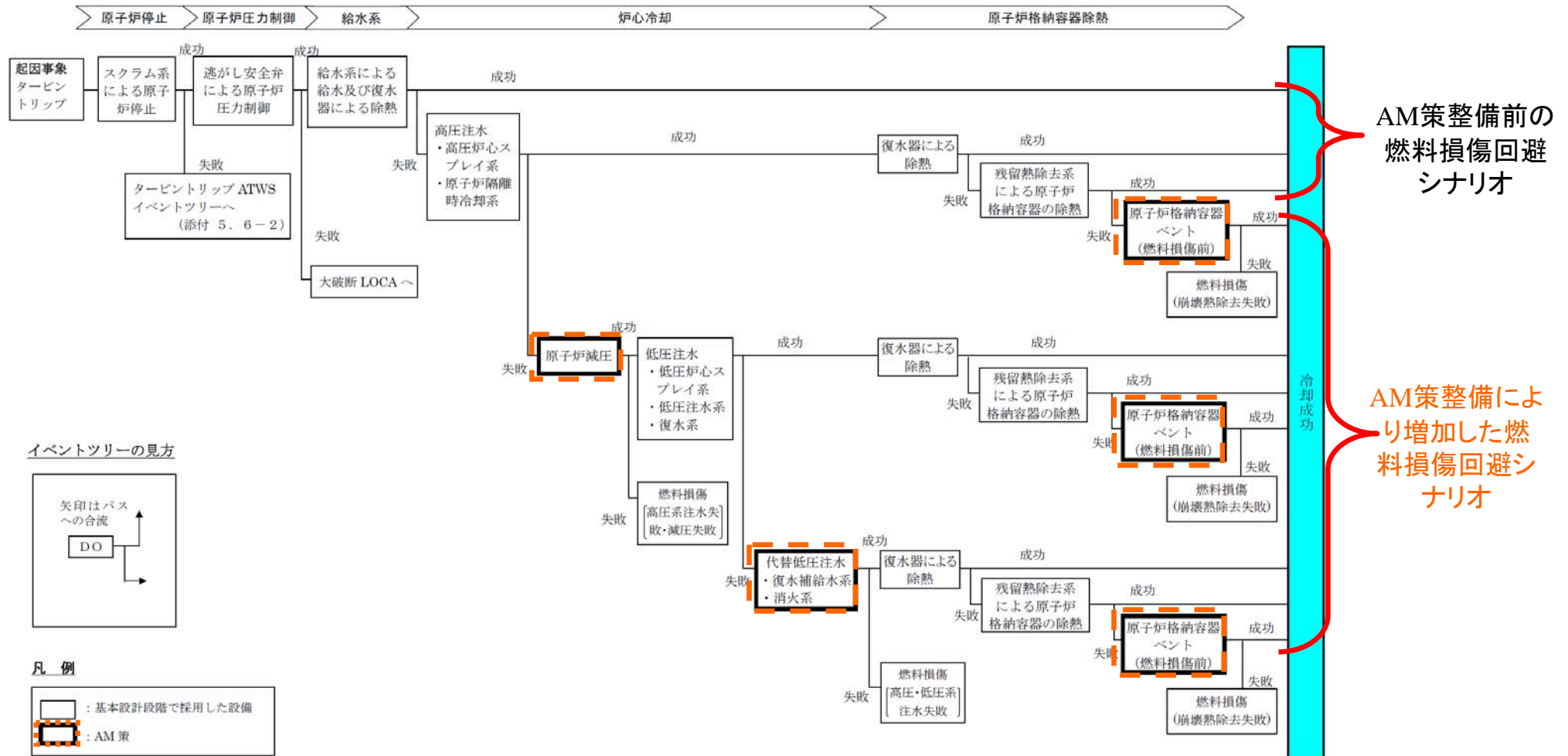
最終ヒートシンクの喪失(LUHS)

- 代替海水熱交換器設備の設置 → 除熱機能の確保により原子炉は冷温停止が可能となり, SFPは水位の維持が可能となる。
- 電源車の配備 → 代替熱交換器設備への電力供給が可能となり除熱機能維持

注水、除熱機能継続時間 評価結果		柏崎刈羽1号機		柏崎刈羽7号機	
		SBO	LUHS	SBO	LUHS
原子炉	対策前	約9時間	約1.0日	約10時間	約1.0日
	対策後	約12日	約196日	約12日	約196日
SFP	対策前	約4時間	約1.2日	約5時間	約1.0日
	対策後	約12日	約196日	約12日	約196日

PSAにおいて想定した起因事象を対象に、アクシデントマネジメント策(AM策)による燃料損傷回避効果を評価した結果、回避シナリオが増加した。

(例) 1号機 起因事象がタービントリップの場合の燃料損傷回避シナリオ
 AM策整備前: 3シナリオ ⇨ AM策整備後: 10シナリオ



評価の例

起因事象: タービントリップ (柏崎刈羽1号機)

地震

耐震裕度評価結果		柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
原子炉	対策前	1.29	1.37
	対策後	1.29	1.47
SFP	対策前	1.32	1.37
	対策後	1.45	1.37

○中越沖地震で安全上重要な機器への問題は生じなかったものの、基準地震動 S_s は、中越沖地震の知見を踏まえ、中越沖地震に余裕のあるレベルに設定

〔 柏崎刈羽1号機: S_2 450Gal → S_s 2300Gal
 柏崎刈羽7号機: S_2 450Gal → S_s 1209Gal 〕

○ S_s に対し余裕を持って安全上重要な設備が機能するよう耐震補強を実施済

●中越沖地震の知見を踏まえ、保守性を持って基準地震動を設定し、さらに余裕を持つよう耐震補強を実施済である。今回の評価により、基準地震動に対して裕度があることを改めて確認した。

●クリフエッジに対して安全確保対策の有効性を確認

津波

許容津波高さ評価結果		柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
原子炉・SFP	対策前	5.0m	12.0m
	対策後	15.0m	15.0m

●津波に対して設計想定を超えてもなお安全性確保

地震・津波重畳

耐震裕度・許容津波高さ 評価結果		柏崎刈羽1号機	柏崎刈羽7号機
原子炉	対策前	耐震裕度1.29、許容津波高さ5.0m	耐震裕度1.37、許容津波高さ12.0m
	対策後	耐震裕度1.29、許容津波高さ15.0m	耐震裕度1.47、許容津波高さ15.0m
SFP	対策前	耐震裕度1.32、許容津波高さ5.0m	耐震裕度1.37、許容津波高さ12.0m
	対策後	耐震裕度1.45、許容津波高さ15.0m	耐震裕度1.37、許容津波高さ15.0m

●地震・津波に対して設計想定を超えてもなお安全性確保

SBO・LUHS

注水、除熱機能継続時間 評価結果		柏崎刈羽1号機		柏崎刈羽7号機	
		SBO	LUHS	SBO	LUHS
原子炉	対策前	約9時間	約1.0日	約10時間	約1.0日
	対策後	約12日	約196日	約12日	約196日
SFP	対策前	約4時間	約1.2日	約5時間	約1.0日
	対策後	約12日	約196日	約12日	約196日

●SBOの発生は防止できると考えるが、その発生を仮定しても、外部電源の復旧やプラント外部からの支援を期待するのに十分な時間である12日以上安全な状態を維持できる。

●LUHSの発生は防止できると考えるが、その発生を仮定しても、設置した代替海水熱交換器設備により、残留熱除去系を用いた原子炉及びSFPの除熱が可能となり、約196日安全な状態を維持できる。

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた
安全確保対策の実施状況について
(ストレステスト報告書第6章)

今回の事故から得た教訓の反映

〈安全確保対策の基本的な考え方を見直しについて〉

3月11日に東北地方太平洋沖地震が発生，これに伴う津波を受け福島第一原子力発電所は原子力事故に至った。この収束にむけた対応の中で，当社は様々な教訓を得ている。**大きな教訓は津波という脅威に対する従来の安全確保策（深層防護）の脆弱性**であり，津波に対しても有効に機能するよう多重防護を見直す必要がある。このことから，**今後の安全確保の考え方を，特に津波対策を含めた4点に整理し，この考え方に則った対策を計画的に講じる。**

〈今後の安全確保の考え方〉

○津波襲来に備えた浸水防止対策

津波によって安全上重要な機器が浸水し，機能を喪失することを防ぐため，原子炉建屋を中心に多重の浸水防止対策を行う。更には万一の浸水に備えた排水対策を講じる。

○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策

全電源喪失や最終ヒートシンク（除熱機能）喪失が生じた場合でも，炉心や使用済燃料プールの燃料損傷を防止できるよう，発電所構内の高所に資機材を配備し，これらを活用する機動的対応手順等を整備した。

○万一の燃料損傷に備えた影響緩和策

万一，燃料損傷に至った以降の水素爆発を防止するため，トップベント設備等を設置。更なる対策としてフィルタベントを設置し，放射性物質の放出時の環境影響抑制を図る。

○共通対策

事故時に原子炉施設の復旧をサポートする上で重要な資機材確保や体制整備を実施。

津波襲来に備えた浸水防止対策

《1号機を例示》

設計津波高さを大幅に上回る津波が発生した場合に、原子炉建屋及び海水機器建屋内の安全上重要な機器への浸水を防止するため、①防潮板の設置及び建屋外部の扉の水密化、②建屋内部扉の水密化及び配管・ケーブル等の貫通孔の止水処理を行った。また、安全上重要な機器のエリアに浸水した場合に備えて③排水ポンプの配備を進めている。更なる対策としては津波による衝撃緩和の観点から防潮壁及び防潮堤の設置を進めている。

①防潮板の設置概要

①建屋外部の扉の水密化

③排水ポンプの配備

安全上重要な機器のエリアに浸水した場合に備え、排水対策を進めている。

排水のイメージ

原子炉建屋
消火用ホース
B4F
排水ポンプ
重要機器室
B5F
サンプ
排水口

- ・機器のエリアに浸水
- ↓
- ・排水口経由でサンプへ
- ↓
- ・排水ポンプで別建屋に移送 (原子炉建屋溢水防止)

【更なる対策】防潮堤の設置概要 (〔1号機〕(荒浜側)への対策)

改良土盛土
鉄筋コンクリート構造物
1号機
T.P.+15mライン

T.P.+15m
10m
T.P.+5m
T.P.: 海拔

②内部扉の水密化及びケーブルトレイ等の貫通孔の止水処理

貫通孔 (ケーブルトレイ)
水密扉 (内部)

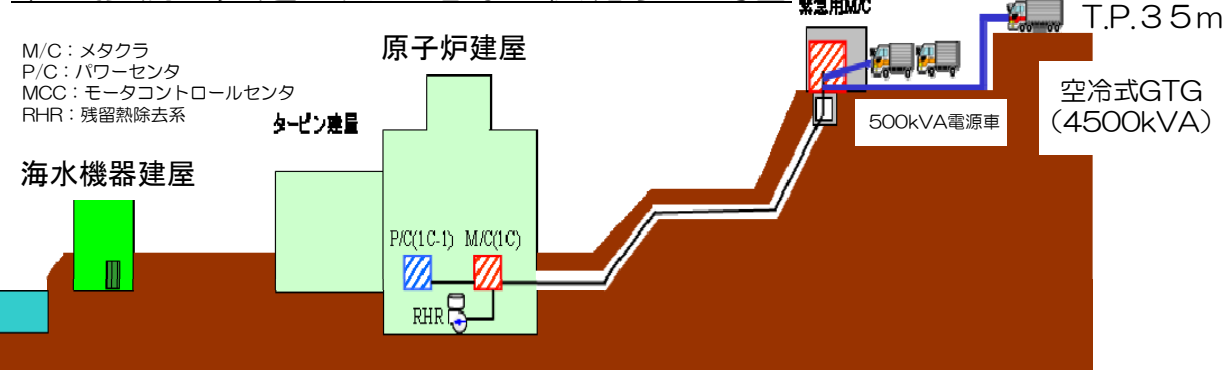
原子炉建屋 (アウター) 原子炉建屋 (インナー)
海水機器建屋 タービン建屋
止水材充填
扉の水密化
非常用配電盤・蓄電池等
原子炉隔離時冷却系ポンプ
復水補給水系ポンプ
トレンチ
扉の水密化
凡例 貫通部 外部扉 内部扉
破線の囲みは安全上重要な設備の例

交流電源確保

本設の電源（外部電源及び非常用ディーゼル発電機）が使用できない場合に備えるため、**高台に緊急用高圧配電盤（緊急用メタクラ）を設置し、緊急用メタクラに電源を供給する空冷式ガスタービン発電機車（空冷式GTG）を配備した。**また、**緊急用メタクラ又は原子炉建屋内に電源を供給する電源車を配備した。**

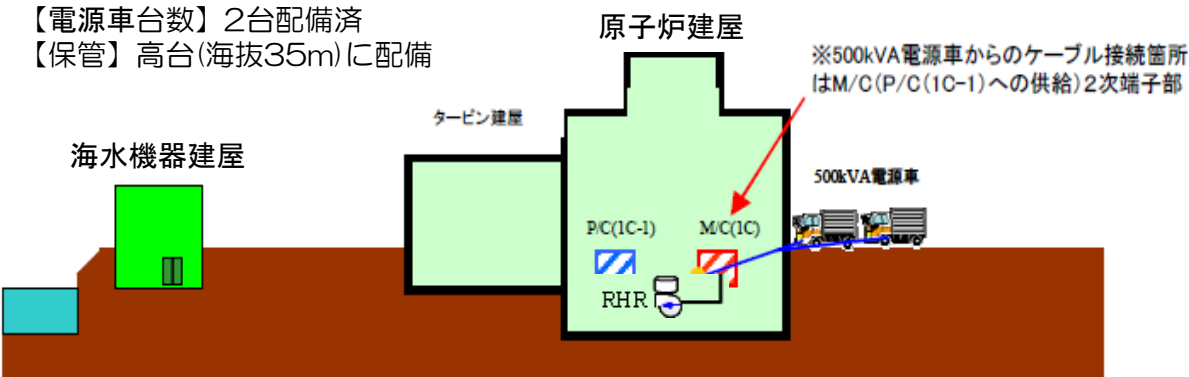
全交流電源が喪失した場合、次の3つの方法により安全上重要な機器に電源を供給する

①高台に設置した緊急用メタクラに空冷式ガスタービン発電機車を接続し、建屋内に電源を供給する場合



②原子炉建屋内電源盤に電源車を接続し電源を供給する場合

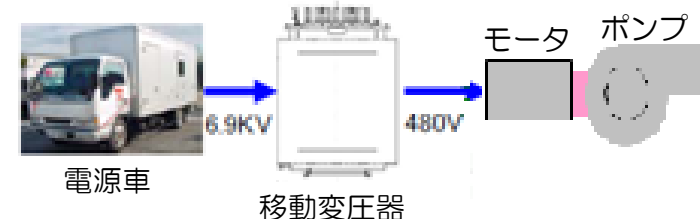
【電源車台数】2台配備済
 【保管】高台(海拔35m)に配備



③電源車から直接安全上重要な機器に電源を供給する場合

①及び②で使用する電源ケーブルは予め敷設されているが、これらのケーブルが使用できない場合または建屋内電源盤が使用できない場合を考慮し、直接ケーブルを運搬して電源盤に接続する場合の手順・資機材の準備を進めている。

電源車からポンプモータへ直接電源供給する場合

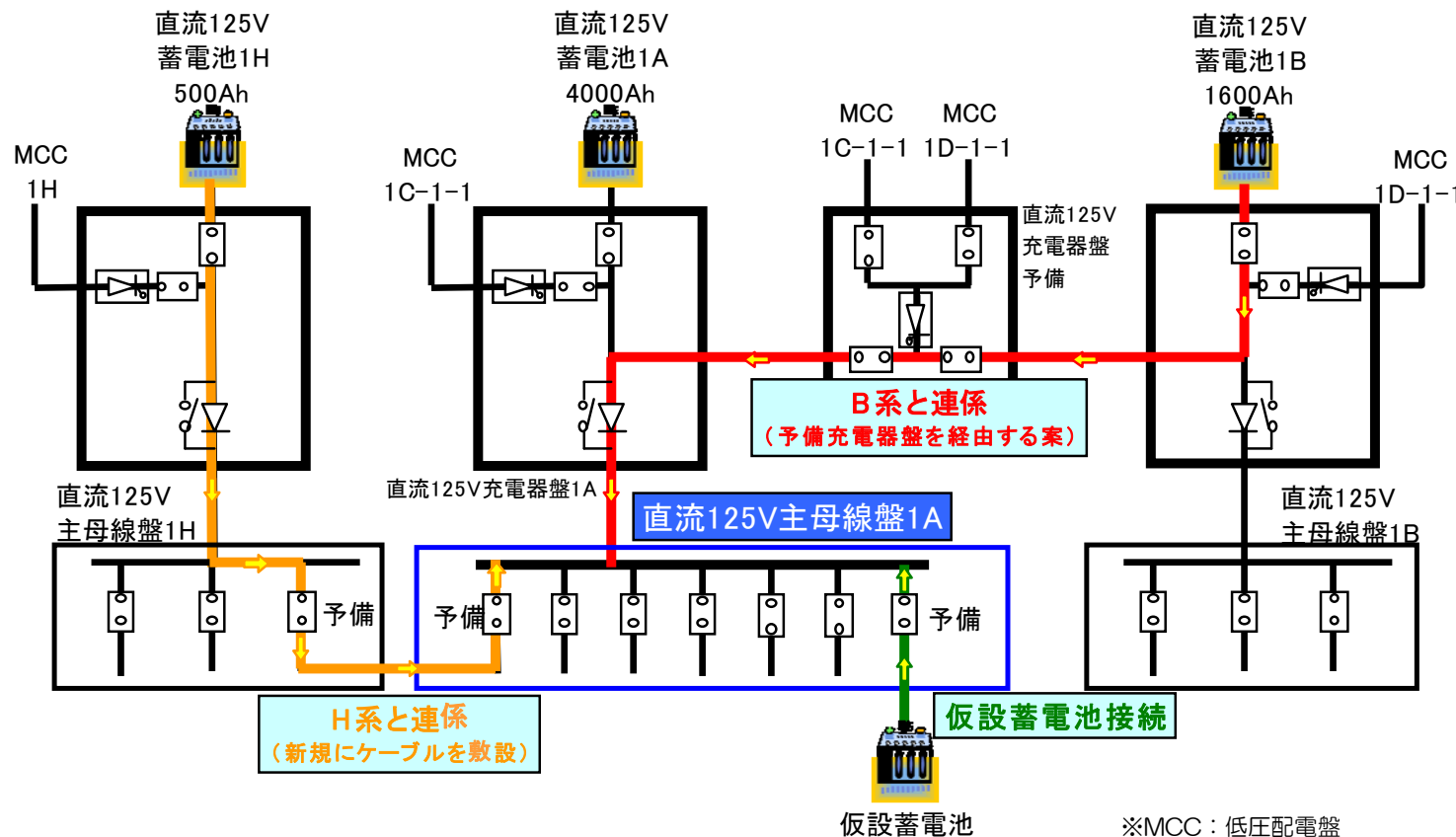


MCCが機能喪失した場合には、電源車から移動式変圧器を介して直接ポンプモータに接続し、給電する。

直流電源確保

- 原子炉隔離時冷却系（RCIC）は全交流電源喪失（SBO）発生後、直流電源で約8時間運転可能な設計
- SBO時、速やかに原子炉注水が可能なRCICの運転時間延長を図る観点から、直流電源確保対策を実施
- 実際の負荷を考慮して評価を行った結果、A系蓄電池だけで約38時間RCICを運転可能
- 更に、右記①～④の対応をとることで、約72時間RCICの運転継続可能

【直流電源強化のイメージ】



- ①A系直流負荷について、1時間後にプラントバイタル無停電電源装置停止等の直流負荷制限、8時間後に直流照明負荷の切離し
- ②B系直流負荷について、1時間後にプラントバイタル無停電電源装置停止
- ③約8時間後にB系の直流電源と接続、約36時間後H系直流電源と接続
- ④本設の蓄電池が枯渇するタイミングで仮設蓄電池を投入

【燃料損傷防止対策】炉心への注水

《1号機を例示》

高圧炉心注水

プラントを運転状態から停止した際、当初は原子炉圧力が高いため、高圧の原子炉に注水可能なシステムによって原子炉へ注水する。

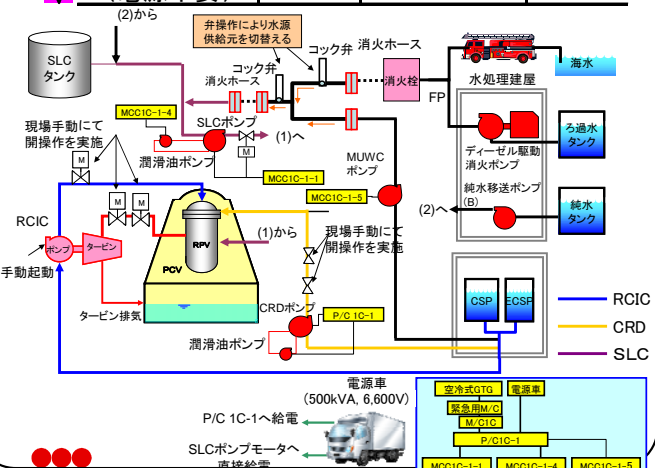
RCICに加えSLCおよびCRDによる注水手順を策定し、注水方法の厚みを確保した。駆動源に関しても下表に示すような多様な手段を備えることで信頼性を向上させている。

- ・RCIC：原子炉隔離時冷却系
- ・SLC：ほう酸水注入系
- ・CRD：制御棒駆動系

注水方法の厚み

電源供給方法	注水方法		
	RCIC	SLC	CRD
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能	注水可能
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能	注水可能
電源車 (モータ接続)	-	手順策定中	-
バッテリー	注水可能	-	-
手動起動 (電源不要)	注水可能	-	-

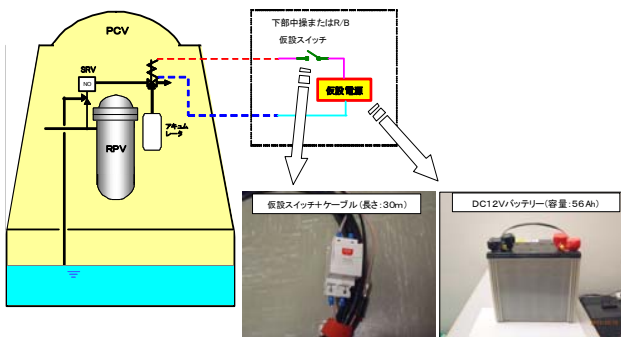
電源供給の厚み



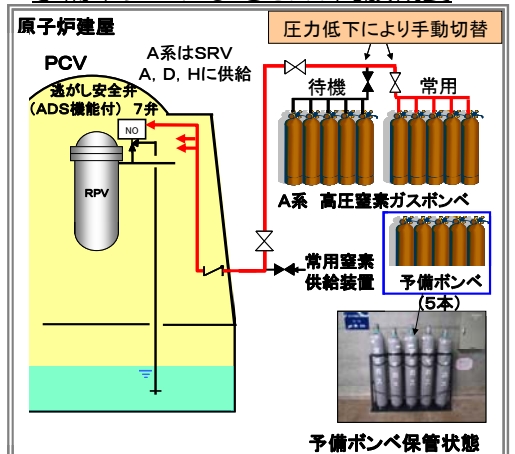
減圧

原子炉圧力容器の減圧操作を逃がし安全弁 (SRV) により行う。弁開放に圧縮空気が必要になるため、本設の窒素ポンベに加え、予備ポンベを配備した。また、SRV操作用電源が喪失した場合に備えてバッテリーを確保し、電源を供給できるようにした。

バッテリーによるSRV開放概要



予備ポンベによるSRV開放概要



※A系使用時の概要図

低圧注水

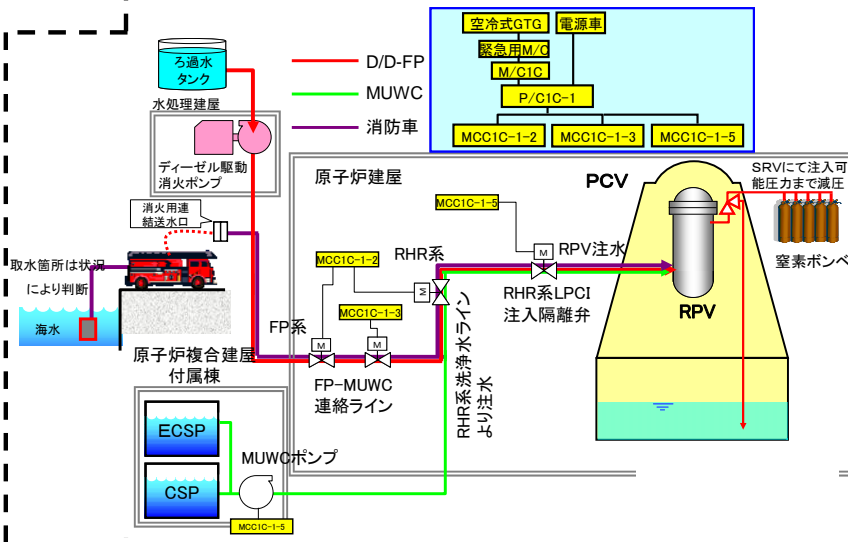
ECCSによる注水ができない場合、冷却や電源に頼らないもしくは負荷の小さいポンプを使用し注水する。注水方法としてはまずMUWCを用いる。電源はガスタービンまたは電源車から供給を行い、バックアップ方法としてモータに直接電源を供給する。MUWCが使用不可能な場合には電源供給が不要なD/DFPまたは消防車により原子炉へ注水を行う。

- MUWC：復水補給水系
- D/DFP：ディーゼル駆動消火ポンプ

注水方法の厚み

電源供給方法	注水方法		
	MUWC	D/DFP	消防車
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	電源なしで注水可能	電源なしで注水可能
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能	注水可能

電源供給の厚み



【燃料損傷防止対策】炉心の除熱

《1号機を例示》

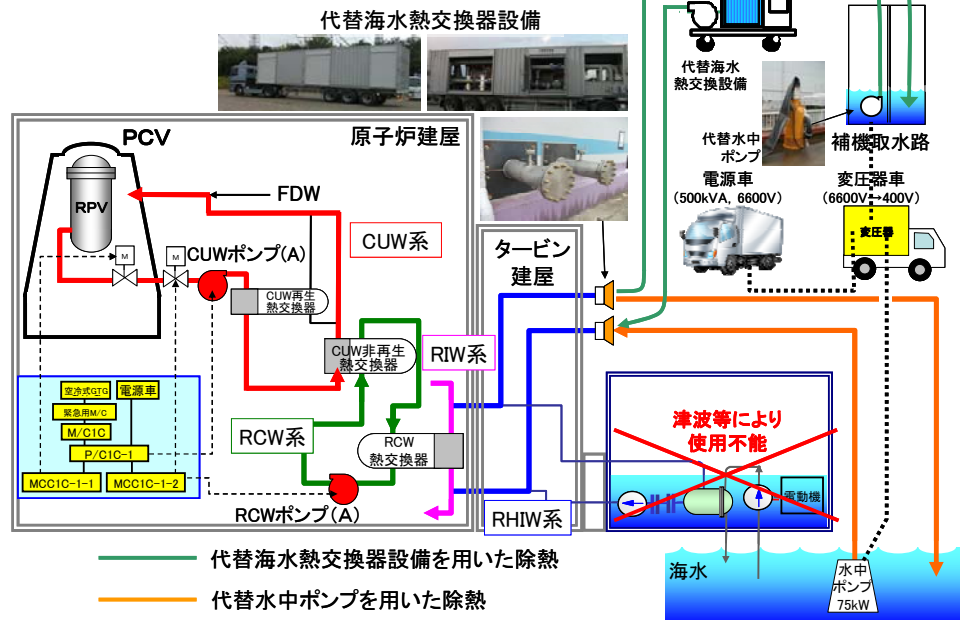
原子炉压力容器除熱

原子炉压力容器の除熱手段として、RHR、CUWを用いる手段を整備した。電源は電源車および空冷式ガスタービン発電機から供給する。

- ・ 代替水中ポンプを用いたCUWによる除熱
RHIW系に代替水中ポンプから海水を流すと同時に、RCW系とCUW系を起動し、原子炉の除熱を行う。
- ・ 代替海水熱交換器設備を用いた除熱
RHIW系に代替海水熱交換器設備を接続、代替海水熱交換器設備で海水と熱交換を行うとともにRHRを起動することで原子炉の除熱を行う。

- ・ RHR : 残留熱除去系
- ・ CUW : 原子炉冷却材浄化系
- ・ RHIW : 残留熱除去冷却中間ループ系
- ・ RIW : 原子炉補機冷却中間ループ系
- ・ RCW : 原子炉補機冷却系

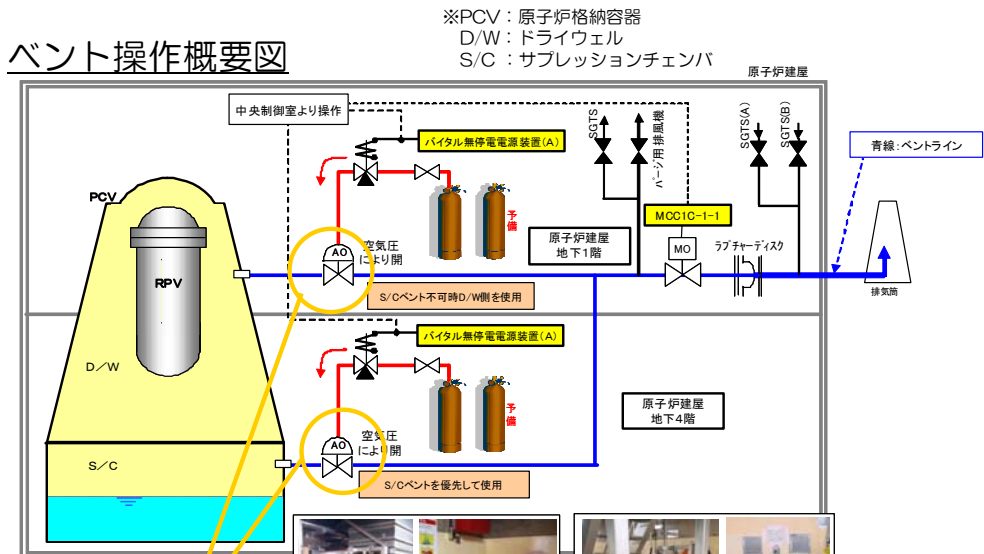
代替水中ポンプまたは代替海水熱交換器設備を用いたCUWによる除熱概要図



ベント操作

残留熱除去系の復旧の見通しがなく、格納容器圧力が上昇する等格納容器の破損が懸念される場合は、格納容器の破損を回避するため、格納容器のベント操作を実施し、格納容器内の圧力と熱を大気に逃がす。

ベント操作概要図



手動による弁開放



原子炉建屋地下1階
D/Wベント用空気ポンプ
予備ポンペ



原子炉建屋地下4階
S/Cベント用空気ポンプ、
予備ポンペ

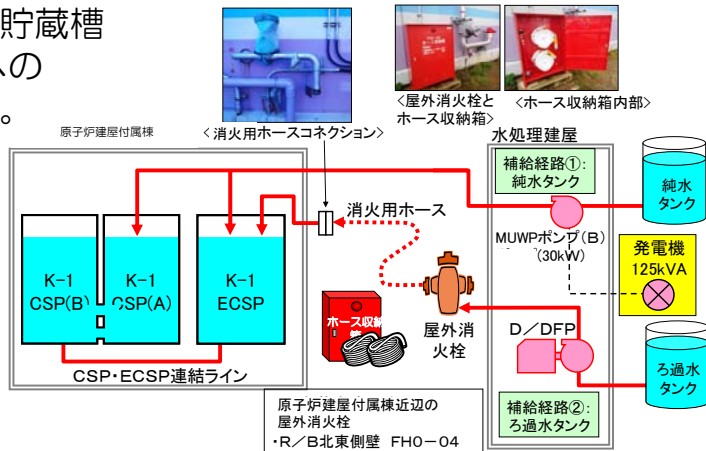
- ・ ベント操作が長期化する事態も想定し、作動用の空気としての予備ポンペを確保。
- ・ ベント弁の開操作手段の多様化のため、現場での弁の手動操作が可能となる治具を取り付け、手動開放の手順を整備。なお、手動によるベント弁開放操作場所とPCVとの間にコンクリート壁があり、遮蔽効果が期待できる。

【燃料損傷防止対策】燃料油および保有水の移送

1. ろ過水、純水タンクからの移送

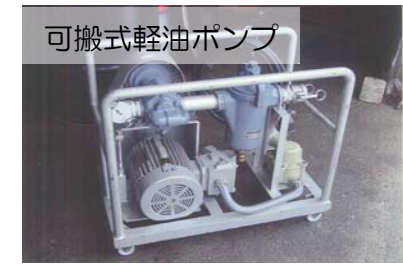
《1号機を例示》

- ① 純水補給水系（MUWP）ポンプと発電機を接続し、純水タンクから復水貯蔵槽（CSP）への補給を行う。
- ② ろ過水タンクからディーゼル駆動消防系ポンプにて非常用復水貯蔵槽（ECSP）への補給を行う。



3. 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車、電源車への移送

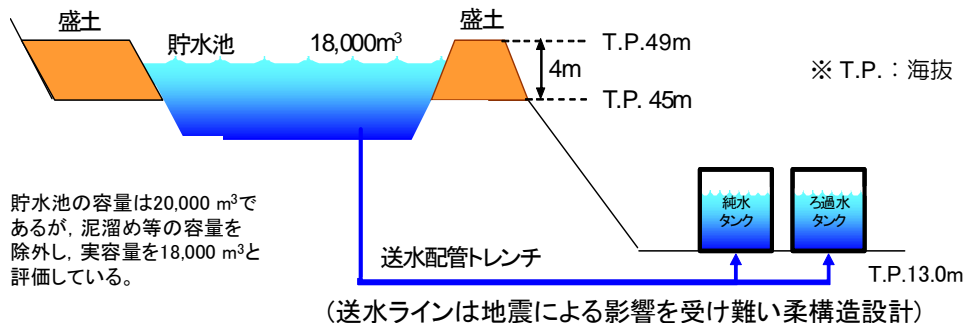
電源車、消防車および空冷式ガスタービン発電機車の燃料を、軽油タンクから高台に配備している可搬式軽油ポンプとミニタンクローリにより供給する。



また、緊急時には地域又は関東圏から供給を受けられるよう業者と非常災害協定を締結している

2. 貯水池

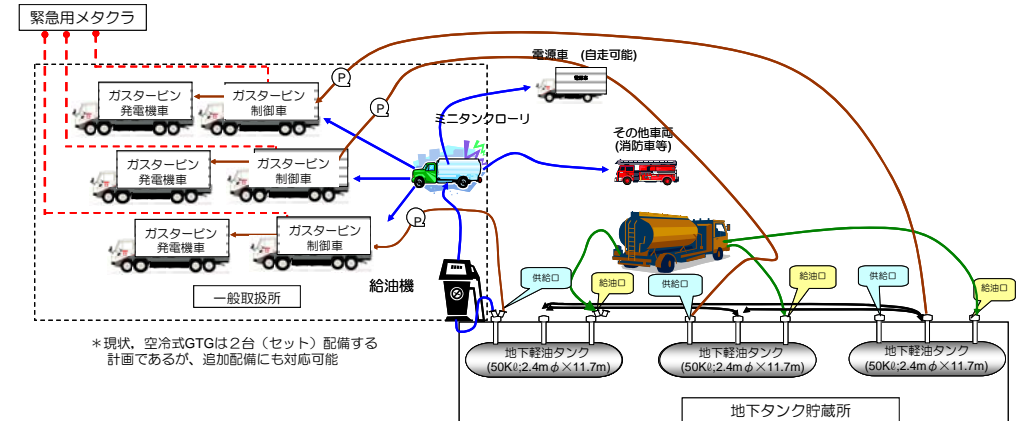
当所敷地高台に貯水池を設置する。保有水量は全プラントで除熱機能が復旧せず、淡水は復水貯蔵槽及び淡水タンク貯水量とした場合に必要な淡水量とした。貯水池からタンク設備への送水は、動力を使用しない自然流下方式とした。地震に対して安定した地盤であり、津波襲来の影響を受けない標高に設置する。



貯水池の容量は20,000 m³であるが、泥溜め等の容量を除外し、実容量を18,000 m³と評価している。

4. 地下軽油タンク

全交流電源喪失時の電源供給用として、当所敷地高台にガスタービン車を配備しており、その発電用燃料を備蓄するタンクを設置する。



*現状、空冷式GTGは2台（セット）配備する計画であるが、追加配備にも対応可能

【燃料損傷防止対策】 SFPの注水・除熱方法

《1号機を例示》

SFP注水

SFPからの除熱が出来なくなった場合、通常の燃料プール補給水系、復水補給水系によるSFPへの注水に加え、バックアップとして下表の系統によるSFPへの注水手順を整備し注水手段の厚みを増やし信頼性を向上させている。

- ・FPMUW：燃料プール補給水系
- ・MUWC：復水補給水系
- ・D/DFP：ディーゼル駆動消火ポンプ

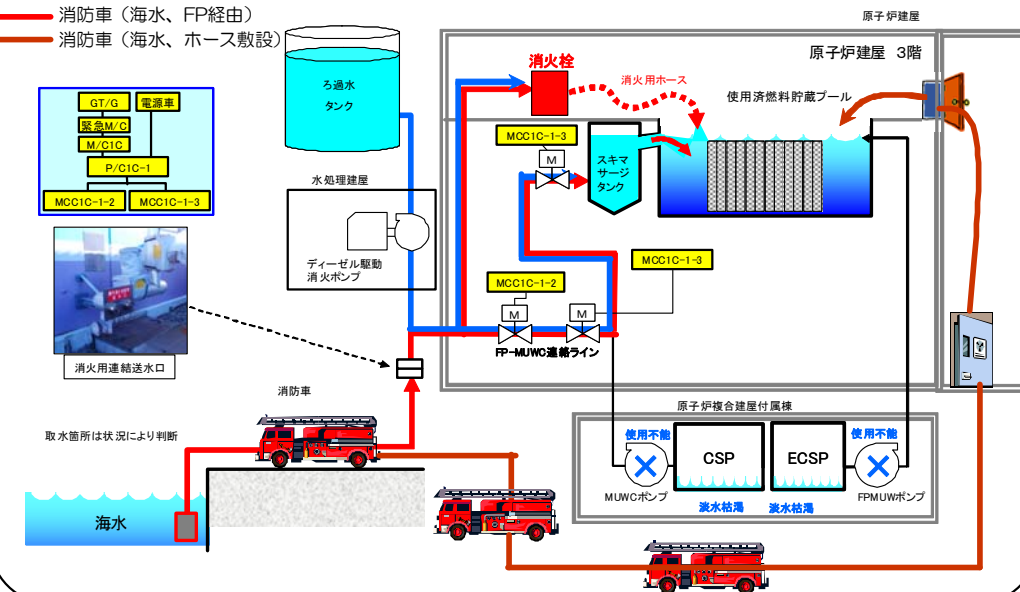
注水方法の厚み

電源供給方法	注水方法				消防車 (海水,FP 経由)	消防車 (海水,ホース 敷設)
	FPMUW	MUWC	D/D-FP			
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能			電源なしで 注水可能	
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能				
電源なし	—	—				

— D/D-FPによる注水

— 消防車(海水、FP経由)

— 消防車(海水、ホース敷設)

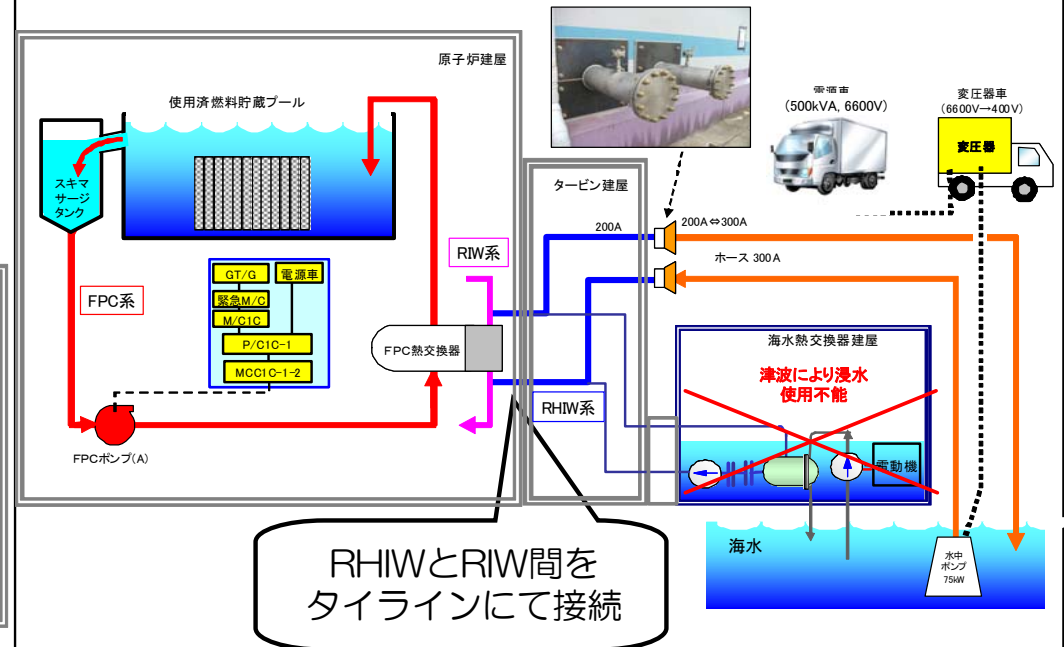


SFP除熱

代替海水熱交換器が運転できない場合、海水を代替水中ポンプにてRHIW系に接続し冷却水として使用し、RHRポンプによるSFPの除熱を行う。

RHRが運転不可能である場合は、RHIWとRIWをタイラインで繋ぎ、FPC系統を用いたSFPの除熱を行う。

FPC系統を用いて除熱を行う場合の概要図



RHIWとRIW間を
タイラインにて接続

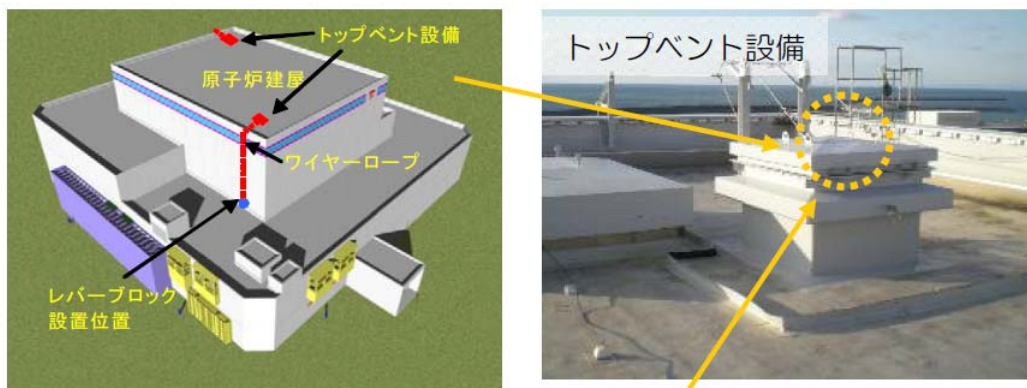
- ・FPC：燃料プール冷却浄化系
- ・RHIW：残留熱除去冷却中間ループ系
- ・RIW：原子炉補機冷却中間ループ系

【炉心損傷影響緩和策】水素爆発防止

《1号機を例示》

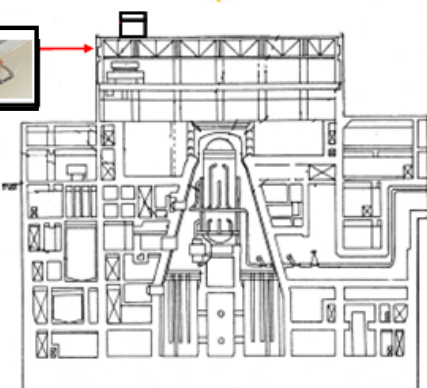
原子炉建屋（R/B）トップベント

建屋に水素が漏洩した場合、建屋の換気が必要となるため、R/B屋上の一部（トップベント設備）とブローアウトパネルを手動で強制解放する。また、建屋内の水素滞留を検知するためにトップベント設備付近に水素センサーを設置。また、非常用ガス処理系ラインへの回り込み防止のため、隔離弁の駆動電源が喪失した場合でも隔離弁を手動で閉じる手順を整備。



水素センサーの設置

中央制御室

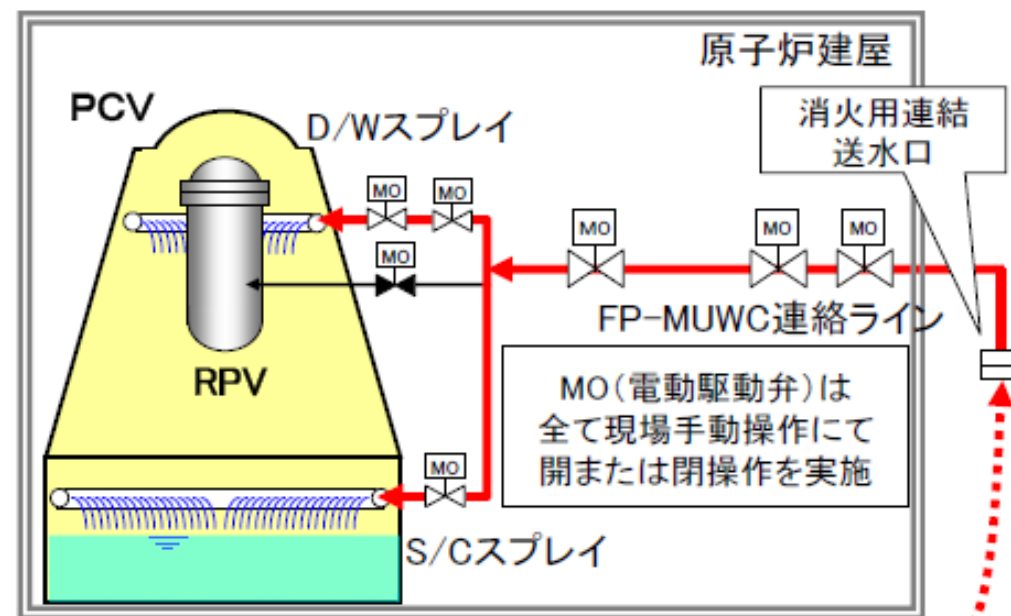


原子炉建屋

原子炉格納容器（PCV）冷却

全交流電源喪失、及び海水系機能喪失により、燃料損傷に至ることが想定される場合は、過熱蒸気等によるPCVの過熱、加圧が生じ、PCV破損が懸念されるため、外部水源を利用したD/W、S/Cのスプレィを行うことでPCVの圧力・温度上昇を抑制する。

原子炉格納容器冷却概要図



※PCV：原子炉格納容器
 RPV：原子炉圧力容器
 D/W：ドライウェル
 S/C：サプレッションチェンバ
 MUWC：復水補給水系
 FP：消火系

※海水使用時の例



共通対策 (1/2)

(1)計測・監視機器

- ①使用済燃料プール (SFP) 水位監視用として, SFPに使用済燃料ラック上端から1m間隔で温度計 (9点) を設置し, デジタルレコーダで水位を監視
- ②SFP専用監視カメラ1台, 遠隔操作器1台 (中央制御室から遠隔操作によりSFPの状態を監視できる専用カメラ) を設置
- ③中央制御室にてプラントパラメータ監視が不能となった場合に, 電源車等による電源が確保されるまでの間, 必要な検出器に可搬式バッテリー, データレコーダ等を接続し, プラントパラメータを監視
- ④プロセス計算機が機能喪失した場合に, プラントパラメータの表示機能も喪失し重要免震棟でプラントパラメータの監視及び確認ができなくなることから, ネットワーク伝送機能を持つデジタルレコーダと構内共用LANを利用して伝送することによりプラントパラメータ監視の補完を行う。

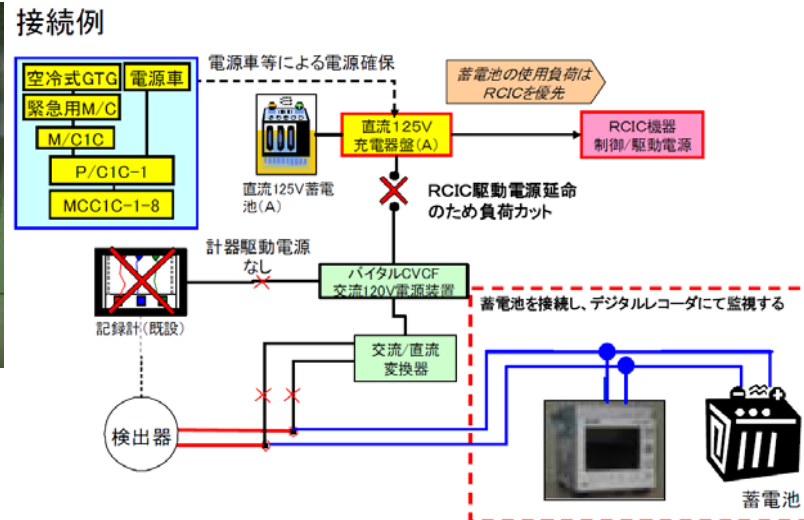
①SFP温度計



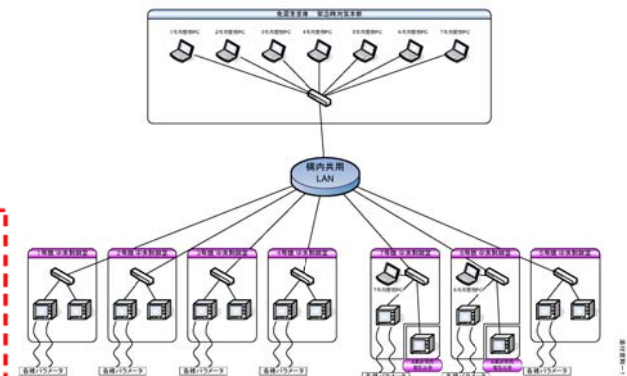
②監視用カメラ



③バッテリー接続による計器確認



④デジタルレコーダ遠隔監視システム



共通対策 (2/2)

(2) 緊急時体制強化

- ①免震重要棟内の汚染、線量上昇抑制対策として、局所排風機と粘着マットを配備浸水防止対策として、免震重要棟の出入口扉、ハッチ部等の止水処理を実施
- ②中央制御室の環境改善として、電源車から電源を供給し中央制御室の空調再循環運転を実施し、線量上昇を抑制
- ③通信環境の改善として、PHS交換機の電源増強、可搬型PHSアンテナの配備、ページング装置の電源増強及び移動無線機を設置
- ④サイト内の通行路を速やかに確保するため、瓦礫撤去用の重機を配備
- ⑤放射性物質放出時における復旧作業員装備の確保として、全面マスク、チャコールフィルタ、自給式呼吸保護具等を配備
- ⑥緊急時の体制として、津波襲来時に必要となる人数を定めその2倍の緊急時対策要員（復旧班、発電班等）を整備
- ⑦屋外放射線監視の充実として、モニタリングカー2台増設、環境管理棟に可搬型発電機1台を増設し電源強化被ばく線量管理の充実として、APD、積算線量計、放射線測定用機材等を配備放射線管理要員の確保として、緊急時対策要員の内の保安班要員の増員を計画
- ⑧モニタリングポストの電源喪失による測定不能となる場合の対策として、発電機を設置
- ⑨夜間訓練、複数プラント同時対応訓練等、様々な訓練を実施

④瓦礫撤去用重機



⑦モニタリングカー



継続的な安全性の向上

- ✓ 福島第一原子力発電所の事故からは、原子力の安全性向上に寄与する多くの教訓が得られ、柏崎刈羽原子力発電所では、**徹底した津波対策、燃料損傷防止策、燃料損傷後の影響緩和策**の観点から様々な対策を講じてきたが、今後も不断の努力をもって広く内外の知見の集積に努め、新たな知見を取り込み、**安全性向上のために取り組むべき課題を継続的に考えていく**。
- ✓ 安全性向上のための活動は現在のプラントの安全性を否定するものではないことを丁寧にご説明することとあわせ、**躊躇することなく継続的な改善を進めていく**。
- ✓ 以下は上記の認識の下、今後改良が必要と考え、検討を開始している活動の例である。

過酷な環境下でも十分な監視機能を維持できる計測設備の設計

福島第一原子力発電所の事故時には、経過に伴い事故対応に必要な各種パラメータの把握が困難となったことから、燃料損傷後の過酷な環境下でも事故対応に必要な各種パラメータの正確な把握のため、監視機能の信頼性向上が重要

→シビアアクシデント環境を考慮した計測システムを開発する。

(例：原子炉圧力容器内水位を監視可能な熱電対等の計器)

交流電源を必要としない冷却手段の多様化

全交流電源喪失時、速やかに高圧注水を行うことが重要となるため、交流電源を必要としない原子炉隔離時冷却系の信頼性向上を図った。

→更なる安全性向上の観点から、交流電源を必要としない冷却手段の多様化を検討する。

柏崎刈羽原子力発電所1号機対策一覧

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対策項目		対策内容	実施状況		
津波に対する防護	1. 津波	(1) 建屋/機器の止水, 水密化処理 (2) 防潮壁 (3) 防潮堤	実施済 実施中 実施中		
	2. 電源確保	(1) 電源車 (2) 空冷式GTG, 緊急用メタクラ (3) 直流電源強化(蓄電池等)	実施済 実施済 実施中		
		3. 高圧注水	(1) ほう酸水注入系(SLC)(電源車からの給電等) (2) 制御棒駆動系(CRD)(電源車からの給電等) (3) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)手動起動	実施済 実施済 実施済	
			4. 減圧(逃がし安全弁)	(1) 逃がし安全弁(ポンベ使用) (2) 逃がし安全弁(蓄電池接続)	実施済 実施済
	5. 低圧注水			(1) 復水補給水系(MUWC)(電源車からの給電等) (2) D/DFP(電源車からの給電による系統構成等) (3) 消防車(海水)	実施済 実施済 実施済
		6. 原子炉格納容器ベント	(1) 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (2) 手動によるベント弁開	実施済 実施済	
	7. 原子炉圧力容器除熱		(1) 代替海水熱交換器設備による除熱 (2) 代替水中ポンプを用いた原子炉冷却材浄化系(CUW)除熱	実施済 実施済	
		8. SFP注水	(1) D/DFPによる注水 (2) 消防車(海水, 消火系経由) (3) 消防車(海水, ホース敷設)	実施済 実施済 実施済	
	9. SFP除熱		(1) 代替水中ポンプを用いた燃料プール冷却浄化系(FPC)除熱	実施済	
			10. 燃料(軽油)及び保有水	(1) ろ過水, 純水タンクからの移送 (2) 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車, 電源車への燃料移送 (3) 淡水貯水池 (4) 地下軽油タンク	実施済 実施中 実施中 実施中
燃料損傷後の影響緩和	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(1) R/Bトップベント (2) 原子炉格納容器冷却 (3) 水素センサーの設置 (4) 原子炉格納容器フィルタベントの設置		実施済 実施済 実施済 計画中	
	共通対策	12. 計測・監視機器		(1) SFP水位計設置 (2) SFP監視カメラ設置 (3) 中央制御室監視計器の電源確保 (4) デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置	実施済 実施済 実施済 実施済
		13. 緊急時体制強化		(1) 緊急時対策本部環境改善 (2) 中央制御室環境改善 (3) 通信環境改善 (4) 瓦礫撤去 (5) 装備品の配備 (6) 緊急時の体制 (7) 放射線管理 (8) モニタリングポスト (9) 訓練に関するルール化(頻度等)	実施中 実施済 実施中 実施済 実施済 実施済 実施中 実施済 実施済
			14. 継続的な安全性の向上	○ 過酷な環境下にも動作可能な原子炉圧力容器, 原子炉格納容器の計測システムの検討 ○ 交流電源不要な冷却手段の多様化検討	今後検討 今後検討

柏崎刈羽原子力発電所7号機対策一覧

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対策項目		対策内容	実施状況		
津波に対する防護	1. 津波	(1) 建屋/機器の止水, 水密化処理 (2) 防潮堤	実施済 実施中		
	2. 電源確保	(1) 電源車 (2) 空冷式GTG, 緊急用メタクラ (3) 直流電源強化(蓄電池等)	実施済 実施済 実施中		
		3. 高圧注水	(1) ほう酸水注入系(SLC)(電源車からの給電等) (2) 制御棒駆動系(CRD)(電源車からの給電等) (3) 原子炉隔離時冷却系(RCIC)手動起動	実施済 実施済 実施済	
			4. 減圧(逃がし安全弁)	(1) 逃がし安全弁(ポンベ使用) (2) 逃がし安全弁(蓄電池接続)	実施済 実施済
	5. 低圧注水			(1) 復水補給水系(MUWC)(電源車からの給電等) (2) D/DFP(電源車からの給電による系統構成等) (3) 消防車(海水)	実施済 実施済 実施済
		6. 原子炉格納容器ベント	(1) 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保 (2) 手動によるベント弁開	実施済 実施済	
	7. 原子炉圧力容器除熱		(1) 代替海水熱交換器設備による除熱 (2) 代替水中ポンプを用いた原子炉冷却材浄化系(CUW)除熱	実施済 実施済	
		8. SFP注水	(1) D/DFPによる注水 (2) 消防車(海水, 消火系経由) (3) 消防車(海水, ホース敷設)	実施済 実施済 実施済	
	9. SFP除熱		(1) 代替水中ポンプを用いた燃料プール冷却浄化系(FPC)除熱	実施済	
			10. 燃料(軽油)及び保有水	(1) ろ過水, 純水タンクからの移送 (2) 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車, 電源車への燃料移送 (3) 淡水貯水池 (4) 地下軽油タンク	実施済 実施中 実施中 実施中
燃料損傷後の影響緩和	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(1) R/Bトップベント (2) 原子炉格納容器冷却 (3) 水素センサーの設置 (4) 原子炉格納容器フィルタベントの設置		実施済 実施済 実施済 計画中	
	共通対策	12. 計測・監視機器		(1) SFP水位計設置 (2) SFP監視カメラ設置 (3) 中央制御室監視計器の電源確保 (4) デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置	実施済 実施済 実施済 実施済
		13. 緊急時体制強化		(1) 緊急時対策本部環境改善 (2) 中央制御室環境改善 (3) 通信環境改善 (4) 瓦礫撤去 (5) 装備品の配備 (6) 緊急時の体制 (7) 放射線管理 (8) モニタリングポスト (9) 訓練に関するルール化(頻度等)	実施中 実施済 実施中 実施済 実施済 実施済 実施中 実施済 実施済
			14. 継続的な安全性の向上	○ 過酷な環境下にも動作可能な原子炉圧力容器, 原子炉格納容器の計測システムの検討 ○ 交流電源不要な冷却手段の多様化検討	今後検討 今後検討

以上

以下参考

1F, 2Fを対象としたストレステストに準じた津波評価

○意見聴取会委員のコメント

- ・ストレステストの有効性を検証するため、1F, 2Fに対してストレステストを行うべき

○KK1, 7の評価手法が妥当であることを示す観点



事故の原因である津波による電源喪失, ヒートシンク喪失に的を絞った簡単な評価を実施

対象炉: 1F-1, 2, 5, 2F-1

評価の方法: 次の3ケースについて, 実際に起きた津波高さを受けたときに, 燃料損傷に至るか否かを設備の設置高さ等から評価

ケース1: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価

ケース2: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を含め,

実際に取った手段を考慮した評価

ケース3: 緊急安全対策等の安全性向上策を踏まえ外部支援等を考慮しない評価

1F, 2Fを対象とした津波評価結果

	1F1号機	1F2号機	1F5号機	2F1号機
評価した津波高さ(津波浸水高)	17m	17m	15m	7m*1
ケース1: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮しない評価	燃料損傷	燃料損傷	燃料損傷	高温停止
ケース2: 事故時点の設備・手順等を前提に外部支援等を考慮した評価	燃料損傷	燃料損傷	冷温停止*2	冷温停止*2
ケース3: 緊急安全対策等の安全性向上策を踏まえ外部支援等を考慮しない評価	—	—	—	高温停止*3, 4

* 1 原子炉建屋への部分的な遡上は考慮。

* 2 1F5号機: 事故発生10日目で仮設の残留熱除去海水ポンプによる冷却で冷温停止に収束。2F1号機: 事故発生3日目で残留熱除去機器冷却系ポンプ及び非常用ディーゼル発電機冷却系ポンプのモータ取り替えを行うことにより冷温停止に収束。

* 3 緊急安全対策により許容津波高さが高くなる。

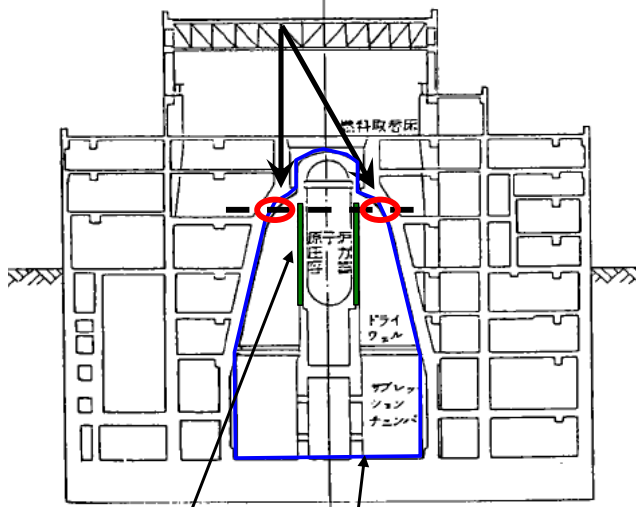
* 4 予備モータ, 電源車, 予備ケーブルにより実力的には冷温停止に収束可能。

- ・評価対象とする設備の状態に応じた評価が可能である。
- ・外部からの支援等を考慮した評価では, 事故結果を再現できる。(ケース2)
- ・緊急安全対策の効果を評価できる。(2F1号機のケース3)
- ・外部からの支援にクレジットをとらないストレステストの評価手法は大きな保守性を有している。(1F5号機のケース1, 2の対比)

ストレステストで用いている評価手法が設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性を評価する上で有効であることを確認

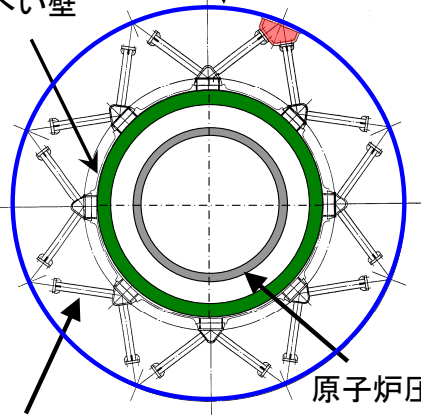
耐震裕度と限界耐力・・・原子炉支持構造物の例

原子炉格納容器スタビライザ



原子炉格納容器

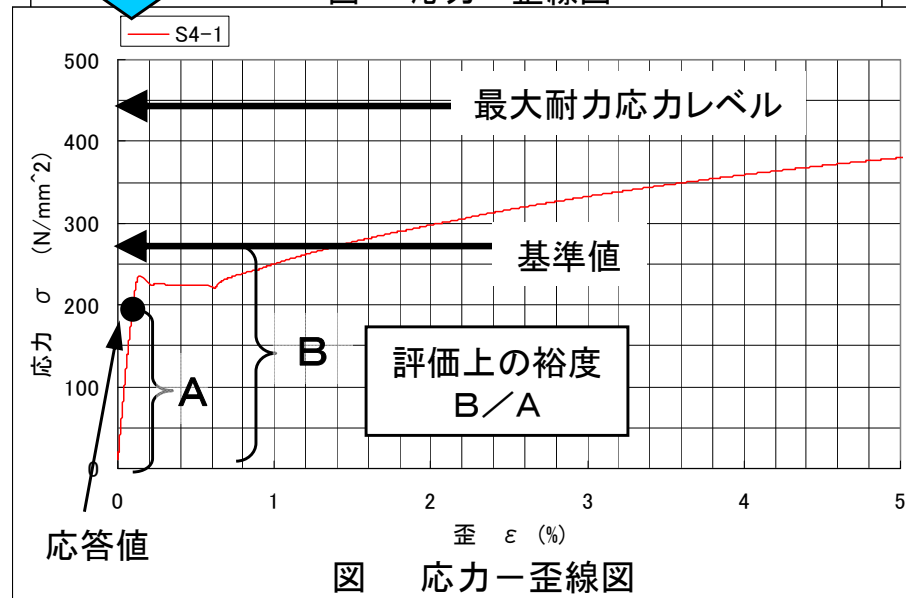
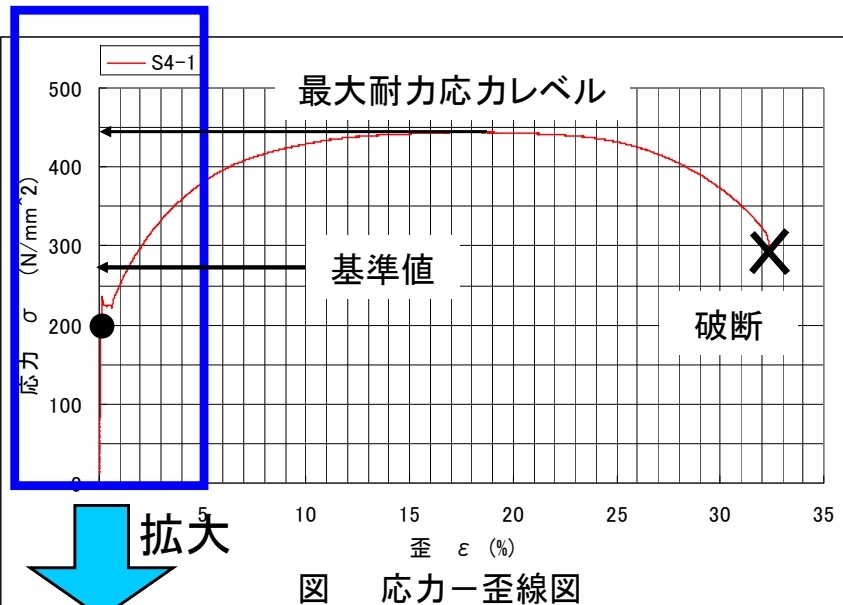
原子炉
遮へい壁



原子炉圧力容器

原子炉格納容器スタビライザ (計16本)

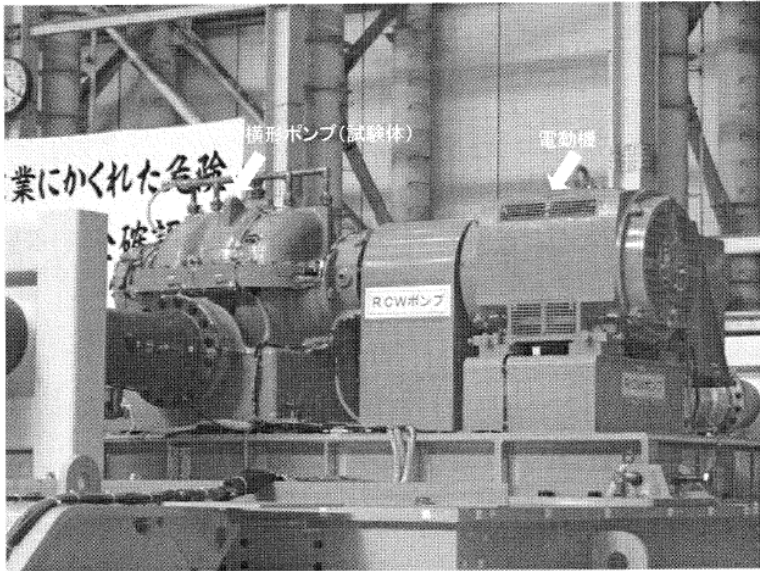
上から見た図 (上図の破線での断面)



- 左図のような支持構造物の基準値は、おおむね弾性状態を確保する思想である。
- 一方で、荷重を支える最大耐力は、基準値に対してかなり大きい。
- 従って、評価上の耐震裕度と限界耐力までには、相当の余裕がある。

<原子炉支持構造物の例>

耐震裕度と限界耐力・・・ポンプ，弁など

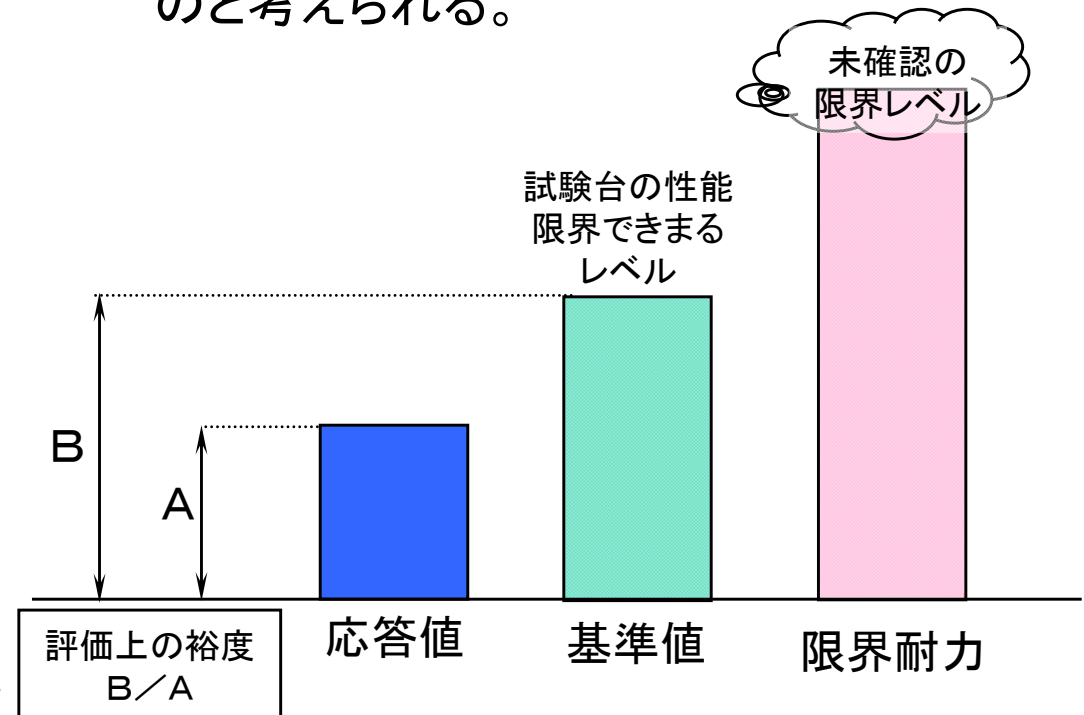


(出展)平成16年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書
機器耐力その1(横型ポンプ、電気品) (独)原子力安全基盤機構

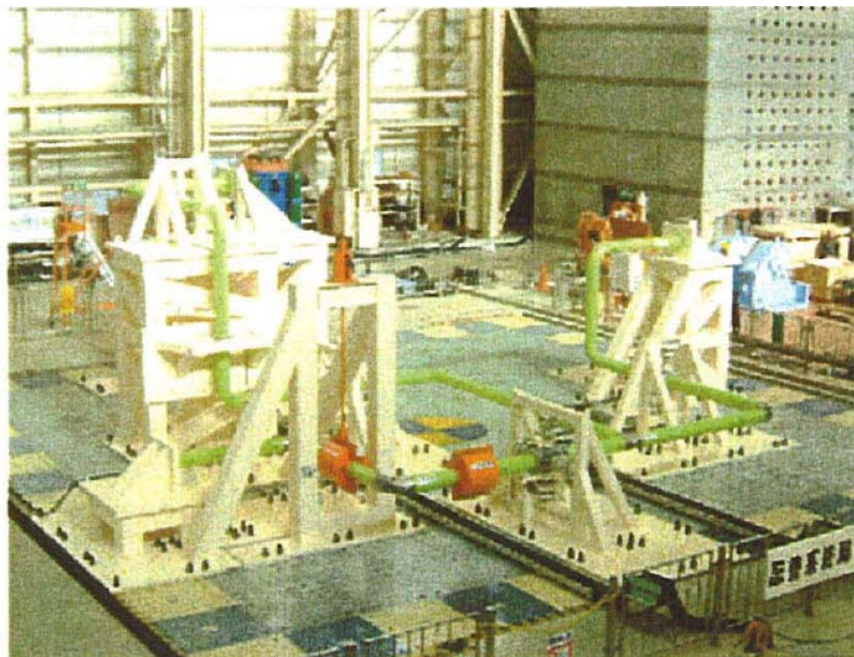
- ポンプや弁などの動的設備については，加振試験で機能が維持される加速度レベルを確認している。
- 試験台の性能で確認範囲の上限が決まっており，限界耐力まで確認できていない。
- 従って，限界耐力に対する裕度は，数値上の耐震裕度よりも大きいものと考えられる。



(出展)平成18年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査
機器耐力その4(弁) (独)原子力安全基盤機構



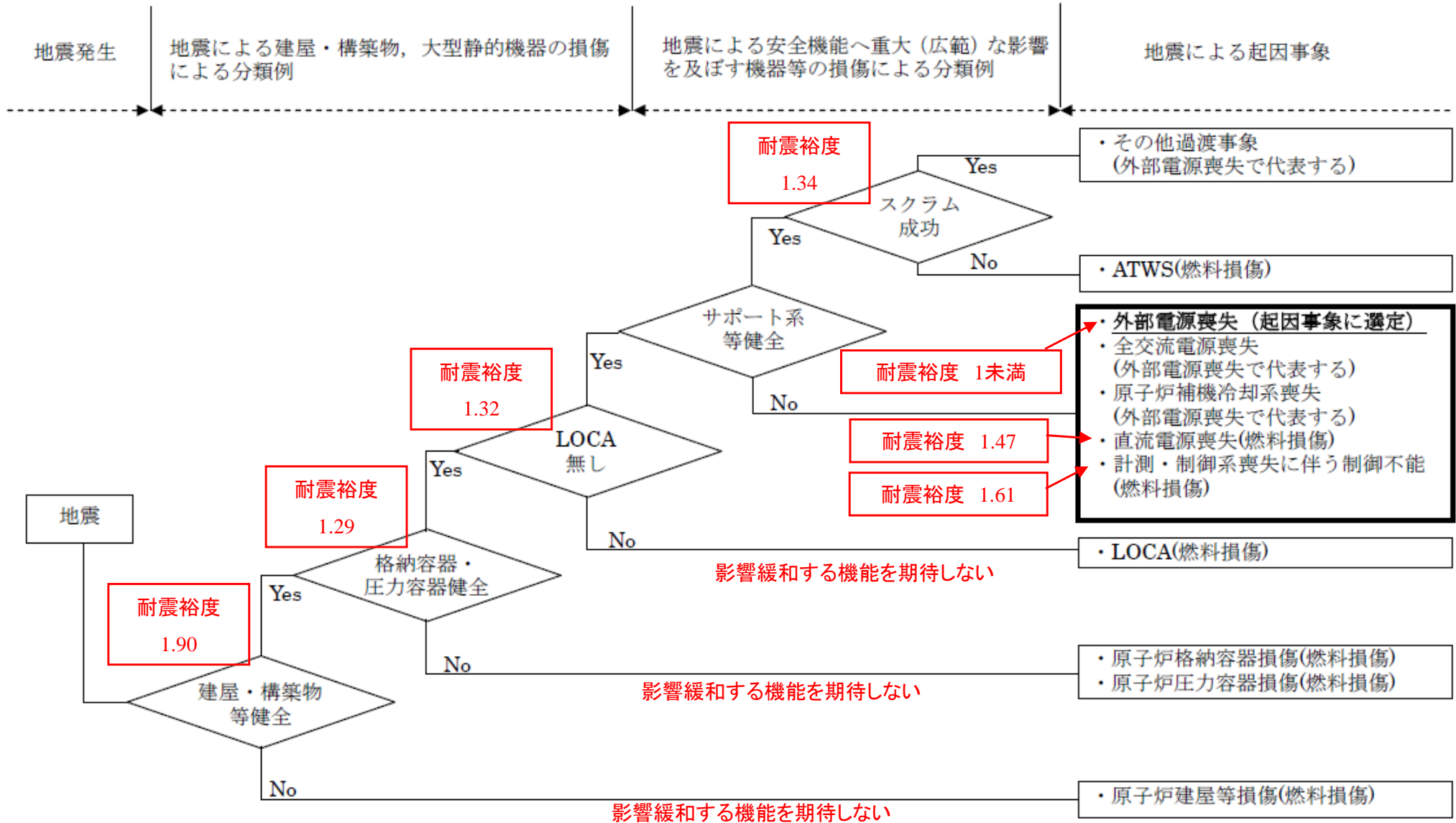
耐震裕度と限界耐力・・・配管の例



(出展)平成15年度 原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書
配管終局強度 (独)原子力安全基盤機構

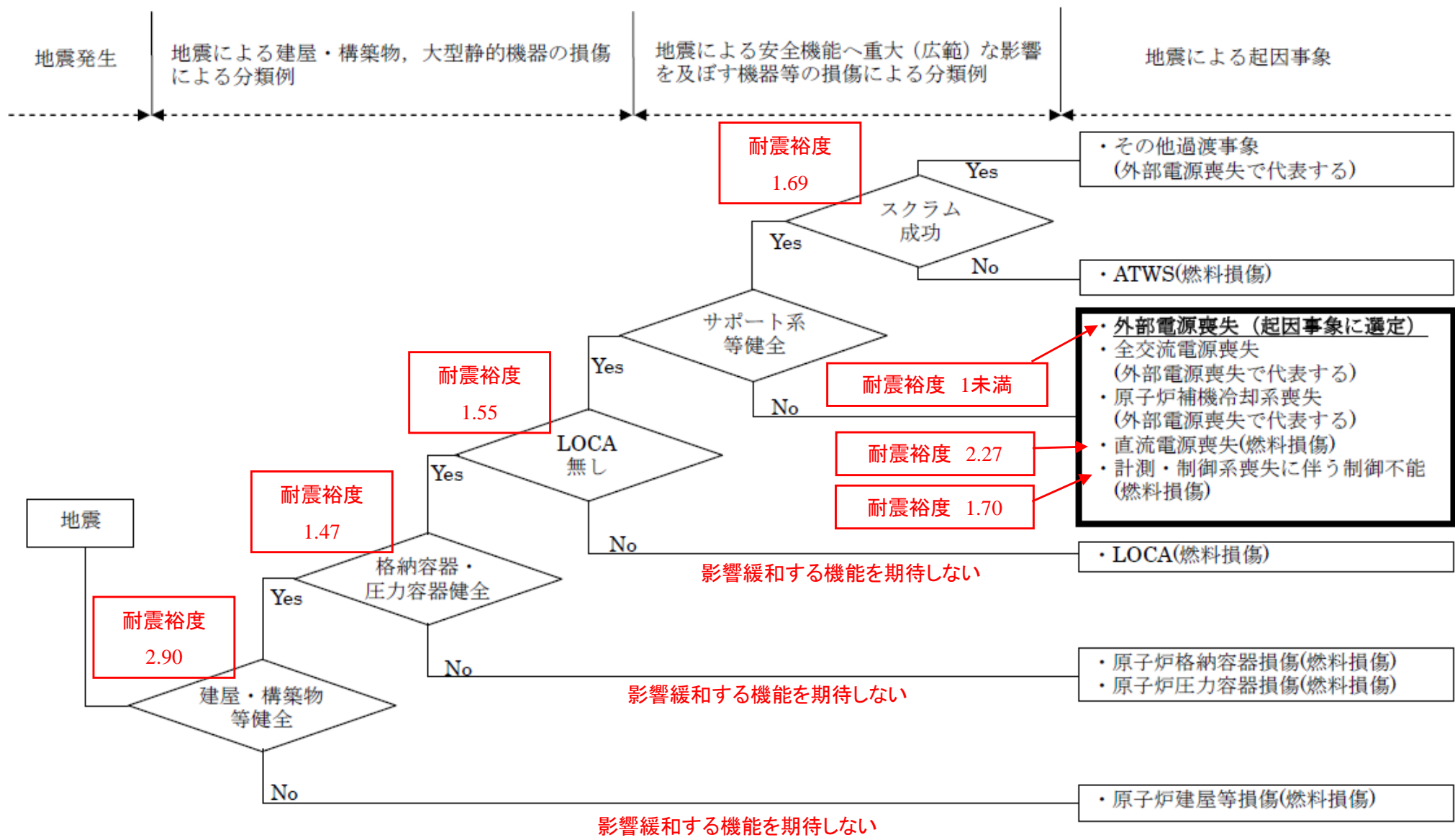
- 原子力安全基盤機構にて配管の加振試験に基づく設計手法の検証実績がある。
- そこでは、設計手法の安全裕度は4.6倍以上あるとしている。
- 従って、限界耐力に対する裕度は、数値上の裕度よりはるかに大きい。

柏崎刈羽1号機:地震による起因事象の裕度評価 (原子炉に関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・原子炉)

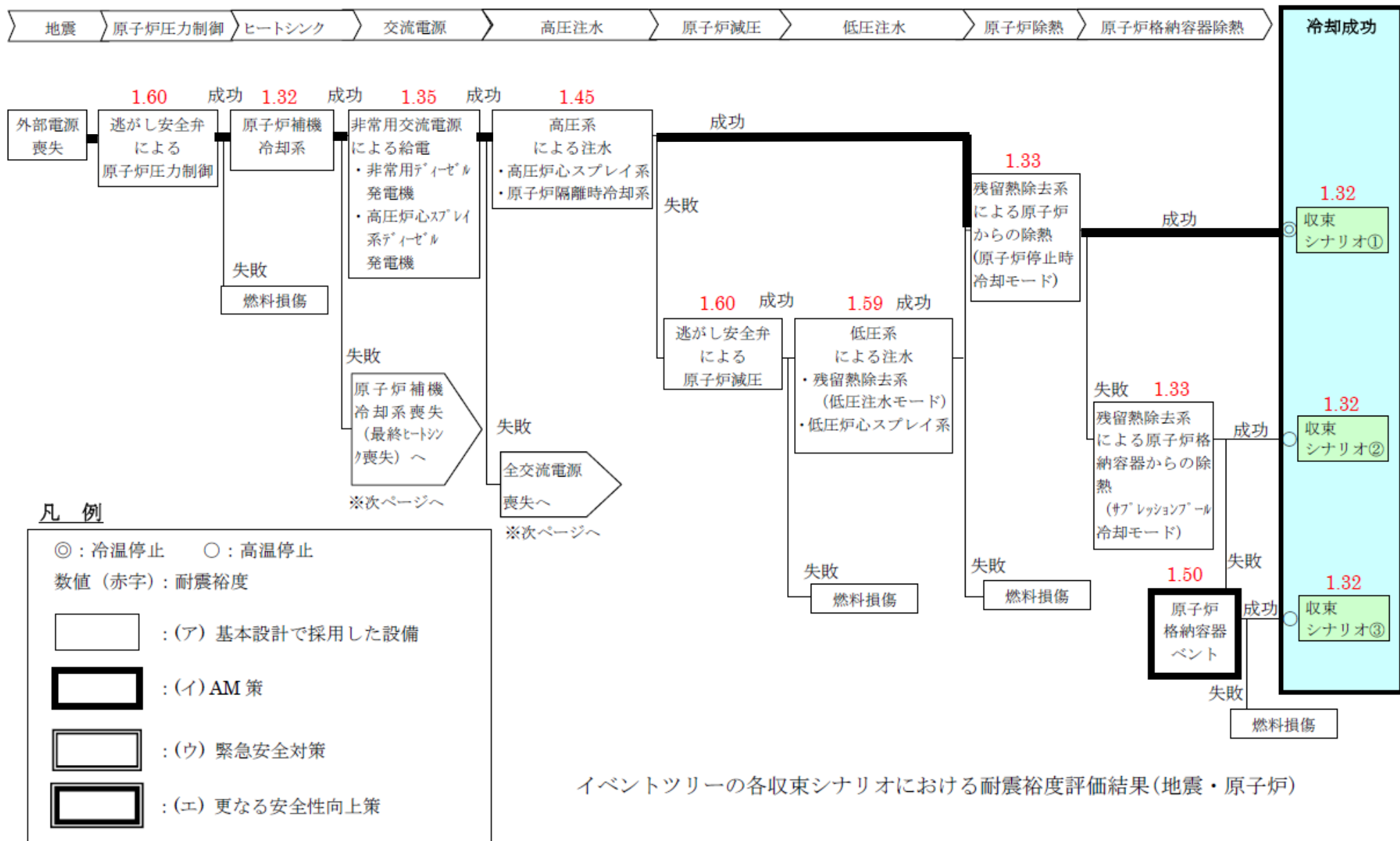
柏崎刈羽7号機:地震による起因事象の裕度評価 (原子炉に関するもの)



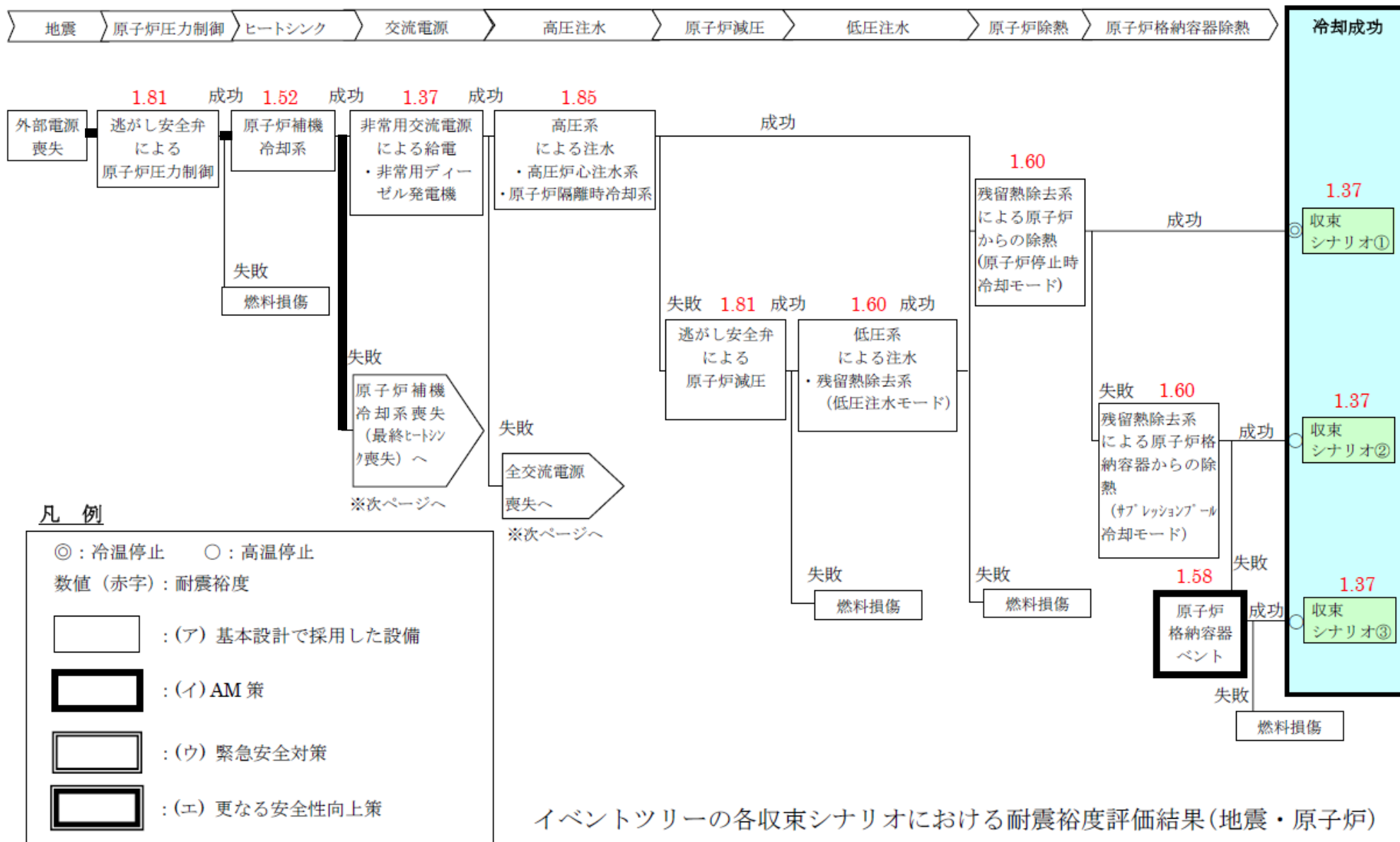
燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・原子炉)

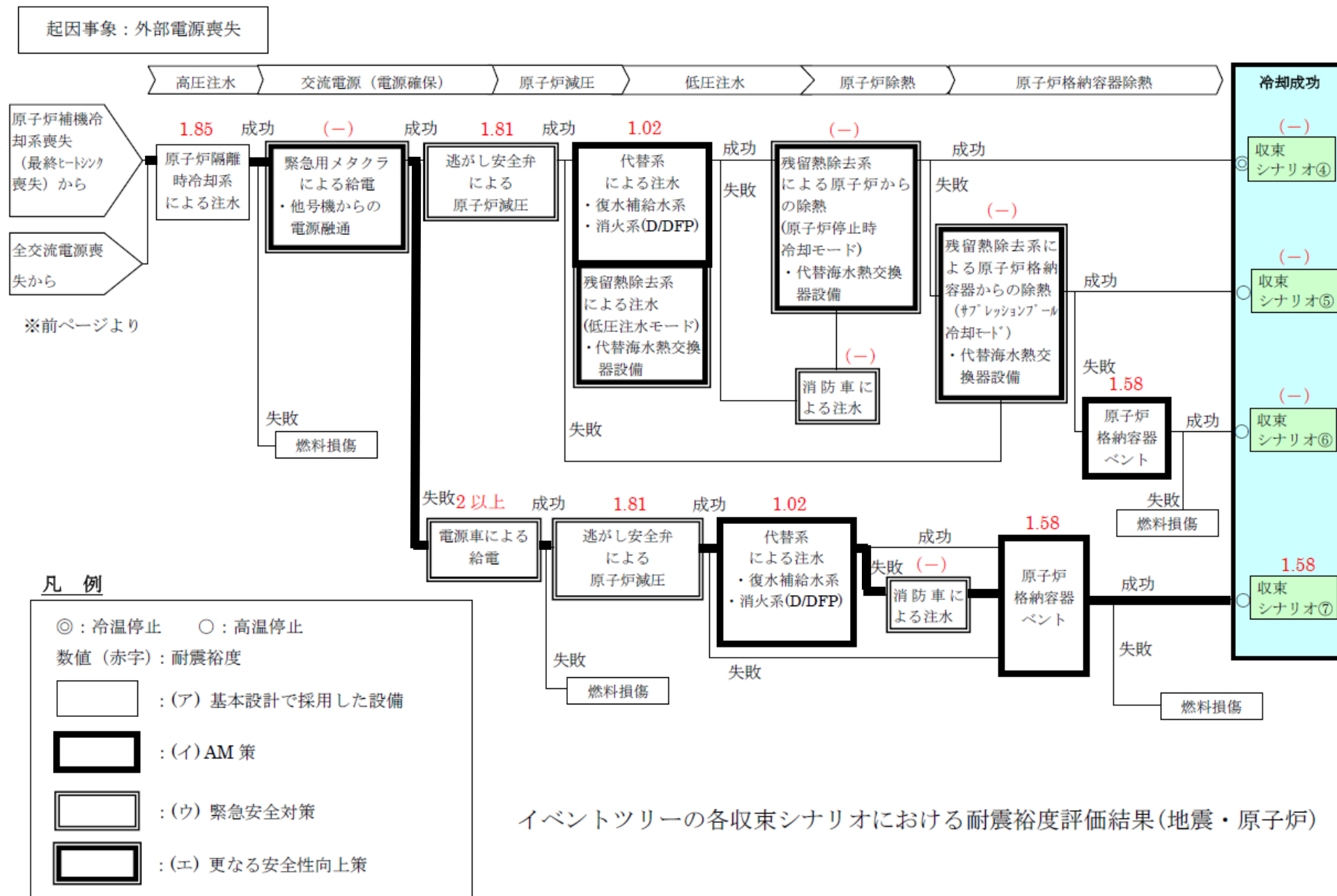
柏崎刈羽1号機:地震による外部電源喪失に関する裕度評価 (原子炉に関するもの)(1/2)

起因事象: 外部電源喪失 1未満



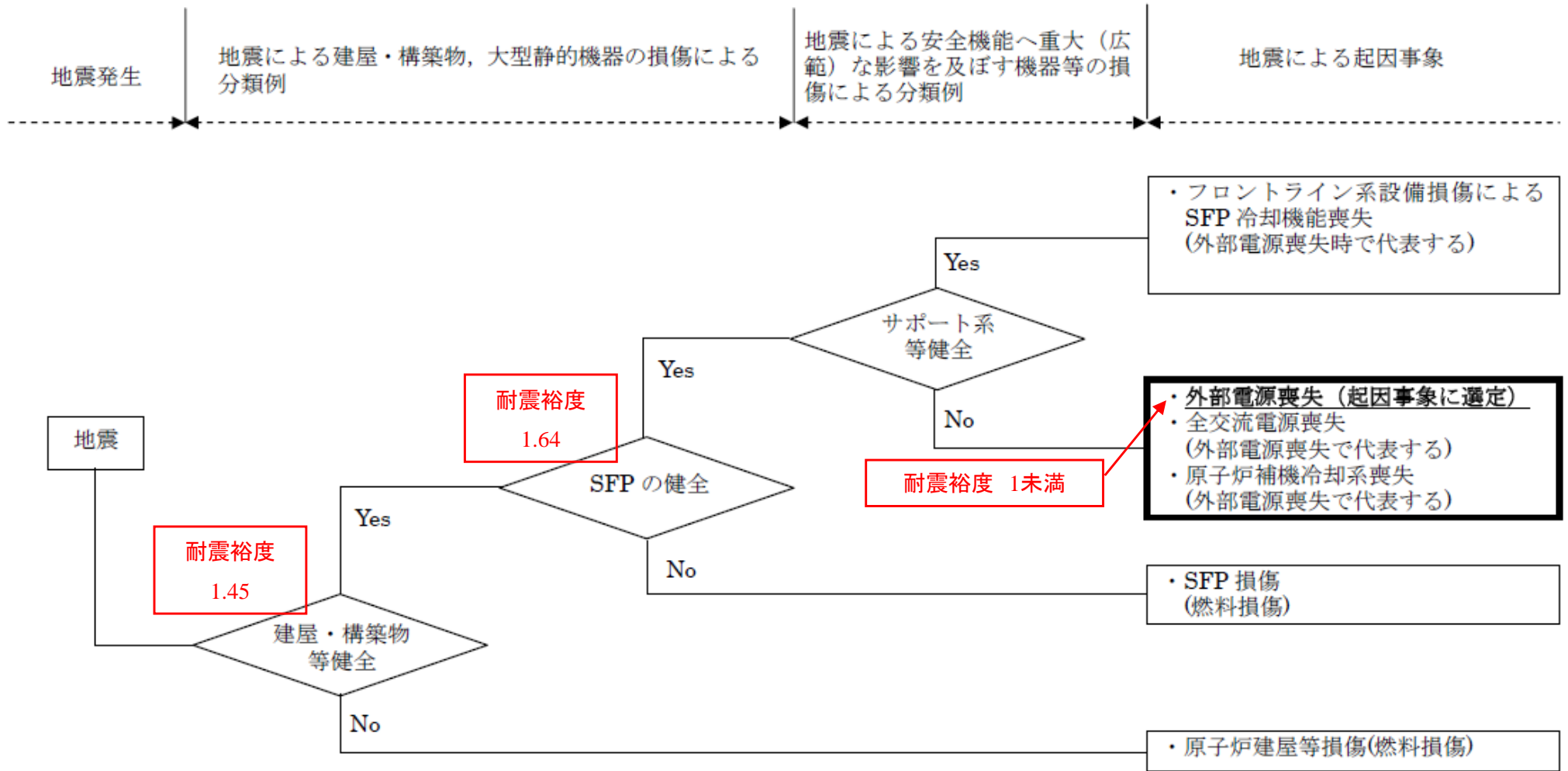
起回事象：外部電源喪失 1未満





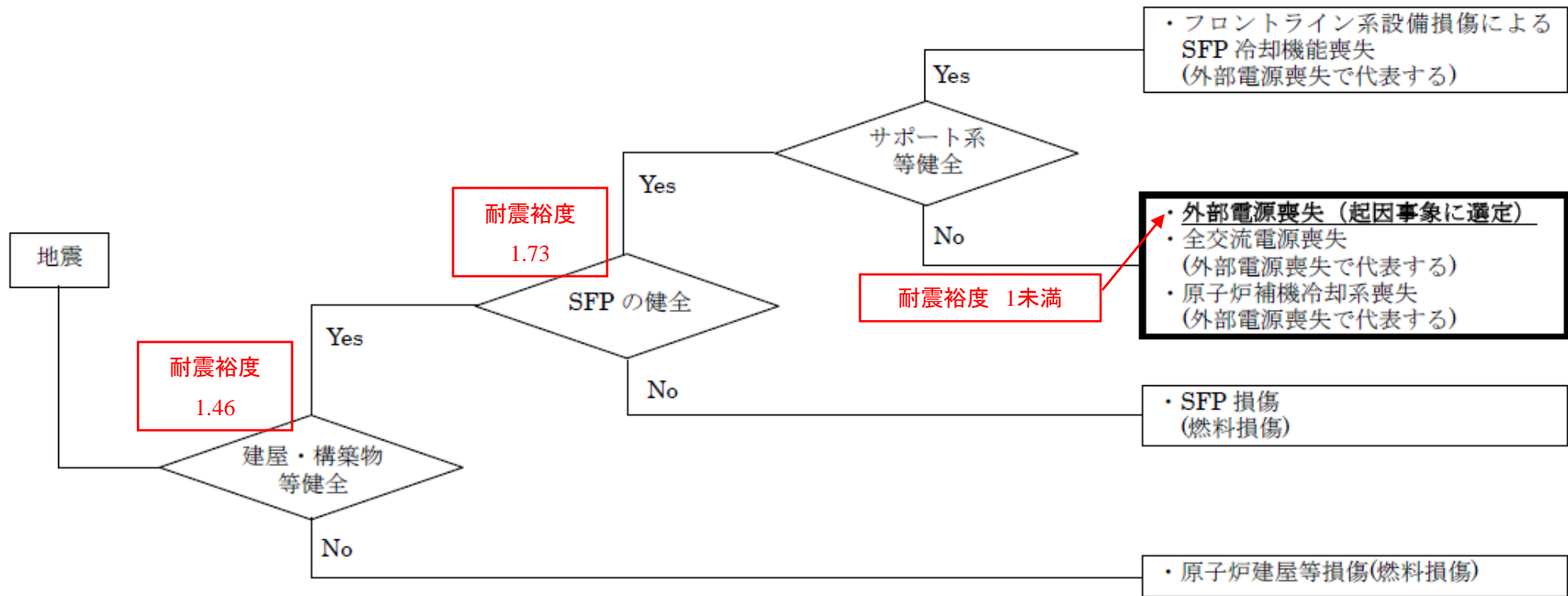
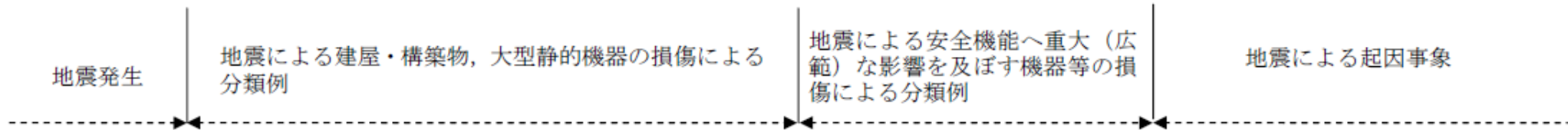
イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果(地震・原子炉)

柏崎刈羽1号機:地震による起因事象の裕度評価 (SFPに関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・SFP)

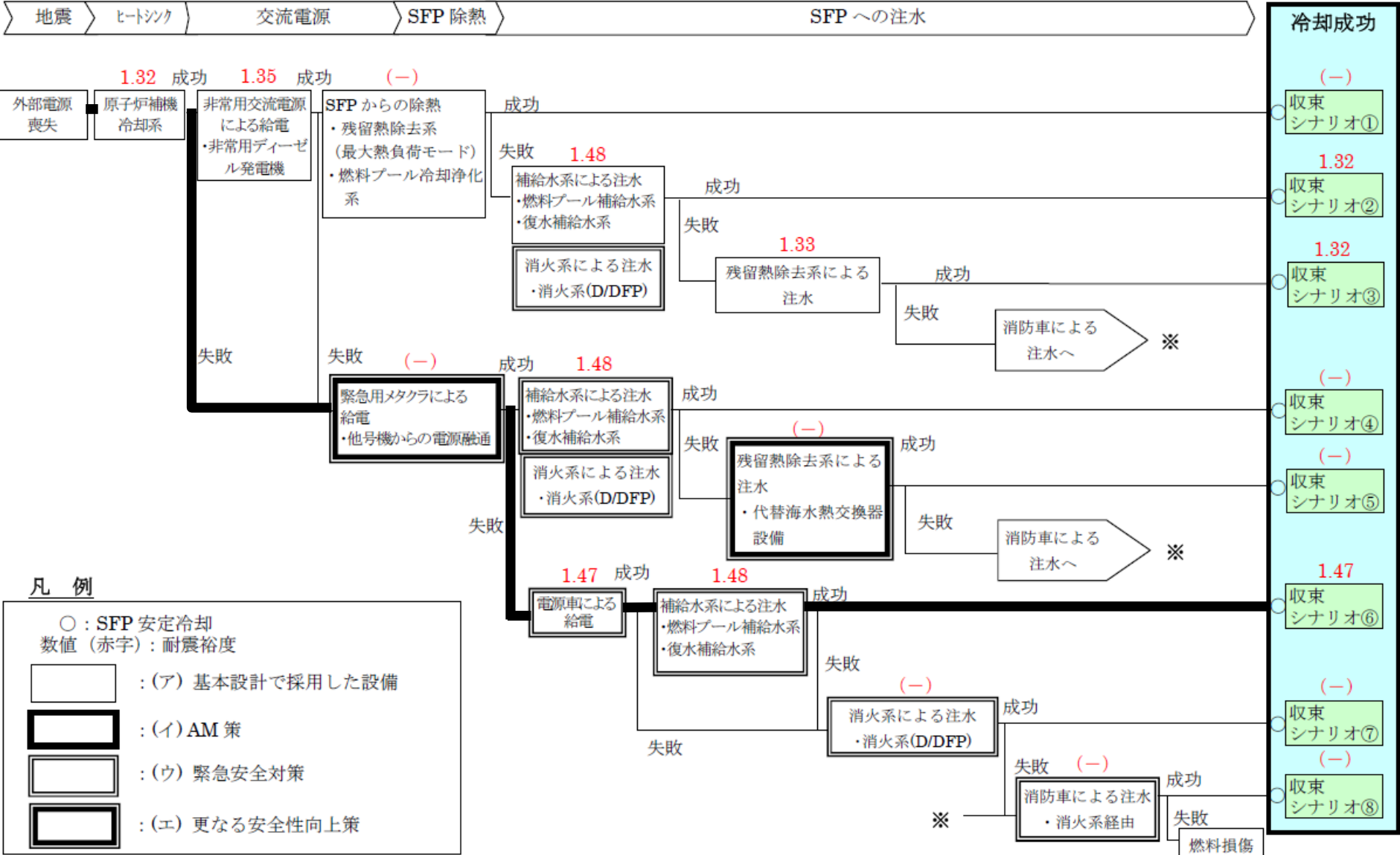
柏崎刈羽7号機:地震による起因事象の裕度評価 (SFPに関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(地震・SFP)

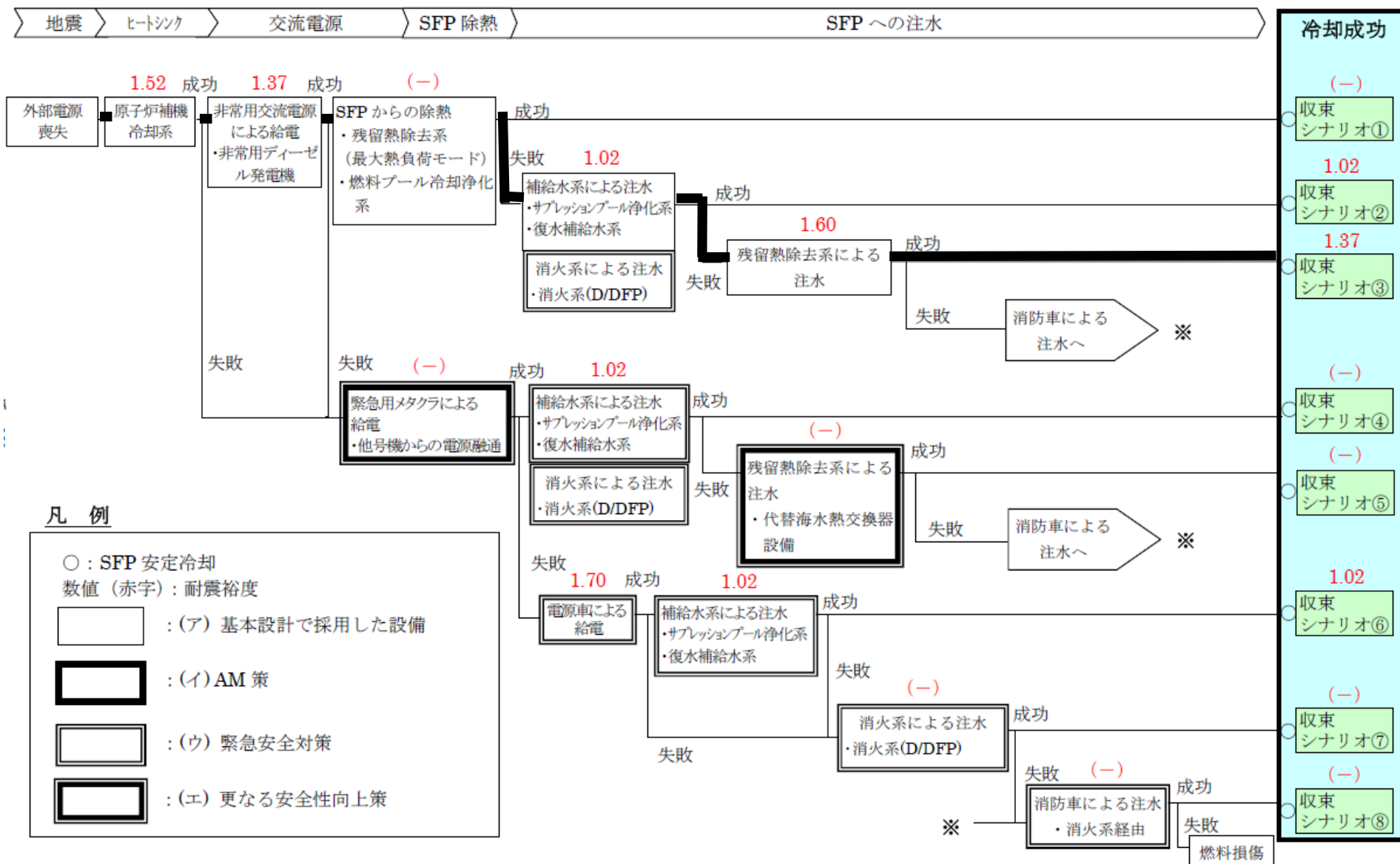
柏崎刈羽1号機：地震による外部電源喪失に関する裕度評価 (SFPに関するもの)

起回事象：外部電源喪失 1未満



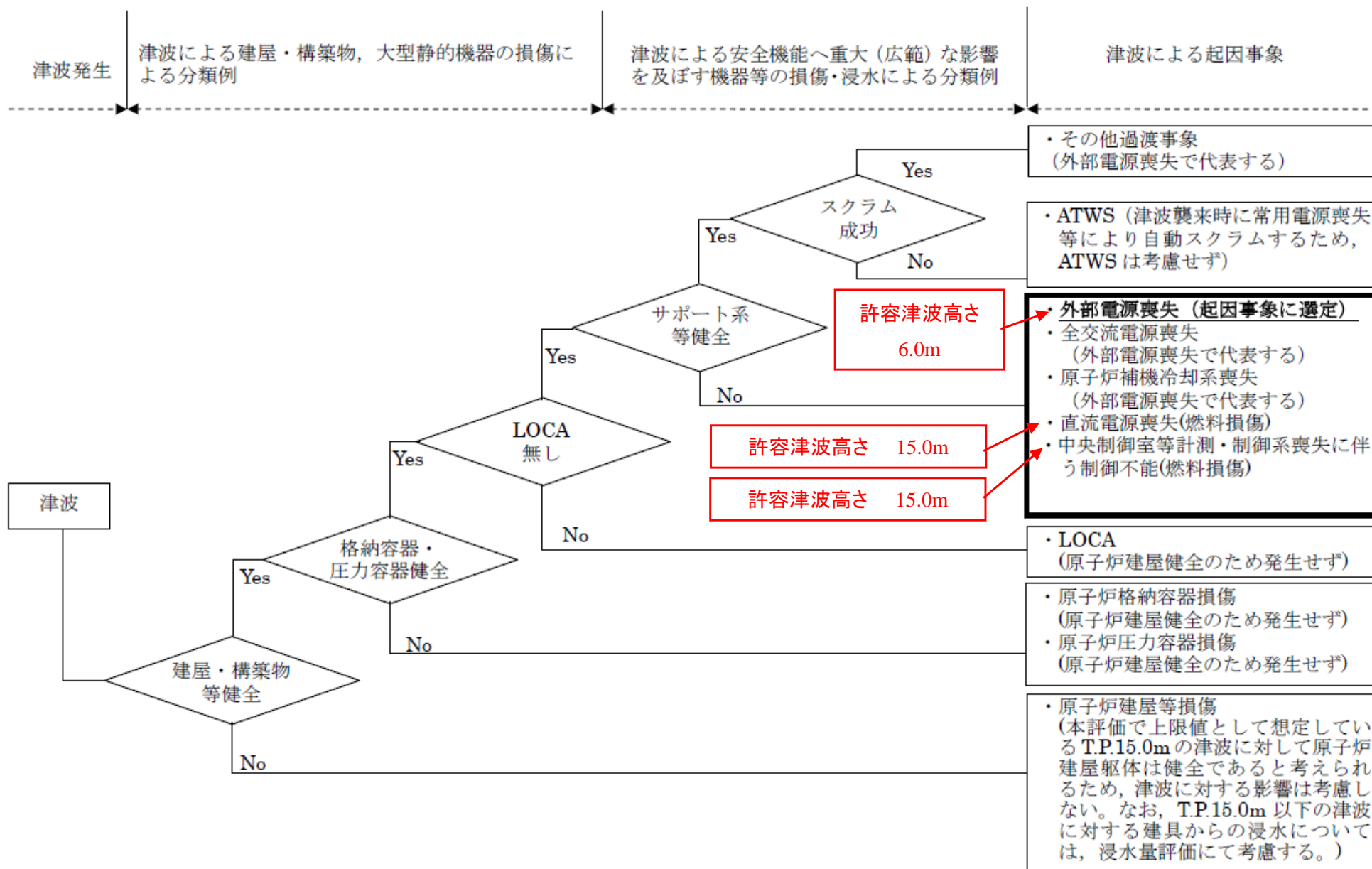
イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果(地震・SFP)

起回事象：外部電源喪失 1未満



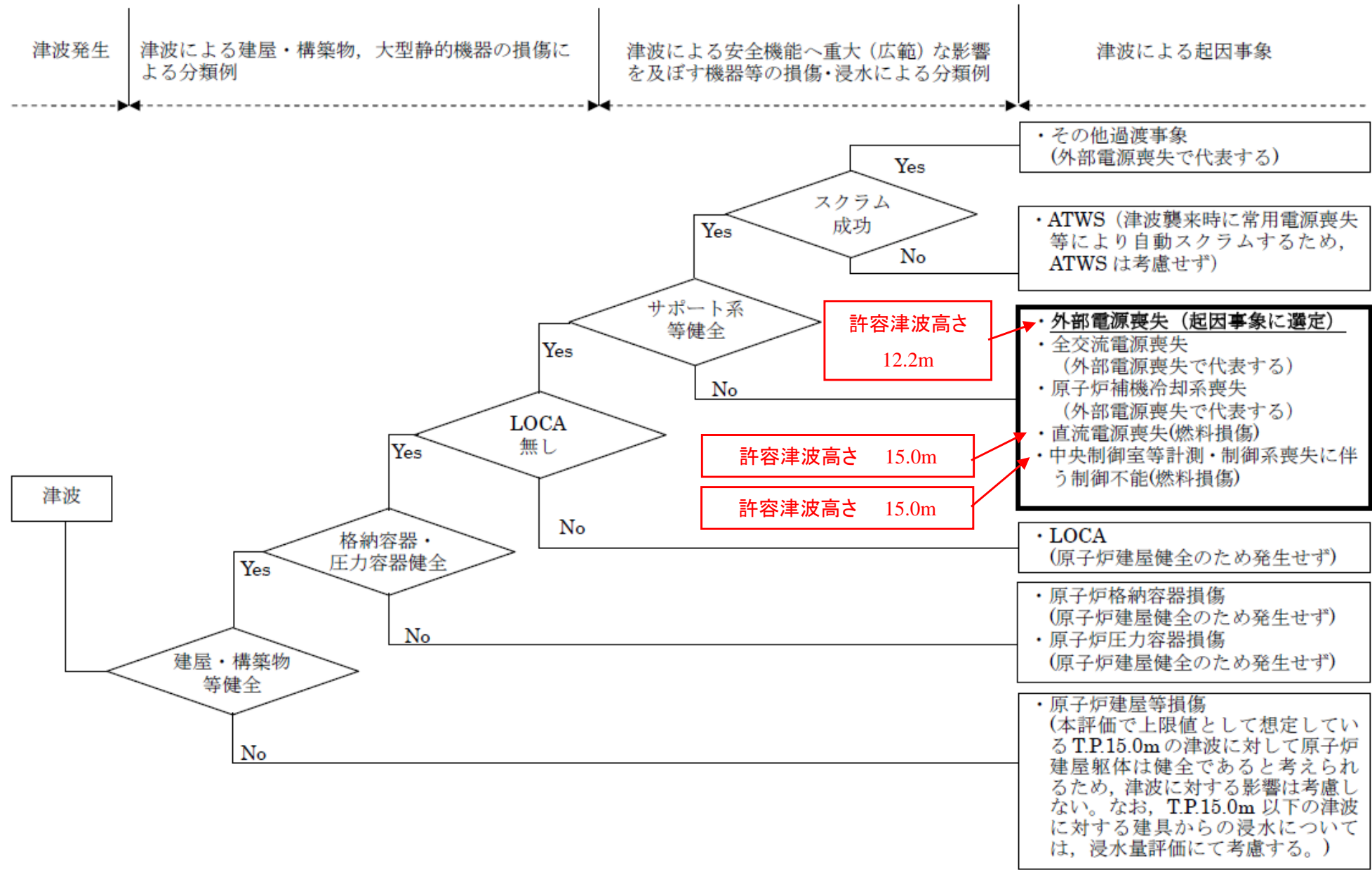
イベントツリーの各収束シナリオにおける耐震裕度評価結果(地震・SFP)

柏崎刈羽1号機：津波による起因事象の裕度評価 (原子炉に関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・原子炉)

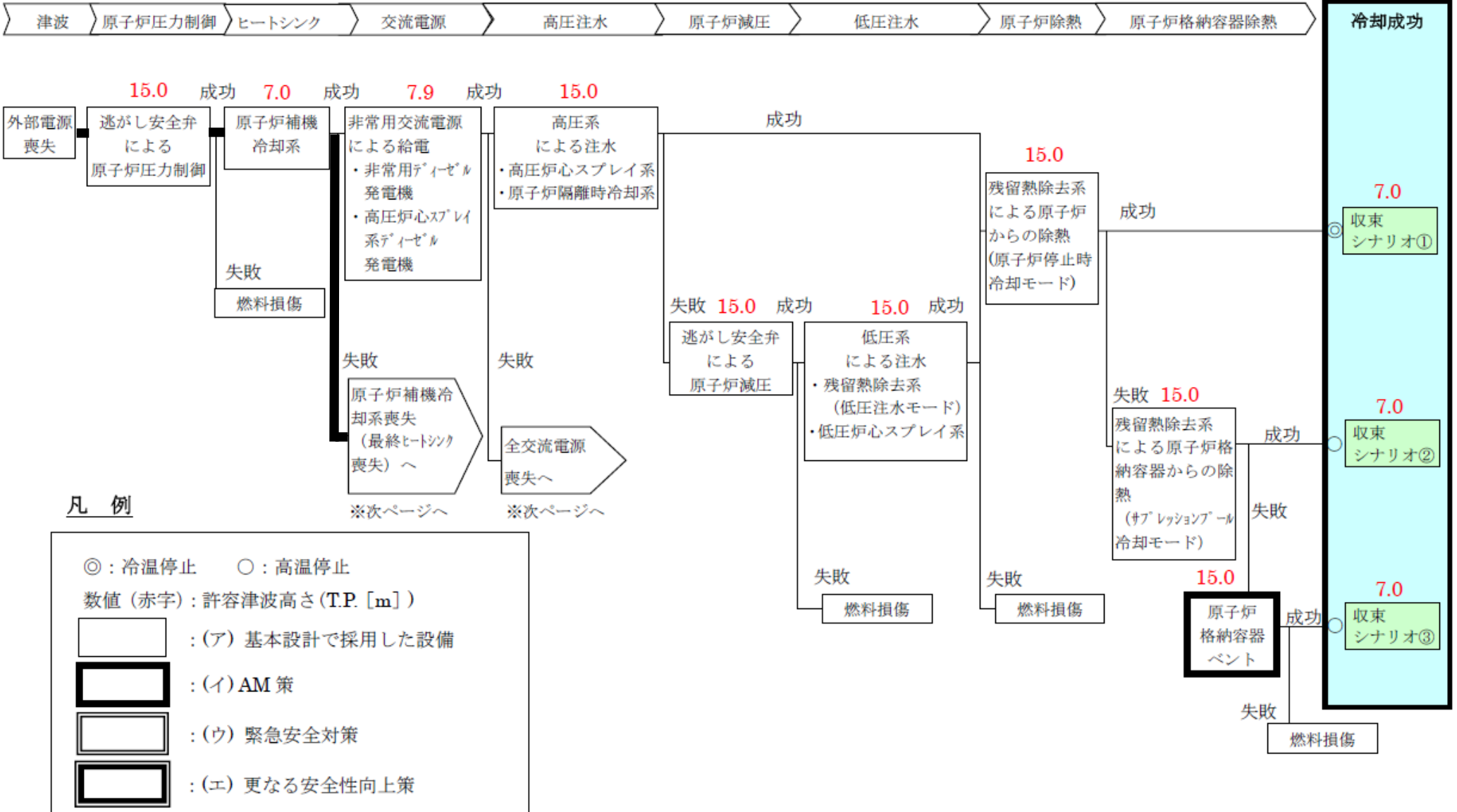
柏崎刈羽7号機：津波による起因事象の裕度評価 (原子炉に関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・原子炉)

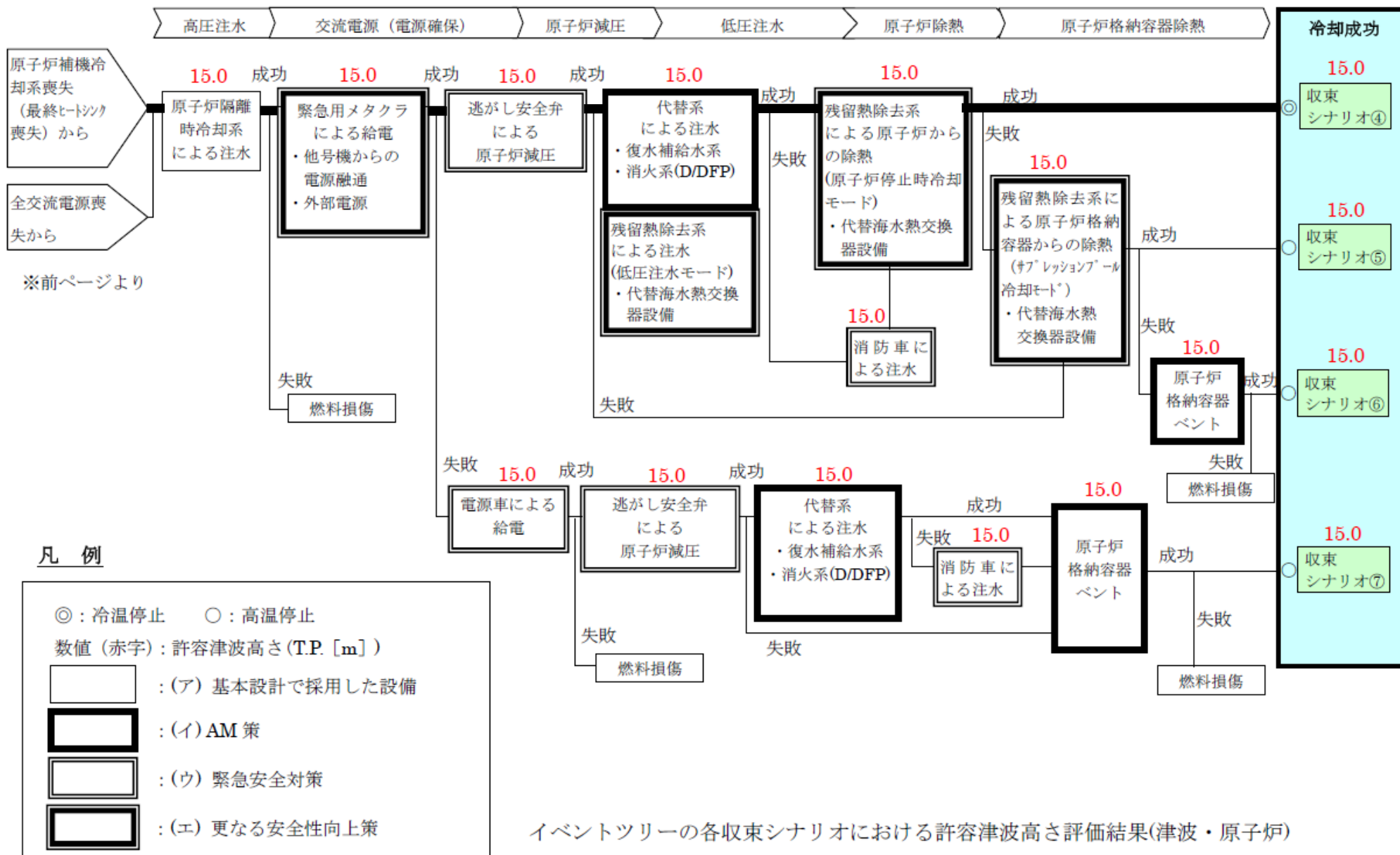
柏崎刈羽1号機：津波による外部電源喪失に関する裕度評価 (原子炉に関するもの)(1/2)

起因事象：外部電源喪失 6.0 超



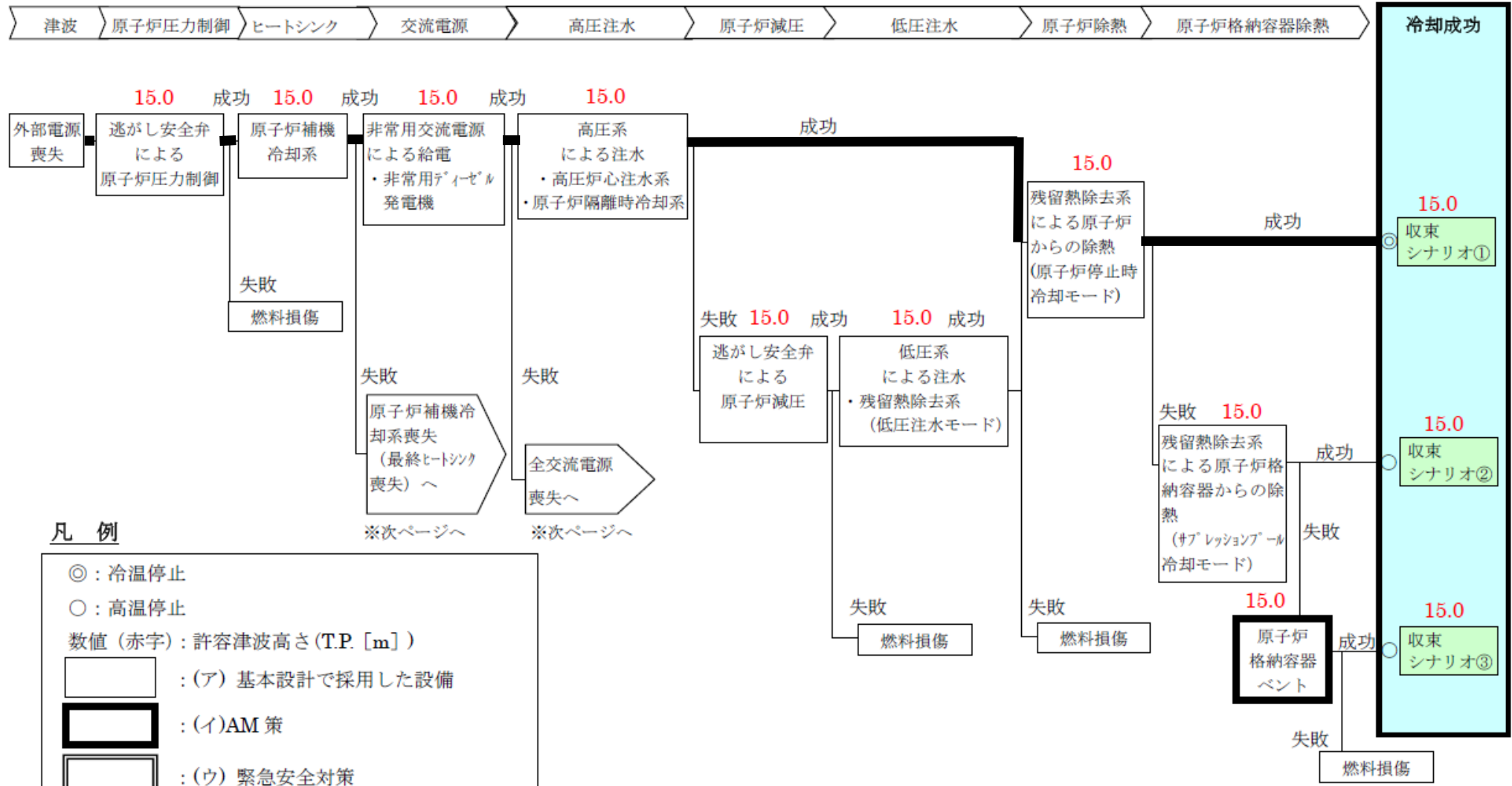
イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ評価結果(津波・原子炉)

起因事象：外部電源喪失



柏崎刈羽7号機：津波による外部電源喪失に関する裕度評価 (原子炉に関するもの)(1/2)

起因事象：外部電源喪失 12.2 超

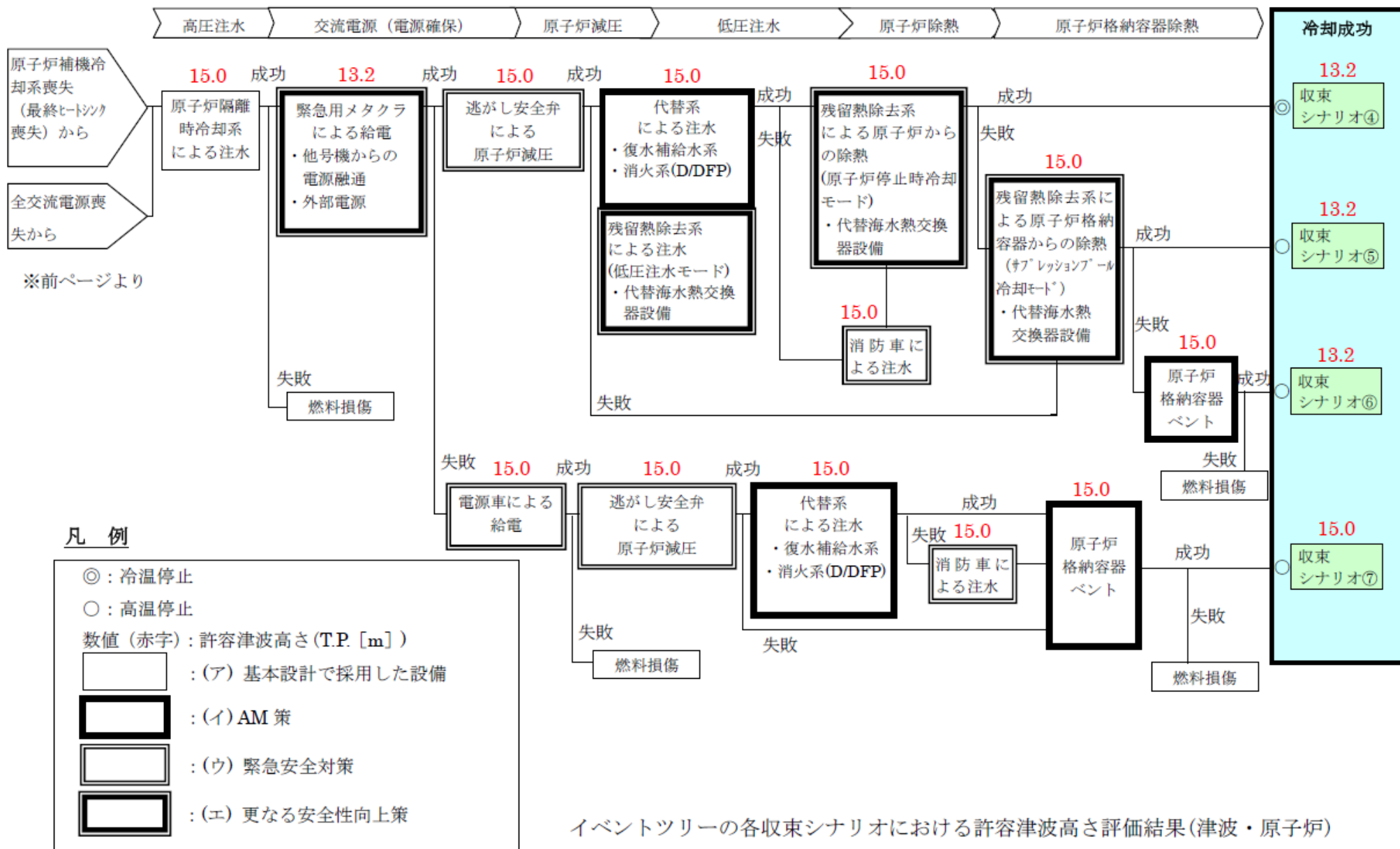


凡例

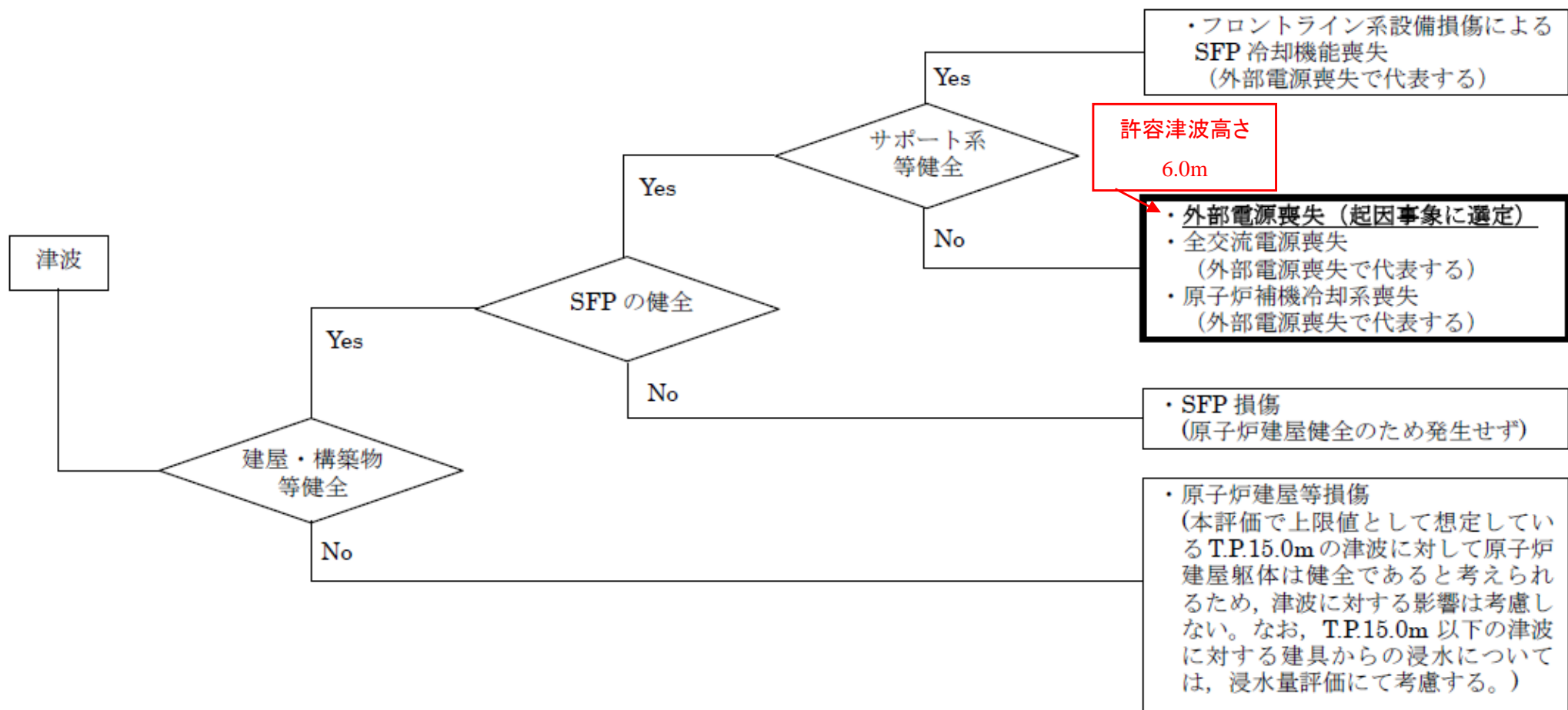
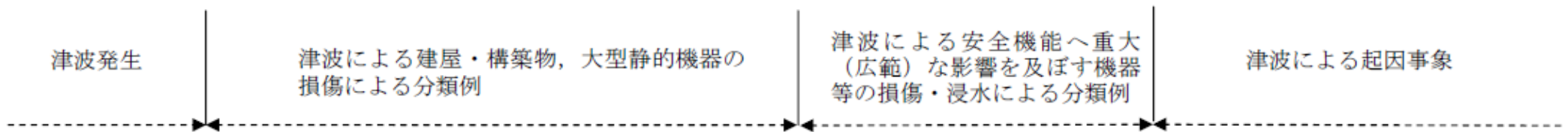
- ◎：冷温停止
- ：高温停止
- 数値 (赤字)：許容津波高さ (T.P. [m])
- (白)：(ア) 基本設計で採用した設備
- (黒)：(イ) AM 策
- (白)：(ウ) 緊急安全対策
- (黒)：(エ) 更なる安全性向上策

イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ評価結果 (津波・原子炉)

起因事象：外部電源喪失

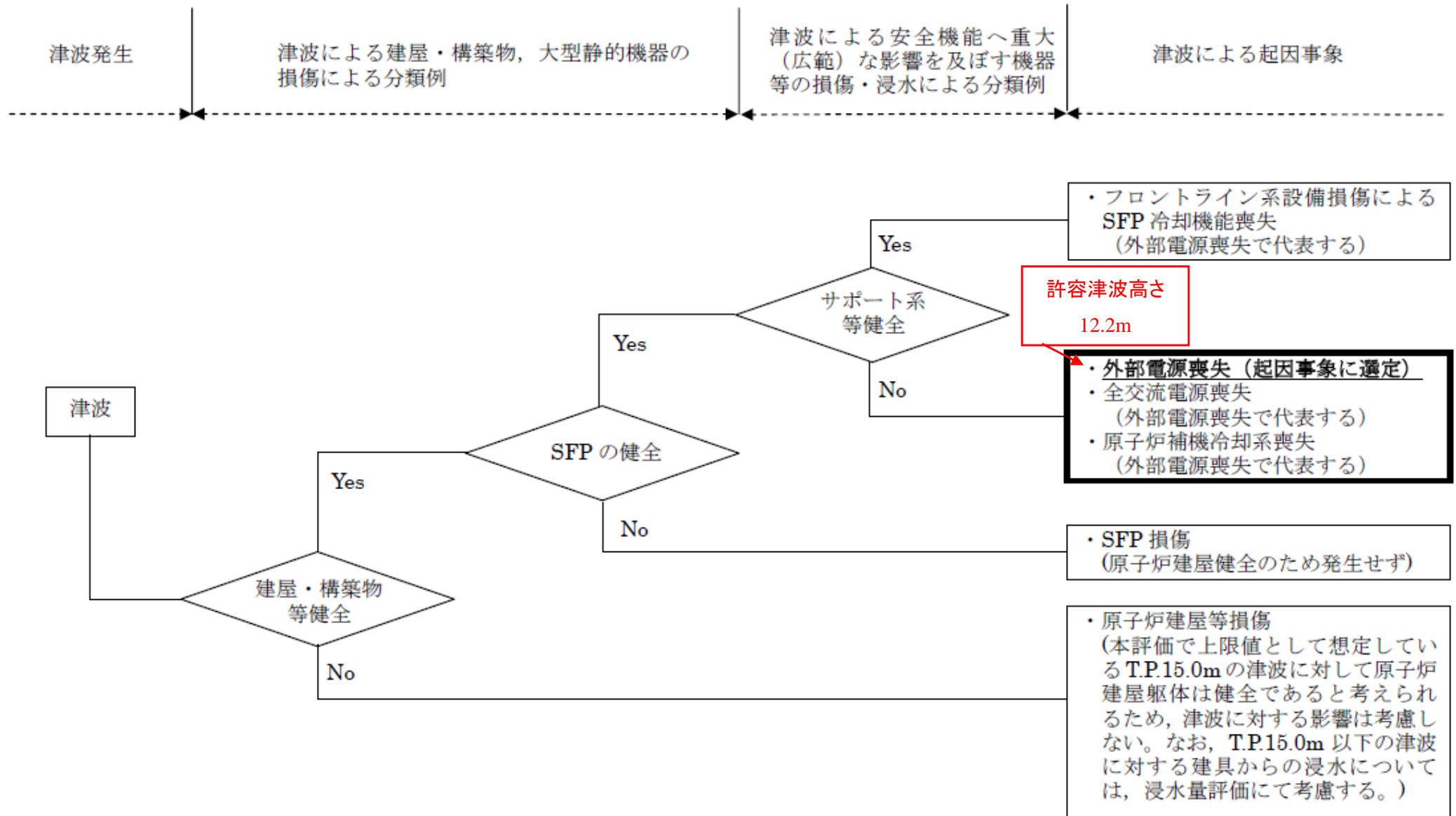


柏崎刈羽1号機：津波による起因事象の裕度評価 (SFPに関するもの)



燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・SFP)

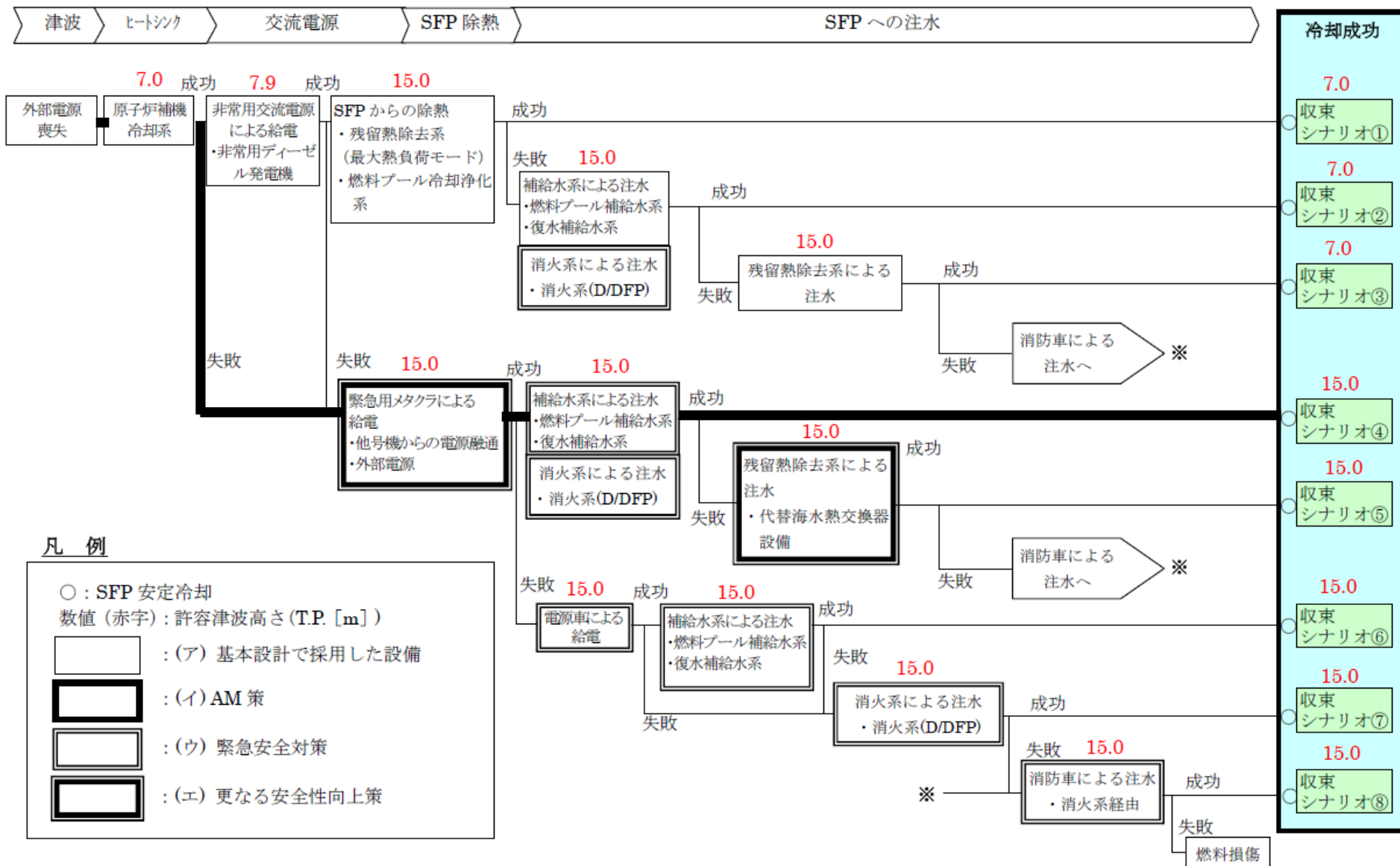
柏崎刈羽7号機：津波による起因事象の裕度評価 (SFPに関するもの)



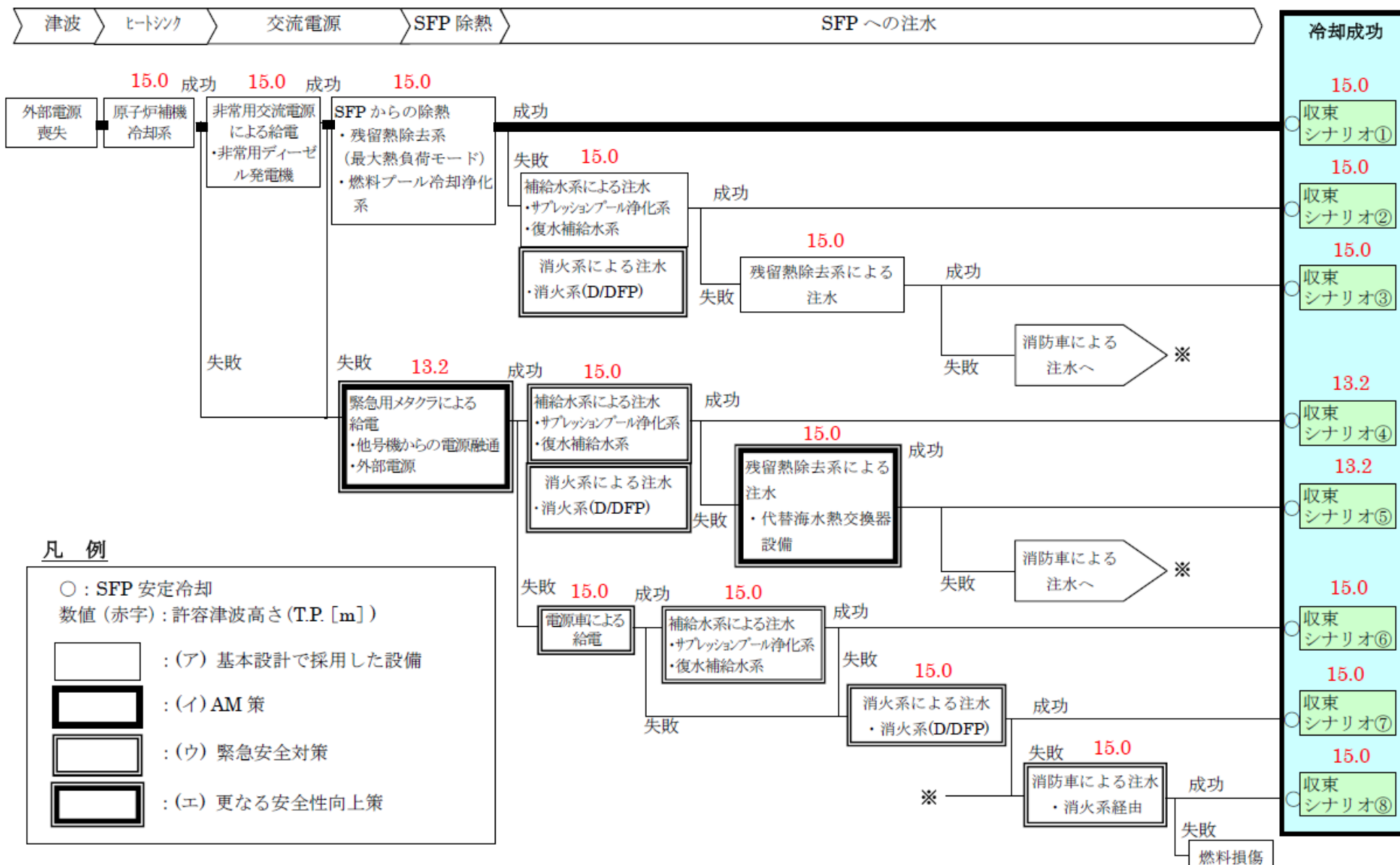
燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(津波・SFP)

柏崎刈羽1号機：津波による外部電源喪失に関する裕度評価 (SFPに関するもの)

起因事象：外部電源喪失 6.0 超

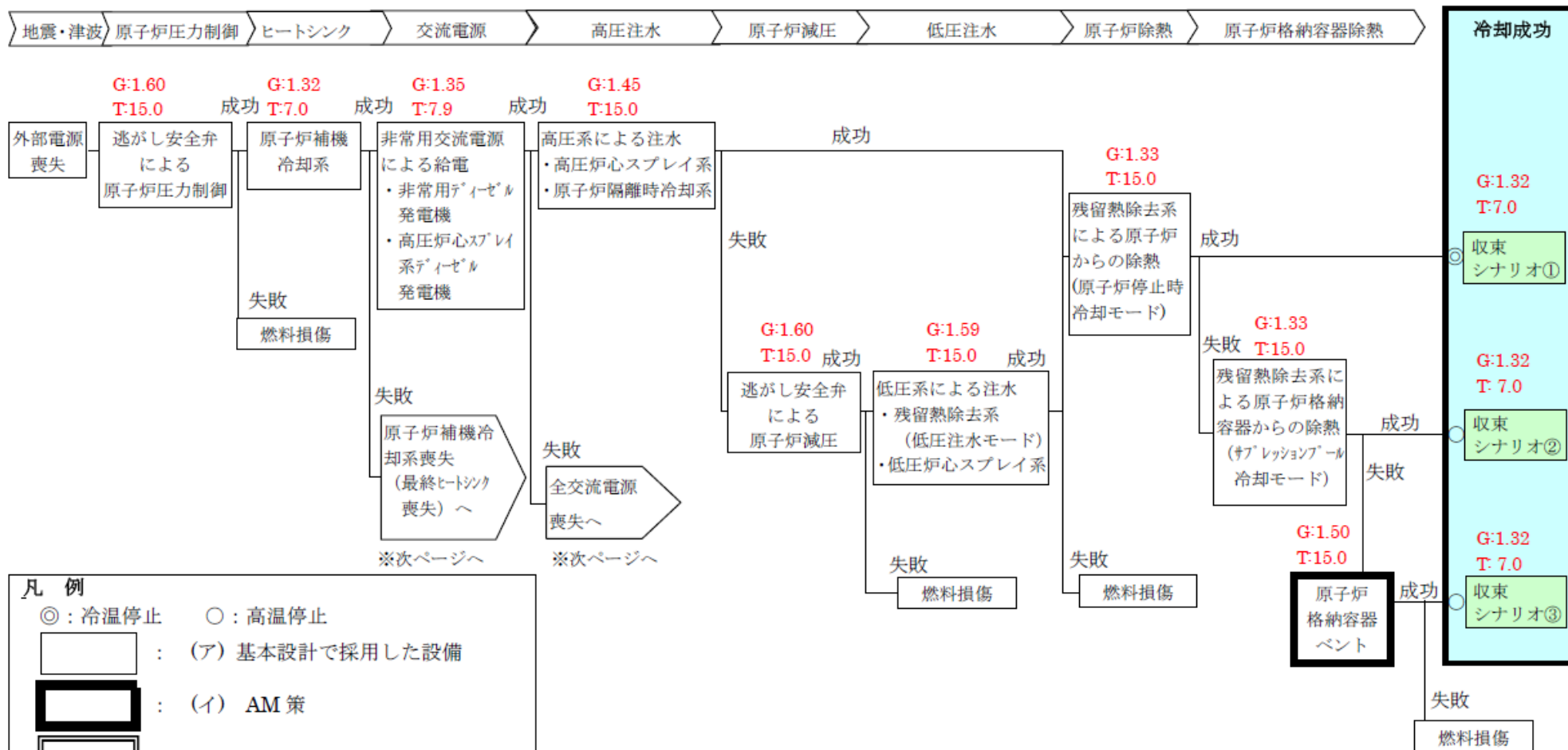


起回事象：外部電源喪失 12.2 超



イベントツリーの各収束シナリオにおける許容津波高さ評価結果(津波・SFP)

起因事象：外部電源喪失 G:1未満
T:6.0超



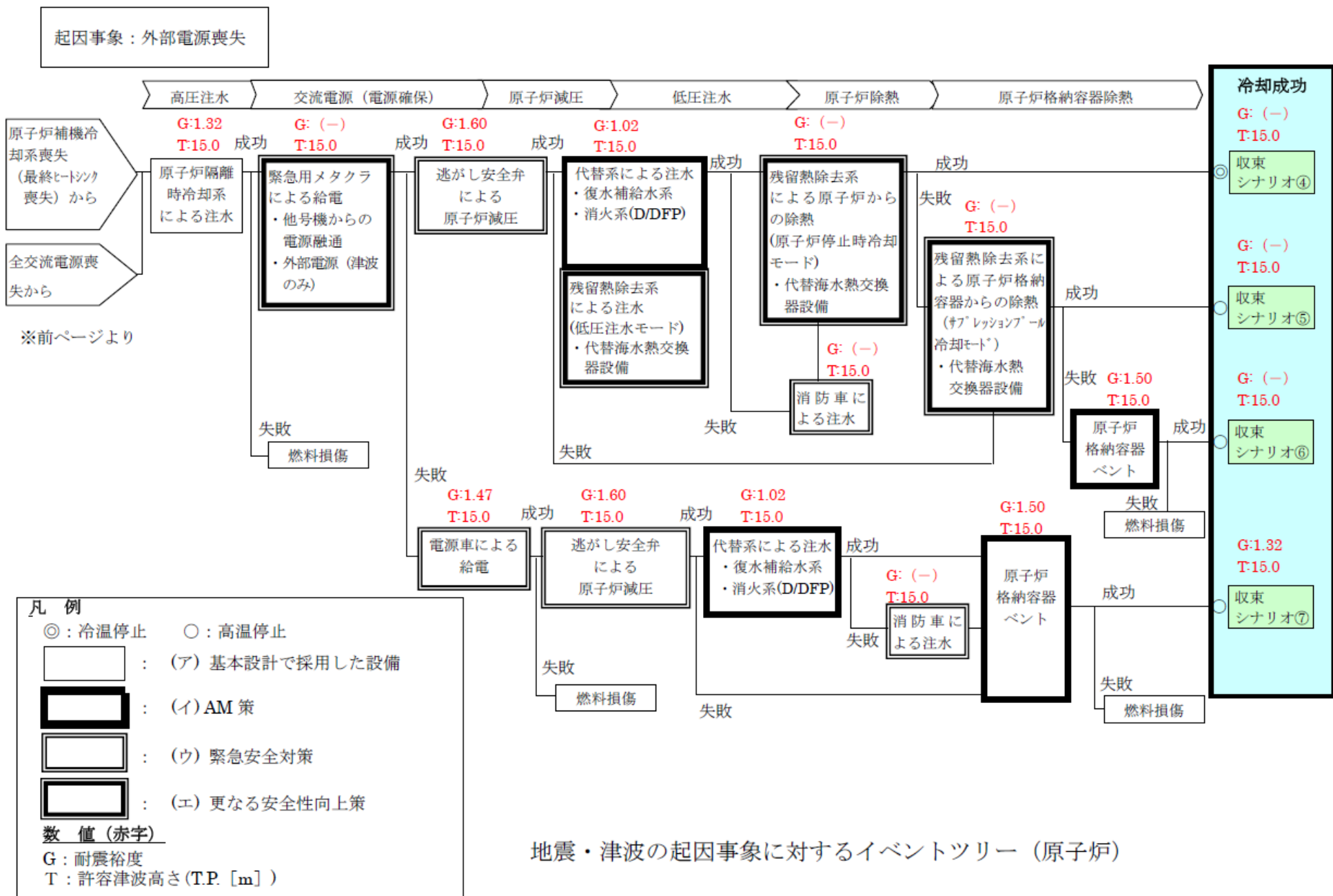
凡例

- ◎：冷温停止 ○：高温停止
- ：(ア) 基本設計で採用した設備
- ：(イ) AM策
- ▭：(ウ) 緊急安全対策
- ▨：(エ) 更なる安全性向上策

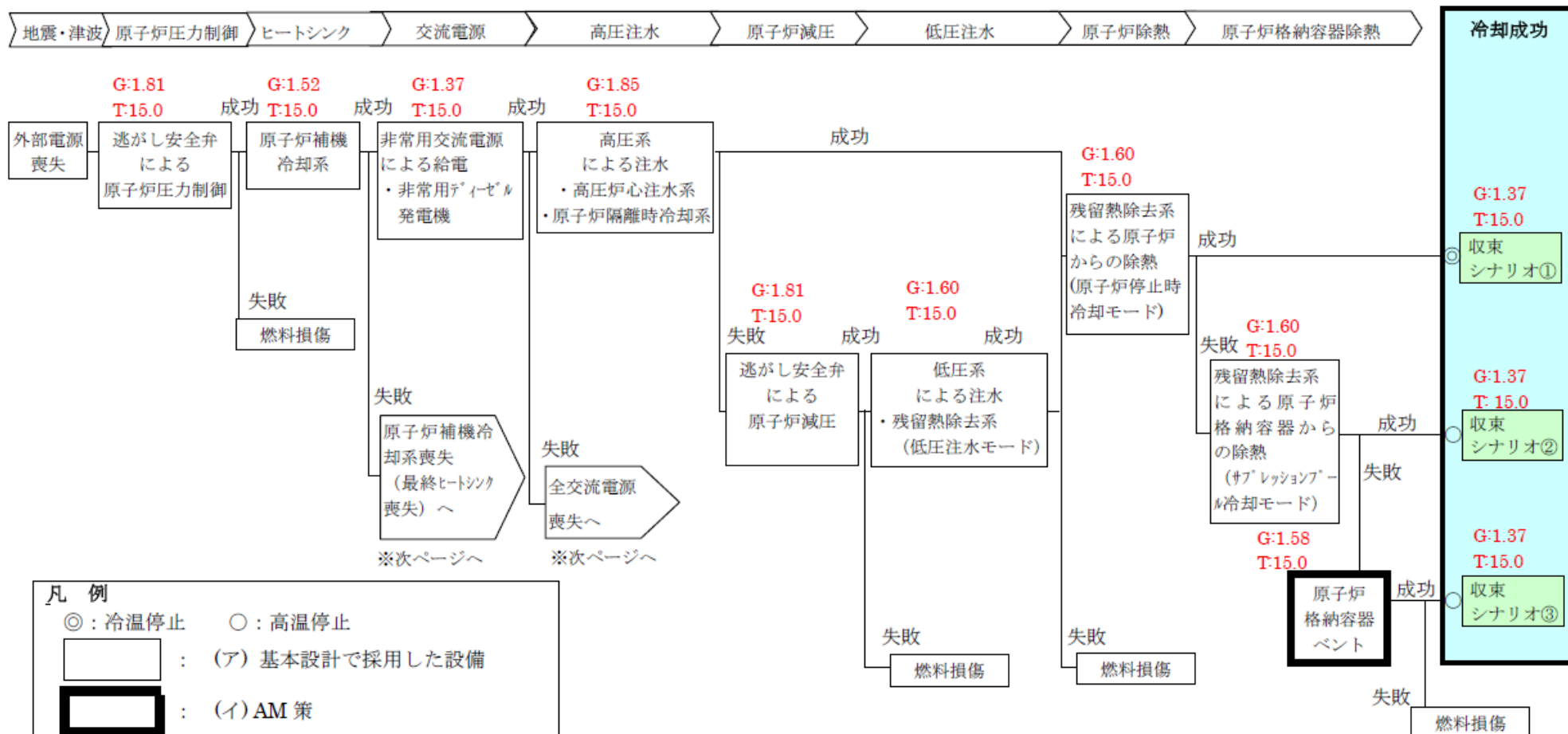
数値(赤字)

G：耐震裕度
T：許容津波高さ(T.P. [m])

地震・津波の起因事象に対するイベントツリー(原子炉)



起回事象：外部電源喪失
G:1未満
T:12.2超



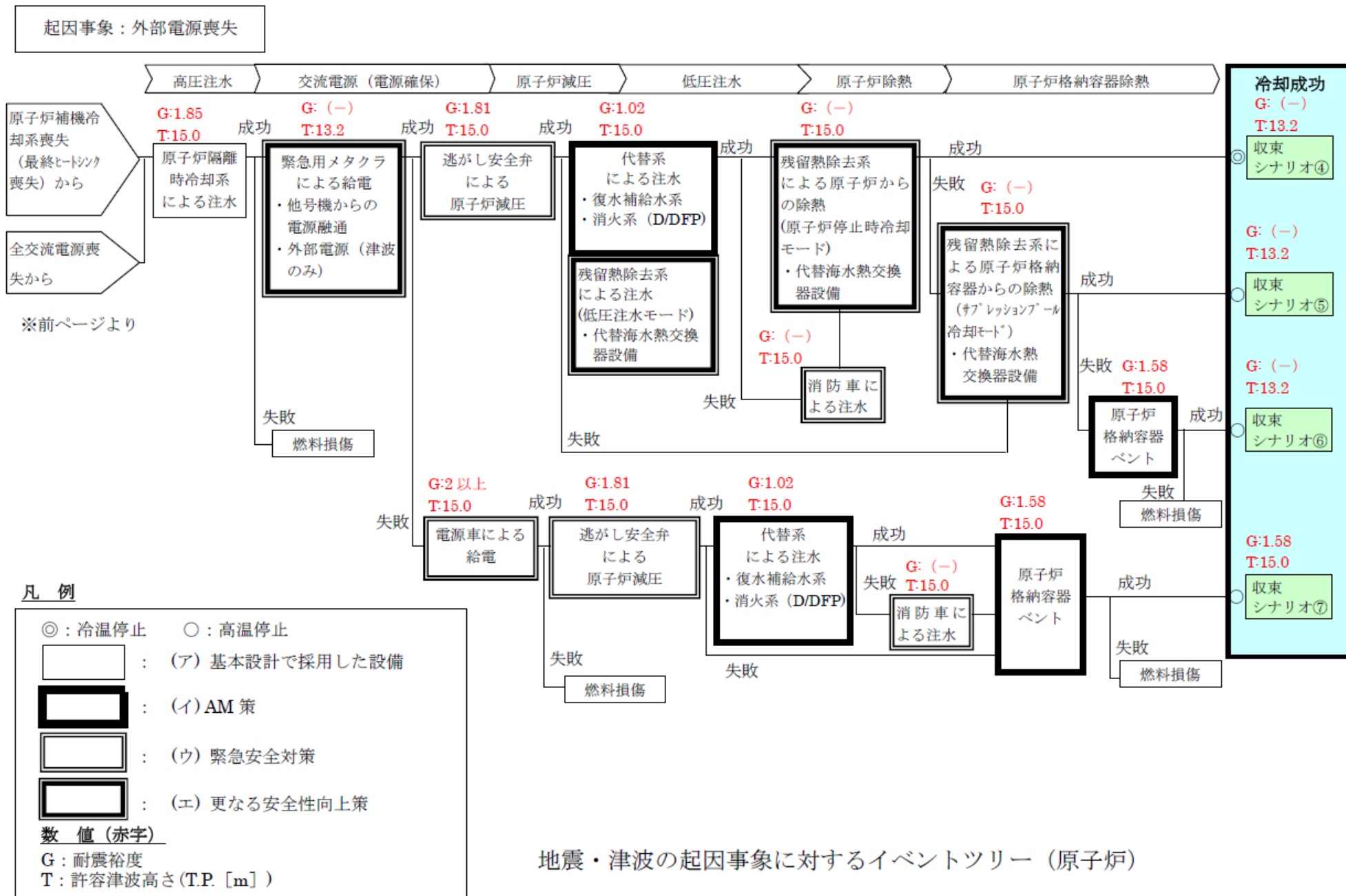
凡例

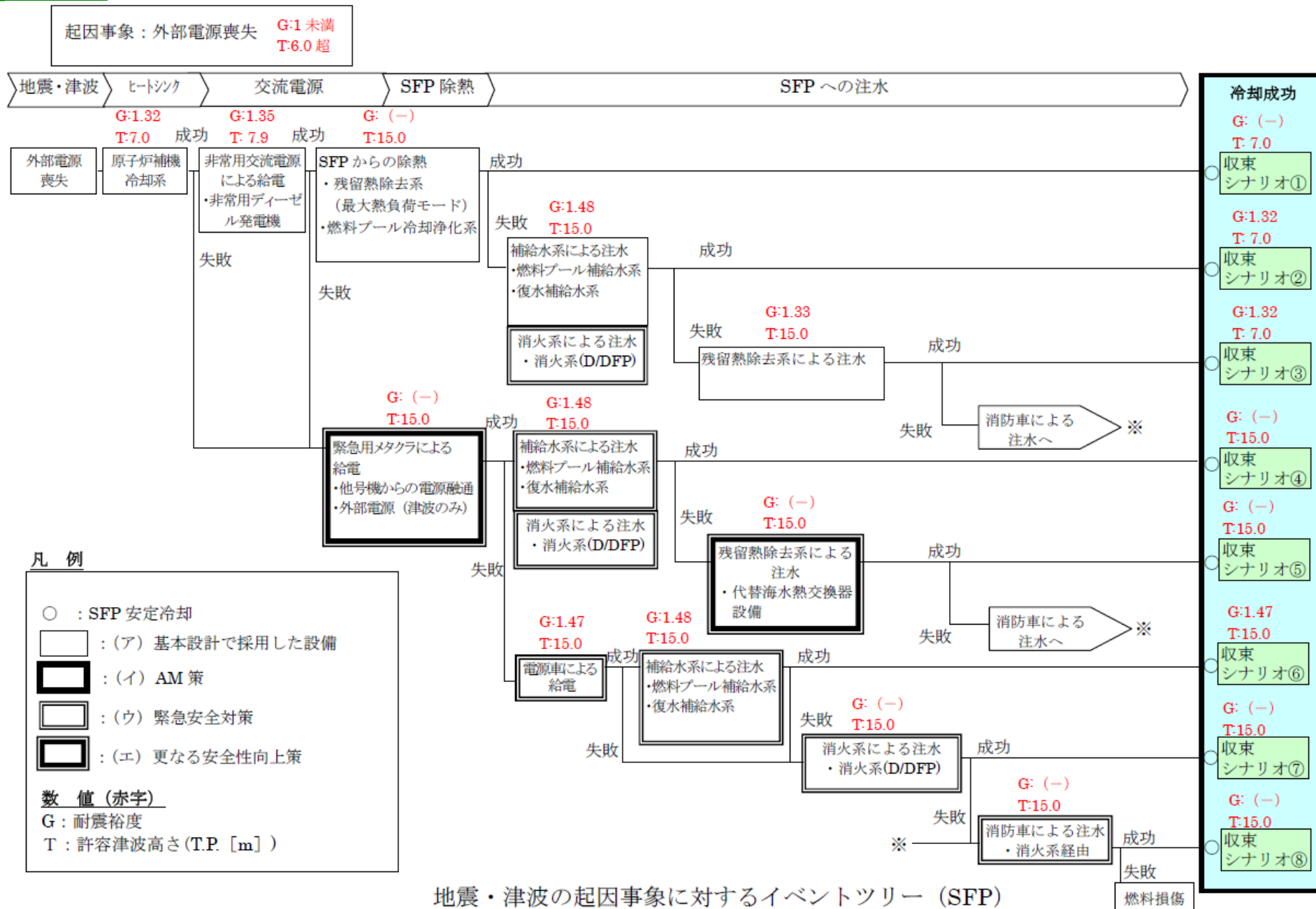
- ◎ : 冷温停止 ○ : 高温停止
- : (ア) 基本設計で採用した設備
- ◻ : (イ) AM策
- ◻ : (ウ) 緊急安全対策
- ◻ : (エ) 更なる安全性向上策

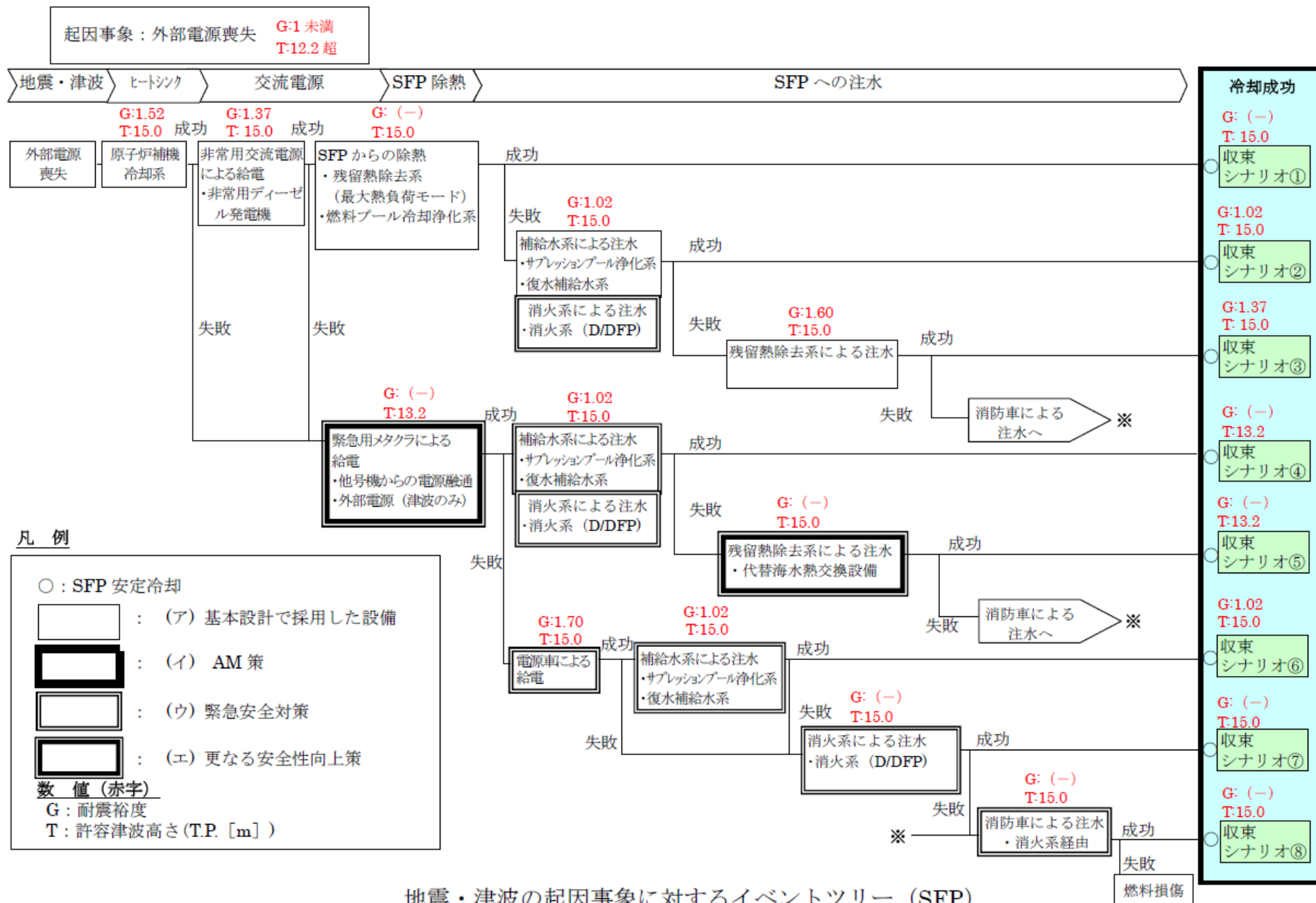
数値(赤字)

G: 耐震裕度
T: 許容津波高さ(T.P. [m])

地震・津波の起回事象に対するイベントツリー (原子炉)







地震・津波の起回事象に対するイベントツリー (SFP)