

機器・配管等の具体的な耐震補強対策等について

【説明概要】

- ・各施設に応じた設計用地震力に対して健全性の確保が困難な場合は、耐震補強により健全性を確保する。設計用地震力を用いた耐震評価から耐震補強までの流れを配管系及び格納容器スタビライザを例として説明する。
- ・設備の構造上の特徴により地震による揺れの影響が異なる。代表的な設備として原子炉圧力容器は、水平方向の地震による影響を受け易いが、建設時の耐震評価に用いた耐震条件は、今回工認に用いた耐震条件と大きく変わっておらず、耐震補強は必要としない。一方で3次元的な広がりを持つ配管は地震による揺れを受け易く耐震補強にて耐震裕度の確保を行っている。
- ・高温になる配管の耐震補強に際しては、熱膨張による伸びは拘束しないが地震による揺れに対しては拘束するサポート(スナツバ)を適用することで、熱膨張による伸びを拘束しないようにしている。

○ 各施設の重要度に応じて、以下に定める地震力に対して、健全性が確保できるように設計する。また、既設設備については、基準適合のため必要に応じて耐震補強を行った上で、基準地震動 S_s に対する健全性を確保する。

DB/SA	施設区分		静的地震力 ^(注1)		動的地震力 ^{(注1)(注2)}	
			水平	鉛直	水平	鉛直
設計基準対象施設	建物・構築物 ^(注3) 機器・配管系	S	建物: 3.0 C_i ^(注4) 機器: 3.6 C_i	建物: 1.0 C_v ^(注5) 機器: 1.2 C_v	S_s, S_d	S_s, S_d
		B	建物: 1.5 C_i ^(注4) 機器: 1.8 C_i	—	$S_d \times 1/2$ ^(注6)	$S_d \times 1/2$ ^(注6)
		C	建物: 1.0 C_i ^(注4) 機器: 1.2 C_i	—	—	—
	土木構造物	C	1.0 C_i ^(注4)	—	S_s ^(注7)	S_s ^(注7)
	津波防護施設 浸水防止設備 津波監視設備	S	—	—	S_s	S_s
重大事故等 対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備		—	—	S_s	S_s
	常設重大事故緩和設備 可搬型重大事故緩和設備		—	—	S_s	S_s
	常設耐震重要重大事故防止設備 以外の常設重大事故防止設備		代替する設備の耐震クラス(Bクラス又はCクラス)に対する地震力			

(注1) 機器・配管系については設置された床の応答を入力とする。

(注2) S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力

S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力

(注3) 建物・構築物の保有水平耐力は、必要保有水平耐力に対して、施設の耐震重要度分類に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認する。必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数はS、B、Cクラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は耐震重要度分類にかかわらず1.0とする。

(注4) $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ (R_t : 振動特性係数0.8 A_i : C_i の分布係数 C_0 : 標準せん断力係数0.2)

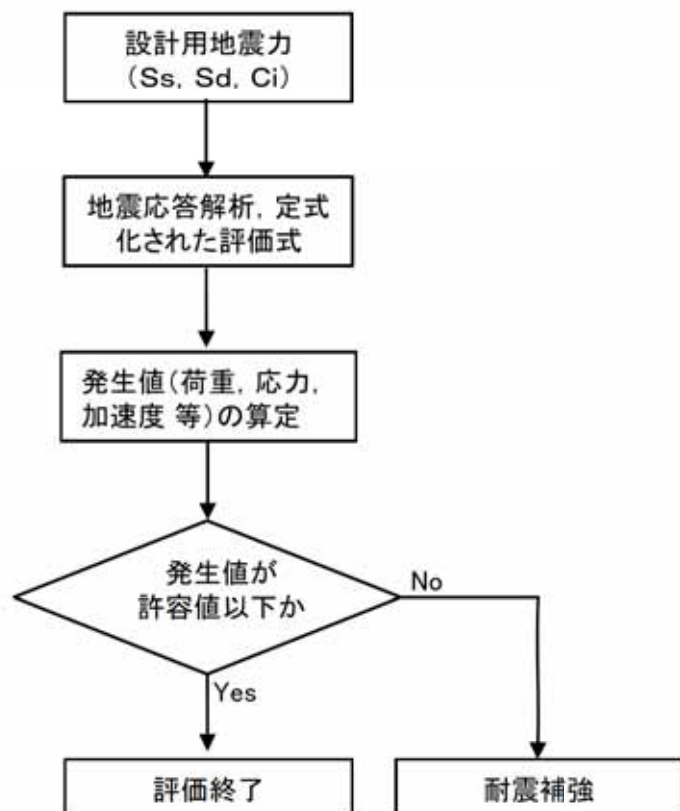
(注5) $C_v = R_v \cdot 0.3$ (R_v : 鉛直方向振動特性係数0.8)

(注6) 地震動に対して共振のおそれのある施設について適用する。

(注7) 屋外重要土木構造物(非常用取水設備、Sクラスの機器・配管系を支持する土木構造物)に適用する。

各施設の耐震評価は、基準地震動 S_s 等に基づく設計用地震力から算定される発生値に対して許容値以下であれば、構造物の健全性が確認でき、評価が終了となる。一方で発生値が許容値を上回れば、耐震補強を実施することで発生値の低減や許容値の向上を図ることになる。

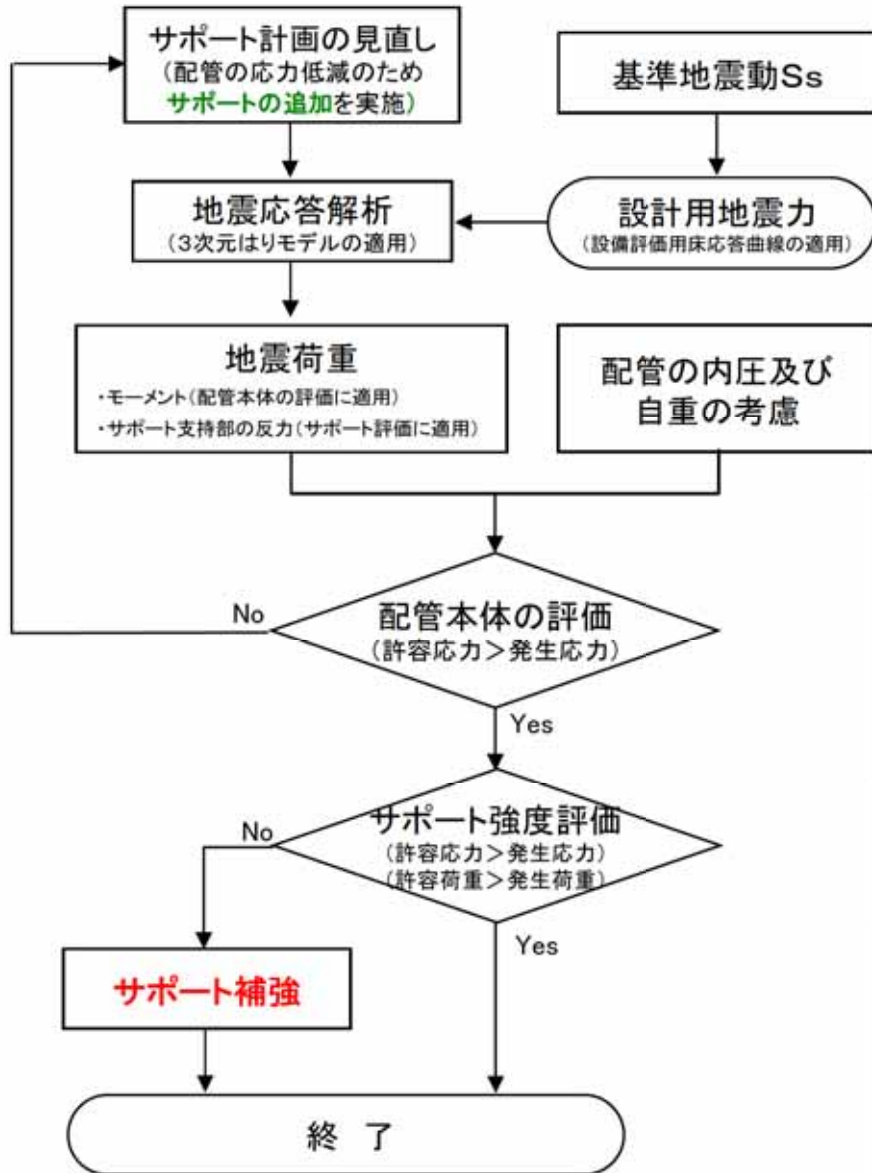
詳細な評価の内容を格納容器スタビライザ及び配管系を代表として説明する。



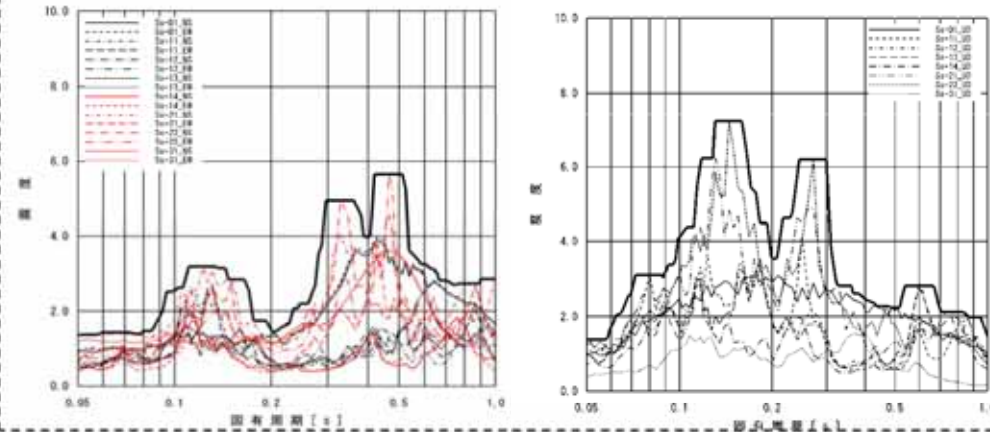
耐震評価の概略フロー

	施設・設備名称	目的	耐震補強内容
機器・配管系	格納容器スタビライザ	フランジボルトの許容限界値の向上	高強度材料適用
	原子炉建屋クレーン	地震時落下防止による波及的影響防止	落下防止対策の追設
	燃料取替機	地震時落下防止による波及的影響防止	ガーダ等の部材強化
	配管系	支持機能強化	サポートの追加及び補強
	残留熱除去系熱交換器	支持機能強化	架台部への耐震補強サポート追設
	水圧制御ユニット	支持機能強化	架構部への補強梁追加
	格納容器シアラグ部	格納容器とシアラグ取付け部の応力低減対策	シアラグ部への補強材追加
	使用済燃料乾式貯蔵容器	支持機能強化	支持構造物の部材のサイズ変更及び高強度材料適用
建物・構築物	主排気筒	支持機能強化	鉄塔部への支持部材の追加及び地盤改良
	地下排水設備	地盤の変位の抑制	地盤改良
土木構築物	貯留堰取付護岸	地震時の護岸構造健全性維持による貯留堰への波及的影響防止	地盤改良
	屋外二重管基礎構造	屋外二重管の支持機能強化	屋外二重管を支持する基礎構造の追設
	取水構築物	地震時の取水構築物の健全性維持	地盤改良

配管系の耐震評価による設計手順



設備評価用床応答曲線の例
(原子炉建屋 EL.20.3m 減衰2.0%)



配管系の耐震補強の例(原子炉再循環系配管)

- ・配管本体の耐震性確保のため**サポートの追加**を実施する。
- ・サポートの耐震性確保のため**サポートの補強**を実施する。

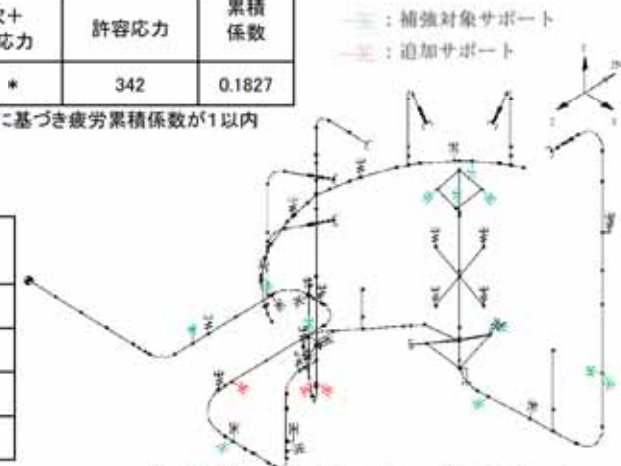
配管本体の耐震評価結果

一次応力(MPa)			一次+二次応力(MPa)			疲労 累積 係数
一次 応力	許容 応力	曲げとねじり 応力	許容 応力	一次+ 二次応力	許容応力	
182	252	138	273	718 *	342	0.1827

* 一次+二次応力が許容応力を超えているが、規格要求に基づき疲労累積係数が1以内であることを確認している。

サポートの耐震評価結果

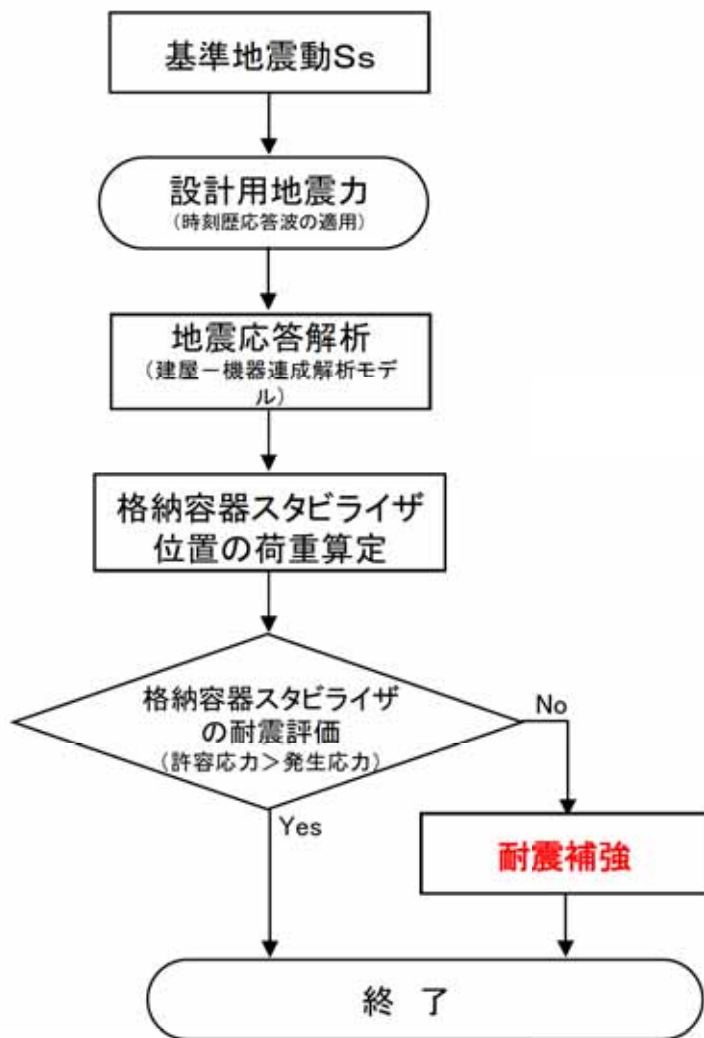
サポート種類	発生 荷重(kN)	許容 荷重(kN)
オイルスナップ	1430	1500
ロッドレストレイント	852	1080
スプリングハンガ	58.4	72.9
コンスタントハンガ	180.0	207.9



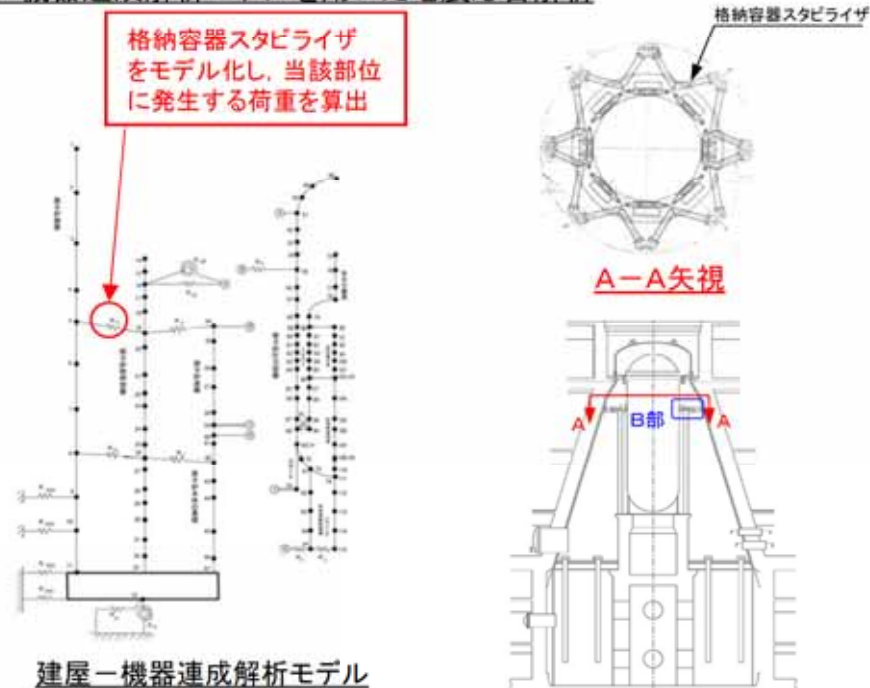
地震応答解析に適用する3次元はりモデル

格納容器スタビライザの耐震評価及び耐震補強の例

格納容器スタビライザの耐震評価による設計手順



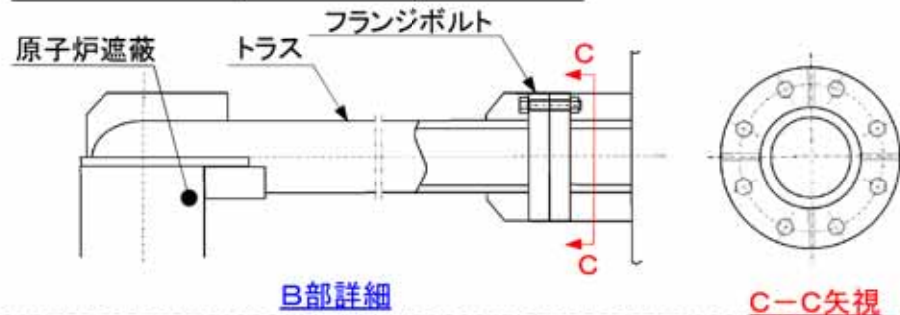
建屋-機器連成解析モデルを用いた地震応答解析



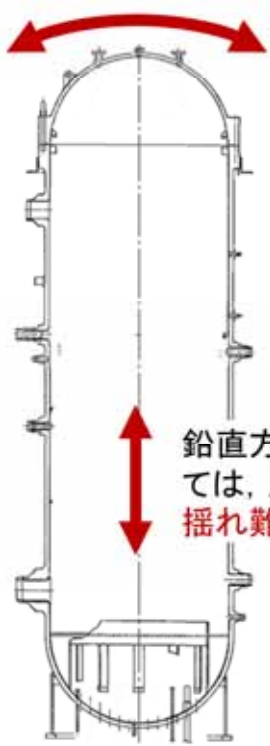
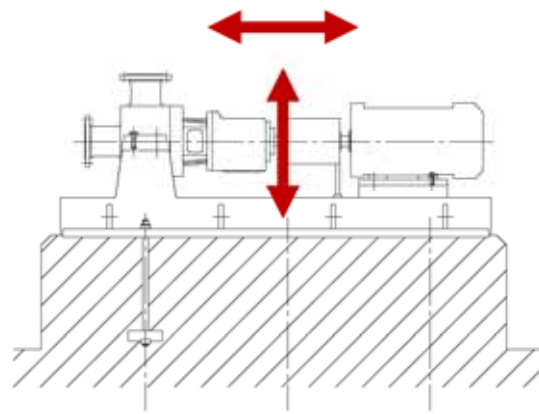
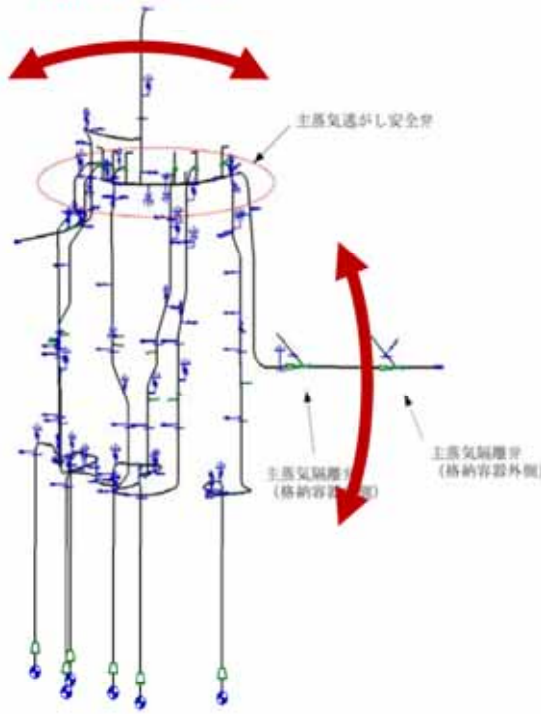
格納容器スタビライザの耐震補強

格納容器スタビライザの構成部材(評価部位)であるフランジボルトの材質を高強度材料(SCM3→SNB24-1)に変更

評価部位	発生応力	許容応力
フランジボルト	509 MPa	534 MPa



- 各設備の構造的な特徴によって地震による揺れがどのように影響を受けるかで、設計用地震力に対する影響が変わる。代表的な設備として、原子炉圧力容器、ポンプ、配管に対して、地震の揺れの影響の受け易さにより、建設時から設計用地震力の増大による設備への影響を概略的に示す。

原子炉圧力容器	ポンプ	配管
<p>水平方向の地震に対しては、長尺構造であるため揺れ易い傾向となる。</p>  <p>鉛直方向の地震に対しては、厚肉容器であり、揺れ難い傾向となる。</p>	<p>モータを含むポンプは基礎に固定されており、水平方向及び鉛直方向の地震に対して揺れ難い傾向となる。</p> 	<p>配管は、水平方向、鉛直方向に3次元的な広がりをもって施工されているため、水平方向の地震及び鉛直方向の地震の両方に揺れ易い傾向となる。</p> 

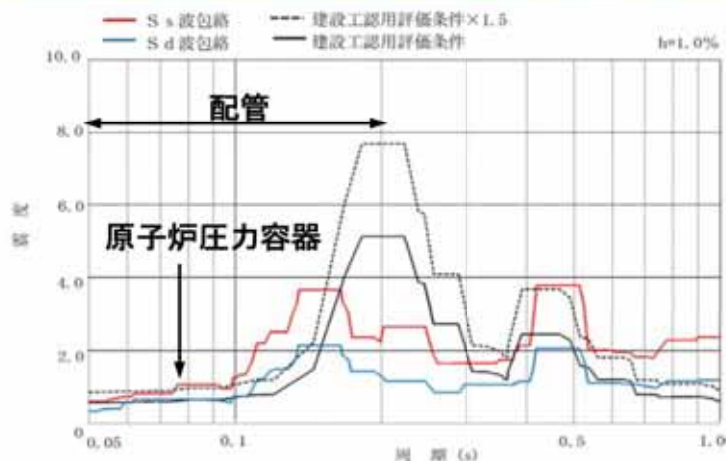
○ 地震に対して揺れ難い特徴を持つ設備(剛設備)に対する設計用地震力の増大による影響

- ・ 水平方向: 建設時と今回工認の値はほぼ変わらないため、設備の耐震性への影響はない。
- ・ 鉛直方向: 建設時の値よりも今回工認の値のほうが大きい、数値として小さく耐震性への影響はほぼない。

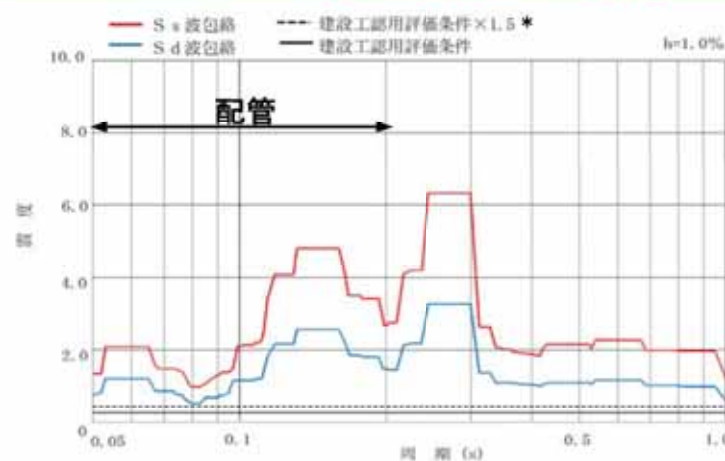
標高	水平方向の設計用地震力(震度)						標高	鉛直方向の設計用地震力(震度)					
	建設時			今回工認				建設時			今回工認		
	評価条件×1.5	評価条件	静的震度	Ss	Sd	静的震度		評価条件×1.5	評価条件	静的震度	Ss	Sd	静的震度
原子炉建屋 基礎上 (EL.-4.0m)	0.795	0.53	0.576	0.58	0.31	0.58	原子炉建屋 基礎上 (EL.-4.0m)	—	—	0.29	0.60	0.32	0.29

○ 地震に対して揺れ易い特徴を持つ設備(柔設備)に対する設計用地震力の増大による影響

- ・ 水平方向: 周期によって今回工認(基準地震動Ss, 弾性設計用地震動Sd)と建設時の設計用地震力の大小が変わる。
 - > 原子炉圧力容器の固有周期位置では、ほぼ変わらないため耐震性への影響はない。
 - > 配管系は、複数の固有周期を持っており、一部周期帯(0.1秒超)では影響を受ける。【→耐震補強にて対応】
- ・ 鉛直方向: 建設時の値よりも今回工認の値のほうが大きい、影響を受ける。【→耐震補強にて対応】



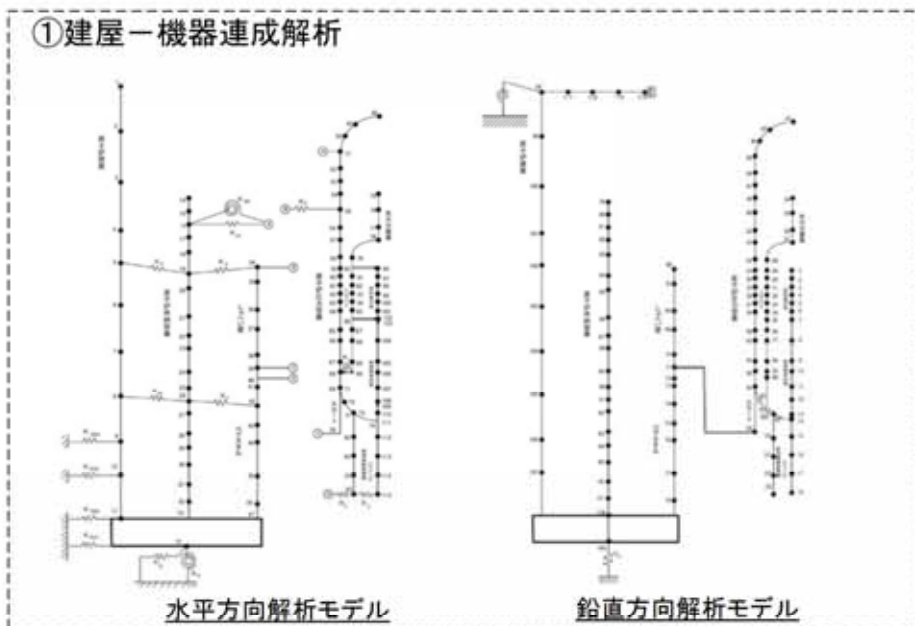
原子炉建屋基礎上(EL.-4.0m)の床応答スペクトル(水平方向)



原子炉建屋基礎上(EL.-4.0m)の床応答スペクトル(鉛直方向)

* 建設工認用評価条件は、静的震度の値を全ての周期の値として図を作成した。

・原子炉圧力容器の耐震評価のうち、基礎ボルトの耐震評価に用いた建設時工認及び新規制基準による工認における地震時の荷重を例示として示す。



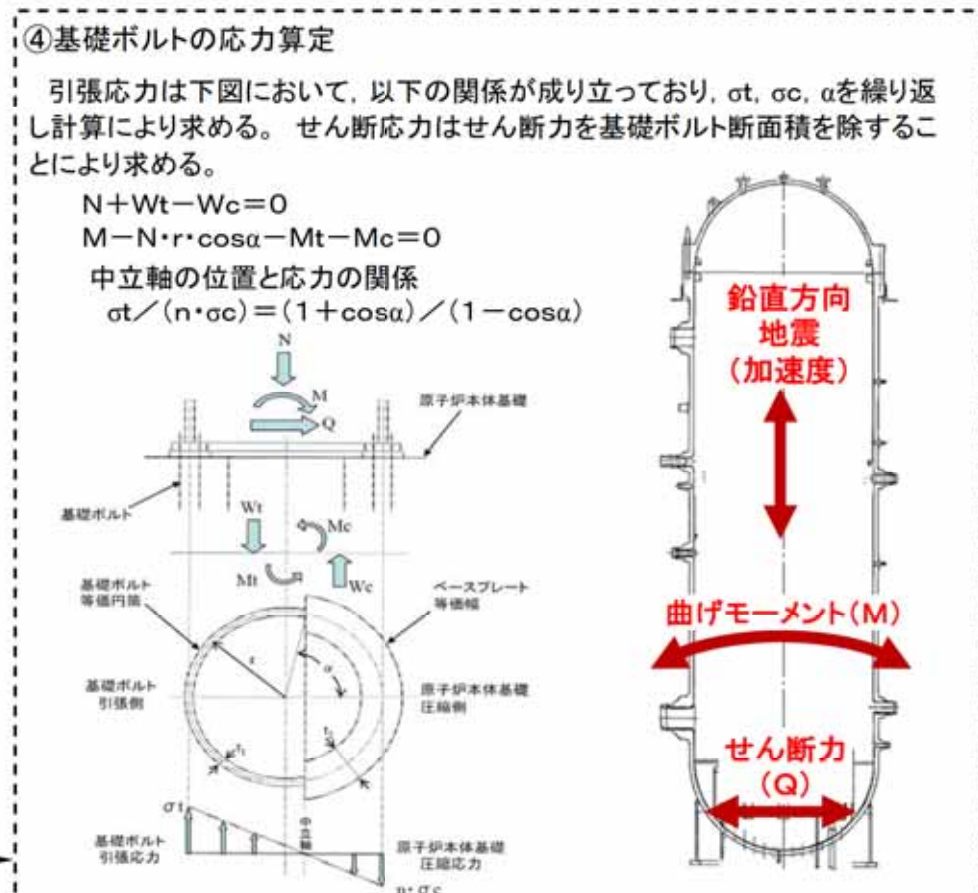
② 基準地震動 S_g の荷重を算出

		建設時工認	新規制工認
水平方向地震	せん断力 Q (kN)	5960	8340
	曲げモーメント M (kN・m)	91400	52600
鉛直方向地震	重力加速度±鉛直方向地震による加速度 (G)	0.71: 下向き* (1±0.29)	-0.40: 上向き* (1±1.4)

* 鉛直方向地震は、数値が小さいほうが原子炉圧力容器が浮き上がるように考慮され基礎ボルトの評価が厳しい結果となる。また、評価に際して当該加速度と原子炉圧力容器総重量との積により鉛直荷重 (N) を算出する。

③ 地震以外の荷重 (新規制工認での値)

	鉛直方向荷重 N (kN)
地震以外 (自重+制御棒挿入時の荷重)	26200(最大) 1030(最小)

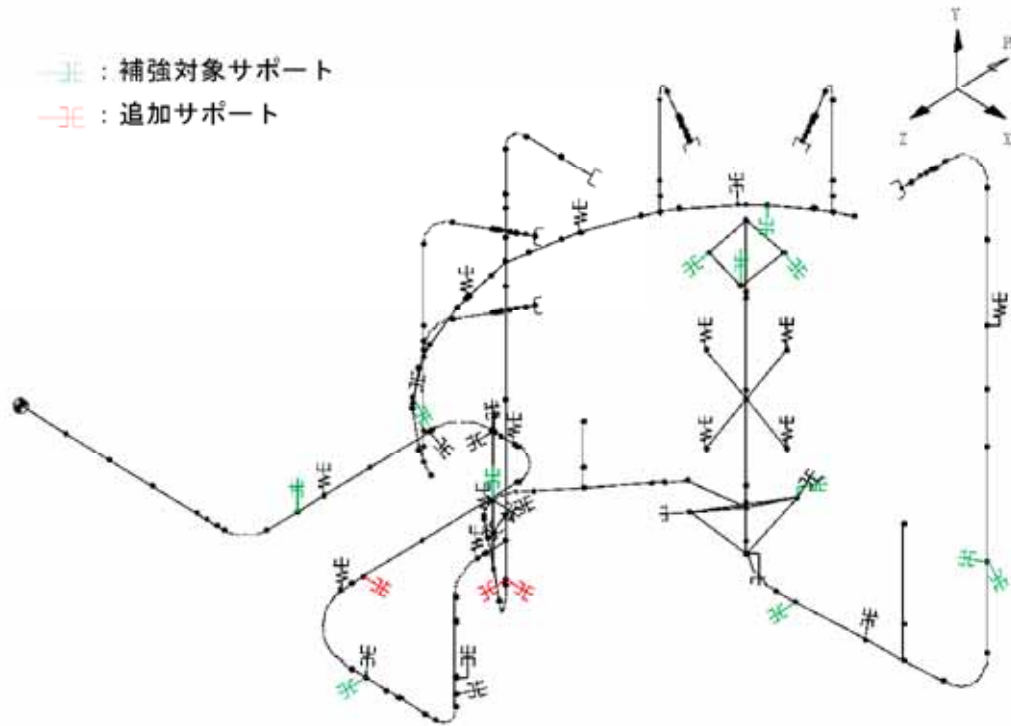


	建設時工認による応力値 (MPa)	新規制工認による応力値 (MPa)	許容値 (MPa)
引張応力	90	118	491
せん断応力	7*	16	378

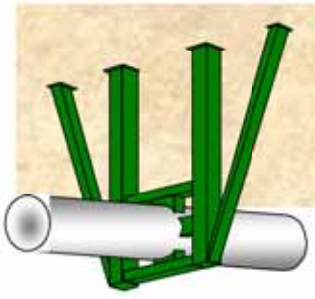
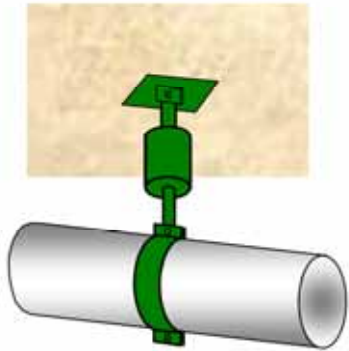
* 建設時工認では基礎部の摩擦の効果を考慮している。

配管のサポート補強について

- ・配管本体は自重や地震による揺れに対して耐えるようにサポートにより支持する。配管系の耐震補強は、配管本体の発生値を低減させる目的としてサポートの追加、既往サポートの発生値を低減させる目的としてサポートの補強を実施する。
- ・高温となる配管に対しては熱膨張による配管の伸びを拘束しないように使用環境に応じた構造のものを適切に選定する。



配管系の耐震補強の例(原子炉再循環系配管)

代表的なサポートの例	
架構式レストレイント	オイルスナップ
	
<p>地震及び熱による変位を拘束するため、熱膨張をしない低温用の配管に適用する。</p>	<p>熱膨張のような緩やかな変位に対しては拘束せず、地震のように急激な変位は拘束するため、熱膨張による伸びが大きな高温用の配管に適用する。</p>

【論点No.21】

機器・配管等の具体的な耐震補強対策等について

【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.754

東海第二の基準地震動は設置許可申請時に僅か270ガルで設計され、その後耐震設計審査指針見直しで380ガル→600ガル→901ガル、そして最終的には、2014年に提出した補正書で1009ガルにまで引き上げられた。なんと3.8倍に膨れ上がっている。実際の耐震性能アップ対策が何処まで真面目になされたのか甚だ疑問だ。考えられるのは配管の補強強化ぐらいだが、原子炉圧力容器等、機器固有に対する耐震性能アップ策はどの様になされたのか。

No.1177

原子炉内の配管ですが、以前写真で見た物は大変太く、地震の時は大変揺れたと聞きました。3.11以後、日本原電で話を聞きましたが、しっかり固定しましたと図で説明されました。地震の多い日本であのようにぶら下がっている状態は最初から危険と想定出来るはずです。何故、ぶら下がりの状態だったのか、現在も多くの配管がぶら下がっているのですか。固定すると熱膨張に堪えられなくなると聞いたことがあります。固定するのが安全であれば初めからやっていたら良いはず。

* 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

配管本体の応力算定式の例

JEAG4601によるクラス1管の一次応力の評価式

(a) 直管部(管台及びティー継手を除く)

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i}$$

(b) 管台及びティー継手を除く

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_{2b} M_{bp}}{Z_b} + \frac{B_{2r} M_{rp}}{Z_r}$$

【凡例】

- S_{prm} : 一次応力 (MPa)
- P : 地震と組み合わせるべき運転状態において配管に作用する圧力 (MPa)
- D_0 : 管の外径 (mm)
- t : 管の厚さ (mm)
- Z_i : 管の断面係数 (クラス1配管) (mm^3)
- Z_b : 管台又はティー継手に接続される分岐管の断面係数 (mm^3)
- Z_r : 管台又はティー継手に接続される主管の断面係数 (mm^3)
- M_{ip} : 管に生じる自重及び地震によるモーメント ($\text{N}\cdot\text{mm}$)
- M_{bp} : 管台又はティー継手に接続される分岐管に生じる自重及び地震によるモーメント ($\text{N}\cdot\text{mm}$)
- M_{rp} : 管台又はティー継手に接続される主管に生じる自重及び地震によるモーメント ($\text{N}\cdot\text{mm}$)
- B_1, B_2, B_{2b}, B_{2r} : 応力係数 (設計・建設規格PPB-3810に定める値)

許容値の例

JEAG4601による基準地震動 S_s に対するクラス1管の許容応力

許容応力状態	一次一般膜応力	一次応力 (曲げ応力を含む)	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力
IV _A S	$2 \cdot S_m$	$3 \cdot S_m^{*1}$	$3 \cdot S_m^{*2}$ 地震動のみによる応力振幅について評価する。	地震動のみによる疲労解析を行い、運転状態 I、IIにおける疲労累積係数との和が1.0以下であること。

- * 1 : ただし、ねじりによる応力が $0.73 \cdot S_m$ を超える場合は、曲げとねじりによる応力について $2.4 \cdot S_m$ とする。
- * 2 : $3 \cdot S_m$ を超える場合は弾塑性解析を行う。この場合、設計・建設規格 PVB-3300(同PVB-3313を除く)又はPPB-3536(1), (2), (4)及び(5)の簡易弾塑性解析を用いる。

【凡例】

- IV_AS : 地震により生じる応力に対する許容応力
- S_m : 設計応力強さ(設計・建設規格 付録材料図表 Part5表1に規定される値)

【建設時】

地震動	最大加速度 (cm/s ²)	
	水平成分	UD成分
EL CENTRO/TAFT/IBARGI	180*	—

*安全上特に重要な施設（格納容器等）については、270cm/s²を適用

【新規制基準】

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)		
		NS方向	EW方向	UD成分
S s-D1	応答スペクトル手法による基準地震動	870		560
S s-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 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)	717	619	579
S s-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 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)	871	626	602
S s-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 (M7.8) (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)	903	617	599
S s-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 (M7.8) (断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点2)	586	482	451
S s-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)	901	887	620
S s-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)	1009	874	736
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	610		280

①外部電源の送電線・開閉所に対する地震対策上の対応について

②外部電源の送電鉄塔等に係る地震対策の考え方等について

【説明概要】

地震により外部電源系統から受電できない場合でも、耐震性の高い複数の非常用電源や代替電源により、原子炉等の安全を確保するための設備に給電可能である。

外部電源系統は、大きな地震の発生時には受電できない可能性があるが、地震時の外部電源の信頼性を高めるため、また外部電源が一旦喪失しても復旧をできるだけ早める観点から、発電所内外の設備に対して耐震性向上の取り組みを行っている。

③ガス絶縁開閉装置の耐震性について(耐震評価等の結果を含む。)

【説明概要】

発電所で外部電源を受電する開閉所設備について、より耐震性が高いガス絶縁開閉装置に取り替えを実施している。また、開閉所の基礎やケーブル洞道等について、それらの設置地盤が耐震Cクラスの地震力に対して十分な支持性能があることを確認している。

○東海第二発電所では、地震により外部電源系統*¹から受電できない場合でも、所内に設置した耐震性の高い複数の非常用電源や代替電源により、原子炉等の安全を確保するための設備に給電可能

*¹ 当該発電所外の他の発電所、変電所、送電鉄塔・送電線等で構成される送配電網

○東海第二発電所では、基準地震動に対する耐震性を担保していない外部電源系統(開閉所設備等)*²に対しては、大きな地震の発生時には受電できない可能性があるが、地震時の外部電源の信頼性を高め、また外部電源が一旦喪失しても復旧をできるだけ早める観点から、耐震性向上の取り組みを行っている。 *² 耐震重要度分類上のCクラスに区分(一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設)

(1) 所外より発電所につながる変電所設備、送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所に繋がる変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認
- ・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しないように、電線路間の水平距離(離隔)を確保

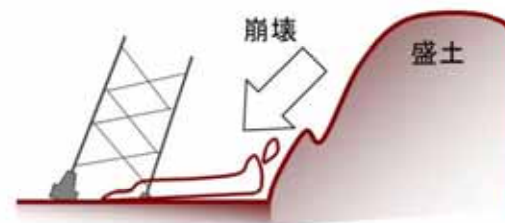
(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所の開閉所設備を気中開閉所から、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更
- ・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

〈別紙参照〉

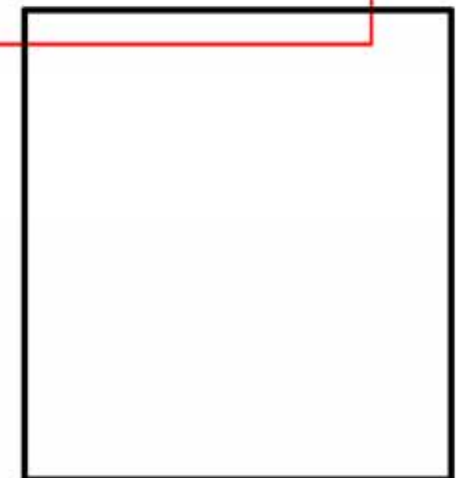


ガス絶縁開閉装置への設備変更



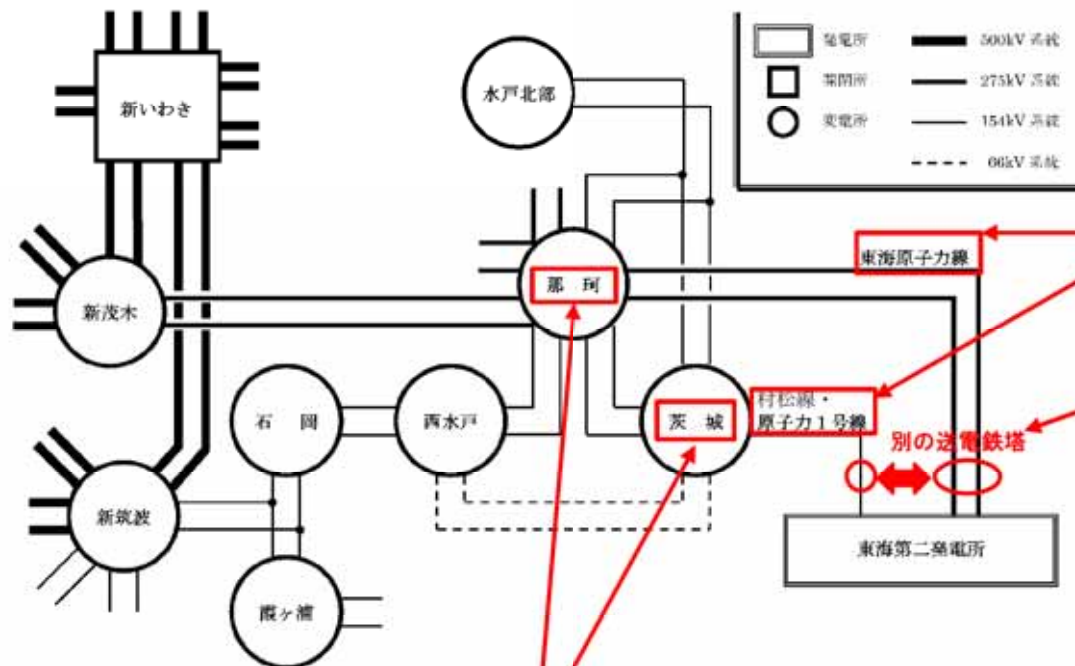
鉄塔基礎の安定性評価

論点No.22,82,83-2



発電所敷地周辺の鉄塔配置

- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。*

275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

* 275kV送電線の送電容量:約1,138MW(1回線当たり)及び154kV送電線の送電容量:約269MWは、それぞれ非常用ディーゼル発電機容量(1基):5.2MW以上を確保

(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

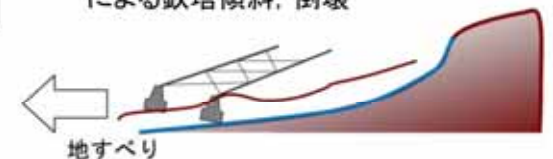
○2011年の東北地方太平洋沖地震では, 東海第二発電所の外部電源が一時的に失われたが, 東海第二発電所に接続する変電所までの各送電鉄塔に傾斜・倒壊等は生じていない。

○各送電鉄塔の基礎の安定性を評価するため, 盛土の崩壊, 地滑り, 急傾斜地の土砂崩壊を対象に, 図面等による机上調査を基に, 地質専門家による現地の調査を行い, 各鉄塔基礎の安定性に悪影響がないことを確認している。

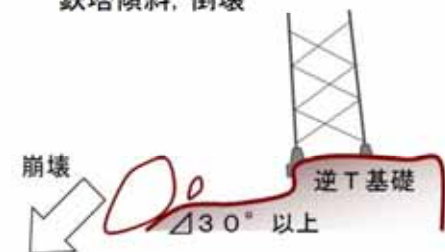
線路名	鉄塔 基数	現地の調査による確認基数			対応必要 基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44基	2基	0基	3基	0基
154kV 原子力1号線	8基	0基	0基	0基	0基
154kV 村松線	28基	0基	0基	2基	0基



盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜, 倒壊



鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜, 倒壊



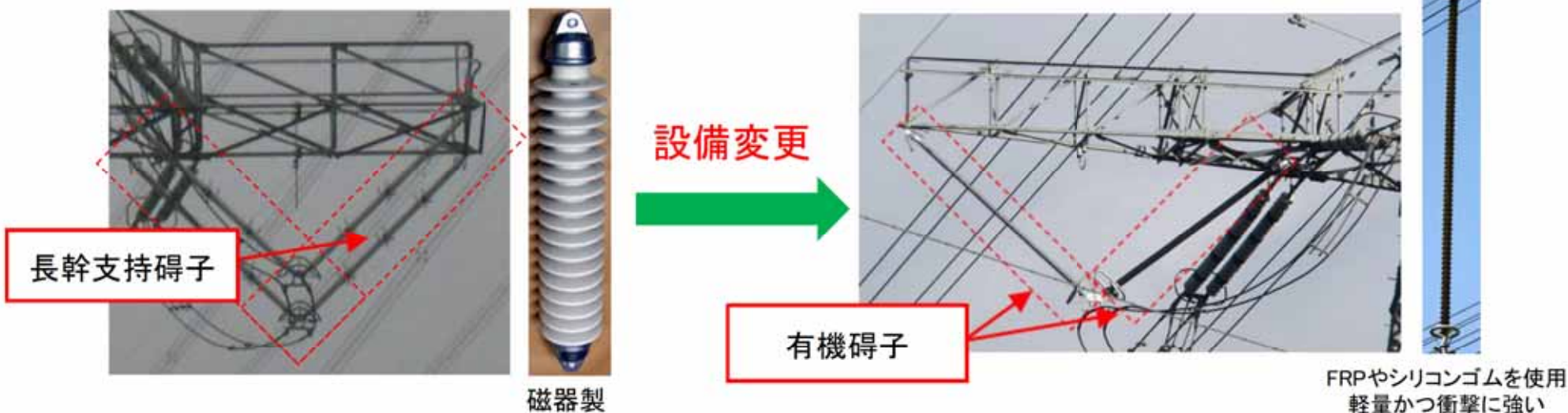
逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜, 倒壊

出典: 経済産業省原子力安全・保安院報告「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について (平成24年2月17日, 東京電力株式会社)」

(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所に変電所から接続する送電線(東海原子力線(275kV) *1) *2の碍子の耐震性向上対策として、より耐震性の高い碍子への取り替えが実施されている。



* 1: 2011年の東北地方太平洋沖地震にて、長幹支持碍子の損傷が発生している。

注 碍子の拡大図はイメージ

* 2: 発電所に接続する別の送電系統である、村松線・原子力1号線(154kV)には長幹支持碍子は使用されていなかった。

出典: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持V吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について(平成23年12月27日、東京電力株式会社)」を基に一部加筆

○東海第二発電所に接続している那珂変電所及び茨城変電所は、重心が低く、耐震性の高いガス遮断器 *3が採用されていることを確認している。

* 3: JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており、設計上の裕度を確認している。

(1) 所外より発電所につながる変電所設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

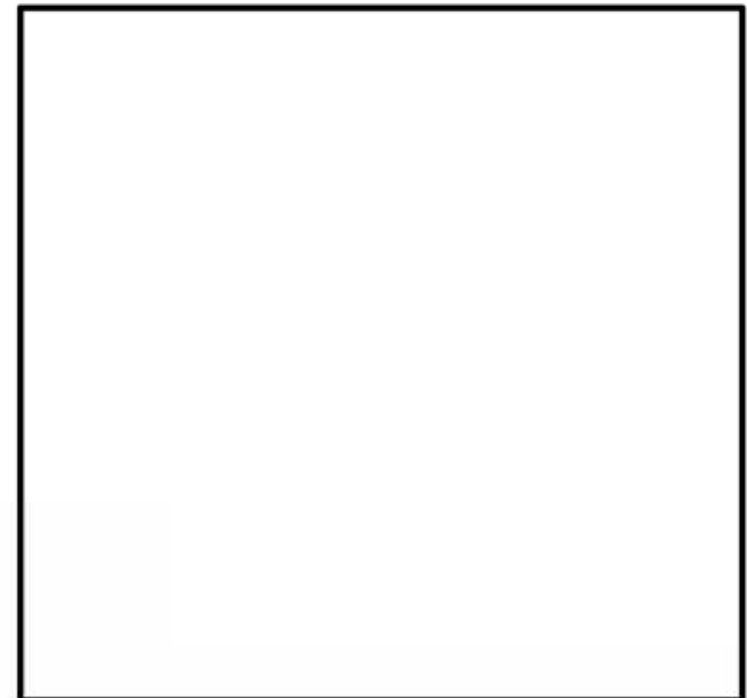
・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より, 仮に1つの鉄塔が倒壊しても, すべての送電線が同時に機能喪失しないように, 電線路間の水平距離(離隔)を確保

○275kV東海原子力線No2鉄塔－154kV原子力1号線
No5 鉄塔間が両電線路の近接箇所

○今後, 154kV原子力1号線 No5鉄塔を
275kV東海原子力線 No2鉄塔の
倒壊範囲外へ移設



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置



○この対策により, 仮に1つの鉄塔が倒壊しても, すべての送電線が同時に機能喪失しない,
電線路間の水平距離を確保可能

(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所設備を気中開閉所(取替前)からより耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更

- ガス絶縁開閉装置は、構造上、気中開閉所機器よりも重心が低く、より耐震性が高い。
- コンパクトな配置が可能であり、メンテナンス性も良い。



気中開閉所(取替前)



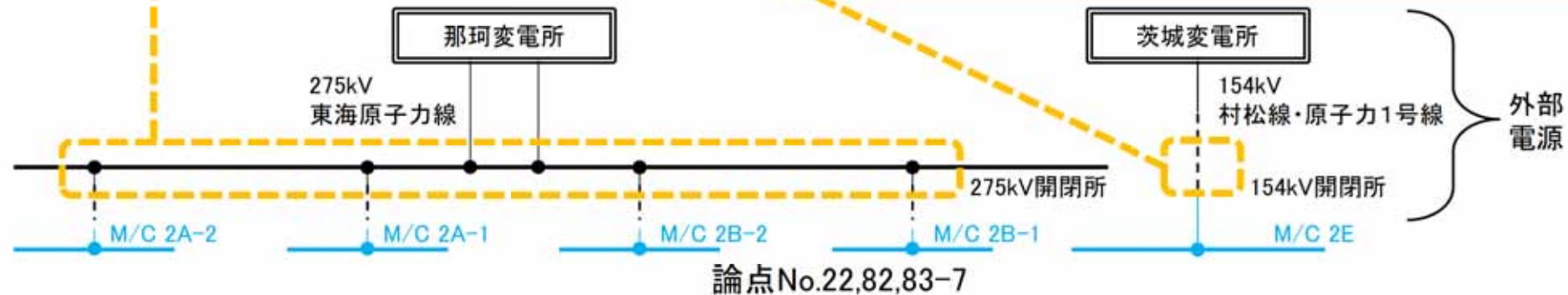
気中開閉所(取替前)

設備変更実施中

変更済

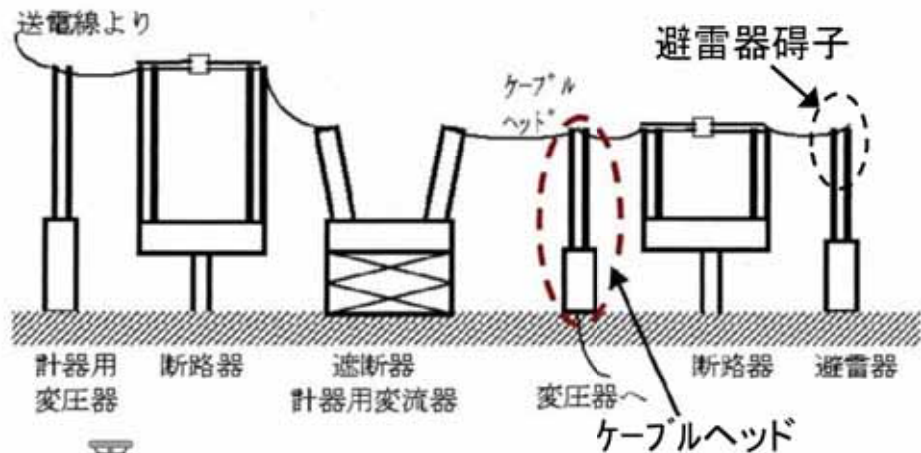


[対策例] 154kV開閉所 ガス絶縁開閉装置(取替後)



○東海第二発電所の従来設備の気中開閉所(275kV東海原子力線, 154kV村松線・原子力1号線)は耐震重要度分類上のCクラスとしての耐震性を十分確保していたが、外部電源システムの信頼性を高めるため、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に取り替えを実施している。

○気中開閉所及びガス絶縁開閉装置について、JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた耐震評価を行い、気中開閉所に比べてガス絶縁開閉装置は、より設計上の裕度が増加したことを確認している。



開閉所設備の耐震評価結果(従来設備)

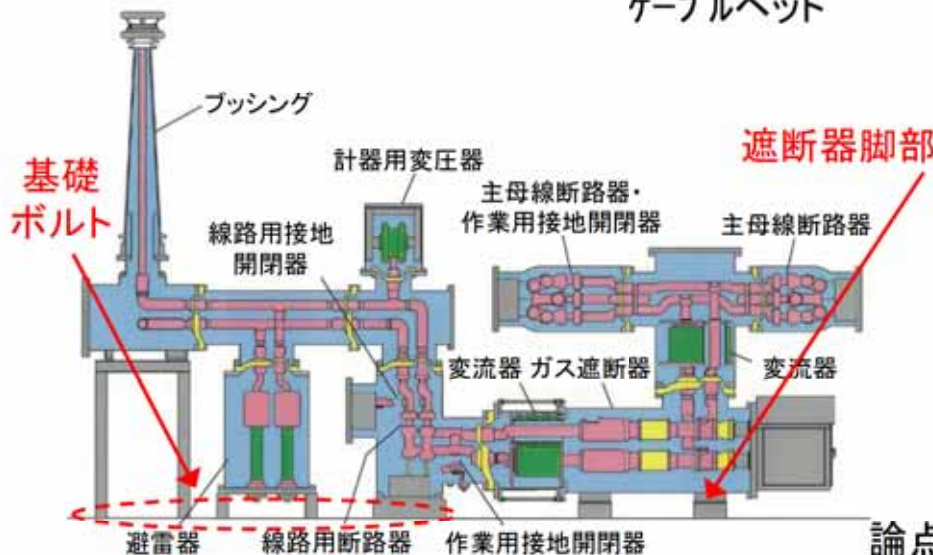
照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 気中遮断器	1.32	ケーブルヘッド
154kV特別高圧開閉所 気中遮断器	1.31	避雷器碍子

* 過去の地震データをほぼ包含するよう機器下端に3m/s²共振正弦3波を入力した動的解析。1以上であれば耐震性を満足する。

設備変更

開閉所設備の耐震評価結果(取替後)

照査項目	耐震裕度*	評価部位
275kV超高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置	2.24	遮断器脚部
154kV特別高圧開閉所 ガス絶縁開閉装置	1.79	基礎ボルト



(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所の開閉所の基礎の設置地盤の支持性能、開閉所から原子炉建屋等へ繋がるケーブル洞道等の設置地盤の支持性能及び不等沈下量を評価し、耐震Cクラスで適用する地震力に対して設置地盤は十分な支持性能があることを確認している。

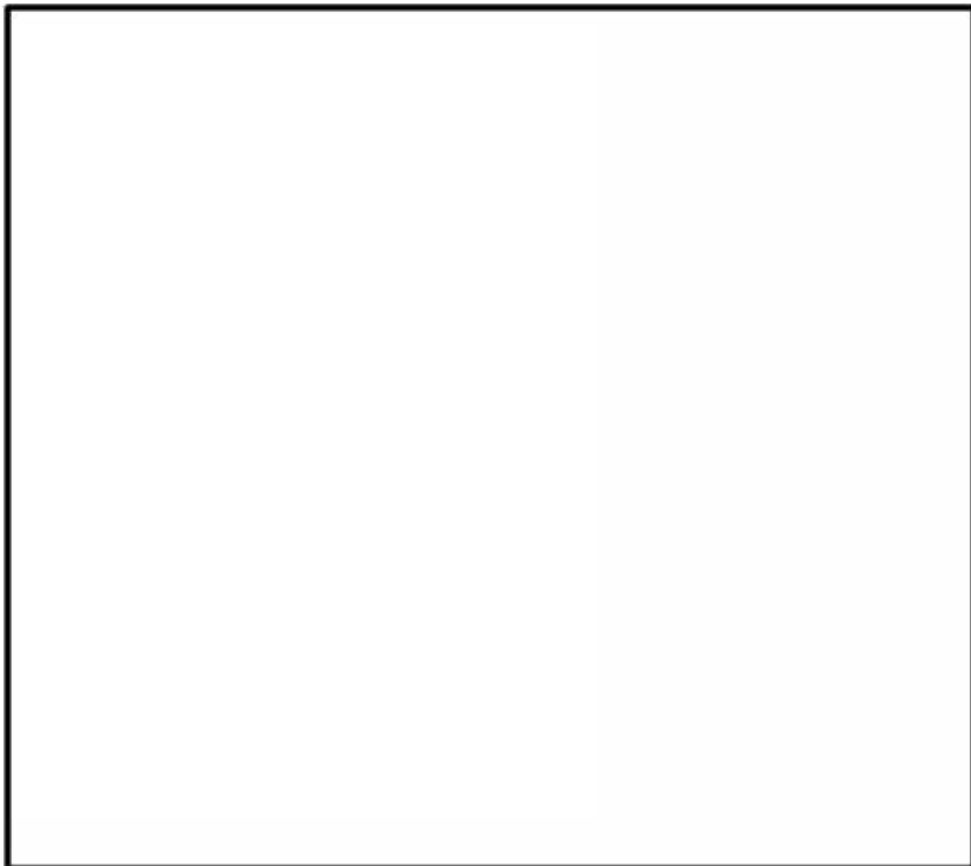
開閉所基礎、ケーブル洞道・トラフの支持性能の評価結果

照査項目 (最大接地圧)	評価値	評価基準値	判定
①275kV超高压開閉所	434 (kN/本)	2,629 (kN/本)	○
②154kV特別高压開閉所	62 (kN/m ²)	192 (kN/m ²)	○
③ケーブル洞道	162 (kN/m ²)	372 (kN/m ²)	○
④ケーブルトラフ	32 (kN/m ²)	640 (kN/m ²)	○

ケーブル洞道及びケーブルトラフの最大沈下量の評価結果

	ケーブル洞道 (275kV超高压開閉所～タービン建屋間)	ケーブルトラフ (154kV特別高压開閉所～原子炉建屋間)	判定
最大沈下量	9.5mm	1.7mm	○*

* 沈下量が1cm未満であり不等沈下によるケーブル性能への影響は生じない。



開閉所、ケーブル洞道及びケーブルトラフの配置

【論点No.22】

外部電源の送電線・開閉所に対する地震対策上の対応について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.850

(19)送電系統の受電容量・耐震性(地震)

上記の太平洋プレート内地震(北部)も含めて、所外から受電する送電系統(東海原子力線、村松線・原子力1号線)の鉄塔等が、何らかの損傷し、受電できなくなる可能性はない心配である。

P.2-9

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

【論点No.82】

外部電源の送電鉄塔等に係る地震対策の考え方等について

【委員からの指摘事項等】

No.78

外部電源の確保のところで、鉄塔は倒壊することが前提なのか。なるべく倒れないように設計すれば良いと思う。

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

P.2-6

【論点No.83】

ガス絶縁開閉装置の耐震性について(耐震評価等の結果を含む。)

【委員からの指摘事項等】

No.79

ガス絶縁開閉装置について、耐震性は具体的にどの程度高いのか。耐震性のチェックはしているか。

P.2,7-9

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

外部電源の信頼性向上対策及び外部電源喪失時の対策について

【説明概要】

東海第二発電所の外部電源は、耐震性向上のため変電所から接続する送電線の碍子や、開閉所の気中遮断器について、より耐震性の高い碍子やガス絶縁開閉装置への取替を行い信頼性向上を図っている。

事故等の発生時には、外部電源の喪失を想定し、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からプラントを安全な状態に維持するために必要な負荷へ電力の供給を行う設計としている。

さらに、非常用交流電源設備が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても、プラントを安全な状態に維持するために必要な負荷へ電力を供給するため、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置等の代替電源設備を設置することにより電源確保の信頼性向上を図っている。

○東海第二発電所では、基準地震動に対する耐震性を担保していない外部電源系統(開閉所設備等)
 *²に対しては、大きな地震の発生時には受電できない可能性があるが、**地震時の外部電源の信頼性を高め、また外部電源が一旦喪失しても復旧をできるだけ早める観点から、耐震性向上の取り組みを行っている。** *² 耐震重要度分類上のCクラスに区分(一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設)

(1) 所外より発電所につながる変電所設備、送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

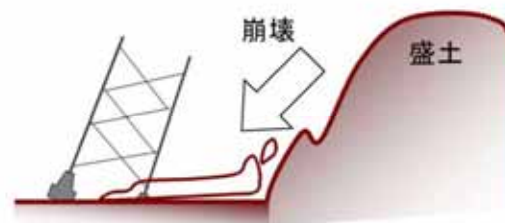
- ・発電所に繋がる変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認
- ・発電所に繋がる複数系統の送電鉄塔・電線路の経路の配置より、仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しないように、電線路間の水平距離(離隔)を確保

(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

- ・発電所の開閉所設備を気中開閉所から、より耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更
- ・発電所の開閉所の基礎やケーブル洞道等の地震に対する耐性が高いことを確認



ガス絶縁開閉装置への設備変更



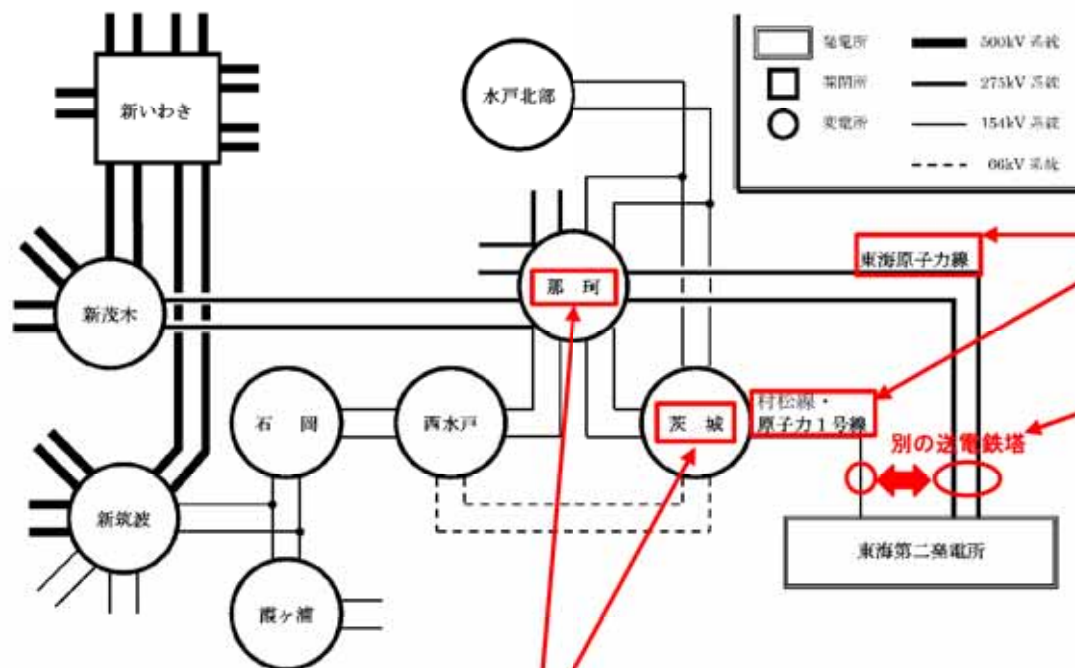
鉄塔基礎の安定性評価



発電所敷地周辺の鉄塔配置

設置許可基準規則 第33条(保安電源設備)(抜粋)

- 1 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
- 4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
- 5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
- 6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。



275kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線)1ルート2回線及び154kV送電線(東京電力パワーグリッド株式会社村松線・原子力1号線)1ルート1回線で電力系統に連系した設計とする。

東京電力パワーグリッド株式会社東海原子力線2回線及び村松線・原子力1号線1回線は、同一の送電鉄塔に架線しないよう、それぞれに送電鉄塔を備える設計であることを確認している。

これらの送電線は1回線で発電所の停止に必要な電力を供給し得る容量*とされ、いずれの2回線が喪失しても、発電用原子炉施設が外部電源喪失に至らない構成であることを確認している。

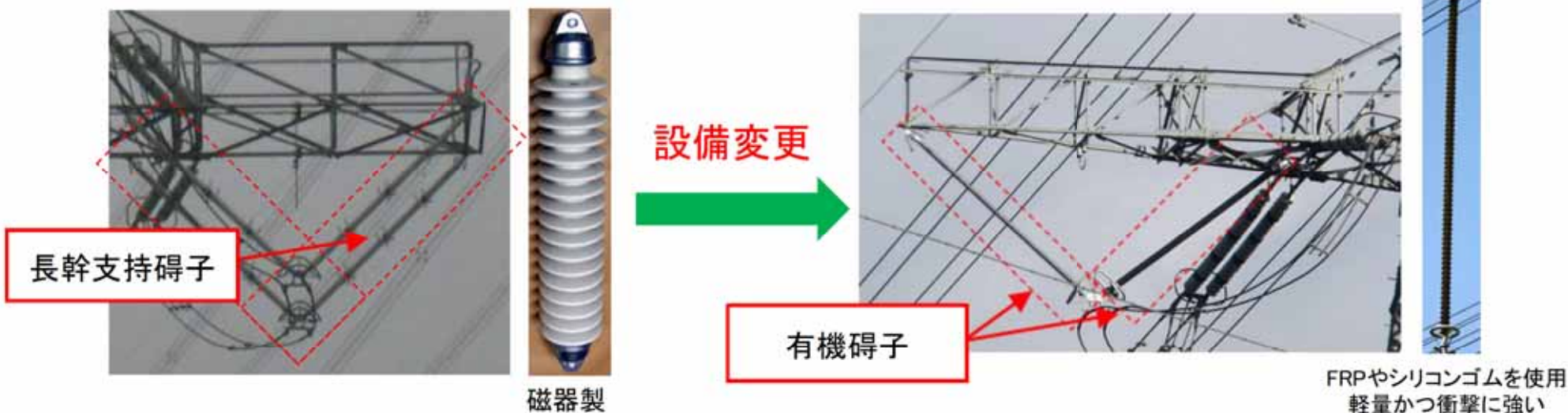
275kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社那珂変電所に連系する。
154kV送電線は、東京電力パワーグリッド株式会社茨城変電所に連系する。

* 非常用ディーゼル発電機容量: 5.2MW/基に相当し、
275kV送電線の送電容量: 約1,138MW(1回線当たり)及び
154kV送電線の送電容量: 約269MWは、それぞれ必要容量以上を確保している。

(1) 所外より発電所に繋がる送電設備, 送電鉄塔等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所に接続する送電・変電所設備や送電鉄塔の設置地盤の地震に対する耐性が高いことを確認

○東海第二発電所に変電所から接続する送電線(東海原子力線(275kV) *1) *2の碍子の耐震性向上対策として、より耐震性の高い碍子への取り替えが実施されている。



* 1: 2011年の東北地方太平洋沖地震にて、長幹支持碍子の損傷が発生している。

注 碍子の拡大図はイメージ

* 2: 発電所に接続する別の送電系統である、村松線・原子力1号線(154kV)には長幹支持碍子は使用されていなかった。

出典: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会電力安全小委員会資料「東北地方太平洋沖地震におけるジャンパ支持V吊長幹支持がいし装置の折損原因分析結果について(平成23年12月27日, 東京電力株式会社)」を基に一部加筆

○東海第二発電所に接続している那珂変電所及び茨城変電所は、重心が低く、耐震性の高いガス遮断器 *3が採用されていることを確認している。

* 3: JEAG5003-2010「変電所等における電気設備の耐震設計指針」に基づいた評価が実施されており、設計上の裕度を確認している。

(2) 発電所内で外部電源を受電する開閉所設備等の地震に対する耐性の確認と対策

・発電所の開閉所設備を気中開閉所(取替前)からより耐震性の高いガス絶縁開閉装置に変更

- ガス絶縁開閉装置は、構造上、気中開閉所機器よりも重心が低く、より耐震性が高い。
- コンパクトな配置が可能であり、メンテナンス性も良い。



気中開閉所(取替前)



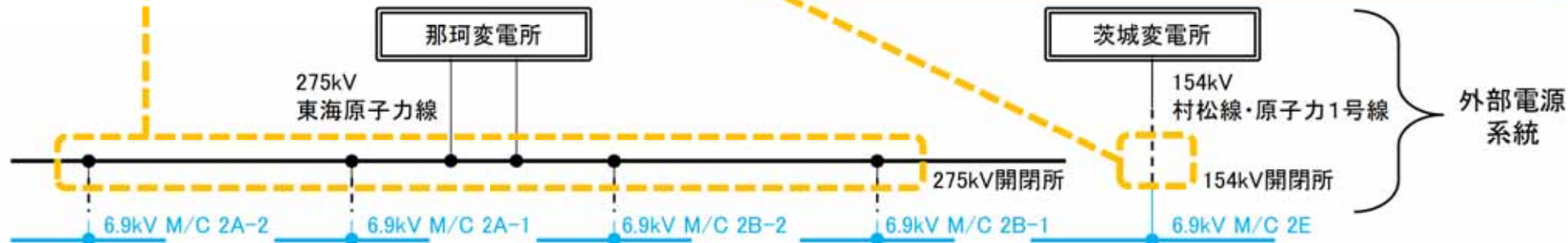
気中開閉所(取替前)

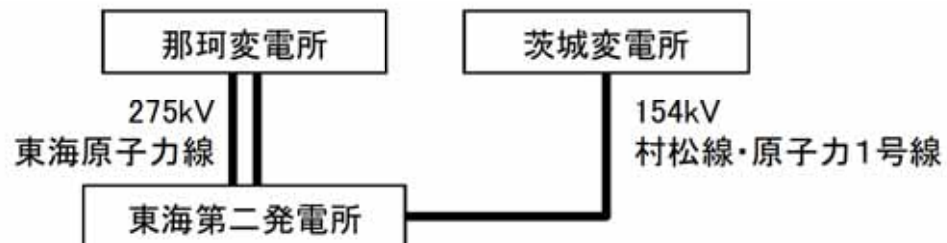
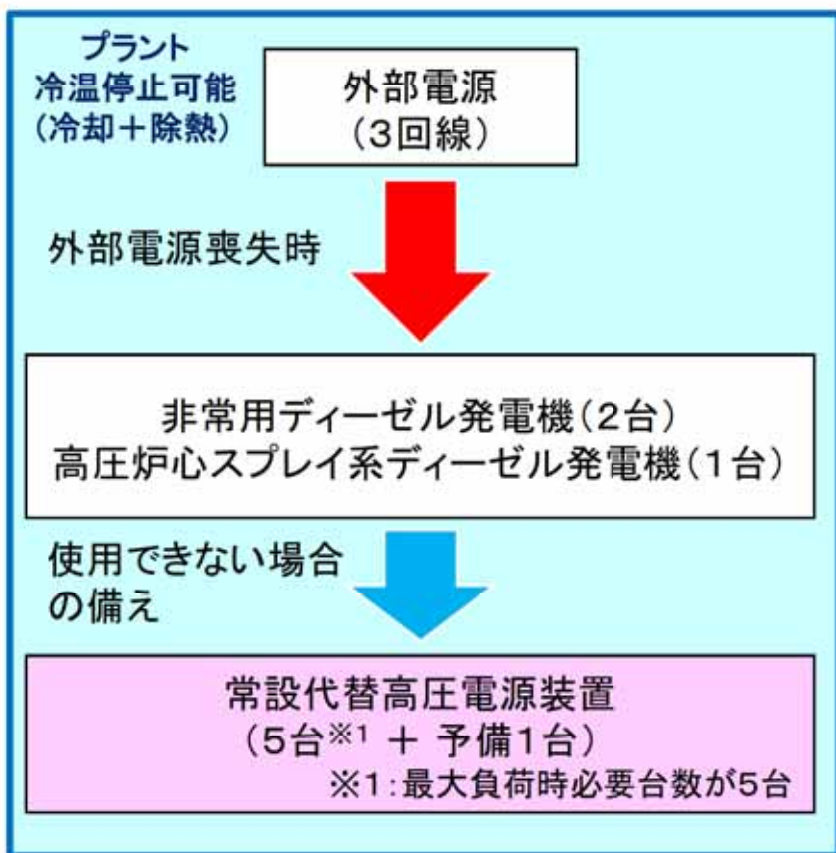
設備変更実施中

変更済



[対策例] 154kV開閉所 ガス絶縁開閉装置(取替後)

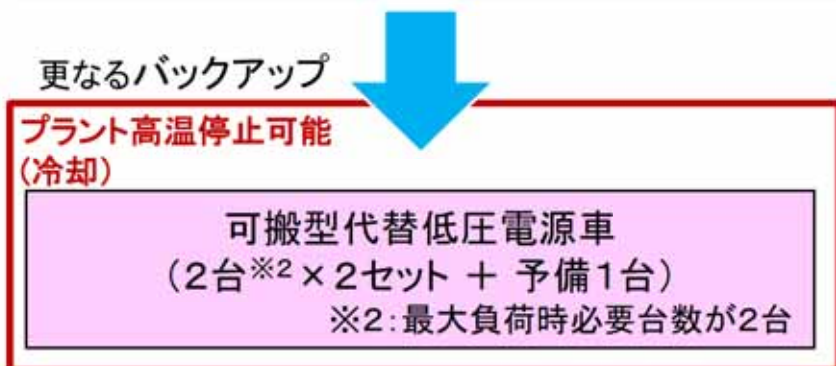




設計基準事故に対処する
ための電力を供給



重大事故等に対処するた
めの電力を供給



可搬型代替注水ポンプ等
の可搬型の重大事故等
対処設備と組み合わせて
重大事故等に対処するた
めの電力を供給

□ : 新規設置

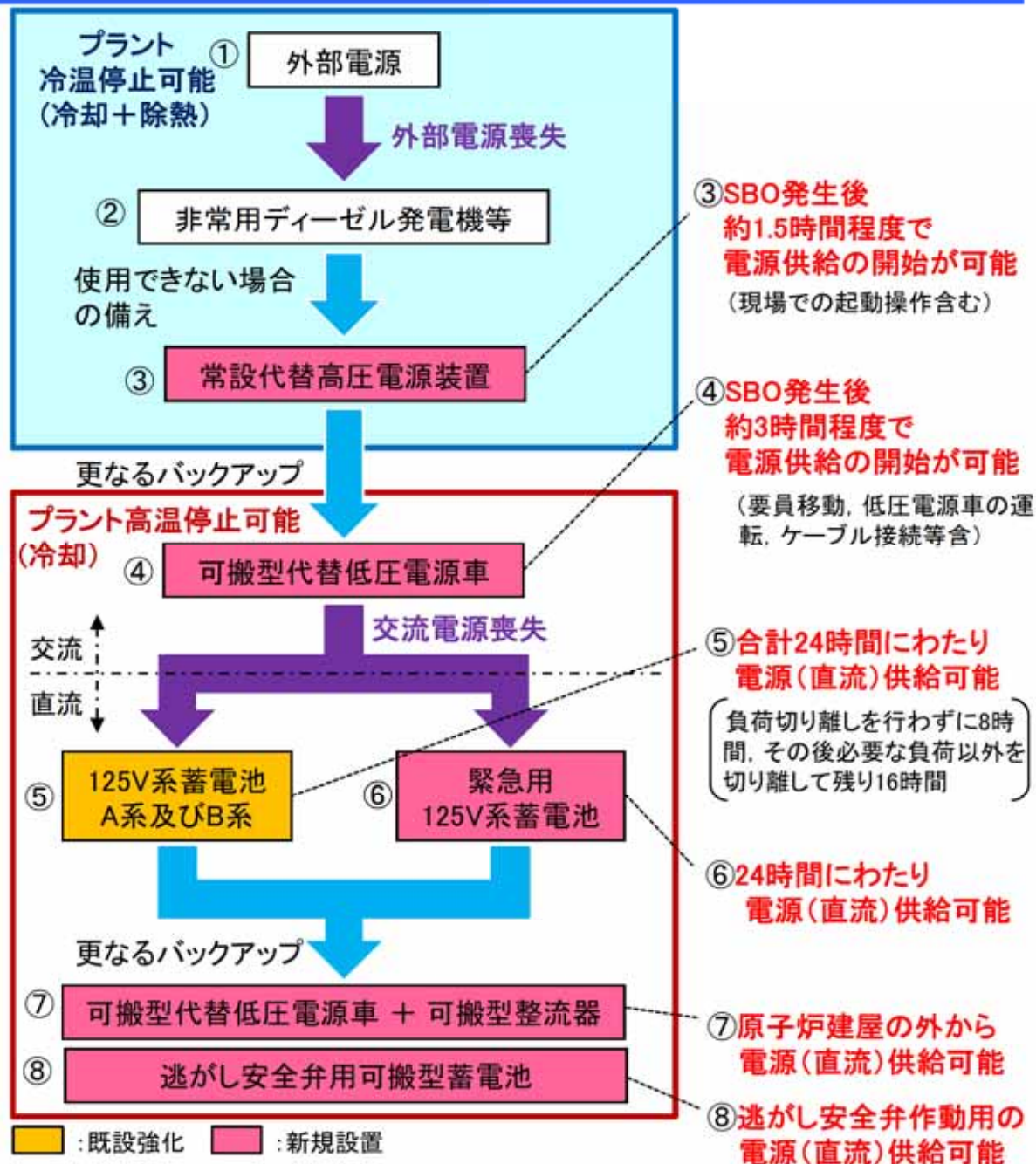
○ 東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*)が自動起動して発電所内に非常用電源を供給する。仮に、何らかの異常により非常用ディーゼル発電機が全台とも使用できない場合には、発電所は全交流動力電源喪失(SBO)の状態に至る。

* 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

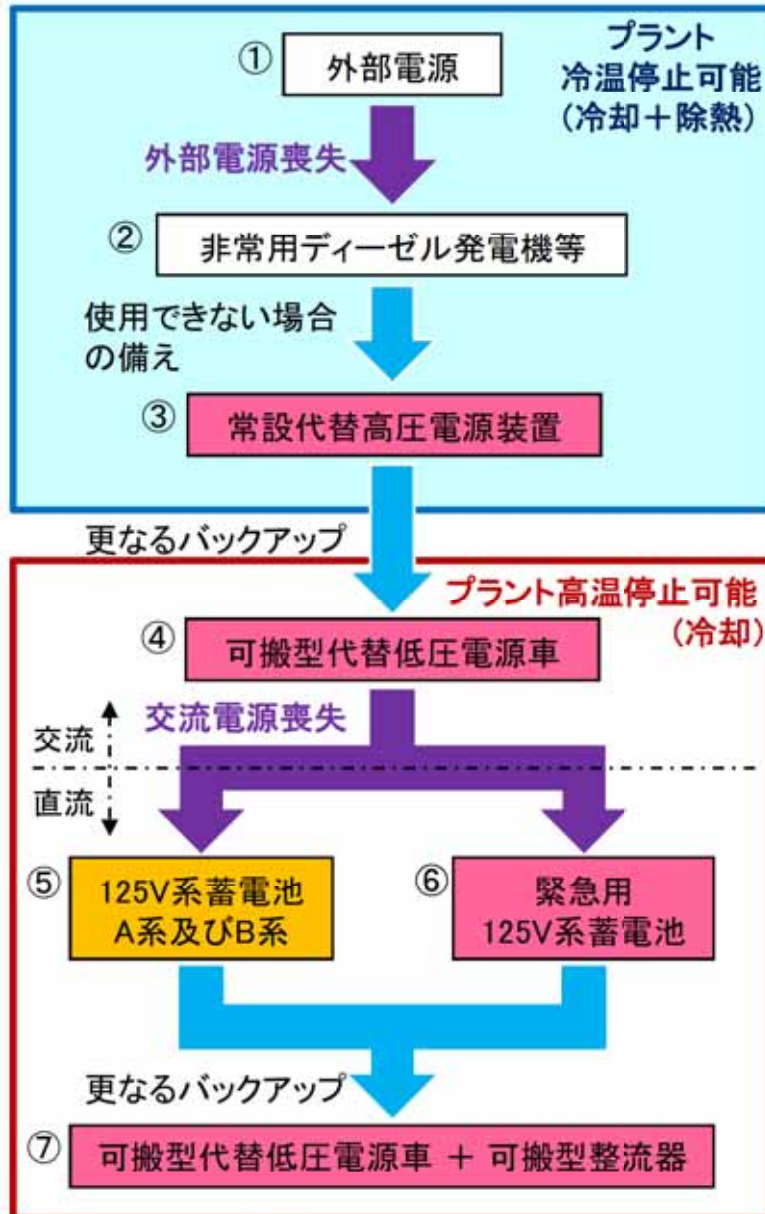
○ SBOに至った状態でも、直流電源を用いる設備は蓄電池(125V系蓄電池A系及びB系、又は緊急用125V系蓄電池)から継続して給電可能であり、これらの蓄電池は必要な直流電源を24時間にわたり供給できる容量を有している。

○ 24時間以降は、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給し、直流に変換することで継続的に直流電源を供給できる。仮に、交流から直流への変換ができない事態でも、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせることで原子炉建屋の外から直接直流電源を供給できる。

○ 更に、上記蓄電池とは別に、原子炉減圧・冷却上で特に重要な逃がし安全弁作動用として専用の逃がし安全弁用可搬型蓄電池を中央制御室に設け信頼性を高めている。



給電対象負荷一覧



機能	系統	冷温停止(冷却+除熱)			高温停止(冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	—	—	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	※3 —	※3 —	※3 —
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	※3 —	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

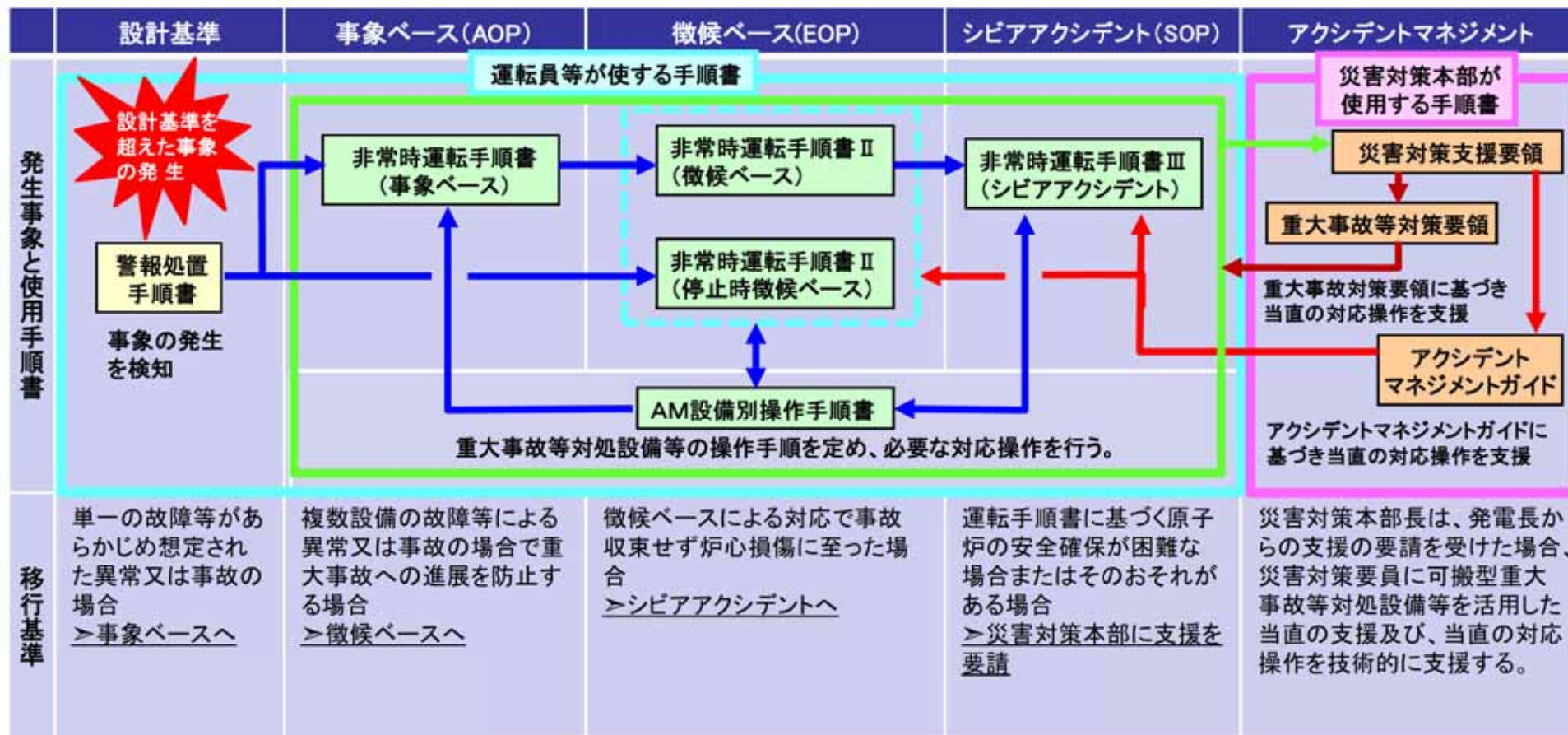
■ : 既設強化 ■ : 新規設置

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPは、使用済燃料プール(Spent Fuel Pool)の略。
 ※3: 可搬型注水設備(ポンプ車等)により、炉心冷却等を実施。

- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)においては、**初動対応を担う要員が発電所構内に常駐する体制を整備**
 - 事象発生初期に必要となる対応操作を行う要員を、**災害対策要員(初動)**として**発電所構内に常駐**
 - 災害対策要員(初動)以外の災害対策要員は、**非常招集により参集**して初動体制に加わることで、災害対策本部の体制は初動体制(39人)から**全体体制(111人)**に移行



- ▶ 設計基準を超えた事象の対応に当たっては、各手順書毎に移行基準を定めており、移行基準を元に手順書に移行し、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防止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。



【論点No.87】

・外部電源の信頼性向上対策及び外部電源喪失時の対策について

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.946

② 福島第一発電所の事故に鑑み、外部電源の強化として那珂火力発電所から必要に応じ専用ケーブルで受電するアイデアは如何でしょうか？那珂火力発電所から日本原子力開発機構の敷地を經由して11KV程度のケーブルでつなげば、送電距離が短いこともあり外部電源の信頼度が大きく向上します。また、11KV程度であれば、送電線の架設費用も合理的な範囲に収まると思います。

論点No.87-2,4,5,6

No.851

特に、受電容量の小さな村松線・原子力1号線だけが残った場合、津波の引き波や漂流物による送電システムの損傷が発生しないか、また、安全系の設備に必要な電力が供給できるか心配である。

No.1032

論点No.87-3,6

Q16:電気系統全停(ブラックアウト)に対する評価

関東地区で大地震が発生した場合、発電所が一斉に停止し長期間停電する可能性がある。特に台風・夜間時の地震発生は最悪事態となろう。要員の集合は困難になろう。非常用蓄電池は数時間で放電する。このような事態に対処する手順書、体制は存在し有効と判断されたのか、検討項目に見当たらないので危惧する。資料(5)に交流動力電源喪失の記載があるが、蓄電池容量だけの確認になっている。大地震時の電源喪失とは検討範囲が異なる。電気照明・道路の信号機・通信・水道・換気扇・地震損傷・津波これらの問題が発生し、運転員も住民も大変である。

以上

論点No.87-6,7,8,9,10

* 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シュラウドサポート溶接部のひび割れ及び運転開始後60年時点における経年劣化状況を踏まえた耐震評価及びその保守性について

【説明概要】

シュラウドサポート溶接部のひび割れの耐震評価について、「解析モデル」、「地震荷重」及び「評価における安全率」のそれぞれに裕度を持たせた評価を行っており、評価結果には十分な保守性があると考えられる。

②シュラウドサポートのひび割れを踏まえたこれまでの対応及び今後の管理方針について

【説明概要】

2005年にシュラウドサポートの溶接部にひび割れが確認されて以降、継続的にシュラウドサポートの検査を実施し、また、ひびの進展の予測評価を行い、60年運転時点でもシュラウドサポートの健全性に問題ないことを確認している。

今後も当該部の点検を継続し、仮に予測を上回るようなひびの進展が見られた場合には、シュラウドサポートの構造強度の再評価を行い、健全性を確認する。

③新規制基準に基づく基準地震動 S_s 策定に伴うシュラウドサポートの耐震安全性評価上の裕度の変化について

【説明概要】

新規制基準を踏まえた高経年化技術評価時の基準地震動 S_s は全ての地震時荷重が大きく増加したことから、第24回定検時の構造安全性評価と比べて、極限解析の裕度は第24回定検の7.239から今回の2.356と小さくなったが、裕度は2倍以上を有しており耐震安全上の問題にならないことを確認した。

① 第21回定期検査(2005年度)

- シュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(以下、「V8溶接継手」という)にひび割れ(3箇所)を確認

② 第24回定期検査(2009年度)

- 上記①で確認されたV8溶接継手の継続検査を実施したところ、V8溶接継手内面及び炉心シュラウドとシュラウドサポートシリンダの水平溶接継手(以下、「H7溶接継手」という)内面に新たなひび状の指示模様(以下、「欠陥指示」という)を確認したため、範囲を拡大して検査した結果、合計40箇所の欠陥指示を確認
- 電気事業法第55条第3項(現炉規制法*1第43条の3の16第4項)に該当する設備に発見された、技術基準*2に適合しなくなるおそれのある部分の措置に該当するため、電気事業法施行規則第94条(現実用炉則*3第58条第1項)に基づき、確認された欠陥指示を包絡する仮想亀裂を想定した解析モデルを用いて、技術基準に適合しなくなると見込まれる時期を評価し、評価時点(運転開始後30年)から45年後であることを、2010年3月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に法令に基づく報告を実施

*1:核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

*2:実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

*3:実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則

③ 第25回定期検査(2011年度)

- 上記②の継続検査を実施し、**新たなひび割れを認めたものの、②の評価にて予測した範囲内であること**(評価に用いた解析モデルの想定亀裂の範囲内であること)を確認し、2011年12月に当時の経済産業省 原子力安全・保安院に**情報提供を実施**
- 第24回定期検査時に確認したひび状の指示模様(V8溶接継手内面並びにH7溶接継手内面(インコネル溶金部))について、**ウォータージェットピーニングによる残留応力低減対策を実施**

④ 第25回定期検査(2019年度)

- 設置許可基準規則*4に適合した基準地震動が新たに設定され、第24回定期検査時に報告した評価結果を見直す必要があること、現状では今後の補修等の措置は実施しない計画であることから、高経年化技術評価として**60年時点での健全性に対する評価**を実施し、**健全性に問題のないことを確認**

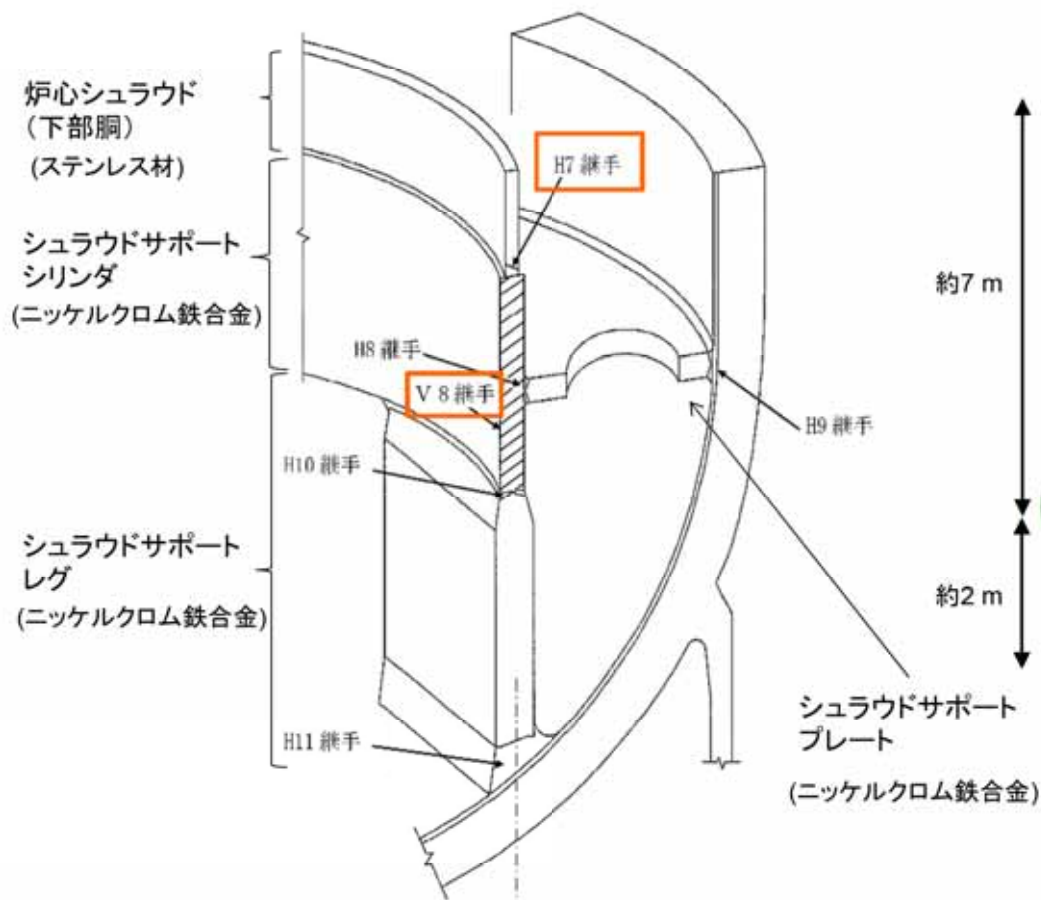
⑤ 第25回定期検査(2020年度)

- 技術基準規則*4に適合しなくなると見込まれる時期の見通しとして、第24回定期検査までの**運転開始後約30年の時点から約44年後***5となることを評価

*4: 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則

*5: 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

(1) シュラウドサポートのひび割れの確認から現在までの対応実績



: ひび割れの確認された溶接継手

図-1 シュラウドサポート概略図

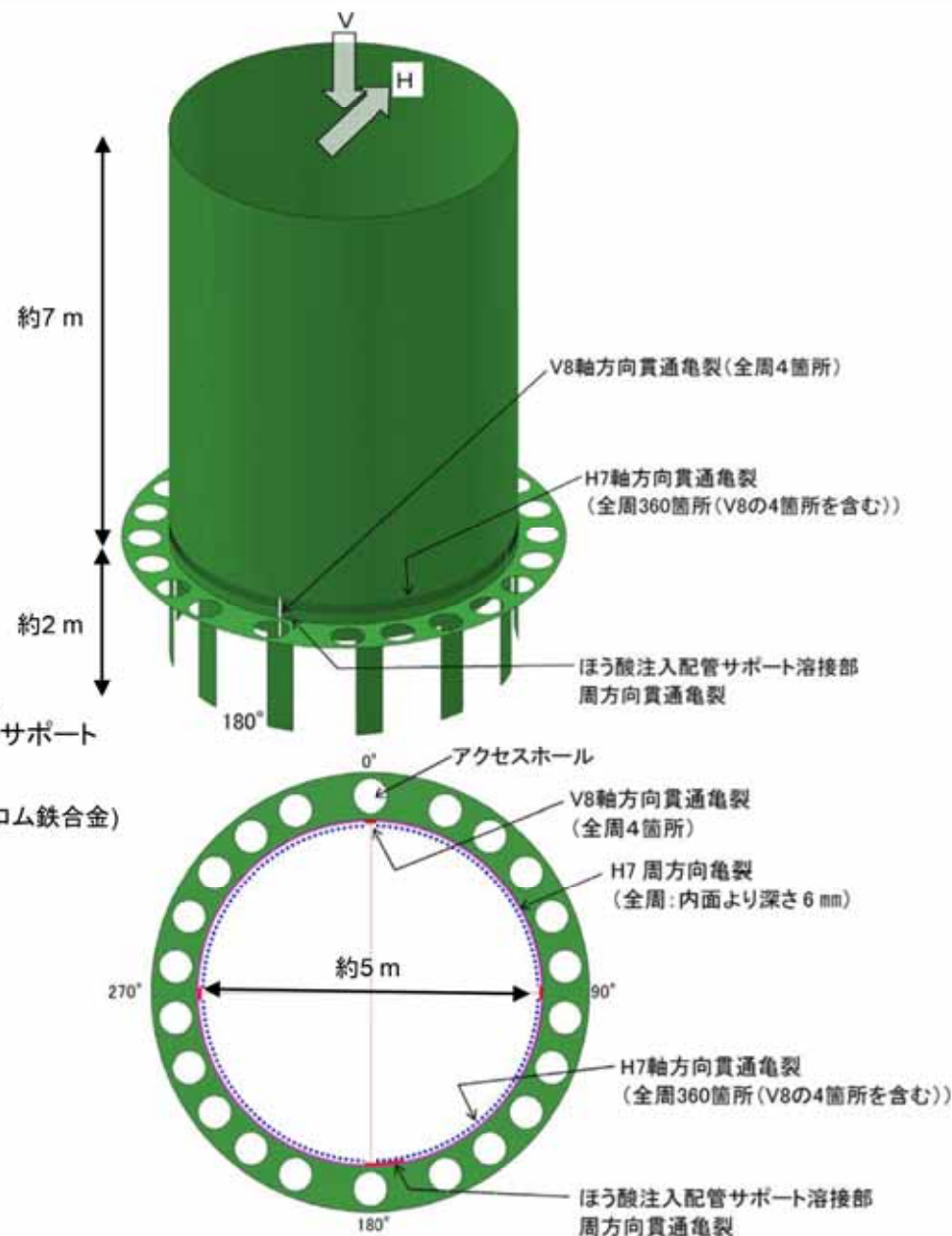


図-2 解析モデル及び亀裂の想定箇所

① 評価内容

➤ **実機で確認された亀裂を包絡する亀裂を考慮した亀裂(←裕度)※1**を仮定したFEM解析モデルを用い、地震動による劣化を算出するために使用している機器の据付高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に**1.5倍の裕度(←裕度)を考慮した「設備評価用床応答曲線」**を用いて応力評価※2を行い、維持規格※3に基づく**安全率1.5(←裕度)を考慮した設計荷重が崩壊荷重を下回ることを確認する。**

※1: 第24回定検における構造健全性評価及び第25回施設定検で実施したシュラウドサポートの検査結果 (H7については点検不可範囲があるため、算出式を用いた想定箇所数)を考慮した。(表-1参照)

※2: 地震荷重を考慮した変位曲線と、材料の2倍の弾性勾配直線の交点が崩壊荷重となる2倍勾配法を適用。
【別紙、「特別点検、劣化状況評価及び保守管理に関する方針について」補足説明資料参照】

※3: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)

表-1 確認された亀裂数と評価モデルに設定した亀裂数の比較(図-3参照)

継手	亀裂方向	実機で確認された亀裂数		評価で想定する亀裂数
		第24回定期検査	第25回定期検査	解析モデル注
H7	軸方向	33*1(126*2)	59*1(91*2)	356*4
	周方向	0	0	1*5
V8	—	8*3	8*3	4*6

注: 解析モデルでは、確認された亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂及び確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定

*1: 検査範囲拡大(47%→65.2%)に伴う亀裂確認数の増加であり、1運転サイクルでひび割れが有意に増えたり進展していることはない。

*2: 点検不可範囲があるため、日本原子力技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[シュラウドサポート](第3版)」の「未点検範囲の想定範囲」に基づき全周の亀裂数を算出

*3: 内面5箇所、外面3箇所。ほう酸水注入配管サポートの周方向亀裂を含む。 *4: 1°ピッチの貫通スリットを想定

*5: 全周に幅2mm、深さ6mmの亀裂を想定(亀裂進展評価による60年運転に相当するひび割れ深さを考慮)

*6: *3の確認された亀裂を包絡する、90°ピッチで幅40mmの貫通を想定

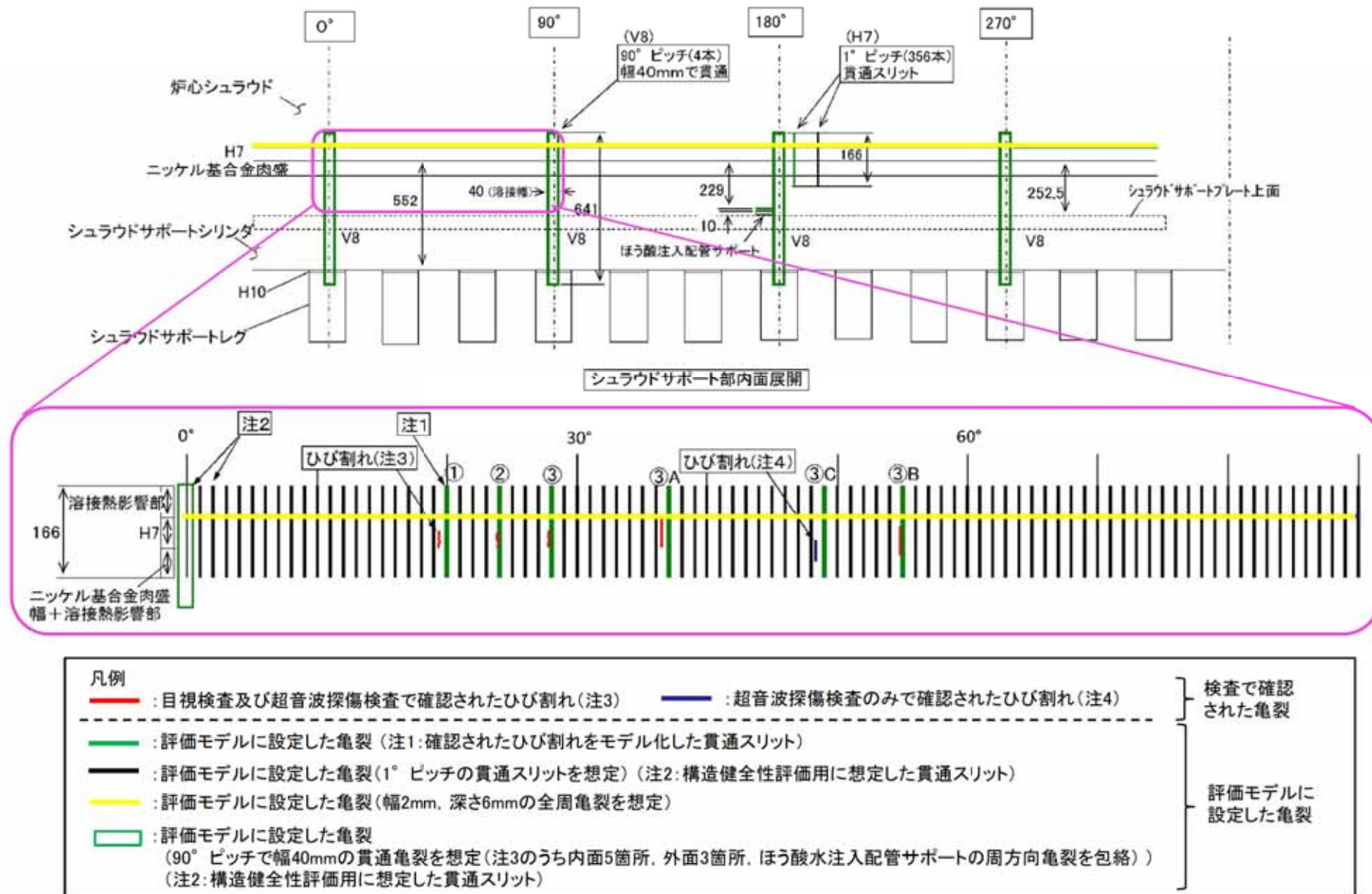


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(0° ~ 90°)

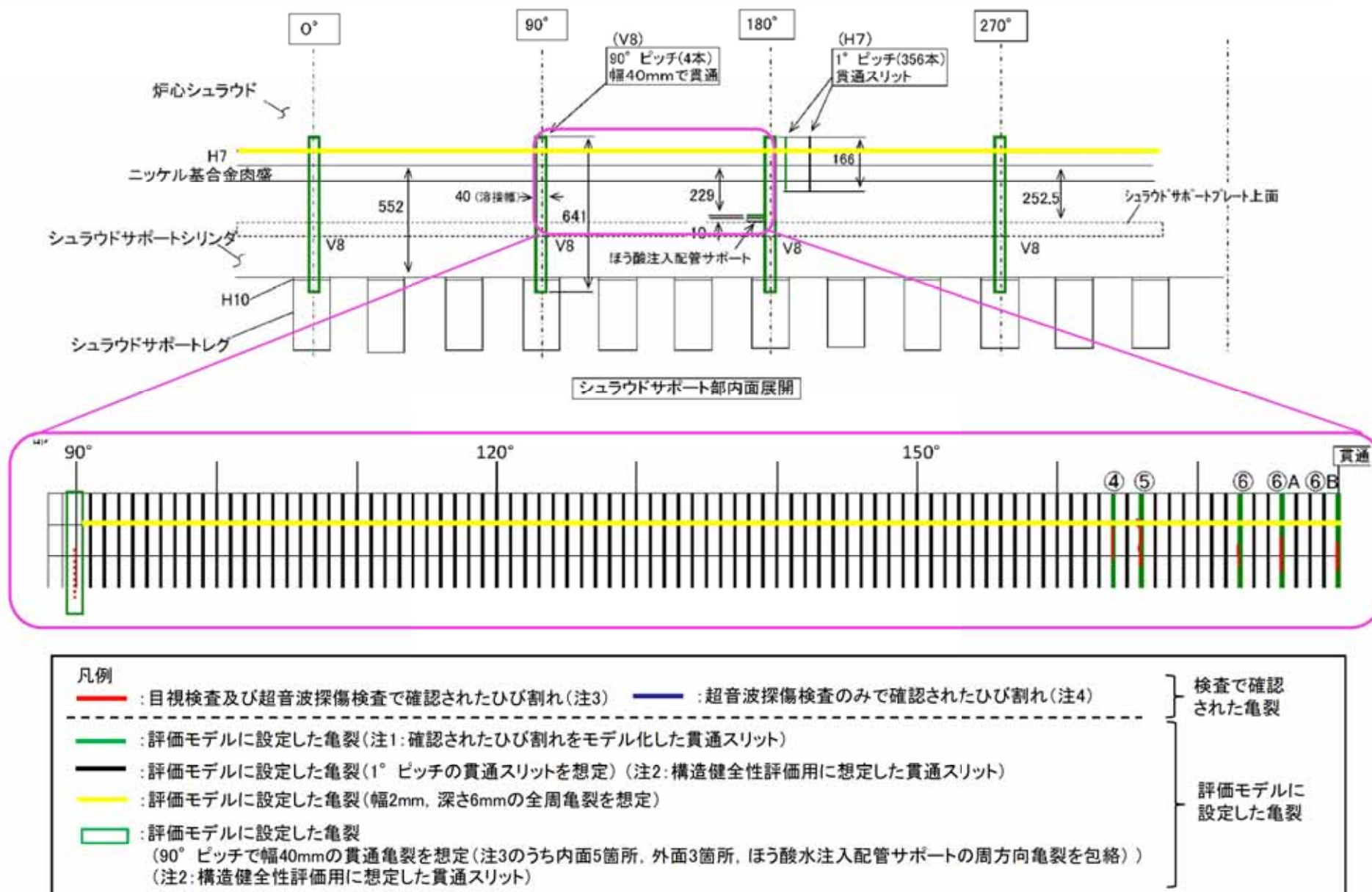


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(90° ~ 180°)

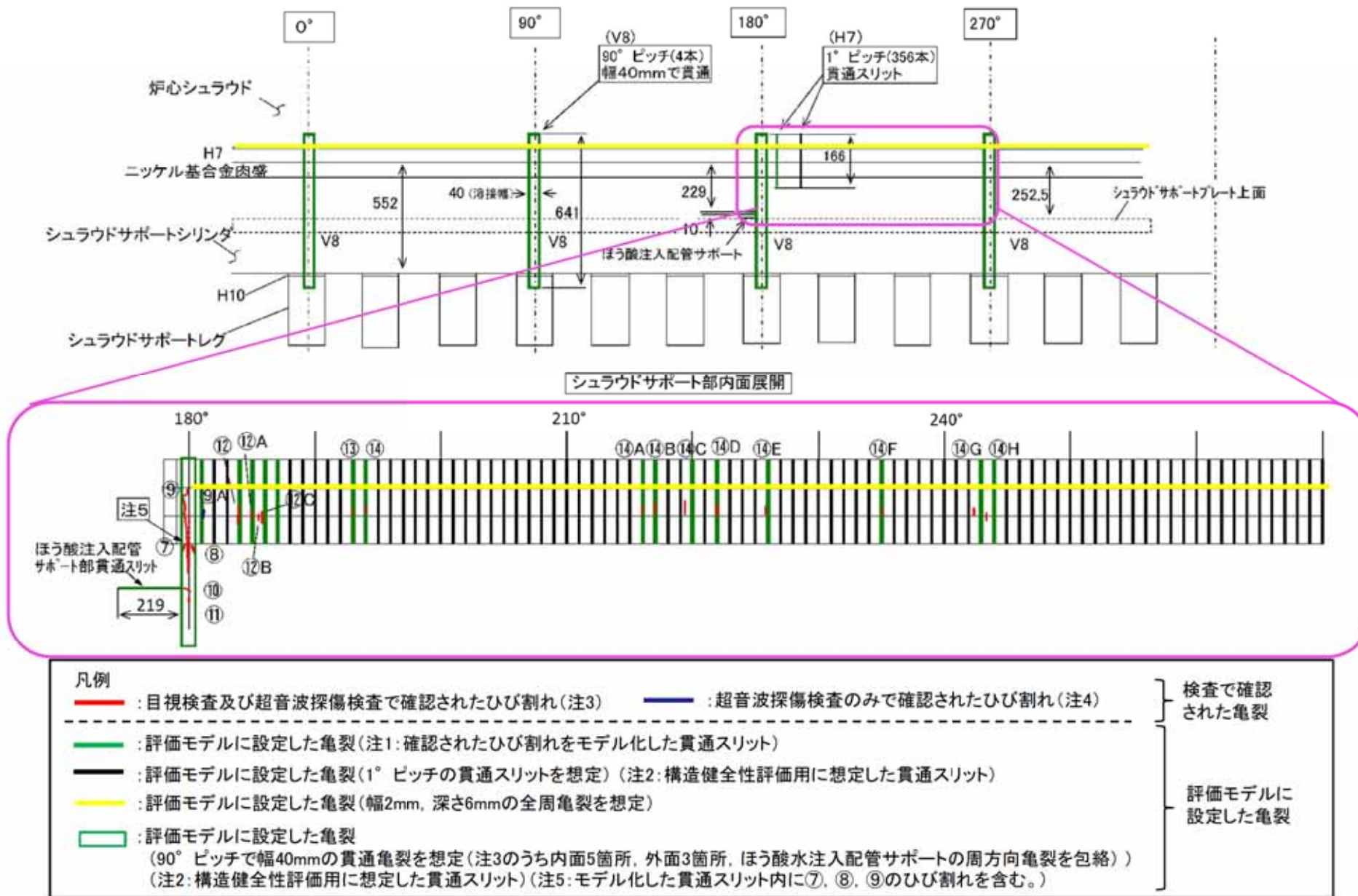


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(180° ~ 270°)

論点No.177,185,186-8

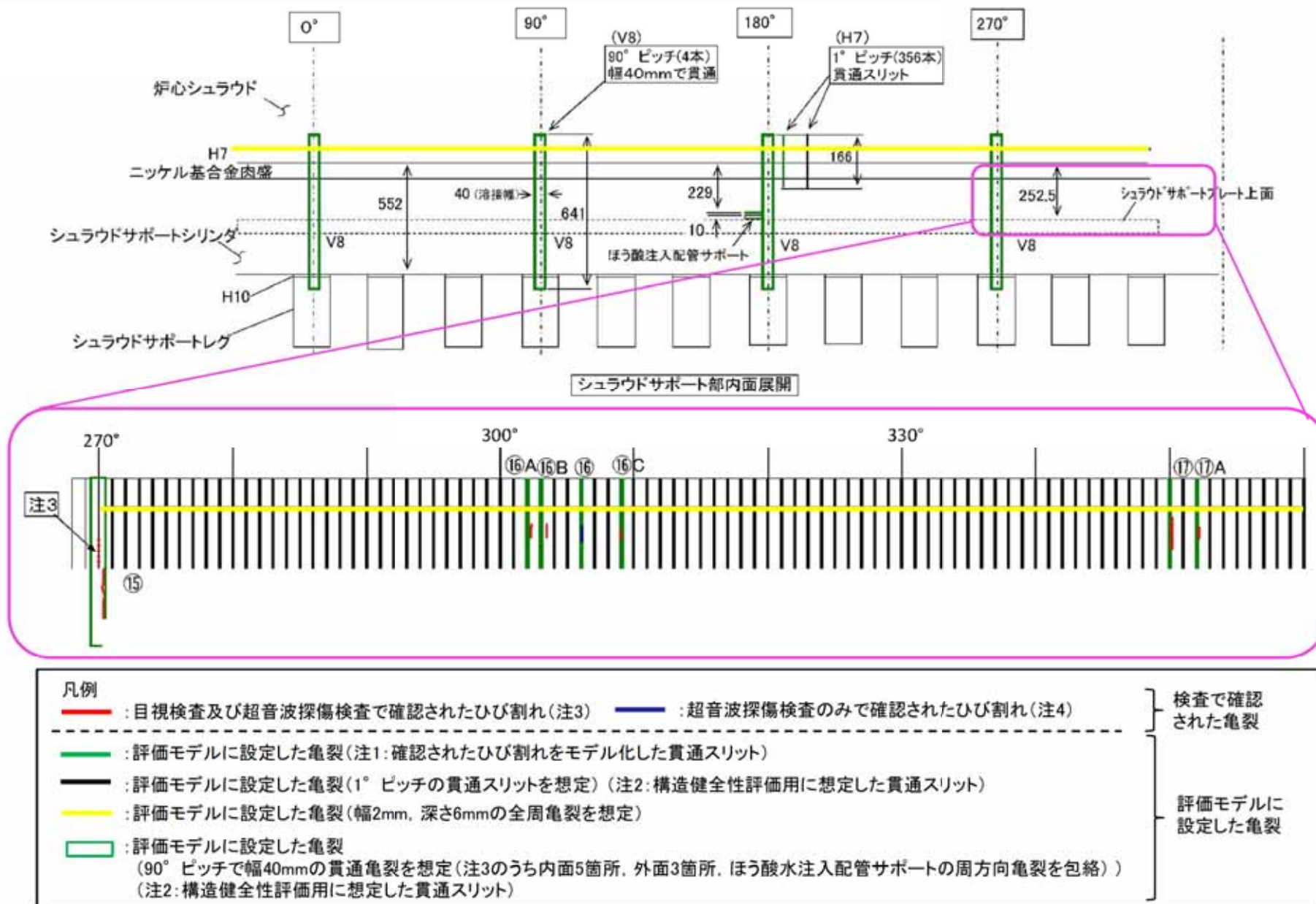


図-3 確認された亀裂と評価モデルに設定した亀裂の比較(270° ~ 360°)

② 評価結果

- 第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s (最大加速度600gal, 以下「 $S_s(24)$ 」という。)での荷重条件と, 高経年化技術評価時の基準地震動 S_s (最大加速度1,009gal, 以下「 $S_s(新)$ 」という。)の設備評価用床応答曲線による荷重条件を比較した結果, **全ての地震時の荷重が大きくなったことから, 荷重条件を用いて算出した極限解析の裕度は第24回定検の7.239から今回の2.356と小さくなった。** <極限解析による崩壊荷重評価手法及び評価条件について別紙参照>
- $S_s(新)$ の設備評価用床応答曲線の結果, **裕度は2倍以上を有しており, 耐震安全上の問題にはならない。** $S_s(24)$ の極限解析結果を図-4に, $S_s(新)$ の極限解析結果を図-5に示す。

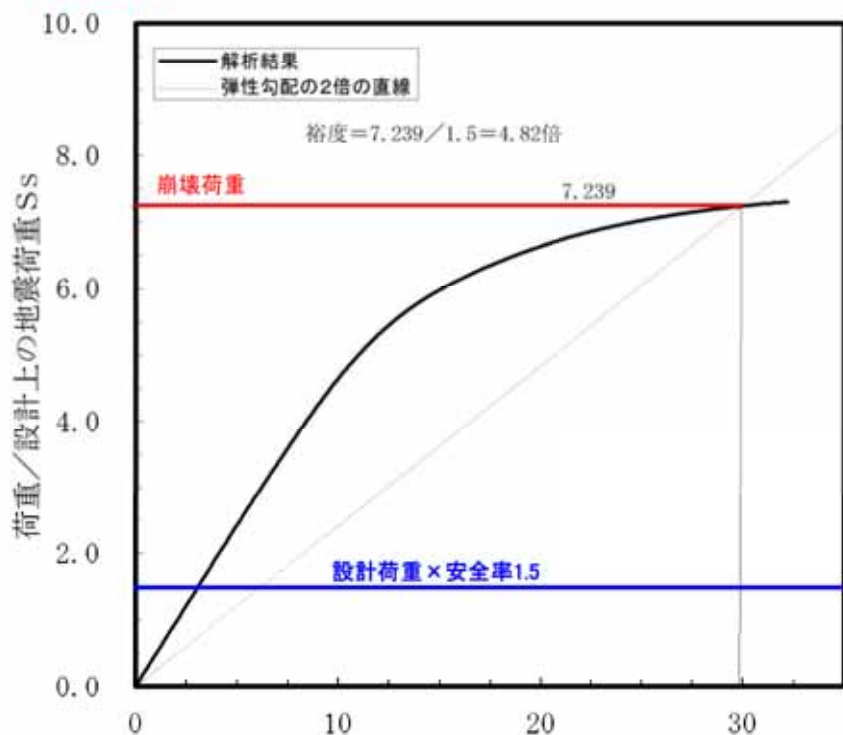


図-4 $S_s(24)$ での極限解析結果

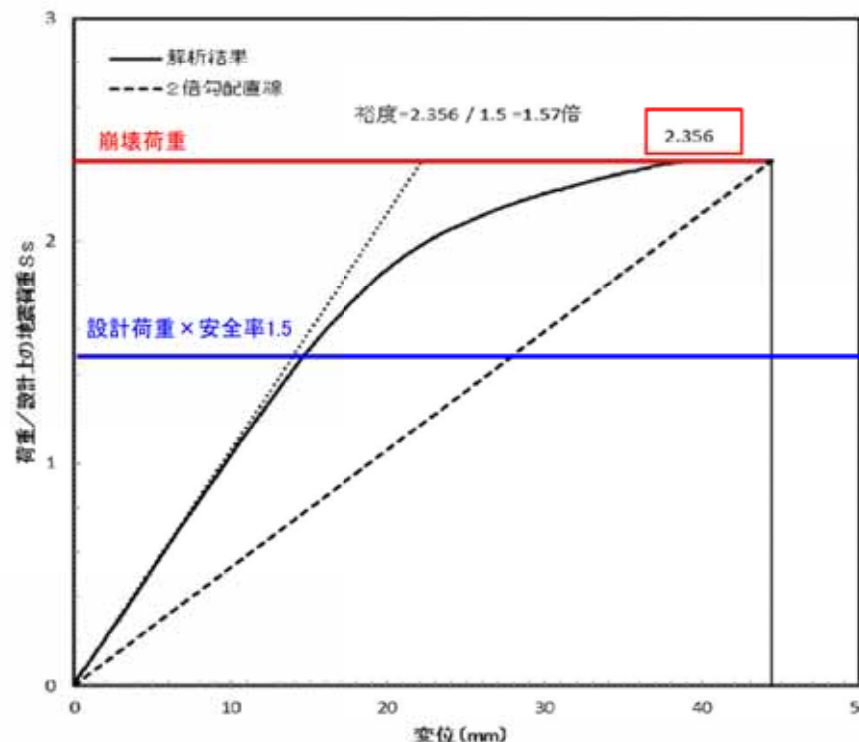


図-5 $S_s(新)$ での極限解析結果

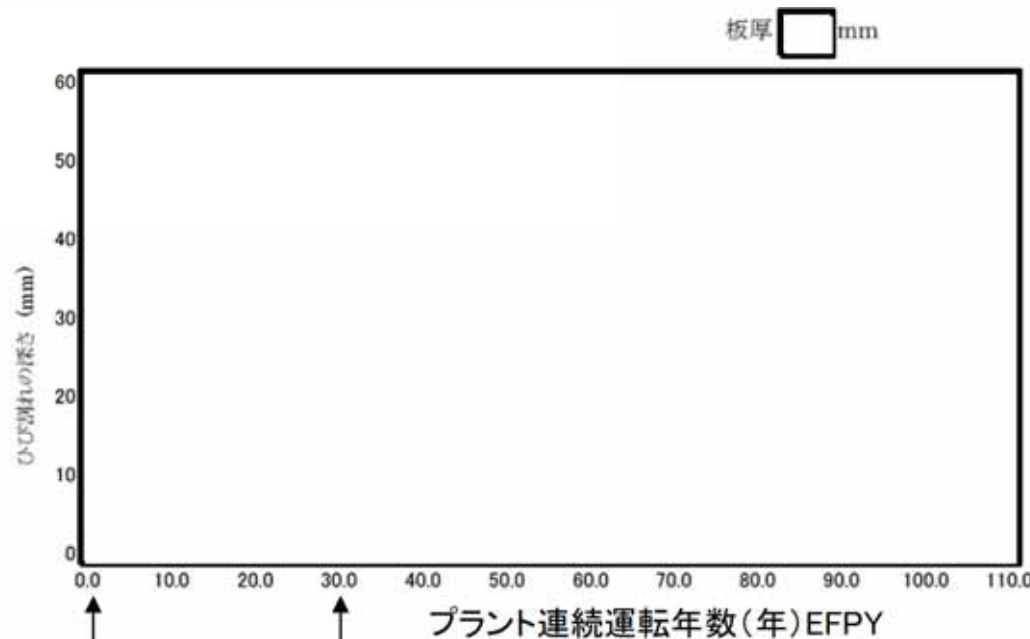
* $S_s(新)$ では地震荷重が大きくなることにより, 同荷重・同変位に対する縦軸の値は相対的に小さくなる。

(3) 技術基準に適合しなくなると見込まれる時期の評価

- 運転期間延長認可の取得以降に、基準地震動 S_s を用いた耐震安全評価を行い、**運転開始後60年を超えて技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期**を評価した。
- 亀裂進展評価*1による**60年運転に相当するひび割れ深さ(6mm)**と、**更にひび割れを進展させた条件(35mm)**による極限解析結果2点の内挿により、維持規格に基づき必要とされる**安全裕度1.5倍に相当するひび割れ深さは28.3mm**と求められた。このひび割れ深さの進展は**運転開始後約30年の時点から約44年後*2**の運転年数に相当する。
- これより、技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期は**運転開始後約30年の時点から約44年後*2**となった。

*1: 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2008)に基づく評価

*2: 約44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。



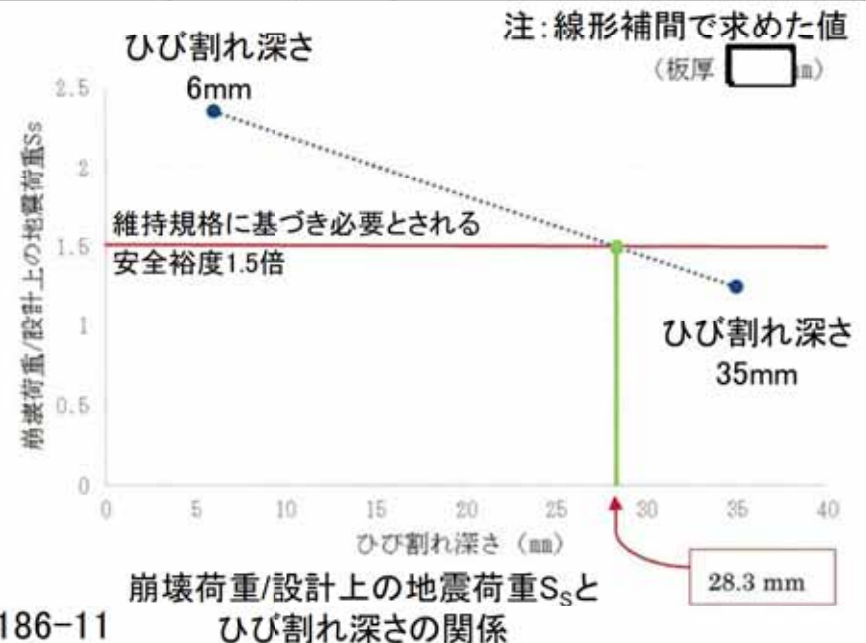
- ① 第24回定期事業者検査 (運転開始後約30年)
- ② 運転開始後60年時点 (①より30年間の連続運転を仮定)

亀裂進展評価によるひび割れ深さと運転年数の関係

論点No.177,185,186-11

ひび割れ深さに応じた極限解析結果

運転年数相当 (年)	ひび割れ深さ (mm)	安全裕度 (崩壊荷重/設計上の地震荷重)
60	6	2.356
30+44 (30+55)	28.3 注	1.5
—	35	1.247



崩壊荷重/設計上の地震荷重 S_s とひび割れ深さの関係

① 評価に用いた解析モデルへのひび割れ箇所の保守的な設定

実機で確認された亀裂を包絡(確認されている亀裂数・寸法を大幅に上回る軸方向亀裂、確認されていないが耐震評価上厳しくなる周方向の全周亀裂を想定)するとともに耐震評価上亀裂を考慮した解析モデルにより評価を行うことにより、保守性を持たせている。

② 地震荷重の保守的な設定

(1)の保守性を持たせた評価モデルを用いた極限解析により算出される崩壊荷重は、評価用地震動(基準地震動Ss8波*¹)を包絡した地震荷重に基づき設定した「設備評価用床応答曲線*²」により応力評価しているため、保守的な設定となっている。

*¹ Ss-D1, Ss-11~14, Ss-21~22, Ss-31

*² 機器の据え付け高さ(床面高さ)に応じた床応答曲線に1.5倍の裕度を考慮

③ 維持規格に基づく安全率の考慮

シュラウドサポートの健全性評価については、維持規格に基づき実施しており、崩壊荷重が地震荷重等を考慮して算出した設計荷重に安全率1.5を掛け合せた値以上であることを確認する様規定されているため、保守的な評価となっている。

以上の①~③より、評価モデル、地震荷重(設計荷重)及び評価時の安全率それぞれに裕度のある評価により健全性を確認しており、評価結果には十分な保守性があると考えられる。

なお、運転期間延長認可の取得以降に、運転期間60年以降で技術基準規則に適合しなくなると見込まれる時期を評価し、運転開始後約30年の時点から約44年後*³となる評価結果を得ている。*³ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

(4) 今後の対応予定

- ・今後、シュラウドサポート当該部に対して補修等の措置を実施しない場合は、亀裂の解釈*⁴に定められた点検頻度を適切に点検計画に反映して点検を実施するとともに、点検の結果、**当初の健全性評価における予測を超えるような亀裂等の進展が見られた場合には、構造強度に影響を与える再評価を実施する。**
- ・これまでの検査によるひび割れの確認結果と亀裂進展評価により、運転開始後約30年の時点から約44年後*⁵までシュラウドサポートの健全性が確保できる見込みが得られている。このことから、亀裂の解釈*⁴の点検に関する規定*⁶に基づき、**具体的な点検頻度は定期事業者検査2回毎に1回の頻度でシュラウドサポートの検査を実施する方針で進めていく。**

*⁴ 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈

*⁵ 44年はプラント連続運転を仮定した評価。日数は設備利用率80%で換算すると55年となる。

*⁶ 「健全性評価の結果、将来は進展が止まると予測された亀裂等については、至近の定期検査において点検した後は、隔回毎の定期検査に移行して差し支えない」

○崩壊荷重について

構造物に作用する荷重が徐々に増大すると、構造物内に発生する応力は増加するため、最終的に構造物は荷重に耐えられず変形する。そのときの荷重を崩壊荷重という。

○2倍勾配法について

崩壊荷重を決定する手法として、規格※に2倍勾配法が規定されている。

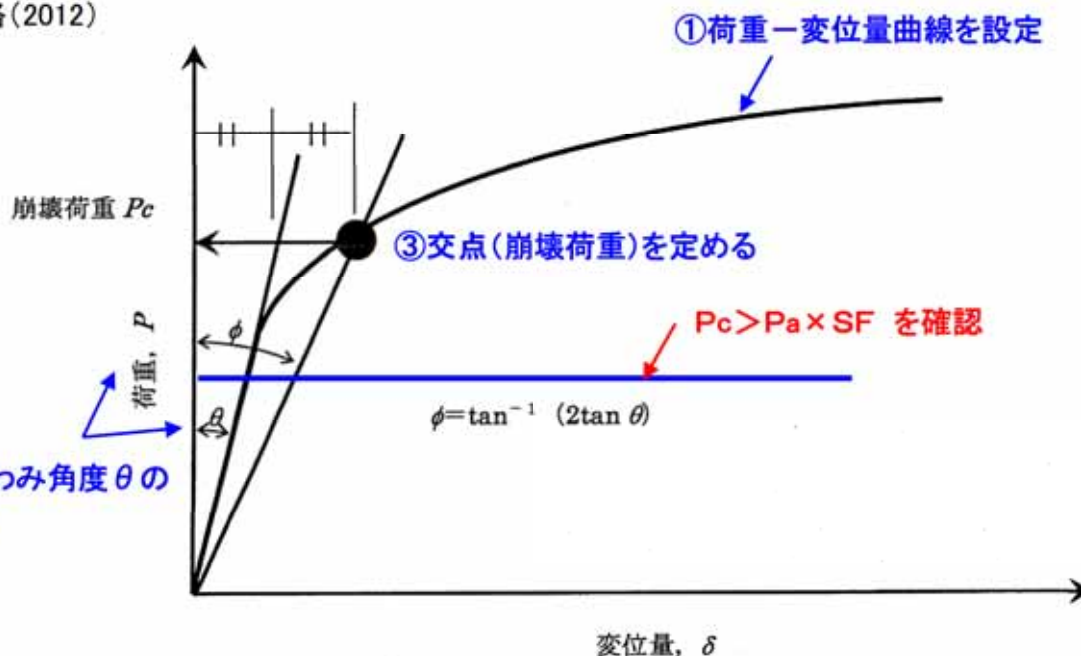
- ①当該構造物の温度での縦弾性係数、荷重－変位置曲線を設定
- ②有限要素法による弾塑性解析により荷重Pとたわみ角度θの関係を求める
- ③荷重－変位置曲線において、弾性範囲の荷重軸に対する2倍の勾配直線を求め、直線と曲線の交点を定める。この交点を崩壊荷重 P_c と定義する。

※：日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(2012)

上記の崩壊荷重(P_c)に対して、安全率(SF)を考慮した許容荷重(P_a)が下回ることを確認する。

$P_c > P_a \times SF$

②荷重P、たわみ角度θの関係を求める



2倍勾配法による崩壊荷重の求め方

<別紙> 解析に用いた諸条件(1/2)

① 解析モデル

評価対象が炉心シュラウドとシュラウドサポートの水平溶接継手(H7溶接継手)及びシュラウドサポートシリンダ縦溶接継手(V8溶接継手)近傍であることからシュラウドサポートから炉心シュラウド下部胴までを模擬

② ひび割れ(亀裂)の付与位置

- ・V8長手方向溶接継手:全4箇所(0°, 90°, 180°, 270°)にシュラウドサポートシリンダの頂部からシュラウドサポートレグ接続部まで全長貫通亀裂(幅40 mmの短形開口)を設定
- ・ほう酸注入配管サポート溶接部:上部に水平長さ mmの周方向貫通亀裂(スリット)を設定
- ・H7周方向溶接継手:軸方向貫通亀裂(スリット)を1° 間隔で設定するとともに, 溶接熱影響部の全周に周方向亀裂(内表面に深さ6 mm, 幅2 mm)を設定。なお, 耐震安全性評価上, 周方向溶接継手に周方向の亀裂を想定することが厳しい扱いとなるが, 軸方向の亀裂は周方向溶接継手の健全性に与える影響が軽微なため評価結果への寄与が小さい。

③ 物性値

解析に用いた物性値を表1に示す。

表1 解析に用いた物性値

材質	温度(°C)	Sm (MPa)	弾完全塑性体の降伏点(MPa)	縦弾性係数 E(MPa)	加工硬化係数 (MPa)
SUS304L (シュラウド下部胴)	302	96.8	$S_1^*: 1.5S_m = 145$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)
			$S_2: 2.3S_m = 222$ (注1) $0.7S_u = 253$		
NCF600-P (シュラウドサポート)	302	164	$S_1^*: 1.5S_m = 246$	<input type="text"/>	<input type="text"/> (注2)

(注1): 2.3Smと0.7Suのいずれか小さい方を用いる。

(注2): 加工硬化係数は, 応力-塑性ひずみ曲線の傾きとして定義される係数である。弾完全塑性体を用いる極限解析において, 解析応力が降伏応力を超えると, 荷重とひずみのバランスが不安定となり解析の収束が難しくなるため, 極めて小さな加工硬化係数(=E/1000)を与えることにより, 降伏後の解析の収束性を上げている。

<別紙> 解析に用いた諸条件(2/2)

④ 荷重条件

供用状態A,Bの荷重(死荷重及び差圧)を負荷後、地震荷重を比例負荷し、設計上の地震に対する負荷荷重の比率(荷重倍率)と変位の関係を求め、2倍勾配法により崩壊時の荷重倍率を求めている。

水平荷重の負荷方向は、90°ピッチで同じひびがある場合、180°付近のほう酸注入配管サポート溶接部の上部に mmの周方向貫通亀裂(が中心)を加えているため、荷重負荷方向を から の方向とした場合が、周方向のひび割れをもっとも開口し易い地震荷重負荷方向となることから、構造健全性評価における地震荷重負荷は から の方向に設定している。

第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件($S_s(24)$)を表2に、耐震安全性評価に用いた荷重条件($S_s(新)$)を表3に示す。

表2 第24回定期検査時の構造健全性評価に用いた荷重条件($S_s(24)$)

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	地震荷重 S_s	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

表3 耐震安全性評価に用いた荷重条件($S_s(新)$)

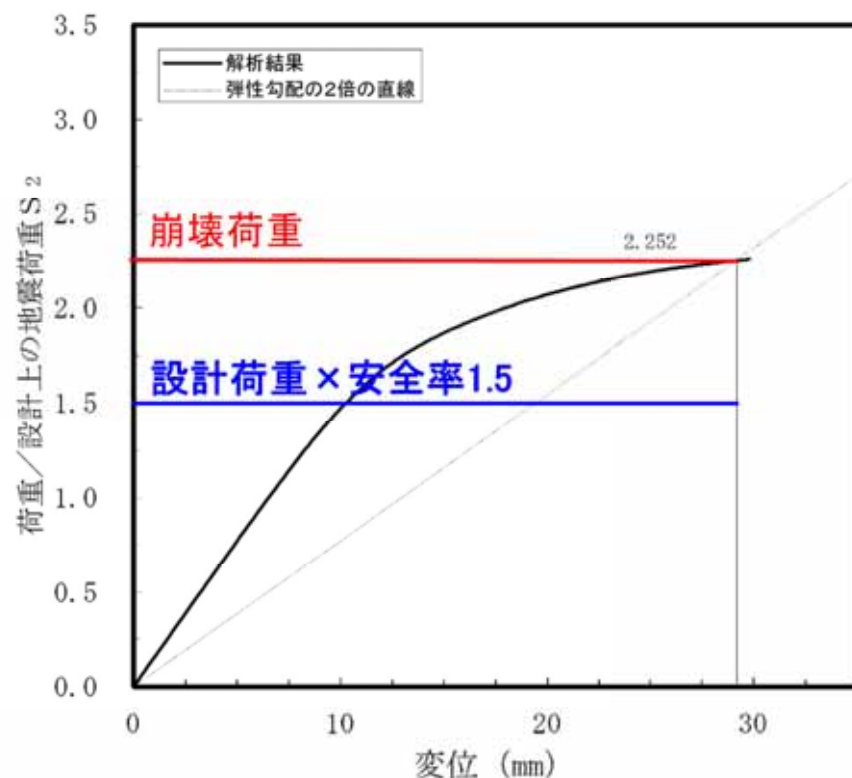
荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	基準地震動 S_s	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

*1: S_s -21による算出結果

*2: S_s -22による算出結果

論点No.177,185,186-16

○第24回定検の構造安全性評価における地震荷重 S_s ($S_s(24)$)での荷重条件とともに、当時の設計用地震動である地震荷重 S_2 ($S_2(24)$)での評価も実施し、健全性に問題のないことを確認している。



S2(24)での極限解析結果

第24回定検の構造健全性評価で用いた荷重条件

荷重	種類	鉛直力V (kN)	水平力H (kN)	モーメントM (kN・m)	圧力P (MPa)
供用状態A,Bの荷重	死荷重	<input type="text"/>	—	—	—
	差圧	—	—	—	<input type="text"/>
地震時の荷重	地震荷重 S_2	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	—

【論点No.177】

シュラウドサポート溶接部のひび割れ及び運転開始後60年時点における経年劣化状況を踏まえた耐震評価及びその保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.165

東海第二発電所では、シュラウドサポート溶接部にひび割れが見つかり、その耐震評価も実施したと思うが、その結果についても説明すること。

P.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

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.256

・被災する前より指てきされていた老朽化・シュラウドなど。

P.2-13

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.464

新基準の適合と設置許可の関係は非常に長い説明だったんですけれども、老朽したこの東海第二原発の運転延長問題のところが非常に短い説明でよくわからないんですね。

質問したいのは、72ページの炉心シュラウドのところについて書いてあるんですけれども、一番上では、一定の値を超えた場合、応力腐食割れが発生する可能性がある。いろいろな検討がされて、結果ということで、運転開始後60年時点を考慮しても不安定破壊に至ることはないからという説明になっています。 P.2-13

今まで、東海第二原発で応力腐食割れの事故というのは起きていないんですか。そういうふうに取り出れるんですけれども、どのような審査を行ったのか、お聞きしたいです。 P.2-13

全然わからないんですけれども、要するに、ひび割れも含めて今まであったわけですよ。その部分の対策というのは全然とられていないという、そのままになっているわけでしょう。2005年の定期検査の中では3カ所のひび割れがあったし、それについても結構深さは深刻な、一番深いところでいうと42ミリとか、63ミリとか、そういうところの亀裂の問題が保修されずにそのままになっているんじゃないんですか。最近でいっても、40カ所のひび割れが起きているということもわかっているわけですよ。原電からもその報告は出ているわけですよ。それについてどのような対策を講じているんですか。40年超えの老朽原発を動かすなんてとんでもない話ですからね。もう1回、教えてくださいよ。

No.800

P.2-13

P.2-13

2つ目は、炉心を囲む隔壁のサポート部に腐食割れが進行しており、将来の地震で崩れて炉にぶつかる危険がある。腐食したサポート部を新しくすることが急がれる。8年前の大地震によってひびが入ったりずれたりしてこわれている箇所を探し出し、新しくしなければならない。一体どれだけの箇所があるか、県は把握しているのか。会社に公表を迫るべきだ。

論点No.204, 205参照

* 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.835

(5) 炉内構造物の予期しない破損の可能性(施設設備の老朽化)

BWR原子炉では、日本原電敦賀発電所の1号炉及び東電福島第一発電所の1号炉から3号炉及び5号炉において、炉心を支持している大型構造物(シュラウド)にひび割れが発生し、新しいものに交換する大掛かりな工事を既に実施している。

こうしたさまざまな炉内構造物は、中性子照射による脆化や応力腐食割れ、スエリング、疲労割れ等の様々な事象が発生することが分かっており、原子炉の運転を継続した場合、どのような時点で、どのような異常が発生するか知りたい。また、予測に反して早い時点で、突然異常が発生するおそれはないか心配である。

No.1038

・老朽化について

論点No.175参照

「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

そもそも40年を超える原発は稼働しない事が前提であった。脆化試験片もそれを前提に使い切ったと思われる。圧力容器の中性子線による劣化が心配される。また、圧力容器の中の燃料棒を支える部分にひび割れがあることがわかっており、このひび割れが進展すれば、燃料棒のコントロール不能に陥るであろう。

P.2-13

【論点No.185】

シュラウドサポートのひび割れを踏まえたこれまでの対応及び今後の管理方針について

【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.174

シュラウドサポートの耐震評価に関し、シュラウドサポートは今後は補修せずに、継続的に点検して、崩壊荷重を見て使うということか。

No.175

応力腐食割れについて、シュラウドの中間胴ではピーニングによる応力改善を実施したとのことだが、インコネルの溶金部に対しては残留応力改善を実施する予定はあるか。

No.176

シュラウドには評価上周方向の亀裂を仮定しているとのことだが、直近の点検において周方向には亀裂が進んでいないことを確認しているのか。

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.256

・被災する前より指てきされていた老朽化・シュラウドなど。

* 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.464

新基準の適合と設置許可の関係は非常に長い説明だったんですけれども、老朽したこの東海第二原発の運転延長問題のところが非常に短い説明でよくわからないんですね。

質問したいのは、72ページの炉心シュラウドのところについて書いてあるんですけれども、一番上では、一定の値を超えた場合、応力腐食割れが発生する可能性がある。いろいろな検討がされて、結果ということで、運転開始後60年時点を考慮しても不安定破壊に至ることはないからという説明になっています。 P.2-13

今まで、東海第二原発で応力腐食割れの事故というのは起きていないんですか。そういうふうに取り出れるんですけれども、どのような審査を行ったのか、お聞きしたいです。 P.2-13

全然わからないんですけれども、要するに、ひび割れも含めて今まであったわけですよ。その部分の対策というのは全然とられていないという、そのままになっているわけでしょう。2005年の定期検査の中では3カ所のひび割れがあったし、それについても結構深さは深刻な、一番深いところでいうと42ミリとか、63ミリとか、そういうところの亀裂の問題が保修されずにそのままになっているんじゃないんですか。最近でいっても、40カ所のひび割れが起きているということもわかっているわけですよ。原電からもその報告は出ているわけですよ。それについてどのような対策を講じているんですか。40年超えの老朽原発を動かすなんてとんでもない話ですからね。もう1回、教えてくださいよ。

No.800

P.2-13

P.2-13

2つ目は、炉心を囲む隔壁のサポート部に腐食割れが進行しており、将来の地震で崩れて炉にぶつかる危険がある。腐食したサポート部を新しくすることが急がれる。8年前の大地震によってひびが入ったりずれたりしてこわれている箇所を探し出し、新しくしなければならない。一体どれだけの箇所があるか、県は把握しているのか。会社に公表を迫るべきだ。

論点No.204, 205参照

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.835

(5) 炉内構造物の予期しない破損の可能性(施設設備の老朽化)

BWR原子炉では、日本原電敦賀発電所の1号炉及び東電福島第一発電所の1号炉から3号炉及び5号炉において、炉心を支持している大型構造物(シュラウド)にひび割れが発生し、新しいものに交換する大掛かりな工事を既に実施している。

こうしたさまざまな炉内構造物は、中性子照射による脆化や応力腐食割れ、スエリング、疲労割れ等の様々な事象が発生することが分かっており、原子炉の運転を継続した場合、どのような時点で、どのような異常が発生するか知りたい。また、予測に反して早い時点で、突然異常が発生するおそれはないか心配である。

No.1038

・老朽化について 論点No.175参照

「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

そもそも40年を超える原発は稼働しない事が前提であった。脆化試験片もそれを前提に使い切ったと思われる。圧力容器の中性子線による劣化が心配される。また、圧力容器の中の燃料棒を支える部分にひび割れがあることがわかっており、このひび割れが進展すれば、燃料棒のコントロール不能に陥るであろう。 P.2-13

【論点No.186】

新規制基準に基づく基準地震動 S_s 策定に伴うシュラウドサポートの耐震安全性評価上の裕度の変化について

【委員からの指摘事項等】

No.177

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

新規制基準の S_s の策定に伴う崩壊荷重の変化等について、どのくらい裕度が変わったか。