

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30回)
ご説明資料

委員からの指摘事項等を踏まえた論点及び 県民意見を踏まえた論点への説明

2025年2月12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。

緊急時対策所に耐震設計を選択したことの安全上の考え方並びに施設内の設備・機器及び人員に係る耐震上の評価及び対策について

【説明概要】

■第22回

- ・ 緊急時対策所に要求される厳しい設計条件に対して、先行PWR電力の緊急時対策所にて実績のある耐震構造を採用することにより、耐震性を十分確保する設計とした。
- ・ 緊急時対策所建屋は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能(遮蔽性、気密性等)を損なわない設計としている。また、建屋内に設置する発電機や制御盤等の設備は、基準地震動 S_s に対して機能を損なわないことを確認している。

■今 回

- ・ 緊急時対策所建屋内に備える資機材等は、適切な固縛、転倒防止措置を施すことにより機能喪失しないことを確認している。
- ・ 緊急時対策所建屋内に滞在する災害対策要員は、地震発生時は転倒防止措置を講じた机等の固定した物に掴まり体勢を維持することで、転倒による負傷等を防止する。
- ・ これらの対策により、多数の災害対策要員が緊急時対策所に滞在を続け、重大事故等対応のための指揮命令が行える。

1. 緊急時対策所に耐震構造を採用した理由

- 緊急時対策所は、重大事故等が発生した際の災害対策要員の活動の拠点なる施設であり、想定される重大事故等により生じた環境下においても、災害対策要員の活動が継続して行える必要があることから、要求される設計条件が高い施設となる。
- 先行PWR電力の緊急時対策所において実績のある耐震構造で、**基準地震動 S_s による地震力に対する施設の耐震性を検討した結果、耐震構造においても建物・構築物及び機器の耐震性並びに要員の安全確保は可能と評価できた**ことから、施設の構造に耐震構造を採用した。

2. 緊急時対策所設備の概要と建物

- 緊急時対策所は耐震構造とし、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能(遮蔽性、気密性等)を損なわない設計とする。
- 災害対策本部室の設置されている床(代表:EL.30.30)の加速度は、**最大応答値656cm/s²**($S_s-31^{※1}$ 試験施工のばらつきを考慮(+ σ)のケースの応答値)となり、同床に配置されている机等には適切に固縛、転倒防止措置等を施し、機能が喪失しない設計とする。他床も適切に評価を行っている。※1 EL.30.30mにおいて、最大応答加速度が最も大きな基準地震動 S_s

表1. 緊急時対策所の基本仕様

項目	基本仕様
1 建屋構造	・鉄筋コンクリート造(耐震構造)
2 階層	・4階建て
3 建屋延床面積／災害対策本部室床面積	・建屋:約4,000m ² ／災害対策本部室:約350m ² 宿泊・休憩室:約70m ²
4 耐震強度	・基準地震動 S_s で機能維持
5 耐津波	・防潮堤内側、発電所構内高台(T.P.+約23m)に設置
6 中央制御室との共通要因による同時機能喪失防止	・中央制御室との十分な離隔(約320m) ・中央制御室と独立した機能 (電源設備及び換気設備は独立した専用設備)
7 電源設備	・通常電源設備:常用所内電気設備, 非常用所内電気設備(通信連絡設備等の負荷のみ) ・代替電源設備:緊急時対策所用発電機(2台)
8 遮蔽, 放射線管理※2	・建屋外壁等十分な壁厚を確保した遮蔽設計 ・よう素除去フィルタ付非常用換気設備の設置 ・プルーム通過時の加圧設備の設置 ・加圧判断のためのエリアモニタ, 可搬型モニタリング・ポストの配備 ・居住性確認のための酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の配備 ・チェン징エリアの設置
9 原子炉施設の情報	・対策に必要な情報を表示するデータ表示装置の設置
10 通信連絡	・発電所内・外の必要のある箇所と必要な連絡を行うための通信連絡設備の設置
11 食料, 飲料水等	・7日間必要とされる食料, 飲料水等を配備

表2. 階層毎の最大応答加速度

EL.(m)	最大応答加速度(cm/s ²)		
	NS方向	EW方向	UD方向
51.00	732	766	700
43.50	690	736	665
37.00	671	692	631
30.30	650	656	595
23.30	630	631	530
20.80	626	627	524

図1. 緊急時対策所の建屋概要図



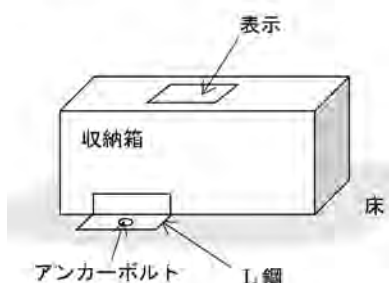
※2 収納箱に保管した測定器等の資機材は、その状態で加振試験等により基準地震動 S_s による地震力に対し、機能喪失しないことを確認している。

3. 施設内の設備・機器等及び人員に係る耐震上の評価及び対策について

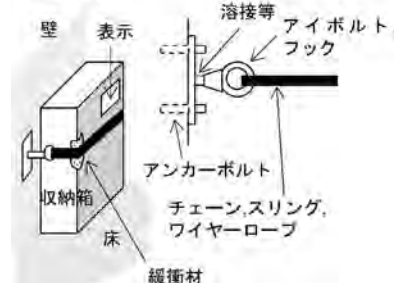


- 緊急時対策所の耐震設計を実施するにあたり、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮した東海第二発電所の基準地震動 S_s を策定した。
この基準地震動 S_s による地震力に対し、緊急時対策所建屋及び建屋内の設備の機能が損なわれることがないよう、耐震構造を採用することで耐震安全性を確保した。
- 緊急時対策所に新たに配備する机、OA機器、什器及び資機材等については、緊急時対策所に必要な機能を維持するため、適切な固縛、転倒防止措置を施す。
以下に固縛・固定例を示す。

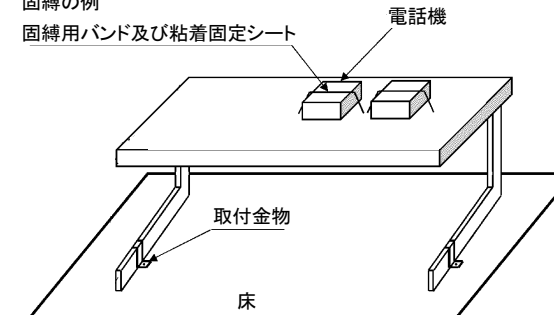
固定の例



固縛の例



固縛の例

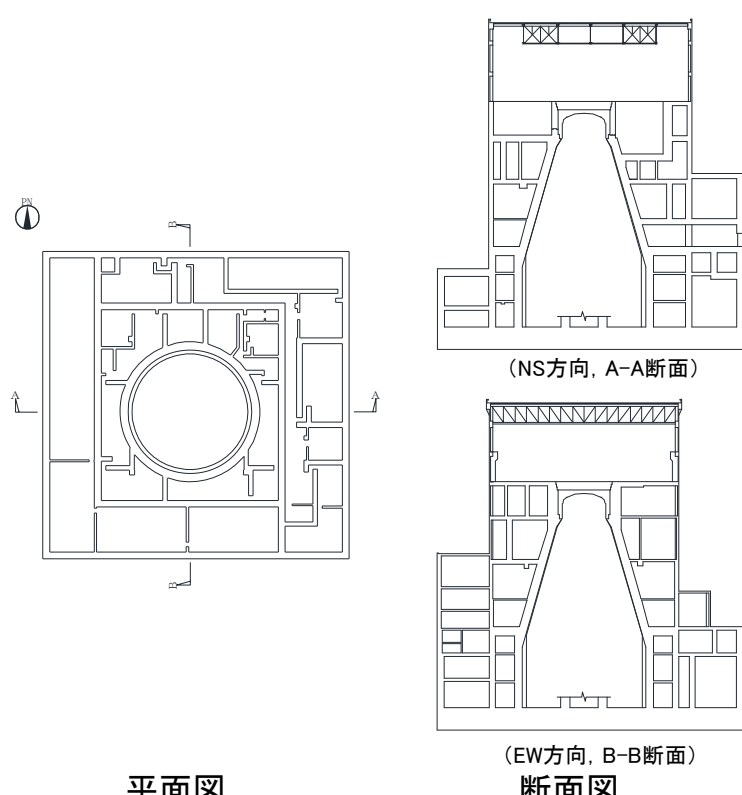
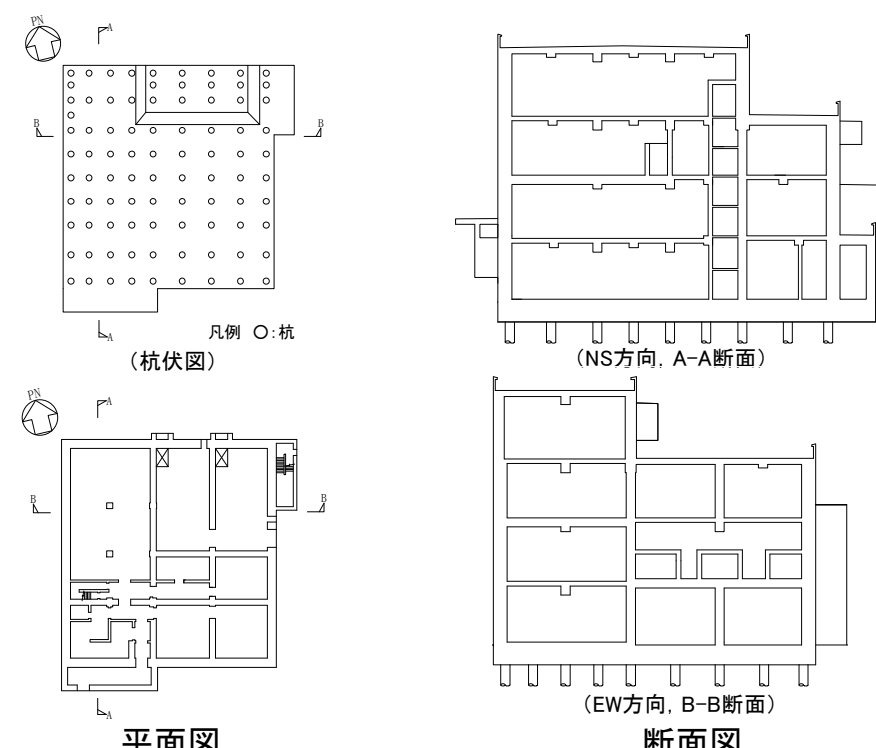


- 地震発生時の緊急時対策所に滞在する要員への危険を排除するため、配備する机等には適切に**固縛、転倒防止措置等**を施し、要員は机等の**固定した物に掴まり体勢を維持する***1ことで、転倒による負傷等を防止する。

(* 1 第13回中央制御室 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にてご説明)

- ◆緊急時対策所建屋は、基準地震動 S_s による地震力に対し、機能(遮蔽性、気密性等)を損なわない設計としている。また、建屋内に設置する発電機や制御盤等の設備は、基準地震動 S_s に対して機能を損なわないことを確認している。
 - ◆緊急時対策所建屋内に備える資機材等は、適切な固縛、転倒防止措置を施すことにより機能喪失しないことを確認している。
 - ◆緊急時対策所建屋内に滞在する災害対策要員は、地震発生時は転倒防止措置を講じた机等の固定した物に掴まり体勢を維持することで、転倒による負傷等を防止する。
- これらの対策により、多数の災害対策要員が緊急時対策所に滞在を続け、プラント状況の把握と発電所内外との通信連絡を確保しつつ、重大事故等対応のための指揮命令が行えることを確認している。

○ 代表的な建物・構築物について、原子炉建屋及び緊急時対策所建屋を例に構造概要を示す。

	原子炉建屋	緊急時対策所建屋
構造概要	鉄筋コンクリート造(一部鉄骨造)	鉄筋コンクリート造
基礎	厚さ: 約5m (人工岩盤を介して、砂質泥岩である久米層に岩着)	厚さ: 2.5m(一部2.2m及び5.7m) (場所打ち鋼管コンクリート杭を介して、砂質泥岩である久米層に岩着)
平面形状		約38m(南北方向) × 約36m(東西方向)
高さ		基礎版底面から約30m
図面	 平面図 断面図	杭仕様: 材質SKK490, 本数88本(11×9), 径φ1000, 厚さ22mm  凡例 ○: 杭 (杭伏図) 平面図 断面図
建屋の特徴	建物中央部には原子炉格納容器を囲む円形の壁があり、その外側に二次格納施設である原子炉棟の外壁及び原子炉建屋付属棟の外壁がある。	緊急時対策所建屋2階に、重大事故等の発生時においても、必要な指示及び対策を行う要員がとどまることができる緊急時対策所を設置している。

○ 建物・構築物について基準地震動Ssにおける発生値が許容値に収まることを確認した。

目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	検定比
V-2-2-2	原子炉建屋の耐震性についての計算書	構造強度	耐震壁	せん断ひずみ	$\times 10^{-3}$	0.6	2.00	0.300
V-2-2-5	使用済燃料乾式貯蔵建屋の耐震性についての計算書	構造強度	杭	曲げモーメント	kN・m/本	2200	2210	0.996
V-2-2-11	緊急時対策所建屋の耐震性についての計算書	構造強度	杭	鉛直支持力	kN/本	10819	17224	0.629
V-2-2-15-1	主排気筒の耐震性についての計算書	構造強度	鉄塔(主柱材)	軸力+曲げ	— *1	0.915	1.000	0.915
V-2-2-15-2	主排気筒の基礎の耐震性についての計算書	構造強度	杭	鉛直支持力	kN	8641	13193	0.655
V-2-2-17	非常用ガス処理系配管支持架構の耐震性についての計算書	構造強度	上部構造(柱)	軸力+曲げモーメント+せん断力*	— *1	0.497	1.000	0.497
V-2-2-19	格納容器圧力逃がし装置格納槽の耐震性についての計算書	構造強度	耐震壁(地下外壁)	軸力+曲げモーメント+面内せん断力	— *2	0.557	1.000	0.557
V-2-4-2-1	使用済燃料プールの耐震性についての計算書	構造強度	使用済燃料プール躯体(底版)	面外せん断力	N/mm ²	2.15	3.01	0.715
V-2-7-2-5	非常用ガス処理系排気筒の耐震性についての計算書	構造強度	排気筒サポート	圧縮応力	N/mm ²	131.9	163.2	0.809
V-2-8-4-2	中央制御室遮蔽の耐震性についての計算書	構造強度	天井スラブ	曲げモーメント	kN・m	142.6	173	0.825
V-2-9-2-2	原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書	構造強度	底部	軸力+曲げモーメント	N/mm ²	1.01	1.06	0.953
V-2-9-3-1	原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書	構造強度	屋根トラス	圧縮応力	N/mm ²	200	208	0.962
V-2-9-3-4	原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書	構造強度	付属棟基礎	軸力+曲げモーメント	$\times 10^3$ kN・m/m	10.9	12.2	0.894

*1 : 鉄骨部材における組合せ応力による評価とし、許容値を1とする。
*2 : 配筋量に対する必要鉄筋量の比を発生値及び許容値として示す。

別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所)(1/6)



○ 機器・配管系について基準地震動Ssにおける発生値が許容値に収まることを確認した。

目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-6-7-2-4	衛星電話設備(固定型)(緊急時対策所)の耐震性についての計算書	機能維持	衛星電話設備(固定型)(緊急時対策所)	応答加速度(水平)	G	0.67	1.79	2.67
V-2-6-7-2-5	屋外アンテナ(緊急時対策所)の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	せん断応力	MPa	5	113	22.60
		機能維持	屋外アンテナ(緊急時対策所)	応答加速度(水平)	G	1.61	8.24	5.11
V-2-6-7-2-6	衛星電話設備用通信機器収納ラック(緊急時対策所)の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	39	147	3.76
		機能維持	衛星電話設備用通信機器収納ラック(緊急時対策所)	応答加速度(鉛直)	G	0.61	1.67	2.73
V-2-6-7-3	安全パラメータ表示システム(SPDS)SPDSデータ表示装置の耐震性についての計算書	機能維持	SPDSデータ表示装置	応答加速度(水平)	G	0.67	1.8	2.68
V-2-6-7-4	安全パラメータ表示システム(SPDS)無線通信用アンテナの耐震性についての計算書	構造強度	無線通信用アンテナ(緊急時対策所建屋側)	引張応力	MPa	27	123	4.55
		機能維持	無線通信用アンテナ(原子炉建屋側)	応答加速度(鉛直)	G	1.56	3	1.92
V-2-6-7-5	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の耐震性についての計算書	機能維持	IP電話(衛星系)	応答加速度(水平)	G	1.28	1.69	1.32
V-2-6-7-6	統合原子力防災ネットワーク設備衛星アンテナの耐震性についての計算書	構造強度	衛星アンテナ支持架台の基礎ボルト(1)	引張応力	MPa	67	184	2.74
		機能維持	ODU電源部	応答加速度(鉛直)	G	1.21	2	1.65
V-2-6-7-7	LAN収容架(SA)の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	21	184	8.76
		機能維持	ルータ等	応答加速度(鉛直)	G	1.14	2	1.75
V-2-6-7-8	再循環系ポンプ遮断器の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	49	210	4.28
		機能維持	再循環系ポンプ遮断器(B)	応答加速度(水平)	G	0.92	2.3	2.50
V-2-6-7-9	再循環系ポンプ低速度用電源装置遮断器の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	63	202	3.20
		機能維持	再循環系ポンプ低速度用電源装置遮断器	応答加速度(水平)	G	1.29	2.3	1.78

別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所)(2/6)



目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-8-2-7	耐圧強化ベント系放射線モニタの耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	14	147	10.50
		機能維持	耐圧強化ベント系放射線モニタ	応答加速度(水平)	G	1.4	3	2.14
V-2-8-2-8	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	3	156	52.00
		機能維持	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(低レンジ)	応答加速度(水平)	G	1.74	3	1.72
V-2-8-2-9	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	3	156	52.00
		機能維持	使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ)	応答加速度(水平)	G	1.74	3	1.72
V-2-8-3-1-1	中央制御室換気系ダクトの耐震性について計算書	構造強度	支持架構	組合応力	MPa	141	280	1.98
V-2-8-3-1-2	中央制御室換気系空調機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファンの耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	64	184	2.87
		機能維持	ファン原動機	応答加速度(鉛直)	G	0.98	1	1.02
V-2-8-3-1-3	中央制御室換気系フィルタユニットの耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	43	190	4.41
V-2-8-3-2-1	管の耐震性についての計算書(中央制御室退避室)	構造強度	MCRS-1	一次応力	MPa	244	468	1.91
V-2-8-3-2-2	中央制御室待避室差圧の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	4	168	42.00
		機能維持	中央制御室待避室差圧	応答加速度(水平)	G	1.34	3	2.23
V-2-8-3-3-1	緊急時対策所換気系ダクトの耐震性についての計算書	構造強度	溶接部	組合応力	MPa	125	141	1.12
V-2-8-3-3-2	管の耐震性についての計算書(緊急時対策所換気系)	構造強度	HAPS-001	一次応力	MPa	216	431	1.99
V-2-8-3-3-3	緊急時対策所非常用送風機の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	73	153	2.09
		機能維持	ファン原動機	応答加速度(鉛直)	G	1※	1	1.00※
V-2-8-3-3-4	緊急時対策所非常用フィルタ装置の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	せん断応力	MPa	33	118	3.57

※実際のSs時の応答加速度(鉛直)(:0.65)に対して保守的に設定した発生値(:1)を用いて評価している。実際のSs時の応答加速度(鉛直)(:0.65)を用いた場合の裕度は1.53となる。

論点No.8-9

第22回ワーキングチーム
資料2再掲

別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所) (3/6)



目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-8-3-3-5	緊急時対策所用差圧の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	8	168	21.00
		機能維持	緊急時対策所用差圧	応答加速度 (水平)	G	1.35	3	2.22
V-2-8-3-4-1	管の耐震性についての計算書 (第二弁操作室)	構造強度	PCVVCC-1	一次応力	MPa	213	468	2.19
V-2-8-3-4-2	第二弁操作室差圧の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	5	168	33.60
		機能維持	第二弁操作室差圧	応答加速度 (水平)	G	1.55	3	1.93
V-2-9-2-1	原子炉格納容器の耐震性についての計算書	構造強度	P6:底部のフランジプレートとの接合部	座屈	-	0.98	1	1.02
V-2-9-2-3	上部シアラグ及びスタビライザの耐震性についての計算書	構造強度	シアプレート	組合応力	MPa	259	275	1.06
V-2-9-2-4	下部シアラグ及びダイヤフラムブラケットの耐震性についての計算書	構造強度	シアプレート	組合応力	MPa	219	275	1.25
V-2-9-2-5	原子炉格納容器胴アンカ部の耐震性についての計算書	構造強度	ベースプレート	曲げ応力 (引張側)	MPa	256	317	1.23
V-2-9-2-6	機器搬入用ハッチの耐震性についての計算書	構造強度	ドライウェル円錐胴と補強板との結合部	疲労評価	-	0.57	1	1.75
V-2-9-2-7	所員用エアロックの耐震性についての計算書	構造強度	ドライウェル円錐胴と補強板との結合部	疲労評価	-	0.056	1	17.85
V-2-9-2-8	サプレッション・チェンバアクセスハッチの耐震性についての計算書	構造強度	サプレッションチェンバ円筒胴と補強板との結合部	疲労評価	-	0.428	1	2.33
V-2-9-2-9	配管貫通部の耐震性についての計算書	構造強度	X-31(P1原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部)	一次膜＋一次曲げ応力	MPa	267	348	1.30
V-2-9-2-10	電気配線貫通部の耐震性についての計算書	構造強度	格納容器胴とスリーブとの結合部	疲労評価	-	0.378	1	2.64
V-2-9-2-11	サプレッション・チェンバ底部ライナ部の耐震性についての計算書	構造強度	底部ライナ部P2周辺部	膜ひずみ	-	0.00044	0.003	6.81
V-2-9-3-2	原子炉建屋大物搬入口の耐震性についての計算書	構造強度	押し込みローラ部ベアリング	支圧	MPa	648	663	1.02
V-2-9-3-3	原子炉建屋エアロックの耐震性についての計算書	構造強度	ヒンジピン	組合応力	MPa	189	530	2.80
V-2-9-4-1	ダイヤフラム・フロアの耐震性についての計算書	構造強度	柱	圧縮応力	N/mm ²	117.2	144	1.22

別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所) (4/6)



目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-10-1-4-5-2	常設代替高圧電源装置制御盤(No.6)の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	64	525	8.20
		機能維持	発電機	応答加速度(鉛直)	G	0.42	1.14	2.71
V-2-10-1-4-6	管の耐震性についての計算書 (常設代替高圧電源装置)	構造強度	C-01-1360-107	一次応力	MPa	66	446	6.75
V-2-10-1-5-1	緊急時対策所用発電機内燃機関の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	122	210	1.72
V-2-10-1-5-2	緊急時対策所用発電機燃料油サービスタンクの耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	18	210	11.66
V-2-10-1-5-3	緊急時対策所用発電機給油ポンプの耐震性についての計算書	構造強度	ポンプ取付ボルト	引張応力	MPa	12	207	17.25
		機能維持	逃し弁	応答加速度(水平)	G	0.65	1	1.53
V-2-10-1-5-4	緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの耐震性についての計算書	構造強度	ポンプ取付ボルト	引張応力	MPa	264	487	1.84
V-2-10-1-5-5	緊急時対策所用発電機の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	81	210	2.59
		機能維持	緊急時対策所用発電機	応答加速度(鉛直)	G	0.55	1	1.81
V-2-10-1-5-6	緊急時対策所用発電機制御盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	147	385	2.61
		機能維持	緊急時対策所用発電機制御盤	応答加速度(水平)	G	0.65	1.3	2.00
V-2-10-1-6-1	非常用無停電電源装置の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	67	168	2.50
		機能維持	非常用無停電電源装置	応答加速度(鉛直)	G	0.8	3	3.75
V-2-10-1-6-2	緊急用無停電電源装置の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	67	168	2.50
		機能維持	緊急用無停電電源装置	応答加速度(鉛直)	G	0.8	3	3.75
V-2-10-1-6-3	125V系蓄電池A系/B系の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	42	165	3.92
V-2-10-1-6-4	125V系蓄電池 HPCS系の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	66	165	2.50

別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所) (5/6)



目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-10-1-7-10	緊急用計装交流主母線盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	71	168	2.36
		機能維持	緊急用計装交流主母線盤	応答加速度(鉛直)	G	0.8	2	2.50
V-2-10-1-7-11	緊急用電源切替盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	90	156	1.73
		機能維持	緊急用交流電源切替盤B	応答加速度(鉛直)	G	1	2	2.00
V-2-10-1-7-12	緊急用無停電計装分電盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	せん断応力	MPa	23	113	4.91
		機能維持	緊急用無停電計装分電盤	応答加速度(鉛直)	G	0.83	3	3.61
V-2-10-1-7-13	緊急用直流125V充電器の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	61	168	2.75
		機能維持	緊急用直流125V充電器	応答加速度(鉛直)	G	0.8	1	1.25
V-2-10-1-7-14	緊急用直流125V主母線盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	32	168	5.25
		機能維持	緊急用直流125V主母線盤	応答加速度(鉛直)	G	0.8	2	2.50
V-2-10-1-7-15	緊急用直流125Vモータコントロールセンタの耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	62	168	2.70
		機能維持	緊急用直流125Vモータコントロールセンタ	応答加速度(鉛直)	G	0.83	2	2.40
V-2-10-1-7-16	緊急用直流125V計装分電盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	53	138	2.60
		機能維持	緊急用直流125V計装分電盤	応答加速度(鉛直)	G	0.83	3	3.61
V-2-10-1-7-17	常設代替高圧電源装置遠隔操作盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	37	210	5.67
		機能維持	常設代替高圧電源装置遠隔操作盤	応答加速度(鉛直)	G	0.84	5	5.95
V-2-10-1-7-18	緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	46	210	4.56
		機能維持	緊急時対策所用メタルクラッド開閉装置	応答加速度(鉛直)	G	1.17	2	1.70

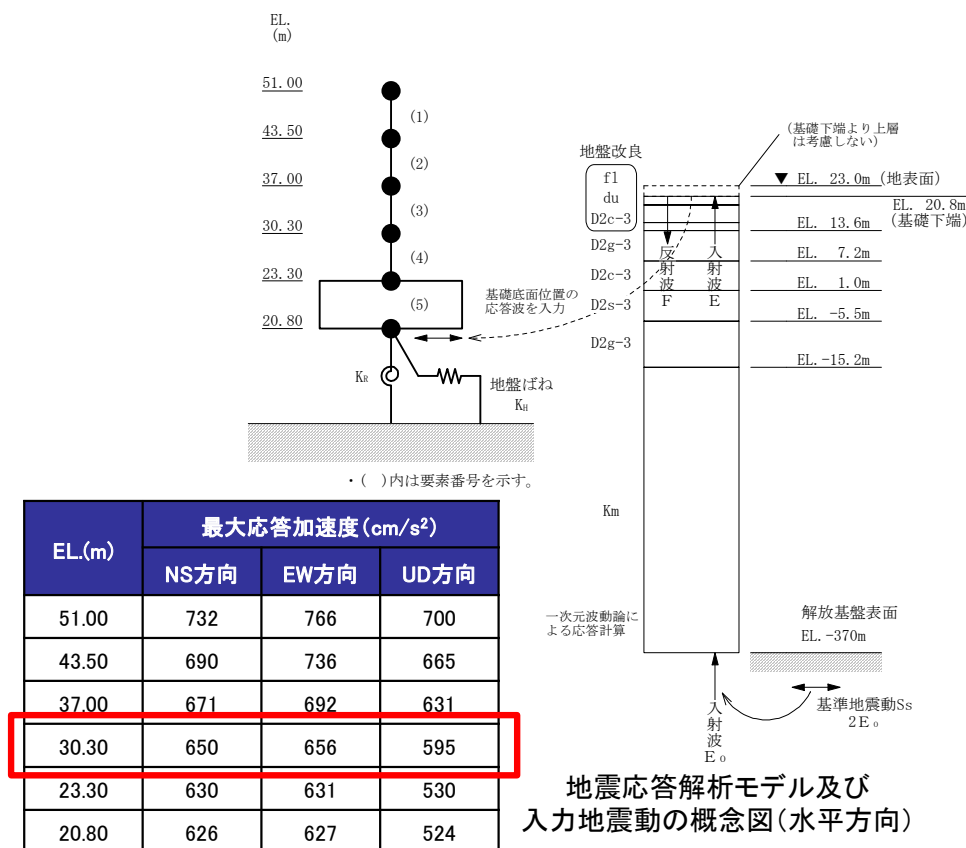
別紙 耐震評価結果一覧 機器・配管系(緊急時対策所) (6/6)



目録番号	目録名称	評価項目	評価部位	応力分類	単位	耐震評価結果		
						発生値	許容値	裕度
V-2-10-1-7-19	緊急時対策所用動力変圧器の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	90	210	2.33
V-2-10-1-7-20	緊急時対策所用パワーセンタの耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	40	210	5.25
		機能維持	緊急時対策所用パワーセンタ	応答加速度(鉛直)	G	1.17	1.64	1.40
V-2-10-1-7-21	緊急時対策所用モータコントロールセンタの耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	31	210	6.77
		機能維持	緊急時対策所用モータコントロールセンタ	応答加速度(鉛直)	G	1.17	2	1.70
V-2-10-1-7-22	緊急時対策所用100V分電盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	10	210	21.00
		機能維持	緊急時対策所用100V分電盤2-2	応答加速度(鉛直)	G	1.17	2	1.70
V-2-10-1-7-23	緊急時対策所用直流125V主母線盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	32	210	6.56
		機能維持	緊急時対策所用直流125V主母線盤	応答加速度(鉛直)	G	1.17	1.64	1.40
V-2-10-1-7-24	緊急時対策所用直流125V分電盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	31	210	6.77
		機能維持	緊急時対策所用直流125V分電盤	応答加速度(鉛直)	G	1.17	2	1.70
V-2-10-1-7-25	緊急時対策所用災害対策本部操作盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	14	210	15.00
		機能維持	緊急時対策所用災害対策本部操作盤	応答加速度(鉛直)	G	1.14	2	1.75
V-2-10-1-7-26	緊急時対策所用非常用換気空調設備操作盤の耐震性についての計算書	構造強度	取付ボルト	引張応力	MPa	28	210	7.50
		機能維持	制御盤他	応答加速度(鉛直)	G	1.14	2	1.75
V-2-10-1-7-27	可搬型代替低圧電源車接続盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	56	168	3.00
V-2-10-1-7-28	可搬型代替直流電源設備用電源切替盤の耐震性についての計算書	構造強度	基礎ボルト	引張応力	MPa	28	168	6.00
		機能維持	可搬型代替直流電源設備用電源切替盤	応答加速度(鉛直)	G	0.8	2	2.50

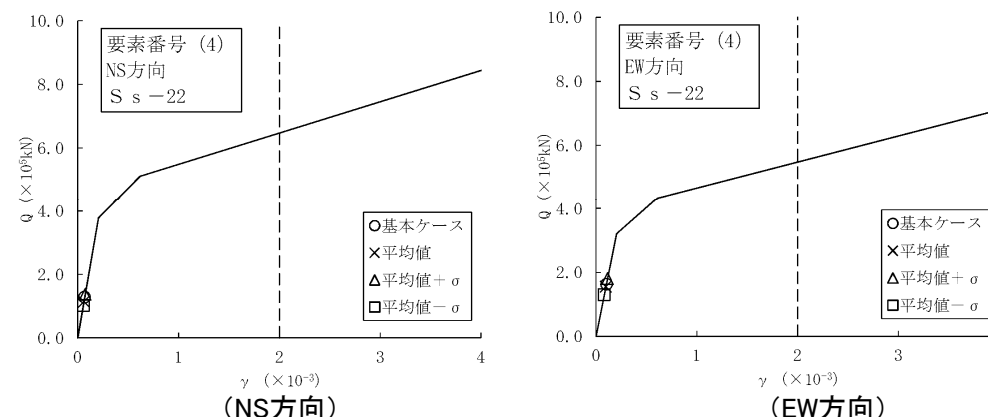
○ 緊急時対策所建屋

- ・地盤物性のばらつきを考慮した緊急時対策所建屋の耐震壁のせん断ひずみを算出し、最大せん断ひずみと許容限界を比較した結果、**耐震壁の最大せん断ひずみは 0.115×10^{-3} であり、許容限界(2.0×10^{-3})を超えないことを確認した。**



地盤物性のばらつきを考慮した地震応答解析ケース

	地盤物性		モデル名称
	支持地盤 表層地盤	地盤改良土	
基本ケース	平均値	改良目標値	基本ケース
地盤物性の変動 による影響	平均値	平均値	試験施工の平均値を考慮
	+σ相当	+σ相当	試験施工のばらつきを考慮(+σ)
	-σ相当	-σ相当	試験施工のばらつきを考慮(-σ)

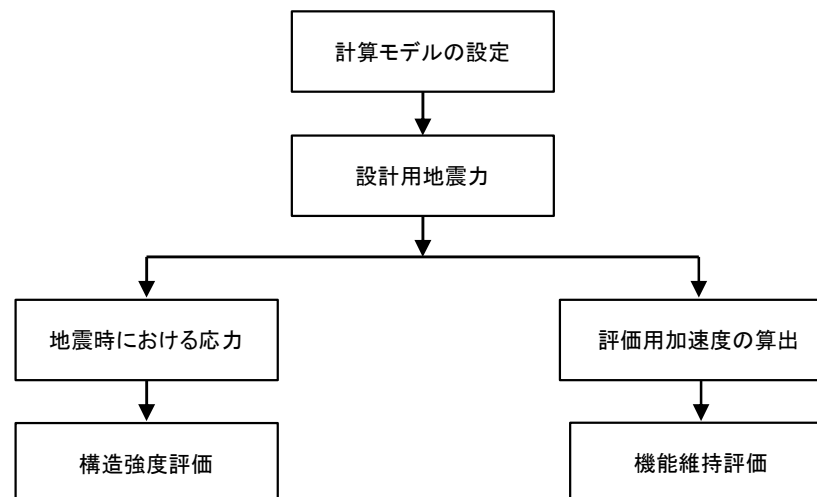


緊急時対策所建屋に設置される代表機器の耐震評価結果

評価対象設備	評価項目	評価部位	応力分類	発生値	許容値
緊急時対策所用発電機	構造強度	取付ボルト	引張応力	81 (MPa)	210 (MPa)
	機能維持	緊急時対策所用発電機	応答加速度 (鉛直)	0.55 (G)	1 (G)
緊急時対策所用制御盤	構造強度	取付ボルト	引張応力	147 (MPa)	385 (MPa)
	機能維持	緊急時対策所用制御盤	応答加速度 (水平)	0.65 (G)	1.3 (G)

- ・福島第一原子力発電所の免震重要棟は、2011年の事故時にその機能を維持し、事象収束へ向けた対策検討、指揮命令を発する場所として機能したことから、免震構造には一定の効果があるといえる。一方、**東海第二発電所の緊急時対策所建屋では、先行プラントの状況等を勘案し、耐震構造とすることとした。**
- ・右表に緊急時対策所建屋に設置される代表機器の評価結果を示す。全ての評価対象設備について、**応力・加速度の発生値が許容値を下回ることを確認した。**

○耐震評価フロー



○計算モデルの設定

構造的に大きなブロック状となっており、重心の位置がブロック状のほぼ中心にあり、かつ、下面が基礎ボルトで固定されている。したがって、全体的に一つの剛体とみなせる。

○設計用地震力

基準地震動 S_s により設定した緊急時対策所建屋の各床面における設計用地震力（加速度値）を適用する。

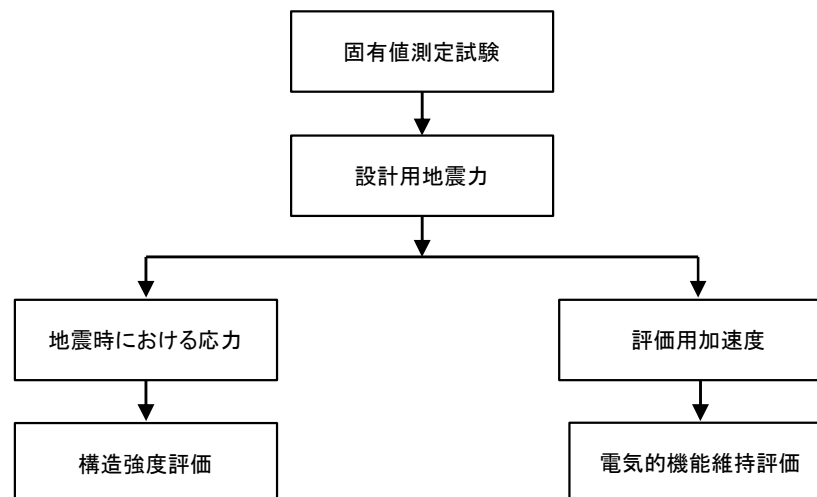
○構造強度評価

荷重及び荷重の組み合わせ並びに構造強度上の制限にて設定した許容限界に基づき評価する。評価部位に作用する設計用地震力による応力等が許容限界内に収まることを確認する。

○機能維持評価

当該機器が設置される床における地震時の応答加速度が、当該設備の機能の健全性を確認した加速度以下となることを確認する。

○耐震評価フロー



○固有値測定試験

振動試験にて、緊急時対策所用発電機制御盤の固有周期を求める。

○設計用地震力

基準地震動 S_s により設定した緊急時対策所建屋の各床面における設計用地震力（加速度値）を適用する。

○構造強度評価

荷重及び荷重の組み合わせ並びに構造強度上の制限にて設定した許容限界に基づき評価する。評価部位に作用する設計用地震力による応力等が、許容限界内に収まることを確認する。

○電氣的機能維持評価

当該機器が設置される床における地震時の応答加速度が、加振試験により電氣的機能の健全性を確認した加速度以下となることを確認する。

【論点No.8】

緊急時対策所に耐震設計を選択したことの安全上の考え方並びに施設内の設備・機器及び人員等に係る耐震上の評価及び対策について

【委員からの指摘事項等】

No.10

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

緊急時対策所は耐震構造とするとあるが、実際の過去の地震等で経験したもので耐震構造で性能を発揮したという報告はされていない。免震棟は福島で随分効果があったという報告がある。基準地震動に対して建物は大丈夫だとしても、中の人間や機器などが大丈夫という検証は行っているか。免震床など地震動の揺れを遮断、軽減するような対策は考えていないのか。設備・機器等を含めた耐震構造の問題については既に検討されているか。中の応答加速度が大変大きくなるので、それにどう対処するかというあたりを確認したい。

P.2

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.852

(20)緊急時対策所の耐震性(地震)

緊急時対策所建屋は免震構造ではないが、どのようにその機能を確保するか知りたい。

P.3~P.5

No.983

緊急時対策所は、免震構造になっていません。

P.2

<第24回ワーキングチーム指摘事項>

①建物の中の機器、コンピュータ等の耐震は大丈夫なのか知りたい

P.3~P.5

②特に心配しているのは、中の設備。設備・機器が壊れないかということで、Ssを入れたらこの建物の応答がどのようになるかということ、中の機器がそれらに耐えられるかどうかを見せたい。

P.7~P.13

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

基準地震動策定の保守性について

【説明概要】

■第27回

- ・原子力施設の耐震設計に用いる地震動評価では、短周期成分の評価が重要である。従って、地震動評価では、長周期だけでなく短周期も評価できるSMGA※モデルを用いている。
- ・また、基準地震動策定の過程では、短周期レベル(応力降下量)やSMGA位置など、地震動の短周期側の地震動評価に大きな影響を与えるパラメータについて不確かさを考慮している。
- ・以上の配慮を行うことで耐震安全性を確保している。

■第30回

- ・敷地周辺では、様々な発生様式の地震(プレート間地震, 海洋プレート内地震, 内陸地殻内地震)が発生していることから、それぞれの発生様式の地震による影響を分析した上で、敷地への影響が大きいパラメータを保守的になるよう不確かさとして考慮し、これらの地震動評価結果を基に基準地震動を策定している。
- ・基準地震動と一様ハザードスペクトルとの比較より、基準地震動の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度である。

※ SMGA: Strong Motion Generation Area(強震動生成域)

総合的な配慮に基づく地震動評価

■地震動評価手法

- ・耐震設計では、対象とする施設の固有周期に着目した検討を行うことが重要である。一般に原子力施設の主要設備の固有周期は短周期であり、東海第二発電所の場合、主要設備の多くが周期0.5秒以下である。
- ・東海第二発電所の地震動評価においては、周期0.5秒より短周期側についても評価できるSMGAモデルを採用している。
- ・SMGAモデルに基づく地震動評価は、地震調査研究推進本部による強震動予測でも採用されており、実績のある手法である。

■様々な発生様式の地震の考慮

敷地周辺では、プレート間地震、海洋プレート内地震、内陸地殻内地震が発生していることから、それぞれの発生様式の地震による影響を分析した上で、基準地震動を策定している。

■不確かさの考慮

- ・地震動評価の過程では、それぞれの発生様式の特徴に応じて、より大きな地震規模を想定したり短周期成分に影響を与えるSMGAを敷地に近くなるよう配置する等して基本震源モデルを設定した上で、不確かさとして短周期レベル(応力降下量)やSMGA位置など、地震動の短周期成分に大きな影響を与えるパラメータをより保守的になるよう考慮している。

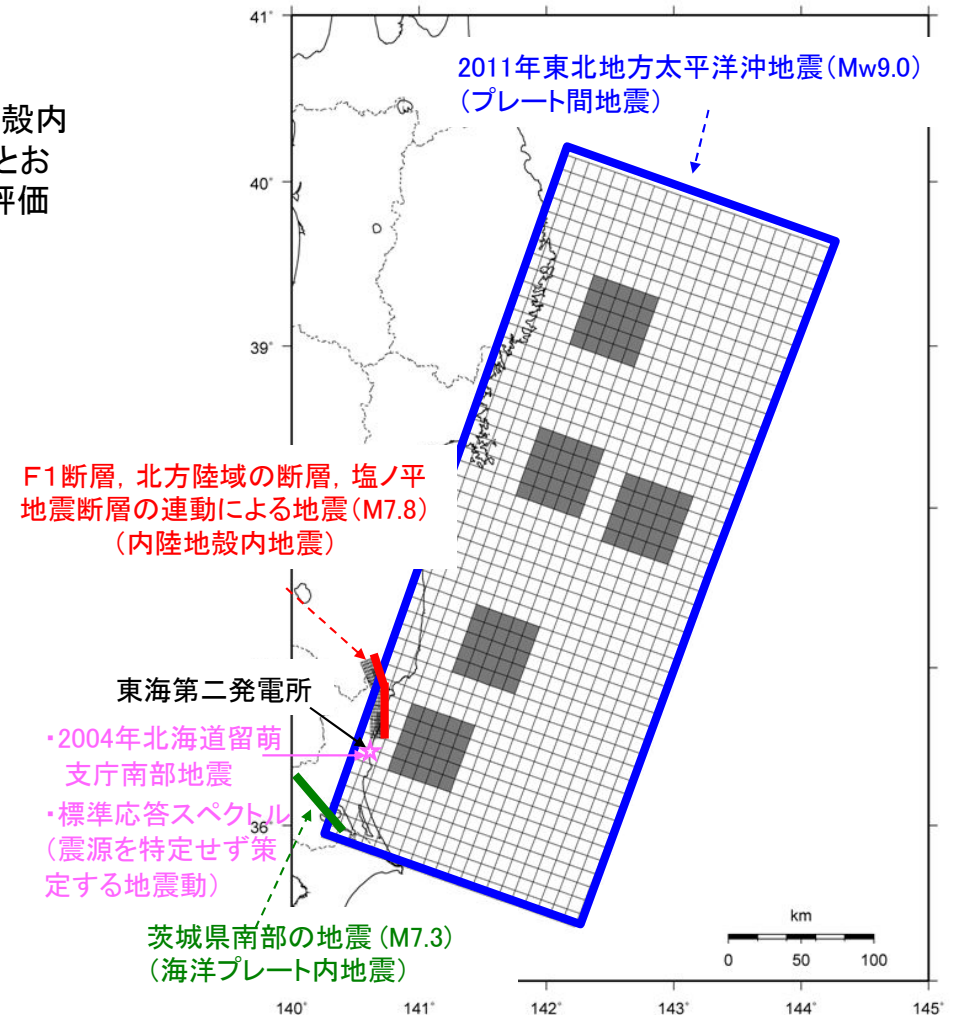
参考 キラーパルスが生じた兵庫県南部地震においても壁式鉄筋コンクリート造の建物被害は軽微であるところ、原子炉建屋等の重要な建屋は同構造を採用している。

敷地周辺で発生する様々な発生様式の地震に対してそれぞれ不確かさを考慮した地震動評価を行う等、総合的な配慮に基づいた基準地震動を策定している。

東海第二発電所の周辺で発生する地震の特徴

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価について、内陸地殻内地震、プレート間地震、海洋プレート内地震毎に検討用地震を下記のとおり選定した。また震源を特定せず策定する地震動として下記のとおり評価を実施した。

地震発生様式		検討用地震
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	内陸地殻内地震	F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震 (M7.8)
	プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖地震 (Mw9.0)
	海洋プレート内地震	茨城県南部の地震 (M7.3)
震源を特定せず策定する地震動	・2004年北海道留萌支庁南部地震 ・標準応答スペクトル	



検討用地震の断層面

F1断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動による地震の評価： 基本震源モデル(1/2)

塩ノ平地震断層

- リニアメントにほぼ一致して断層が認められる。
- 後期更新世以降の活動が認められる。
(2011年4月11日の地震等)

⇒ 震源として考慮する活断層として評価

北方陸域の断層

- リニアメントにほぼ一致して断層が認められる。
- 後期更新世以降の活動は否定できない。
 - 確認された断層は、軟質な粘土を伴い、平面的である。
 - 上載地層との関係は確認できない。

⇒ 震源として考慮する活断層として評価

リニアメントは判読されないが、断層の連続性等の情報が十分でない。

F1断層

上載地層法により後期更新世の活動が否定できない。

⇒ 震源として考慮する活断層として評価

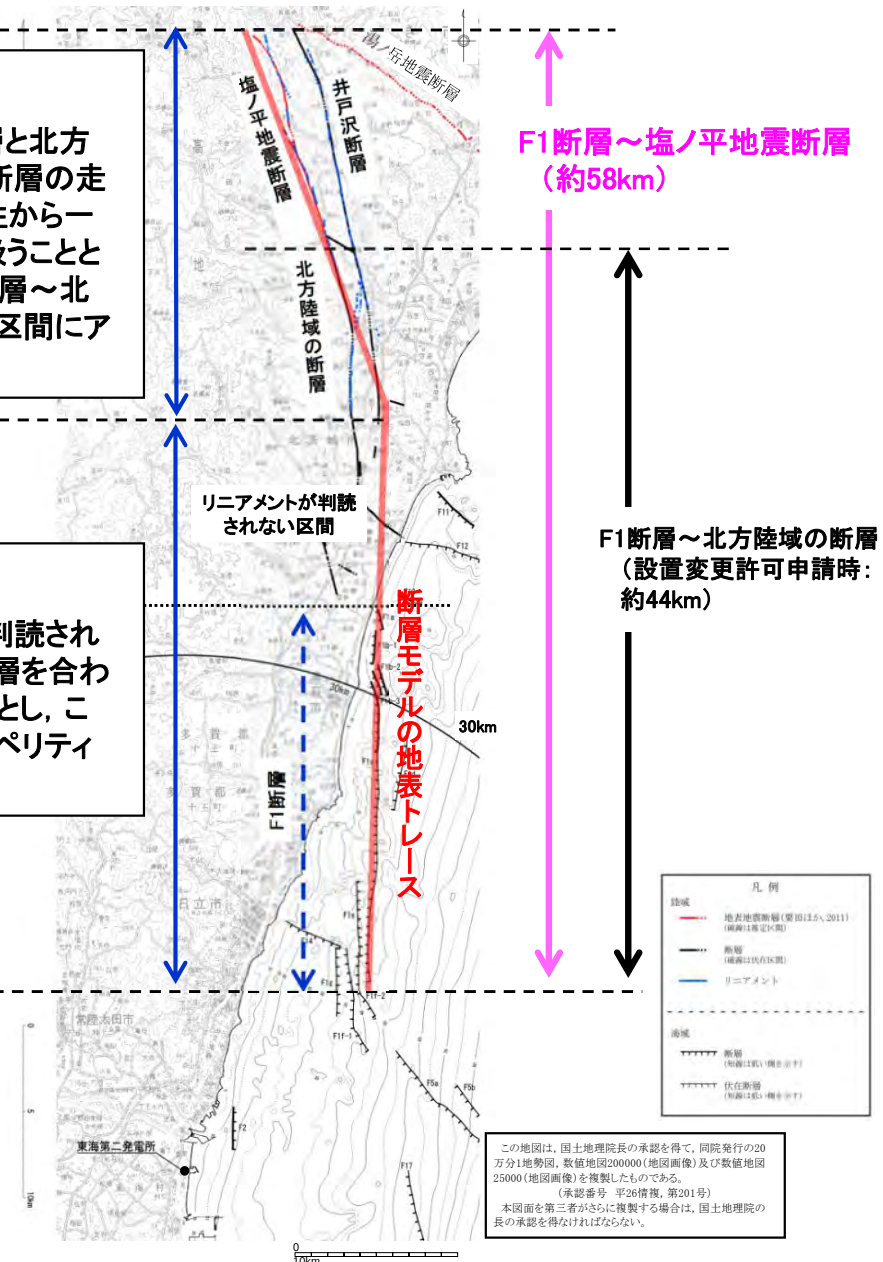
■北部

塩ノ平地震断層と北方陸域の断層は、断層の走向・傾斜の類似性から一連の断層として扱うこととし、塩ノ平地震断層～北方陸域の断層の区間にアスペリティを配置

■南部

リニアメントが判読されない区間とF1断層を合わせて一つの区間とし、この区間内にアスペリティを配置

- 巨視的面は地質調査による断層線に沿うよう設定する。
- 断層の分布状況から震源を南部、北部に区分する。
- アスペリティは、地質調査結果や各種文献に基づき、南部ではF1断層に1つ、北部では北方陸域の断層～塩ノ平地震断層に1つ、それぞれ敷地寄りに配置する。
- リニアメントが判読されない区間はF1断層側に含め、これらを合わせて一つの区間とすることで敷地に近い南部に配置するアスペリティの地震モーメントを大きくし、安全側の設定とする。



F1断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動による地震の評価： 基本震源モデル(2/2)

■地質調査結果や2011年福島県浜通りの地震から得られる知見を参考に基本震源モデルを設定する。

【断層形状，断層タイプ】

- 断層長さについては，新規規制基準適合性審査第381回会合に基づき，F1断層から塩ノ平地震断層までの同時活動を考慮した約58kmとする。
- 地震動評価におけるセグメント区分については，断層の分布状況から震源を南部と北部に区分する。その際，リニアメントが判読されない区間はF1断層側に含め，これらを合わせて一つの区間とすることで敷地に近い南部区間の地震モーメントを大きくし，安全側の設定とする。
- 地震のタイプについては，2011年福島県浜通りの地震が正断層であることや福島県から茨城県にかけての領域は正断層応力場とする知見(例えば青柳・上田(2012))，さらにF1断層における音波探査結果から正断層センスのずれが認められることを踏まえ正断層とする。
- 断層傾斜角については，F1断層における音波探査結果や2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデルでの傾斜角(57～73度)を参考に西傾斜60度とする。
- 断層幅については，断層上端深さを3km，下端深さを18kmとして断層傾斜角60度を考慮した17.3kmとする。

【アスペリティ位置】

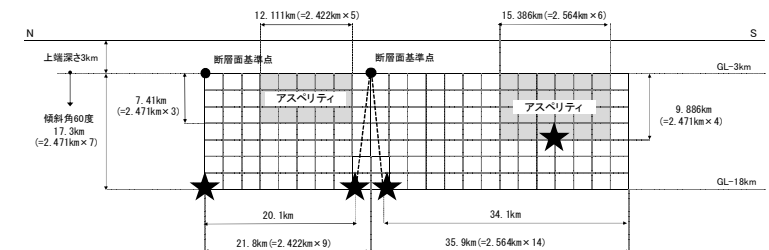
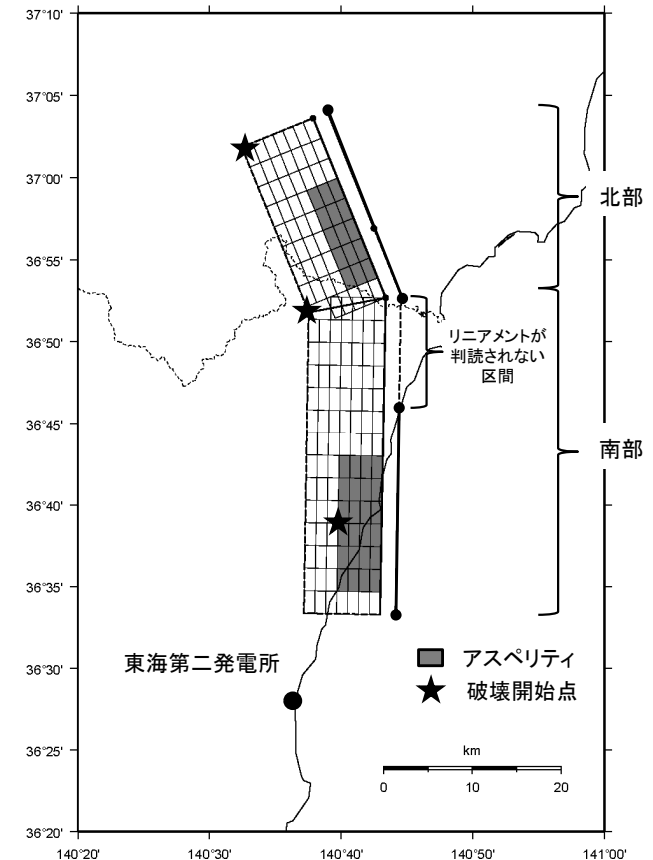
- アスペリティの位置については，地質調査結果に基づき，南部区間のうち調査でわかっているF1断層に1つ，北部では北方陸域の断層～塩ノ平地震断層に1つ，それぞれ敷地に近くなるように配置する。
- 断層長さ方向の配置については，Manighetti et al.(2005)等の知見を踏まえるとアスペリティのように大きなすべりが生じる領域とすべりが無い領域が隣接することは考えにくいことから，断層端部との間に1マス分背景領域を設定する。断層幅方向の配置については，すべりに追従する表層(地表から断層上端までの強震動を出さない層)が存在するので安全側に断層上端にアスペリティを配置する。
- なお，リニアメントが判読されない区間をF1断層側に含め，これらを合わせて一つの区間とすることで，敷地に近い南部に配置するアスペリティの地震モーメントを大きくし，安全側の設定とする。

【破壊開始点位置】

破壊開始点については，強震動予測レシピ，糸井ほか(2009)，平田・佐藤(2007)を踏まえ，アスペリティ下端や断層下端のうち敷地への影響の大きい位置に複数設定する。

【破壊伝播速度Vr】

破壊伝播速度については，強震動予測レシピで用いられているGeller(1976)より， $V_r=0.72V_s$ とする。ただし，2011年福島県浜通りの地震における破壊伝播速度の各知見と比較の上，妥当性を確認する。



基本震源モデル

F1断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動による地震の評価：不確かさの考慮

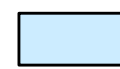
■不確かさの考慮

F1断層，北方陸域の断層，塩ノ平地震断層の連動による地震に関する各パラメータについて，地震動への影響の程度を検討し，敷地に大きな影響を与えられとされるパラメータに対して不確かさを考慮する。

評価ケース	認識論的不確かさ					偶然的不確かさ
	断層上端 深さ※1	断層下端 深さ※2	断層 傾斜角	短周期レベル	アスペリティ位置	破壊開始点
基本震源モデル	3km	18km	60度 (西傾斜)	強震動予測レシピの 平均	敷地に近い位置に配置	複数設定
短周期レベルの 不確かさ	3km	18km	60度 (西傾斜)	強震動予測レシピの 1.5倍	敷地に近い位置に配置	複数設定
断層傾斜角の 不確かさ	3km	18km	45度 (西傾斜)	強震動予測レシピの 平均	敷地に近い位置に配置	複数設定
アスペリティ位置 の不確かさ	3km	18km	60度 (西傾斜)	強震動予測レシピの 平均	断層端部に配置	複数設定

※1 2011年福島県浜通りの地震の震源域以外では断層上端深さは3kmよりも深いことが推定されるが，震源モデルの全域にわたり保守的に3kmに設定した。

※2 2011年福島県浜通りの地震の震源域では断層下端深さは浅いことが推定されるが，震源モデルの全域にわたり保守的に18kmに設定した。

-  不確かさを考慮して設定するパラメータ
-  基本震源モデルの段階で予め不確かさを考慮して設定するパラメータ

2011年東北地方太平洋沖地震の評価：基本震源モデル

■断層形状, SMGA位置等については下記の通り設定する。

【断層形状】

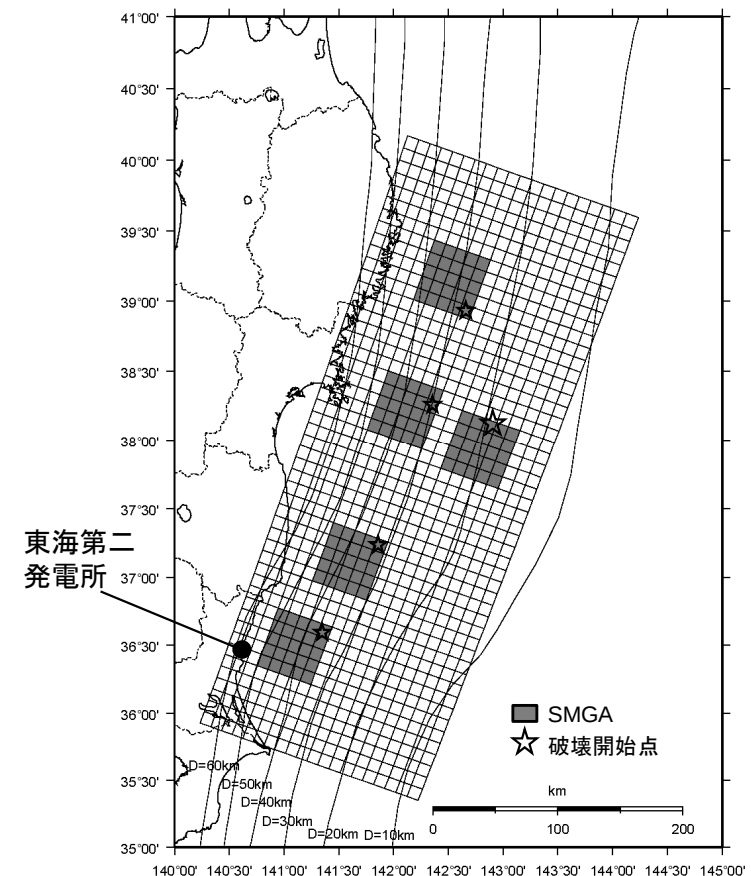
- ・長さ, 幅は, 東北地方太平洋沖地震の震源域を参考にそれぞれ500km, 200kmとする。
- ・走向は, 東北地方太平洋沖地震に関する防災科学技術研究所F-netのCMT解を用いる。深さは, 太平洋プレートの上面に沿ってモデル化する。

【SMGAの位置】

- ・地震調査研究推進本部の領域区分に基づき5個のSMGAを設定し, 東北地方太平洋沖地震のSMGAや, それぞれの領域で過去に発生したM7～M8クラスの地震の震源域を参考に配置する。
- ・茨城県沖のSMGA位置は, 東北地方太平洋沖地震の敷地での観測記録を再現できる位置としており, 各文献で示された東北地方太平洋沖地震のSMGAの中では敷地に最も近い位置である。
- ・この位置は, 過去に発生したM7クラスの地震の中では最も敷地に近い1938年塩屋崎沖の地震(M7.0)や1896年鹿島灘の地震(M7.3)の震央位置と対応していることを確認している。

【破壊開始点】

東北地方太平洋沖地震の震源位置に設定する。



基本震源モデル

2011年東北地方太平洋沖地震の評価：不確かさの考慮

- SMGA位置の不確かさについては、宮城県沖などに比べ、近年における規模の大きな地震発生が少ない茨城県沖では確定的に設定することは難しいことから、安全側に短周期レベルの不確かさと重畳させたケースも考慮する。

評価ケース	認識論的不確かさ			偶然的な不確かさ	
	断層設定位置	地震規模	短周期レベル	SMGA位置	破壊開始点
基本ケース	フィリピン海プレートの北東限を考慮し、三陸沖中部～茨城県沖に設定	Mw9.0	宮城県沖、福島県沖、茨城県沖で発生する地震の平均※1	東北地方太平洋沖地震のSMGAや、それぞれの領域で過去に発生したM7～M8クラスの地震の震源域を参考に配置	2011年東北地方太平洋沖地震の気象庁震源位置※3
SMGA位置の不確かさ	フィリピン海プレートの北東限を考慮し、三陸沖中部～茨城県沖に設定	Mw9.0	宮城県沖、福島県沖、茨城県沖で発生する地震の平均※1	基本震源モデルのSMGA位置に対し、茨城県沖のSMGAを敷地に最も近い位置に移動	2011年東北地方太平洋沖地震の気象庁震源位置※3
短周期レベルの不確かさ	フィリピン海プレートの北東限を考慮し、三陸沖中部～茨城県沖に設定	Mw9.0	基本震源モデルの1.5倍※2	東北地方太平洋沖地震のSMGAや、それぞれの領域で過去に発生したM7～M8クラスの地震の震源域を参考に配置	2011年東北地方太平洋沖地震の気象庁震源位置※3
SMGA位置の不確かさと短周期レベルの不確かさの重畳	フィリピン海プレートの北東限を考慮し、三陸沖中部～茨城県沖に設定	Mw9.0	基本震源モデルの1.5倍※2	基本震源モデルのSMGA位置に対し、茨城県沖のSMGAを敷地に最も近い位置に移動	2011年東北地方太平洋沖地震の気象庁震源位置※3



不確かさを考慮して設定するパラメータ

※1 茨城県沖で発生する地震に対しては大きめの設定となっている。

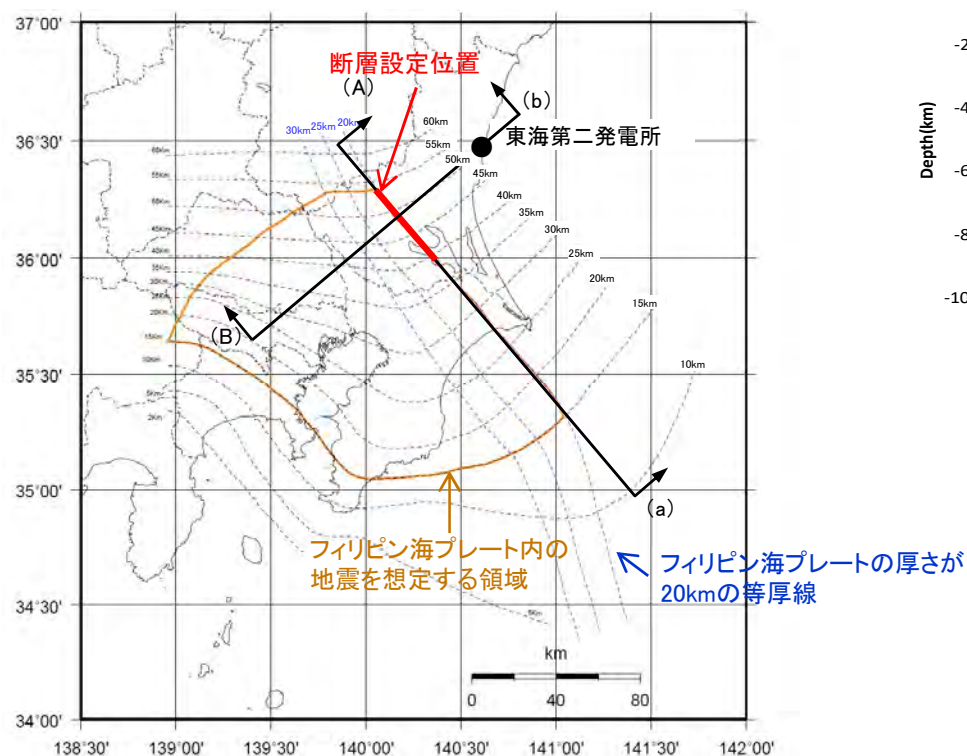
※2 すべてのSMGAの短周期レベルを1.5倍している。

※3 破壊が敷地に向かう位置に設定されている。

茨城県南部の地震による地震動の評価： 基本震源モデル

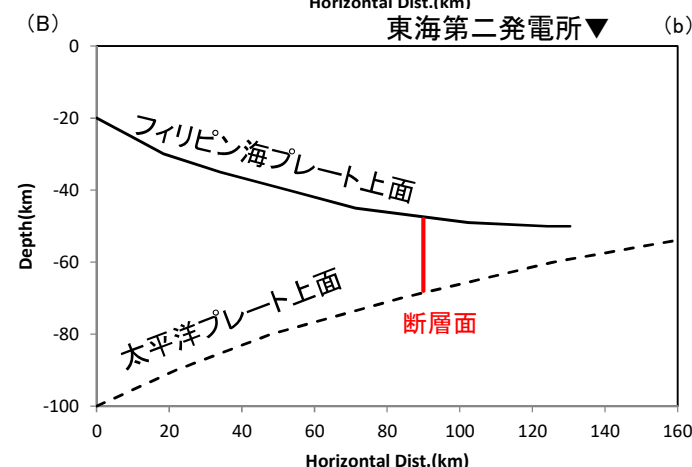
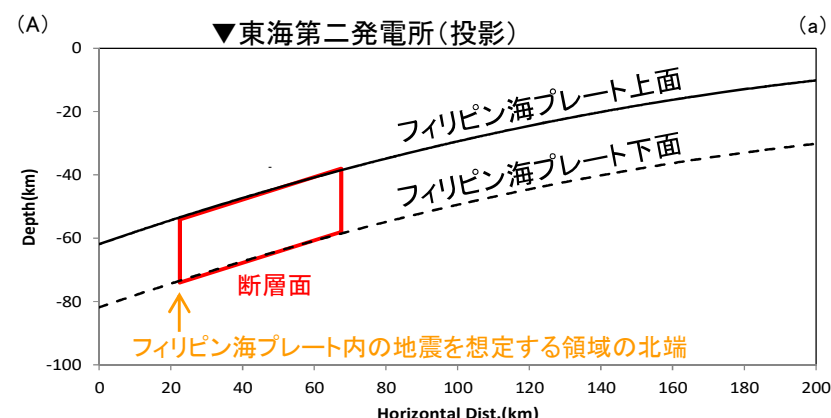
■基本震源モデルの断層面位置・形状

- ・海洋プレート内地震の発生位置については事前情報が乏しいので、断層中心と敷地の投影位置が概ね一致するように配置することを基本とする。
- ・中央防災会議(2013)では、フィリピン海プレート内の地震はプレートの厚さが20km以上となる左図の「フィリピン海プレート内の地震を想定する領域」で発生するとしているため、その範囲に断層面を設定する。
- ・上記に従い、プレートの厚さが20kmの等厚線に沿って断層幅と断層長さの比を概ね1:2とし、傾斜角90度として設定する。
- ・断層位置・形状の設定に際しては、長谷川ほか(2013)の知見も参考とする。



断層設定位置

※フィリピン海プレートの等深線は中央防災会議(2013)を基に作成



断層設定位置(模式図)

茨城県南部の地震による地震動の評価：不確かさの考慮

■ 不確かさの検討の要否を踏まえ、基本震源モデルに対し、地震動評価の観点から影響が大きいと考えられるパラメータに対し不確かさを考慮する。認識論的不確かさについては単独で考慮し、偶然的不確かさについては重畳させて考慮する。

評価ケース	認識論的不確かさ				偶然的不確かさ	
	地震規模	断層傾斜角	応力降下量	アスペリティ位置	震源位置※2	破壊開始点
基本震源モデル	中央防災会議(2013)で想定されている最大規模である Mw7.3※1	中央防災会議(2013)に基づき90度に設定	中央防災会議(2013)に基づき62MPa※1に設定	海洋性マントルの最上部に配置	フィリピン海プレート内の地震を想定する領域のうち敷地から十分近い位置	アスペリティ下端に複数設定
断層傾斜角の不確かさ	中央防災会議(2013)で想定されている最大規模である Mw7.3※1	敷地へ向く傾斜角37度に設定	中央防災会議(2013)に基づき62MPa※1に設定	海洋性マントルの最上部に配置	フィリピン海プレート内の地震を想定する領域のうち敷地から十分近い位置	アスペリティ下端に複数設定
アスペリティ位置の不確かさ	中央防災会議(2013)で想定されている最大規模である Mw7.3※1	中央防災会議(2013)に基づき90度に設定	中央防災会議(2013)に基づき62MPa※1に設定	断層上端に設定	フィリピン海プレート内の地震を想定する領域のうち敷地から十分近い位置	アスペリティ下端に複数設定
応力降下量の不確かさ (笹谷ほか(2006)に基づく)	中央防災会議(2013)で想定されている最大規模である Mw7.3※1	中央防災会議(2013)に基づき90度に設定	77.59MPaに設定	海洋性マントルの最上部に配置	フィリピン海プレート内の地震を想定する領域のうち敷地から十分近い位置	アスペリティ下端に複数設定
地震規模の不確かさ	2004年紀伊半島南東沖地震を参考にMw7.4	中央防災会議(2013)に基づき90度に設定	中央防災会議(2013)に基づき62MPa※1に設定	海洋性マントルの最上部に配置	フィリピン海プレート内の地震を想定する領域のうち敷地から十分近い位置	アスペリティ下端に複数設定

※1 地震規模、アスペリティの応力降下量については、1855年安政江戸地震の最大震度を再現する強震断層モデル(それぞれMw7.2, 52MPa)に2割程度の大きな地震を想定し、それぞれMw7.3, 62MPaとしている。

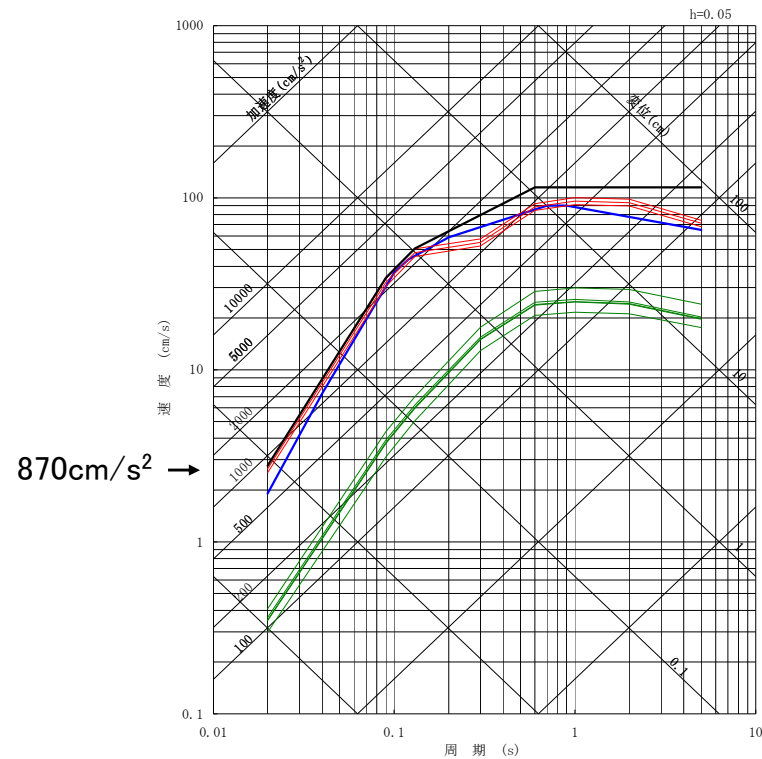
※2 震源位置を敷地に十分近く設定することにより、予め不確かさを考慮した。また、震源域付近のフィリピン海プレートの厚さを考慮し、断層上端をプレート上面に合わせて設定した。

 基本震源モデルの設定の段階で
予め不確かさを考慮するパラメータ
 不確かさを考慮して設定するパラメータ

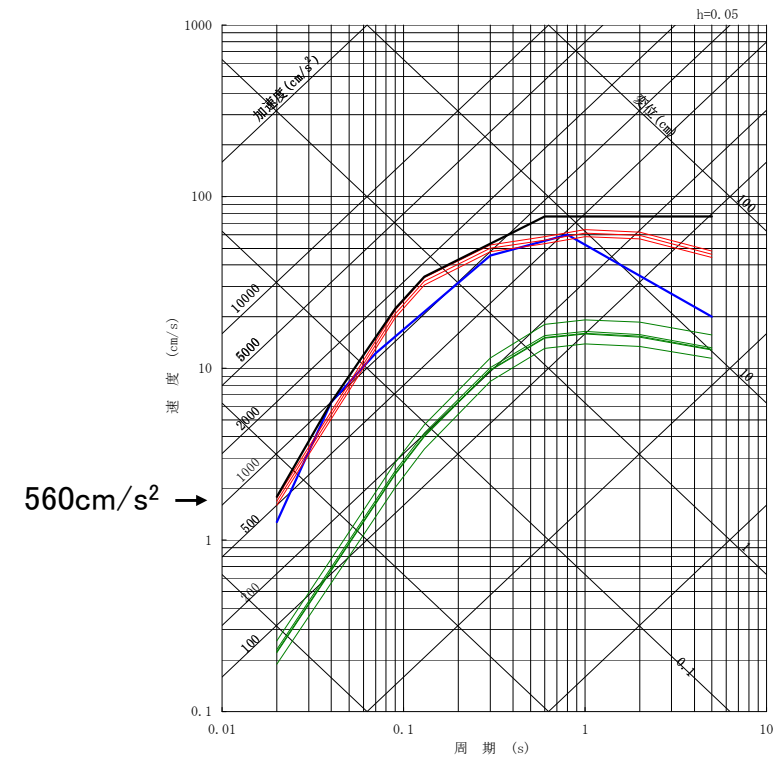
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 応答スペクトル手法

■ 応答スペクトル手法による地震動評価結果をすべて包絡するよう基準地震動Ss-D1のコントロールポイントを設定する。

- 基準地震動Ss-D1
- プレート間地震による評価
- 海洋プレート内地震による評価
- 内陸地殻内地震による評価



水平成分



鉛直成分

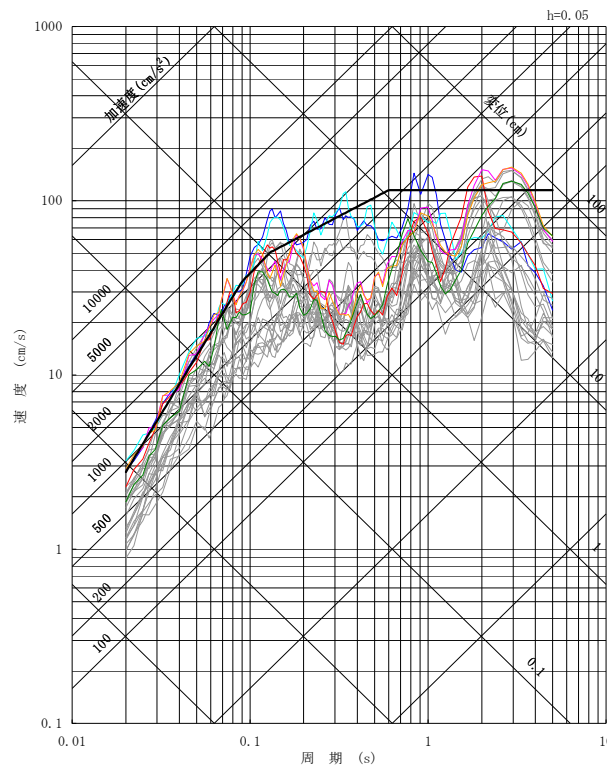
応答スペクトル		コントロールポイント				
		A	B	C	D	E
Ss-D1H	周期(s)	0.02	0.09	0.13	0.60	5.00
	速度(cm/s)	2.77	34.38	50.69	115.00	115.00

応答スペクトル		コントロールポイント					
		A	B	C	D	E	F
Ss-D1V	周期(s)	0.02	0.04	0.09	0.13	0.60	5.00
	速度(cm/s)	1.78	6.37	22.20	34.14	76.67	76.67

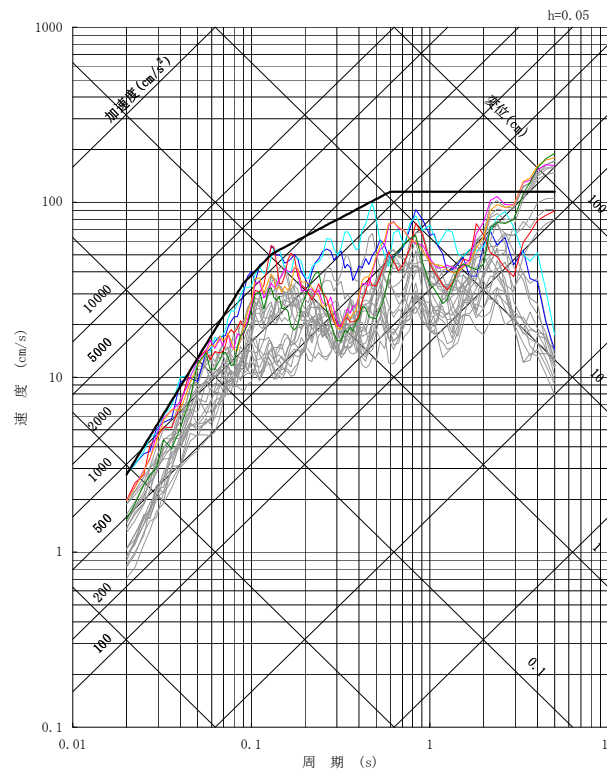
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 断層モデル手法

■各地震発生様式における断層モデル手法による地震動評価結果のうち、一部周期帯で基準地震動Ss-D1を上回るケースを示す。

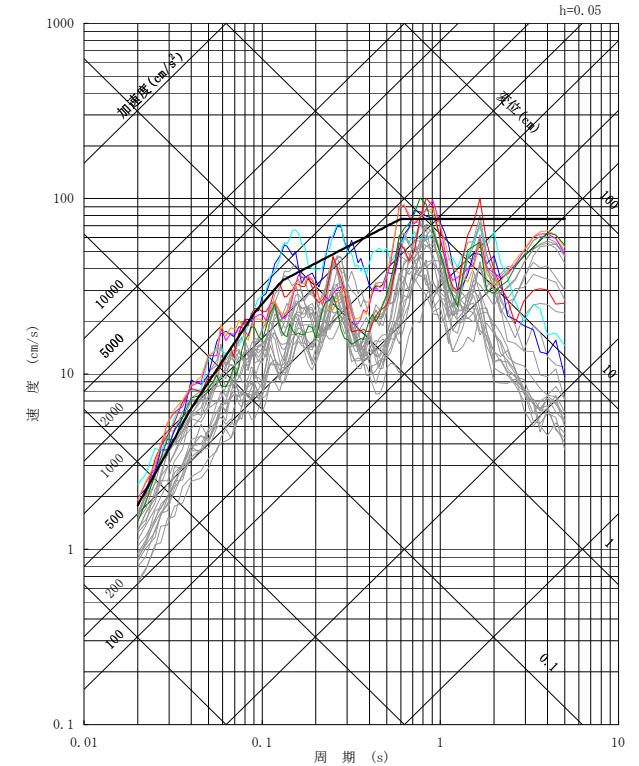
- Ss-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-11 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- Ss-12 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-13 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- Ss-14 F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- Ss-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- 断層モデル手法の各評価結果



NS成分



EW成分



UD成分

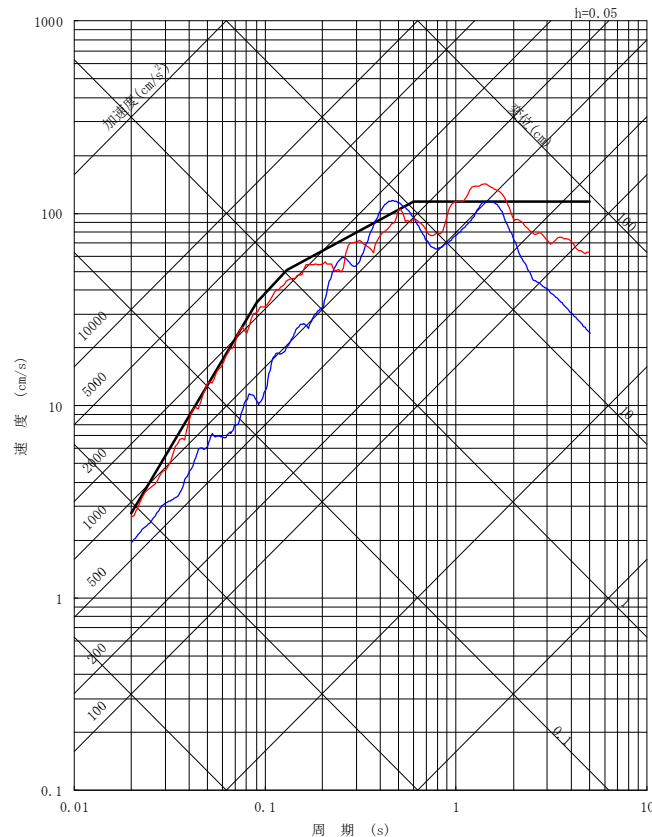
各地震発生様式の断層モデル手法による地震動評価結果のうち、一部周期帯で基準地震動Ss-D1を上回る6ケースを断層モデル手法による基準地震動に選定し、それぞれSs-11, Ss-12, Ss-13, Ss-14, Ss-21, Ss-22とする。

震源を特定せず策定する地震動

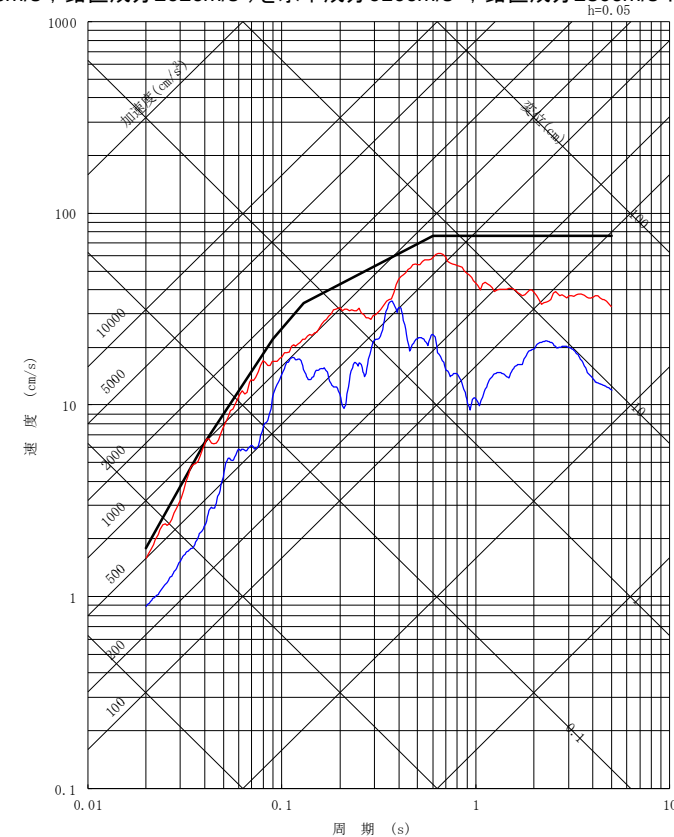
■震源を特定せず策定する地震動と基準地震動 S_s-D1 を比較する。

- S_s-31 (2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性※を考慮した地震動)
- S_s-32 (標準応答スペクトルに基づき策定した地震動)
- S_s-D1

※K-NET港町観測点の基底地震動を基に、東海第二発電所の地盤物性を考慮した地震動(水平成分 598cm/s^2 、鉛直成分 262cm/s^2)を水平成分 610cm/s^2 、鉛直成分 280cm/s^2 にかさ上げ



水平成分



鉛直成分

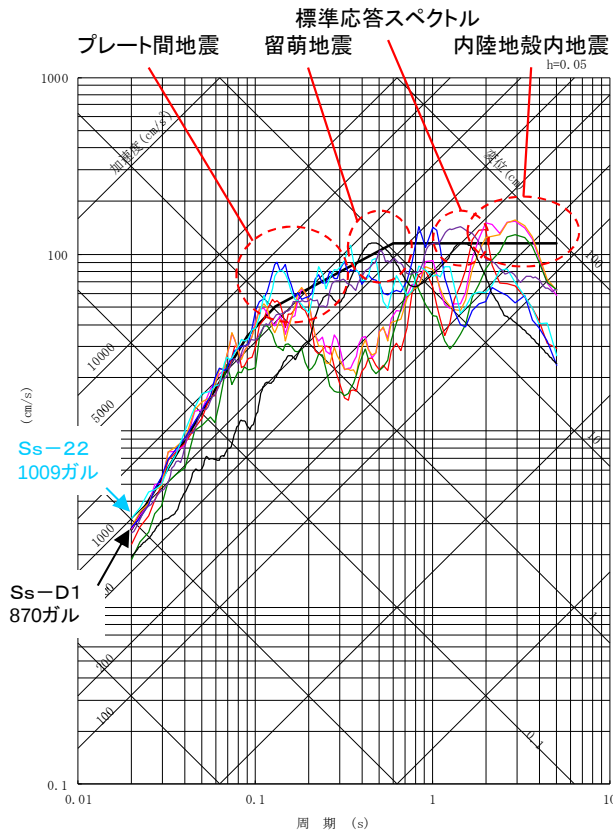
2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動及び標準応答スペクトルに基づき策定した地震動は、一部周期帯で基準地震動 S_s-D1 を上回るため、基準地震動に選定する。

基準地震動Ss

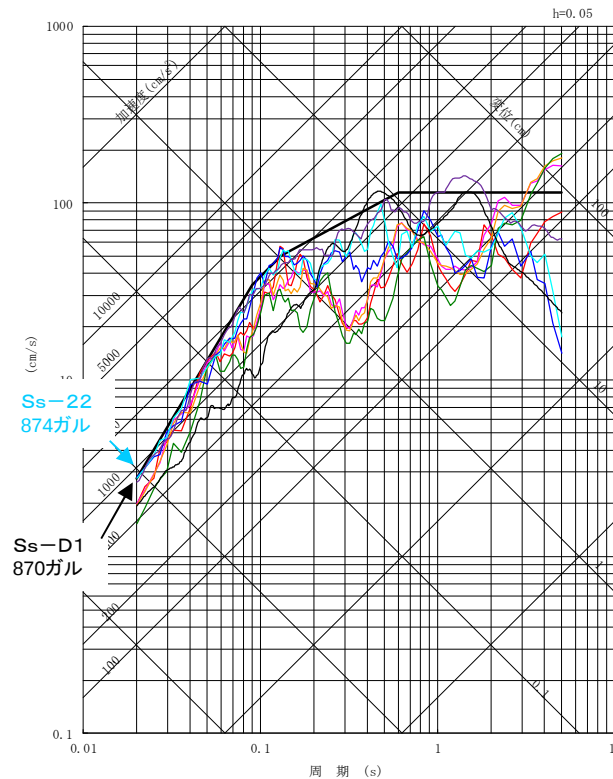
■基準地震動Ssを示す。

短周期側ではプレート間地震、「留萌地震」の基準地震動が、長周期側では内陸地殻内地震、標準応答スペクトルの基準地震動がそれぞれSs-D1を上回る。

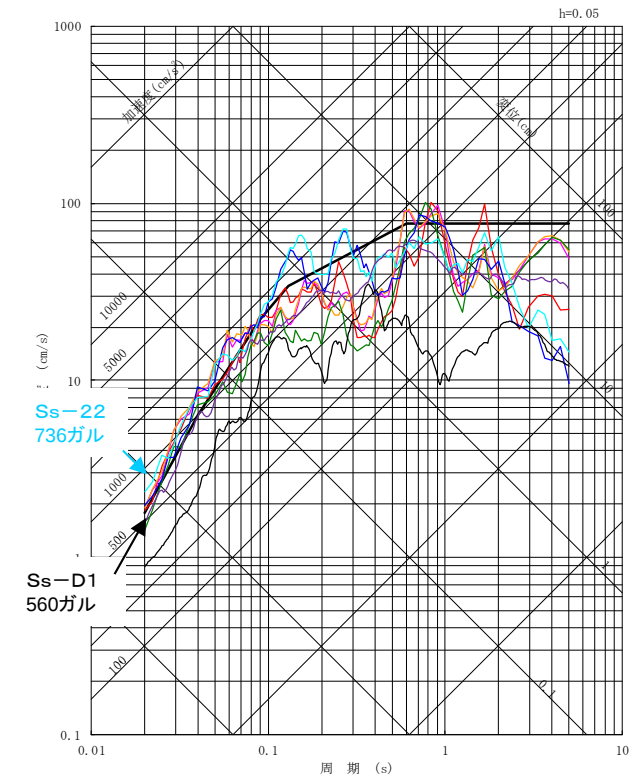
- Ss-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-11 F1断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)
- Ss-12 F1断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)
- Ss-13 F1断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の運動による地震(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)
- Ss-14 F1断層、北方陸域の断層、塩ノ平地震断層の運動による地震(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点2)
- Ss-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- Ss-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- Ss-31 2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動
- Ss-32 標準応答スペクトルに基づき策定した地震動



NS成分



EW成分



UD成分

東海第二発電所の基準地震動Ssは、応答スペクトル法によるSs-D1に加え、一部周期帯でSs-D1を上回る断層モデル手法による6波(内陸地殻内地震4波、プレート間地震2波)及び震源を特定せず策定する地震動2波の合計9波とした。断層モデル手法によるSs及び「特定せず」のSsは、Ss-D1を上回る周期帯が異なるため、それぞれの基準地震動Ssによる地震力を用いた耐震安全性評価を行う。

不確かさなどを考慮した地震動評価のまとめ

■敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

【地震発生様式毎に選定した検討用地震及び考慮した不確かさ】

・内陸地殻内地震

基本震源モデル: F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動による地震(M7.8)

不確かさ: ①短周期レベル, ②断層傾斜角, ③アスペリティ位置

・プレート間地震

基本震源モデル: 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)

不確かさ: ①SMGA位置, ②短周期レベル, ③SMGA位置と短周期レベルの重畳

・海洋プレート内地震

基本震源モデル: 茨城県南部の地震(M7.3)

不確かさ: ①断層傾斜角, ②アスペリティ位置, ③応力降下量, ④地震規模

【地震動評価の手法】

選定した検討用地震に対し, 以下2つの手法を用いて地震動評価を行い, 基準地震動 S_s を策定する。

・応答スペクトル手法

全ての地震発生様式による地震動評価結果を包絡するように S_s-D1 を設定し, これに適合する模擬地震波を作成

・断層モデル手法

全ての地震発生様式による地震動評価結果のうち, 一部周期帯で S_s-D1 を上回るケースを選定 (S_s6 波)

■震源を特定せず策定する地震動

・2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動(基準地震動に選定)

・標準応答スペクトルに基づき策定した地震動(基準地震動に選定)

以上の不確かさなどを考慮することで, さらなる安全性向上に努めている(次々ページ参照)。

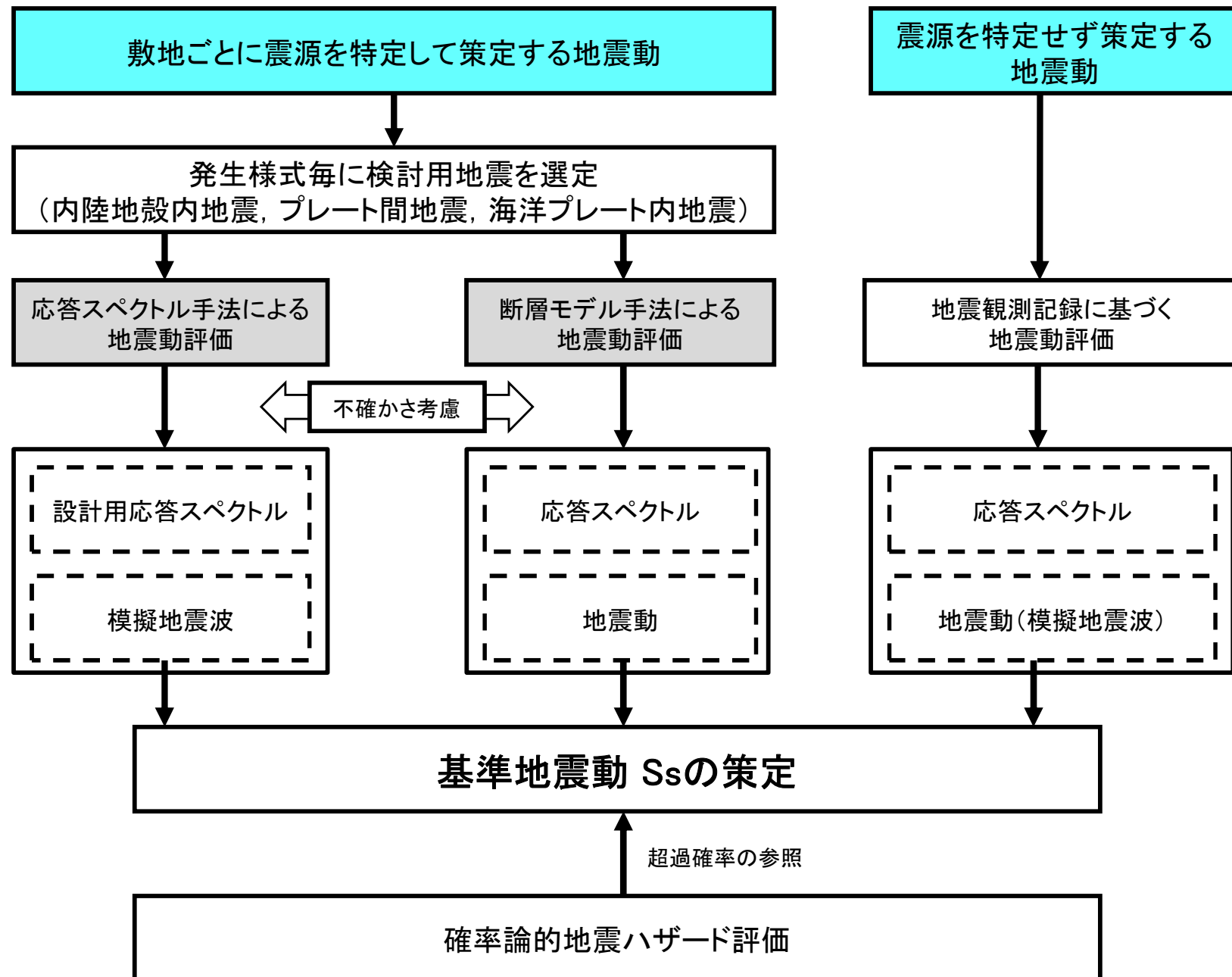
震災前 : 最大加速度 600ガル, 3波

新規制基準対応 申請時 : 最大加速度 901ガル, 3波

新規制基準対応 許可時 : 最大加速度 1009ガル, 8波

標準応答スペクトル取り入れ : **最大加速度 1009ガル, 9波**

参考：地震動評価のフロー



地震動評価の変遷

項目		耐震設計審査指針	新規制基準		
		震災前(2011年)	申請時(2014年)	許可時(2018年)	標準応答スペクトル 許可時(2023年)
敷地ごとに 震源を特定して 策定する地震動 (検討用地震)	内陸地殻内 地震	F3～F4断層(M6.8)	<u>F1断層, 北方陸域の断層 の連動(M7.6)</u> 【対象断層 の変更】	<u>F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動 (M7.8)</u> 【地震規模の変更】	<u>F1断層, 北方陸域の断層, 塩ノ平地震断層の連動 (M7.8)</u>
	プレート間 地震	1896年鹿島灘の地震 (M7.3)	<u>2011年東北地方太平洋沖 型地震(Mw9.0)</u> 【対象地震の変更】	2011年東北地方太平洋沖 型地震(Mw9.0)	2011年東北地方太平洋沖 型地震(Mw9.0)
	海洋 プレート内 地震	茨城県南部の地震(M7.3)	茨城県南部の地震(M7.3)	茨城県南部の地震(M7.3)	茨城県南部の地震(M7.3)
震源を特定せず 策定する地震動		加藤他(2004)	加藤他(2004)	・加藤他(2004) ・ <u>2004年北海道留萌支庁 南部地震</u> 【追加】	・ <u>2004年北海道留萌支庁 南部地震</u> ・ <u>標準応答スペクトル</u> 【追加】
基準地震動		600gal(全3波)	901gal(全3波)	1009gal(全8波)	1009gal(全9波)
備考			地質調査結果や2011年東北地方太平洋沖地震の知見を反映	主に以下の内容を反映 ・内陸地殻内地震について連動長さを変更 ・プレート間地震について不確かさ重畳を考慮 ・「特定せず」について留萌地震を基準地震動に追加	新たに規制に取り入れられた標準応答スペクトルを基準地震動に追加

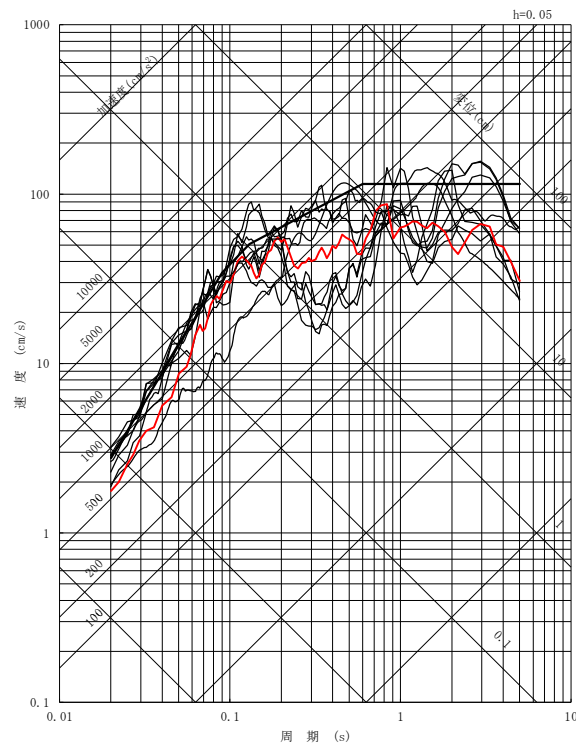
※ 赤字は、個別の基準地震動Ssとして選定された震源を示す。

※ 下線は、追加又は変更となった震源を示す。

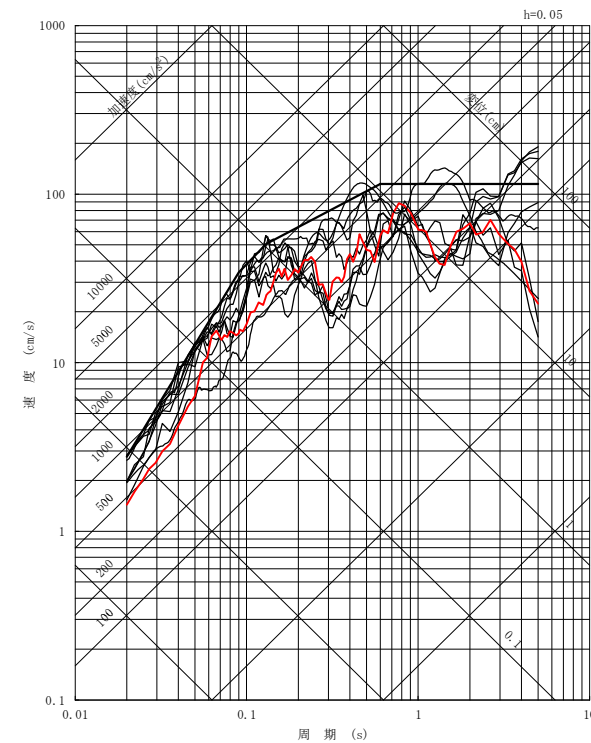
2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録と基準地震動

- 東海第二発電所の基準地震動 S_s (S_s -D1, S_s -11～ S_s -32の合計9波)と2011年東北地方太平洋沖地震 (M_w 9.0)の観測記録(はぎとり波)を比較すると、基準地震動 S_s は観測記録を大きく上回る。

— : 2011年東北地方太平洋沖地震のはぎとり波
 — : 基準地震動 S_s



NS成分



EW成分

地震ハザード評価を実施し、基準地震動の応答スペクトルがどの程度の年超過確率に相当するか確認する。

■震源モデルの設定

特定震源モデルと領域震源モデルを設定する。それぞれのモデルにおいて、海溝型地震と内陸地殻内地震を考慮する。

震源モデル	地震タイプ	内容
【特定震源モデル】 一つの地震に対して、震源の位置、地震の規模及び発生頻度を扱うモデル	海溝型地震	・関東地震 ・2011年東北地方太平洋沖型地震、等
	内陸地殻内地震	・地質調査結果に基づく断層 ・地震調査研究推進本部、等
【領域震源モデル】 個々の地震の震源を個別には扱わずにある広がりを持った領域の中で発生する地震群として扱うモデル	海溝型地震	・敷地から150km程度以内の領域を対象 ・領域区分については各種の知見（地震調査研究推進本部等）に基づいて設定
	内陸地殻内地震	・最大マグニチュードについては領域内の既往最大、または地震調査研究推進本部の知見に基づいて設定 ・発生頻度はグーテンベルグーリヒター式により設定

■地震動伝播モデルの設定

- ・2011年東北地方太平洋沖型の地震については断層モデル手法を用いる。その他の震源についてはNoda et al.(2002)による距離減衰式を用いる。
- ・観測記録による補正係数については、基準地震動Ss策定の過程における分析結果を踏まえ、海溝型地震では茨城県沖の鹿島灘付近で発生した地震、海洋プレートの沈み込んだ深部で発生する地震、内陸地殻内地震では福島県と茨城県の県境付近で発生した地震について考慮する。

■ロジックツリーの設定

確率論的地震ハザードに大きな影響を及ぼす認識論的不確かさを選定してロジックツリーを設定する。



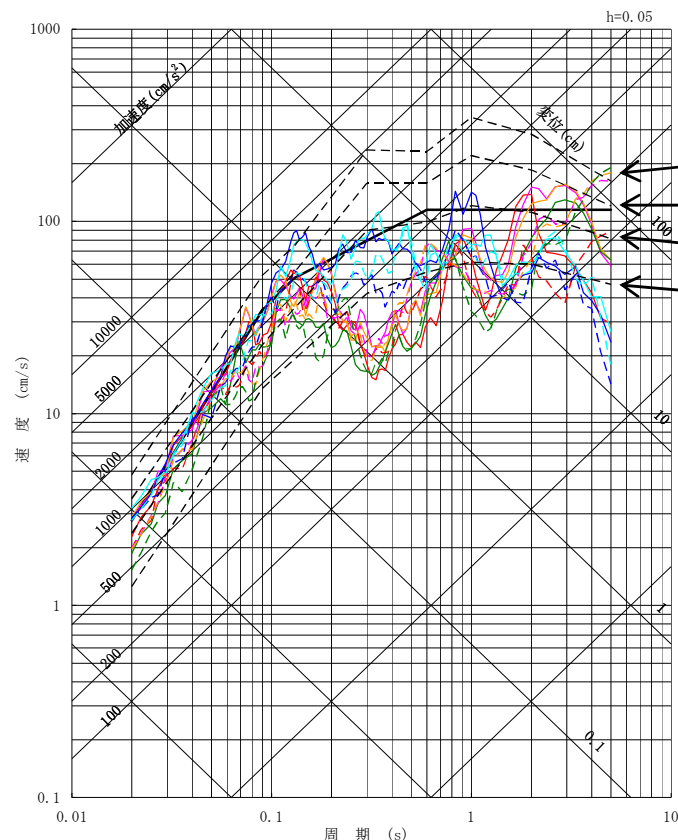
上記設定結果に基づいて地震ハザード評価を実施して一様ハザードスペクトルを算出し、基準地震動の応答スペクトルと比較することで基準地震動の年超過確率を確認する。

地震ハザード評価の結果 一様ハザードスペクトル(1/2)

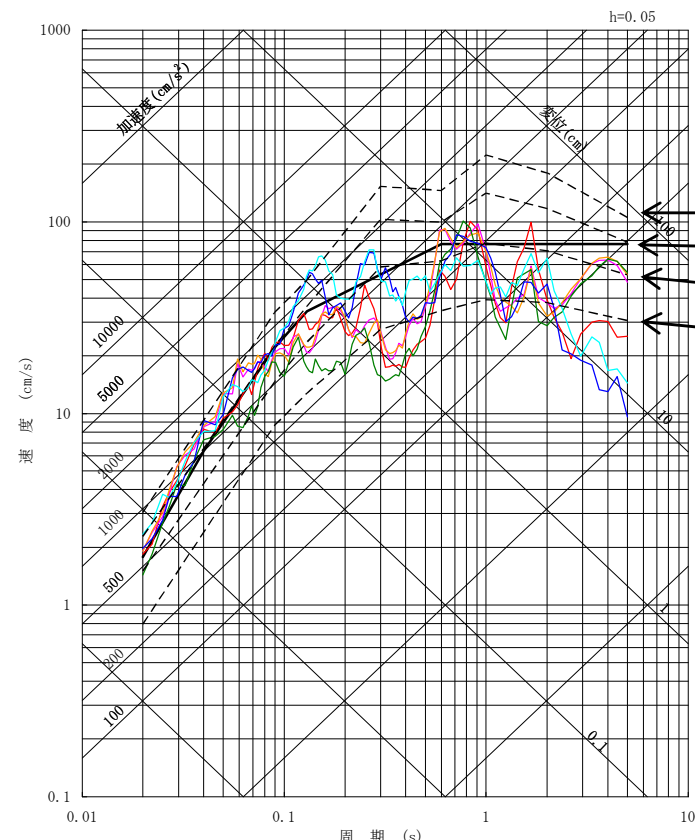


■ 基準地震動Ss-D1～Ss-22の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルを比較する。

- 一様ハザードスペクトル
- Ss-D1 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-11 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- Ss-12 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-13 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- Ss-14 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-21 2011年東北地方太平洋沖型地震(短周期レベルの不確かさ)
- Ss-22 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)



水平成分
基準地震動Ssについて、
実線はNS成分、破線はEW成分を示す。



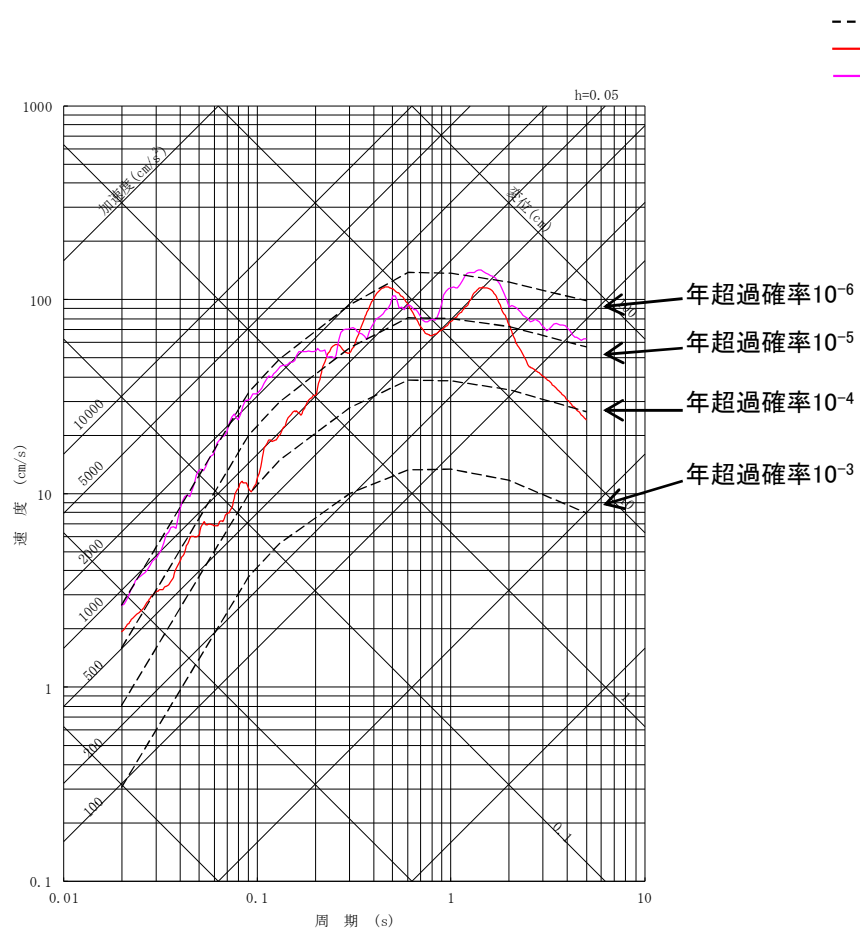
鉛直成分

基準地震動Ss-D1の年超過確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度である。基準地震動Ss-11～22の年超過確率は、基準地震動Ss-D1を超過する周期帯で $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度である。

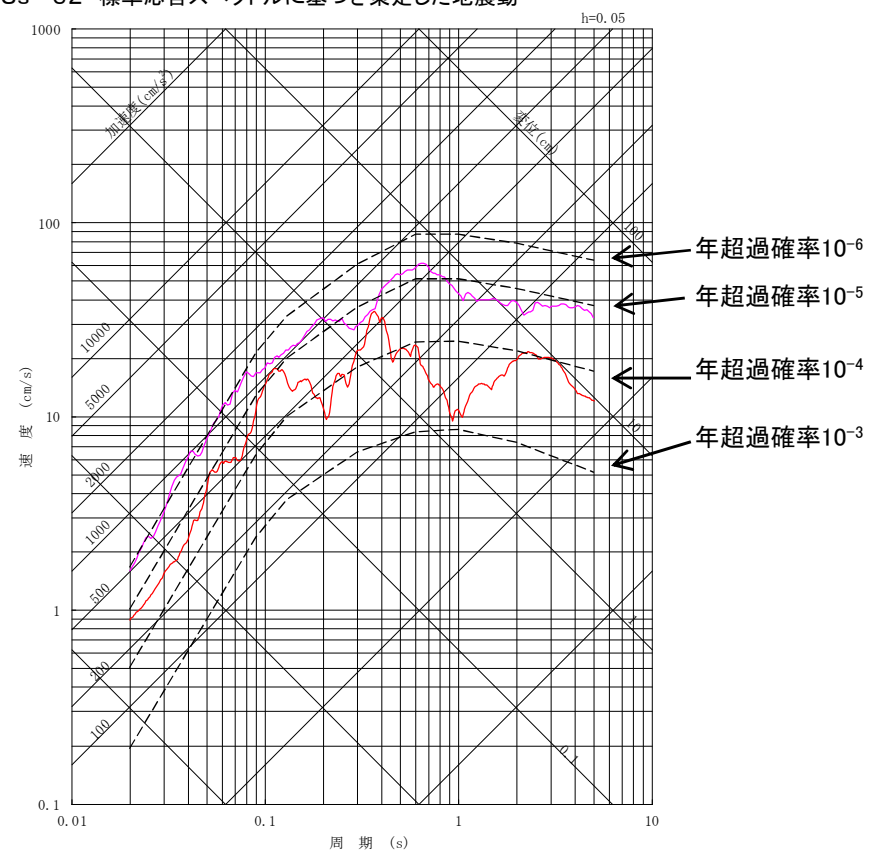
地震ハザード評価の結果 一様ハザードスペクトル(2/2)



■ 基準地震動Ss-31, Ss-32の応答スペクトルと内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルを比較する。



水平成分



鉛直成分

内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルとの比較によれば、基準地震動Ss-31, Ss-32の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度である。

- 太平洋プレート内地震の地震動評価については、委員の指摘を踏まえて、1993年釧路沖地震(M7.5)と同じ規模の地震を茨城県沖に想定した場合の安全性確認を行った。

第5回ワーキングチームにて説明

- 1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル)

1993年釧路沖地震(M7.5)と同じ規模の地震が、茨城県沖における太平洋プレート内の深さ100kmで発生することを想定した地震動評価を行い、検討用地震である茨城県南部の地震よりも敷地への影響が小さいことを確認した。

- 1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル+応力降下量1.5倍))

1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル)に対し、応力降下量を1.5倍とした震源モデルを設定して地震動評価を行い、基準地震動 S_s を下回っていることを確認した。

第16回ワーキングチームにて説明

- 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)

震源モデルのパラメータは1993年釧路沖型地震(深さ100kmモデル)と同様とし、敷地からの距離が最短となる位置に震源を想定し、断層傾斜角やプレート境界からの深さについては茨城県地震被害想定調査報告書(平成30年12月)による設定値を参考に設定した地震動評価を行い、基準地震動 S_s を下回っていることを確認した。

- 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+短周期帯1.5倍の影響確認)

さらに敷地に厳しい条件で地震が発生した場合の影響確認として、1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)に対し、原子力施設にとって重要な短周期帯0.02秒から0.5秒の応答スペクトルを1.5倍にしても、基準地震動 S_s を下回っていることを確認した。

第20回ワーキングチームにて説明

- 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細検討))

原子力施設にとって重要な短周期帯(0.02秒から0.5秒)のみではなく全周期帯で影響確認を行うため、1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)に対し、応力降下量を1.5倍とした震源モデルを設定して地震動評価を行った。地震動評価の結果、基準地震動を一部周期帯で超過するが、発電所の安全性が確保されることを確認した。

1993年釧路沖型地震(敷地最短位置)の想定

- 震源モデルのパラメータは深さ100kmモデル(第5回ワーキングチームで説明)と同様とし、敷地からの距離が最短となる位置に震源を想定する。断層傾斜角やプレート境界からの深さについては茨城県地震被害想定調査報告書(平成30年12月)*による設定値を参考に設定する。

※以降、茨城県(2018)という

【主要パラメータ】(第5回ワーキングチームと同じ)

- ・地震規模はTakeo et al.(1993)による1993年釧路沖地震の地震モーメントより与える。

$$M_0 = 3.30 \times 10^{20} (\text{N} \cdot \text{m})$$

- ・強震動予測レシピ(笹谷ほか(2006)のスケーリング則)に基づき算出する。

【断層面の位置・形状】

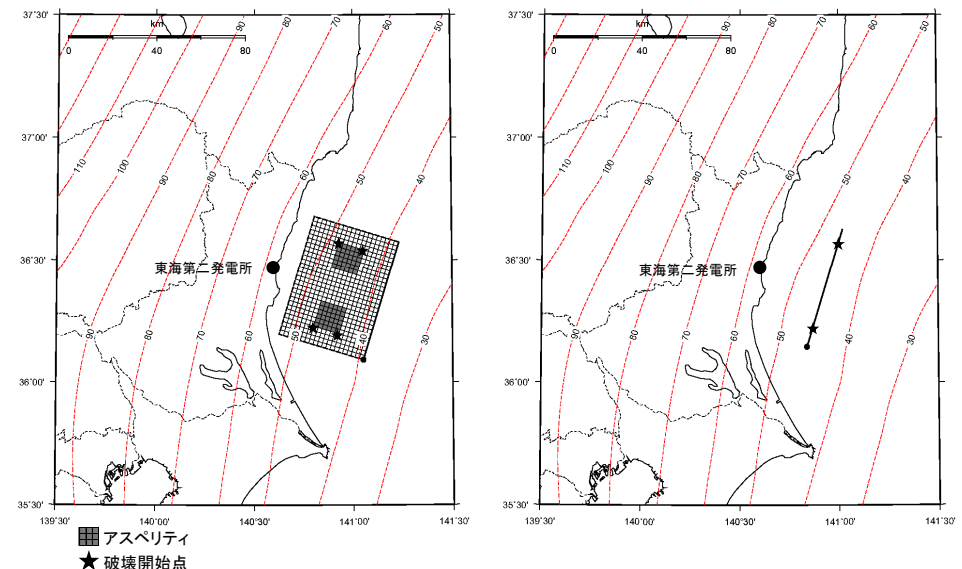
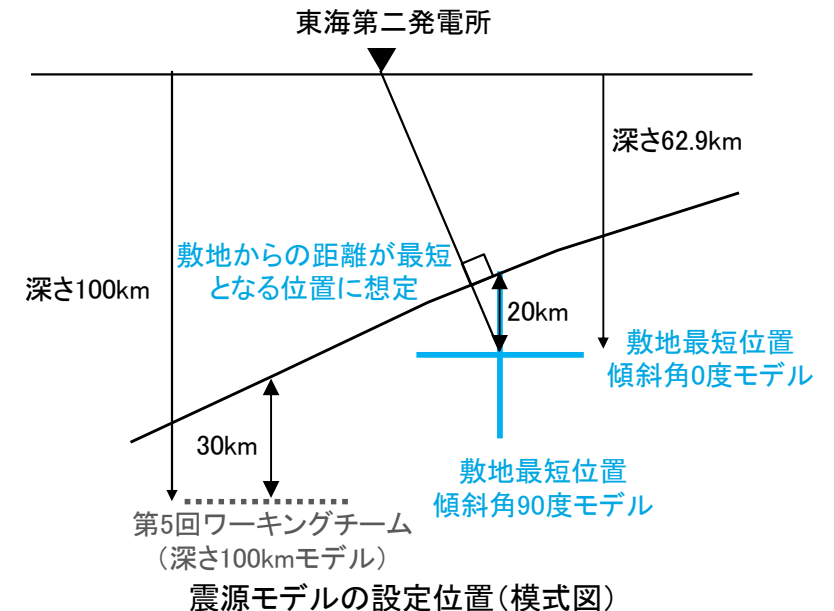
- ・断層傾斜角は茨城県(2018)に基づき0度及び90度とする。
- ・断層面は敷地からの距離が最短となる位置に設定し、プレート境界からの深さは、茨城県想定を参考に20kmとする。

・アスペリティ位置

断層面の中央に2箇所設定する。

・ずれの種類

逆断層と設定する。

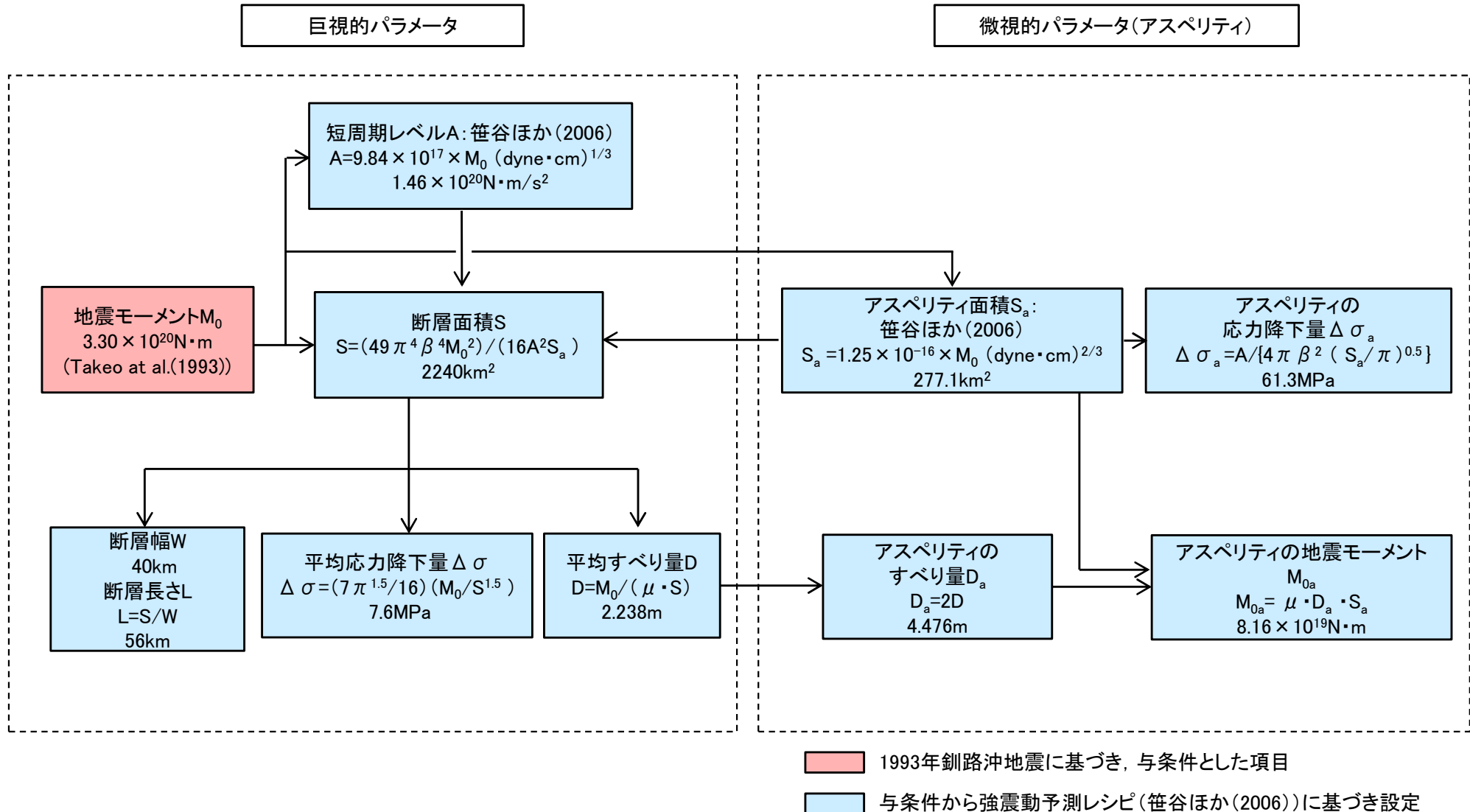


敷地最短位置
傾斜角0度モデル

敷地最短位置
傾斜角90度モデル

1993年釧路沖型地震(敷地最短位置) 断層パラメータの設定フロー

■震源モデルのパラメータについて, 強震動予測レシピ(2016)(笹谷ほか(2006))に基づき設定する。地震モーメントについては1993年釧路沖地震に関する知見(Takeo et al.(1993))に基づき設定する。断層パラメータの設定フローを下記に示す。



1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍の影響確認) 断層パラメータ

項目		設定値	設定方法
断層上端深さ	h(km)	0度: 62.9 90度: 42.9	断層面は敷地からの距離が最短となる位置に設定し、プレート境界からの深さは、茨城県想定を参考に20kmとする
気象庁マグニチュード	Mj	7.5	1993年釧路沖地震
モーメントマグニチュード	M _w	7.6	logM ₀ =1.5M _w +9.1
地震モーメント	M ₀ (N・m)	3.30E+20	Takeo et al.(1993)
走向	θ(度)	17	プレート境界等深線より設定
傾斜角	δ(度)	0, 90	茨城県(2018)
ずれの種類	—	逆断層	—
すべり角	λ(度)	90	—
平均応力降下量	Δσ(MPa)	7.6	Δσ=(7π ^{1.5} /16)(M ₀ /S ^{1.5})
断層面積	S(km ²)	2240	S=(49π ⁴ β ⁴ M ₀ ²)/(16A ² S _a)
断層長さ	L(km)	56	L=S/W
断層幅	W(km)	40	1993年釧路沖地震(Morikawa and Sasatani(2004))
密度	ρ(g/cm ³)	3.25	地震調査研究推進本部(2004)
せん断波速度	β(km/s)	4.5	地震調査研究推進本部(2004)
剛性率	μ(N/m ²)	6.58E+10	μ=ρβ ²
平均すべり量	D(m)	2.238	D=M ₀ /(μS)
破壊伝播速度	V _r (km/s)	3.2	V _r =0.72V _s (Geller,1976)
短周期レベル	A(N・m/s ²)	1.46E+20	A=9.84×10 ¹⁷ ×M ₀ ^{1/3} [dyne・cm] (笹谷ほか(2006)のM ₀ -A関係)
高周波遮断係数	f _{max} (Hz)	13.5	地震調査研究推進本部の海溝型地震

項目		設定値	設定方法
アスペリティ全体	面積	S _a (km ²)	277.1
	すべり量	D _a (m)	4.476
	地震モーメント	M _{0a} (N・m)	8.16E+19
	応力降下量	Δσ _a (MPa)	92.0
各アスペリティ	面積	S _{a1} (km ²)	138.5
	すべり量	D _{a1} (m)	4.476
	地震モーメント	M _{0a1} (N・m)	4.08E+19
	応力降下量	Δσ _{a1} (MPa)	92.0
背景領域	面積	S _b (km ²)	1963.2
	すべり量	D _b (m)	1.922
	地震モーメント	M _{0b} (N・m)	2.48E+20
	実効応力	Δσ _b (MPa)	11.8
Q値		Q	110f ^{0.69}
			佐藤他(1994)

断層モデルを用いた手法による評価結果(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認)

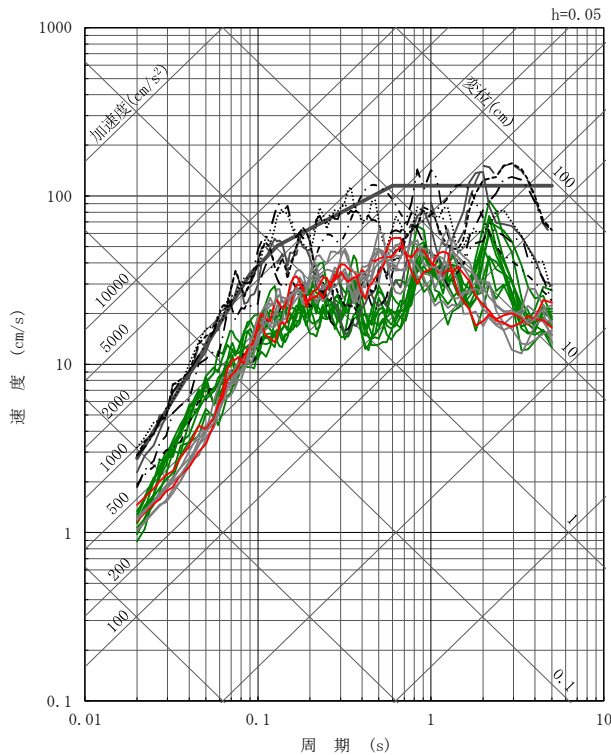
■統計的グリーン関数法による地震動評価結果

- ・1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認)の地震動評価結果は、海洋プレート内地震の検討用地震である茨城県南部の地震の地震動評価結果を上回っており、一部の周期帯で基準地震動 S_s を超過した(傾斜角 0° 破壊開始点2, 傾斜角 90° 破壊開始点1,2,3)。
- ・これらのうち、影響が大きいと考えられる傾斜角 90° 破壊開始点2,3を代表として選定し、施設への影響評価を行った結果、1993年釧路沖型地震による床応答スペクトルは、設備設計に適用した床応答スペクトルよりも小さいため、発電所の安全性が確保されることを確認した(第20回ワーキングチームにて説明済み)。

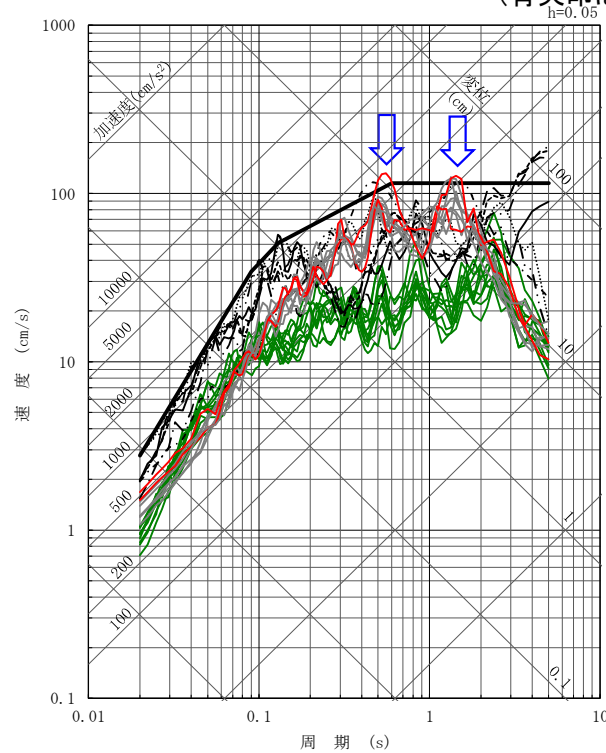
— : 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認) 施設影響検討ケース
— : 1993年釧路沖型地震(敷地最短位置+応力降下量1.5倍(詳細)の影響確認) その他のケース
— : 茨城県南部の地震 基本ケース及び全不確かさケース※
 黒実線, 黒破線 : 基準地震動 S_s

※ 経験的グリーン関数法により地震動評価

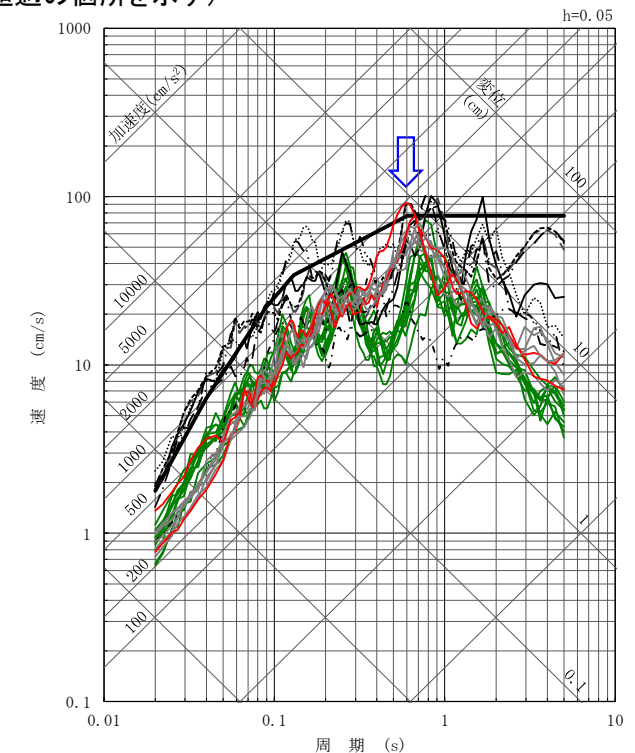
(青矢印は S_s 超過の個所を示す)



NS成分



EW成分



UD成分

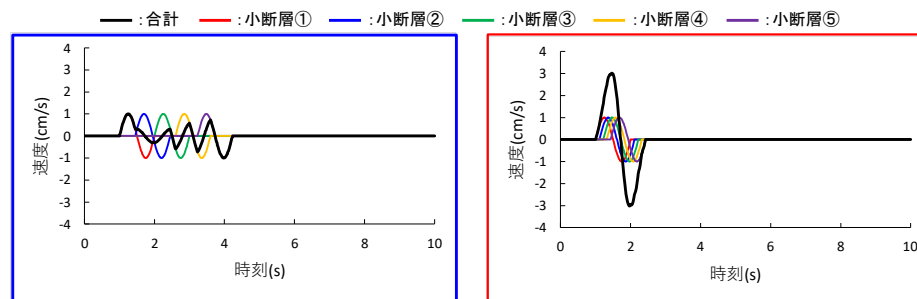
参考:SPGAモデルに対する原子力規制委員会の見解

日本原子力発電株式会社東海第二発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書 (発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方

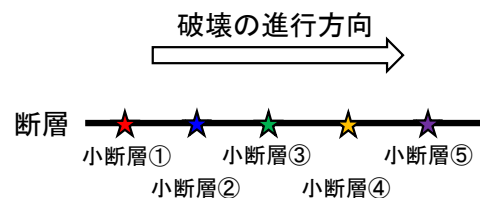
ご意見の概要	考え方
➤ 50km 四方の均質なアスペリティを想定し、そこから一様な地震動が生成されると仮定して震度を精度よく算出するSMGA モデルでは、2011 年東北地方太平洋沖地震の2 波(女川沖)3 波(茨城沖)と続いた小さな破壊域から発生した強震動パルスが再現できない。原子炉施設の耐震設計では震度を計算するのが目的ではなく、耐震検討用の地震動計算が目的である以上、一辺数km という小さなアスペリティ領域から発生する強震動パルスが再現できるSPGA モデルによる強震動パルス生成域を置いて計算されなければならない。	➤ 震源断層の詳細な調査結果を用いてレシピを用いる方法以外の方法によって基準地震動を策定するというアプローチについては、どのように保守性を確保していくかに関し、妥当な方法が現時点で明らかになっているとは言えず、規制において要求又は推奨すべきアプローチとして位置付けるまでの科学的・技術的な熟度には至っていないと考えています。 強震動パルス生成域(以下「SPGA」という。)から構成される震源モデルであるSPGA モデルは、2011 年東北地方太平洋沖地震等の観測地震動を説明するための再現モデルの一つですが、予測問題に適用する場合においては、提案者も論文で示すようにSPGA の位置設定等が今後の課題とされており、強震動予測のパッケージとして確立していないものと考えています。 SPGA モデルの適用も含め、地震動の計算方法の高度化については、まずは、地震調査研究推進本部のような場で議論されるものであり、そこでの検討結果も含め、新たな知見が得られれば、原子力発電所の規制にどのように取り入れるかについて、規制委員会として適切に判断していきます。

参考: キラーパルスについて

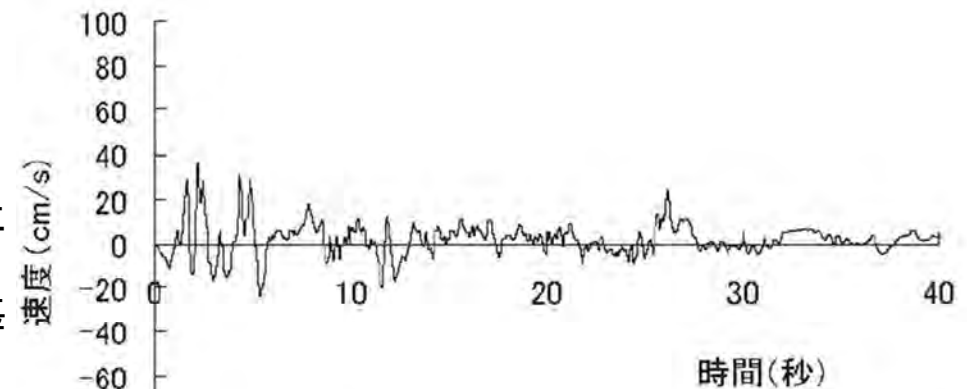
- ・震源から観測点に向かって破壊が進行する際に、断層面から発生する地震波が重なることによって大きな振幅となった地震動を指向性(ディレクティビティ)パルスという。
- ・周期1~2秒が卓越したディレクティビティパルスは、特に木造家屋などにダメージを与えやすいことから、キラーパルスとも呼ばれており、1995年兵庫県南部地震でも甚大な被害が生じた要因となった。
- ・1995年兵庫県南部地震において、壁式鉄筋コンクリート造の建造物の被害は少ない。東海第二発電所の原子炉建屋も壁式鉄筋コンクリート造であるため、キラーパルスの影響を受けにくいと考えられる。



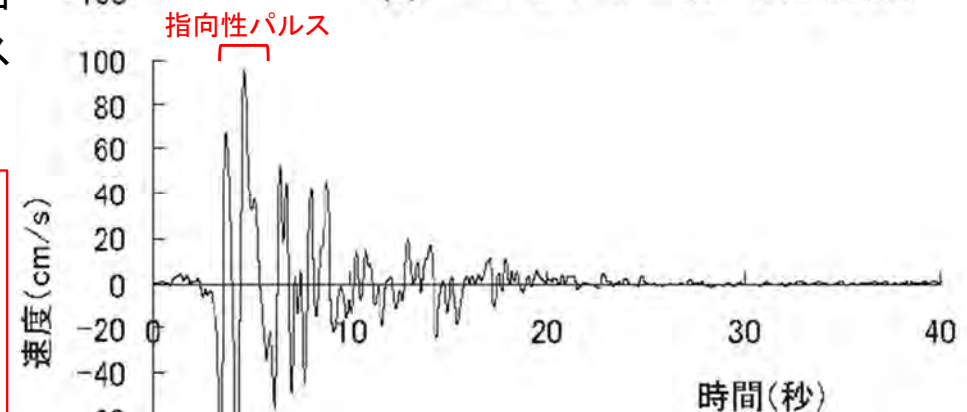
ランダム波の観測点
(指向性パルスが生じにくい)



ランダム波と指向性パルス(イメージ)



(a) エルセントロ波 (NS 成分)



(b) JMA 神戸波 (断層直交・N38W 成分)

久田(2009)に一部加筆

上図: 1940年インペリアルバレー地震におけるエル・セントロ観測点の速度波形(ランダム波)

下図: 1995年兵庫県南部地震における神戸気象台の速度波形(指向性パルス)

【論点No.17】

基準地震動策定の保守性について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

＜第27回ワーキングチーム指摘事項＞

P3, 9～26

- ・海洋プレート内地震の地震動評価についても追記し、基準地震動は、様々な発生様式を考慮して全体で保守性を確保していることを示すこと。
- ・全体として保守性が確保されていることを示す観点から、基準地震動と一様ハザードスペクトルを比較して、基準地震動の超過確率を示すこと。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.741

耐震設計……基準地震動について

P1～21

「最新の知見を元に……しなければならない」と規定しているとのことですが、今回説明されたSMGAモデルは、最新ではないと聞いています。重要港湾等で採用されているSPGAモデルで試算すべきでは？このSMGAモデルを用いることで恣意的に地震動を過少評価していると見えてしまいます。そうまでして東海第2をうごかすのはやめてほしいです。

No.1202

P1～21

5.「最新の科学的・技術的知見を踏まえて」いるのか？

1の後半の「基準地震動は最新の科学的・技術的知見を踏まえる」点について以下。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1202(続き)

1) 強震観測網整備後に発生した東北地方太平洋沖地震の最新の科学的・技術的知見

福島第一原発事故を引き起こした2011年東北地方太平洋沖地震は、密な強震観測網が整備されて以降初めて発生したM9クラスの巨大地震だった。

この東北地方太平洋沖地震での主な知見は

① 従来、海山などがいっぱい潜り込んでいて、数多くのストッパー(アスペリティー)がある日本海溝の沈み込み帯ではM9となるような巨大地震は起こらず、多くのアスペリティーが途中で震源域の拡大を止めると考えられていたがその考えはくつがえされたこと。従って従来の断層モデル手法のアスペリティーモデルは見直しを迫られたこと。

② プレート間の破壊が連動して起こる際に、兵庫県南部地震の内陸地殻内地震で観測され建物・構造物に大きな破壊を生じさせた「強震動パルス」波が、プレート間地震の東北地方太平洋沖地震でも観測されたこと。東北地方太平洋沖地震ではこのパルス波が震源ー女川沖ー茨城沖と3波にわたって発生したこと。第二波では女川沖の小さなアスペリティー破壊領域で発生した強震動パルス波が150km離れた観測地点で震度7の揺れ、100cm/sの地震動をもたらしたこと(超高層ビルの倒壊地震動入力は50cm/s)。

③ 地震時に大きくすべった領域と強震動が発生した領域は必ずしも一致しないことが判明したこと。この点でも従来のアスペリティーモデルは見直しが必要とされたこと。

④ 津波では、従来常識とされてきた「プレート境界断層浅部では地震性すべりは発生しない」という通説はくつがえされ、海溝軸付近浅部のプレート境界断層にまで地震性すべりが伝播することで巨大津波が発生することが示され、津波発生メカニズムも見直しが求められたこと。

などが概ね知られるところである。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1202(続き)

2)プレート間地震の強震動予測に求められることと、それに対する規制委員会の考え

東北地方太平洋沖地震で観測された観測記録にもとづく知見による原発サイトの地震動予測の見直しは「最新の科学的・技術的知見」を規制に生かすべき規制委員会にとって最も重要な課題である。

上記2項①～③は、今後の海溝型巨大地震(プレート間地震)に係る強震動予測、特に耐震設計を目的とする強震動予測を行う場合には、基準地震動を規定する強震動パルスの生成に注目した震源の再モデル化が必要であることを示唆しており、従来のSMGAモデルの経験的グリーン関数の補正・改訂だけではすでに限界に来ていることを示している。

東海第二発電所に即して言えば、申請人日本原電は東北地方太平洋沖地震の破壊はフィリピン海プレート手前で止まり、茨城県沖の海山周辺はすべり域だから再度の海溝型巨大地震の発生は低いなどという認識を示していた。新規規制基準では起こりうるすべての地震動を想定することからこの予断は退かれたものの、②の点では特に女川沖の小さな破壊領域が強いパルスを発生させていること、このパルス波を発生させる破壊領域はどこで起きるか現在の科学では予測や断定できないことを考慮するならば、同様の破壊とパルス波が敷地直下のプレート境界で発生することをも考慮してその地震力に耐えられることが要求事項でなければならないはずである。

こうした点から東海第二発電所設置変更許可のパブコメで、審査ガイドが規定する「最新の科学的・技術的知見を踏まえることとする」審査方針にもとづかならば、従来の断層モデル手法のSMGAモデルでは東北地方太平洋沖地震の再現ができないことを指摘し、最新の知見を反映して東北地方太平洋沖地震で観測された強震動パルスを再現できるSPGAモデルをも使って基準地震動を検証し、「敷地で発生する可能性のある地震動全体を考慮した地震動」「いかなる地震動に対しても」「十分に耐えることができるものでなければならない」ことの審査を行うべきことをパブリックコメントした。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1202(続き)

しかし、規制委員会は、プレート間地震での強震動パルスへの考慮を求める意見に正面から応えることなく、「SPGAモデルは再現モデルであって予測モデルとしてパッケージとして確立していない」「規制に取り入れるだけの科学的・技術的な熟度に至っていない」「港湾の視点と原発の視点は違う」などと論点をすりかえ、挙げ句の果てに「地震動の計算方法の高度化は地震調査研究推進本部がやるべきこと」などとして、自身が方針としている「最新の科学的・技術的知見を踏まえることとする」審査方針を放棄した。

「熟度に達していない」という用語法は、2002年7月に地震調査研究推進本部の地震調査委員会が「三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について」を発表して三陸沖から房総沖の日本海溝沿いで過去に大地震がなかった場所でもマグニチュード8クラスの地震が起き得るとの見解を示した時、当時の原子力安全委員会、原子力安全・保安院、そして東京電力が「規制に取り入れるだけの科学的・技術的な熟度に至っていない」として対策を先延ばしした理由とはからずも同一である。繰り返し語られた「福島原発事故を二度と繰り返さない」という規制委員会発足の理念は失われている。

大阪府・市が、兵庫県南部地震で観測されたパルス波で多くの家屋・構造物が破壊されたことを教訓に、上町断層帯でのパルス性地震動の発生を真剣に検討し、それに対する耐震設計や応答特性の研究を必死に集め、知見を結集して防災対策に努力している姿とは真逆である。いわんや最も安全性が要求される原発の耐震設計においてである。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1202(続き)

3) 東海第二の基準地震動想定による耐震評価の経過と強震動パルスに対する応答の検証の必要性

日本原電は「基本震源モデルは2011年東北地方太平洋沖地震における敷地観測記録と良く対応していることを確認している」などとしているが、上記の通り強震動パルスの発生が再現できないSMGAモデルを使っており、震源一女川沖一茨城沖の3連動した破壊領域からの強震動パルスは再現されておらずこれについて考慮されていない。せいぜい不確かさを考慮してアスペリティーを敷地に最も近づけ、さらに短周期レベルを1.5倍して1,009ガルを採用しているだけである。もし女川原発をはじめとする宮城県で震度7をもたらした150km沖合の第2波のパルス波を考慮し、同様の破壊とパルス性地震動が東海第二原発敷地直下のプレート境界で発生した時を想定するならば、2,000ガルを超過する可能性がある。東海第二発電所がその地震動に耐えられるか、その検証をしなければならないと思われる。

東北地方太平洋沖地震や兵庫県南部地震で観測されたようなやや短周期で速度も大きいパルス波が敷地直下のプレート境界で発生した場合、パルス波の瞬間的エネルギーで構造物は許容限度を超えた変形を余儀なくされてすでに非線形化しており、もはや弾性時の固有振動は意味を持たなくなっており、短周期側に遷移している。許可時の規制委員会で説明されたような「原発の場合は港湾とちがって短周期側が問題になるので視点が違う」などという議論はトンチンカンな議論である。

加速度(ガル)も速度(カイン)も大きいパルス波によって非線形化した時の塑性率応答解析、累積疲労ではなく瞬間のエネルギーによる塑性流動崩壊解析が真剣に行われなければならない。先ほどの一般住宅の販売例でもすでに加速度だけでなく、耐えられる速度カインの表示が表示されている時代である。

以上、日本原電・規制委員会が、東北地方太平洋沖地震で得られた最新の知見を考慮しないで策定した東海第二発電所の基準地震動について、果たして「最新の科学的・技術的知見にもとづいて策定」されたものかについて茨城県はどのように検証されたのかお聞きしたい。

静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について

【説明概要】

■第25回

東海第二発電所の原子炉建屋に設置する静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えいを考慮して設計している。

格納容器が健全である場合の漏えい率は、設計圧力下において、0.5%/dayであるため、約20倍の容量を有した設計となっている。

万が一、格納容器の破損等により、10%/dayの漏えい率を超える場合には、後段の対策として、格納容器ベントを実施することとしている。

格納容器ベントによって、格納容器内の水素が排出され、原子炉建屋へ漏えいする水素量が極めて小さくなるため、原子炉建屋水素濃度は低下すると考えられるが、それでも原子炉建屋水素濃度が低下しない場合の対策として、原子炉建屋ブローアウトパネルを開放することによって、原子炉建屋内に存在する水素を排出する。

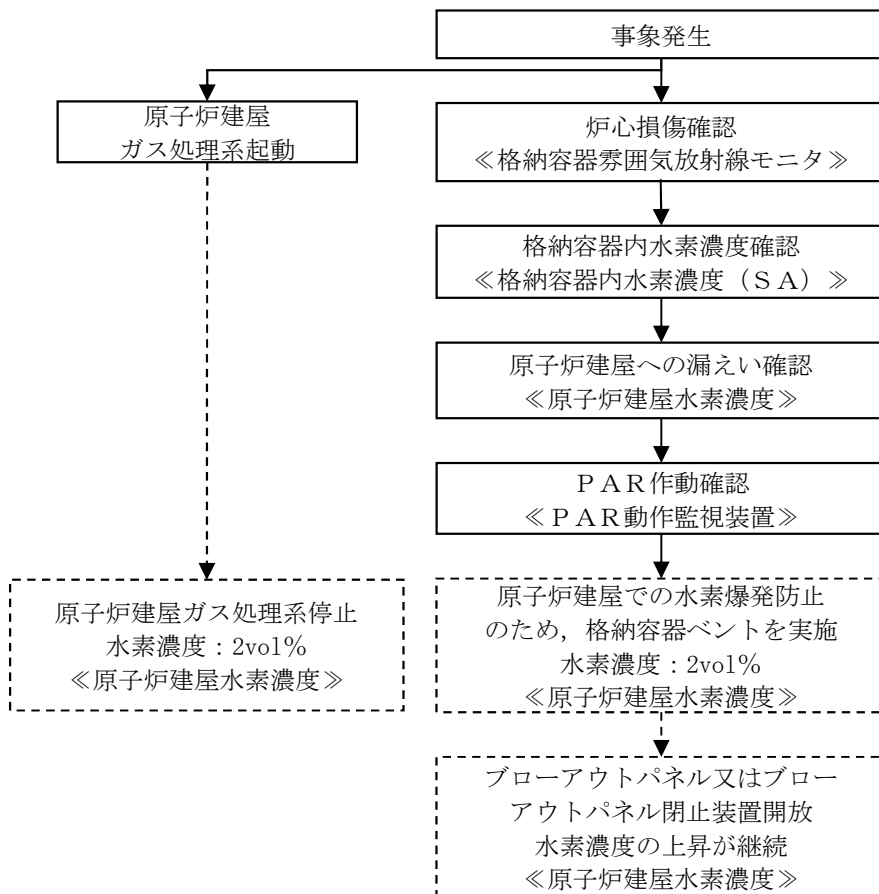
■今回

PARの性能低下の要因として、重大事故時に格納容器内に発生する影響因子(ガス状よう素)について考慮した上でPARの容量を設定している。

原子炉建屋内の水素対策について

- 静的触媒式水素再結合器(PAR)の容量としては、格納容器内が高い水素濃度の状況下において、10%/dayの漏えい(格納容器健全時の設計圧力下では0.5%/day)を考慮して設計※しており、原子炉建屋ガス処理系と相まって原子炉建屋の水素濃度の上昇を抑制。
- 上記に関わらず、原子炉建屋内の水素濃度が2vol%まで上昇した場合には、格納容器ベントの実施や原子炉建屋ブローアウトパネルの開放により、原子炉建屋内の水素濃度を低減させることで、水素爆発の発生を防止。

※重大事故時に格納容器内に発生する影響因子(ガス状水素)についても考慮



格納容器健全の場合

- ・原子炉建屋に設置した静的触媒式水素再結合器(PAR)及び原子炉建屋ガス処理系により、原子炉建屋水素濃度上昇を抑制

後段の対策(その1)

- ・格納容器からの漏えい量が、静的触媒式水素再結合器(PAR)の処理能力を超えた場合は、原子炉建屋水素濃度が上昇する
- ・原子炉建屋水素濃度が2vol%に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを実施する
- ・格納容器ベント実施に伴って、格納容器内の水素が排出され、原子炉建屋へ漏えいする水素量が極めて小さくなるため、原子炉建屋水素濃度は低下する

後段の対策(その2)

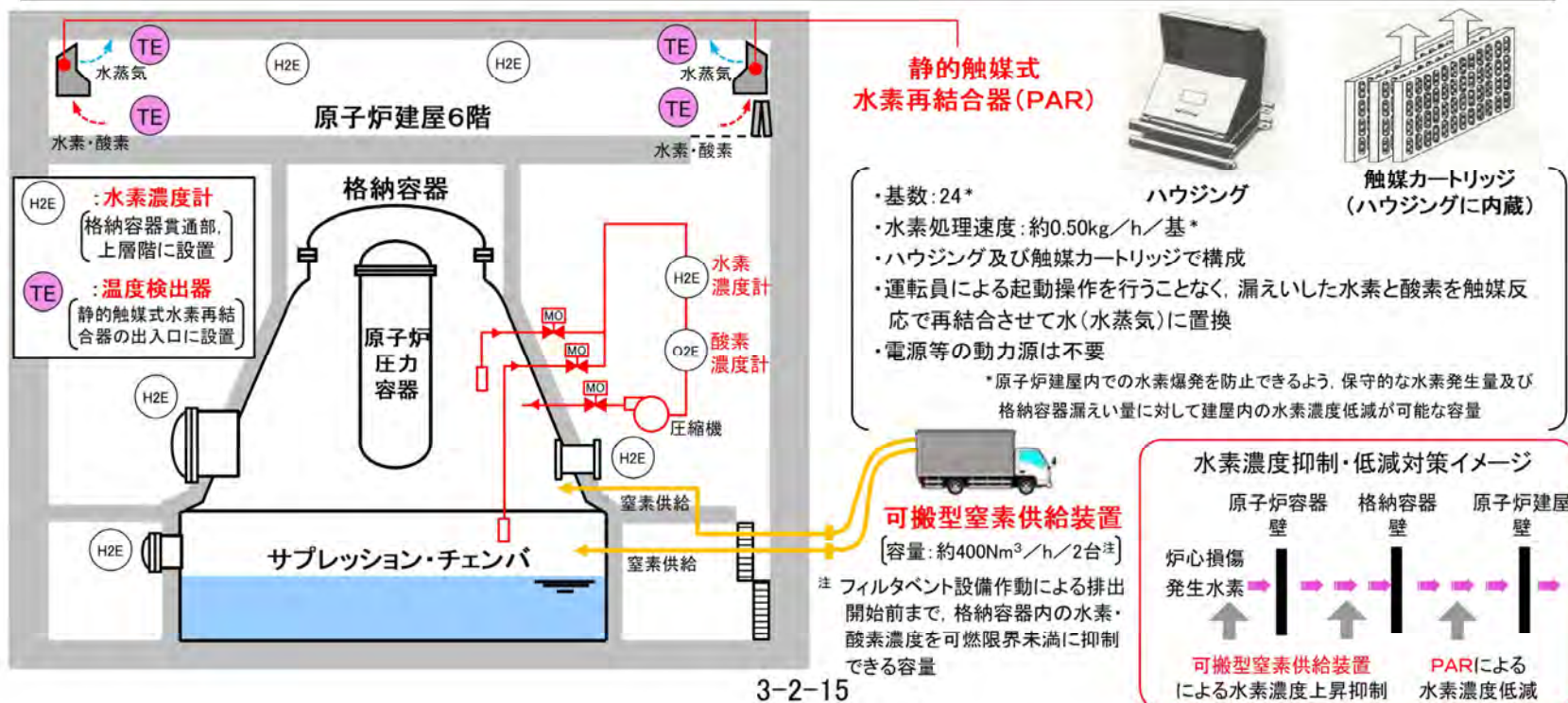
- ・格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建屋水素濃度上昇が継続する場合は、原子炉建屋ブローアウトパネル(最大8枚)を開放する
- ・原子炉建屋から水素を排出することにより、原子炉建屋水素濃度は低下する

4. 事故の教訓に基づく安全対策

④ 格納容器内及び原子炉建屋内の水素対策(1/2)

【水素爆発防止設備の設置】

- 炉心に著しい損傷が発生した場合、燃料被覆管(ジルコニウム合金)と水蒸気の化学反応で水素が発生する。
格納容器内での水素爆発、格納容器から漏えいして原子炉建屋内での水素爆発の恐れがある。
- 可搬型窒素供給装置より格納容器内に窒素を供給し、窒素分圧を高めて水素・酸素濃度の上昇を抑制する。
- 格納容器内の水素・酸素濃度を計測する水素濃度計及び酸素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器(PAR)を原子炉建屋6階に設置し、原子炉建屋内の水素濃度の低減を図る。
- 原子炉建屋内の水素の濃度を計測する水素濃度計を設置(代替電源設備から給電可能)
- 静的触媒式水素再結合器の動作確認を行う監視設備として温度検出器を設置(代替電源設備から給電可能)



3-2-15

(参考)PARによる水素処理量の設計について

- 有効性評価シナリオ(格納容器過圧・過温破損)において, FRVS/SGTSなどの重大事故対策が健全に動作した場合, 原子炉建屋内の水素濃度はPARが動作する水素濃度(1.5vol%)に至らない。
- 原子炉建屋6階に設置するPARの基数は, 他の重大事故対策に期待せず, 格納容器からの水素漏えい量とPARによる水素処理量が釣り合うように設定している。具体的には, 水素発生量や格納容器からの漏えい率をより厳しく設定した上で, 次ページの反応阻害物質ファクタ(0.5)を考慮し, 保守的な基数としている。
- PARの運用では, 必要な水素処理能力が維持されるよう, 保安規定に適切な頻度を定めて確認する。

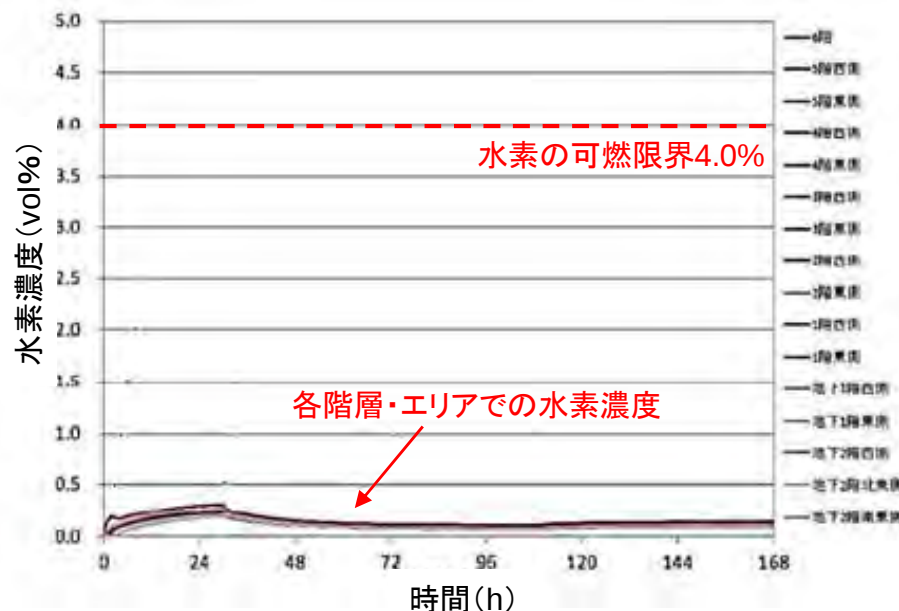


図 有効性評価シナリオにおける原子炉建屋内の水素濃度の時間推移

表 PAR設計裕度の確認における水素漏えい条件

	PAR設計条件	有効性評価結果 (格納容器過圧・過温破損)
①水素発生量	約1,400kg (燃料有効部被覆管100%相当)	約700kg (ジルコニウム-水反応, 金属腐食, 水の放射線分解考慮)
②原子炉格納容器漏えい率	10%/day(一定)	約1.3%/day(最大)

<必要なPARの基数の評価式>

$$(\text{約}1,400\text{kg} \times 10\%/ \text{day}) / (24\text{h}/ \text{day}) / (0.5\text{kg}/ \text{h}/ \text{基}) / 0.5 = 23.3 \text{基}$$

①×②: 格納容器からの水素漏えい量

PAR処理量
(次ページのBattle MC
試験より)

反応阻害物質ファクタ
(左記と同じ試験より)

- PARの1基当たりの水素処理量はBattelle MC試験※の結果を基に評価しており、0.5kg/h/基である。
- PARの触媒は、水素と酸素が再結合する過程では性能が低下しないものの、**他元素の吸着により、性能が低下する可能性がある。**
- 重大事故時に格納容器内で発生する他元素**による影響は、Battelle MC試験※で以下のように確認されている。
 - ・ガス状よう素：約25%性能低下(実機条件よりも保守的な条件で影響確認)
 - ・蒸気：影響なし
- PARの設計においては、ガス状よう素による性能低下を考慮(保守的に0.5に設定)している。**

※よう素による影響を含めて確認しているPARの実機試験であり、よう素及び蒸気を有する雰囲気の下で実施

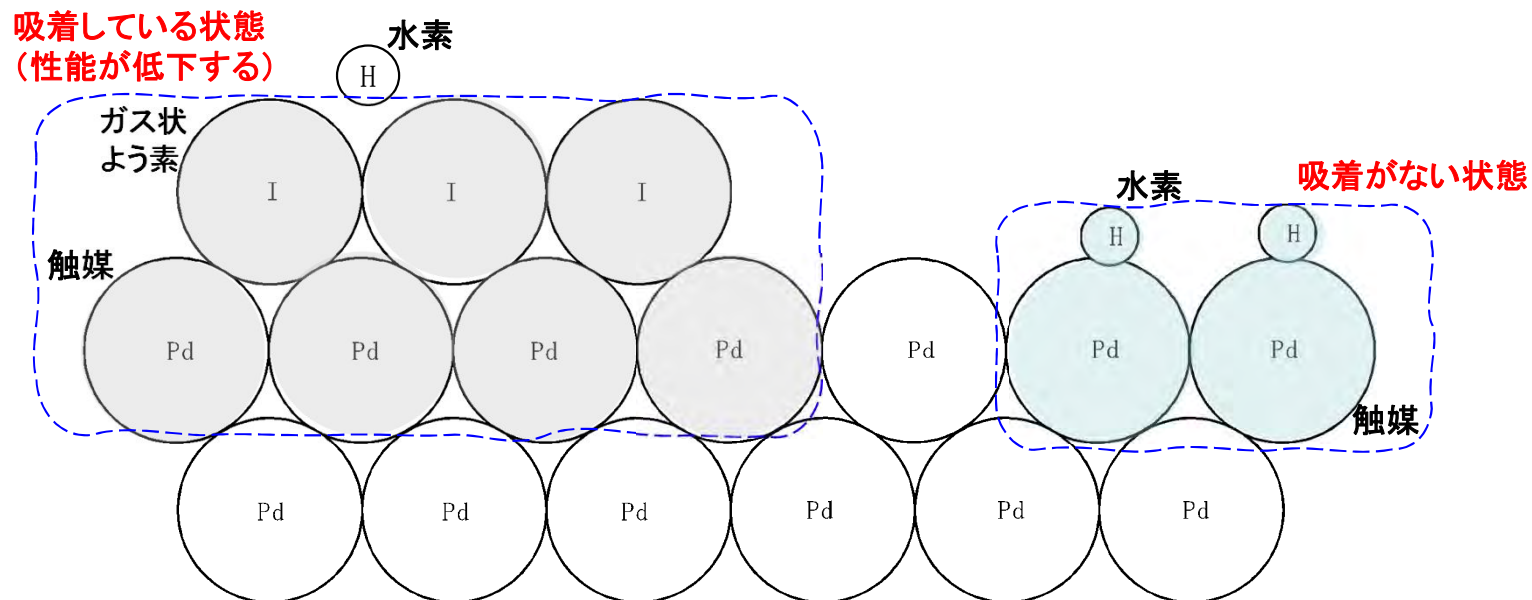


図 ガス状よう素による触媒性能低下のイメージ図

【論点No.132】

静的触媒式水素再結合器等による水素爆発防止対策の効果(触媒の劣化等の観点も含む)及びその効果を上回る水素漏えいに対する対応について

【委員からの指摘事項等】

No.120

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

水素再結合器は相当効果があるのか。水素の漏えい量に対して水素再結合器による水素の除去が間に合わない場合、どんどん水素が出てきてしまうような場合、水素が建屋の中に溜まってしまうとそれ以上手の打ちようがない。安全を増していることは分かるが、完全に抑えられるかどうか確認したい。

P.2

<第25回ワーキングチーム指摘事項>

P.4, 5

触媒の劣化等を踏まえた静的触媒式水素再結合器の容量の考え方について説明すること。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.577

P.2

福島第1事故は、水素ばくはつにより放射能拡散を大きくさせた。水素ばくはつ防止の説明がなかったように思えた。

ブローアウトパネル開放時の放射性物質拡散の影響について

【説明概要】

■第25回

○ブローアウトパネル開放による水素排出

- ✓ ブローアウトパネル開放による水素排出は、PARによる再結合や、格納容器ベントによる排出といった、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する。(No.133にてご説明)

○ブローアウトパネル開放による水素排出と同時に放出される放射性物質

- ✓ ブローアウトパネル開放前に行われる格納容器ベントにより、格納容器内の放射性物質の大半が放出されるため、格納容器ベント後に格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質は僅かである。原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の総量は、東京電力福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度である。

■今回

○ブローアウトパネルから放出される放射性物質による空間線量率への影響

- ✓ ブローアウトパネル開放と同時に原子炉建屋内に漏えいした放射性物質が全量放出されると仮定した場合、敷地境界付近の空間線量率は、東京電力福島第一原子力発電所事故時の実測値の1%程度になると推定され、その最大値は、放射性プルーム(ガス状の放射性物質)の通過の際、一時的に100 μ Sv/h程度となると考えられる。

ブローアウトパネル開放時の放射性物質の放出量及び線量率

- ブローアウトパネル開放による水素排出は、PARによる再結合や、格納容器ベントによる排出といった、その他の水素爆発防止対策を実施した場合でも、原子炉建屋水素濃度の上昇が継続した場合に実施する。(No.133にてご説明)
- 格納容器ベント後に格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質の総量の評価は、表1のとおりである。
- 水素排出のためのブローアウトパネル開放と同時に、表1に示す放射性物質が全量放出されると保守的に仮定した場合、表2に示す **福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比べて1%程度** である。

表1 東海第二発電所の放出量の評価結果

放射性物質の種類	放出量
希ガス類(Xe-133等)	約 5.5×10^{15} Bq
よう素類(I-131等)	約 2.5×10^{14} Bq
CsOH類(Cs-137等)	約 3.5×10^{11} Bq
Sb類(Sb-127等)	約 1.2×10^{10} Bq
TeO ₂ 類(Te-132等)	約 2.2×10^{11} Bq
SrO類(Sr-90等)	約 9.7×10^{10} Bq
BaO類(Ba-140等)	約 1.3×10^{11} Bq
MoO ₂ 類(Ru-103等)	約 4.6×10^{10} Bq
CeO ₂ 類(Ce-144等)	約 2.8×10^{10} Bq
La ₂ O ₂ 類(Nb-95等)	約 7.4×10^9 Bq
ベント実施後に原子炉建屋内に漏えいしている放射性物質が、全てブローアウトパネル開口部から大気中に放出されると仮定した。 (詳細な評価条件は表4参照)	

表2 福島第一原子力発電所事故時の実績放出量

放射性物質の種類	放出量
希ガス類	約 5.0×10^{17} Bq
I-131	約 5.0×10^{17} Bq
Cs-134	約 1.0×10^{16} Bq
Cs-137	約 1.0×10^{16} Bq
(備考) 「福島原子力事故調査報告書(H24.6.20東京電力株)」中に記載の3/12～3/31の全号機からの放出量推定値。このうち、2号機はブローアウトパネルが1号機爆発により脱落開放した。	

- 原子炉建屋内に漏えいした放射性物質が全量放出されると仮定した場合の放射性物質の放出量は、福島第一原子力発電所事故時の実績放出量の1%程度であることから、敷地境界付近の空間線量率への影響についても同等の比率と推定される。
- 表3に示すとおり、**福島第一原子力発電所事故時の空間線量率の実測値から、敷地境界付近の空間線量率の最大値は、放射性プルーム(ガス状の放射性物質)の通過の際、一時的に100 μ Sv/h程度**となると考えられる。
- 空間線量率の最大値は、放射性プルームの通過時に観測されるが、通過後は空間線量率が低下する。
- 表3の福島第一原子力発電所事故で測定された最大値は、放射性プルームが通過した風下方向で測定された値であることから、東海第二の推定値は、放射性プルームの通過を考慮した最大値と言える。
- なお、本評価には放水砲による拡散抑制効果は見込んでいない。
- 以上より、**実際の放出量及び空間線量率への影響は、さらに少なくなるものと考えられる。**

表3 放射性物質の放出に伴う空間線量率の変化

	空間線量率	備 考
福島第一原子力発電所事故時の実測値	数100 μ Sv/h～10,000 μ Sv/h	福島原子力事故調査報告書による空間線量率測定結果 (最大値は、放射性プルーム通過時に風下方向で観測された値)
東海第二発電所の推定値	数 μ Sv/h～100 μ Sv/h	福島第一原子力発電所事故時の実績放出量と比較し推定 (最大値は、放射性プルームの通過を考慮した値)

空間線量率の最大値は、放射性プルームの通過時に観測され、放射性プルームの通過後は、空間線量率が下がる傾向となる。

表4 放出量の評価に用いた評価条件

項目	条件
シナリオ	「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（平成25年6月19日 原子力規制委員会決定）に基づく運転員の中央制御室の居住性評価において、ベント実施後に原子炉建屋からSGTSを通して放出されとされていた放射性物質が、全てブローアウトパネル開口部から大気に漏えいされると仮定した。
期間	ベント実施後から事故後7日間経過するまで仮にブローアウトパネルを開放し続けた場合の合計値
その他の条件	第11回WT「事故対応基盤について（中央制御室への対応）」にてご説明した、中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件（下表参照）を用いた。

表5 その他の評価条件

項目		評価条件	選定理由
放出量評価	評価事象	「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用しない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	審査ガイドに示されたとおり設定
	放出開始時間	格納容器漏えい：事象発生直後 格納容器ベント：事象発生から約19時間後	MAAP解析結果
	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
	事故の評価期間	7日間	審査ガイドに示す7日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定
大気拡散評価	放出源及び放出源高さ	放出源： 原子炉建屋からの放出（地上高0m） 格納容器圧力逃がし装置排気口放出（地上高57m） 非常用ガス処理系出口（地上高140m）	原子炉建屋放出時の高さは地上放出として地上高0mで設定 格納容器圧力逃がし装置排気口放出時の高さは地上高57mに設定 非常用ガス処理系からの放出時は排気筒高さとして地上140mに設定

※第11回WT資料「事故対応基盤について（中央制御室への対応）」の中央制御室の運転員の居住性評価に用いた条件から抜粋

【論点No.134】

ブローアウトパネル開放時の放射性物質拡散の影響について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

<第25回ワーキングチーム指摘事項>

県民からの意見で、ブローアウトパネル開放をしたときの放射性物質の放出ということで、1F事故の1%という答えだったのですが、こういう回答を求めているような質問ではなくて、この1%が、周りの地域の住民の方、あるいは環境にどんな影響を持つのかという評価を望んでいるようなコメントだと私は受け止めたのですが、いかがでしょうか。 P.3

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.856

(24)ブローアウトパネル(放射性物質の大気放出)

原子炉建屋側壁のブローアウトパネルを開いて、蓄積した水素ガス等を大気放出するとしているが、同時に、どのような放射性物質が、どのくらい放出されるか不明である。 P.2

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

①重大事故等対策などの緊急時対応に関する手順化の状況及び職員の教育・訓練計画について

【説明概要】

■第24回

手順書等に関しては, 重大事故等に対応して, 運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備している。また, 教育・訓練については, 重大事故事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を計画的に実施し, 緊急時対応に係る体制を整備している。

■今回

重大事故等対策に係る訓練の評価方法として, 社内及び社外の様々な視点から評価を行っており, その評価結果を反映して次回以降の訓練内容の改善を図っている。

②要員の技術的能力確保のための対策について

【説明概要】

発電所の要員の教育訓練は, 基本的な教育, 専門的な教育, 要素訓練及び発電所総合訓練を計画的に段階的に行い, 要員の必要な力量の維持及び向上が図られていることを確認する。必要な力量を満たさない場合や, 訓練結果で十分な有効性が確認できない場合は, 再教育や訓練頻度を増して, 必要な力量・有効性を確保する。

③実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針について

【説明概要】

発電所に備える各設備は、設備の健全性及び能力を確認するための試験を行えるよう設計している。発電所に設置済みの設備は、定期的に試験を行い健全性等を確認している。また、シミュレータ装置による訓練を実施している。設置中の設備は、設置後に実機による試験を行う。一部の可搬型設備は実機による訓練を実施している。

④手順書の想定を超える状況への対応能力向上のための取組について

【説明概要】

設備等のハード面及び要員の教育・訓練等のソフト面の両面で不測の事態を想定した事故時の対応能力向上を図ることで、手順書の想定を超える状況においても、各要員及び災害対策本部として臨機応変に対処し事故収束に対応していく。

⑤想定外事象が発生した場合の対応方針及び体制の整備並びに想定外事象も含めた教育・訓練の実施等について

【説明概要】

■第24回

ハード面においては原子炉冷却等の対応手段の多重性・多様性を確保することで冗長性を確保し, また柔軟な運用が可能な可搬型設備を複数配備する。ソフト面においては, 事故原因に寄らない徴候ベースの手順書の追加整備や不測の事態を想定した訓練の実施, また柔軟な要員運用を可能とすることで, 各要員及び災害対策本部全体としての臨機応変な事故対応能力を高めていく。

■今回

災害対策本部の想定外事象への対応に係る意思決定プロセスとしては, 事象の発見, 報告・連絡, 対応戦略の策定, 対策の実施・効果の確認までの一連の流れがある。実際の事故対応で想定外事象が発生した場合でも, 組織全体で円滑に対処できるよう, 訓練を継続的に実施している。

⑥手順書の適用の可否に関する判断基準の明確化について

【説明概要】

設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

⑦設備・機器等の故障や動作不良等を考慮した訓練の実施について

【説明概要】

運転員の教育及びシミュレータ訓練にあたっては、監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬して実施することを計画している。これらを想定した訓練を行うことにより、事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し、重大事故等発生時の運転操作の対応能力を向上させる。

- 東海第二発電所では、2011年東北地方太平洋沖地震による発電所の被災・対応状況及び福島第一原子力発電所事故の教訓と反省を踏まえて、発電所がシビアアクシデントに至る恐れがある場合や、万一シビアアクシデントに至った場合でも、適切な事故対応操作等により発電所外部への影響を抑制して事故を収束できるよう、事故対応の操作手順を定め、教育・訓練を計画し実施している。
- 手順書等に関しては、上記の重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部（要員）が使用する要領を整備している。また、教育・訓練については、重大事故事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を計画的に実施し、緊急時対応に係る体制を整備している。

＜事故対応の操作手順，教育・訓練計画等の主な内容＞

- | | |
|--------------------------------|-------|
| ・重大事故等への対応に係る手順書等の体系的な整備 | ＜別紙1＞ |
| ・重大事故等を考慮した災害対策要員の教育及び訓練 | ＜別紙2＞ |
| ・重大事故等に対応した運転員教育及びシミュレータ訓練の実施 | ＜別紙3＞ |
| ・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施 | ＜別紙4＞ |
| ・事故シナリオ非提示型の実践的な原子力防災訓練の実施 | ＜別紙5＞ |
| ・想定外事象発生時の災害対策本部の意志決定プロセス | ＜別紙6＞ |
| ・重大事故等に対応した訓練の評価と改善の取り組み | ＜別紙7＞ |
| ・社員による重機等免許取得及び現場での対応能力向上 | ＜別紙8＞ |
| ・緊急時対応に係る体制整備，教育・訓練等のスケジュール | ＜別紙9＞ |

- 今後も、重大事故等対応の運転手順等を策定，教育・訓練の計画を立案し(P)，実施して(D)，その結果を踏まえて(C)，以降の教育・訓練ではさらに改善を図っていく(A)ことで，災害対策要員の総合的な事故対応能力をより高めていくこととする。

○東海第二発電所では、非常用炉心冷却設備等の建設時より設置している**設計基準事故対処設備（DB設備）**に加えて、新たにシビアアクシデントに対応した**重大事故等対処設備（SA設備）**を設ける。

○DB設備及びSA設備は、各設備の健全性及び能力を確認するため、**原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計**している。

・DB設備：発電所に設置済みであり、**定期的の実機を用いた試験**を実施している。
また**中央制御室のシミュレータ**による運転操作訓練も定期的の実施している。

・SA設備：設置工事中であり、設備設置までは予め教育を実施。**設置完了後に実機による試験を行う**。なお、SA設備のうち一部の可搬型設備は発電所に導入済みであり、**実機を用いた訓練を既に実施**している。

＜別紙2参照＞



（実機による訓練）可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



（実機による訓練）可搬型代替低圧電源車の設置・運用



○また、これらの個別設備毎の試験・訓練（要素訓練）以外にも、設備を実際に用いる実施組織と支援組織、それらの司令塔となる災害対策本部等との連携を確認する**発電所総合訓練も定期的**に実施し、**実効的な事故対応能力を高めていく**。

＜別紙2参照＞

○東海第二発電所では、事故時の対応能力向上を図る観点から、**想定していない事故が発生したり、事象が想定していない事態に至った場合**でも、発電所の状況に応じた**臨機応変な対応**により、**外部への影響を抑制して事故を収束**できるよう、**ハード面及びソフト面において対策を図っている。**

①ハード面(設備面)における対応

- ・事故の進展を抑制、影響を緩和する手段として、原子炉への注水、格納容器の冷却等の機能を有する**設計基準事故対処設備(DB設備)**を既に設けているが、何らかの不測の事態でDB設備が使用できないことを前提として、新たに**重大事故等対処設備(SA設備)**を設けることで、対応手段の多重性/多様性、独立性を持たせることで冗長性を確保し、**発電所の総合的な事故対応能力が増強される。**
- ・更に、SA設備については、常設の固定式の設備の設置に加えて、**可搬型の電源車やポンプ車等を複数台配備し運用することで、設置・操作場所等を限定しない柔軟かつ臨機応変な事故対応が可能となる。**

設計基準事故対処設備
(DB設備)

+

重大事故等対処設備
(SA設備)

常設設備

可搬型設備

②ソフト面(人的面)における対応

○手順書作成における対応

- ・事故を特定した事象ベース手順書(例:原子炉冷却材喪失事故時の対応手順)に加え、徴候ベース手順書やシビアアクシデントに対応した手順書等を追加整備
- ・これらの手順書では、**事故の内容を特定することなく、事故時にプラントが陥る様々な状況**(原子炉の出力異常、原子炉の停止不能、原子炉や格納容器内の温度、圧力、水位等の異常)と、**それに応じた対応手段**を定めている。想定していない事故や想定外の事態が発生した場合でも、その結果は上述の状況がプラントに生じることに帰着することから、**これらの手順書等を活用することで、想定外の事態への対応も可能となる。**

事象ベース手順書
(特定の事故に対応)

+

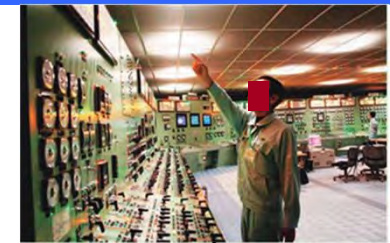
徴候ベース手順書
シビアアクシデント手順書
AM設備別操作手順書
重大事故等対策要領
(プラント状態に応じた対応)

<別紙1参照>

②ソフト面(人的面)における対応(続き)

○教育訓練における対応

- ・運転員の中央制御室シミュレータによる事故対応訓練で、本来なら使用可能な監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し、事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し、運転操作の対応能力が向上できる。＜別紙3参照＞
- ・シビアアクシデント環境及び悪天候等を想定した現場訓練の実施を通じて、対応能力向上が図れる。＜別紙4参照＞
- ・災害対策本部活動に係る原子力防災訓練で、訓練参加者が事故シナリオを知らされず、プラントの事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断・実施していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、想定外の事態への対処も訓練を重ねて、各要員及び災害対策本部全体としての臨機応変な対応能力を強化できる。＜別紙5,6参照＞
- ・訓練の評価方法として、社内及び社外の様々な視点から評価を行っており、その評価結果を反映して次回以降の訓練内容の改善を図っている。＜別紙7参照＞
- ・重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の可搬型設備の運転を社員自らができるよう、大型自動車、重機等の免許の取得を推進し、また、要員に複数の可搬型設備の操作に係る力量を付与していくことで、作業助勢や交代等の柔軟な要員運用を可能としていく。＜別紙8参照＞



フルスコープシミュレータ
による操作訓練



放射線防護具類を
着用した電源確保訓練



原子力防災訓練(災害対策本部)



ホイールローダの運用



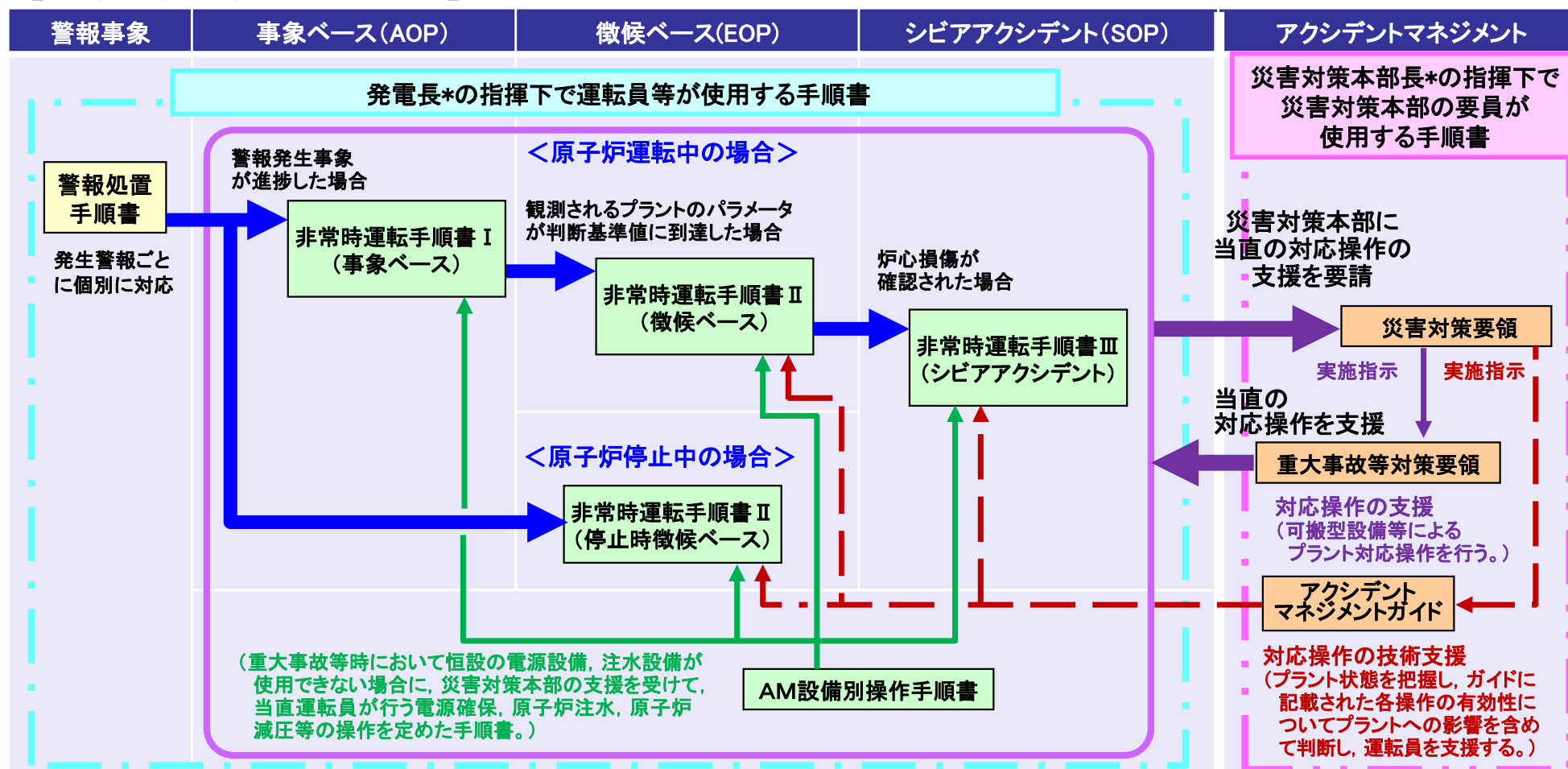
ポンプ車の運用

○上記ハード面のSA設備(常設及び可搬型)の整備、そしてソフト面のシビアアクシデント等に対応した手順書の整備及び教育訓練での事故対応能力強化の取り組みを続けることで、手順書の想定を超える状況、想定外事象が発生した場合でも、各要員及び災害対策本部全体として、事故に臨機応変に対処し、事故収束に対応していけると考える。

- 重大事故等に対応して、運転員が使用する手順書及び災害対策本部(要員)が使用する要領を整備
- 設計基準を超えた事象への対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準をもとに必要な手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。

● 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

【手順書機能体系の概要図】



* 重大事故等時は災害対策本部長(所長)が本部全体の統括・指揮を行い、発電長は運転班の当直としてその指揮下に入る。(＜参考＞参照)
発電長は「警報事象」～「SOP」の範囲で運転操作の指揮・判断を行う。

【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に 警報が発生した際 に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅰ】 <u>単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際</u> に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅱ】 非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース) <u>事故の起因事象を問わず、事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際</u> に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。 非常時運転手順書Ⅱ(停止時徴候ベース) 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅲ】 <u>徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際</u> に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



	AM設備別操作手順書
手 順 書	重大事故等時において 恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合 に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。 AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プール注水、使用済燃料プール冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。

【災害対策本部が使用する要領の概要】

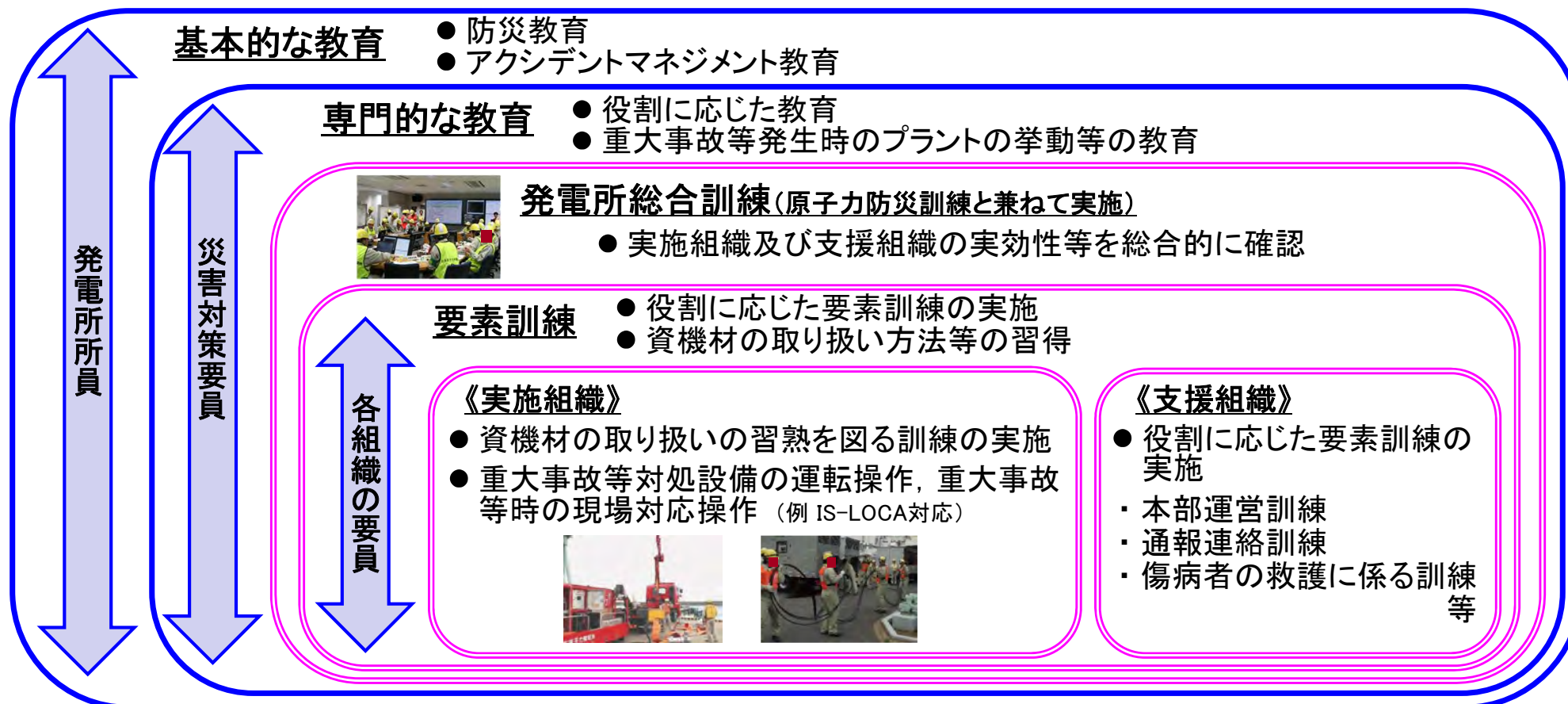
	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

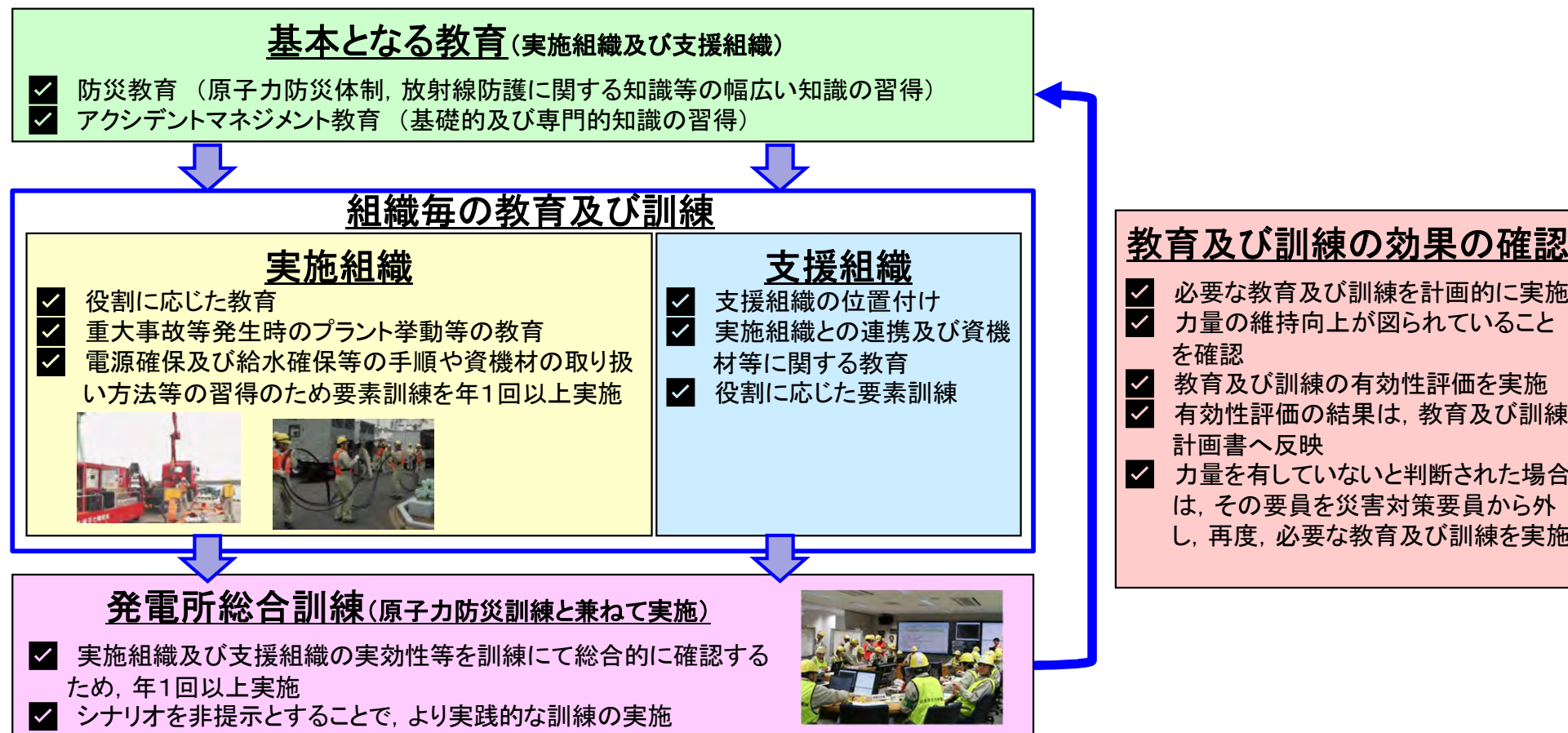
	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
時系列	▽設備の故障警報 状態異常の警報等	▼外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV, 154kV) ▽原子炉スクラム ▽非常用ディーゼル発電機 自動起動	▼全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) ▽原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水, 原子炉水位維持 ▽残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	▼原子炉の水位が低下し, 原子炉水位が 燃料有効長頂部に到達 ▽炉心損傷の有無を判定 ⇒炉心損傷を判定した場合は, シビアアクシデントに移行
手順書	運転員	警報処置手順書 ○発生警報ごとに 個別に対応	非常時運転手順書Ⅰ (事象ベース) ○外部電源喪失に伴う 原子炉スクラム操作	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ○徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等
		AM設備別操作手順書 ○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
	災害対策本部	災害対策要領 ○所長を本部長とした災害対策本部の構築し、重大事故等への対応を実施する体制		
		重大事故等対策要領 ○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施		
			アクシデントマネジメントガイド ○災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。	

➤ 災害対策要員には、想定され得る重大事故等の事象を包括的に考慮し、**重大事故事象に係る教育及びその対応を包含した様々な訓練を計画的に実施**

- 災害対策要員には、**重大事故等発生時のプラント挙動等**、**事故対応上理解が必要な知識を付与する教育及び訓練を実施**
- 必要な**教育及び訓練を計画的に実施**し、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認
- 教育及び訓練は**有効性評価を行い**、災害対策要員の力量の維持及び向上が図られる**実施頻度に見直す**
- 力量を有していることを確認した災害対策要員は、**管理リストに反映し管理**
- 力量を満たさないと判断された要員は、災害対策**要員から外し**、**再度、必要な教育及び訓練を実施**



- 事故収束に係る各種の対応を行う実施組織及び支援組織に対しては、必要な教育及び訓練を**社内ルールに基づき定期的に実施**
- 各要素訓練は、重大事故事象に対応又は包含した訓練であるが、設備が未導入のものについては、設備の**設置以降に適宜訓練を実施**していく。
 - 計画的に基本教育、組織毎の要員に付与する教育及び訓練、発電所総合訓練を実施し、**災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。**
 - 発電所総合訓練等を通じて**教育及び訓練の有効性評価を行い**、必要に応じて再教育の実施や訓練実施頻度の見直しを行う。



- 非常事態に対処するための総合的な訓練として**発電所総合訓練を実施**
- 要員の力量維持及び向上を図るため**要素訓練の実施**及び発電所と本店との連携の強化を図るため**原子力防災訓練を実施**
 - 災害対策本部長の指揮のもと、**原子力防災組織が有効に機能することを発電所総合訓練により確認**
 - 訓練項目ごとに対象者の力量向上のために実施する要素訓練及び本店等と合同で行う原子力防災訓練を実施
 - それぞれの訓練は計画に基づいて**年1回以上実施**
 - 教育及び訓練により、操作が必要な要員数及び想定時間で効率的かつ確実に実施できることを訓練で確認

要素訓練

- ・実施組織の要員に対し、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な「**電源確保**」及び「**可搬型設備を使用した給水確保**」等の対応に係る**要素訓練を実施※**
- ・重大事故等対策に関する教育及び訓練として手順の内容理解(作業の目的、事故シーケンスとの関係等)や資機材の取扱い方法等の習得を図るため**年1回以上**要素訓練を実施



水源確保に係る訓練



電源確保に係る訓練



アクセスルートの確保に係る訓練

※要素訓練は、各重大事故に対応した訓練を手順書に基づき実施する。
なお、使用設備が未導入の場合は、予め教育を行い設備の設置以降に適宜訓練を実施していく。

発電所総合訓練

- ・原子力防災管理者の指揮のもと、**原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認**するために実施
- ・各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるか検証



災害対策本部

原子力防災訓練

- ・発電所と本店等と合同で行う原子力防災訓練には**経営層も参加**
- ・本店災害対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等の訓練を実施し、**発電所と本店等のコミュニケーションの強化を図る**
- ・オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携(協力要請等)、社外への情報提供(模擬記者会見訓練)等を実施



本店災害対策本部

➤ 重大事故等発生時のプラント挙動等、事故対応上理解が必要な知識を運転員に付与するため、教育を実施

- 重大事故等発生時のプラント挙動等の事故対応上理解が必要な知識を付与するため、机上教育を実施
- 自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターで対応操作訓練を実施し、知識の向上と実効性を確認
- 訓練は国内外で発生したトラブル対応や全交流動力電源喪失を想定した対応等、事象ベースに留まらずに随時拡充して実施し、運転員の技術的能力を向上
- 訓練では監視計器の故障や機器の不動作等の故障を模擬し、事象の判断能力や代替手段による復旧対応能力等を養成し、重大事故等発生時の運転操作の対応能力を向上
- 自社のシミュレータについては、重大事故等対処設備の模擬運転操作等も反映できるよう改造する予定

机上教育等	シミュレータを用いた訓練
『防災教育』 ・ 原子力防災体制等に関する知識 ・ 放射線防護に関する知識 ・ 放射線及び放射性物質の測定等に関する知識 (法令の概要、放射線防護に関する知識、防災設備に関する知識 等の教育)	『異常時対応訓練』 ・ 指揮、状況判断 ・ 中央制御室対応 ・ 現場操作対応 (判断・指揮命令 異常時操作の対応(中央制御室)、 異常時操作の対応(現場) 等の訓練)
『アクシデントマネジメント教育』 ・ 基礎的知識 ・ 応用的知識 (アクシデントマネジメントの概要、プラント状況に応じた優先順位等の専門知識 等の教育)	『シミュレータ訓練Ⅰ～Ⅲ』 ・ 当直班の運転操作の連携に係る訓練 (ファミリー訓練) ・ 中央制御室対応の運転員の起動停止・異常時・警報発生時の対応に係る訓練 ・ 発電長、副発電長の判断・指揮命令に係る訓練
『発電所総合訓練』 (当直の活動、各作業班との連携、当直の意思決定 等の教育)	

➤ 放射線防護具類及び資機材等を使用し、様々な状況を想定した訓練を実施、対応能力を向上

- 以下のような様々な悪条件を考慮して訓練を実施
 - ・ 悪天候(降雨, 降雪, 荒天等の天候) ・ 作業環境(夜間・暗闇, 高線量環境下)
- 現場環境の放射線量の上昇が予測される対応に係る訓練は, 放射線防護具類(タイベック・全面マスク)を着用して実施
- 訓練により, 防護具等の着用が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認
- 訓練により, 暗所環境での照明器具を用いた操作が, 操作者の動作及び操作時間に有意な影響を及ぼさないことを確認

前年度の訓練実績を踏まえて次年度の訓練計画を策定し, 要員が各訓練を満遍なく経験するようにしている。

放射線防護具類を着用した訓練例



可搬型代替注水ポンプ車の設置・運用



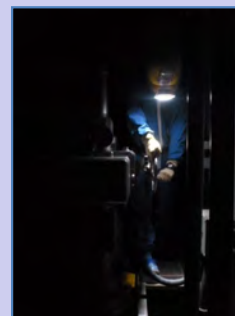
可搬型代替低圧電源車の設置・運用



可搬型照明を用いた訓練例



暗所環境下での
ポンプ車の設置・運用



可搬照明を使用した
弁の開閉操作

悪天候(降雨時)の訓練例



降雨時のホイールローダの運用

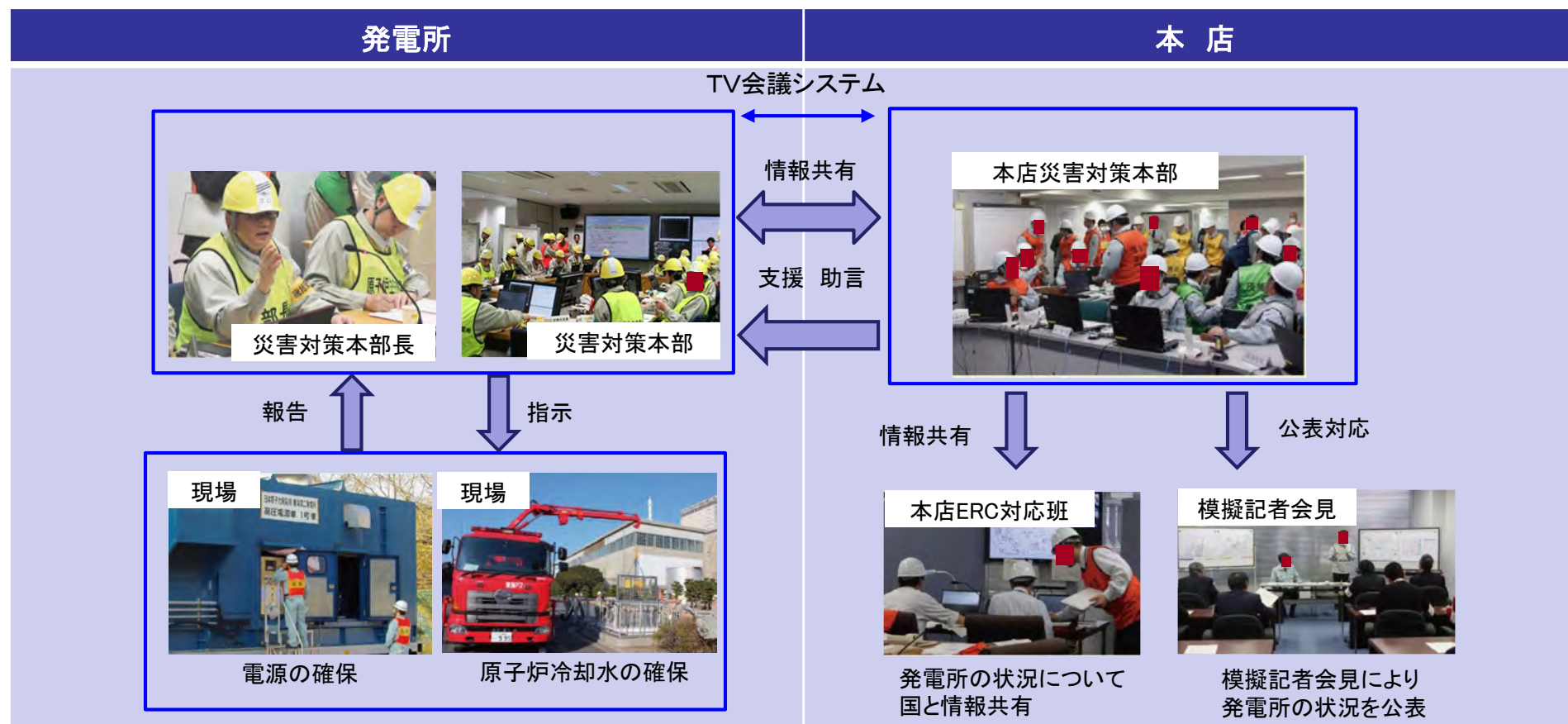


降雨時の電源車の設置・運用

➤ 原子力防災訓練では事故シナリオ非提示型での訓練も実施することで、社内関係箇所とのTV会議システム等を用いた情報連携等、より実践的な訓練を実施

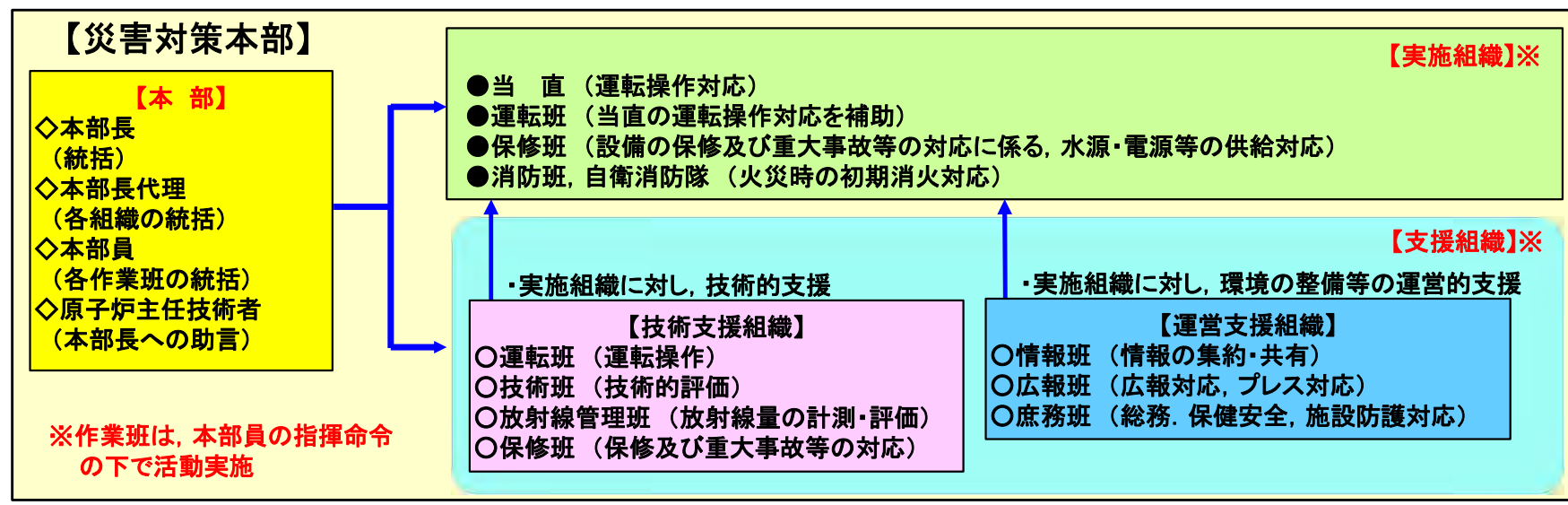
- 訓練では、事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、災害対策要員の対応能力を強化
- 訓練では地震及び津波による外部電源喪失事象だけでなく、様々な自然災害や外部事象等にも対応するよう、計画的に実施
- 東海発電所との同時被災等のシナリオも取り込み、発電所災害対策本部の各活動が輻輳しないことも確認

事故シナリオ提示型の訓練を通じた練度向上に加えて、非提示型の訓練を通じた徴候ベースの対応能力向上を図っている。

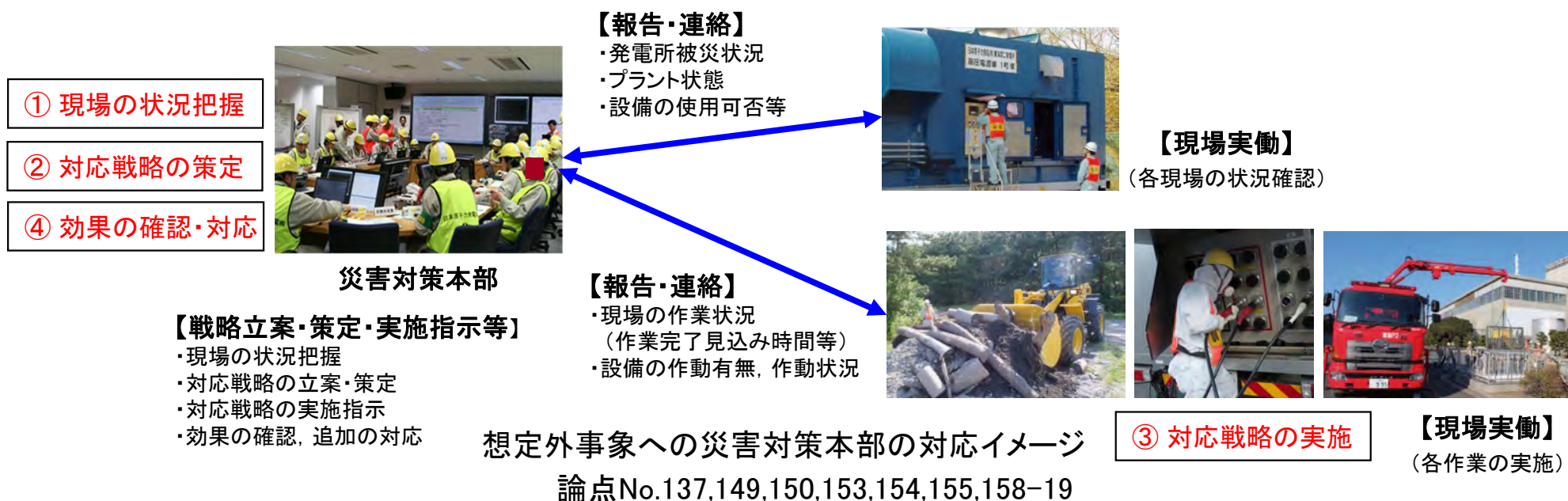


- **災害対策本部の想定外事象への対応に係る意思決定プロセス**としては、事象の発見、報告・連絡、対応戦略の策定、対策の実施・効果の確認までの一連の流れがある。実際の事故対応で想定外事象が発生した場合でも、**組織全体で円滑に対処できるよう、訓練を継続的に実施**している。

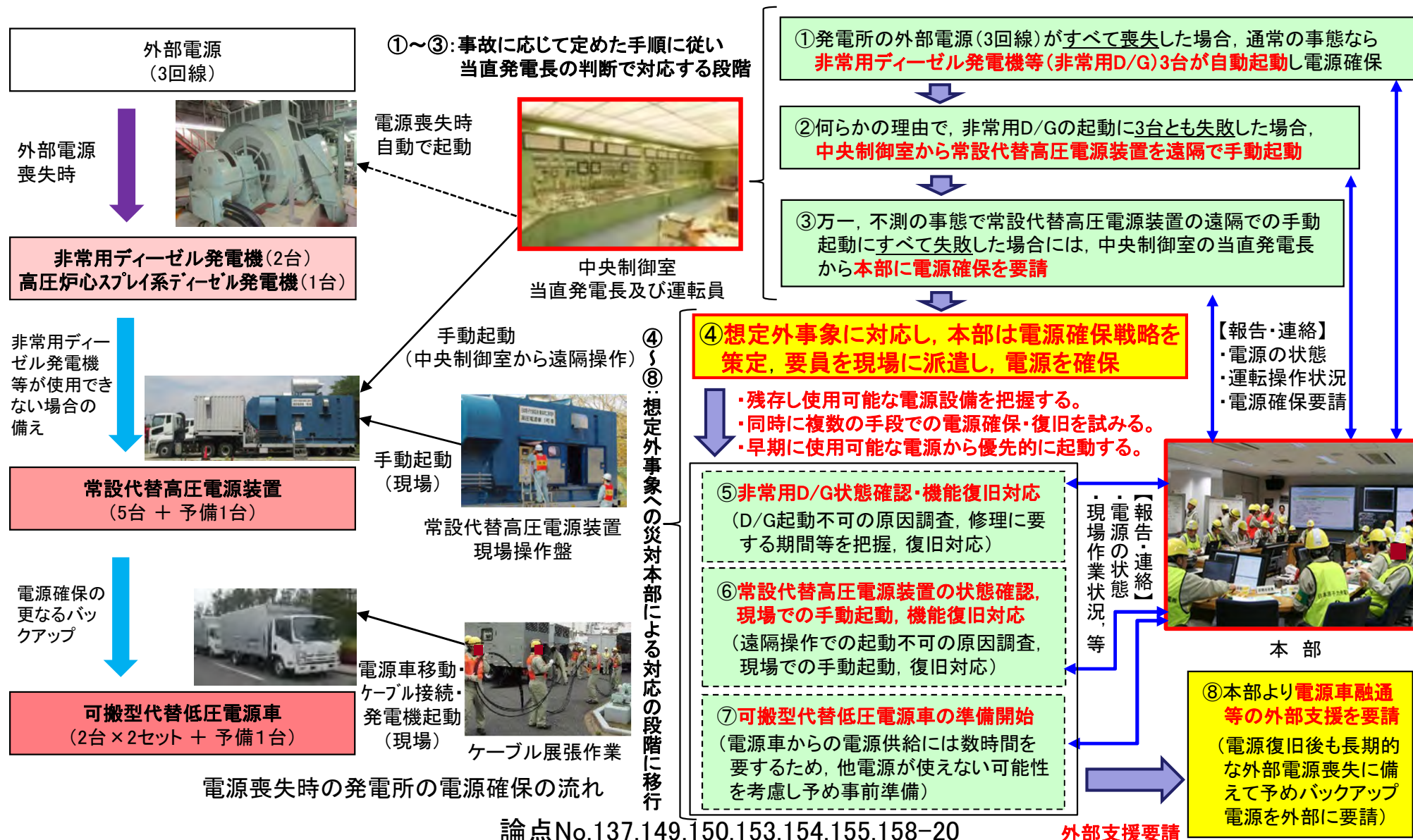
- 重大事故等対策を実施する組織(災害対策本部)は、本部長、本部長代理、本部員及び原子炉主任技術者からなる「**本部**」と、**8つの作業班で構成**
- 作業班は、重大事故等対策を実施する**実施組織**と実施組織を支援する**支援組織に編成し**、各班には対策の**実施責任を有する班長を配置**し、役割分担や指揮命令系統を明確にし、効果的に対応できる体制を整備
- 災害対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に、報告は下位から上位に報告
- あらかじめ定めた手順に従った**運転員(当直)が行う運転操作や復旧操作は、当直発電長の判断により、自律的に実施**し災害対策本部(本部員)に実施事項等を報告
- **大規模な自然災害や大型航空機衝突等のテロリズムの発生が疑われる場合**は、災害対策本部にてチェックシート等により被災状況やプラント状態の把握、及び**優先すべき個別戦略を選択**し、対応可能な要員、常設設備、可搬型設備等を含めた**残存する資源により対応**



- 想定外事象の例として、外部事象等を起因として**予想外の事象(施設・設備の損傷, 火災・溢水の発生等)**が生じ、**プラントに被害**が生じる。さらに、緩和機能(止める・冷やす・閉じ込める等)として本来なら期待できる**安全対策設備が不測の事態により使用不可**となった場合は、時間経過に応じて**更にプラント状態が悪化する状況等**が考えられる。
- 災害対策本部(本部)は、想定外事象に対して、以下の流れでプラントの安全確保、原子力災害の発生防止／影響抑制を図っていく。
 - ① **現場の状況把握** ⇒ 本部は、災害対策本部要員(実施組織)を各現場に派遣し、確認した情報を集約し、発電所の被災状況、プラントの状態、各設備の使用可否、復旧見込み等の状況を把握する。
 - ② **対応戦略の策定** ⇒ 本部は、①の情報に基づき、原子炉の停止及び冷却、格納容器の除熱／閉じ込め、使用済燃料プール冷却等に必要な、電源・注水・除熱等に関する現状で使用可能な設備を組み合わせた**対応戦略を立案し、策定**する。
 - ③ **対応戦略の実施** ⇒ 実施組織は、本部からの指示を受け、②の対応戦略に基づき、現場にてアクセスルート確保、電源車等による電源確保、ポンプ車等による注水手段確保等の**各作業を実施**する。
 - ④ **効果の確認・対応** ⇒ 本部は、③の実施結果の報告を受けて**効果の確認**を行う。必要に応じて、代替の手段やバックアップとしての手段を立案・策定し、実施指示を行う。



- 想定外事象の具体的な対応例として、**電源喪失時の電源確保訓練**の流れを示す。発電所には多数のバックアップ用の電源を設けているが、**不測の事態により、複数の電源が次々と使用できなくなるような状況も考慮し**、電源確保に係る報告・連絡、本部の戦略策定、現場での実働等の訓練を重ねている。



- 重大事故等対策に係る訓練の評価方法として、**社内及び社外の様々な視点から評価**を行っており、その評価結果を反映して次回以降の訓練内容の改善を図っている。

防災組織全体としての力量向上を目的に実施する原子力防災訓練等では、炉心損傷等の重大事故を想定したシナリオを通じて、発電所災害対策本部と本店対策本部及び社外関係機関への情報提供等の各活動との連携が確実に実施できることを確認・検証する。

また、要素訓練では、現場対応の指揮や発電所災害対策本部との連携、現場対応者等の役割に応じた事故対応能力について確認・評価し、各要員の力量の維持及び向上を図る。

《訓練評価及び改善》(P.22参照)

- 原子力防災訓練等では、訓練参加者以外の者を社内評価者として配置し、各要員の役割に応じた評価項目を明確にした災害対策要員の**訓練評価チェックシート(P.23参照)**を用いて、**訓練参加者の対応状況を確認・評価**
- 訓練後、訓練参加者及び評価者で**訓練を振り返り、反省点、課題等を集約**する等、訓練の実施結果を確認し、**その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育訓練計画に反映**
- 原子力安全に対する発電所における種々の訓練及び諸活動の有効性を評価するため、**社外評価者(国、他電力等)による訓練評価**や第三者機関であるWANO*¹及びJANSI*²による定期的なピアレビューにより、社外の原子力発電所経験者からの**客観的な評価の実施**

*1: 世界原子力発電事業者協会。世界の商用原子力発電所の安全性と信頼性を最大限に高めることを使命とする国際組織

*2: 一般社団法人 原子力安全推進協会。原子力安全向上を目指す国内の自主規制組織

原子力総合防災訓練の計画, 実施及び評価・改善の流れ(イメージ)*

【計画】(Plan)

訓練計画(実施要領)の検討, 作成

- ・訓練項目, 目標等設定
- ・訓練シナリオ検討, 作成
- ・状況付与計画検討, 作成
(付与条件, 手段, タイミング>条件付与カード作成)
- ・訓練体制(評価含む)や対応検討

前年度訓練の成果, 改善事項

訓練計画(5週間前資料)作成

(意見等反映)

(事前説明)

原子力規制委員会(NRA)

原子力防災専門官(指導, 助言)

【実施】

(Do)

訓練の実施

- ・シビアアクシデントを想定
- ・発電所, 本店及びOFC等の連携
- ・外部関係機関への情報提供 など

訓練直後のレビュー

- ・社内訓練対象者による振り返り
- ・NRA(訓練対応者)の講評 など

* OFC: オフサイトセンター
原子力災害時の現地対応拠点

訓練評価の実施

- ・社内評価(P.23 評価チェックシート(例)記載)
- ・社外評価(他電力)
- ・社外評価(国, 第三者機関*)
- * JANSIピアレビュー(2020.12.1~11): 訓練映像確認
- ・訓練アンケート(NRA意見・要望)
- ・評価指標に基づくNRA評価

【評価・改善】

(Check)

訓練結果の整理, 分析, 対応策等の検討

- ・良好事例, 気付き, 改善事項等集約
- ・改善内容等の検討 など

訓練報告書作成

(Action) 【展開】

次年度訓練への
改善内容の反映

* ここに示す原子力総合防災訓練のみならず, 社内で繰り返し実施している災害対策本部の運営訓練, 現場実働等の要素訓練に対しても, 訓練毎に評価を行い, 良好事例, 改善事項等をまとめて次回以降の訓練への反映を行っている。

<別紙7> 重大事故等に対応した訓練の評価と改善の取り組み (3/3)

【論点No.137, 149, 150, 153, 155, 158対応】



➤ 訓練評価チェックシート(サンプル)

作業班ごとの役割に応じて個別のチェックシートで評価

原子力防災管理者/副原子力防災管理者用(本部長等)

訓練評価チェックシート (本部)				
カテゴリ	評価項目	評価	結果	評価基準
体制	(警戒事態) 原子力防災管理者(副会長)は重事故発生(重事故の発生)から10分以内に本部設置宣言ができる (要員の参加報告: 原研班)			要員確保完了から本部発令まで 2分以内「A」、5分以内「B」、5分超過「C」
	(非常事態) 原子力防災管理者(副会長)は重事故発生(重事故の発生)から10分以内に本部設置宣言ができる (要員の参加報告: 原研班)			要員確保完了から本部発令まで 2分以内「A」、5分以内「B」、5分超過「C」
本部体制命令により対応				
原子力防災管理者(副会長)はALを利用し本部設置宣言、EALの活用				
放射線計測装置、要員の参加報告の指示(作業班)				
オフサイトセンター等がある場合は、要員派遣の指示				
緊急時対応作業	緊急時対応要員の心身の健康不安対策を指示できている			
負傷者対応	負傷者発生時の適切な救出を指示できている			
入居規制	重事故発生後、発電所へ入居規制を指示できる			
避難規制	重事故発生後、発電所へ入居規制を指示できる			
その他				

訓練評価チェックシート (運転班) 運転班用

カテゴリ	評価項目	評価	結果	評価基準
(警戒ルール)	本部設置ルールに則り、連絡が行われている (本研、非常班)			本部が本部設置ルールに則り、連絡が行われている(90%以上)「B」、対応で「C」
	本部内の報告(本部共有)は1件1報告を基本とし、結果に報告ができていない (結果に報告: 本部で共有すべき重要なポイントを設定している)			結果に1件1報告ができていない予備報告件数を減らす結果に報告ができていないが結果に報告できていない「C」
(書面説明)	書面説明ルールに則り、書面説明が行われている (作業班)			書面説明ルールに則り、書面説明が行われている(90%以上)「B」、対応で「C」
オフサイトセンター等がある場合は、要員派遣の指示				
緊急時対応作業	緊急時対応要員の心身の健康不安対策を指示できている			
負傷者対応	負傷者発生時の適切な救出を指示できている			
入居規制	重事故発生後、発電所へ入居規制を指示できる			
避難規制	重事故発生後、発電所へ入居規制を指示できる			
その他				

拡大

非常時運転手順書の体系、フローチャートに基づき適した手順書の使用判断・助言
炉心損傷の確認ガイドを用いて炉心損傷進展の確認
操作選択上の影響評価の情報を基にした、操作実施の判断
影響評価に必要なプラントパラメータを収集・伝達
津波襲来時の対応フローを使用したプラントの状況判断、対応の指示又は助言
中央制御室の計器等の監視及び可能な範囲における巡視点検の実施による、発電所設備の状況及び機器の動作状況等の把握
主要運転データによる原子炉系の運転状態の把握、燃料破損あるいはその可能性の有無の把握
重要なパラメータ(炉心損傷、RPV破損等)が監視不能な場合の代替パラメータに係る情報の準備

訓練評価チェックシート (技術班) 技術班用

カテゴリ	評価項目	評価	結果	評価基準
(技術班)	炉心損傷の確認ガイドを用いて炉心損傷進展の確認			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	操作支援時のプラントパラメータ確認手続及び注意すべき現象の把握			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	影響評価に必要なプラントパラメータを収集・伝達			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	AACGを使用した事故対応の検討			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	「事故・故障・トラブル等」発生後、事故・故障状況と収集し発電所内各設備及び本所長室への報告			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	緊急時対応要員に対する心身の健康不安対策を指示			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	負傷者発生時の適切な救出			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
(技術班)	定量的な燃料破損の把握、外部放出の放射能の予測			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	ツールを使用した現象進展の予測			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
(技術班)	重要なパラメータ(炉心損傷、RPV破損等)が監視不能な場合の代替パラメータに係る情報の準備			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	関連関係の把握及び適切な使用			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	迅速な戦略案の検討			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」
	戦略案の成立性の確認、戦略案の完了予定時刻、事故進展予測結果の本部報告			評価項目の内容が出現している「B」、評価項目の内容が出現していない「C」

新規基準要求となるシビアアクシデントに対応した「代替パラメータによる情報収集」も評価項目として設定

➤ 重大事故等発生時に必要となるホイールローダ等の重機の運転を**社員自らが**できるように、社員の大型自動車、重機等の**免許の取得を推進し対応能力を向上**

- ホイールローダ等の重機を、**当社社員自らが運用**できるよう、**運転免許の取得を推進**
- 特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するため、社員の大型自動車、重機等の免許の資格取得を推進
- 要員に対しては、導入する資機材の仕様（ポンプの容量、積載可能荷重、最大けん引力等）及び運用に係る教育を実施し、各資機材の基本的な知識を付与

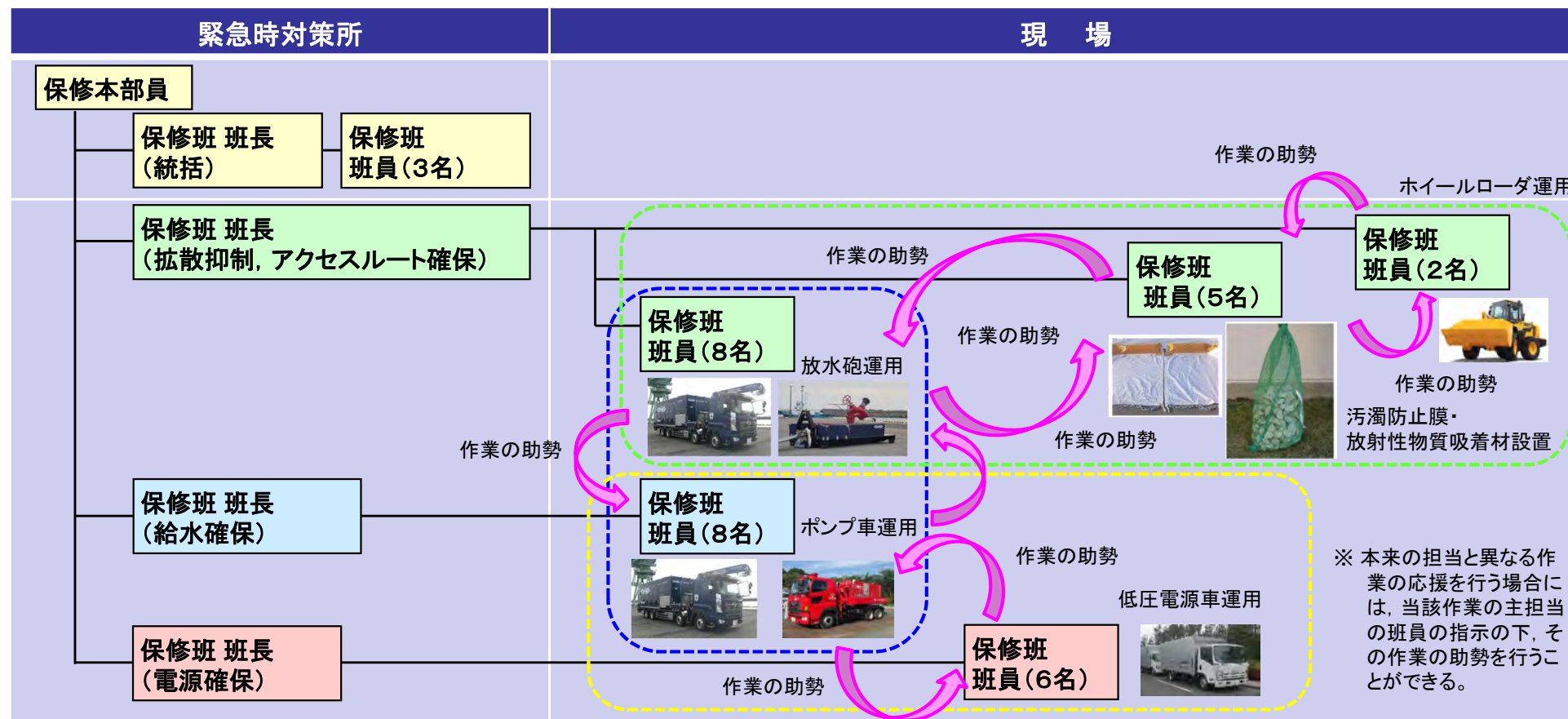
免 許	資格取得者数		主な車両・重機
	2011年	2021年	
大型自動車	7	36	可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ 予備電動機運搬用トレーラー 等 
車両系建設機械 （うち大型特殊 取得者）	11 (1)	49 (16)	ホイールローダ、油圧ショベル、ブルドーザ 

➤ 災害対策要員※が重大事故等発生時に可搬型設備等を柔軟に運用するため、保修班員には複数の可搬型設備の操作に係る力量を付与し、組織として対応能力を向上

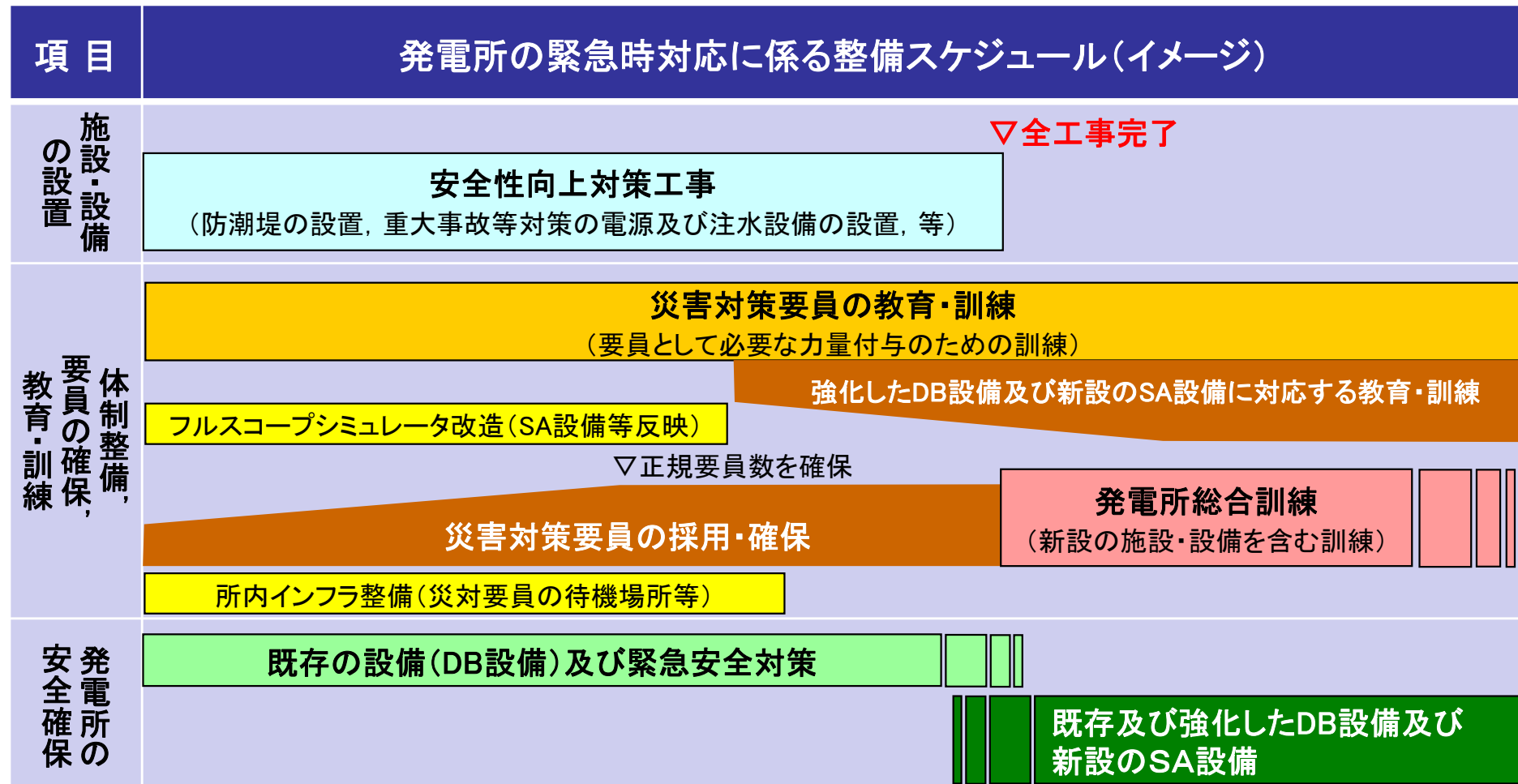
- 保修班の要員のうち給水確保及び拡散抑制対応に係る操作は、同じ可搬型代替注水大型ポンプを用いるため互いの操作に対応が可能

- アクセスルート確保に係るホイールローダの操作や電源確保に係る可搬型低圧電源車の操作は、資機材の運転、操作であるため、他の設備で担当する要員に対して教育及び訓練することにより力量を有した要員を確保

※ 重大事故等発生時に現場で事故収束に係る対応を行う要員には、要員に力量を付与することにより、必要な対応に要員を融通して対応することができる保修班と、特定の力量が必要で専属で対応することになる運転班(運転操作対応)の要員及び放射線管理班(放射線測定対応)がある。



- 発電所の緊急時対応に係る体制の整備スケジュールとして, 現在実施中の安全性向上対策工事(各施設・設備の設置等)と並行して, 災害対策要員の確保, 教育・訓練を進めていく。



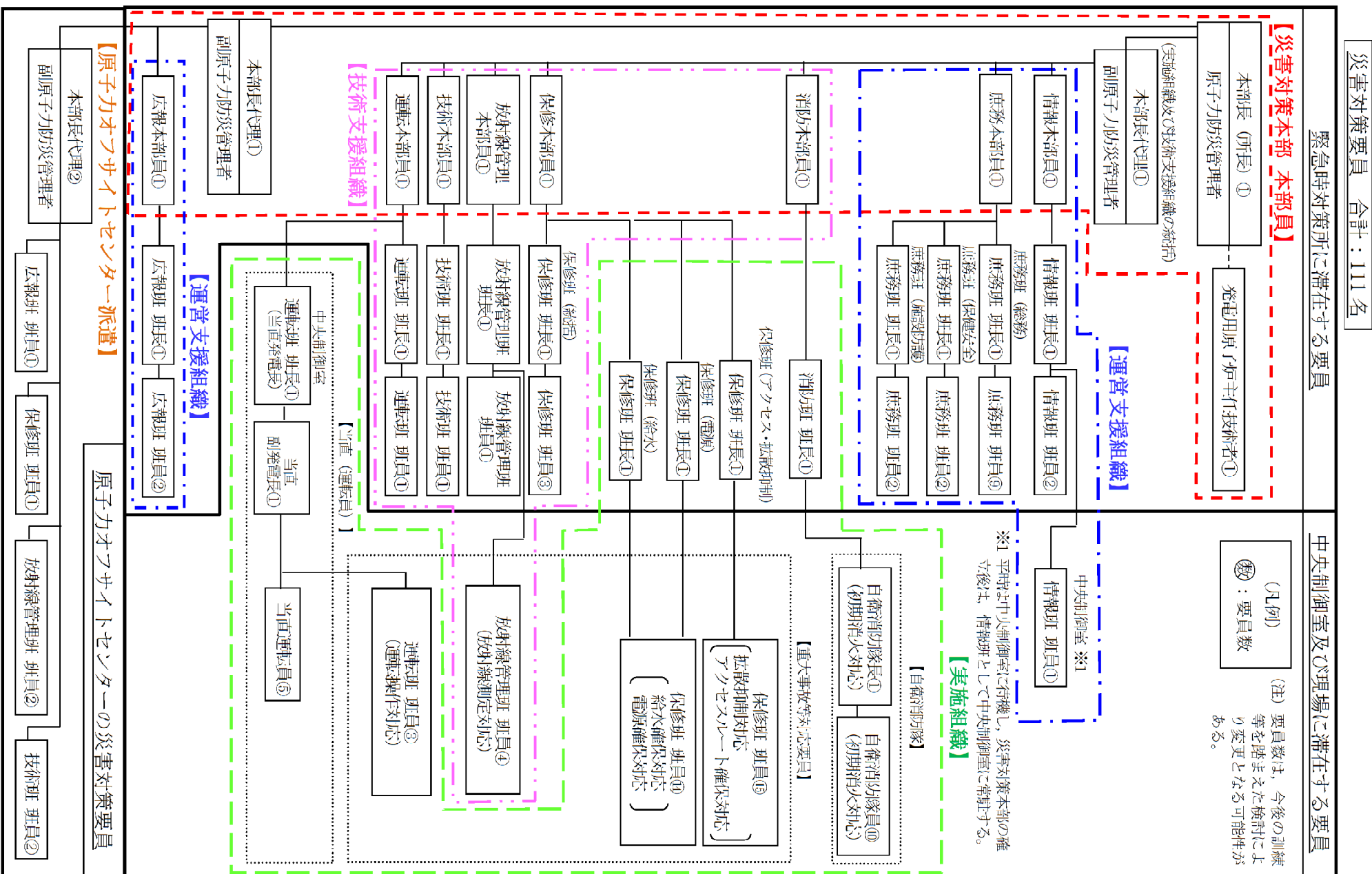
- また, 高いレベルで発電所の安全確保を維持する観点から, 工事実施中は既存の設備(DB設備)及び緊急安全対策*を可能な限り維持し, 工事完了後はSA設備等による安全確保に順次切り替えていく。

* 緊急安全対策: 2011年東北地方太平洋沖地震発生後に整備した, 高圧電源車及び低圧電源車からの電源供給, 可搬型ポンプ車等を用いた使用済燃料プール等への注水手段等

- 災害対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備（次頁参照）
 - 災害対策本部の体制は、所長を災害対策本部長とし、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と8つの作業班で構成する。これらの作業班は、機能毎に実施組織及び支援組織に区分され、さらに支援組織は技術支援組織と運営支援組織に区分する。
 - 8つの作業班は、役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備

要 員	役 割
本部長	災害対策本部の統括・指揮
本部長代理	東海第二の統括、広報及びオフサイトセンター対応の統括
原子炉主任技術者	災害対策本部長への助言
情報班	事故に関する情報の収集・整理、社外機関との連絡調整
広報班	広報に関する関係機関との連絡・調整、報道機関対応
庶務班	災害対策本部の運営、要員・資機材等の調達、医療に関する措置、所内警備、待避誘導、社外関係機関への連絡
消防班	消火活動
保修班	不具合設備の応急復旧、給水・電源確保に伴う措置、可搬型設備の準備と操作、アクセスルート確保、放射性物質拡散抑制対応
放射線管理班	発電所内外の放射線・放射能の状況把握、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する対応と技術的助言
技術班	事故状況の把握・評価、プラント状態の進展予測・評価、事故拡大防止対策の検討及び技術的助言
運転班	プラント状況の把握、事故の影響緩和・拡大防止に係る運転上の技術的助言
当直	運転操作に関する指揮・命令・判断、事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置
オフサイトセンター派遣	関係機関との連絡・調整

＜参考＞ 東海第二発電所災害対策本部の体制（2／2）



【論点No.137】

実際の設備・機器等を用いた訓練の実施方針について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.457

今日の説明会の趣旨は、ここに集まった方はある程度の知識があることを前提とした説明会なんだなという印象を持ちました。80数ページのをただか75分で説明しようとするんだから、そういうものなんだなという印象を受けました。

P.5-8,12-23

それは置いておいて、質問なんですけど、重大災害が発生したときということを想定しているようですけれども、例えば、そういう部分が発生したときの実地テストというのは定期的に行われるものなんですか。というのも、福島第一原発って、40年間、冷却装置が動かされてなかったと。それゆえ、現場にいる人たちは本当に冷却しているのかどうか、それすらもわからなかったというのをNHKの取材で聞いた記憶があるので、その辺、説明をお願いします。

機器類のテストではなくて、ぜひとも総体的な実地テストを考えていっていただきたいと思います。

P.5-8,12-23

No.470

P.5-8,12-23

総体的な実地テストが行われるのか否か。福島第1の様に実地テストによる近隣住民の恐怖感をあおる様なことはしたくない。テスト後の復旧(政府対応含む)が大変などの理由で実地テストをやらないは、なしにして欲しい。必要なテストを障害の有無でやらないは言語道断！！

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.149】

想定外事象が発生した場合の対応方針及び体制の整備並びに想定外事象も含めた教育・訓練の実施等について

【委員からの指摘事項等】

No.136

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

緊急時の対応では、実際の場合、予測し得なかったことも当然起こってくる。そのときにきちんと対応できるということが大事だが、想定できないところが基本的に問題になっており、それは運用で対応せざるを得ないと思う。教育や訓練では、当然それを指揮する者が一番重要であり、その辺も考慮すること。

P.7-25

＜第15回ワーキングチーム指摘事項＞

・想定したシナリオ以外の事象の考慮と対応について

P.7-25

＜第24回ワーキングチーム指摘事項＞

・想定外事象への対応に係る意思決定プロセスについて

P.18-20

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.67

想定外をどう想定し対策するか。 P.7-25

No.131

P.7-25

論点No.161参照

①想定外の事故(典型例はサイバーテロ)が起こった時対応できない。すでに再稼働ずみについても、対応する基準を決めてバックフィットすることを考えるべき。東京オリンピックで問題としているとの朝日新聞の記事がある(2019年1月21日付 第3面 12版)

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.263

「想定外事態」を十分考慮すべきと思います。 P.7-25

No.425

すべて想定しきれているのか？ P.7-25

No.429

想定外は必ずある 万全といえない P.7-25

No.516

想定外のことが不明 P.7-25

No.519

想定外があるのではだめでしょう。 P.7-25

No.526

想定外の事故に対してどのように安全を確保できるのか。 P.7-25

No.551

自然災害・テロ等想定外のことを考えると、対処に限界があると思う。 P.7-25

No.622

専門的な内容、用語で理解がむずかしかった。想定外は必ずおこり得るという観点から考えるべきと思う。 P.7-25

No.649

・相定外の自然災害が起きた場合の対応 P.7-25

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.150】

手順書の想定を超える状況への対応能力向上のための取組について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.137

手順書を定め、それに沿って現場スタッフに訓練を施すのはいわばタクティカルな対応だと思われるが、これに対して、手順書の想定を超えるような状況への対応能力をつけるには戦略的対応が必要だと思われるが、そのような工夫は検討しているか。

P.7-25

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.67

想定外をどう想定し対策するか。

P.7-25

No.131

P.7-25

論点No.161参照

①想定外の事故(典型例はサイバーテロ)が起こった時対応できない。すでに再稼働ずみについても、対応する基準を決めてバックフィットすることを考えるべき。東京オリンピックで問題としているとの朝日新聞の記事がある(2019年1月21日付 第3面 12版)

No.263

「想定外事態」を十分考慮すべきと思います。

P.7-25

No.425

すべて想定しきれているのか？

P.7-25

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.429

想定外は必ずある 万全といえない P.7-25

No.516

想定外のことが不明 P.7-25

No.519

想定外があるのではだめでしょう。 P.7-25

No.526

想定外の事故に対してどのように安全を確保できるのか。 P.7-25

No.551

自然災害・テロ等想定外のことを考えると、対処に限界があると思う。 P.7-25

No.622

専門的な内容、用語で理解がむずかしかった。想定外は必ずおこり得るという観点から考えるべきと思う。 P.7-25

No.649

・相定外の自然災害が起きた場合の対応 P.7-25

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.153】

重大事故等対策などの緊急時対応に関する手順化の状況及び職員の教育・訓練計画について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.140

職員が対応しなくてはならないことが増えたと思うが、その教育はどのように計画されているか。

P.5,9-26

No.141

設備や機材が従来に比べ非常に増えているが、同時に増える操作手順等の手順化と教育・訓練の計画について説明すること。

P.5,9-26

＜第15回ワーキングチーム指摘事項＞

・人員配置を含めた各重大事故等対策の実施の優先順位について

P.5,26

＜第24回ワーキングチーム指摘事項＞

・重大事故等対策に係る訓練の評価方法について

P.21-23

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1022

Q7:資料(37)重大事故等への対策, 手順及び体制の整備

論点No.138参照

大津波の場合, 久慈川付近の浸水が想定される。日立方面から発電所への交通ルートは移動困難が予想される。要員確保先は, 発電所近辺居住者だけが対象であろうか。また, 連絡手段に電話や携帯電話を想定しているなら, 通信混雑に伴う不通事態が予想される。民間設備は, 非常時の信頼性を保証しないと見るべきだ。独自の連絡体制が求められる。手順書や体制は実効性, 有効性が重要な確認事項だ。想定するリスクとその対策が見えず, 不安が残る。

No.1027

P.5-26

Q12:資料(49)対策要員による作業のための体制・手順など

1, 民間通信設備による連絡手段は, 信頼性上, 非常時向けとしては馴染まない。通信混雑, 設備不具合で連絡できない可能性がある。

論点No.138参照

No.1030

Q14:資料(52)発電用原子炉施設の大規模な損傷への対応

要求内容は, ”手順書, 体制及び設備の整備等を要求”とある。評価結果は”手順書を整備することを確認”, ”体制を整備することを確認”とある。これでは計画予定があるだけで良とすると読める。規制委員会は計画案の項目だけ確認して終了する, とは思えないが。実効性, 有効性がどう確保されるのか, 資料では分からず不安が残る。

P.5-26

No.24

発電所員の活動

P.5-26

No.106

職員への周知及び研修策

P.5-26

No.143

運転員のスキル

P.5,9-15

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.180

原子力機械の安全性はもとより、人的な面での教育・訓練等住民を含めた対策が必要。

P.5-26

No.245

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

車も10年以上立つと金属疲労等によるトラブルが起きるのは必然。40年過ぎた発電所を再利用するのは大変危険性を滞っている。かつ発電所を運用する人材、特にトップクラスの能力の劣化が見られ、小さなトラブルが多発している。なぜ、だれが運転継続を指示しているのか。

P.5-26

No.262

☆ハード面はわかったが、要員のレベルの保証はやってあるのか。原子力がとまって8年にもなり、要員の最低レベルのアップも必要だろう

P.5-26

No.274

・作業に当たる職員等の確保、科学的・技術的な内容に関する理解など

P.5-26

施設・設備を動かすのは人(ヒト)であるため

No.322

震災後、長期停止していたプラントを再稼働するにあたって、操作する運転員や保修要員などの教育訓練などは充分なのか、不安です。(従来のOJTは、実質出来ていないのが現状かと推測が容易かと思えます)

P.5-26

No.376

・運転員の技術面についての心配(長時間運転してないので不安)

P.5,9-15

No.548

安全対策のきちんとした運用ができるようにどのような訓練を行なうのか確認したい。

P.5-26

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.614

規制委員会は原子炉を動かす技術的なことについてのみとり上げていることがわかりました。私は原子炉を動かす人々が十分に働いているのか疑問です。これまで中・小の事故をしばしばおこしてきましたから。そこで働く人々の稼のための安全体制は別の委員会？のようですが、我々住民は両方からのえいきょうの下で暮らしていますので、そちらの方も説明会を開いて欲しいです。

P.5-26

No.642

審査会合、原子力委員会、茨城主催の本説明会などを通じてハード対策は十分にできていると感じた。それらを使いこなせる技術的能力を事業団が有しているかについてどのように確認したのか知りたい。

P.5-26

No.676

・10年も動かしていない状況で運転員の技術が心配。

P.5,9-15

No.805

・点検対象物と同一の点検シミュレーターを設置し、そこで一定訓練してから実際の現場で点検を行う研修を行うこと。

No.858

P.5-26

(26)運転・保守に関する人的ソフト面

東海第二の安全対策のうち、保安規定等の運転管理や保守に関する人的な要因については、どのような状況か不明である。今後、県による検証の中で確認してほしい。

P.5-26

No.942

さらに予定通り工事が完了し再稼動した場合、東海第二は10年間のブランクがあるわけです。老朽化しているうえ10年のブランクがあり、さらに運転員の技術にも不安があります。こんな原発に合格を出したことが不思議でなりません。ワーキングチームの皆様の賢明な対応をお願いします。

P.5-26

No.1055

・社長を含めた安全教育・訓練

P.5-26

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.154】

手順書の適用の可否に関する判断基準の明確化について

【委員からの指摘事項等】

No.142

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

図3-4-5で、使用する手順書が次々に切り替わって行くようになっているが、ある手順書が適用できない状況になったことを判断するための明確な基準は記されているか。

P.5, 9-11

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.155】

設備・機器等の故障や動作不良等を考慮した訓練の実施について

【委員からの指摘事項等】

No.143

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

警報が鳴ることだけを前提として訓練をしていると、警報が必ず鳴るとは限らないので、初動が遅れてしまうような可能性があると思う。警報が鳴らない場合でも、異常の徴候に気づけるような訓練は行われているか。

P.8, 15

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.158】

要員の技術的能力確保のための対策について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.24

発電所員の活動

No.106

職員への周知及び研修策

No.143

運転員のスキル

No.180

原子力機械の安全性はもとより、人的な面での教育・訓練等住民を含めた対策が必要。

No.245

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

車も10年以上立つと金属疲労等によるトラブルが起きるのは必然。40年過ぎた発電所を再利用するのは大変危険性を滞っている。かつ発電所を運用する人材、特にトップクラスの能力の劣化が見られ、小さなトラブルが多発している。なぜ、だれが運転継続を指示しているのか。

No.262

☆ハード面はわかったが、要員のレベルの保証はやってあるのか。原子力がとまって8年にもなり、要員の最低レベルのアップも必要だろう

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.274

・作業に当たる職員等の確保, 科学的・技術的な内容に関する理解など
施設・設備を動かすのは人(ヒト)であるため

P.5-26

No.322

震災後, 長期停止していたプラントを再稼働するにあたって, 操作する運転員や保修要員などの教育訓練などは充分なのか, 不安です。(従来のOJTは, 実質出来ていないのが現状かと推測が容易かと思えます)

P.5-26

No.376

・運転員の技術面についての心配(長時間運転してないので不安)

P.5,9-15

No.548

安全対策のきちんとした運用ができるようにどのような訓練を行なうのか確認したい。

P.5-26

No.614

規制委員会は原子炉を動かす技術的なことについてのみとり上げていることがわかりました。私は原子炉を動かす人々が十分に働けているのか疑問です。これまで中・小の事故をしばしばおこしてきましたから。そこで働く人々の稼のための安全体制は別の委員会? のようですが, 我々住民は両方からのえいきょうの下で暮らしていますので, そちらの方も説明会を開いて欲しいです。

P.5-26

No.642

審査会合, 原子力委員会, 茨城主催の本説明会などを通じてハード対策は十分にできていると感じた。それらを使いこなせる技術的能力を事業団が有しているかについてどのように確認したのか知りたい。

P.5-26

No.676

・10年も動かしていない状況で運転員の技術が心配。

P.5,9-15

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.805

・点検対象物と同一の点検シミュレーターを設置し、そこで一定訓練してから実際の現場で点検を行う研修を行うこと。

No.858

P.5-26

(26)運転・保守に関する人的ソフト面

東海第二の安全対策のうち、保安規定等の運転管理や保守に関する人的な要因については、どのような状況か不明である。今後、県による検証の中で確認してほしい。

P.5-26

No.942

さらに予定通り工事が完了し再稼動した場合、東海第二は10年間のブランクがあるわけです。老朽化しているうえ10年のブランクがあり、さらに運転員の技術にも不安があります。こんな原発に合格を出したことが不思議でなりません。ワーキングチームの皆様の賢明な対応をお願いします。

P.5-26

No.1055

・ 社長を含めた安全教育・訓練

P.5-26

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

①原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【説明概要】

■第17回

原子炉圧力容器については、高経年化技術評価上着目すべき劣化事象である「中性子照射脆化」が懸念される。

そのため、監視試験片による試験結果のみならず中性子照射量が高い箇所の圧力容器母材及び溶接金属について60年時点を想定した劣化評価を行い、最も評価結果が厳しい部位の最低使用温度が十分管理可能であることを確認した。

■第23回

原子炉圧力容器の中性子照射脆化の評価において、評価部位の選定から予測式の適用、最低使用温度の評価等について整理し、各評価が種々の保守性を有していることを確認した。

■今回

監視試験結果等に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の設定に係る全体フローを作成し、評価が各段階において適切な保守性を有していることを整理した。

②監視試験の代表性及び保守性について

【説明概要】

■第17回

監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用している。監視試験の結果に加えて、試験結果を包含するような保守性を有する国内脆化予測法を用いて、材料成分の異なる各部位ごとに評価を実施している。

■第23回

5回目の監視試験の方法について、再生の対象とする監視試験片、対象部位及びその考え方と関係する国内外の知見を整理し、監視試験について母材で代表できることを確認した。

■今回

監視試験結果等に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の設定に係る全体フローを作成し、評価が各段階において適切な保守性を有していることを整理した。

③5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【説明概要】

■第17回

東海第二発電所では、建設時に装荷した監視試験片4カプセルについて適切に評価を行っている。

今後、50年目高経年化技術評価の実施に当たり、5回目の監視試験として再生監視試験片の母材における評価で代表できるものと判断しており、保守管理に関する方針に基づいて今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画としている。

■第23回

5回目の監視試験の方法について、再生の対象とする監視試験片、対象部位及びその考え方と関係する国内外の知見を整理し、監視試験について母材で代表できることを確認した。

■今回

第5回の監視試験の対象部位を母材のみとする方針に関して、国内データ及び海外動向等も踏まえて、**東海第二発電所の監視試験結果に基づき関係規格に適合することを確認している。**

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 ―はじめに―

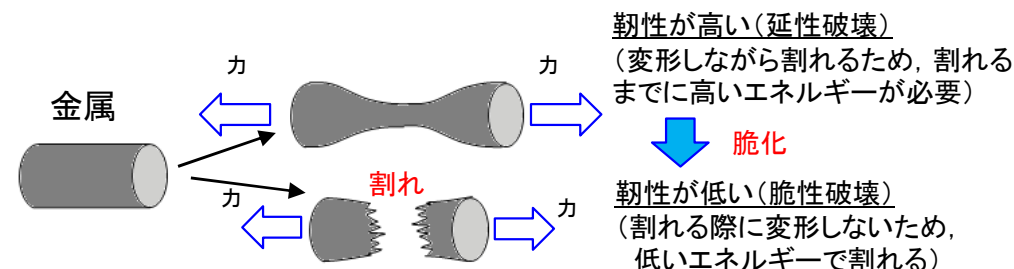
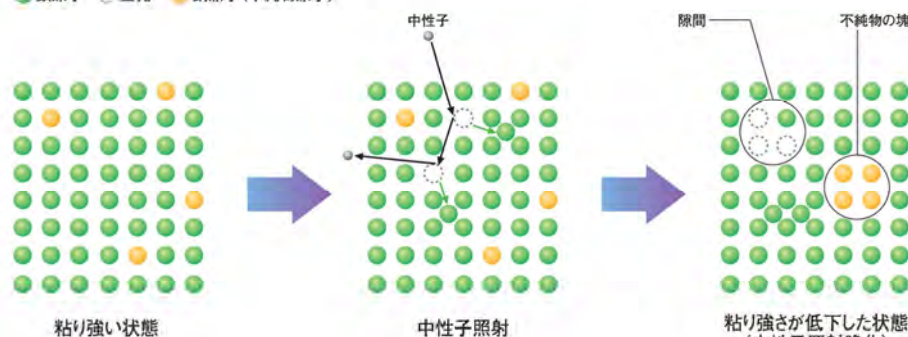
【中性子照射脆化事象】

○原子炉圧力容器は、通常運転時及び事故時に圧力を受けるため、想定される**圧力・温度に対して強度及びねばり強さを持たせた金属で製作**

○原子炉圧力容器は、運転に伴い燃料からの**中性子の影響を受けて、材料の靱性(粘り強さ)が低下**するため、この**脆化の進行程度を評価・把握**することが重要

中性子照射に伴う金属の原子構造の変化

●鉄原子 ●空孔 ●銅原子(不純物原子)



金属の靱性(粘り強さ)のイメージ

○脆化が進行すると、**破壊に至るエネルギーの最大値が低下**する。

(特に温度が低い範囲で材料の靱性が低下、小さな力で脆性破壊に至る)

○特に、破壊に至るエネルギーが低下している状態で、仮に**原子炉圧力容器に欠陥(きず)**が存在すると、容器に加わる力は温度や内圧により引張方向になっており、**急激に脆性破壊に至る可能性**がある。

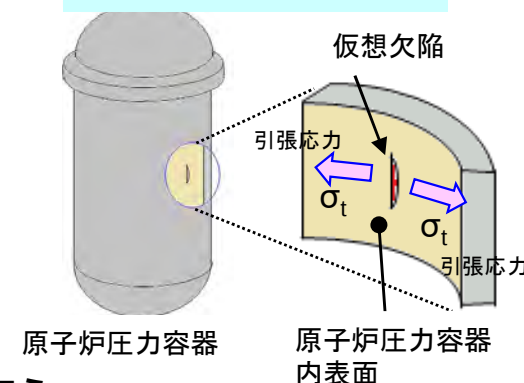
【中性子照射脆化への対応】

○原子炉圧力容器の靱性が低下する**最低使用温度を下回らない**よう運転管理を行う。

○原子炉圧力容器と同じ材料の金属を試験片カプセルに入れ、容器より燃料に近い位置に設置している。その**試験片を計画的に取り出して、ねばり強さを測定**し、合わせて脆化の評価手法により**将来の脆化の進行程度に関する評価**を実施する。

○原子炉圧力容器に**欠陥(きず)がない**ことを、製造時及び運転開始後の検査にて確認する。

原子炉圧力容器の評価



I. 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 — 評価の流れと保守性(1/2) —

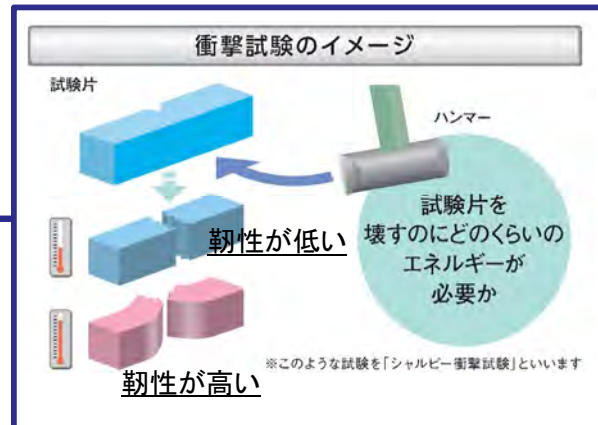


○原子炉圧力容器の中性子照射脆化の評価は下記の流れで実施しており、各段階において適切な保守性を有している。

(1)

監視試験の実施
関連温度移行量の評価

P.7~P.9参照

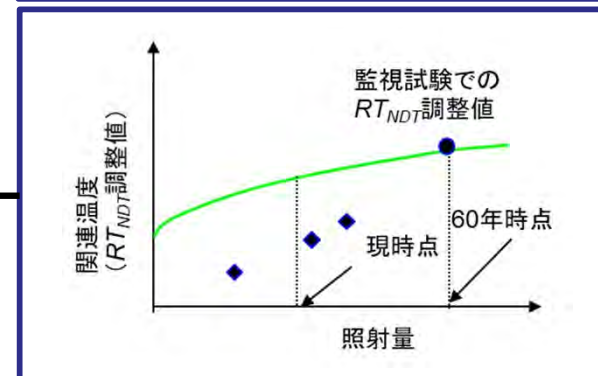
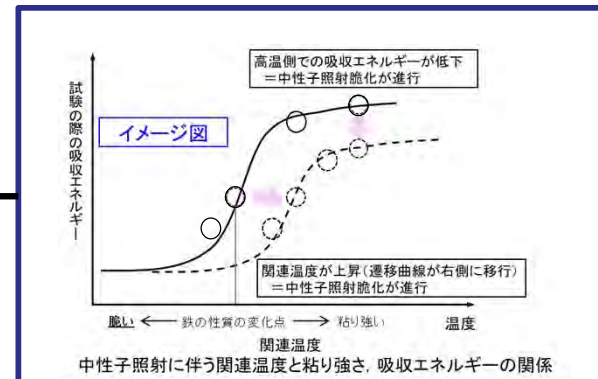


- ✓ 監視試験片は原子炉圧力容器の胴部と同じ材料から製作
- ✓ 複数の監視試験片を内包したカプセルを4つ、原子炉圧力容器内に装荷
- ✓ JEAC4201等の規程に従い、監視試験を実施
- ✓ 監視試験片は原子炉圧力容器内面に設置

(2)

監視試験結果での
脆化予測の実施

P.10~P.12参照



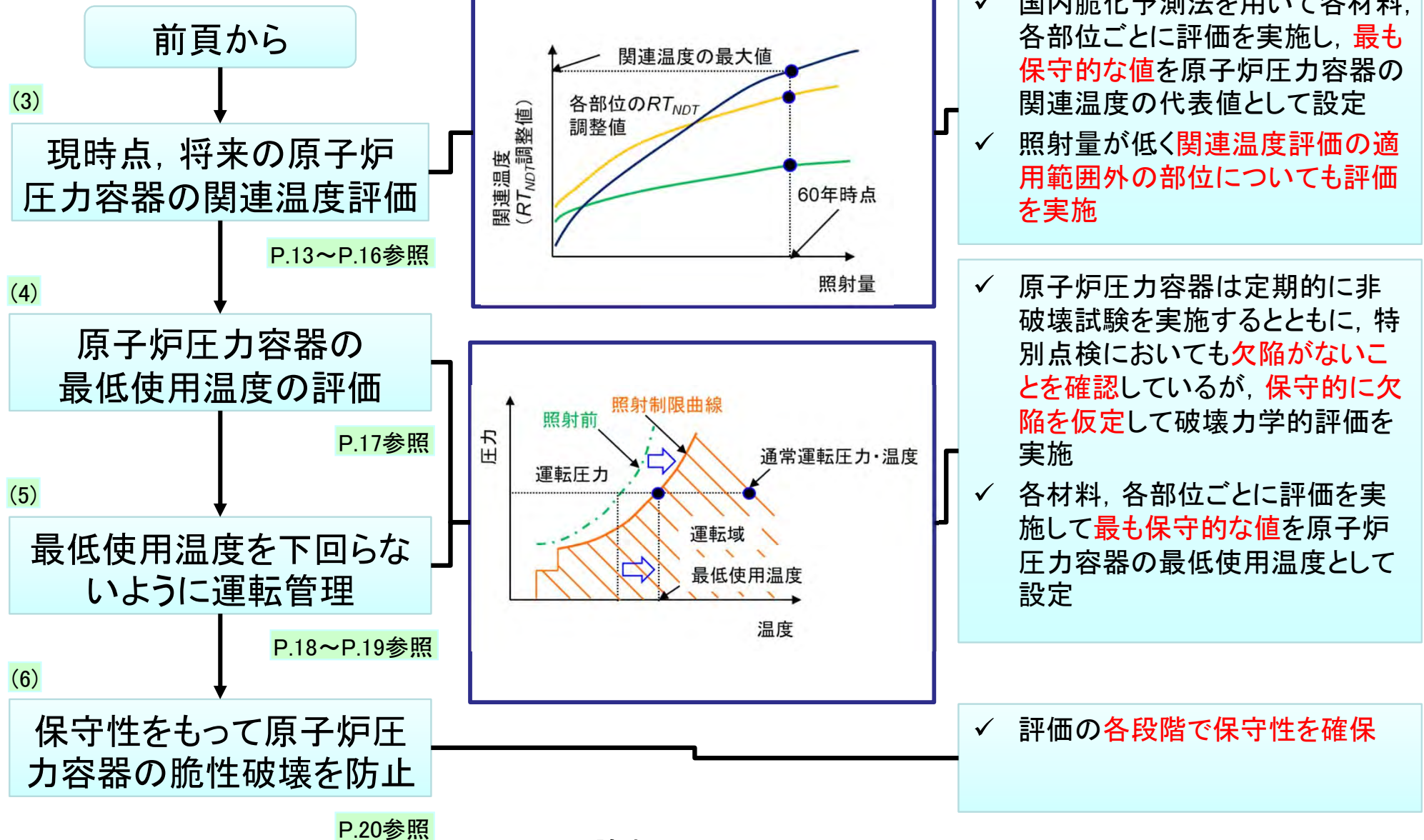
- ✓ 国内プラント(照射量が大きいPWR含む)で得られた監視試験結果を元に、データのばらつきを踏まえた国内脆化予測法(マージンを含む)を適用
- ✓ 関連温度初期値は、原子炉圧力容器胴部の保守的な値を設定
- ✓ 国内脆化予測法が監視試験結果を保守的に包絡できることを確認

次頁へ

I. 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 — 評価の流れと保守性(2/2) —



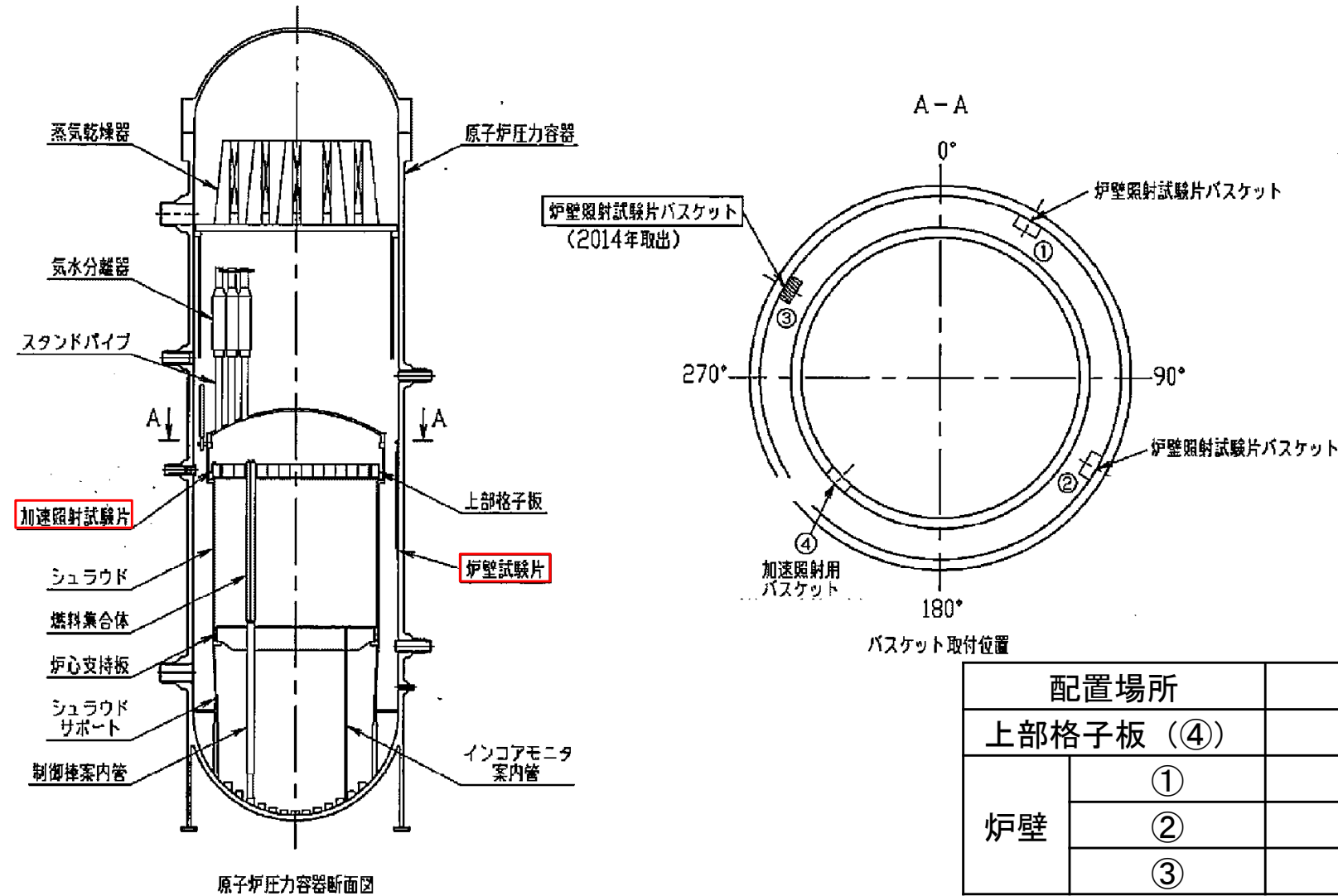
○原子炉圧力容器の中性子照射脆化の評価は下記の流れで実施しており、各段階において適切な保守性を有している。



(1)監視試験の実施　－監視試験片の取付位置－

○東海第二発電所の原子炉圧力容器は日立製作所製であり，中性子照射脆化の状況を確認するための監視試験片は，発電所建設時に原子炉圧力容器内面に4カプセル(加速照射試験片1カプセル含む)装荷している。＊

＊「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日，通商産業省告示501号)」に基づき実施



配置場所		取出時期
上部格子板 (④)		1981年9月
炉壁	①	1986年2月
	②	1998年1月
	③	2014年2月

(1) 関連温度移行量の評価 — 監視試験結果 —

○原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、
これまで計4回の監視試験を実施している。監視試験結果を以下に示す。

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出 時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		溶接熱影響部		母材	溶接 金属	溶接 熱影 響部
			関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度			
関連温度 初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

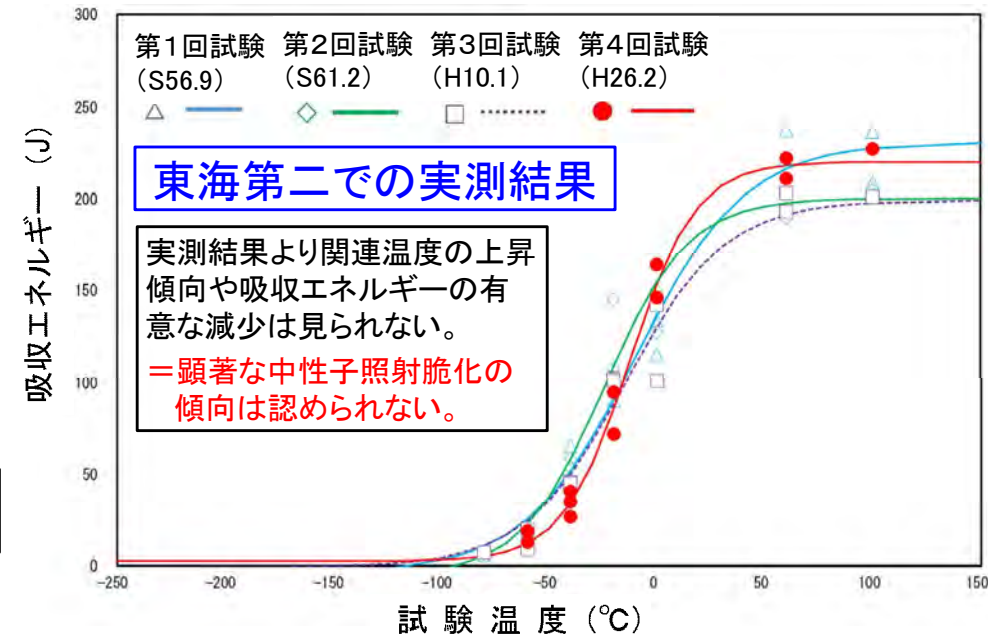
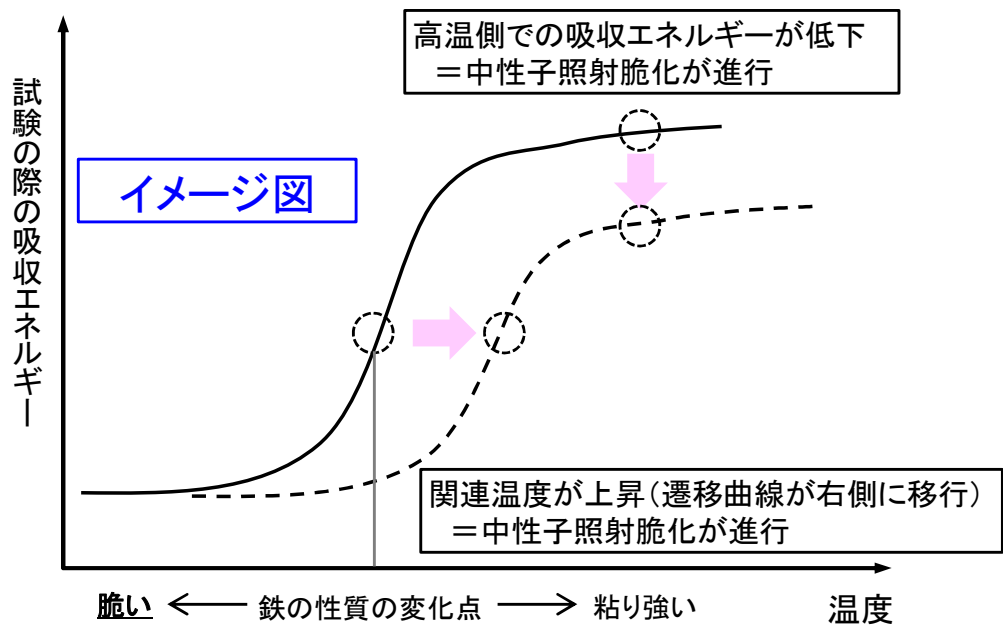
*1: 監視試験片が受けた中性子照射量が、原子炉圧力容器内表面での中性子照射量の何年分に相当するかを換算したもの。監視試験片を取り出すまでの原子炉の実運転時間にリードファクタ(原子炉圧力容器内表面に対して監視試験片が受ける中性子束の比)を乗じ、それを想定稼働率(80%)で除して算出。

*2: 建設時にRT_{NDT}を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び溶接熱影響部の関連温度初期値の中での最高値を適用

(1) 関連温度移行量の評価 ―シャルピー衝撃試験結果―

- 一般に、中性子照射量が多くなるにつれて原子炉圧力容器の中性子照射脆化が進み、関連温度*¹の移行量*²が増加するなどして関連温度が上昇し、遷移曲線が右側に移行する。また、高温側での上部棚吸収エネルギー*³が低下するとされている。
- 一方で、東海第二発電所の監視試験片によるシャルピー衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている。

- * 1 関連温度(遷移温度) : 低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点であり、金属破壊の挙動が延性から脆性に遷移する温度
- * 2 関連温度の移行量 : 未照射材と照射材の関連温度(遷移温度)の差
- * 3 上部棚吸収エネルギー : 高温側での吸収エネルギー



中性子照射に伴う関連温度と粘り強さ、吸収エネルギーの関係

監視試験片の実測結果※(母材)

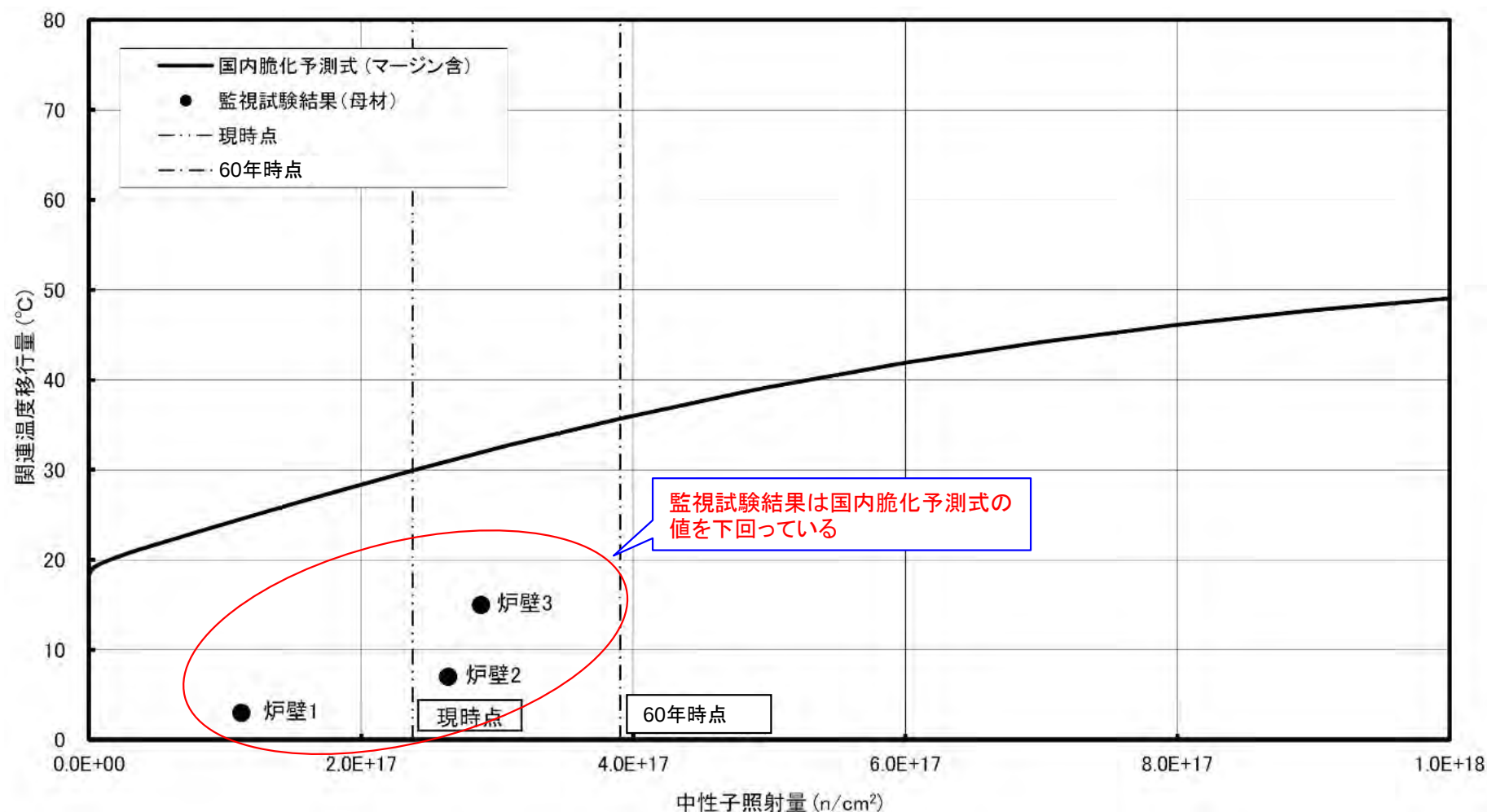
(2) 監視試験結果での脆化予測の実施

—国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(1/3)—

第23回ワーキングチーム
資料4修正

げんてん

○監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材, 溶接金属, 溶接熱影響部)について、中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認している。



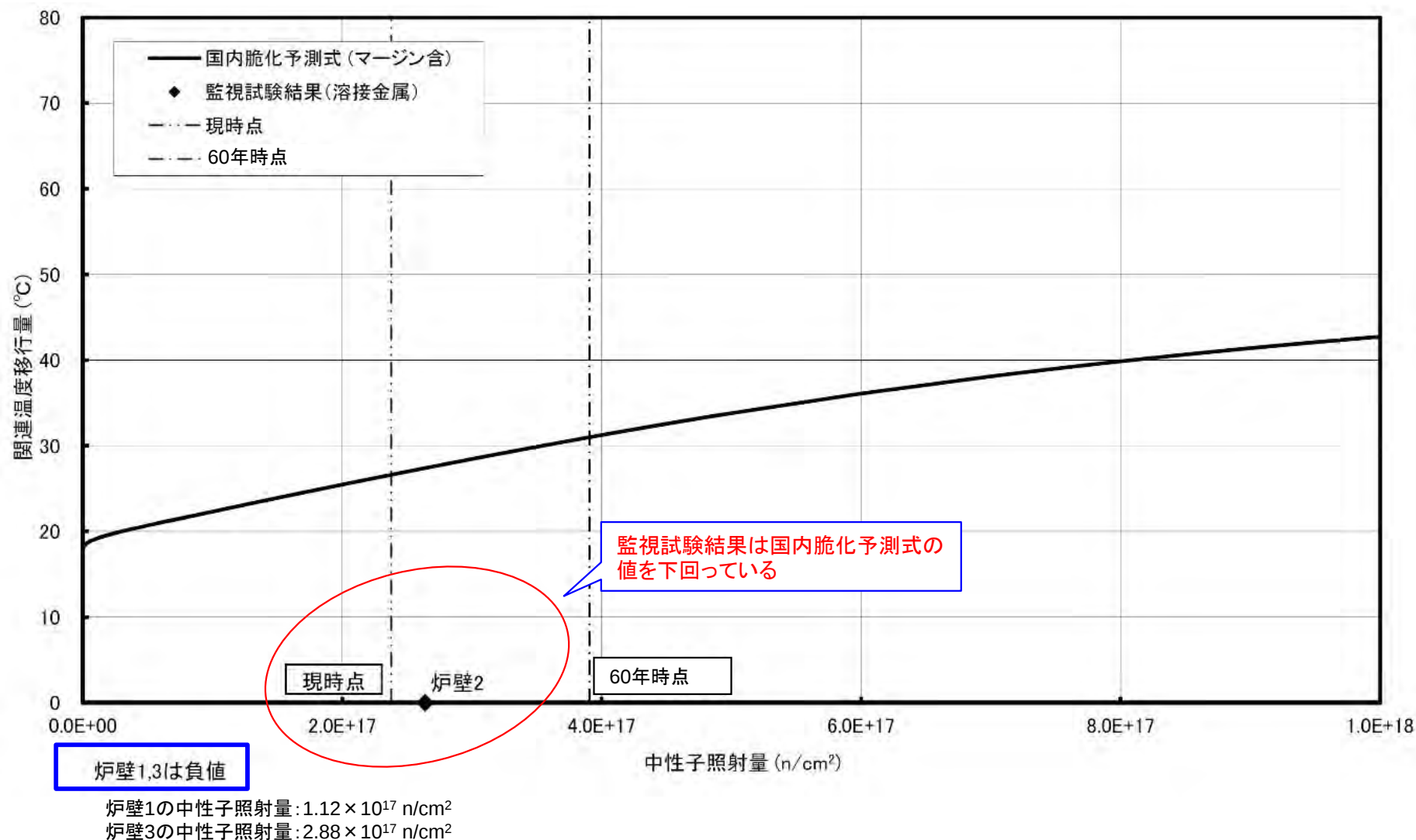
JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

論点No.173,174,175-10

(2) 監視試験結果での脆化予測の実施
 — 国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (2/3) —

第23回ワーキングチーム
 資料4再掲

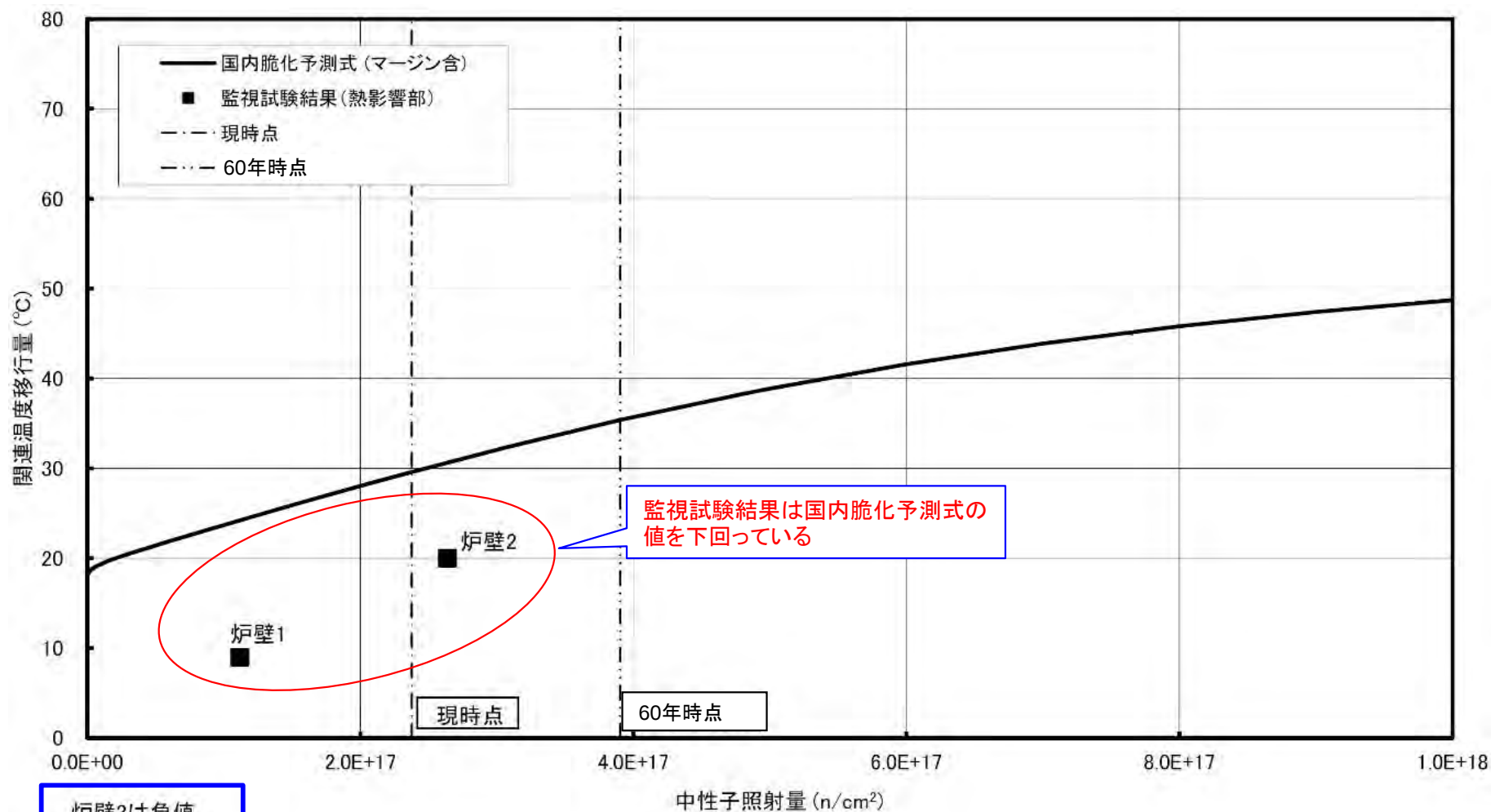
げんてん



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (溶接金属)

(2) 監視試験結果での脆化予測の実施
 — 国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (3/3) —

第23回ワーキングチーム
 資料4修正



炉壁3の中性子照射量: $2.88 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$

JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係 (溶接熱影響部)

論点No.173,174,175-12

(3) 現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価

－監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度－

第23回ワーキングチーム
資料4修正

げんてん

○前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より, 試験結果を包含する国内脆化予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)

○原子炉圧力容器の胴の関連温度は, 2016年11月時点で約5℃, **運転開始後60年時点で約11℃**。これにより, 胴の最低使用温度は, 破壊力学的検討により求めたマージンとして**余裕26℃を考慮**して, 2016年11月時点で31℃, **運転開始後60年時点で37℃**となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位		A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)※	C=A+B 関連温度(℃)	D 余裕* T-RT _{NDT} (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	溶接熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11	26	37
	溶接金属	-25	31	6		
	溶接熱影響部	-25	36	11		

* : 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については, 保守的に小数点以下を切り上げて評価している。

<2016年11月時点> 母材:30.0℃, 溶接金属:26.6℃, 溶接熱影響部:29.6℃

<運転開始後60年時点> 母材:35.7℃, 溶接金属:31.0℃, 溶接熱影響部:35.3℃

(3)現時点、将来の原子炉圧力容器の関連温度評価 ー 60年時点の最低使用温度評価ー

第23回ワーキングチーム
資料4再掲

げんてん

○監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分が異なるため、**部位ごとの関連温度移行量を規格*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。**

<母材>

部位		識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B, C	11035-1-3*2

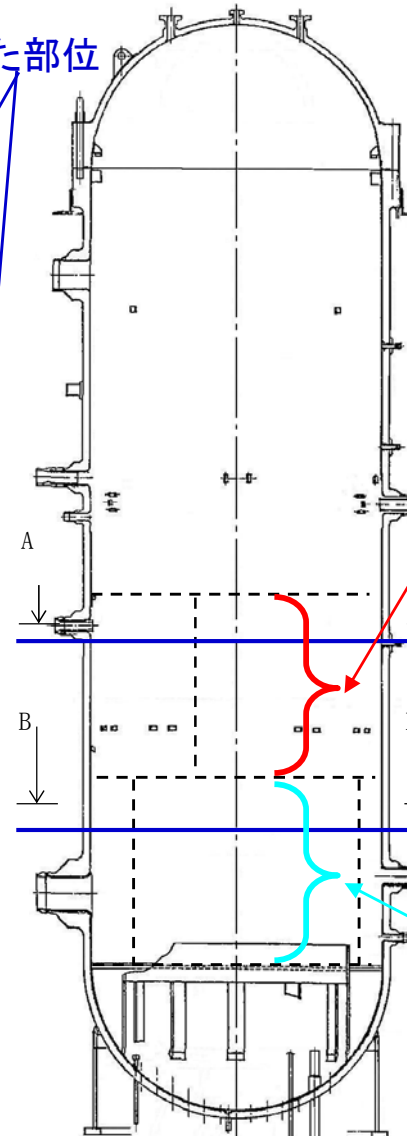
*1:ノズルコーナー部は $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

<溶接金属>

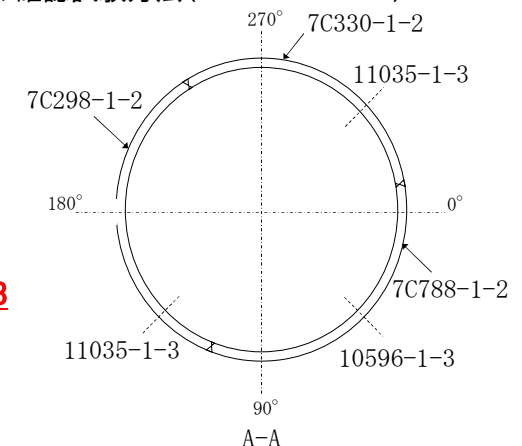
部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205

監視試験片を取り出した部位



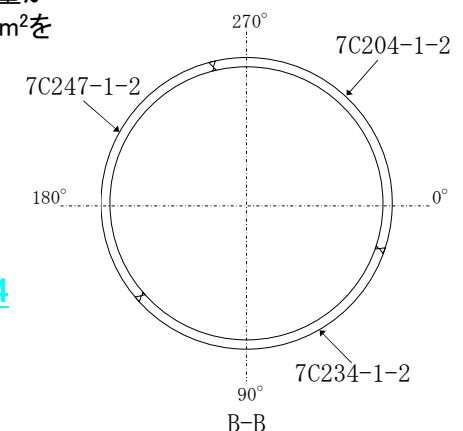
*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法
(JEAC4201-2007/2013),

日本電気協会 原子力発電所用機器に対する
破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)



炉心領域3

中性子照射量が
 $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を
超える範囲



炉心領域4

(3)現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価
ー各部位の材料成分ー

第23回ワーキングチーム
資料4再掲

げんてん

○各部位の材料成分は以下のとおりであり, 最低使用温度の評価に適用している。

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(母材)

部位		チャージNo	化学成分 (mass%) *			
			Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル	A	10596-1-3				
	B,C	11035-1-3				

*1: Bノズル及びCノズルは同一チャージであり, Bノズルを代表として実施

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(溶接金属)

部位	溶接材料		化学成分 (mass%) *			
	Y-204	YF-200	Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力 容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低圧注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

監視試験片を取り出した部位
(関連温度の評価は全ての部位で実施。)

※原子炉圧力容器を構成する材料の材料
成分は, 比較的不純物が少ない。
JISによる化学成分は以下のとおり。

	Cu	Ni	P	Si
SS400*2				
SQV1A*3				

*2: 一般構造用圧延鋼材(JIS G 3101(2015))

*3: 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及び
マンガンモリブデンニッケル鋼鋼板(JIS G 3120(2014))

(3) 現時点、将来の原子炉圧力容器の関連温度評価
 —60年時点の関連温度の算出—

第23回ワーキングチーム
 資料4修正

げんてん

○評価手法: 炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。

○評価結果: 低圧注水ノズル(コーナ一部)が最も高い部位(最高値27℃)として抽出された。

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位		母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	51	19
	3-3*4	7C330-1-2	-32	36	4
	4-4	7C788-1-2	-25*4	42	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	40	8
	4-2	7C234-1-2	-32	56	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	55	23
低圧注水ノズル (コーナ一部)	A	10596-1-3	-28	52	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	55	27*3

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11*3
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値、ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値
 (JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

*3: 部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

*4: 監視試験片は3-3の部位から製作。監視試験片の関連温度評価は、関連温度初期値を保守的に原子炉圧力容器胴部の最大値である
 4-4の-25℃を使用して各部位の評価を実施

(4) 原子炉圧力容器の最低使用温度の評価
— 60年時点の評価結果まとめ —

第23回ワーキングチーム
資料4修正

げんてん

○評価手法: 炉心領域にある全ての部位*について最低使用温度を算出した。

○評価結果: 下表に示す通り, 60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53℃と算出された。

○保守性 : 監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて, 材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高い最低使用温度を算定するとともに, これまでの定期的な点検及び特別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの, き裂が発生したことを仮定した評価を行っていることから, 評価には保守性を有する。*: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と, 中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位ごとの原子炉圧力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(℃)	B 関連温度 移行量(℃)	C=A+B 関連温度 (℃)	D 余裕* $T-RT_{NDT}$ (℃)	C+D 胴の最低 使用温度 (℃)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
溶接 熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

○(1)監視試験の実施, 関連温度移行量の評価, (2)監視試験結果での脆化予測の実施, (3)現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価及び(4)原子炉圧力容器の最低使用温度の評価の結果比較により, **運転開始後60年時点の最低使用温度は, (4)に示した評価結果に基づく53℃が最も高いことを確認した。**

○本結果に基づき, **原子炉圧力容器等の最低使用温度を53℃と決定している。**

○今後の発電所の運転管理において, プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において*, **この最低使用温度(53℃)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。(次頁参照)**

*原子炉圧力が高圧の運転期間中は冷却材温度が100℃を上回り, 原子炉圧力容器温度は最低使用温度を十分上回る。

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の
 監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量(℃)	関連温度 (℃)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (℃)	最低使用温度 (℃)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 溶接熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 〔低圧注水ノズル〕 〔コーナー部〕	-28	55	27	26	53

(5)最低使用温度を下まわらない運転管理
ープラントの起動時における最低使用温度管理についてー

第23回ワーキングチーム
資料4再掲

げんてん

- 東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100℃未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加温に長時間を要する場合が想定される。
- 至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53℃を上回る約58℃～約60℃に上昇できていることから、今後最低使用温度53℃を設定しても運用上問題ないと判断する。



○評価部位の選定

JEAC4201より監視試験の対象は中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ を超える範囲

⇒しきい値未満の部位(低圧注水ノズル)も評価対象に加えて保守的に評価

＜本文P.13 (3)現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価 参照＞

○脆化予測式の値の採用

国内プラント(東海第二及び照射量が大きいPWR含む)の監視試験を包含する国内脆化予測法を用いて関連温度を評価

⇒東海第二発電所での監視試験結果は, 国内脆化予測式の値を十分下回っている。

＜本文P.10-12 (2) 監視試験結果での脆化予測の実施 参照＞

○関連温度の評価

材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高くなる部位を代表値として評価

⇒代表部位は低圧注水ノズル(中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ 未満)

＜本文P.13-16 (3)現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価 参照＞

○最低使用温度の評価

き裂(板厚の1/4(低圧注水ノズルは1/16)の深さの欠陥)が発生したことを仮定し破壊力学的評価を実施し, 関連温度を用いて原子炉圧力容器最低使用温度を算出し, 運転管理を実施

⇒特別点検を実施し, 溶接金属, 溶接熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められていない。

＜本文P.15-16 (3)現時点, 将来の原子炉圧力容器の関連温度評価, 別紙2 参照＞

【補 足】

実際に原子炉圧力容器内面から取り出した監視試験片の試験結果のばらつきについては, 第4回の監視試験片の中性子照射量が比較的小さいことが要因の一つとして考えられる。中でも溶接熱影響部は溶接により組織が複雑に変化していることが考えられ, 試験結果のばらつきの傾向が高まることが考えられる。

Ⅱ. 5回目の監視試験を行う場合の対応方針

○今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験済みの監視試験片を再生して実施*する。

* 日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

○5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画とする。

○なお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が溶接熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものとする。

最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び溶接熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

○(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、4回目(炉壁3)の溶接金属及び溶接熱影響部について負の値であり、脆化の影響を受けていない。

○(3)に示した60年時点の関連温度評価より、溶接熱影響部の関連温度移行量が母材より小さいことを確認していることから、溶接熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

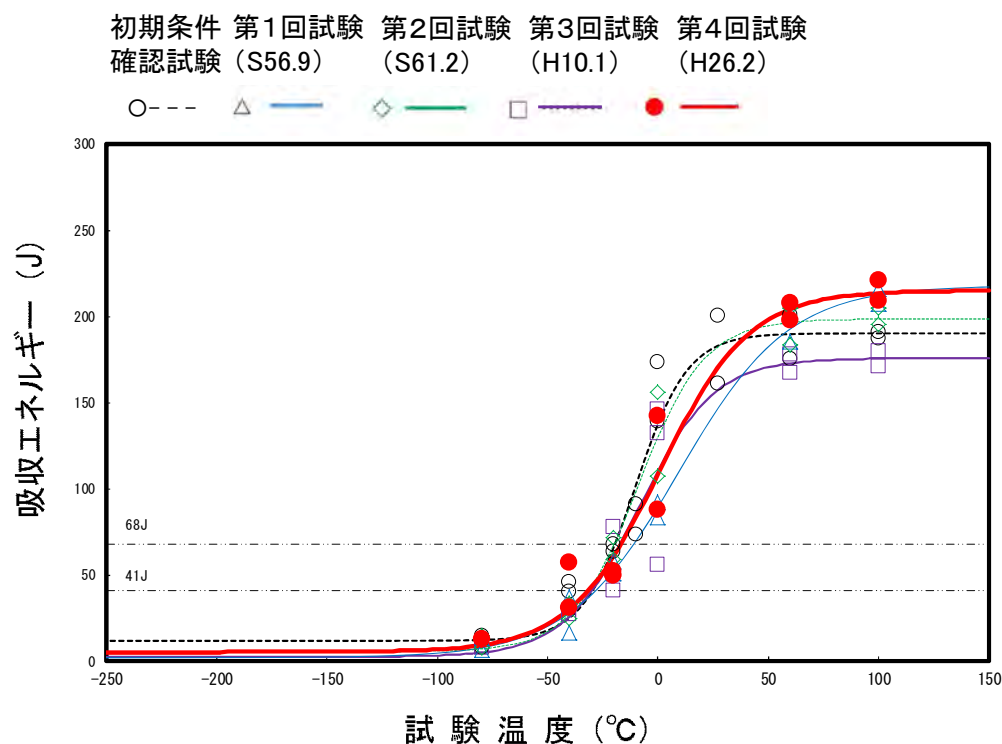
○溶接熱影響部の監視試験結果は、ばらつく傾向もあるが、他プラントのデータからも母材の監視試験結果にて包絡される傾向が得られている。

○関連温度及び最低使用温度の評価には保守性を見込んでおり、プラントの管理上問題はない。

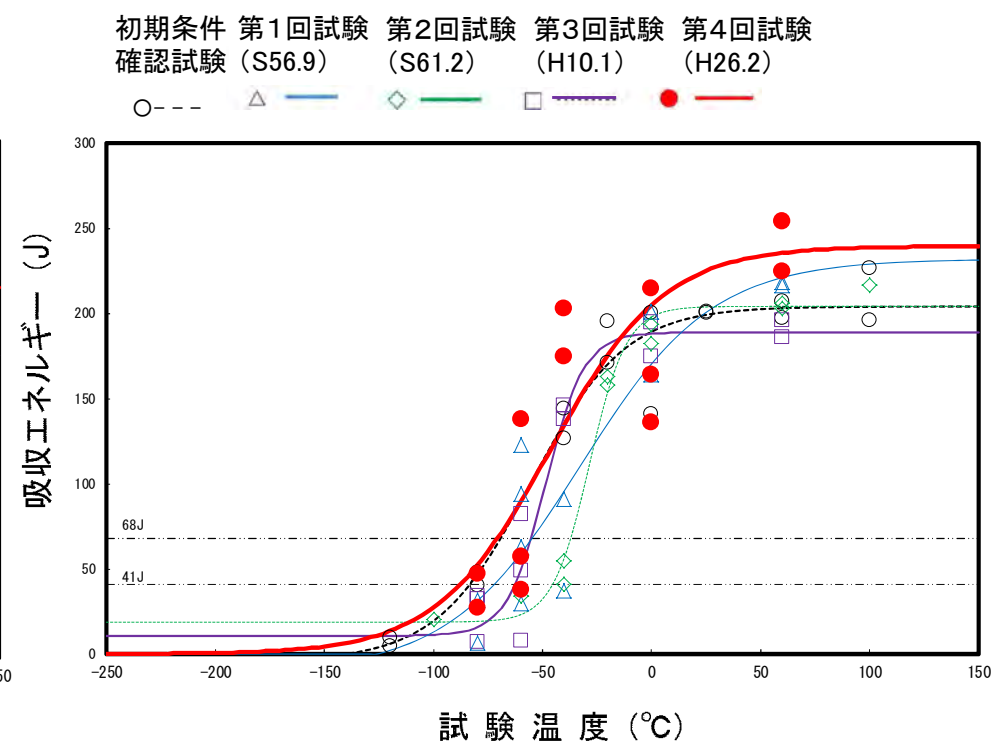
機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

○ 監視試験片の実測結果

- 東海第二発電所の初期条件から第4回までの監視試験の吸収エネルギー遷移曲線を以下に示す。
- 監視試験におけるシャルピー衝撃試験は、JIS規格に基づき実施している。さらに、JEAC4201の要求に従い、同一の試験機で試験を実施しており、試験結果の差は全て「ばらつき」と考える。



実測結果(溶接金属)



実測結果(溶接熱影響部)

別紙2: 原子炉圧力容器胴の最低使用温度算出の流れ

- 規格^{*1}には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靱性の要求について関連温度を基準として規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。
- 圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靱性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出 (JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)

60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A) *² + 60年時点の関連温度移行量予測値(B) *³

*²: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出 *³: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出



② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靱性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1) 関連温度を基準にした温度の関数として、破壊靱性値 K_{IC} が規定されている。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

(2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚 t の1/4」を想定した際の、応力拡大係数 K_I を算出する。

(3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} の関係は、 $K_I \leq K_{IC}$ を満足する必要がある。(1)の式を変形して $K_I \leq K_{IC}$ を満足する余裕 $(T - RT_{NDT})$ として算出する。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln((K_I - 36.48) / 22.78)$$



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靱性に対する要求温度を足し合わせる。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)

○規格*に基づき、中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

1. 関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + M_R
2. ΔRT_{NDT} 計算値を、附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値)を用いて、以下手順で求める。
 - ① 計算に使用する中性子束 Φ_c に最も近い中性子束 Φ_a, Φ_b ($\Phi_a \leq \Phi_c \leq \Phi_b$)の表を選定。
 - ② 両表に対して、計算に使用するEFPY $_c$ に最も近いEFPY $_1, \text{EFPY}_2$ ($\text{EFPY}_1 \leq \text{EFPY}_c \leq \text{EFPY}_2$)における ΔRT_{NDT} 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。
 - ③ EFPY $_1, \text{EFPY}_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}, \Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}i,c} = \Delta RT_{\text{NDT}i,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}i,b} - \Delta RT_{\text{NDT}i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

- ④ EFPY $_c$ に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)に $+M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき, $M_R = 22^\circ\text{C}$)

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉压力容器胴(炉心領域4: 部位4-2)の関連温度移行量の算出過程を示す。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)

評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。

- ・EFPY: 38.94
- ・化学成分: Cu...%, Ni...%,
- ・関連温度初期値: -32 °C
- ・板厚t: t=mm
- ・板厚t の1/4深さ位置a mm
- ・板厚t の1/4深さ位置での中性子束: $\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$

JEAC4201[2013年追補版]の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 $\text{n/cm}^2/\text{s}$)		EFPY	Ni (mass%)		
			$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$	$\Delta RT_{\text{NDT}}(^{\circ}\text{C})$
附属書表 B-2100-2(3/14)	2×10^8 (ϕ_a)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			
附属書表 B-2100-2(4/14)	4×10^8 (ϕ_b)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			

EFPY₁, EFPY₂における中性子束 ϕ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}$, $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を算出。

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}1,b} - \Delta RT_{\text{NDT}1,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi_c - \log \phi_a)$$

$$\Delta RT_{\text{NDT}1,c} = \text{} + \frac{\text{>}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) = \text{> } ^{\circ}\text{C}$$

同様に $\Delta RT_{\text{NDT}2,c}$ を計算。 $\Delta RT_{\text{NDT}2,c} = \text{> } ^{\circ}\text{C}$

$$\begin{aligned} \text{※} \Delta RT_{\text{NDT}c} &= \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1) \\ &= \text{> } + \frac{\text{>}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{> } \div 34 ^{\circ}\text{C} \end{aligned}$$

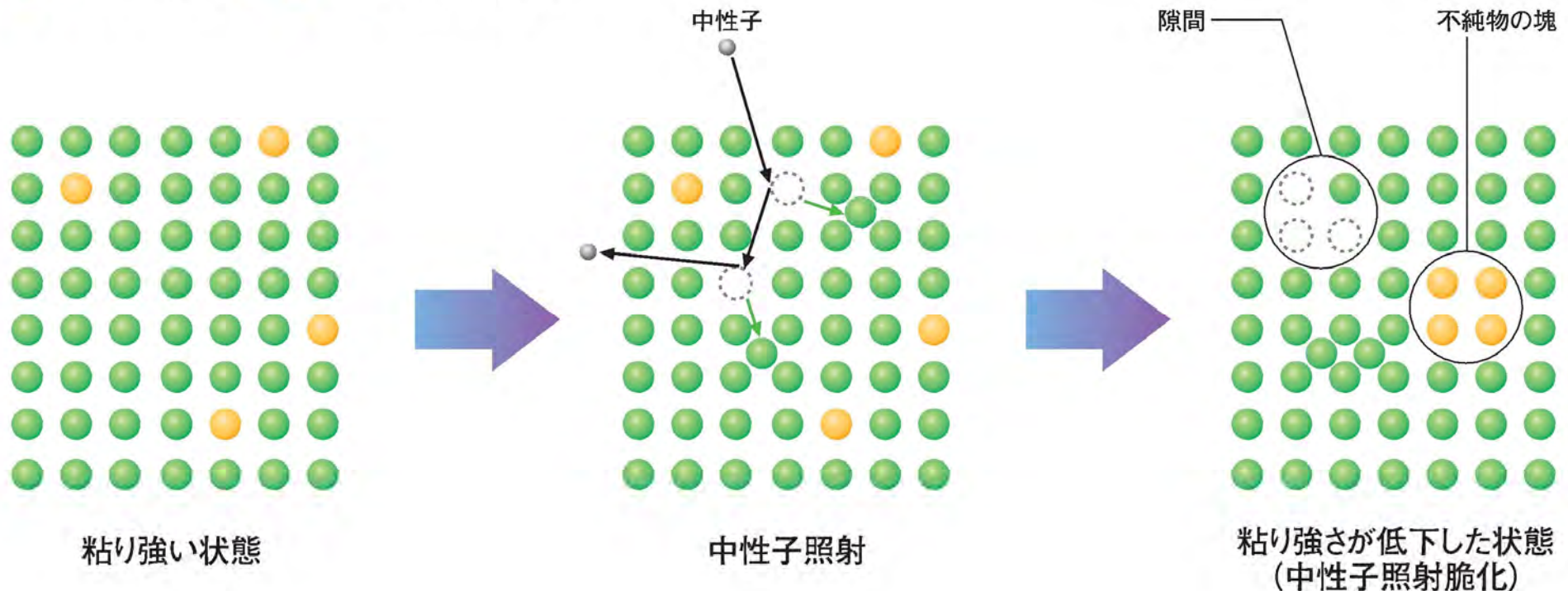
よって、関連温度移行量の予測値 $= \Delta RT_{\text{NDT}}$ 計算値($\Delta RT_{\text{NDT}c}$) + $M_R = 34 + 22 = 56 ^{\circ}\text{C}$

＜参考＞中性子照射脆化のメカニズム

鉄は、**中性子を受けると粘り強さが低下(脆化)する**ことがわかっています。これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいます。が、**中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができたり、不純物の塊ができたりすることにより、規則正しさが乱れるため**です。これを「中性子照射脆化」といいます。

中性子照射に伴う原子構造の変化（イメージ）

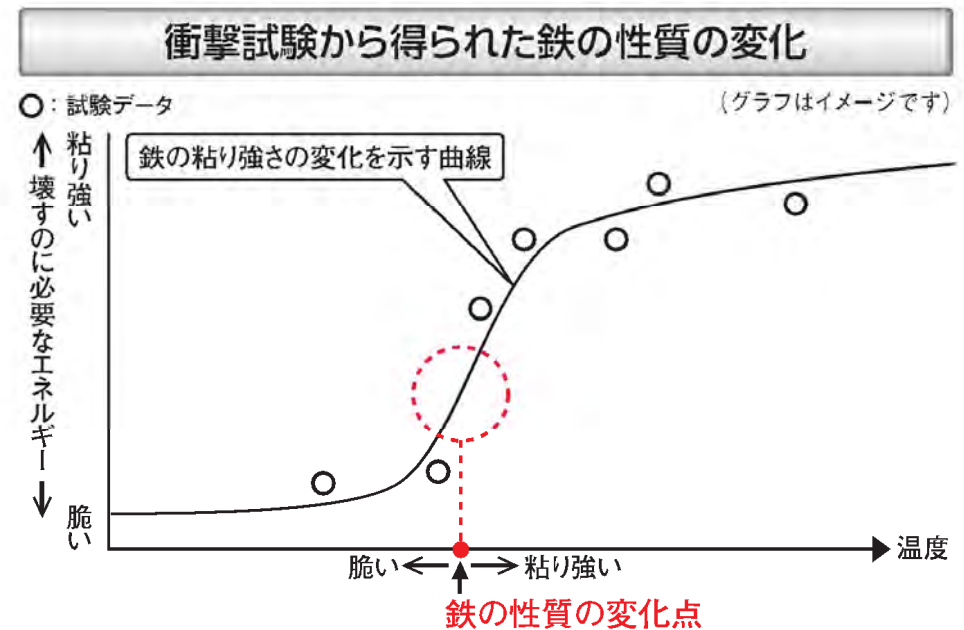
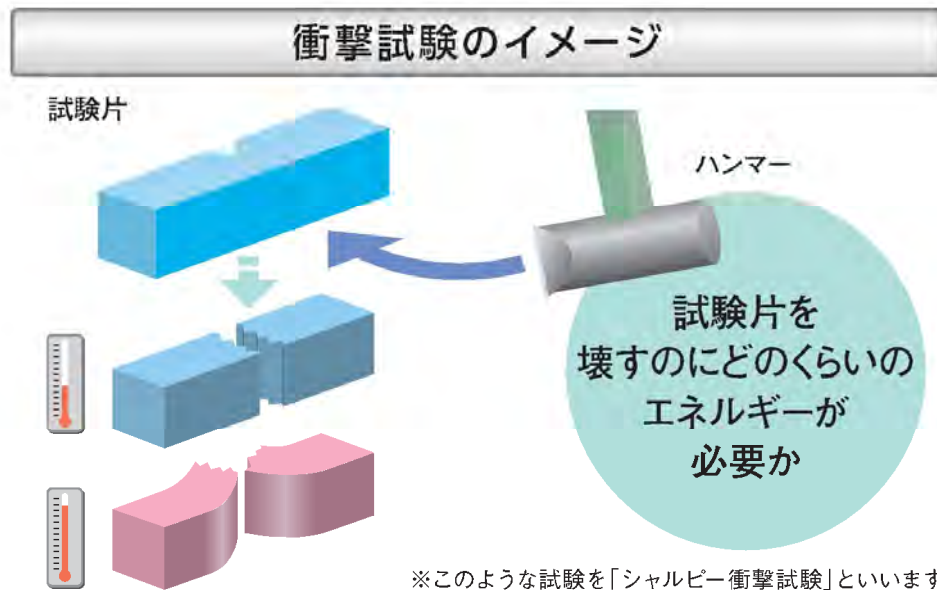
● 鉄原子 ○ 空孔 ● 銅原子(不純物原子)



<参考>シャルピー衝撃試験と吸収エネルギーについて

鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。

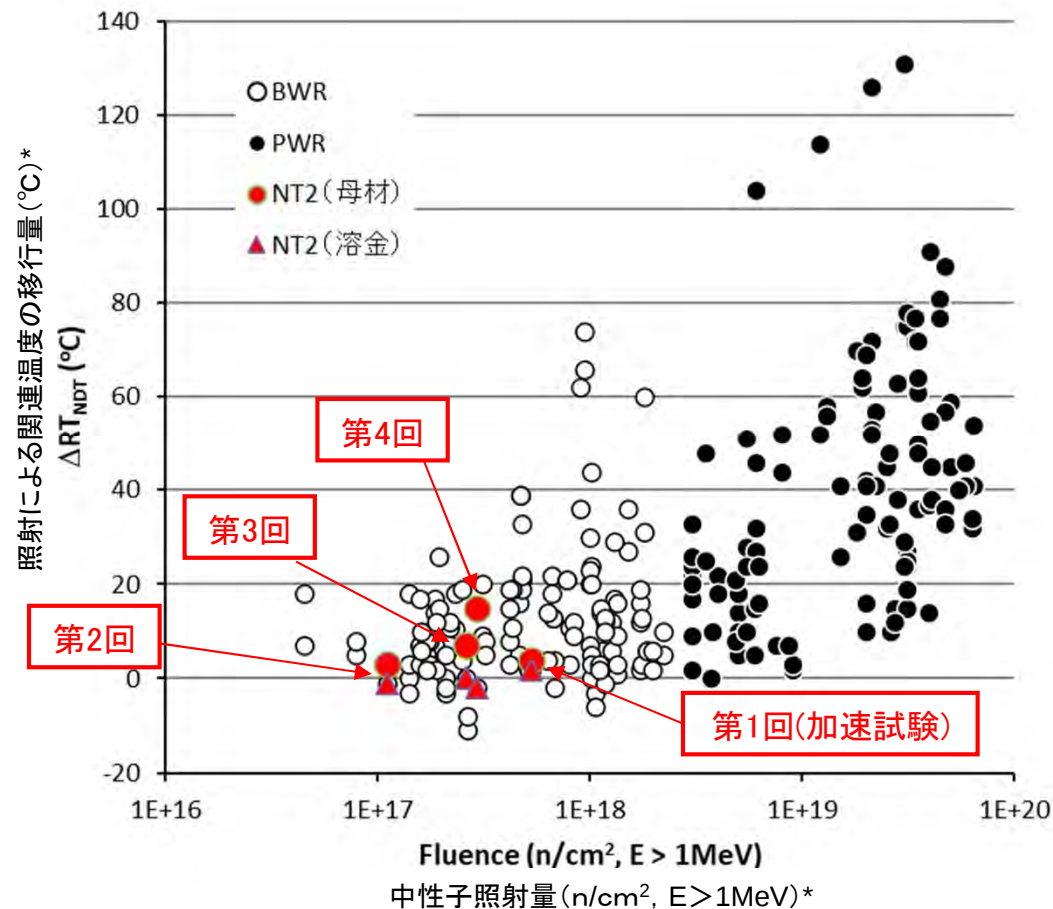


出典：説明及び図は九州電力(株)HPより転記

<参考> 監視試験で得られた関連温度移行量の変化に係る他プラントとの比較



- 東海第二発電所のこれまでの監視試験で得られた、関連温度の移行量と他プラントのデータを下図に示す。
- 東海第二発電所の第3回、第4回の監視試験の関連温度の移行量の変化は、他プラントデータに明らかに包絡されるデータであり、はずれ値ではないことから、「有意な上昇傾向ではない」と判断した。
- なお、構造上BWRはPWRに比べ中性子照射量が小さく、また、東海第二発電所のデータはBWRプラントの中でも顕著に大きい中性子照射量とはなっていない。

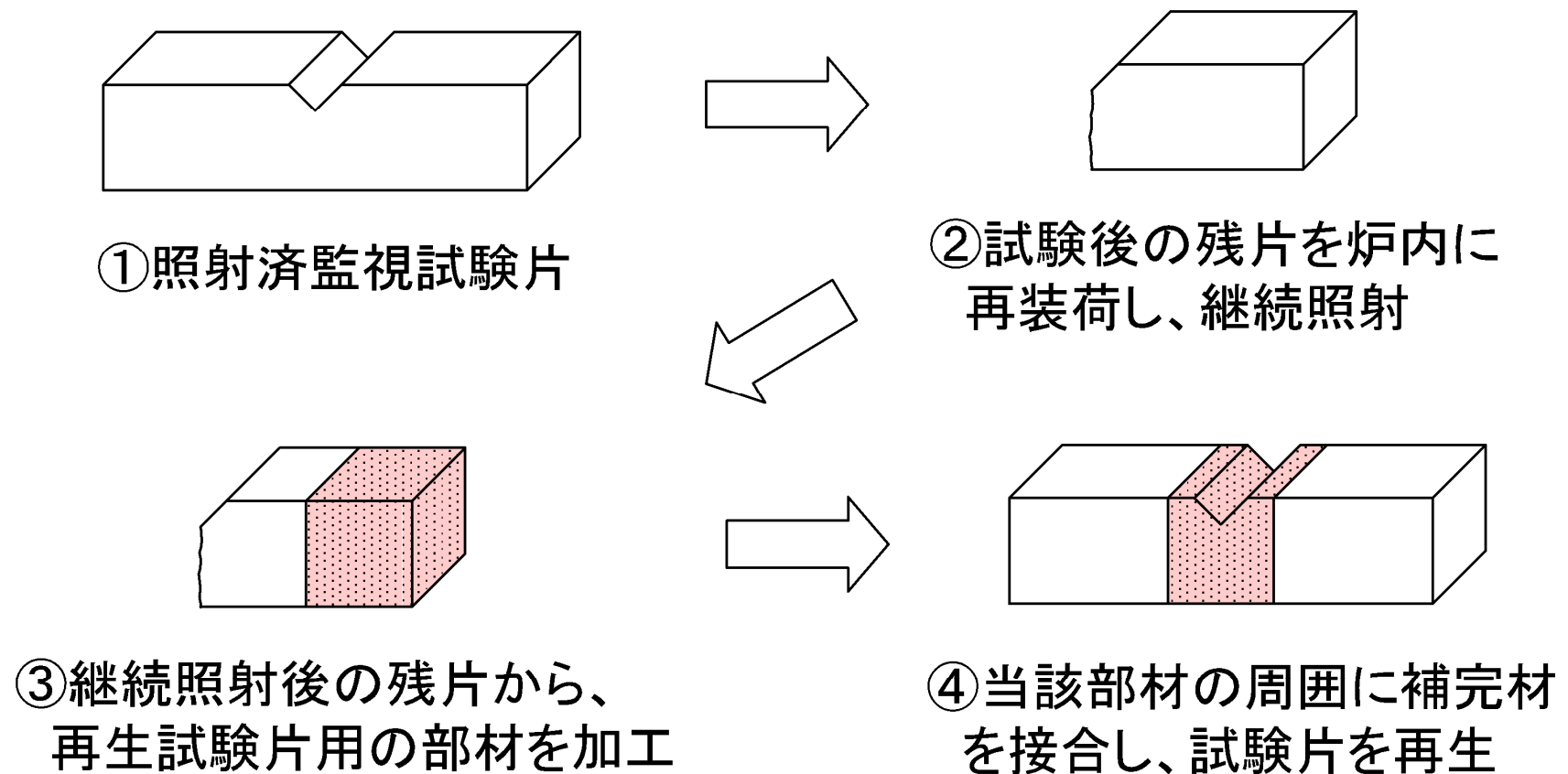


※「Industry Practice for the Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels in Japan」から引用 当社データを矢視

*: 参考和訳を当社にて追記

＜参考＞監視試験片の再生について(1／5)

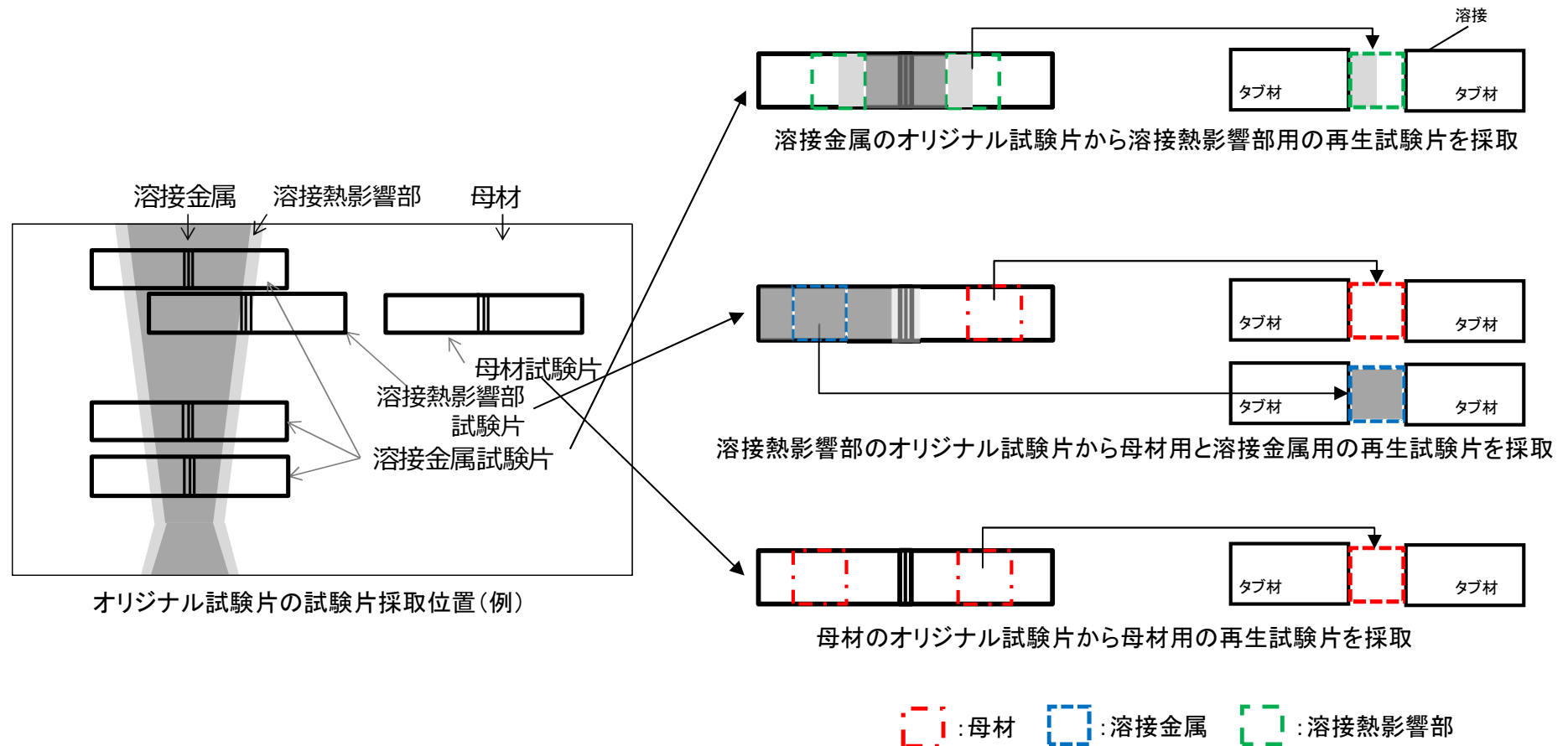
○日本電気協会電気技術規程「JEAC4201－2007 原子炉構造材の監視試験方法」にて、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



※出典：JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

＜参考＞監視試験片の再生について(2／5)

- 東海第二発電所は、炉壁1～3の監視試験データがあり、JEAC4201-2007 SA-2240(2)の溶接金属、溶接熱影響部の除外条件を満たしており、**母材での代表が可能であるため、溶接金属、溶接熱影響部の試験は実施しない方針である。**
- 仮に、**溶接金属、溶接熱影響部の試験を実施する場合でも試験片の再生は可能である。**各部位の再生方法を以下に示す。

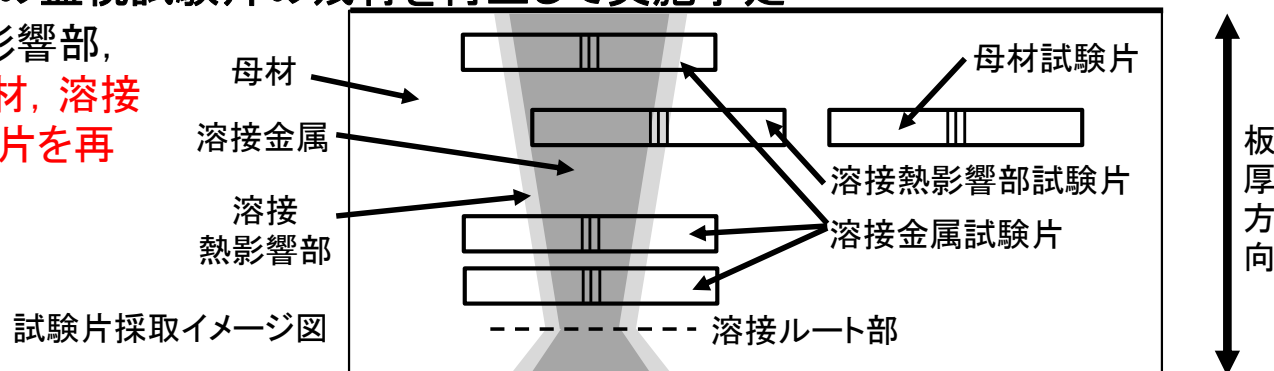


<参考> 監視試験片の再生について(3/5)

○第5回目の監視試験について

●第5回目の監視試験は、第3回の監視試験片の残材を再生して実施予定

第3回の試験後の母材，溶接熱影響部，溶接金属の監視試験片から，**母材，溶接熱影響部，溶接金属の監視試験片を再生可能**



- 第5回目の監視試験は、第4回の監視試験結果がJEAC4201-2007(2013追補)の以下の規定に適合することから，**母材のみで実施する予定**であり，溶接金属及び溶接熱影響部の試験が必要とは考えていない。

SA-2240 監視試験片の再生

(2) SA-2363に定める長期監視試験計画において再生試験片を用いる場合の監視試験は，引張試験は除外し，衝撃試験を対象とする。なお，以下の条件を満たす場合には，溶接金属，溶接熱影響部の試験片を除外し，母材の試験片で代表しても良い。

- 溶接熱影響部：監視試験の衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度が母材に比べて溶接熱影響部の方が低い場合。
- 溶接金属：監視試験の RT_{NDT}^{*1} 調整値が母材に比べて溶接金属の方が低い場合。

東海第二発電所の場合

- 母材 $Tr30^{*2}$ () > 溶接熱影響部 $Tr30^{*2}$ ()
- 母材 RT_{NDT}^{*1} 調整値(−10℃) > 溶接金属 RT_{NDT}^{*1} 調整値(−27℃)

*1: RT_{NDT} : 関連温度

*2: 衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度 135

<参考> 監視試験片の再生について(4/5)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

●JEAC4201-2007では、以下のとおりとしている。

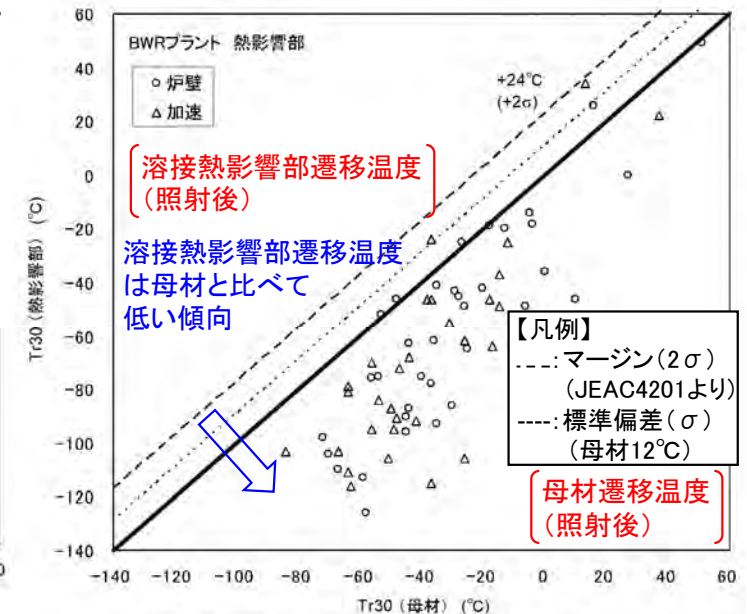
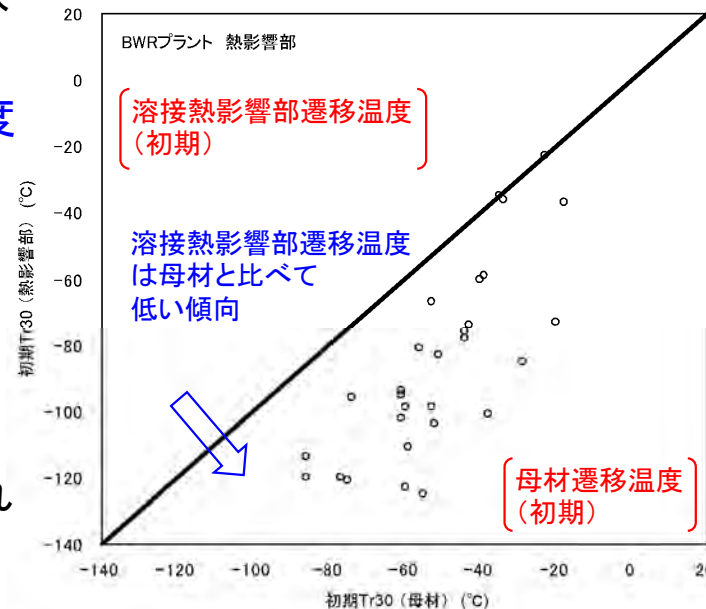
(解説-SA-1130-1) 溶接熱影響部試験片

一般に、**溶接熱影響部**は溶接時に加熱・急冷され、その後の溶接後熱処理により再加熱されるため、材料の焼入れ・焼戻しと同様の熱履歴が付与されることから、**母材より良好な破壊靱性を示す傾向**にある。現在までに得られている国内軽水炉原子炉圧力容器の監視試験データの実績においても、**溶接熱影響部の照射前の破壊靱性は、母材と比較して同等以上**となっており、また中性子照射による遷移温度の移行量も母材とほぼ同等であることから、**溶接熱影響部は母材で評価を代表できる**ので、附属書BのB-2000の国内脆化予測法では**溶接熱影響部の脆化予測法は規定していない**。

注：当社にて一部を朱書き

●国内プラントの監視試験データの実績

溶接熱影響部の遷移温度 (Tr30: 衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度)は基本的に**母材の遷移温度よりも低く**、**溶接熱影響部の照射脆化は母材の照射脆化により代表できると考えられる**。



<グラフ出典>

「軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究-照射脆化予測法の開発- 研究報告: Q06019」(平成19年4月 財団法人 電力中央研究所)

(b) 照射後 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較

注：当社にてグラフに記載追加

<参考> 監視試験片の再生について(5/5)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

●米国等海外プラントの動向

ASTM*¹ E185などにおいても、**溶接熱影響部の監視試験片は必ずしも要求されていない。**

(米国では、米国プラントの監視試験データにおいて溶接熱影響部が母材に比べ高靱性であり、また、溶接熱影響部材料は不均一な性質であるため、溶接熱影響部のシャルピー試験データに有意なばらつきがあることを考慮し、溶接熱影響部の試験を除外し母材で代表する方向で規格改訂され、NRC*²にエンドースされている。)

*¹ASTM規格：国際標準の工業規格

*²NRC：NUCLEAR REGULATORY COMMISSION(原子力規制委員会)

Final Rule Publication Date: 12/15/2020

Planned Rulemaking Activities - Rule

Return to Main page
Return to Index page

Rule Information

Title: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements (Appendix H)

Docket ID: NRC-2017-0151 RIN: 3150-AK07

Affected CFR Parts: 50

Associated PRM Numbers: -

Rule Phase: Pre-Rule Rule Type: Could Reduce Or Clarify Existing Requirements

Area of Regulatory Responsibility: Operating Reactors

NRC Officer: Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR)

Status: Completed - Converted to Direct Final Rule

Signature Authority: Commission Approval & SECY Signature Associated Guidance Documents: Yes

Abstract: This rulemaking would amend the NRC's regulations to revise the requirements for reactor vessel material surveillance programs. The purpose is to reduce regulatory burden by eliminating the testing of specimens that do not provide meaningful information and increasing the period for reporting test results to the NRC. This rulemaking would affect all commercial light-water reactor operating units and units under construction.

NRC Contacts

Name	Phone	Email
Schneider, Stewart	301-415-4123	Stewart.Schneider@nrc.gov

Additional Information: This rule was bifurcated from NRC-2008-0582.

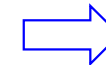
Dates and Citations: CFR

Estimated Dates for Rulemaking Projects Are Subject to Change

Rulemaking Plan Status: Approved Rulemaking Initiation Date: 8/8/2014

Approved

ASTM E185 - 1982
Beltline Base, Weld and HAZ



ASTM E185 - 1993
Beltline Base, Weld

NRC: Planned Rulemaking Activities

- Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements (Appendix H)

【NRC結論(本文)】

The heat-affected zone has been shown to exhibit superior fracture toughness compared to the base metal. In addition, test results from surveillance specimens have shown significant scatter of the heat-affected zone Charpy test data because of the inhomogeneous nature of the heat-affected zone material. This was the basis for eliminating the requirement for heat-affected zone specimens after the 1994 edition of ASTM E 185; thus, it is no longer prudent to require

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【委員からの指摘事項等】

No.161

原子炉圧力容器の最低使用温度の評価に関して丁寧な説明すること。

P.4-25

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.252

・圧力容器自体の劣化状況

P.4-25

No.342

5. 劣化状況評価 とくに中性子照射脆化 P.71.72(40年超の安全は不明)

P.4-25

No.353

原子炉圧力容器の経年劣下評価

P.4-25

No.406

金属疲労, 脆化, 破断についての説明が不十分であり, 超音波で安全といえるのか

P.4-25

「特別点検, 劣化状況評価及び保守管理方針」
特別点検参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.753

P.4-25

原子炉圧力容器は中性子の照射により脆くなっていく。その目安が「脆性遷移温度」である。脆さが増すと脆性遷移温度は高くなり、原子炉事故時に注水される水の温度や圧力容器内面のき裂の大きさによっては圧力容器が破壊されてしまう。照射脆化の調査を行うため監視試験片を炉内にいれている筈だが、高経年化評価、および特別点検で検査した結果を単に「特に重要となる内表面近傍の欠陥がないことを確認した」的な曖昧表現でなく、本来あるべき管理値に対し、劣化傾向をトレンド的に示し20年の運転延長に耐えられるかを明らかにすること。現に欧州原発で40年を超過した原子炉圧力容器にひび割れが見つかり、東海第二もGEからの輸入品であることを考えれば、ひび割れの可能性が考えられる。特に東海第二は第一世代と言われる70年代の原発であり、容器の材質が非常に悪い。銅などの不純物がたくさん入っているとも言われており、中性子が当たると不純物が固まって脆くなる可能性を秘めている。参考までに、原子炉圧力容器の設計寿命は40年となっている。東電1F-1の原子炉設置許可申請書にも40年と出している。また、BWRではシュラウドにひび割れが見つかり、1F-3、敦1、島根1では交換している。評価結果により、運転延長する場合は、原子炉圧力容器、シュラウド等の交換も実施することを検討のこと。

No.837

P.4-25

(7)炉心シュラウド等の応力腐食割れ(施設設備の老朽化)

炉心シュラウド及び上部格子板の応力腐食割れが発生すると推定しているが、どのような根拠で、いつごろ発生すると推定しているか、また、それが問題にならない理由を知りたい。

No.929

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
劣化状況評価参照

意見

安全性で問われている問題の中で、中性子線による脆性破壊のリスクにたいしての説明や沸騰水型改良標準化適用格納容器でMARK-IIは、容器がコスト面で小型化したことの欠点等が指摘されています。それらの安全面に対してのの説明等一切なかったのですが、問題ないと断言できるのでしょうか？それともリスクも把握しているが現状問題なしとのことなのか説明すべきと思いました。

P.4-25

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.930

当初原子力発電所は40年と決めて、進めたはずなのに20年延長という事が出た背景は、どこまで検証されたのか、説明もないのですが、脆性破壊の劣化予測モデルが実際とあっていないことなど、明確にしてもらわないと安心できない。また、専門性が高すぎて意見をだせと一般県民に説いてもなかなか意見も言えないのが現状だと思われます。沸騰水型の第一号であれば、しっかり検証し、予測値との差などでいていないかなど見極めて進めていただきました。

No.968

P.4-25

40年もたってしまった機械は古くなり劣化します。周囲の部品はとりかえられるにしても、肝心の圧力容器や格納容器はとりかえることも修理することもできません。

P.4-25

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」参照

No.991

2, 稼働して40年経過したということは核燃料の燃焼による炉への経年疲労は相当なものがあると思われます。

No.1183

P.4-25

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
劣化状況評価参照

事故・故障の未然防止対策

○圧力容器、シュラウドなどは30年余の中性子照射・脆化により耐用年数は超過したので熱衝撃で破損の恐れが大きい。

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
劣化状況評価参照

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

＜第17回ワーキングチーム指摘事項＞

原子炉圧力容器の中性子照射脆化評価に係る保守性の重なり及び各々のマージンの定量的説明等について
(余裕(T-RTNDT)に関する詳細な説明を含む)

P.20-25

＜第23回ワーキングチーム指摘事項＞

監視試験結果等に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の設定に係る全体フロー及び評価部位の選定等の各
評価条件における保守性の考え方

P.4-6

【論点No.174】

監視試験の代表性及び保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.162

中性子照射脆化の問題となる胴部では板が3つあり、それぞれ化学成分が異なる。例えば、7C330-1-2は監視試験片を取り出した部位とのものであるが、これは他の板に比べて、化学成分の代表性はきちんと担保されているか。化学成分が違ふと関連温度移行量の変化も違ふので、一番厳しい材料を見ているか確認したい。

P.13-17

【委員からの指摘事項等】

＜第17回ワーキングチーム指摘事項＞

5回目の監視試験の対象部位等及び監視試験片の再生について

P.4-12, 21, 29-33

＜第23回ワーキングチーム指摘事項＞

監視試験結果等に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の設定に係る全体フロー及び評価部位の選定等の各評価条件における保守性の考え方

P.4-6

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

No.163

監視試験片として4カプセル装荷して、4回監視試験を行っているが、5回目の監視試験のカプセルはどう対応するの
か。

P.4-12, 21, 29-33

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.500

③劣化状況評価が不十分なのに合格としたこと。(P.71ちゃんとしたテストピースはもうないのに)

No.834

P.4-12, 21, 29-33

(4)中性子照射等による炉内構造物の劣化予測(施設設備の老朽化)

中性子照射の影響を受けた炉内材料の劣化状況を確認するため、圧力容器内に設置している材料試験片は、定期的に取り出して監視試験を実施しているが、この試験片が残り1点だけで、今後は、新しいものを入れるようであるが、十分に信頼できる評価ができるか疑問である。

No.925

P.4-12, 21, 29-33

p71に関連して、原子炉圧力容器の中性子照射脆化についてJEACで監視試験が基定されているが、東海第二では監視試験片(4対)がすでに実施され試験が出来ない。

再生試験片を入れたと聞いたが母材は出来ても、溶接金属、HAZの試片は再生出来ない。

JEAC(法)にていしょくするのでは

P.4-12, 21, 29-33

No.1184

東海第二はテストピースが極端に少ないか又は無きに等しいので、審査は誠に不十分。圧力容器は再審査する必要あり。

P.4-12, 21, 29-33

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

＜第17回ワーキングチーム指摘事項＞

5回目の監視試験の対象部位等及び監視試験片の再生について

P.4-12, 21, 29-33

＜第23回ワーキングチーム指摘事項＞

第5回の監視試験の対象部位を母材のみとすることの妥当性に関する詳細かつ丁寧な説明

P.29-33