

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所
安全性検討ワーキングチーム(第14回)
ご説明資料

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価に係る確率論的リスク
評価等を踏まえた重要事故シーケンスの選定について

2019年5月30日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

1. はじめに
2. 東海第二発電所のプラント構成について
3. レベル1PRA
 3. 1 内部事象出力運転時レベル1PRA
 3. 2 地震レベル1PRA
 3. 3 津波レベル1PRA
 3. 4 内部事象停止時レベル1PRA
4. レベル1. 5PRA
 4. 1 内部事象出力運転時レベル1. 5PRA
5. 事故シーケンスグループ(事故想定)の抽出及び重要事故シーケンスの選定
 5. 1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンス選定
 5. 2 停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンス選定
 5. 3 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る評価シーケンス選定

1. はじめに(1/2)



■実施内容及び目的

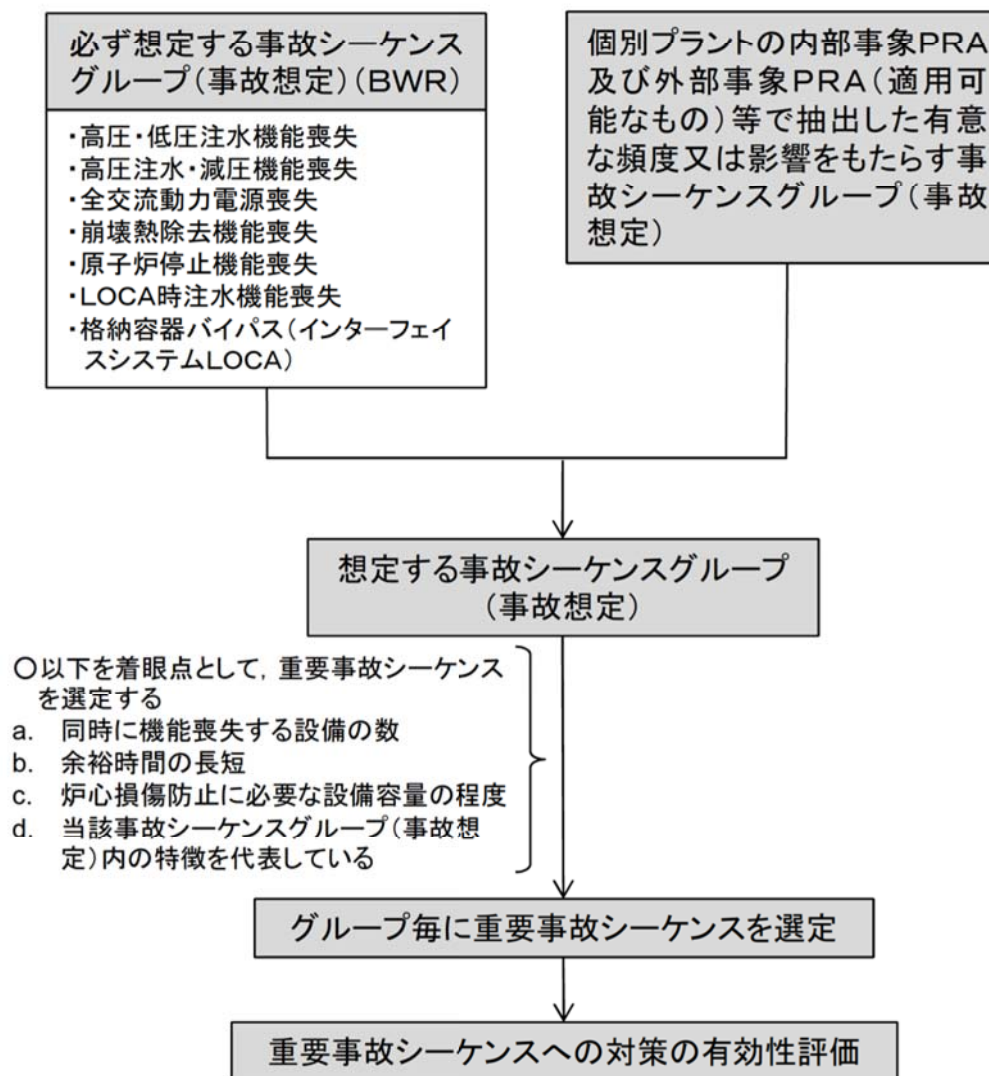
➤確率論的リスク評価

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条に基づき、事故シーケンスグループ(事故想定)及び格納容器破損モードの抽出に活用するために、個別プラントの確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)を実施した。

なお、今回実施したPRAの評価手順は、日本原子力学会標準に準拠している。

➤事故シーケンス選定

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」等に基づき、事故シーケンスグループ(事故想定)及び格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。



例) 炉心損傷防止対策の有効性評価の流れ

1. はじめに(2/2)



■PRAの評価対象とするプラント状態

- 今回実施したPRAの目的は、設計基準事象を超えた重大事故等に対する有効性評価を行うための事故シーケンスグループ(事故想定)及び格納容器破損モードの抽出であることから、設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策(以下「AM策」という。)には期待しないことを前提に評価を行う。
- PRAの評価対象は右表のとおり。なお、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の起動」、「高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源切替」等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるための手動操作は考慮。

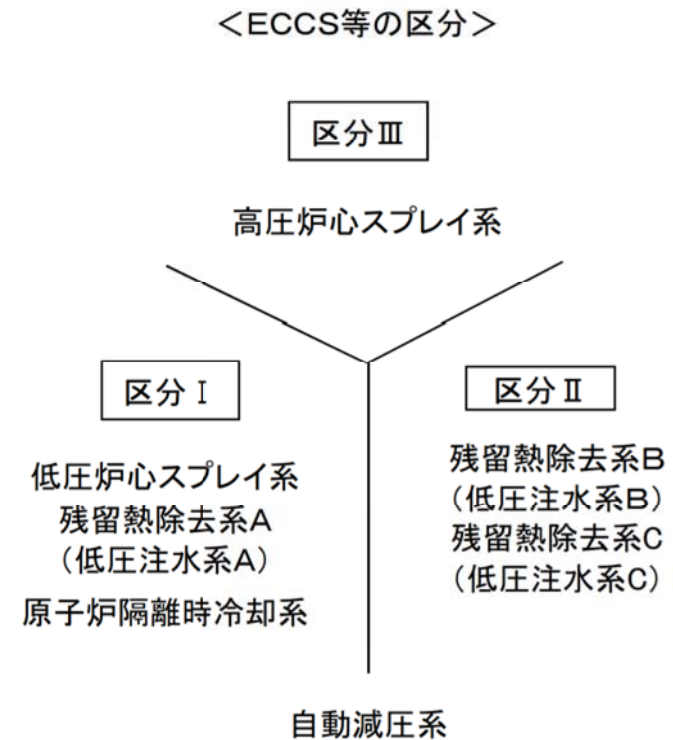
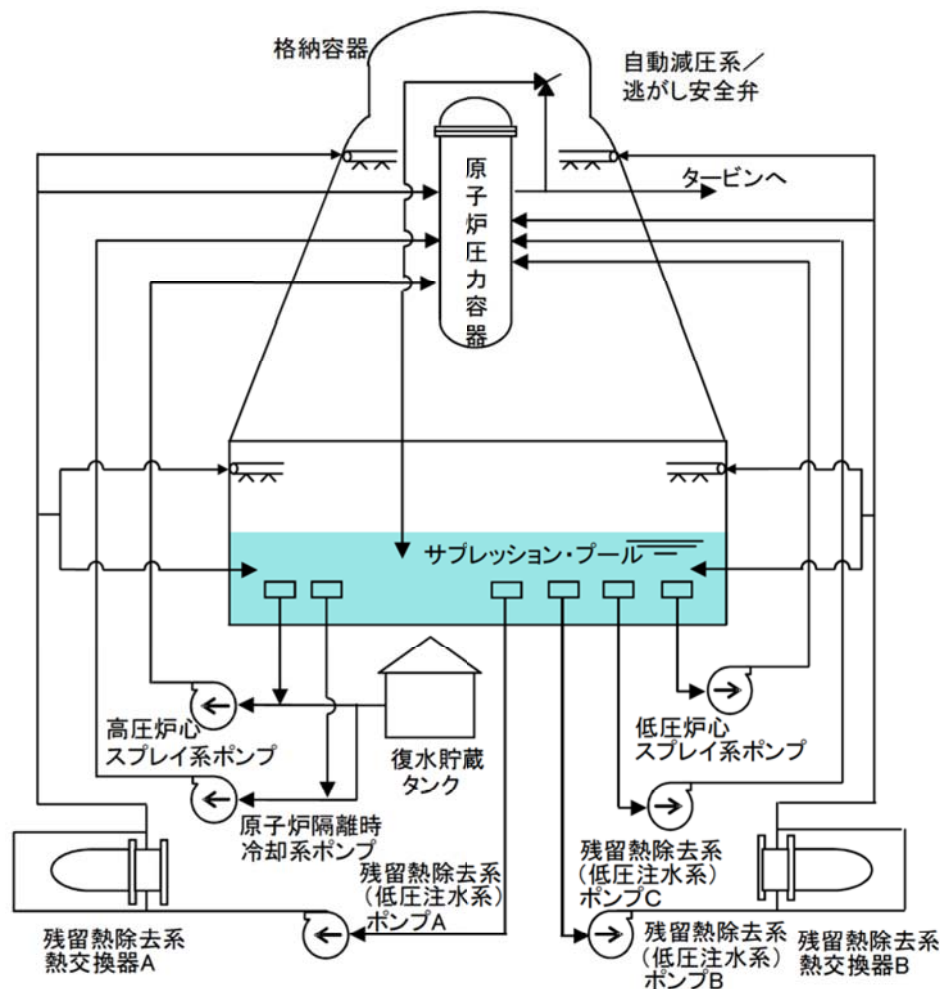
対象緩和設備	今回のPRAでの取り扱い
設計基準事故対処設備	考慮する
AM要請(H4)以前から整備しているAM策 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替注水手段(給水系, 制御棒駆動水圧系, 復水補給水系及び消火系による原子炉への注水手段) 	考慮しない
AM要請(H4)以降に整備したAM策 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替反応度制御(代替原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入機能) ・ 代替注水手段(復水補給水系, 消火系による原子炉・格納容器への注水手段) ・ 原子炉減圧の自動化 ・ 格納容器からの除熱手段(耐圧強化ベント) ・ 電源の融通(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からの6.9kV/480V融通) 	考慮しない
緊急安全対策 <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源車 ・ 消防車, 消防ポンプ ・ 非常用発電機代替設備 ・ 代替海水ポンプ ・ 代替注水車 ・ 建屋の水密扉の強化 ・ 海水ポンプモータ予備品 	考慮しない
重大事故等対処設備	考慮しない

2. 東海第二発電所のプラント構成について(1/2)



■炉心冷却機能及び格納容器除熱機能を有する系統

- ECCS (非常用炉心冷却施設) は3区分で構成されており, そのうち2区分は格納容器除熱機能を有している (BWR-5プラントの特徴)

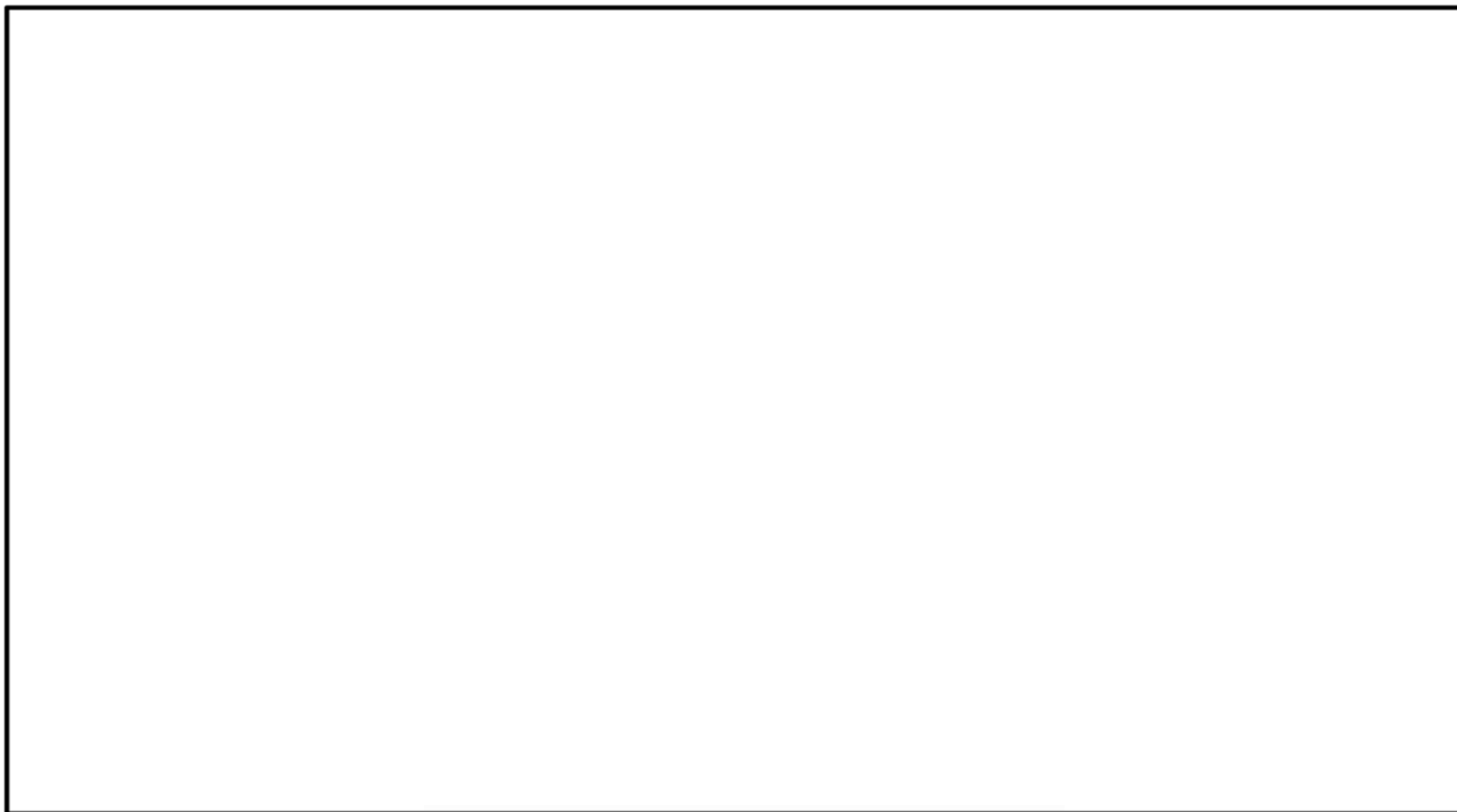


2. 東海第二発電所のプラント構成について(2/2)



■ 圧力抑制形の鋼製格納容器 (Mark-II 型)

- 格納容器雰囲気は、通常運転時には窒素置換
- ドライウエル下部にサプレッション・チェンバを配置



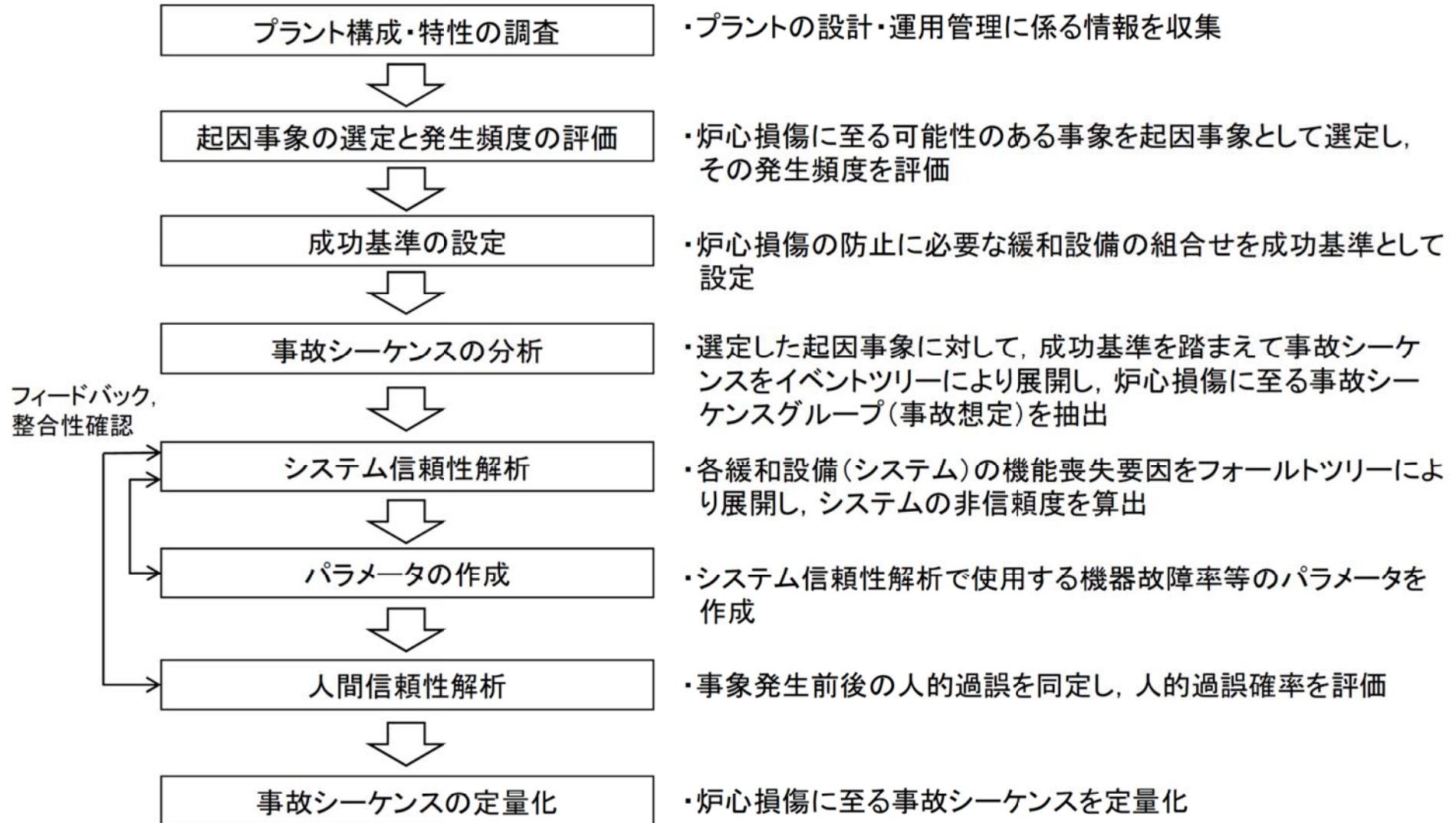
3. レベル1PRA

3. 1 内部事象出力運転時レベル1PRA

(1) 内部事象出力運転時レベル1PRAの評価フロー



■ 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル1PSA編):2008」に準拠し、以下の手順で内部事象出力運転時レベル1PRAを実施



(2)プラントの構成・特性



■内部事象出力運転時レベル1PRAで考慮する代表的設備

機能及び系統名※1	系統の概要
原子炉停止機能※2	
スクラム系(原子炉緊急停止系, スクラム排出容器, 制御棒駆動水圧系)	原子炉水位低(レベル3)等の信号により異常を検知して, 急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入し, 原子炉を停止させる。信号を発する原子炉緊急停止系, スクラム排出容器及び制御棒駆動水圧系から構成される。
炉心冷却機能※3	
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	原子炉水位異常低下(レベル2)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 高圧～低圧状態の原子炉に注水する。
原子炉隔離時冷却系(RCIC)	原子炉水位異常低下(レベル2)の信号で自動起動し, 蒸気タービン駆動のポンプにより, 原子炉に注水する。
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	原子炉水位異常低下(レベル1)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 低圧状態の原子炉に注水する。
低圧注水系(LPCI) (残留熱除去系(RHR))	LPCIはRHRの機能の1つであり, 原子炉水位異常低下(L1)又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し, 電動駆動のポンプにより, 低圧状態の原子炉に注水する。
自動減圧系(ADS)	原子炉水位異常低下(L1)及びドライウェル圧力高の信号により, ADS機能を有する逃がし安全弁(S/R弁)を自動開放して原子炉圧力を低下させる。
格納容器除熱機能	
残留熱除去系(RHR) (格納容器スプレイ冷却モード/サブプレッション・プール冷却モード)	格納容器スプレイ冷却モードはRHRの機能の1つであり, サプレッション・プール水をRHRの熱交換器で冷却し, ドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで格納容器内の温度, 圧力を低減させる。サブプレッション・プール冷却モードはRHRの機能の1つであり, サプレッション・プール水をRHRの熱交換器で冷却し, 再びサブプレッション・プールへ戻すことによりサブプレッション・プールの温度を低減させる。
安全機能のサポート機能	
残留熱除去系海水系(RHRS) 非常用ディーゼル発電機海水系(DGSW) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系(HPCS-DGSW)	直接海水を供給することで, 各々の補機を冷却する。 RHRS: LPCS, RHR 等 DGSW: DG-2C/2D HPCS-DGSW: HPCS, HPCS-DG
非常用ディーゼル発電機(DG) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(HPCS-DG)	外部電源の喪失等を受けて自動起動し, 非常用機器に給電する。
直流電源(DC)	RCICやディーゼル発電機の起動, 逃がし安全弁の電磁弁や遮断器の開閉等の非常用機器の制御に用いる。

※1: 外部電源が喪失した場合の復旧及び故障した機器の復旧は考慮していない

※2: 全制御棒挿入失敗時のほう酸水注入系については, AM操作を伴うことから原子炉停止機能として考慮していない

※3: 給復水系による注入機能及び除熱機能には期待していない

(3) 起因事象の選定



■選定した起因事象とその発生頻度及びその評価方法

- 評価対象とする起因事象は、既往のPRA及び東海第二発電所の特性を考慮して選定。
- 起因事象発生頻度は、国内BWRプラントにおける過去の実績や文献値等により算出。

起因事象		発生頻度 (回/炉年)
過渡事象	非隔離事象(タービントリップ等)	1.7E-01
	隔離事象(主蒸気隔離弁閉等)	2.7E-02
	全給水喪失	1.0E-02
	水位低下事象(給水ポンプトリップ等)	2.7E-02
	原子炉緊急停止系誤動作等	5.5E-02
	逃がし安全弁誤開放	1.0E-03
外部電源喪失	外部電源喪失	4.2E-03
手動停止/サポート系喪失 (手動停止)	計画外停止	4.3E-02
	残留熱除去系海水系故障(区分Ⅰ)	7.2E-04
	残留熱除去系海水系故障(区分Ⅱ)	7.2E-04
	交流電源故障(区分Ⅰ)	1.5E-04
サポート系喪失 (自動停止)	交流電源故障(区分Ⅱ)	1.5E-04
	タービン・サポート系故障	7.2E-04
サポート系喪失 (直流電源故障)	直流電源故障(区分Ⅰ)	2.8E-04
	直流電源故障(区分Ⅱ)	2.8E-04
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	大破断LOCA	2.0E-05
	中破断LOCA	2.0E-04
	小破断LOCA	3.0E-04
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)	4.8E-10

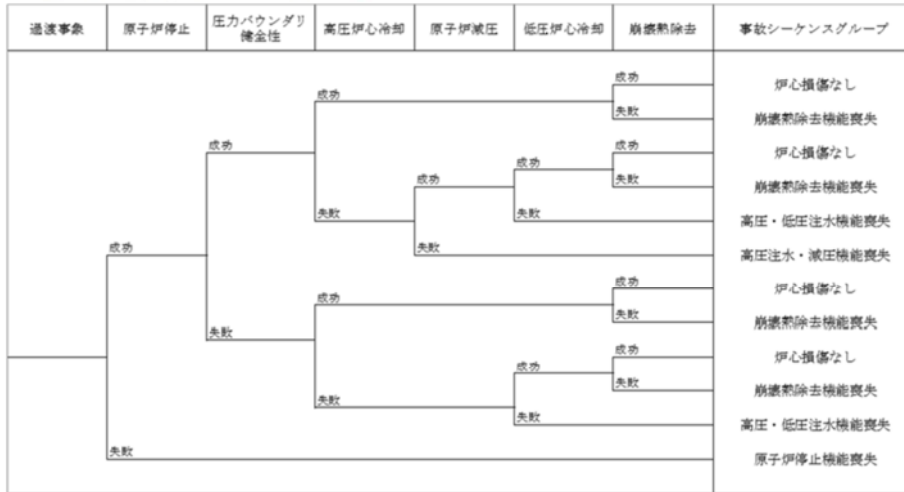
(4) 事故シーケンスの分析(1/2)



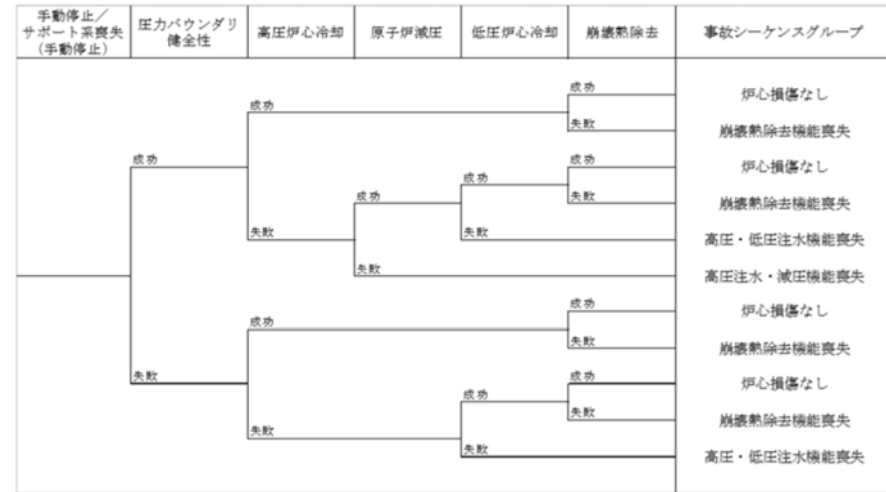
■事故シーケンスの分類

➤ 選定した起因事象に対して、成功基準を踏まえて事故シーケンスをイベントツリーにより展開

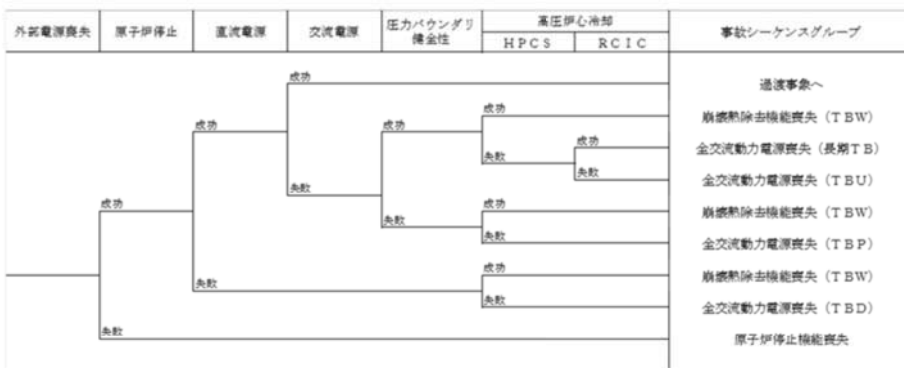
＜過渡事象のイベントツリー＞



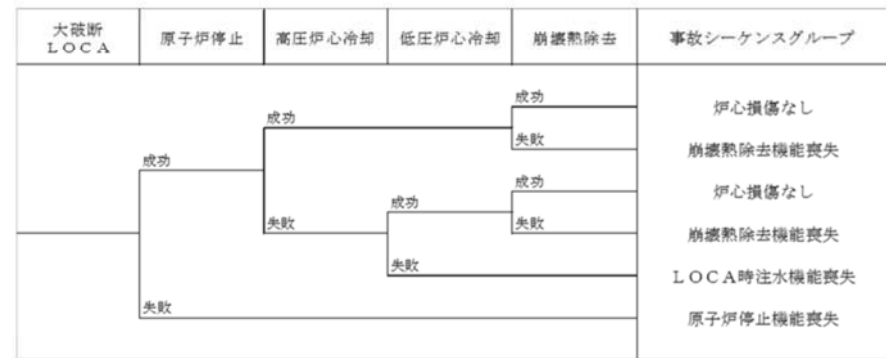
＜手動停止／サポート系喪失(手動停止)のイベントツリー＞



＜外部電源喪失のイベントツリー＞



＜大破断LOCAのイベントツリー＞



(4) 事故シーケンスの分析(2/2)



■ 事故シーケンスの分類

➤ 炉心損傷に至る事故シーケンスの最終状態を、安全機能に着目した、事故シーケンスグループ(事故想定)に分類

事故シーケンスグループ(事故想定)		事故シーケンスの特徴
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	事象発生後、高圧系及び低圧系による炉心冷却に失敗
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	事象発生後、高圧系による炉心冷却に失敗し、かつ原子炉の減圧に失敗
全交流動力電源喪失	TB	全交流動力電源喪失
	TBU	DG2台機能喪失、HPCS機能喪失及びRCIC機能喪失
	TBP	DG2台機能喪失、HPCS機能喪失及びS/R再閉失敗によるRCIC機能喪失
	TBD	直流電源の故障によるDG2台の起動失敗、HPCS機能喪失及びRCIC機能喪失
	長期TB	非常用ディーゼル発電機2台機能喪失、HPCS機能喪失及び蓄電池枯渇に伴うRCIC機能喪失
原子炉停止機能喪失	TC	事象発生後、原子炉停止(未臨界確保)に失敗
崩壊熱除去機能喪失	TW	事象発生後、原子炉格納容器からの崩壊熱除去に失敗
	TBW	全交流動力電源喪失、HPCSによる炉心冷却は継続しているが、格納容器からの崩壊熱除去に失敗
LOCA時注水機能喪失	LOCA	原子炉冷却材喪失の場合において原子炉への注水に失敗
	AE	大LOCA後の炉心冷却失敗
	S1E	中LOCA後の炉心冷却失敗
	S2E	小LOCA後の炉心冷却失敗
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	ISLOCA	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

(5) 事故シーケンスの定量化

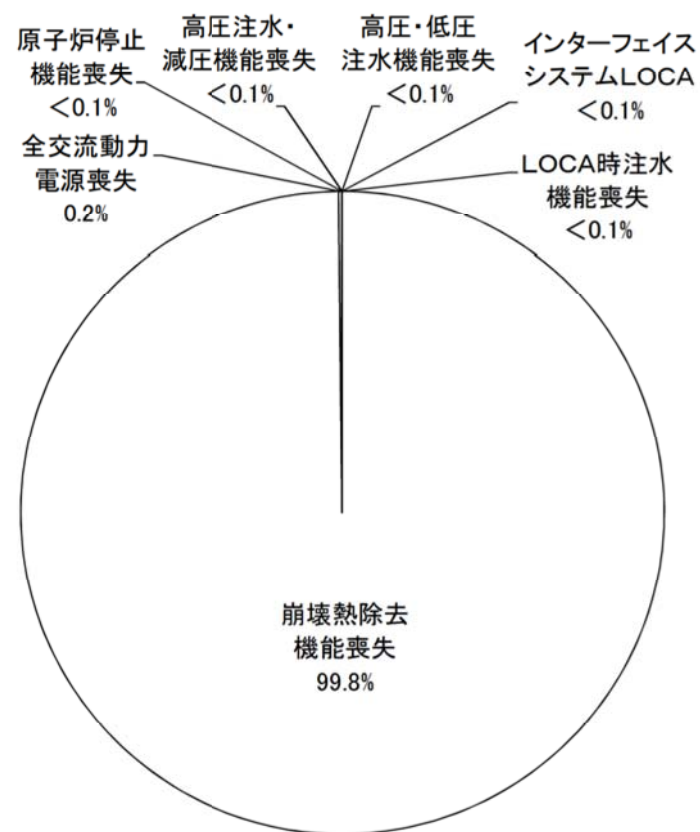


■事故シーケンスグループ(事故想定)別の炉心損傷頻度

➤「崩壊熱除去機能喪失(TW, TBW)」の寄与割合が約100%を占め支配的

⇒崩壊熱除去に係る重大事故等対処設備(緊急用海水系, 代替循環冷却系, 格納容器ベント(格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント))等により, 炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンスグループ (事故想定)		炉心損傷頻度 (/炉年) (点推定値)	寄与割合 (%)
高圧・低圧注水機能喪失	TQUV	3.5E-09	<0.1
高圧注水・減圧機能喪失	TQUX	2.0E-08	<0.1
全交流動力電源喪失	長期TB	7.7E-08	0.1
	TBU	2.1E-08	<0.1
	TBP	5.3E-10	<0.1
	TBD	6.0E-12	<0.1
崩壊熱除去機能喪失	TW	5.6E-05	91.9
	TBW	4.8E-06	7.9
原子炉停止機能喪失	TC	2.5E-08	<0.1
LOCA時注水機能喪失	AE	1.4E-12	<0.1
	S1E	2.0E-11	<0.1
	S2E	1.6E-13	<0.1
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	ISLOCA	4.8E-10	<0.1
合計		6.1E-05	100.0



3. レベル1PRA

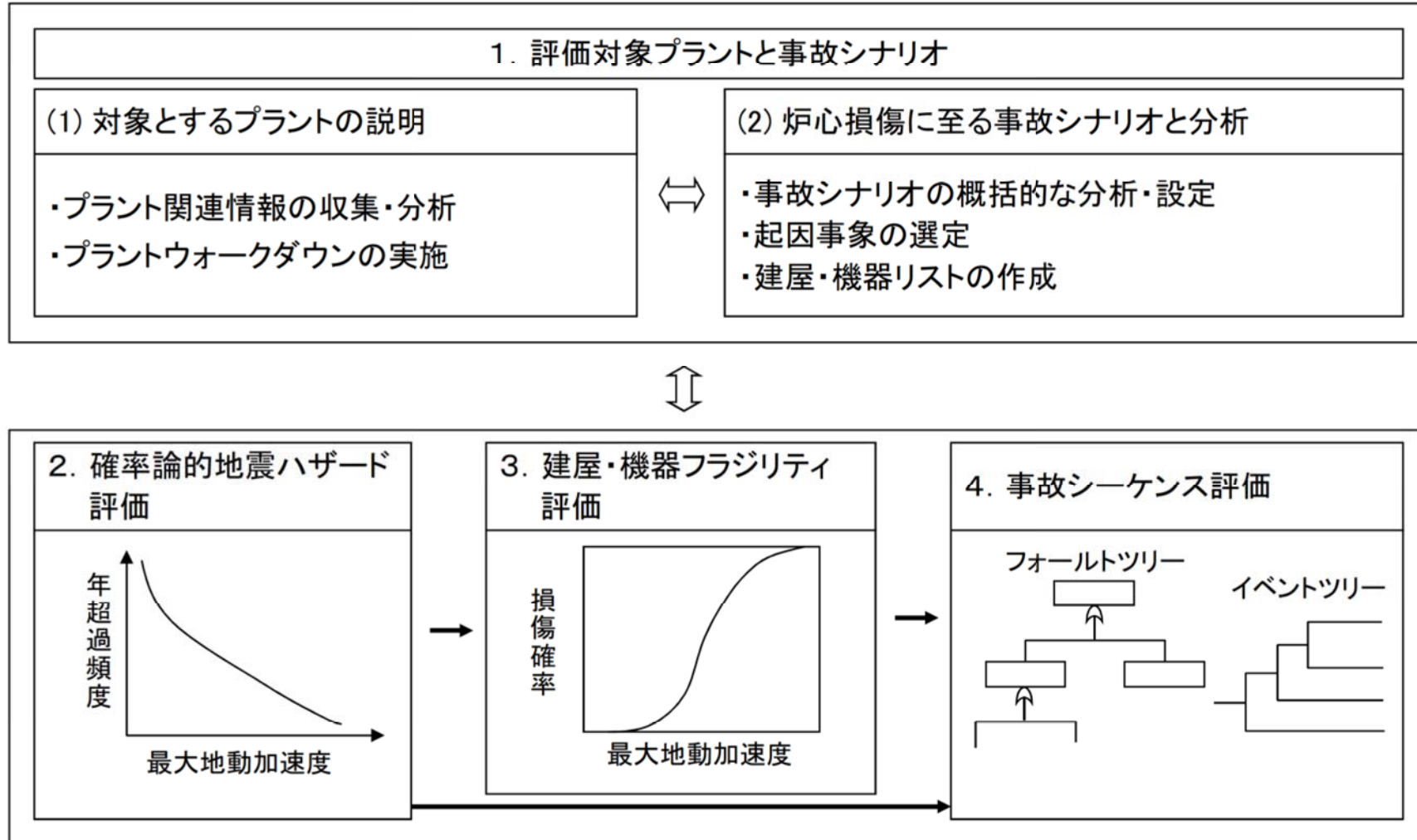
3. 2 地震レベル1PRA

(1) 評価の流れ



■地震レベル1PRAの評価フロー

➤以下に示す評価フローに基づき、地震PRAを実施

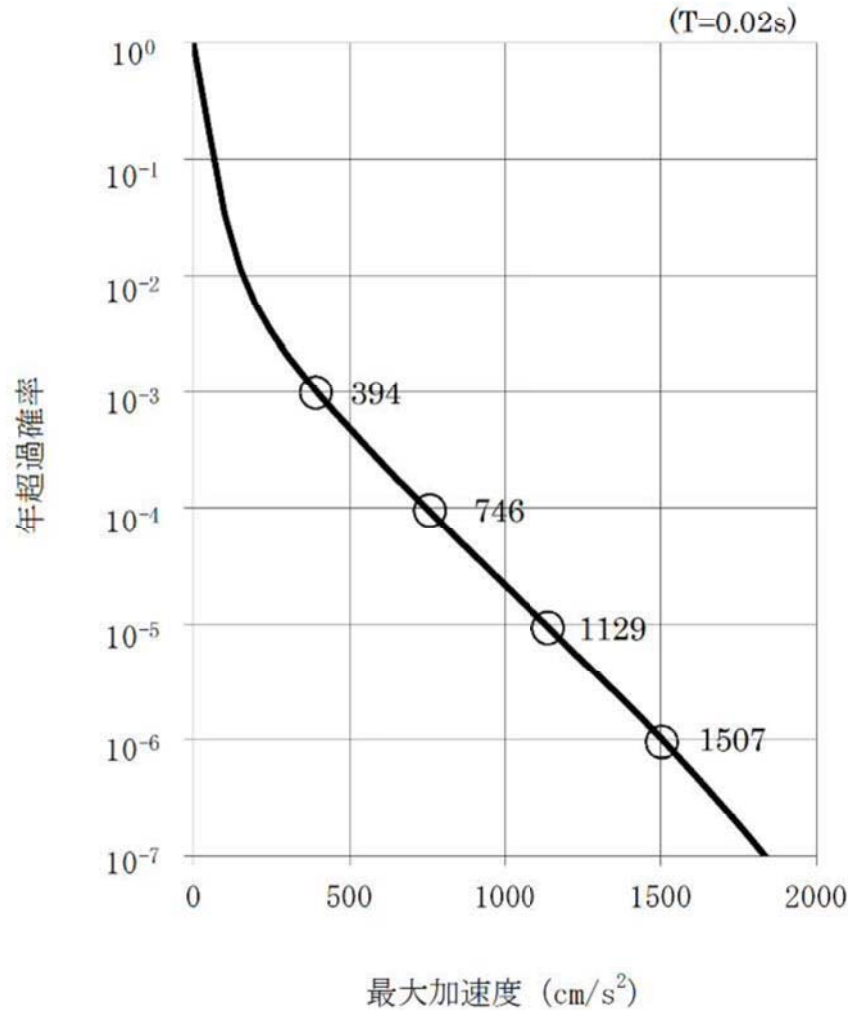


(1) 確率論的地震ハザード評価



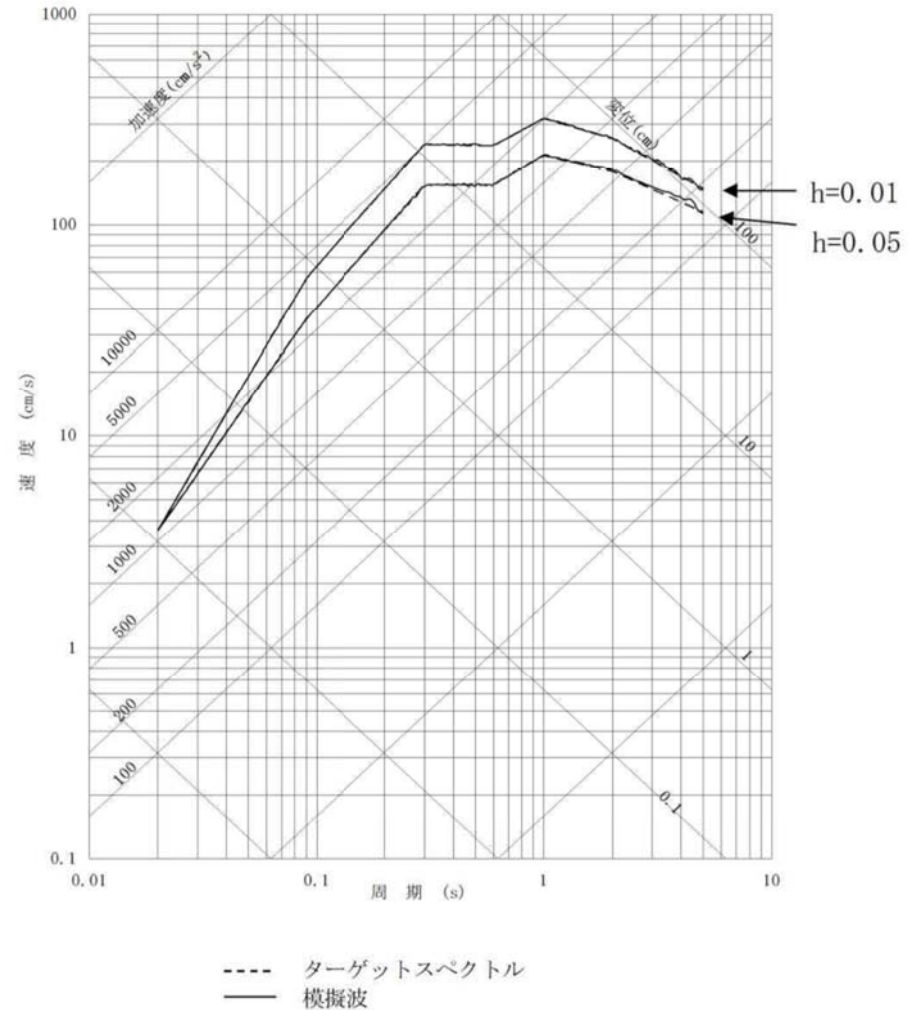
■ 地震ハザード曲線

➢ システム評価に用いた平均地震ハザード曲線(水平方向)



■ 一様ハザードスペクトル

➢ フラジリティ評価に用いた年超過確率10⁻⁵の一様ハザードスペクトル



(2) 建屋・機器フラジリティ評価



■ 機器のフラジリティの例

- 評価対象: 残留熱除去系熱交換器
- 損傷モードと部位: 最も耐震裕度の低いアンカボルトの構造損傷(引張+せん断)
- 評価方法: 耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)

安全係数評価結果

		F _C		F _{RE}				F _{RS}			合計
		F _S	F _μ	F _{SA}	F _D	F _M	F _{MC}	F ₁	F ₂	F ₃	
中央値		1.22	1.00	1.24	1.30	1.00	1.03	1.00	1.00		2.03
不確 実さ	β _R	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.13	0.00	0.20		0.25
	β _U	0.07	0.00	0.07	0.08	0.15	0.00	0.00	0.15		0.25

$$F_C = F_S \cdot F_\mu$$

F_S : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

$$F_{RE} = F_{SA} \cdot F_D \cdot F_M \cdot F_{MC}$$

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_D : 減衰係数

F_M : モデル化係数

F_{MC} : モード合成係数

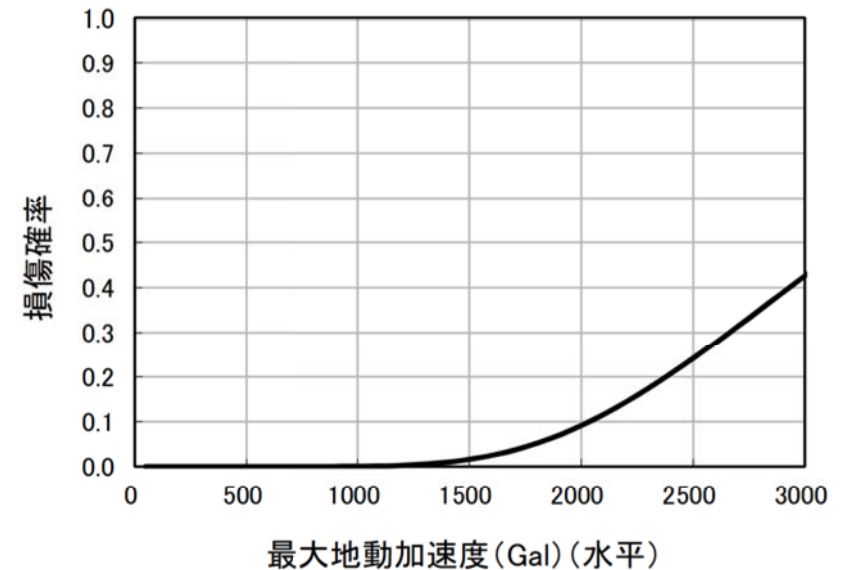
$$F_{RS} = F_1 \cdot F_2 \cdot F_3$$

F₁ : 解放基盤表面の地震動に関する係数

F₂ : 建屋への入力地震動に関する係数

F₃ : 建屋の地震応答に関する係数

- ・ 損傷加速度中央値 A_m : 3.27G
- ・ 偶然的な不確かさ β_R : 0.25
- ・ 認識論的な不確かさ β_U : 0.25
- ・ HCLPF : 1.43G



フラジリティ曲線

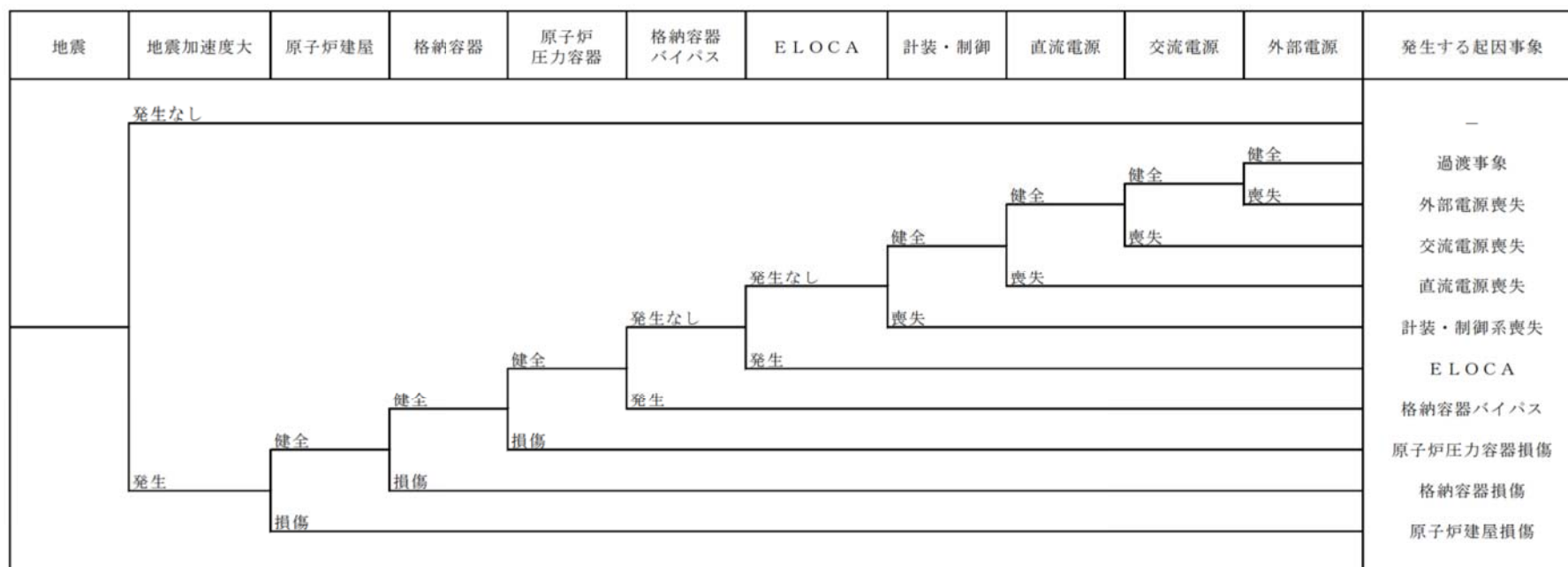
(3) 事故シーケンスの分析(1/2)



■ 事故シーケンス評価

- イベントツリーを用いて炉心損傷に至る事象進展を系統的に整理
- 内部事象PRAで用いているイベントツリーをベースに、地震による施設・設備の損傷に起因して発生する地震時特有の事象進展をイベントツリーに反映

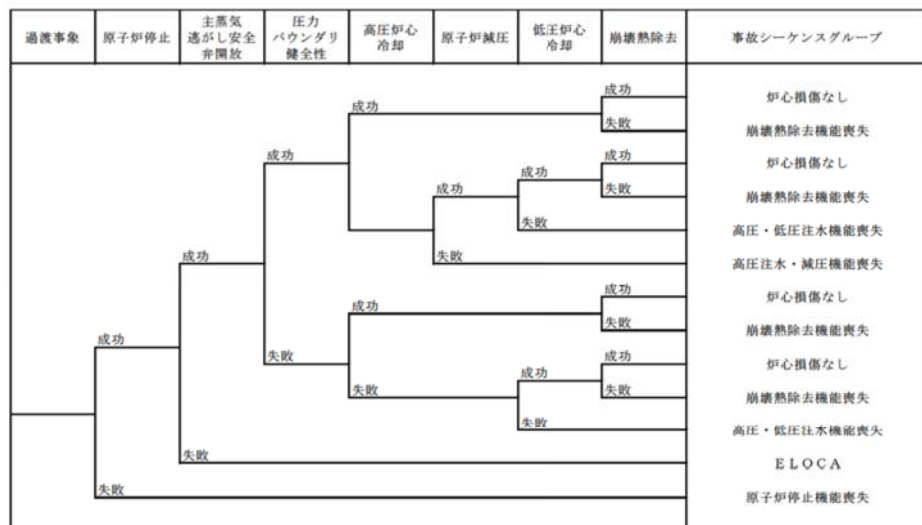
■ 地震PRA階層イベントツリー



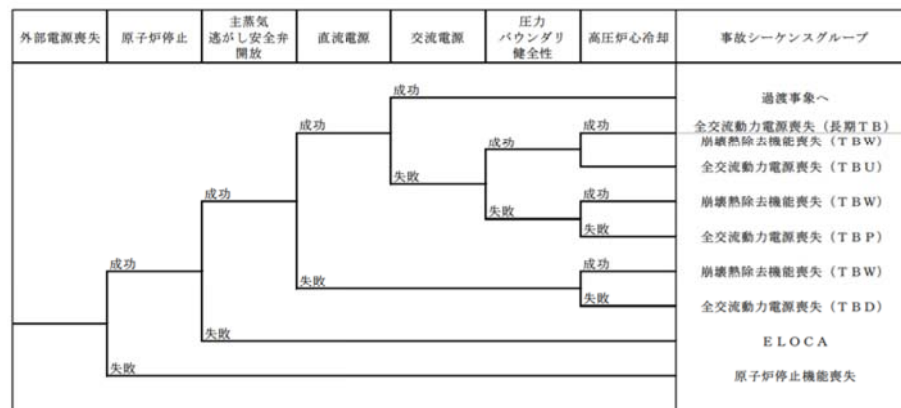
(3) 事故シーケンス評価(2/2)



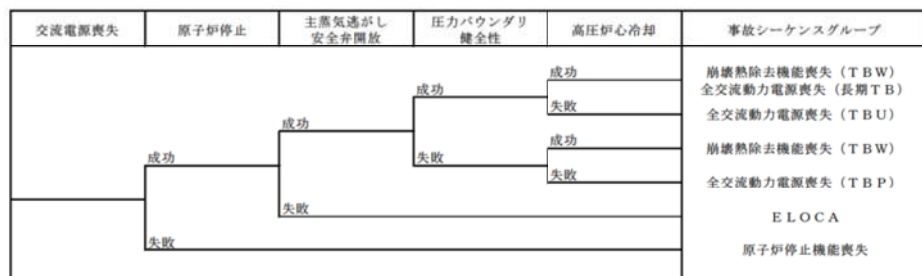
■ 過渡事象イベントツリー



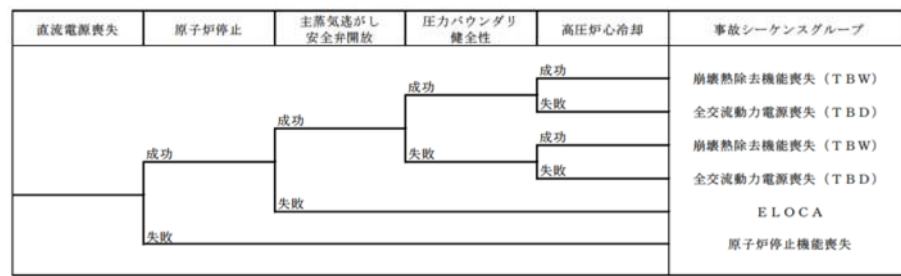
■ 外部電源喪失イベントツリー



■ 交流電源喪失イベントツリー



■ 直流電源喪失イベントツリー



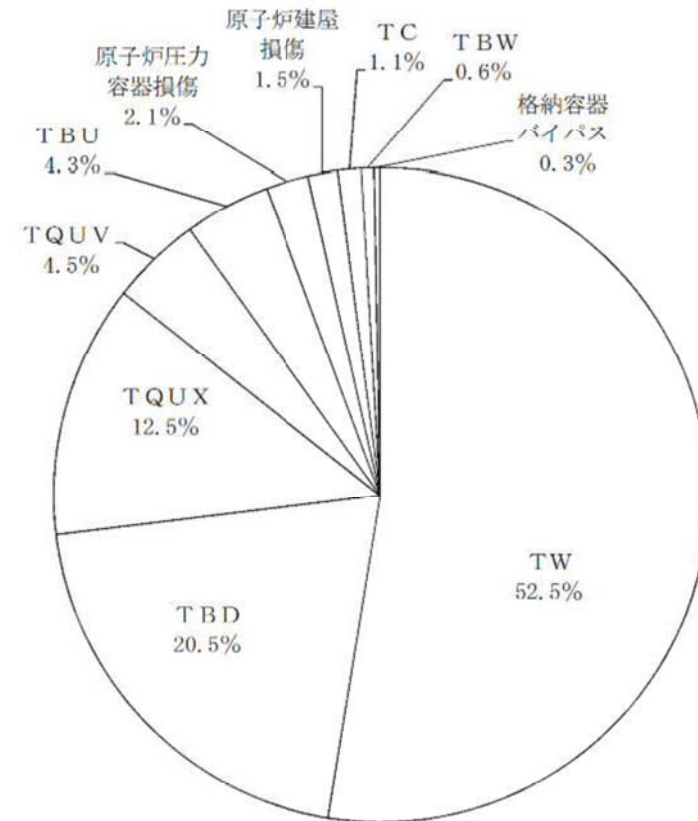
(4) 事故シーケンスの定量化



■ 炉心損傷頻度評価結果(事故シーケンスグループ(事故想定)別)

- 「崩壊熱除去機能喪失(TW)」の炉心損傷頻度が最も高く約53%を占め、次いで「全交流動力電源喪失(TBD)」が約21%を占め支配的
⇒ 重大事故等対策の耐震性確保により、炉心損傷頻度の低減が可能
- 「原子炉建屋損傷」等、直接炉心損傷に至る地震特有の事象の寄与は小さいことを確認

事故シーケンスグループ (事故想定)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合	
高压・低压注水機能喪失	TQUV	4.6E-07	4.5%
高压注水・減圧機能喪失	TQUX	1.3E-06	12.5%
全交流動力電源喪失	長期TB	5.6E-09	<0.1%
	TBU	4.4E-07	4.3%
	TBP	2.4E-09	<0.1%
	TBD	2.1E-06	20.5%
崩壊熱除去機能喪失	TW	5.5E-06	52.5%
	TBW	6.4E-08	0.6%
原子炉停止機能喪失	TC	1.2E-07	1.1%
原子炉建屋損傷		1.5E-07	1.5%
格納容器損傷		4.1E-09	<0.1%
原子炉圧力容器損傷		2.2E-07	2.1%
格納容器バイパス		3.2E-08	0.3%
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)		3.0E-10	<0.1%
計装・制御系喪失		3.7E-10	<0.1%
合計		1.0E-05	100.0%



3. レベル1PRA

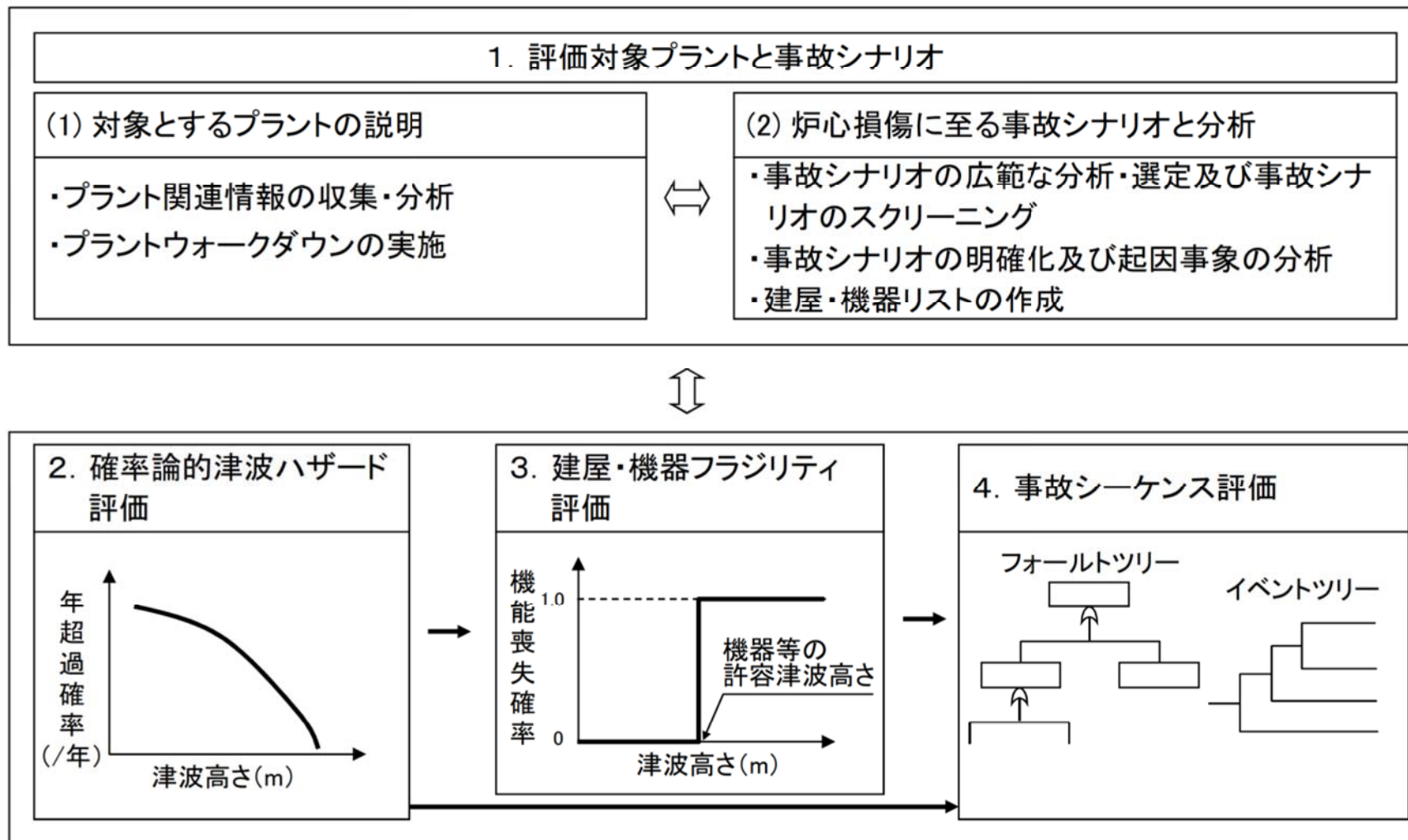
3. 3 津波レベル1PRA

(1) 評価の流れ



■ 津波レベル1PRAの評価フロー

▶ 以下に示す評価フローに基づき、津波PRAを実施

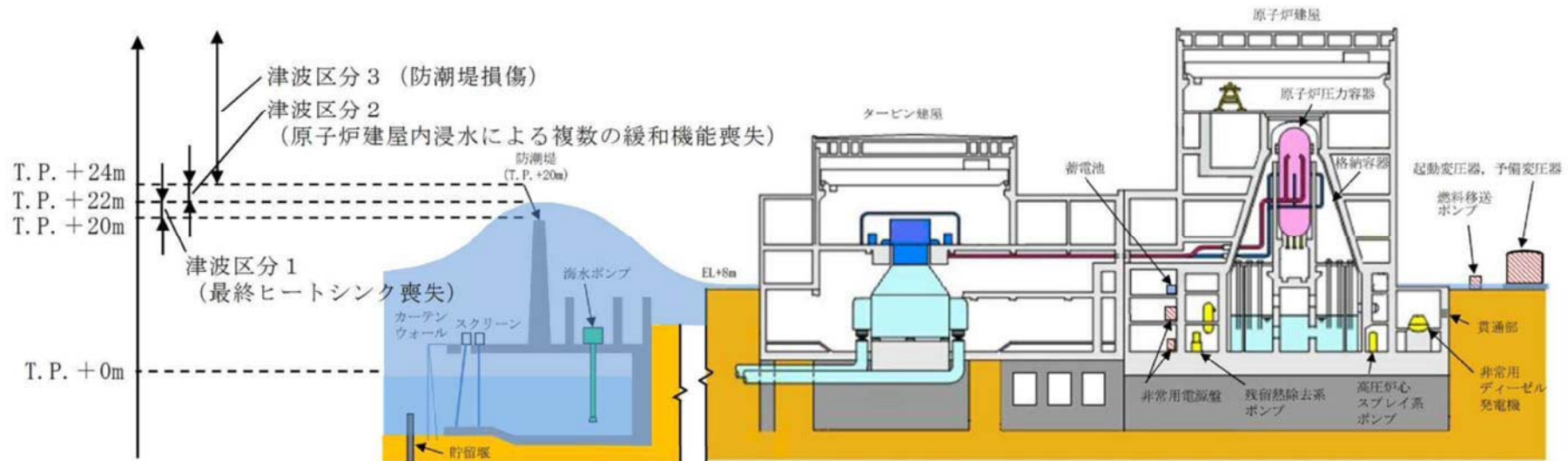


(2) 評価対象プラントと事故シナリオ

■ 津波高さ区分

▶ 津波PRAでは、防潮堤を超える領域における炉心損傷頻度を評価

津波区分	津波高さ	津波による影響を受ける建屋・機器	起因事象
津波区分1	T. P. +20m～T. P. +22m	<ul style="list-style-type: none"> 非常用海水ポンプ機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 最終ヒートシンク喪失
津波区分2	T. P. +22m～T. P. +24m	<ul style="list-style-type: none"> 非常用海水ポンプ機能喪失 起動変圧器, 予備変圧器機能喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失
津波区分3	T. P. +24m～	<ul style="list-style-type: none"> 非常用海水ポンプ機能喪失 起動変圧器, 予備変圧器機能喪失 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 防潮堤損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 防潮堤損傷

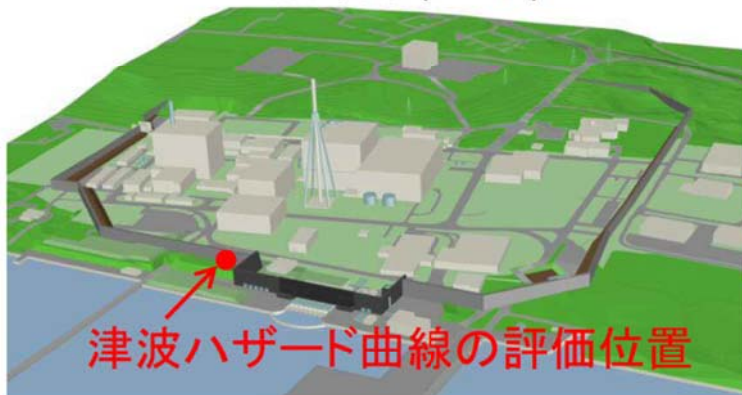
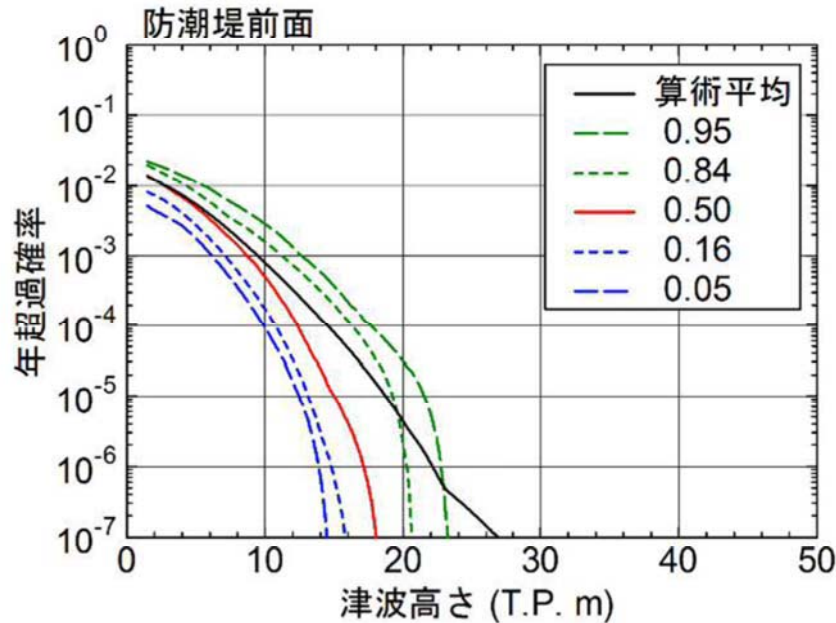


プラントの設備配置の概略図(津波浸水イメージ)

(3) 確率論的津波ハザード評価

■ 津波ハザード曲線

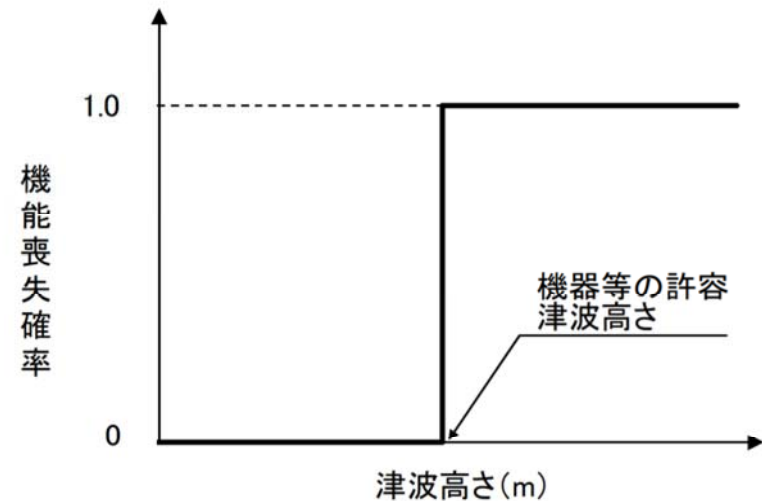
- システム評価に用いた平均津波ハザード曲線(防潮堤位置)



(4) 建屋・機器フラジリティ評価

■ 建屋・機器のフラジリティ

- 津波が評価対象設備の損傷高さ又設置高さに達した時点で、当該設備が確率1.0で損傷すると仮定し、フラジリティ曲線はステップ状と設定



- 非常用海水ポンプは、津波が防潮堤高さ (T.P.+20m)を超えた時点で機能喪失
- 原子炉建屋内機器は、津波がT.P.+22mを超えた時点で建屋内浸水が生じ、機能喪失

(5) 事故シーケンスの分析



■ 事故シーケンス評価

- ▶ 階層イベントツリーの各ヘディング及び分岐構造に関する考え方は以下のとおり
- ▶ 原子炉建屋内浸水
 - 防潮堤を越流した津波による原子炉建屋への浸水の有無を分岐として設定
 - 津波が原子炉建屋1階床面に到達した時点で建屋内への浸水が発生し、建屋内の全緩和機能が機能喪失すると仮定しているため、原子炉建屋内浸水後のヘディングの分岐は設けず、直接炉心損傷に至るものと設定
- ▶ 最終ヒートシンク喪失
 - 防潮堤を越流した津波による非常用海水ポンプの機能喪失の有無を分岐として設定

■ 階層イベントツリー

津波 (津波高さ)	防潮堤損傷 (T.P. +24m~)	原子炉建屋内浸水 (T.P. +22m~24m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P. +20m~22m)	発生する起因事象
	発生なし	発生なし	発生なし	最終ヒートシンク喪失 (T.P. +20m~22m) 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失 [※] (T.P. +22m~24m) 防潮堤損傷 [※] (T.P. +24m~)
	発生	発生	発生	
	発生	発生	発生	
	発生	発生	発生	

※ 炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

■ 最終ヒートシンク喪失のイベントツリー

最終ヒートシンク喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス
	成功	成功	最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)
	成功	失敗	最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗
	失敗		最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗

(6) 事故シーケンスの定量化

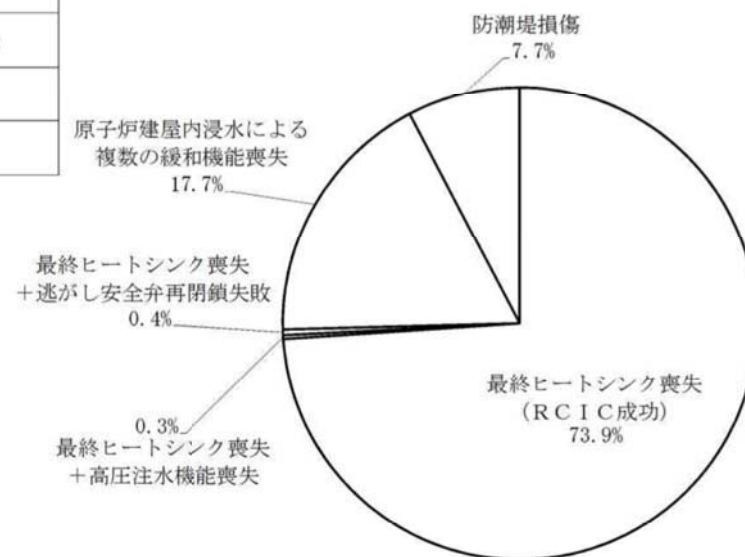


■ 炉心損傷頻度評価結果(事故シーケンスグループ(事故想定)別)

- ▶ 「外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失(RCIC成功)」の寄与割合が約74%と最も大きく、次いで「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」の寄与割合が約18%と大きい

⇒ 炉心損傷防止に必要な重大事故等対処設備等を津波から防護することにより、炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンス	津波区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失 (RCIC成功)	津波区分1	3.2E-06	73.9%
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失+高圧注水機能喪失	津波区分1	1.1E-08	0.3%
外部電源喪失+最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再開鎖失敗	津波区分1	1.7E-08	0.4%
原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	津波区分2	7.6E-07	17.7%
防潮堤損傷	津波区分3	3.3E-07	7.7%
全炉心損傷頻度		4.3E-06	100%



3. レベル1PRA

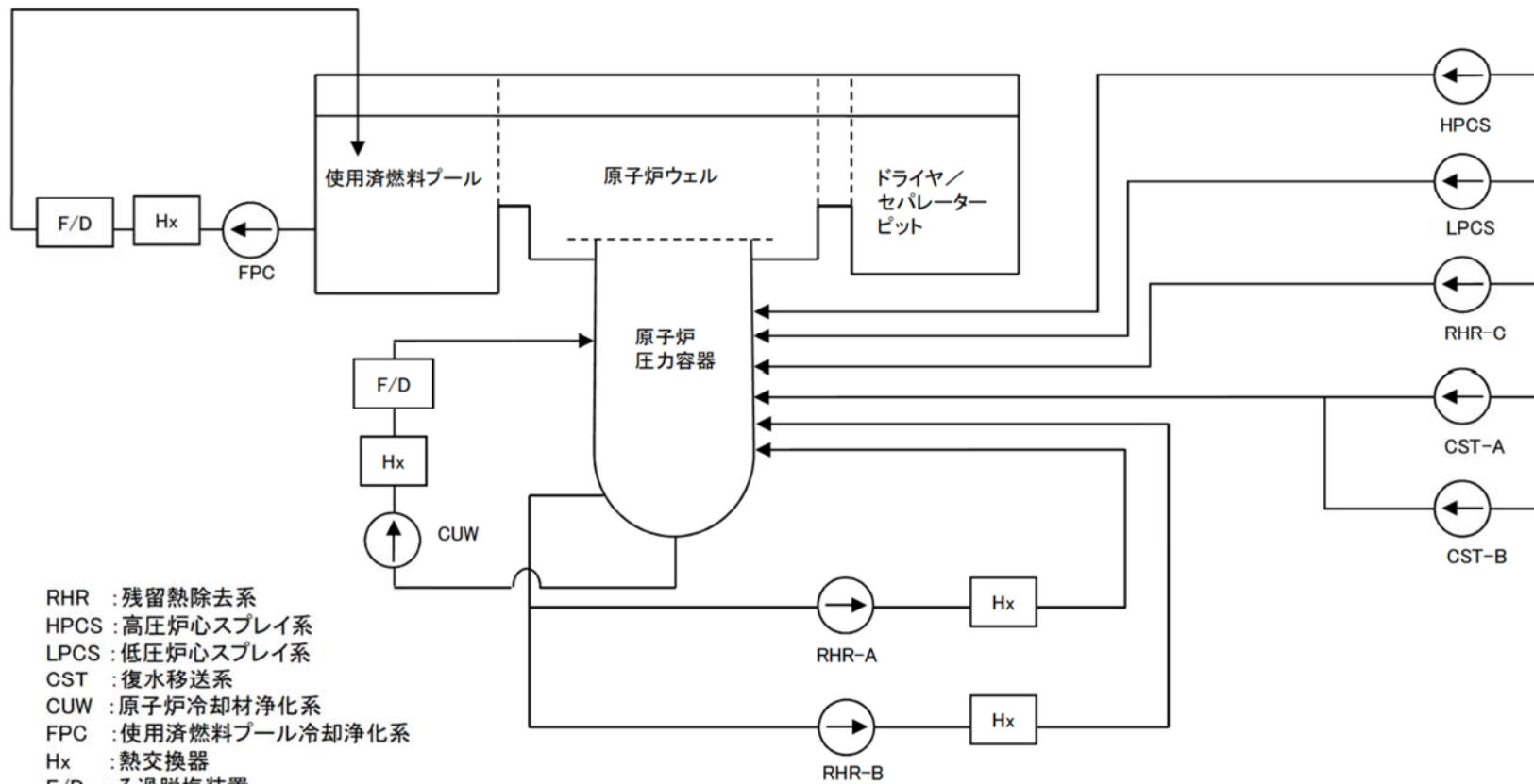
3. 4 内部事象停止時レベル1PRA

(1)プラントの構成・特性(1/2)



■東海第二発電所における主要設備

➤プラント停止中は、残留熱除去系により原子炉の除熱を行う



- RHR : 残留熱除去系
- HPCS : 高圧炉心スプレイ系
- LPCS : 低圧炉心スプレイ系
- CST : 復水移送系
- CUW : 原子炉冷却材浄化系
- FPC : 使用済燃料プール冷却浄化系
- Hx : 熱交換器
- F/D : ろ過脱塩装置

注: 本PRAでは、FPC及びCUWによる除熱には期待していない。

(1)プラントの構成・特性(2/2)



■内部事象停止時レベル1PRAの考慮する代表的設備

機能及び系統名※	系統の説明
炉心冷却機能	
残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却系)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)はRHRの機能の1つであり、電動駆動のポンプを手動起動し、原子炉冷却材中の保有熱を除去して原子炉の除熱を行う。
高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し、高圧～低圧状態の炉心に注水する。
低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
低圧注水系(LPCI) (残留熱除去系(RHR))	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
復水移送系(CST)	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心に注水する。
安全機能のサポート機能	
残留熱除去系海水系(RHRS) 非常用ディーゼル発電機海水系(DGSW) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系 (HPCS-DGSW)	直接海水を供給することで、各々の補機を冷却する。 RHRS:LPCS, RHR DGSW:DG-2C/2D HPCS-DGSW:HPCS, HPCS-DG
非常用ディーゼル発電機(DG) HPCSディーゼル発電機(HPCS-DG)	外部電源の喪失を受けて自動起動し、非常用機器に給電する。
直流電源(DC)	DGの起動等に用いる。

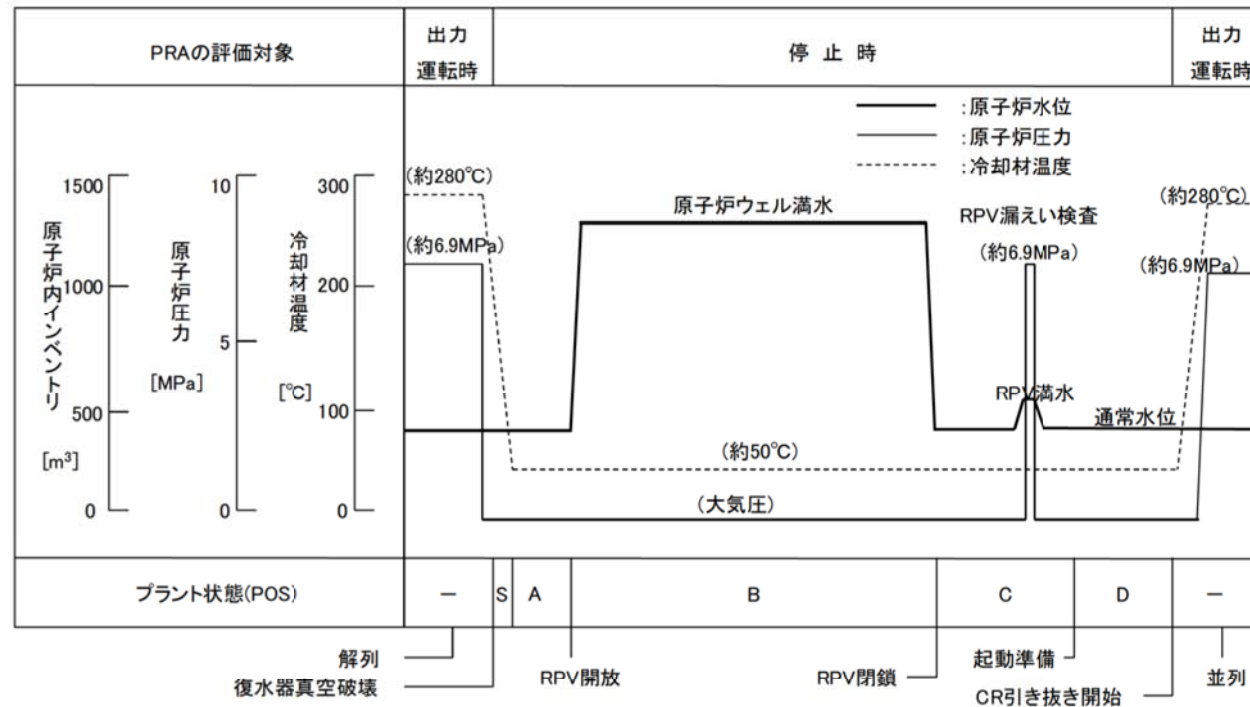
※:外部電源が喪失した場合の復旧及び故障した機器の復旧は考慮していない

(2) 停止中のプラント状態の分類(1/2)



■プラント状態(POS)の推移

➤RPV/PCVの状態, 原子炉水位, 及び緩和設備の待機状態を考慮し, POSを分類



POS	
事象区分S	原子炉冷温停止への移行状態
事象区分A	RPV/PCV開放への移行状態
事象区分B	原子炉ウェル満水状態
事象区分C	RPV/PCV閉鎖への移行状態
事象区分D	起動準備状態

(2) 停止中のプラント状態の分類(2/2)



■ 評価対象工程の選定及びプラント状態(POS)の分類

- 過去の定期検査のうち、特殊工程を含まない標準的な工程である第19回定期検査工程を選定
- POS-B, Cは使用可能な緩和設備の状態を考慮し、細分化

POS		S	A	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C2	D	
日数		1	2	5	3	14	8	12	13	8	9	7	
代表水位		通常水位			原子炉ウエル満水						通常水位		
CRD点検													
LPRM点検													
除熱系	RHR-A	■		■			■		■		■		■
	RHR-B	■		■	■			■		■		■	
注水系	CST-A	■		■			■		■		■		■
	CST-B	■		■			■		■		■		■
	HPCS	■		■			■		■		■		■
	LPCS	■		■			■		■		■		■
	LPCI-A	■		■			■		■		■		■
	LPCI-B	■		■	■			■		■		■	
	LPCI-C	■		■			■		■		■		■
補機冷却系	RHRS-A	■		■			■		■		■		■
	RHRS-B	■		■	■			■		■		■	
電源系	DG-2C	■		■			■		■		■		■
	DG-2D	■		■	■			■		■		■	
	HPCS-DG	■		■			■		■		■		■

POS	期間(日)
S	1
A	2
B	55
C	17
D	7

CRD : 制御棒駆動系
 CUW : 原子炉冷却材浄化系
 RHR : 残留熱除去系
 CST : 復水移送系
 HPCS : 高圧炉心スプレイ系
 LPCS : 低圧炉心スプレイ系
 LPCI : 低圧注水系
 RHRS : 残留熱除去系海水系
 DG : ディーゼル発電機
 LPRM : 局部出力領域モニタ

※1 : RHR蒸気凝縮配管撤去のため、RHR-B待機除外
 ※2 : RHR-A系統圧力上昇による点検のため、RHR-A待機除外
 ※3 : HPCS-DGの潤滑油プライミングポンプの点検のため、HPCS-DG待機除外

■ : 運転 ■ : 待機 ■ : 待機除外

(3) 起因事象の選定



■起因事象の選定結果及び発生頻度

➤国内BWRプラントの実績データ又は人間信頼性解析により起因事象発生頻度を算出

起因事象	発生頻度		評価方法
崩壊熱除去機能喪失			<ul style="list-style-type: none"> ・国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・RHR S喪失は発生実績がないため0.5回の発生を仮定 ・POSごとの起因事象発生頻度は1日当たりの発生頻度にPOS日数を乗じて算出
RHR喪失	5.6E-05	(/日)	
RHR S喪失	7.1E-06	(/日)	
外部電源喪失			<ul style="list-style-type: none"> ・国内BWR実績データ（平成21年3月末時点） ・POSごとの起因事象発生頻度は1日当たりの発生頻度にPOS日数を乗じて算出
外部電源喪失	2.6E-05	(/日)	
原子炉冷却材の流出			<ul style="list-style-type: none"> ・人間信頼性解析により算出 ・POSごとの起因事象発生頻度は1回（本）当たりの発生頻度にPOSの期間中の操作回数（点検本数）を乗じて算出
RHR切替時のLOCA	2.3E-04	(/回)	
CUWブロー時のLOCA	9.7E-05	(/回)	
CRD点検時のLOCA	1.1E-06	(/本)	
LPRM点検時のLOCA	5.4E-07	(/本)	

(4) 事故シーケンスの分析(1/2)



■ イベントツリー

➤ 各起因事象に対して、緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開

＜残留熱除去系の故障に対するイベントツリー＞

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし
	失敗	崩壊熱除去機能喪失

＜外部電源喪失に対するイベントツリー＞

外部電源喪失	直流電源 [※]	交流電源 [※]	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	成功	成功	燃料損傷なし
			失敗	崩壊熱除去機能喪失
		失敗	成功	燃料損傷なし
			失敗	全交流動力電源喪失
	失敗		成功	燃料損傷なし
			失敗	全交流動力電源喪失

※ 交流電源及び直流電源は区分Ⅰ、Ⅱ電源のことを意味し、区分Ⅲ電源は含めない

＜原子炉冷却材の流出に対するイベントツリー＞

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし
	失敗	原子炉冷却材の流出

(4) 事故シーケンスの分析(2/2)



■ 事故シーケンスの分類

- 炉心損傷に至る事故シーケンスの最終状態を起因事象や緩和設備の作動状況から、下表の事故シーケンスグループ(事故想定)へ類型化

事故シーケンスグループ (事故想定)	事故シーケンスの特徴
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障後、崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗し炉心損傷
	外部電源喪失後、非常用DGによる交流電源の確保に成功したが、崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗し炉心損傷
全交流動力電源喪失	外部電源喪失後、非常用DGによる交流電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去及び炉心冷却にも失敗し炉心損傷
	外部電源喪失後、直流電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去・炉心冷却にも失敗し炉心損傷
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し炉心損傷

(5) 事故シーケンスの定量化(1/2)

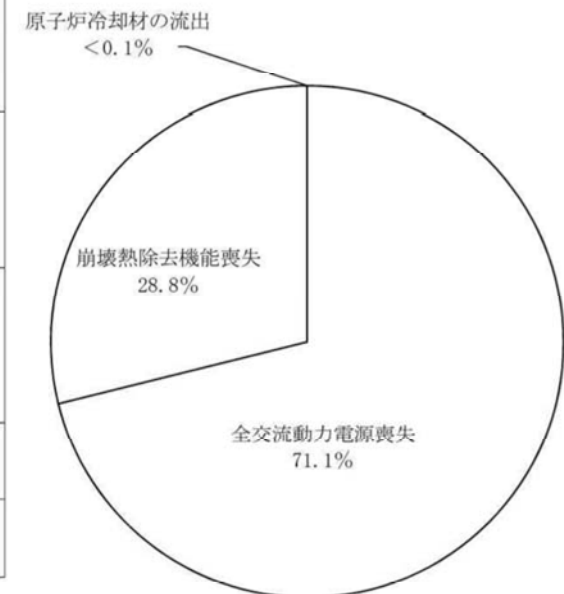


■ 事故シーケンスグループ(事故想定)別の炉心損傷頻度

➤ 「全交流動力電源喪失」の寄与割合が約71%を占め、次いで「崩壊熱除去機能喪失」の寄与割合が約29%を占め支配的

⇒ 重大事故等対処設備(代替交流電源設備, 低圧代替注水系(常設)等)により, 炉心損傷頻度の低減が可能

事故シーケンスグループ (事故想定)	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/施設定期検査)	寄与割合 (%)	事故シーケンス グループ別 炉心損傷頻度 (/施設定期検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.1E-06	22.6	1.4E-06	28.8
	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.1E-07	6.3		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.5E-06	71.1	3.5E-06	71.1
	外部電源喪失+直流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.3E-10	<0.1		
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.9E-10	<0.1	1.9E-10	<0.1
合計		5.0E-06	—	5.0E-06	—



(5) 事故シーケンスの定量化(2/2)



■プラント状態(POS)別の炉心損傷頻度

➤原子炉ウェルが満水となり、点検等で待機除外となる系統が多いPOS-B1, B2, B3の3つのPOSで約99%と支配的※

⇒点検による緩和設備の待機除外を分散させること等により、当該期間の炉心損傷頻度を低減可能

※ POS-Bはウェル満水状態のため、異常事象発生時の炉心損傷までの余裕時間が長いですが、本評価では故障機器の復旧に期待していない、保守的な評価としている

POS		炉心損傷頻度 (/定期検査) (点推定値)	寄与割合
S	原子炉冷温停止への移行状態	3.7E-10	<0.1%
A	RPV/PCV開放への移行状態	7.3E-10	<0.1%
B1	原子炉ウェル満水状態1	1.0E-06	21.1%
B2	原子炉ウェル満水状態2	9.4E-07	18.9%
B3	原子炉ウェル満水状態3	2.9E-06	58.8%
B4	原子炉ウェル満水状態4	3.0E-09	<0.1%
B5	原子炉ウェル満水状態5	5.1E-09	0.1%
B6	原子炉ウェル満水状態6	4.7E-09	<0.1%
C1	RPV/PCV閉鎖への移行状態1	3.0E-09	<0.1%
C2	RPV/PCV閉鎖への移行状態2	3.8E-08	0.8%
D	起動準備状態	2.6E-09	<0.1%
合計		5.0E-06	100%

