

# 【検討1】事故進展について整理

## ■原子力災害対策指針の緊急事態区分の定義(抜粋:原子力災害対策指針)

警戒事態 (AL)
その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又はそのおそれがあるため、情報収集や、緊急時モニタリング(放射性物質若しくは放射線の異常な放出又はそのおそれがある場合に実施する環境放射線モニタリングをいう。以下同じ。)の準備、施設敷地緊急事態要避難者(注)の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある段階である。

施設敷地緊急事態 (SE)
原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある段階である。

全面緊急事態 (GE)
原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため、及び確率的影響のリスクを低減するため、迅速な防護措置を実施する必要がある段階である。

## ■緊急時活動レベル(EAL)の定義

### ○EALの設定方針(抜粋:第3回原子力災害事前対策等に関する検討チーム(平成24年12月13日))

- ・EAL設定に当たっては、住民防護の実施に十分な時間が取れるよう、原子力発電所におけるシビアアクシデント対策の実行前の段階で緊急時活動に入る
- ・EALは放射性物質の環境の放出が起こる前のプラントの状態を基に設定する

警戒事態 (AL)
<b>プラントの安全レベルが低下</b> した場合、あるいは、その可能性があるような事象が発生した場合。

施設敷地緊急事態 (SE)
<b>公衆を保護するために必要とされるプラントの機能が喪失</b> した場合、あるいは、その可能性があるような事象が発生した場合。

全面緊急事態 (GE)
<b>炉心損傷もしくは燃料の溶融が発生</b> した場合、あるいは、その可能性があるような事象が発生し、さらに <b>格納容器の健全性を喪失する可能性</b> がある事象が発生した場合。

## ○EAL判断基準(現在)

AL11	原子炉停止機能の異常のおそれ	—	—	GE11	原子炉停止の失敗又は停止確認不能
AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能
AL22	(B)原子炉給水機能の喪失	SE22	(B)原子炉注水機能喪失のおそれ	GE22	(B)原子炉注水機能の喪失
AL23	(B)原子炉除熱機能の一部喪失	SE23	(B)残留熱除去機能の喪失	GE23	(B)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失
AL24	(P)蒸気発生器給水機能喪失のおそれ	SE24	(P)蒸気発生器給水機能の喪失	GE24	(P)蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能
AL25	全交流電源喪失のおそれ	SE25	全交流電源の30分以上喪失	GE25	全交流電源の1時間以上喪失
—	—	SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の5分以上喪失
—	—	—	—	GE28	炉心損傷の検出
AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失
AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(新基準炉)	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(新基準炉)	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(新基準炉)
—	—	SE41	格納容器健全性喪失のおそれ	GE41	格納容器圧力の異常上昇
AL42	単一障壁の喪失又は喪失可能性	SE42	2つの障壁の喪失又は喪失可能性	GE42	2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性
—	—	SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	—	—
AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室の機能喪失・警報喪失
AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失	—	—
AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	—	—

原子力事業者が防災業務計画で  
具体的な判断基準を規定

原災指針で  
判断基準を規定

原災法等で  
具体的な判断基準を規定

—	所在市町村において震度6弱以上の地震が発生した場合	—	—		
—	所在市町村沿岸を含む津波予報区において、大津波警報が発表された場合	—	—		
—	新規基準で定める設計基準を超える外部事象が発生した場合(竜巻、洪水、台風、火山等)	—	—		
—	その他原子炉施設以外に起因する事象が原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあることを認知した場合など委員長又は委員長代行が警戒本部の設置が必要と判断した場合。	—	—		

—	—	SE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE01	敷地境界付近の放射線量の上昇
—	—	SE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出
—	—	SE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出
—	—	SE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出
—	—	SE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出
—	—	SE06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE06	施設内(原子炉外)での臨界事故

今回の検討範囲

# ■事故進展の整理

凡例 ..... : 炉心損傷のGE判断

## EAL判断基準【検討2、3】

### 現在のEAL判断基準

AL 11	原子炉停止機能の異常のおそれ	—	—	GE 11	原子炉停止の失敗又は停止確認不能
AL 21	原子炉冷却材の漏えい	SE 21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能	GE 21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能
AL 22	(B)原子炉給水機能の喪失	SE 22	(B)原子炉注水機能喪失のおそれ	GE 22	(B)原子炉注水機能の喪失
AL 23	(B)原子炉除熱機能の一部喪失	SE 23	(B)残留熱除去機能の喪失	GE 23	(B)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失
AL 24	(P)蒸気発生器給水機能喪失のおそれ	SE 24	(P)蒸気発生器給水機能喪失の喪失	GE 24	(P)蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能
AL 25	全交流電源喪失のおそれ	SE 25	全交流電源の30分以上喪失	GE 25	全交流電源の1時間以上喪失
—	—	SE 27	直流電源の部分喪失	GE 27	全直流電源の5分以上喪失
AL 29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE 29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE 29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失
—	—	SE 43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	—	—
—	—	—	—	GE 28	炉心損傷の検出

AL 42	単一障壁の喪失又は喪失可能性	SE 42	2つの障壁の喪失又は喪失可能性	GE 42	2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性
-------	----------------	-------	-----------------	-------	--------------------------

- (1) 燃料被覆管障壁が喪失+原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ
- (2) 燃料被覆管障壁が喪失するおそれ+原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ
- (3) 燃料被覆管障壁が喪失するおそれ+原子炉格納容器障壁が喪失するおそれ
- (4) 原子炉冷却系障壁が喪失するおそれ+原子炉格納容器障壁が喪失するおそれ

—	—	SE 41	格納容器健全性喪失のおそれ	GE 41	格納容器圧力の異常上昇
---	---	-------	---------------	-------	-------------

—	—	SE 01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE 01	敷地境界付近の放射線量の上昇
---	---	-------	----------------	-------	----------------

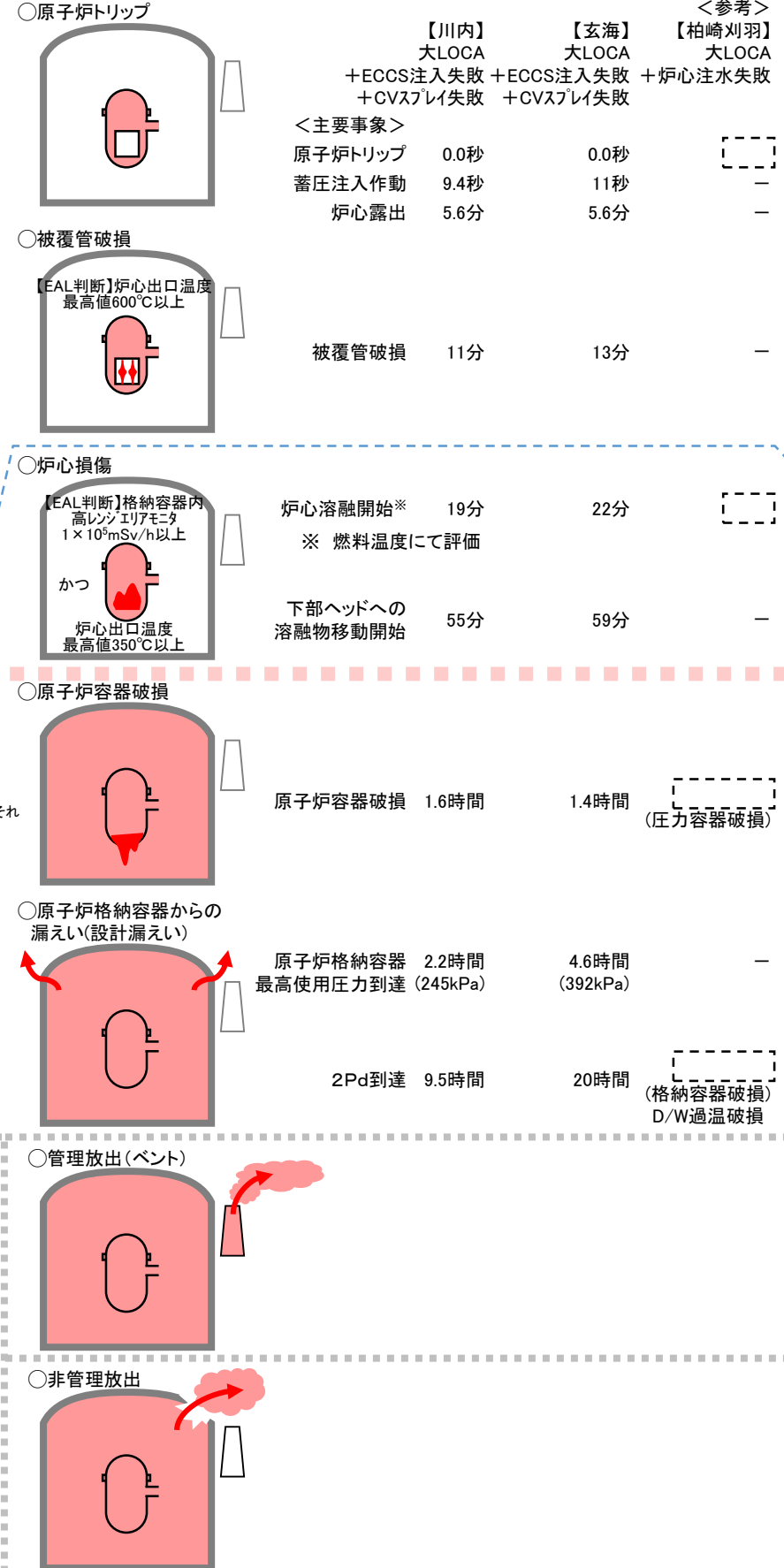
—	—	SE 02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE 02	通常放出経路での気体放射性物質の放出
---	---	-------	--------------------	-------	--------------------

### その他(炉心損傷に至らないEAL)

—	—	SE 03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE 03	通常放出経路での液体放射性物質の放出
—	—	SE 04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE 04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出
—	—	SE 05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE 05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出
—	—	SE 06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE 06	施設内(原子炉外)での臨界事故
AL 30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(新基準炉)	SE 30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(新基準炉)	GE 30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(新基準炉)
AL 51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE 51	原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	GE 51	原子炉制御室の機能喪失・警報喪失
AL 52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE 52	所内外通信連絡機能の全て喪失	—	—
AL 53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE 53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	—	—

## プラント状態【検討1】

出典:設置変更許可 添付書類10-追補



【川内】	【玄海】	【柏崎刈羽】
大LOCA	大LOCA	大LOCA
+ECCS注入失敗	+ECCS注入失敗	+炉心注水失敗
+CVスプレイ失敗	+CVスプレイ失敗	

<参考>

<主要事象>

原子炉トリップ	0.0秒	0.0秒
蓄圧注入作動	9.4秒	11秒
炉心露出	5.6分	5.6分

被覆管破損	11分	13分	—
-------	-----	-----	---

炉心溶融開始*	19分	22分	—
※ 燃料温度にて評価			
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	59分	—

原子炉容器破損	1.6時間	1.4時間	(圧力容器破損)
---------	-------	-------	----------

原子炉格納容器最高使用圧力到達 (245kPa)	2.2時間	4.6時間 (392kPa)	—
2Pd到達	9.5時間	20時間	(格納容器破損) D/W過温破損

(参考)BWR

【参考】出典:フィルタベント設備の概要(東京電力)

- 炉心損傷防止のためのベント
- 敷地境界における線量: 約0.042mSv

PWR

【参考】出典:川内1 設置許可(旧)重大事故

- 原子炉冷却材喪失,全燃料被覆管損傷
- 原子炉格納容器からの漏洩率
- 事故後1日0.15%/d, 29日間 0.075%/d
- 大気中に放出されるヨウ素、希ガス
- 格納容器内のFPによる幼イソトプ線、直接線
- 炉心の希ガス2%ヨウ素1%が格納容器内に放出
- 敷地境界(30日積算)
- 小児甲状腺に対する線量 約5.9 mSv
- 外部γ線による全身に対する線量 約0.22mSv

【参考】出典:KK6号 設置許可(旧)重大事故

- 原子炉格納容器からの漏洩率
- ~1時間0.006/d, 1時間以降0.003/d 無期限漏えい
- 小児甲状腺に対する線量 約0.13 mSv
- 外部γ線による全身に対する線量 約0.016mSv

【参考】出典:川内1 設置許可(旧)仮想事故

- 重大事故と同様
- ただし、炉心の希ガス100%ヨウ素50%が格納容器内に放出
- 外部γ線による全身に対する線量 約1mSv

【参考】出典:KK6号 設置許可(旧)仮想事故

- 成人甲状腺に対する線量 約3.1mSv
- 外部γ線による全身に対する線量 約0.8mSv

【参考】出典:川内1 第1回安全性向上評価届出

- 大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ失敗
- 炉心損傷後、格納容器健全
- 格納容器健全
- 敷地境界、事故後7日間積算
- 全気象シーケンスの評価結果の平均値
- 被ばく経路の合計 約43mSv (小児)
- 外部被ばく 約19mSv (小児)
- 内部被ばく※ 約24mSv (小児)
- ※よう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい

【参考】出典:柏崎刈羽原子力発電所における放射性物質の拡散影響評価結果(東京電力)

- 希ガス、ヨウ素、セシウム
- 放出後72時間積算値、FVあり
- 外部被ばく(実効線量) PAZ内最大
- 38時間後ベント 約170mSv
- 25時間後ベント 約280mSv
- 18時間後ベント 約300mSv
- 6時間後ベント 約710mSv

【参考】出典:柏崎刈羽原子力発電所における放射性物質の拡散影響評価結果(東京電力)

- 希ガス、ヨウ素、セシウム
- 放出後72時間積算値、FVなし
- 外部被ばく(実効線量) PAZ内最大 約2700mSv

【参考】平成23年3月11日~3月31日(東日本大震災発生以降)にモニタリングポストで測定された空間線量率等の測定結果について(福島県)

- 最大値 空間放射線 1,590μGy/h(双葉町上羽鳥)
- 空間積算線量 312mGy/90日(福島第一MP7)

## 防護措置

**警戒事態**

その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではない

**施設敷地緊急**

原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある段階

**全面緊急事態**

原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため、及び確率的影響のリスクを低減するため、迅速な防護措置を実施する必要がある段階






# 補足資料1:事故進展について整理(2)

## ■事故進展解析結果(主要事象発生時刻)

(出典:設置変更許可 添付書類10-追補)

凡例  :炉心損傷のGE判断

主要事象	川内		玄海		高浜3号機		大飯3号機		伊方3号機	
	AED	TED	AED	TED	AED	TED	AED	TED	AED	TED
原子炉トリップ	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒	0.0秒
補助給水系作動	1.0分	—	1.0分	—	1.0分	—	1.0分	—	1.0分	—
蓄圧注入作動	9.4秒	4.7時間	11秒	4.2時間	9.4秒	4.7時間	11秒	4.3時間	9.4秒	4.7時間
蓄圧注入終了	1.4分	4.7時間	1.0分	4.2時間	1.4分	4.7時間	1.0分	4.3時間	1.4分	4.7時間
ラプチャーディスク破損	—	1.7時間	—	1.8時間	—	1.7時間	—	1.9時間	—	1.7時間
炉心露出	5.6分	2.2時間	5.6分	2.2時間	5.6分	2.2時間	5.6分	2.2時間	5.6分	2.2時間
被覆管破損	11分	2.5時間	13分	2.6時間	11分	2.5時間	13分	2.6時間	11分	2.5時間
炉心溶融開始	19分	3.0時間	22分	3.1時間	19分	3.0時間	21分	3.1時間	19分	3.0時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	4.6時間	59分	4.2時間	55分	4.6時間	57分	4.2時間	55分	4.6時間
原子炉容器破損	1.6時間	4.7時間	1.4時間	4.2時間	1.6時間	4.7時間	1.4時間	4.2時間	1.6時間	4.7時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	2.2時間	6.3時間	4.6時間	8.8時間	2.2時間	6.3時間	4.6時間	8.9時間	2.2時間	6.3時間
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達※1	9.5時間	16時間	20時間	36時間	9.5時間	16時間	21時間	36時間	9.5時間	16時間
格納容器雰囲気温度200℃到達※2	—	—	25時間	31時間	—	—	32時間	32時間	—	—
限界圧力到達	12時間※3	19時間※3	35時間※4	56時間※4	12時間※5	19時間※5	39時間※6	58時間※6	12時間※7	19時間※7

※1 原子炉各容器圧力2Pd到達時間を原子炉各用容器加圧破損時間とする。

※2 格納容器雰囲気温度200℃到達時間を格納容器破損時間とする。

※3 平成6年AM技術ベース報告書にて評価した限界圧力6.36kg/cm<sup>2</sup>とする。

※4 平成6年AM技術ベース報告書(玄海3号炉)にて評価した限界圧力1.14MPa[gage]とする。

※5 平成6年AM技術ベース報告書(高浜3号機)にて評価した限界圧力6.36kg/cm<sup>2</sup>とする。

※6 平成6年AM技術ベース報告書(大飯3号炉)にて評価した限界圧力11.6kg/cm<sup>2</sup>とする。

※7 伊方発電所3号機のアクシデントマネジメント技術ベース報告書(平成6年3月)にて評価した限界圧力6.36kg/cm<sup>2</sup>とする。

### 解析条件



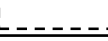
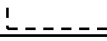




	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再循環	補助給水
川内	AED	高温側配管完全面端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	作動
	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作
玄海	AED	高温側配管完全面端破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	作動
	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作
高浜3号機	AED	ホットレグ完全面端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	作動
	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作
大飯3号機	AED	ホットレグ完全面端破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	作動
	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作
伊方3号機	AED	高温側配管DEB	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	作動
	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作

## ■炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合について敷地境界における実効線量評価(出典:安全性向上評価)

- ・大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ失敗
- ・炉心損傷後、格納容器健全(アンユラス負圧達成は大容量空冷式発電機による電源回復操作後を想定)
- ・敷地境界、事故後7日間積算
- ・全気象シーケンスの評価結果の平均値

川内	玄海	高浜	大飯	伊方
<b>川内原子力発電所1号機第1回安全性向上評価</b> 合計:43mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく 約12mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく 約0.69mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく 約0.06mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく 約24mSv ⑤地表面に沈着後再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく 約0.30mSv	<b>玄海原子力発電所3号機第1回安全性向上評価</b> 合計:18mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく 約0.31mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく 約0.55mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく 約2.0mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく 約15mSv ⑤地表面に沈着後再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく 約0.18mSv	<b>高浜発電所3号機第1回安全性向上評価</b> 合計:59mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく (直接・スカイイン線量)約6.8mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約1.5mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約9.1mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく(ケラド'内部線量)約41mSv ⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく(再浮遊吸入線量)約0.55mSv	<b>大飯発電所3号機第1回安全性向上評価</b> 合計:13mSv ①原子炉格納容器内及びアンユラス部内の放射性物質からのγ線による被ばく(直接・スカイイン)約0.51mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約0.46mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約1.9mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく(ケラド'内部線量)約10mSv ⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく(再浮遊吸入線量)約0.13mSv	<b>伊方発電所3号機第1回安全性向上評価</b> 合計:74mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく(直接・スカイイン)約43mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約0.70mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約5.7mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく(ケラド'内部線量)約24mSv ⑤地表面に沈着後再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく(再浮遊吸入線量)約0.32mSv
<b>川内原子力発電所2号機第1回安全性向上評価</b> 合計:43mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく 約12mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく 約0.69mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく 約0.06mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく 約24mSv ⑤地表面に沈着後再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく 約0.30mSv		<b>高浜発電所4号機第1回安全性向上評価</b> 合計:59mSv ①原子炉格納容器内の放射性物質からのγ線による被ばく (直接・スカイイン線量)約6.8mSv ②大気中に放出された放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約1.5mSv ③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのγ線による被ばく(ケラド'外部線量)約9.1mSv ④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく(ケラド'内部線量)約41mSv ⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく(再浮遊吸入線量)約0.55mSv		

### <参考>事故進展解析結果

主要事象	柏崎刈羽	
	LOCA※1	長期TB※2
炉心溶融		
炉心支持板の損傷		
原子炉圧力の容器破損		
原子炉格納容器の破損	 ※3	 ※3

※1 LOCA : HPCF配管破断→高圧注水系失敗→低圧注水系失敗→原子炉圧力容器低圧破損→格納容器破損

※2 長期TB : 全交流動力電源喪失→RCIC作動→事故後8hで蓄電池枯渇・RCIC機能喪失→原子炉圧力容器高圧破損→格納容器破損

※3 ドライウエルでの加温破損

# 補足資料1: 事故進展について整理(3)

## ■ 特定重大事故等対処施設を考慮した場合の事故進展

### (1) PWRの例

➤ 炉心溶融後の格納容器内圧力は、当初は代替格納容器スプレイにより抑えられ、最高使用圧力(PD)付近で推移するが、代替格納容器スプレイ注水完了後は上昇に転じる。格納容器は、2PDまでは健全性を保つことが確認されていることから、1PDから2PDに至るまでのどこかのタイミングでフィルタベントを開始することとなる。

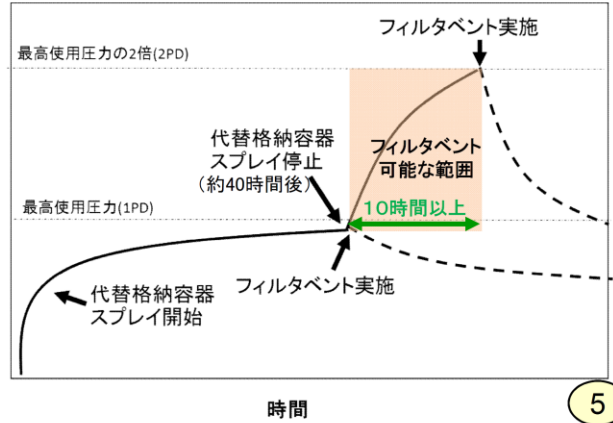
各プラントのフィルタベント実施タイミングは以下のとおり。

- ・高浜1~4号炉: 原則2PDに到る前までに必ず実施(さらに早い段階での実施は本部長が状況を総合的に判断)
- ・川内1・2号炉: 代替格納容器スプレイ停止後に実施
- ・伊方3号炉: 代替格納容器スプレイ停止後、条件(格納容器の損傷の徴候、避難状況等)が揃えば実施。遅くとも2PDに至る前までに実施

#### 伊方3号炉の事象進展例

- ・起回事象発生(全ての炉心冷却機能喪失)
- ・代替炉心注水
- ・代替炉心注水停止
- ・炉心損傷
- ・代替格納容器スプレイ開始
- ・代替格納容器スプレイ停止
- ・以降、フィルタベント開始

Cs-137の評価: どちらのフィルタベントタイミングでも  
10[TBq/7日間]を下回る



### (2) BWR(柏崎刈羽6・7)の例

➤ BWRは、格納容器の容積が比較的小さいため、代替格納容器スプレイを停止した後の格納容器内の圧力の上昇が早い。このため、代替格納容器スプレイの使用を停止する前の十分な余裕時間があるところで格納容器ベント実施の判断を行う。格納容器ベントは、代替格納容器スプレイ停止後、格納容器内の圧力が2PDに達する前に実施する。なお、格納容器からの異常な漏えいが発生した場合においても格納容器ベントを行う。

具体的な手順の概要は以下のとおり。

- 外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施中に、**サブプレッション・チェンバール水位(S/C水位)**が「真空破壊弁高さ」まで上昇した場合(事象発生から約32時間後)又は燃料取替床天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合には、運転員に格納容器ベント開始を指示する。
- 上記の判断を行った後、運転員が現場操作場所へ移動し(約10分)、代替格納容器スプレイ停止後に一次隔離弁を人力により開操作を行う※。(最低必要開度(14.3%)まで約3分、100%開度まで約21分)なお、中央制御室から遠隔により開操作することも可能である。  
※二次隔離弁については、ベント準備の段階(ベント実施判断前)で開操作が行われている。

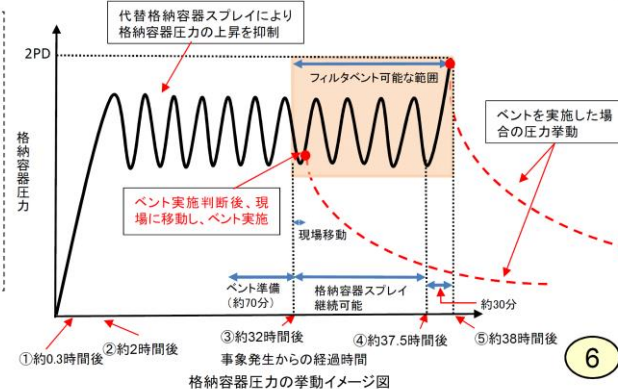
#### 柏崎刈羽6・7の解析例

(シーケンス: 大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO)

- ① 約0.3時間後: 炉心損傷開始
- ② 約2時間後: 代替格納容器スプレイ開始
- ③ 約32時間後: S/C水位が「真空破壊弁高さ」まで上昇
- ④ 約37.5時間後: S/C水位がウェットウェルベントラインの1m下(外部注水制限)まで上昇し、代替格納容器スプレイ停止
- ⑤ 約38時間後: 2PD到達

Cs-137の評価: 約16TBq/7日間 (<100TBq)

格納容器圧力過し装置の除去効率  
粒子状物質並びに無機陽素: 99.9%以上  
有機陽素: 98%以上



## ■ 事故進展解析結果 (川内原子力発電所1号炉及び2号炉確率論的リスク評価(PRA)について)

(出典: 発電用原子炉設置変更許可申請書)

https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11105588/www.nsr.go.jp/data/000029875.pdf

第2.1.1.e-4表 事故進展解析結果(主要事象発生時刻)

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の2倍)到達 <sup>*1</sup>	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
格納容器雰囲気気温度200℃到達 <sup>*2</sup>	—	—	—	—	—	—
限界圧力到達 <sup>*3</sup>	12 時間	16 時間	—	17 時間	19 時間	—

- \*1: 格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。
- \*2: 格納容器雰囲気気温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。
- \*3: 平成6年度AM技術ベース報告書(標準プラント)にて評価した限界圧力6.36kg/cm<sup>2</sup>とする。

第2.1.1.e-3表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

事故	起事象	高圧注入系	低圧注入系	蓄圧注入系	スプレイ注入系	高圧再循環系	低圧再循環系	スプレイ再循環系	補助給水系
AEI	ボットレド完全再循環	不動作	不動作	3系	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
AEI	ボットレド完全再循環	2系統	2系統	3系	2系統	不動作	不動作	不動作	作動
AEI	ボットレド完全再循環	不動作	不動作	3系	2系統	不動作	不動作	2系統	作動
SED	ボットレド200℃検出	不動作	不動作	3系	不動作	不動作	不動作	不動作	作動
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3系	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3系	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作

第2.1.1.e-1表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

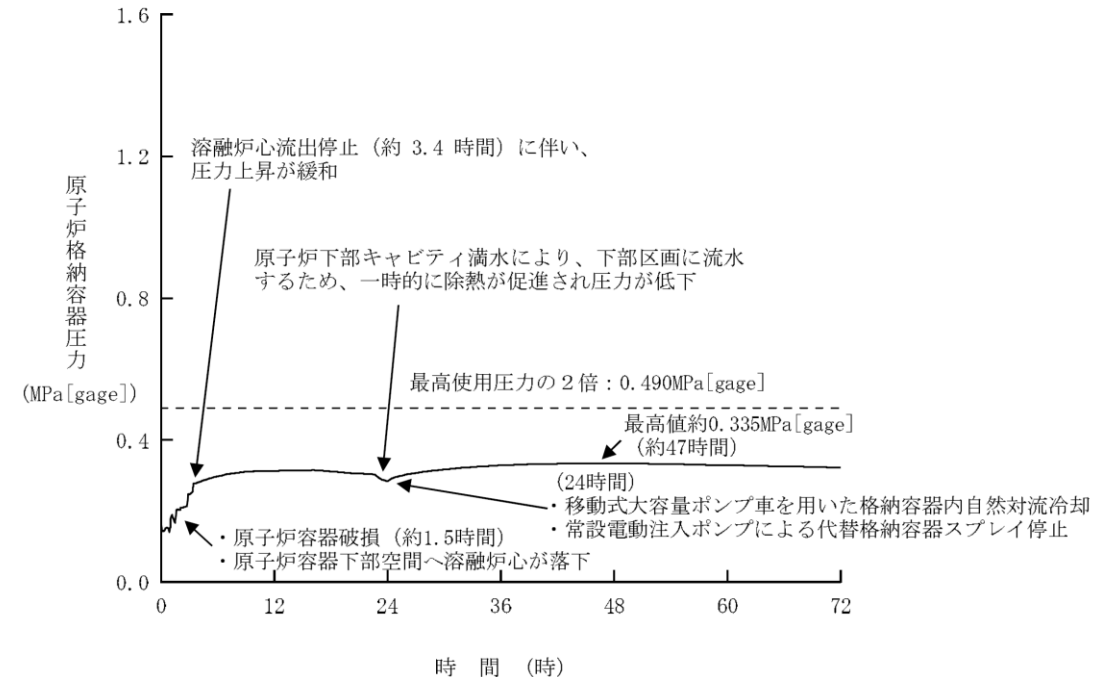
No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+CVスプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○
4	ALC	中破断LOCA+CVスプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+CVスプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—
10	SLC	小破断LOCA+CVスプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流電源喪失+補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失+CVスプレイ再循環失敗	—
13	TEI	全給水喪失	○

## ■ 重大事故等対処設備を考慮した場合の事故進展

### 大破断LOCA時にECCS注水機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事象

(出典: 川内原子力発電所1号機 第2回安全性向上評価届出)

http://www.kyuden.co.jp/library/image/nuclear/proactivesafetyreview/sendai01/02/15\_1\_15-2.pdf



第1.15-378図 原子炉格納容器圧力の推移

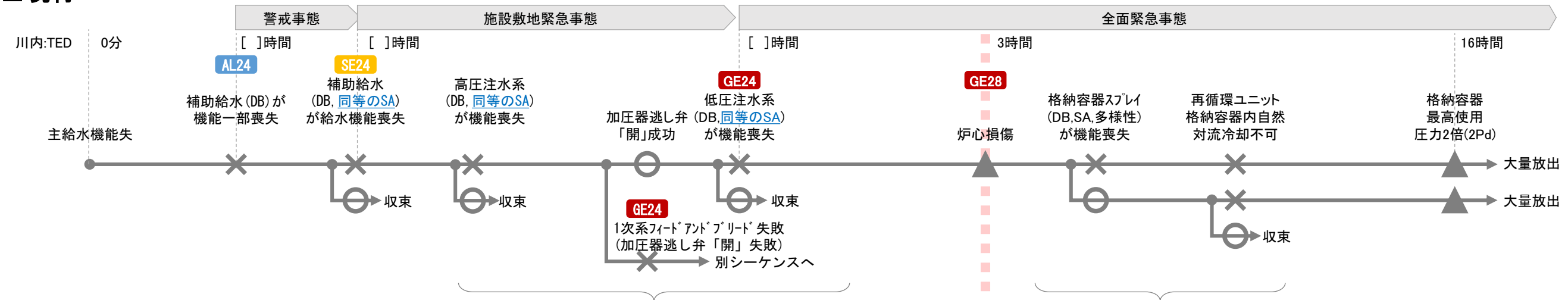


# 補足資料2: 事故時の対応手順の整理について(1)

(例: 原子炉冷却機能の異常(給水機能の喪失))

凡例 ..... : 炉心損傷のGE判断

## ■ 現行

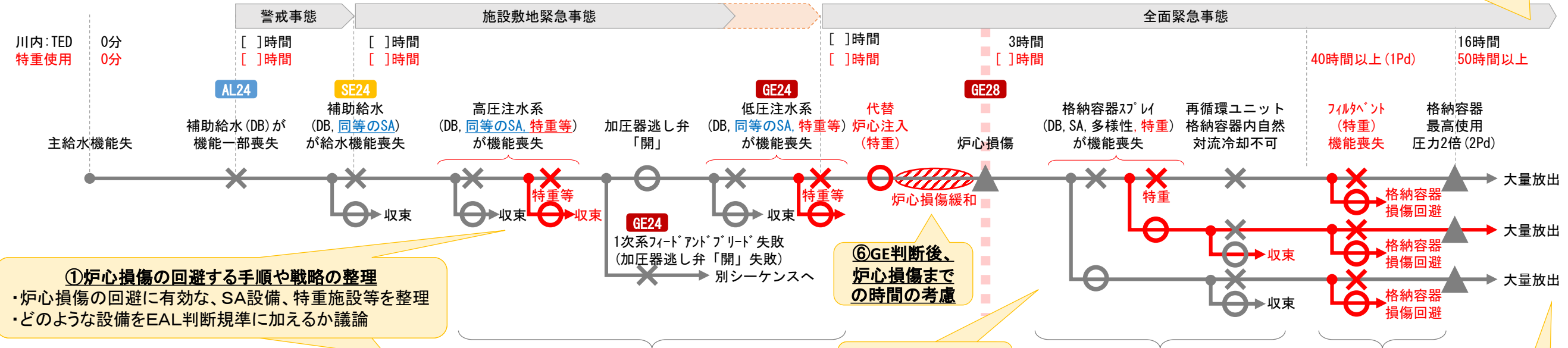


区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	補助給水ポンプ	2	3台中1台のみ起動 or 合計80m³/h未満	全台起動失敗 or 合計80m³/h未満	全S/G and 狭域水位 0%以下
	電動補助給水ポンプ	2			
	タービン動補助給水ポンプ	1			
ECCS	充てん/高圧注入ポンプ	3	-	-	全ECCSによる注水不能 or 炉心出口温度350°C10分継続
	余熱除去ポンプ	2			
SA	該当なし	-	-	-	-
多様性	該当なし	-	-	-	-

区分	設備	数
DB	充てん/高圧注入ポンプ	3
	余熱除去ポンプ	2
	格納容器スプレイポンプ	2
SA	常設電動注入ポンプ	1
	A格納容器スプレイポンプ(自己冷)	1
	可搬型電動低圧注入ポンプ	4
	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2
多様性	電動消防ポンプ	1
	ディーゼル消防ポンプ	1
	消防自動車	1

## ■ 特重施設等を考慮した整理のイメージ

※この図は説明用のイメージであり実際の手順や設備を示してない。具体的には【検討2】【検討3】で検討する。



区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	補助給水ポンプ	2	3台中1台のみ起動 or 合計80m³/h未満	全台起動失敗 or 合計80m³/h未満	全S/G and 狭域水位 0%以下
	電動補助給水ポンプ	2			
	タービン動補助給水ポンプ	1			
ECCS	充てん/高圧注入ポンプ	3	-	-	全ECCSによる注水不能 or 炉心出口温度350°C10分継続
	余熱除去ポンプ	2			
特重	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]
SA	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]
多様性	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]

区分	設備	数
DB	充てん/高圧注入ポンプ	3
	余熱除去ポンプ	2
	格納容器スプレイポンプ	2
特重	[ ]	[ ]
SA	常設電動注入ポンプ	1
	A格納容器スプレイポンプ(自己冷)	1
	可搬型電動低圧注入ポンプ	4
	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2
多様性	電動消防ポンプ	1
	ディーゼル消防ポンプ	1
	消防自動車	1

区分	設備	数
格納容器	特重	[ ]
格納容器	[ ]	[ ]

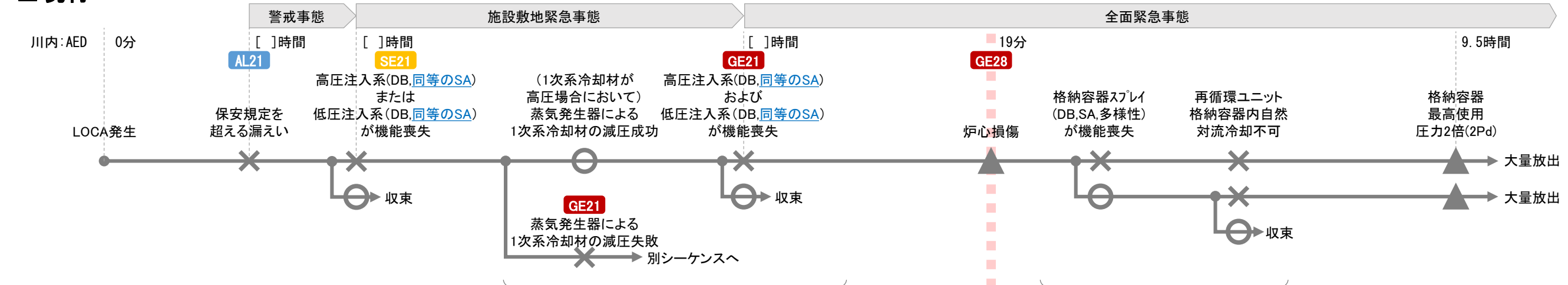
⑤環境への影響の整理  
・事故進展に応じた外部への影響  
・フィルタベントによる外部への影響

# 補足資料2: 事故時の対応手順の整理について(2)

(例: 原子炉冷却機能の異常(冷却材の漏えい))

凡例 ..... : 炉心損傷のGE判断

## ■ 現行

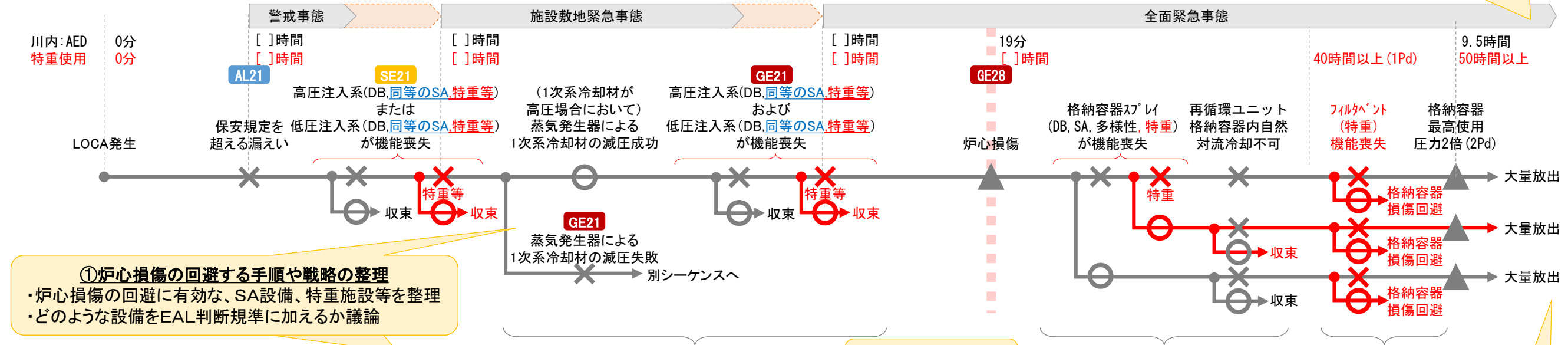


区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	ECCS 充てん/高圧注入ポンプ	3	-	全ての充てん/高圧注入ポンプが起動不能 or 全ての余熱除去ポンプが起動不能	全ECCSによる注水不能 or 炉心出口温度350°C10分継続
		2			
SA	該当なし	-	-	-	-
多様性	該当なし	-	-	-	-

区分	設備	数
格納容器スプレイ/再循環	充てん/高圧注入ポンプ	3
	余熱除去ポンプ	2
	格納容器スプレイポンプ	2
DB	常設電動注入ポンプ	1
	A格納容器スプレイポンプ(自己冷)	1
	可搬型電動低圧注入ポンプ	4
SA	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2
	電動消火ポンプ	1
多様性	ディーゼル消火ポンプ	1
	消防自動車	1

## ■ 特重施設等を考慮した整理のイメージ

※この図は説明用のイメージであり実際の手順や設備を示してない。具体的には【検討2】【検討3】で検討する。



③EAL判断と大量放出に至るまでの時間の整理

①炉心損傷の回避する手順や戦略の整理  
 ・炉心損傷の回避に有効な、SA設備、特重施設等を整理  
 ・どのような設備をEAL判断規準に加えるか議論

②炉心損傷後の手順や戦略の整理

区分	設備	数	AL判断条件	SE判断条件	GE判断条件
DB	ECCS 充てん/高圧注入ポンプ	3	-	全ての充てん/高圧注入ポンプが起動不能 or 全ての余熱除去ポンプが起動不能	全ECCSによる注水不能 or 炉心出口温度350°C10分継続
		2			
特重	[ ]	[ ]	-	[ ]	[ ]
SA	[ ]	[ ]	-	[ ]	[ ]
多様性	[ ]	[ ]	-	[ ]	[ ]

区分	設備	数
格納容器スプレイ/再循環	充てん/高圧注入ポンプ	3
	余熱除去ポンプ	2
	格納容器スプレイポンプ	2
DB	常設電動注入ポンプ	1
	A格納容器スプレイポンプ(自己冷)	1
	可搬型電動低圧注入ポンプ	4
SA	可搬型ディーゼル注入ポンプ	2
	電動消火ポンプ	1
多様性	ディーゼル消火ポンプ	1
	消防自動車	1

区分	設備	数
格納容器減圧	特重 [ ]	[ ]

④GE判断後大量放出に至る確率の整理

⑤環境への影響の整理  
 ・事故進展に応じた外部への影響  
 ・フィルタバントによる外部への影響

# 補足資料2: 事故時の対応手順の整理について(3)

警戒事態		施設敷地緊急事態		全面緊急事態		各EALの検討の方向性（【検討2】【検討3】で検討）
—	—	SE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	GE01	敷地境界付近の放射線量の上昇	＜今回は検討しない＞
—	—	SE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	GE02	通常放出経路での気体放射性物質の放出	
—	—	SE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	GE03	通常放出経路での液体放射性物質の放出	
—	—	SE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の放出	GE04	火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出	
—	—	SE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出	GE05	火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出	
—	—	SE06	施設内(原子炉外)臨界事故のおそれ	GE06	施設内(原子炉外)での臨界事故	
AL11	原子炉停止機能の異常のおそれ	—	—	GE11	原子炉停止の失敗又は停止確認不能	—
AL21	原子炉冷却材の漏えい	SE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による一部注水不能	GE21	原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・補足資料2: 事故時の対応手順の整理について(2)を参照
AL22	(B)原子炉給水機能の喪失	SE22	(B)原子炉注水機能喪失のおそれ	GE22	(B)原子炉注水機能の喪失	—
AL23	(B)原子炉除熱機能の一部喪失	SE23	(B)残留熱除去機能の喪失	GE23	(B)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	—
AL24	(P)蒸気発生器給水機能喪失のおそれ	SE24	(P)蒸気発生器給水機能の喪失	GE24	(P)蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・補足資料2: 事故時の対応手順の整理について(1)を参照
AL25	全交流電源喪失のおそれ	SE25	全交流電源の30分以上喪失	GE25	全交流電源の1時間以上喪失	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・特重施設等の電源設備について整理してはどうか (AL該当する条件が複数あり、整理した上で特重施設等の電源設備の考慮が必要)
—	—	SE27	直流電源の部分喪失	GE27	全直流電源の5分以上喪失	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・特重施設等の電源設備について整理してはどうか
—	—	—	—	GE28	炉心損傷の検出	＜今回は検討しない＞
AL29	停止中の原子炉冷却機能の一部喪失	SE29	停止中の原子炉冷却機能の喪失	GE29	停止中の原子炉冷却機能の完全喪失	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・原子炉が停止中の特重施設等の扱いについて整理してはどうか
AL30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ(新基準炉)	SE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失(新基準炉)	GE30	使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出(新基準炉)	—
—	—	SE41	格納容器健全性喪失のおそれ	GE41	格納容器圧力の異常上昇	—
AL42	単一障壁の喪失又は喪失可能性	SE42	2つの障壁の喪失又は喪失可能性	GE42	2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性	—
—	—	SE43	原子炉格納容器圧力逃し装置の使用	—	—	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・当該装置のBWRとPWRの使用目的の違いを踏まえて見直してはどうか
AL51	原子炉制御室他の機能喪失のおそれ	SE51	原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失	GE51	原子炉制御室の機能喪失・警報喪失	○特重施設等を考慮したうえで、現在のEALを再整理 ・緊急時制御室の位置づけについて整理してはどうか
AL52	所内外通信連絡機能の一部喪失	SE52	所内外通信連絡機能の全て喪失	—	—	○特重施設等を考慮して整理 ・特重施設等の通信連絡設備について整理してはどうか
AL53	重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ	SE53	火災・溢水による安全機能の一部喪失	—	—	○特重施設等を考慮して整理 ・特重施設等の位置づけについて整理してはどうか