

ソースターム評価の発電所運用への活用事例 ～ 安全性向上評価 ～



2020年1月14日
四国電力株式会社
中川 俊一

1. 安全性向上評価
2. 新規制基準への適合性に係る安全対策
3. PRAに反映した安全対策
4. 内部事象PRA
5. ソースターム評価
6. 敷地境界における被ばく評価
7. まとめ

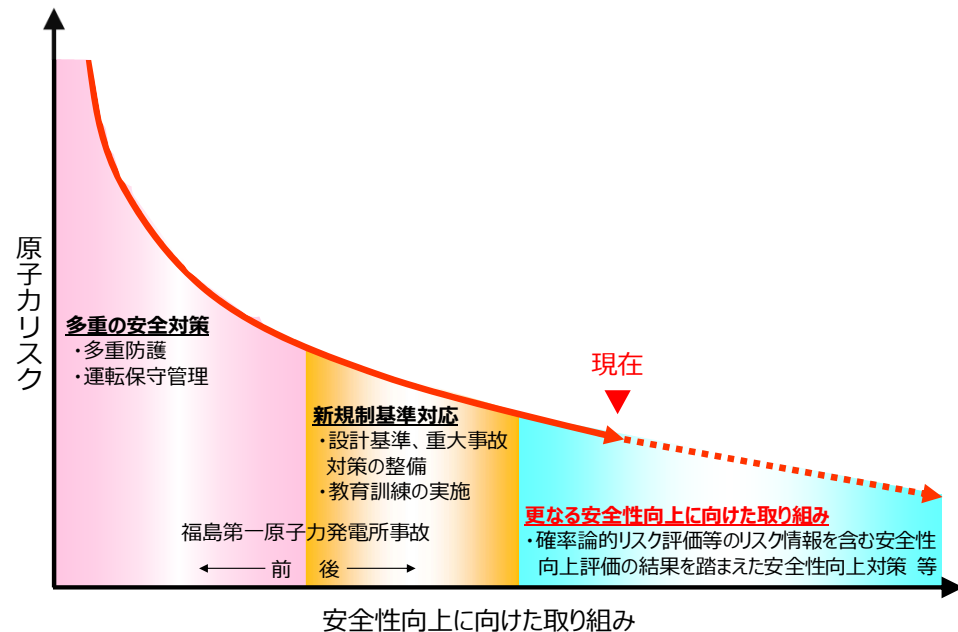
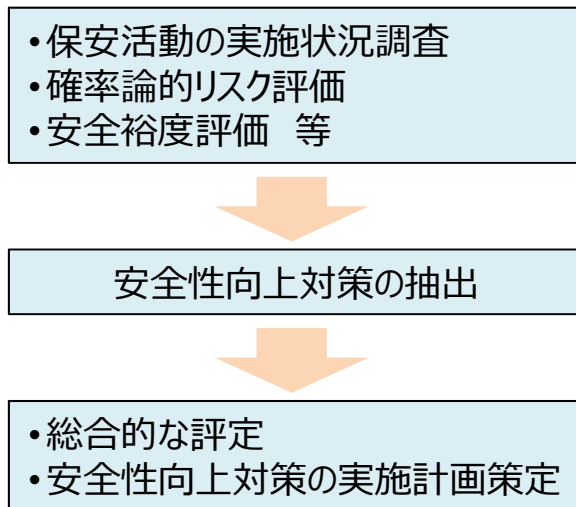
1. 安全性向上評価

- 2019年5月24日、初回の安全性向上評価を届出。
- 伊方発電所の更なる安全性向上を図るため、原子力の有するリスクを常に認識し、新しい知見の把握に努め、必要な安全対策に積極的に取り組む。
- 発電所の保安活動に係るリスクの把握に努め、

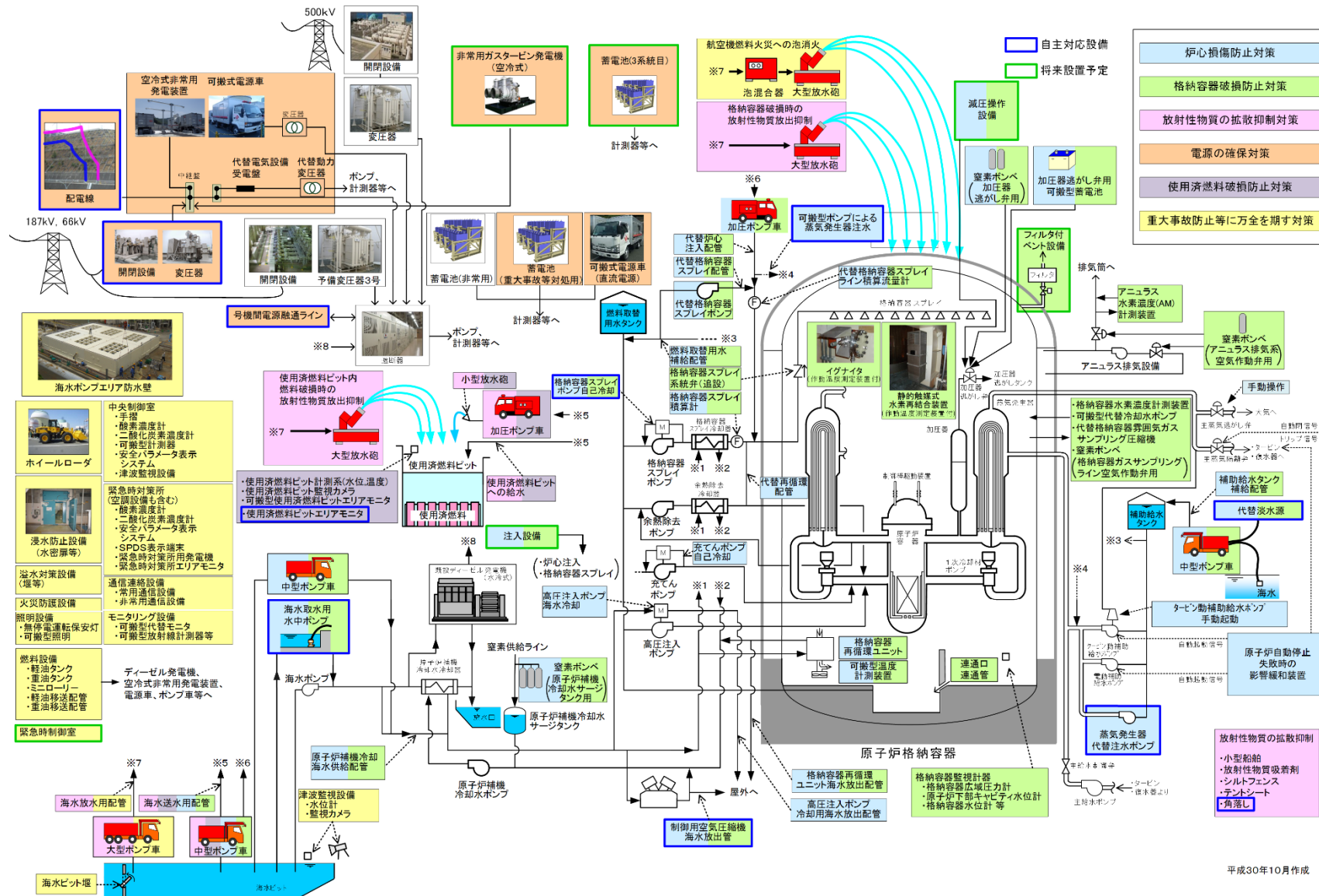
✓ 確率論的リスク評価

✓ 安全裕度評価

の結果等を活用し、継続的なリスク低減や裕度向上のための改善活動を合理的かつ効果的に検討・実施する。



2. 新規制基準への適合性に係る安全対策



3. PRAに反映した安全対策

➤ 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価として考慮した重大事故等対策

事故シーケンスグループ	炉心損傷防止対策
2次系からの除熱機能喪失	フィードアンドブリード
全交流動力電源喪失	2次系強制冷却 + 空冷式非常用発電装置 + 炉心注水（充てんポンプ（自己冷却式）活用）
原子炉補機冷却機能喪失	2次系強制冷却 + 炉心注水（充てんポンプ（自己冷却式）活用）
原子炉格納容器の除熱機能喪失	格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）
ECCS注入機能喪失	2次系強制冷却 + 低圧注入
ECCS再循環機能喪失	代替再循環（格納容器スプレイポンプ活用）又は代替再循環（再循環隔離バイパス弁 + 低圧再循環） + 格納容器内自然対流冷却
格納容器バイパス	クールダウンアンドリサーキュレーション

格納容器破損モード	格納容器破損防止対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）
水素燃焼	静的触媒式水素再結合装置
溶融炉心・コンクリート相互作用	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水及び格納容器内自然対流冷却（海水通水）

➤ その他の重大事故等対処設備、多様性拡張設備

重大事故等対処設備又は多様性拡張設備等の対策

- 代替給水（主給水回復）
- タービンバイパス系の活用（主蒸気ダンプ弁による蒸気放出）
- 電源系の復旧（外部電源の復旧）
- 代替制御用空気供給（所内用空気系）
- 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
- 代替補機冷却（海水取水用水中ポンプ）
- 加圧器逃がし弁（制御用空気系使用）による1次系強制減圧
- 格納容器スプレイポンプ（中央制御室における手動起動）による格納容器スプレイ（原子炉下部キャビティ水張り）
- 格納容器再循環ユニット（A及びB）への原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却※
- 格納容器隔離弁の手動閉止

※ 格納容器機能喪失防止対策

4. 内部事象PRA

➤ 安全性向上評価のリスク指標

✓ 炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度

➤ 事故シーケンスグループ別、
プラント損傷状態別 炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.7E-07 (20.4%)
全交流動力電源喪失	2.0E-07 (11.2%)
原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-07 (38.3%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-08 (0.6%)
原子炉停止機能喪失	3.9E-09 (0.2%)
ECCS注入機能喪失	1.5E-07 (8.1%)
ECCS再循環機能喪失	3.5E-07 (19.5%)
格納容器バイパス	2.9E-08 (1.6%)
合計	1.8E-06

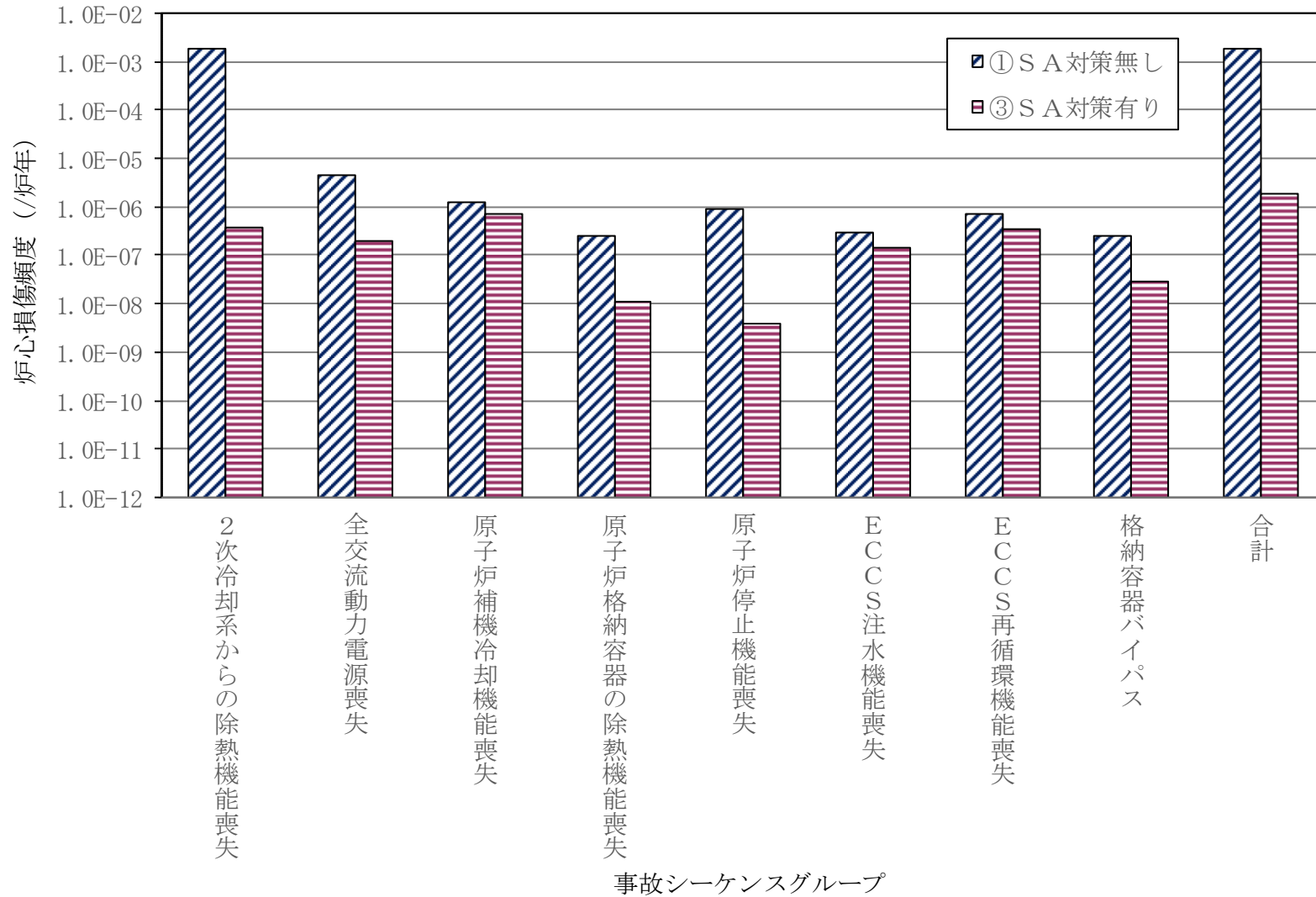
※ 括弧内は、全CDFに対する割合を示す。

ε : カットオフより小さい値

PDS	CDF (/炉年)
AED	4.7E-09 (0.3%)
AEW	8.7E-08 (4.7%)
AEI	1.3E-07 (6.7%)
ALC	3.0E-09 (0.2%)
SED	2.2E-07 (11.9%)
SEW	ε (<0.1%)
SEI	2.3E-08 (1.2%)
SLW	6.5E-07 (35.2%)
SLI	4.5E-08 (2.4%)
SLC	7.2E-08 (3.9%)
TED	2.5E-07 (13.5%)
TEW	2.2E-09 (0.1%)
TEI	3.4E-07 (18.1%)
V	5.3E-09 (0.3%)
G	2.7E-08 (1.5%)
合計	1.8E-06

4. 内部事象PRA

➤ 重大事故等対策を無効とした感度解析



4. 内部事象PRA

▶ プラント損傷状態別、格納容器機能喪失モード別 格納容器機能喪失頻度

PDS	CFF (/炉年)	格納容器機能喪失モード	CFF (/炉年)
AED	4.6E-09 (0.8%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	4.4E-11 (<0.1%)
AEW	3.5E-09 (0.6%)	β (格納容器隔離失敗)	4.3E-08 (7.6%)
AEI	6.9E-09 (1.2%)	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	ε (<0.1%)
ALC	3.0E-09 (0.5%)	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	ε (<0.1%)
SED	7.7E-08 (13.3%)	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	1.5E-10 (<0.1%)
SEW	ε (<0.1%)	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-07 (72.1%)
SEI	1.3E-08 (2.3%)	ε (ベースマツト溶融貫通)	7.4E-09 (1.3%)
SLW	1.6E-07 (26.9%)	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	7.5E-08 (13.1%)
SLI	1.8E-09 (0.3%)	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10 (0.1%)
SLC	7.2E-08 (12.5%)	σ (格納容器雰囲気直接過熱)	N/A (0.0%)
TED	1.7E-07 (29.3%)	ν (インターフェイスシステムLOCA)	5.3E-09 (0.9%)
TEW	1.3E-09 (0.2%)	g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.8E-08 (4.8%)
TEI	3.7E-08 (6.4%)	τ (格納容器過温破損)	2.2E-10 (<0.1%)
V	5.3E-09 (0.9%)	μ (格納容器直接接触)	ε (<0.1%)
G	2.7E-08 (4.7%)	合 計	5.7E-07
合 計	5.7E-07		

※ 括弧内は全CFFに対する割合
 ε : カットオフより小さい値
 N/A : 発生せず

4. 内部事象PRA

➤ 放出カテゴリ別 発生頻度

✓ 格納容器イベントツリーで同定された事故シーケンスを放出カテゴリ毎に分類

格納容器の状態		分類	大規模放出開始の タイミング	放出 カテゴリ	格納容器 機能喪失モード	発生頻度 (/炉年)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	炉心損傷時 又は炉心損傷後	F1	$g、\nu$	3.3E-8
	格納容器 破損	エナジエティック	炉心損傷後	F3A	$\alpha、\gamma、\gamma'、\gamma''、$ $\sigma、\mu、\eta$	1.1E-9
		先行破損	炉心損傷時	F3B	θ	7.5E-8
		その他	炉心損傷後	F3C	$\varepsilon、\tau、\delta$	4.2E-7
	隔離失敗	—	炉心損傷時	F5	β	4.4E-8
健全（設計漏えい）		—	（大規模放出なし）	F6	ϕ	1.2E-6
合 計						1.8E-6

➤ 安全性向上評価のリスク指標

✓ 事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度

➤ 放出カテゴリのソースターム評価

- ✓ 放出カテゴリ毎に解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定
- ✓ 格納容器機能喪失の放出カテゴリ …… 定性的な評価
- ✓ 格納容器健全の放出カテゴリ …… 定量的な評価

➤ 格納容器健全の放出量評価

- ✓ ORIGENによる炉心内蓄積量
 - 評価対象燃料に最も近いライブラリ
 - 燃料設計に関する条件は最適値
 - 運用に関する条件は保守的な値
- ✓ MAAPによる燃料及び熔融炉心からの放射性物質の放出、原子炉冷却系内の挙動、原子炉格納容器内の挙動を考慮した解析

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)
Xe類	1.2E+19
I類	2.3E+19
Cs類	9.9E+17
Te類	6.8E+18
Sr類	8.8E+18
Ru類	2.1E+19
La類	4.4E+19
Ce類	6.3E+19
Ba類	9.5E+18
合計	1.9E+20

➤ 格納容器健全の放出量評価（続き）

✓ **大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能、格納容器スプレイ注入機能が喪失**（環境に放出される放射エネルギーが多くなる事故シーケンス）

✓ 原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合にアニュラス空気再循環設備の効果を考慮し、環境への放射性物質の放出量を算出

- 炉心出力等、事象進展を厳しくする方向となる保守的な解析条件を設定
- 機器寸法等、解析に有意な影響を与えないパラメータは最確値
- 物理化学パラメータはMAAPマニュアルの推奨値

✓ 被ばく評価で使用するため、「12核種グループ（MAAP）」から「9核種グループ（MACCS2）」に再分類

核種グループ		事故発生から7日間の放出放射エネルギー (Bq)
Xe類		4.5E+16
I類		2.5E+14
Cs類	Rb-86	8.5E+10
	Cs-134	5.2E+12
	Cs-136	1.8E+12
	Cs-137	3.4E+12
Te類		4.7E+13
Sr類		2.2E+12
Ru類		1.4E+13
La類		1.8E+11
Ce類		1.9E+12
Ba類		4.1E+12
合計		4.5E+16

➤ 放出カテゴリ別 Cs-137放出量

✓ 事故時の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度 $5.7E-7$ /炉年

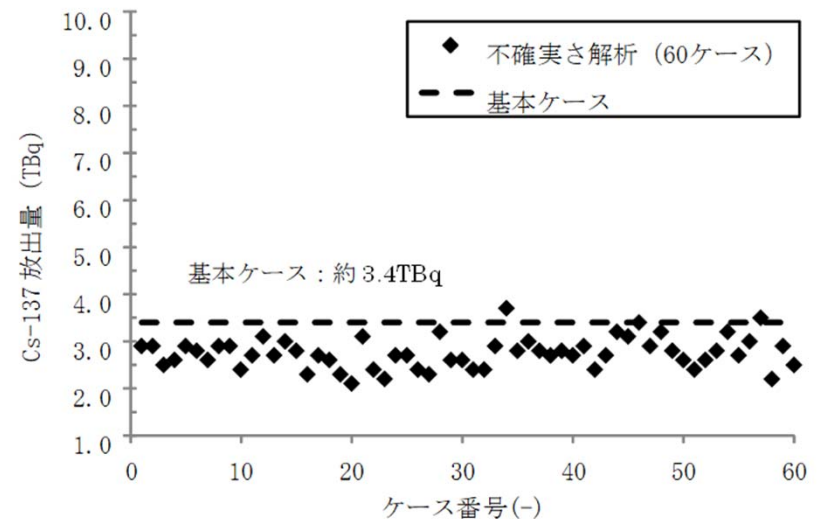
格納容器の状態		分類	放出カテゴリ	発生頻度 (/炉年)		Cs-137放出量 (TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器バイパス	—	F1	3.3E-08	5.7E-7	>100
	格納容器破損	エネジエティック	F3A	1.1E-09		>100
		先行破損	F3B	7.5E-08		>100
		その他	F3C	4.2E-07		>100
	隔離失敗	—	F5	4.4E-08		>100
健全 (設計漏えい)		—	F6	1.2E-6		3.4

(参考) 地震PRAに基づく評価

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ	発生頻度 (/炉年)		Cs-137放出量 (TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器バイパス	内的	F1	5.1E-10	1.0E-6	>100
		外的	F2	7.9E-09		>100
	格納容器破損	エネジエティック	F3A	1.4E-10		>100
		先行破損	F3B	7.7E-09		>100
		その他	F3C	9.3E-07		>100
		外的	F4	8.2E-11		>100
	隔離失敗	—	F5	8.4E-08		>100
健全 (設計漏えい)		—	F6	8.8E-8		3.4

➤ 不確実さ解析

- ✓ 格納容器健全の放出カテゴリ
- ✓ 放射性物質の放出が集中する事象初期の物理挙動に影響し、放出挙動に与える影響が大きい5つの不確実さ因子に着目
 - 放射性物質の炉心から格納容器内雰囲気への放出
 - 格納容器内へのスプレー、格納容器内壁面等への沈着による気相部からの除去
 - 沈着及び液相からの放射性物質の再放出
 - 格納容器からの放射性物質の漏えい
 - 1次系内及び格納容器内の熱的挙動
- ✓ 不確実さを考慮しても、放出量は100TBqを下回ることを確認



格納容器健全のCs-137放出量不確実さ解析結果

6. 敷地境界における被ばく評価

➤ 安全性向上評価のリスク指標

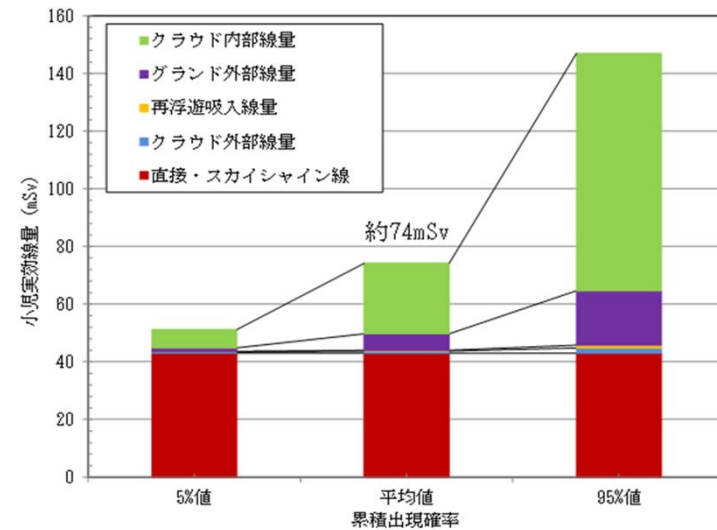
✓ 敷地境界における実効線量

➤ 評価条件等

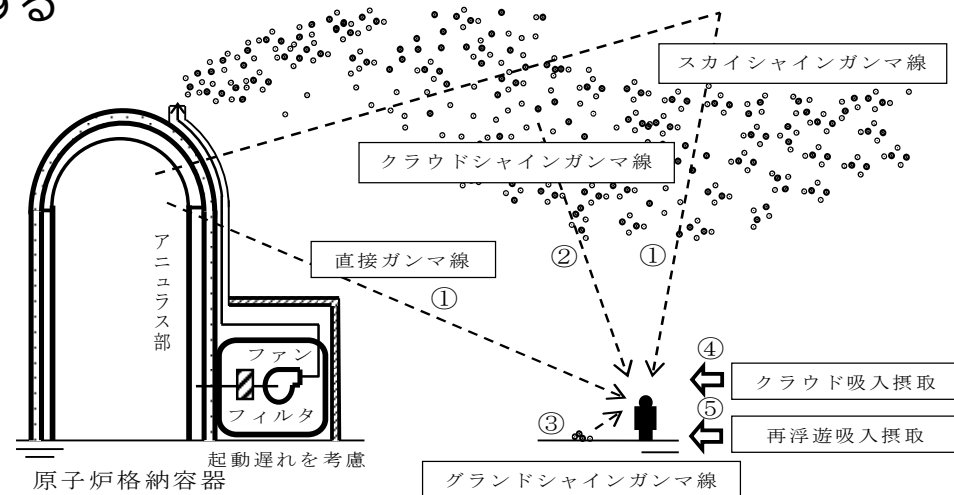
- ✓ 格納容器健全、敷地境界の同一場所での7日間の滞在、マスク等の防護対策なし
- ✓ QAD（直接線評価）、SCATTERING（スカイシャイン線評価）、MACCS2（放出放射能による線量評価）
- ✓ 敷地内で観測した1年間の気象データを使用、年間の種々の気象条件を網羅する8,760通りの気象シーケンスを選定

➤ 評価結果

- ✓ 約74mSv（平均値）
- ✓ 直接・スカイシャイン線による外部被ばく及びクラウドによる内部被ばくの寄与大
- ✓ 防護措置により、影響の低減が期待できる



敷地境界における実効線量の評価結果



被ばく経路イメージ

- ▶ 安全性向上評価では、更なる安全性向上を図るため、発電所の保安活動に係るリスクの把握に努め、PRAの結果等を活用し、継続的なリスク低減や裕度向上のための改善活動を合理的かつ効果的に検討・実施している。
- ▶ 初回の安全性向上評価のPRAでは、
 - ✓ 炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度を評価し、重大事故等対策の効果等を確認した。
 - ✓ 事故時の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度を評価した。
 - ✓ 格納容器機能が維持されている場合の敷地境界の実効線量を評価した。
- ▶ PRA実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案。
- ▶ より現実的な評価を実施するため、ソースタームも含む評価手法の精緻化、モデルの改善が必要。
- ▶ 電力大で進めている現実に即したPRAの構築に向けたPRAの改善活動「伊方プロジェクト」等、引き続き、更なる改善に向けた取り組みを進めてゆく。

(参考資料)

➤ 出力運転時内的レベル 1 PRA

重大事故等対策	補 足
フィードアンドブリード	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系により原子炉へ注水を行うとともに、加圧器逃がし弁を強制的に開くことで1次系のエネルギーを格納容器内へ放出する。
交流電源の回復（外部電源の復旧）	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」事象において、外部電源の復旧での交流電源の回復により、原子炉を安全に停止するために必要な電力を確保する。
空冷式非常用発電装置及び蓄電池切替操作	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」事象に至った場合、空冷式非常用発電装置での交流電源の回復により、原子炉を安全に停止するために必要な電力を確保する。また、同時に蓄電池の切替操作及び不要負荷の切り離しを実施し、安全系直流電源への負荷を低減させることで蒸気発生器水位監視計器のための電源を確保し、交流電源が回復するまで蒸気発生器による2次系強制冷却を継続させ、炉心冷却を維持する。
中型ポンプ車及び海水取水用水中ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」又は「原子炉補機冷却機能の全喪失」事象により海水系又は原子炉補機冷却水系の機能が失われた場合、中型ポンプ車及び海水取水用水中ポンプを海水ストレナに接続し、海水ストレナから海水系配管を通じて海水を海水系及び原子炉補機冷却水系に供給することによって、炉心冷却維持に必要な補機の冷却を行う。
自己冷却式充てんポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」又は「原子炉補機冷却機能の全喪失」事象において、RCPシールLOCAが発生した場合、充てんポンプ3Bの自己冷却ラインを確立することにより、原子炉補機冷却水系を必要としない炉心注入手段を確保する。
代替格納容器スプレイポンプ（炉心注入）	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」又は「原子炉補機冷却機能の全喪失」事象において、RCPシールLOCAが発生した場合、自己冷却式充てんポンプによる炉心注入を実施する。1次冷却系からの漏えい量の増加、自己冷却式充てんポンプの故障等が発生した場合のバックアップとして、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注入を行う。

➤ 出力運転時内的レベル1 PRA (続き)

重大事故等対策	補 足
代替再循環 (格納容器スプレイポンプの活用)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入系による再循環に失敗した場合、格納容器スプレイ系のBトレンと低圧注入系のBトレンを接続し、再循環モードによる炉心注入を確保する。
代替再循環 (格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁の活用)	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ3B隔離弁が開失敗した場合、バックアップとしてバイパス隔離弁の開操作を行う。
2次系強制冷却	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水系による給水の継続と主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ弁の手動開操作による2次系冷却を行う。
主給水系 (緊急2次系冷却の多様化)	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失以外のサポート系喪失事象を含む「過渡」、「外部電源喪失」、「手動停止」、「2次系破断」、「極小LOCA」、「RCPシールリーク」事象において、補助給水系による2次系冷却に失敗した場合、主給水系の回復による2次系冷却を行う。
2次系純水タンクへの水源切替	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水タンクによる蒸気発生器への注入を24時間継続させるため、水源を補助給水タンクから2次系純水タンクへ切り替える。
格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水系)	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失した場合、ダクト開放機構が設けられた格納容器再循環ユニット2台に原子炉補機冷却水を通水することにより、格納容器内の長期的な熱除去を行う。
格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却海水系)	<ul style="list-style-type: none"> 「全交流動力電源喪失」又は「原子炉補機冷却機能の全喪失」事象において、格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能及び原子炉補機冷却水による格納容器自然対流冷却に期待できない場合に使用する。中型ポンプ車を海水ストレーナに接続し、海水を原子炉補機冷却水系に供給し、格納容器再循環ユニットを海水で冷却することにより、格納容器内の長期的な熱除去を行う。

➤ 出力運転時内的レベル1 PRA (続き)

重大事故等対策	補 足
クールダウンアンドリサーキュレーション	•「蒸気発生器伝熱管破損」又は「インターフェイスシステムLOCA」事象において、漏えい箇所の隔離に失敗した場合、高圧注入系による炉心注入を確保しつつ、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作での1次系の減圧により1次冷却材の漏えいを抑制する。高圧注入ポンプから充てんポンプでの炉心注入に切り替え、余熱除去運転へ移行することにより長期的に炉心を冷却する。
ATWS緩和設備	•「ATWS」事象が発生した場合、事象緩和に必要な設備として、原子炉トリップ遮断器、タービントリップ電磁弁、主蒸気隔離弁、電動及びタービン動補助給水ポンプを作動させる。
緊急ほう酸注入	•「ATWS」事象が発生した場合、原子炉に負の反応度を添加して原子炉の未臨界性を維持するため、ほう酸水を1次冷却材中に注入する。
代替制御用空気供給 (所内用空気系)	•制御用空気システムが使用できない場合、バックアップとして所内用空気系から各空気式制御用機器へ圧縮空気を送り込むことができる。

▶ 出力運転時内的レベル2 PRAのみ

重大事故等対策	補 足
代替格納容器スプレイポンプ (格納容器内注水)	•「全交流動力電源喪失」又は「原子炉補機冷却機能の全喪失」事象において、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行う。
1次系強制減圧	•加圧器逃がし弁を強制的に開き1次系のエネルギーを格納容器内へ放出することにより、1次系を減圧する。
イグナイタ	•イグナイタにより、炉心損傷後の1次系からの水素放出に伴う格納容器内の急激な水素濃度の上昇を低減させる。
静的触媒式水素再結合装置	•静的触媒式水素再結合装置により、放射線水分解に伴う格納容器内の緩やかな水素濃度の上昇を低減させる。

➤ 事故のタイプと1次冷却系圧力

分類記号	説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては、大中破断LOCAで代表される。(低圧)
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅いため、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。起因事象としては小破断LOCAで代表される。また、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点より過渡事象が起因事象となり、従属的に小破断LOCA(RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至ったシーケンスも含む。(中圧)
T	過渡事象が起因となるシーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSに分類する。(高圧)
G	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中に放射性物質が直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)
V	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、原子炉補助建屋から大気中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)

➤ 炉心損傷時期

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

➤ 格納容器内事故進展 (格納容器破損事故、溶融炉心の冷却手段)

分類記号	説明
D	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、溶融炉心が冷却されにくい。格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
W	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心が冷却されやすい。再循環時に格納容器スプレイ系が使用できないため原子炉格納容器内除熱ができない。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
I	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心が冷却されやすい。再循環時にも格納容器スプレイ系が使用可能で原子炉格納容器内除熱が行われている状態。炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性がある。
C	燃料取替用水がECCSにより原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心が冷却されやすい。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内除熱が行われていない状態。原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性がある。

(参考) プラント損傷状態の定義

No.	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心 損傷 時期	格納容器内事象進展		
					燃料取替用水の 原子炉格納容器 への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	過渡事象	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイスシステムLOCA	低圧			—	
15	G	蒸気発生器伝熱管破損	中圧			—	

(参考) 格納容器機能喪失モードの選定

放出	格納容器の状態	格納容器破損モード	記号	概要	
漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ψ	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
早期放出	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
		温度誘因 蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス	
		インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
	格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
	格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
			水素燃焼 (原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
			水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
			原子炉容器外 水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
			格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
			格納容器直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)			γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損	
後期放出	後期格納容器破損	ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通	
		格納容器過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
		水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

(参考) 放出カテゴリと格納容器機能喪失モード、PDSとの関係 24

放出カテゴリ	格納容器機能喪失モード	プラント損傷状態
F1	g, ν	G、S**(TI-SGTR)、T**(TI-SGTR)、V
F3A	$\alpha, \gamma, \gamma', \gamma'', \sigma, \mu, \eta$	S**(σ, μ モード)、T**(σ, μ モード)、すべて($\alpha, \gamma, \gamma', \gamma'', \eta$ モード)
F3B	θ	ALC、SLC
F3C	$\varepsilon, \tau, \delta$	すべて
F5	β	すべて
F6	ϕ	AED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEI

(参考) PRAの評価結果 (まとめ)

<炉心損傷頻度>

事故シーケンスグループ	伊方3号			
	出内	停内	地震	津波
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.7E-07 (20.4%)	3.0E-9 (0.6%)	3.0E-07 (25.0%)	1.9E-10 (0.7%)
全交流電源喪失	2.0E-07 (11.2%)	1.4E-7 (27.3%)	4.2E-07 (35.6%)	1.9E-08 (74.0%)
原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-07 (38.3%)	4.7E-9 (0.9%)	3.9E-07 (32.7%)	7.3E-11 (0.3%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-08 (0.6%)	ε	6.7E-10 (0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	3.9E-09 (0.2%)	-	1.1E-08 (0.9%)	-
ECCS 注水機能喪失	1.5E-07 (8.1%)	1.7E-8 (3.2%)	8.1E-09 (0.7%)	ε
ECCS 再循環機能喪失	3.5E-07 (19.5%)	ε	5.2E-08 (4.4%)	ε
格納容器バイパス	2.9E-08 (1.6%)	-	-	-
崩壊熱除去機能喪失(停止時)	-	1.7E-7 (32.5%)	-	-
原子炉冷却材の流出(停止時)	-	1.8E-7 (35.2%)	-	-
反応度の誤投入(停止時)	-	1.7E-9 (0.3%)	-	-
炉心損傷直結事象	-	-	7.9E-09 (0.7%)	6.4E-09 (25.0%)
合計	1.8E-6	5.1E-7	1.2E-06	2.6E-08

<格納容器機能喪失頻度>

格納容器機能喪失モード	伊方3号		
	出内	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	4.4E-11 (<0.1%)	7.5E-12 (<0.1%)	ε
格納容器隔離失敗	4.4E-08 (7.6%)	8.4E-08 (8.1%)	6.8E-09 (30.8%)
水素燃焼	1.5E-10 (<0.1%)	3.7E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.2E-07 (72.1%)	9.0E-07 (87.1%)	1.4E-08 (64.6%)
ベースマツト溶融貫通	7.4E-09 (1.3%)	3.2E-08 (3.1%)	3.5E-10 (1.6%)
水蒸気蓄積によるCV 先行破損	7.5E-08 (13.1%)	7.7E-09 (0.7%)	5.6E-10 (2.6%)
原子炉容器外水蒸気爆発	8.6E-10 (0.1%)	9.5E-11 (<0.1%)	ε
格納容器雰囲気直接加熱	0	0	0
インターフェイスシステム LOCA	5.3E-09 (0.9%)	-	-
蒸気発生器伝熱管破損	2.8E-08 (4.8%)	8.4E-09 (0.8%)	6.2E-12 (<0.1%)
過温破損	2.2E-10 (<0.1%)	1.1E-9 (0.1%)	7.2E-11 (0.3%)
溶融物直接接触	ε	1.0E-12 (<0.1%)	ε
地震によるCV 先行機能喪失	-	8.2E-11 (<0.1%)	-
合計	5.7E-07	1.0E-06	2.2E-08