

「新規制基準をクリアしたら安全」 って本当？

2013年7月10日
福島老朽原発を考える会
阪上 武





<全体の建付け>

- ◆二階建て…設計基準は単一故障指針のまま
- ◆地震・津波に起因する多重事故の想定？
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求

<新潟県の指摘に関連して>

- ◆福島原発事故の検証…特に地震による配管破損
- ◆フィルタ付ベントの信頼性
- ◆水位計の技術開発の必要性
- ◆原子力防災…複合災害への対応／SPEEDI

<大飯原発評価会合から見えてきたもの>

- ◆新規制基準不適合の結論…何がダメだったか
- ◆免震事務棟(緊急時対策所)免震でなくてよいか
- ◆防潮堤建設中なのに審査の対象外？
- ◆基準地震動は2連動のまま／不確かさの考慮は？

<全体の建付け>

- ◆二階建て…設計基準は単一故障指針のまま
- ◆地震・津波に起因する多重事故の想定？
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求
- ◆立地審査指針にある被ばく基準が消えた

<設計基準>

- ◆内部事象に起因する事故想定
- ◆単一故障の仮定
- ◆基準地震動による耐震評価

＜重大事故対策＞

- ◆炉心損傷・格納容器破損の想定
- ◆深層防護
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求
- ◆可搬施設と特定安全施設

＜設計基準＞

- ◆内部事象に起因する事故想定
- ◆単一故障の仮定
- ◆基準地震動・基準津波による耐震評価
- ◆火山・火災対策の強化
- ◆多重化の厳格適用

◆地震・津波に起因する多重事故？

＜重大事故対策＞

- ◆炉心損傷・格納容器破損の想定
- ◆深層防護
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求
- ◆可搬施設と特定安全施設

＜設計基準＞

- ◆内部事象に起因する事故想定
- ◆単一故障の仮定
- ◆基準地震動・基準津波による耐震評価

- ◆火山・火災対策の強化
- ◆多重化の厳格適用

◆地震・津波に起因する多重事故？

＜重大事故対策＞

- ◆炉心損傷・格納容器破損の想定
- ◆深層防護
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求
- ◆可搬施設と特定安全施設

＜設計基準＞

- ◆内部事象に起因する事故想定
- ◆単一故障の仮定
- ◆基準地震動・基準津波による耐震評価

- ◆火山・火災対策の強化
- ◆多重化の厳格適用

1. 重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定方法について

新規制基準（案）において、重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- i) 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ii) その結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」とは、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度のものとする。

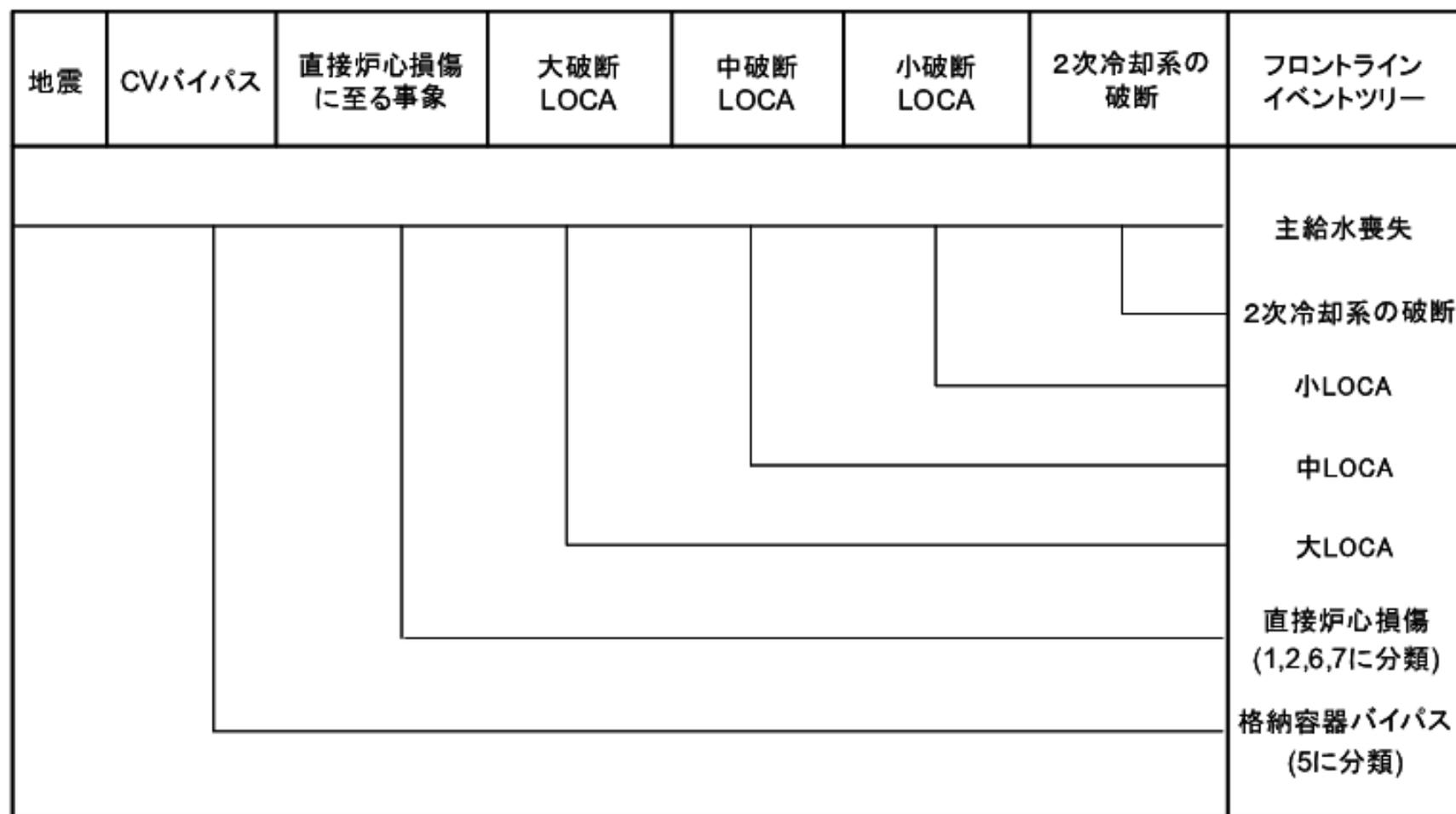
表 1：事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

選定された事故シーケンスグループ		内部事象 PRA (/炉年)	地震 PRA (/炉年)	津波 PRA (/炉年)
1	原子炉停止機能喪失	1.2E-8	8.3E-9	—
2	ECCS 注水機能喪失	2.9E-6	1.7E-7	—
3	ECCS 再循環機能喪失	2.3E-8	8.5E-9	—
4	格納容器除熱機能喪失	5.5E-8	3.5E-10	—
5	漏えい箇所の隔離機能喪失	2.4E-7	3.9E-8	—
6	2次系からの除熱機能喪失	9.5E-6	1.3E-6	—
7-1	安全機能のサポート機能喪失 (電源機能喪失)	8.5E-6	1.1E-6	3.3E-10
7-2	安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能喪失)	4.3E-5	1.8E-7	3.0E-7
全炉心損傷頻度		6.4E-5	2.8E-6	3.0E-7

表2：事故シーケンス別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波PRA）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス (ハッチング:炉心損傷防止対策の有効性が 確認されている事故シーケンス)	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/炉年)				全CDFに 対する割合 (シーケンス別)	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFに 対する割合 (グループ別)	
			内部事象	地震	津波	合計				
1	原子炉停止 機能喪失	AT+原子炉トリップ失敗	緊急ほう酸注入	1.2E-08	8.3E-09	—	2.0E-08	≒0%	2.0E-08	0.0%
2	ECCS注水 機能喪失	小LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却 +代替低圧注水ポンプ	2.2E-06	1.1E-07	—	2.3E-06	3.4%	3.1E-06	4.6%
		中LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	6.9E-07	3.1E-09	—	6.9E-07	1.0%		
		Excess LOCA	※	—	5.9E-08	—	5.9E-08	0.1%		
		大LOCA+低圧注入失敗	※	3.7E-09	3.7E-09	—	7.4E-09	≒0%		
		大LOCA+蓄圧注入失敗	①※	8.8E-12	2.6E-10	—	2.7E-10	≒0%		
中LOCA+蓄圧注入失敗	①※	2.6E-11	2.1E-10	—	2.4E-10	≒0%				
3	ECCS再循環 機能喪失	小LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+代替再循環	1.7E-08	7.9E-09	—	2.5E-08	≒0%	3.2E-08	0.0%
		中LOCA+高圧再循環失敗		5.2E-09	2.5E-10	—	5.5E-09	≒0%		
		大LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	代替再循環	9.2E-10	3.1E-10	—	1.2E-09	≒0%		
4	格納容器除熱 機能喪失	小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	CV内自然対流冷却	2.6E-08	1.3E-10	—	2.6E-08	≒0%	5.5E-08	0.1%
		小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		1.6E-08	2.2E-10	—	1.6E-08	≒0%		
		中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		8.1E-09	—	—	8.1E-09	≒0%		
		中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		4.8E-09	—	—	4.8E-09	≒0%		
		大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		7.8E-12	—	—	7.8E-12	≒0%		
		大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗		8.0E-13	—	—	8.0E-13	≒0%		
5	漏えい箇所の 隔離機能喪失	SGTR+破損SG隔離失敗	クールダウン&リサーキュレーション	2.4E-07	—	—	2.4E-07	0.4%	2.8E-07	0.4%
		SGTR(複数本破断)	②	—	3.9E-08	—	3.9E-08	0.1%		
		インターフェイスシステムLOCA	クールダウン&リサーキュレーション	3.0E-11	—	—	3.0E-11	≒0%		
		手動停止+補助給水失敗		5.5E-06	—	—	5.5E-06	8.2%		

全炉心
約99.6%
防止対



第 1.1.2 図：地震 PRA 階層イベントツリー

大破断 LOCA	低圧 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	低圧 再循環	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故 シーケンス グループ
							OK
							OK
							4
							3
							OK
							4
							2
							2

中破断 LOCA	高圧 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故 シーケンス グループ
						OK
						4
						3
						4
						2
						2

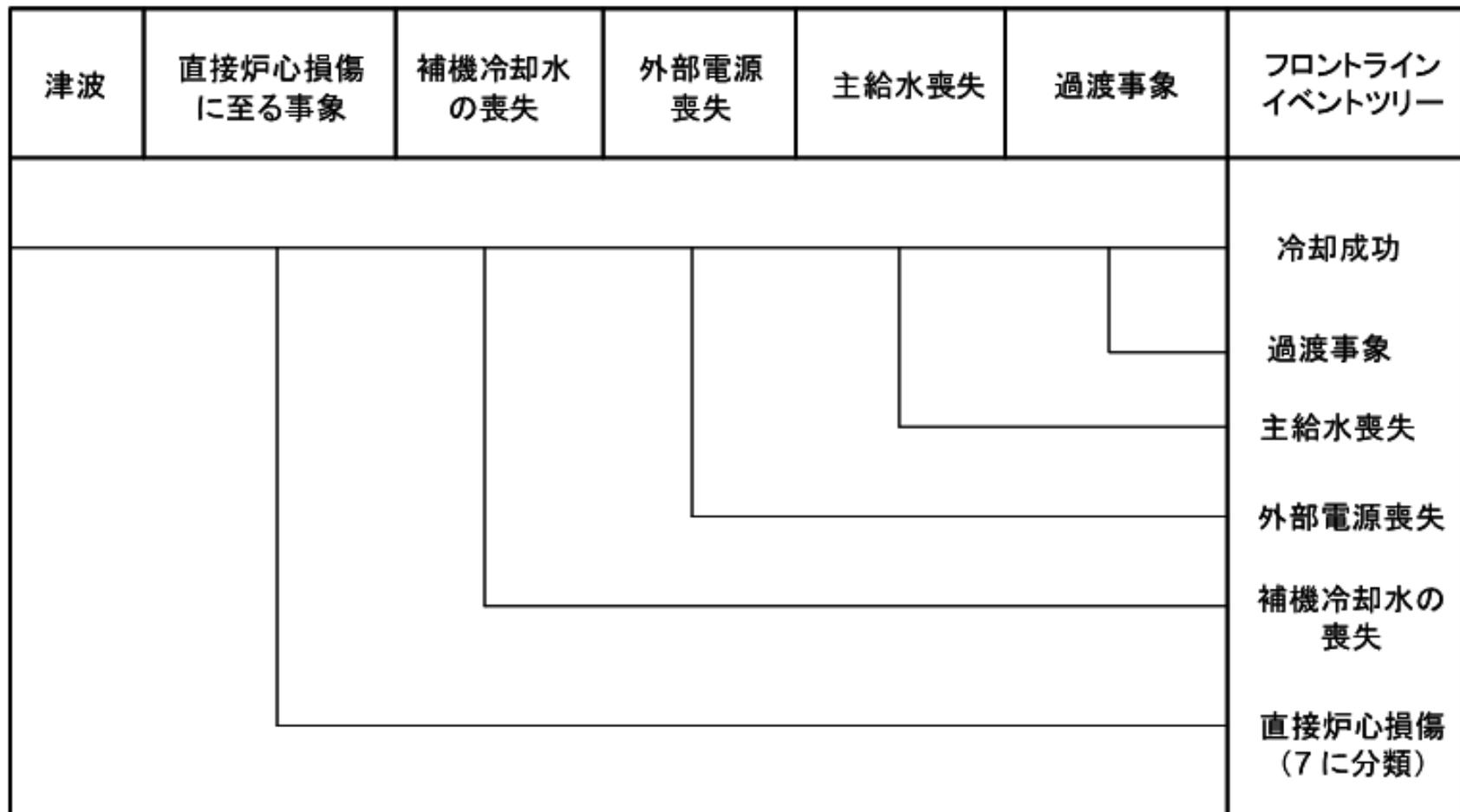
小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助 給水	高圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故 シーケンス グループ
							OK
							4
							3
							4
							2
							6
							1

2次冷却系 の破断	原子炉 トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故 シーケンス グループ
				OK
				6
				6
				1, 7*

主給水喪失	原子炉 トリップ	補助給水	事故 シーケンス グループ
			OK
			6, 7*
			1, 7*

*: 外部電源喪失、補機冷却水の喪失時に分類

第 1.1.4 図：地震 PRA フロントラインイベントツリー



第 1.1.3 図：津波 PRA 階層イベントツリー

補機冷却水の喪失	補助給水	加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	事故シーケンスグループ
				OK
				7
				7
				7

外部電源喪失	非常用所内電源	補助給水	事故シーケンスグループ	主給水喪失過渡事象	補助給水	事故シーケンスグループ
			OK			OK
			6			6
			7			

第 1.1.5 図：津波 PRA フロントラインイベントツリー

<全体の建付け>

- ◆二階建て…設計基準は単一故障指針のまま
- ◆地震・津波に起因する多重事故の想定？
- ◆共通要因故障の仮定・多様性の要求
- ◆立地審査指針にある被ばく基準が消えた

<新潟県の指摘に関連して>

- ◆福島原発事故の検証…特に地震による配管破損
- ◆フィルタ付ベントの信頼性
- ◆水位計の技術開発の必要性
- ◆原子力防災…複合災害への対応／SPEEDI

7月以降の検討課題について

平成25年4月4日

これまでの検討チーム会合における議論の中で、以下のような検討課題が明らかになっている。これらについては、7月の改正原子炉等規制法の施行後に検討することが必要。

(2) 要求内容の継続的検討

・原子炉水位計

今回の福島第一原子力発電所事故において問題となった原子炉水位計について、技術開発等の状況も踏まえ、規制要求の検討を行う。

・逃し安全弁

シビアアクシデント時における減圧機能の信頼性を向上させるため、技術開発等の状況も踏まえ、逃し安全弁に対する規制要求の検討を行う。

・原子炉主任技術者

シビアアクシデント時の対応を含む原子炉主任技術者の役割を明確化するとともに、その役割を踏まえた必要な資格要件を検討する。

氏名：新潟県 （担当：防災局原子力安全対策課 伊藤）

要旨：

多様性を確保するためにも、現状の方式とは異なる水位計等の計測装置が必要。

意見：原子炉内の水位、圧力、温度などを正しく把握する方法を確立しなければ、そもそも制御もできない。多様性を確保するためにも現在の測定原理と異なる計測設備が必要。

理由：福島第一原子力発電所事故では、全電源喪失後、原子炉圧力と内部温度の上昇により、正常に水位を計測できなくなったと考えられる。

原子炉の状態を正しく把握することから、制御することが始まるため、シビアアクシデントのような過酷な環境下でも継続して計測することができる観測設備が必要と考える。

氏名：新潟県 （担当：防災局原子力安全対策課 伊藤）

要旨：

事業者が自主設置した既存の耐圧ベント設備との関係はどうなるのか。

意見：骨子案では、格納容器フィルタ・ベント設備の設置と、その多重性を求めている。既存の耐圧ベント設備にはフィルタが設けられていないが、バックフィットにおいて、この設備の取扱いはどうなるのか明確に示すべき。

理由：骨子案の（放射性物質低減対策）を考えれば、既存の耐圧ベント設備にもフィルタの追加などの対策が必要と考えるが、どのように整理するのか考え方を示す必要がある。

＜大飯原発評価会合から見えてきたもの＞

- ◆新規制基準不適合の結論…何がダメだったか
- ◆免震事務棟(緊急時対策所)免震でなくてよいか
- ◆防潮堤建設中なのに審査の対象外？
- ◆基準地震動は2連動のまま／不確かさの考慮は？