

東北太平洋沖地震後の 福島第一原子力発電所について

～福島第一 1～3号機が受けた地震動の影響～

平成24年7月24日

東京電力株式会社



東京電力

本日のプレゼンテーション内容

■はじめに

■地震がプラントに与えた影響

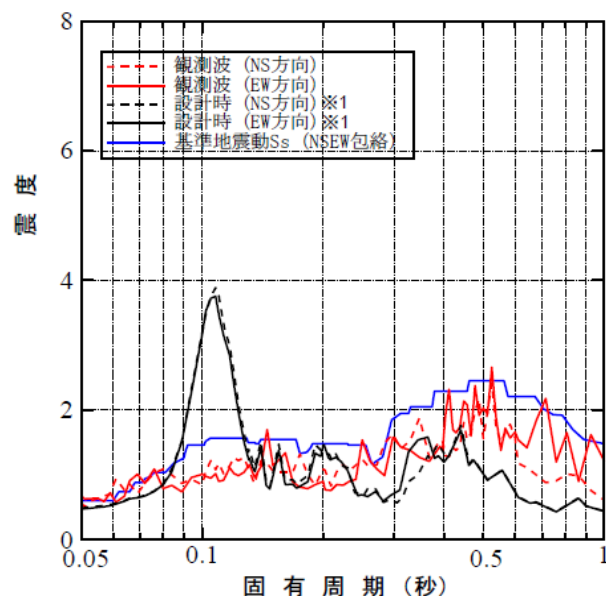
- 福島第一原子力発電所を襲った地震の大きさ
- 1～3号機 現場確認結果
- 1～3号機 地震直後のプラントパラメータについて
- 1～3号機 地震応答解析
- 5号機の地震応答解析および現場ウォークダウン

■まとめ

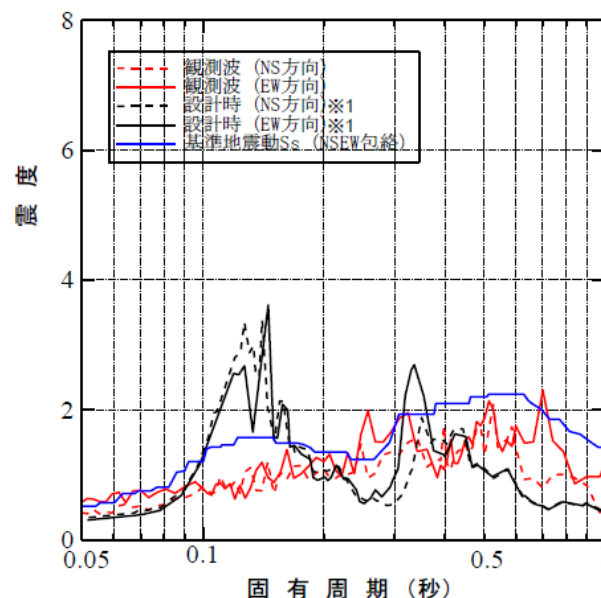
はじめに

- 定格運転中であった福島第一原子力発電所1～3号機は、東北地方太平洋沖地震を受けて、3プラントすべてが緊急停止した。
- 地震に伴い、外部電源を喪失したものの、設計通りに各プラントの安全機能が働き、原子炉は安定的に制御されていた。
- ここでは、プラントパラメータや地震観測記録に基づく地震応答解析、および、類似プラントである5号機の現場ウォークダウン結果などから、福島第一原子力発電所1～3号機が、地震においても、安全機能を維持していたことについて説明する。

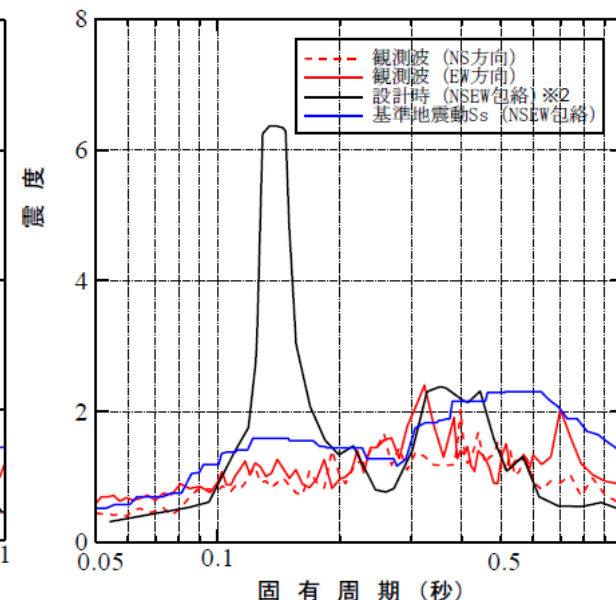
福島第一原子力発電所を襲った地震の大きさ



<1号機>



<2号機>



<3号機>

設計時スペクトル・基準地震動Ss(周期方法±10%拡幅あり)・観測記録スペクトルの比較原子炉建屋基礎版上・減衰定数1%

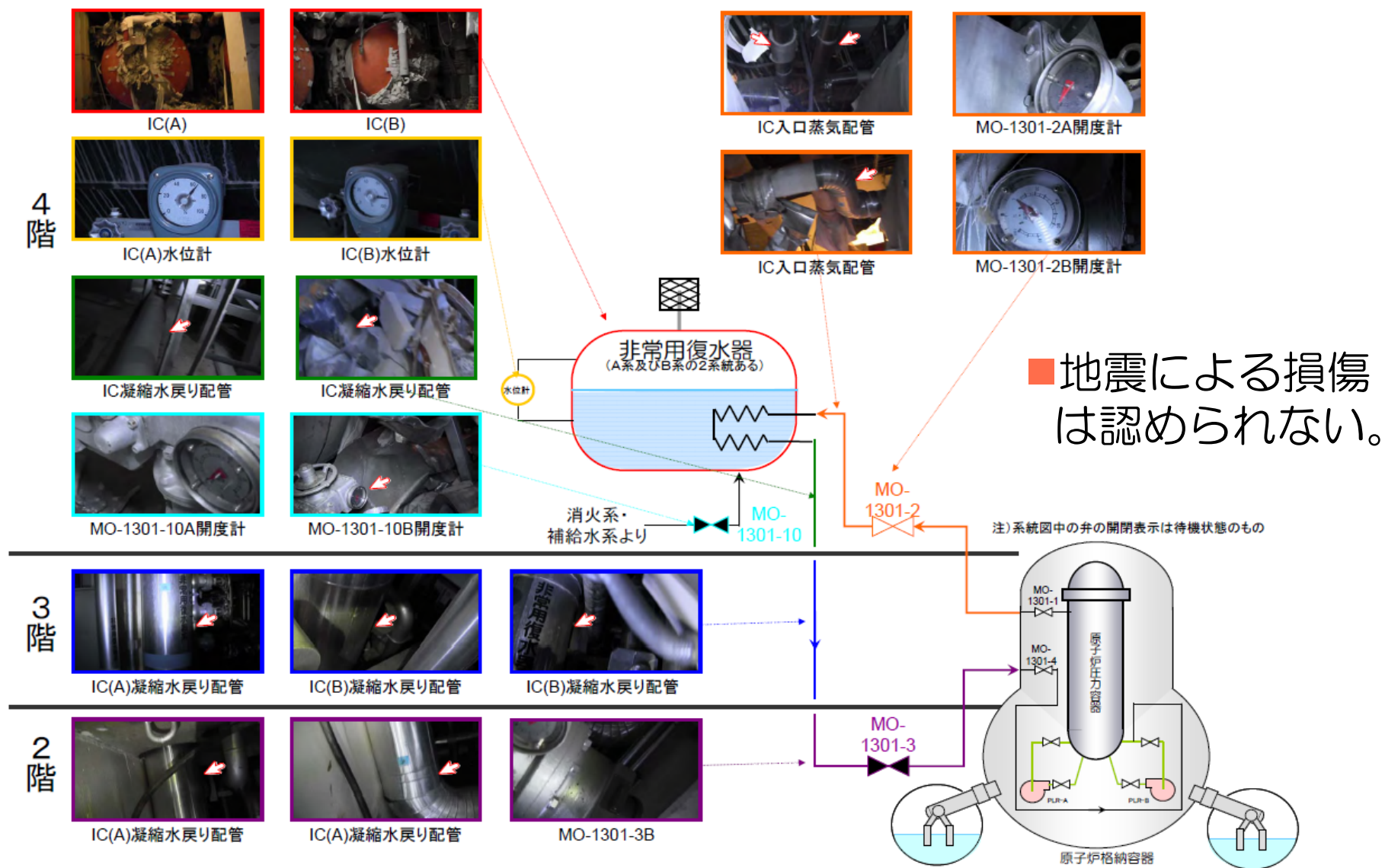
建築物・構造3-3-3「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所の耐震安全性評価及び東北地方太平洋沖地震に対する影響検討(追加検討)について) 平成23年10月28日 原子力安全・保安院」より抜粋

- 建設時設計に用いたスペクトルは、主に原子炉本体や配管の固有周期帯（0.05秒～0.2秒）において、基準地震動Ssや観測波に対して保守的に設定されている。
- 従って、建設時設計の設備の地震耐力が著しく劣るものではない。

1～3号機の現場確認状況について

- 1～3号機については、現時点で現場確認が困難な環境であるが、限られた範囲で現場確認を行った。
 - 1号機非常用復水器周辺の目視確認の結果、損傷は認められなかった。
 - 2号機トーラス室のロボットによるカメラによる現場確認の結果、損傷は認められなかった。
 - 1～3号機のタービン建屋内設備の目視確認の結果、低耐震クラスの設備であっても、大きな損傷は認められなかった。

1号機 非常用復水器目視確認結果



2号機 ロボットによるトーラス室の状況確認結果



トーラス室内下方



南東S/Cマンホール



PCV方向



北東通路

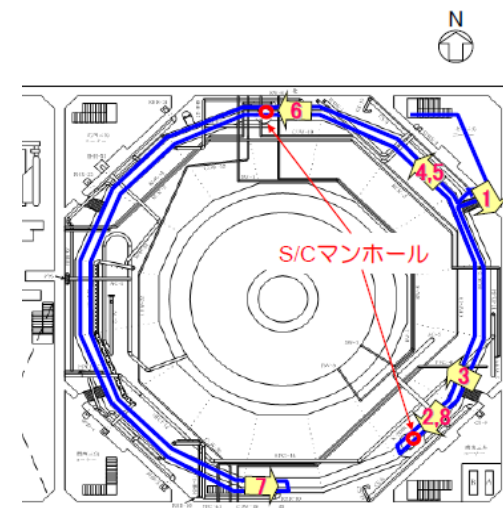
・保温材カバーの脱落



北東通路上方



北S/Cマンホール



← ロボットアクセスルート



南通路上方



南東S/Cマンホール上方

・保温材カバーの脱落

■地震による重要設備の
損傷は認められない。

1, 2, 3号機 タービン建屋設備状況確認結果

■低耐震クラス設備であっても地震による大きな損傷は認められない。

2011.8.24～8.26撮影

	1号機	2号機	3号機
2階	  空調ダクト タービン建屋補機冷却系サージタンク ・機器には外観上大きな損傷なし ・空調ダクトが膨らんでいる状況 ・上部ダクト部は破損している箇所あり	  ジブクレーン脚部 タービン駆動原子炉給水ポンプ ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし	  励磁装置室 タービン建屋補機冷却系サージタンク ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし
1階	  6.9kV M/G1A 480V T/B MCC 1B ・津波の浸水痕あり ・機器には外観上大きな損傷なし ・津波の浸水痕あり ・機器には外観上大きな損傷なし	  480V P/C 2A 480V T/B MCC 2B-1 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし	  主タービン蒸気止弁 主タービン蒸気加減弁 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし
	  主タービンバイパス弁 給水加熱器 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし	  復水器真空ポンプ タービン建屋補機冷却系ポンプ ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし	  給水加熱器 タービン建屋補機冷却系熱交換器 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし
	  固定子冷却装置 相分離母線冷却ファン ・津波の浸水痕あり ・機器には外観上大きな損傷なし ・津波の浸水痕あり ・機器には外観上大きな損傷なし	  現場パネル 発電機密封油装置 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし	  タービン建屋補機冷却系ポンプ 計装用空気圧縮機 ・機器には外観上大きな損傷なし ・機器には外観上大きな損傷なし

地震直後のプラントパラメータについて

- 1～3号機ともにスクラムが成功し、原子炉の水位・圧力は安定的に制御されていた。
 - アラームタイプの記録
 - 原子炉水位・原子炉圧力

- 原子炉冷却材圧力バウンダリに損傷があったような兆候は認められない。
 - 原子炉格納容器の圧力・温度

- 外部電源が失われたが、非常用ディーゼル発電機が正常に動作し、非常用電源が確保された。
 - 過渡現象記録装置の記録

アラームタイプの記録（1～3号機）

H	MIN	SEC	MSEC	PID	ABBREVIATION	STATUS
14	46	46	400	D564*	SEISMIC TRIP C	TRIP
14	46	46	410	D534	REACTOR SCRM A	TRIP
14	46	58	420	D563	SEISMIC TRIP B	TRIP
14	46	58	430	D535	REACTOR SCRM B	TRIP
1446	A538	RBM	BYPS	ON		
1446	B500	CONT ROD DFLT ALRM		ON		
14	47	00	020	D562	SEISMIC TRIP A	TRIP
14	47	00	030	D565	SEISMIC TRIP D	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION	LEVL	-40.8< -20.0 MM		
1447	A523	AFRM	DOWN SCAL	TRBL		
1447	A539	RBM	ROD_BLOC	ON		
1447	A553	ALL CR FULL IN		ON		
1447	G002	GENERATR VOLT		18.56> 18.50 KV		
1447	C000	CONT ROD SYST FLOW		OVR FLW		
1447	C020	SUPPRESSION	LEVL	16.0 MM	NORMAL RETURN	
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVL A	LOW
1447	C004	REACTOR WATR LEVL		516< 800 MM		
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVL B	LOW
1447	B004	SWCHGEAR BUS 1A		7217> 7200 V		
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION	LEVL	21.6> 20.0 MM		
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVL C	LOW
1447	A549	LOW POWR ALRM POINT		UNDER		
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVL C	NORM
1447	D622	PCIS ISO IN		ON		
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVL D	NORM

地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

<1号機>

* 1447	A524	APRM	中性子束 高	トリップ	高	正常	復帰
1447	B605	原子炉 給水流量 B	運転	トリップ	オン		
14	47	00	750	D564* 地震トリップ CH-C	トリップ	正常	復帰
14	47	00	760	D534 原子炉 自動スクラム A	トリップ		
1447	A524	APRM	中性子束 高	トリップ	高	正常	復帰
1447	B605	原子炉 給水流量 B	運転	トリップ	オン		
* 1447	A539	制御棒引抜阻止	正常復帰	トリップ	オフ	正常	復帰
* 1447	A524	APRM	中性子束 高	トリップ	高		
1447	B605	原子炉 給水流量 B	運転	トリップ	オン	正常	復帰
14	47	04	240	D565 地震トリップ CH-D	トリップ		
14	47	04	250	D535 原子炉 自動スクラム B	トリップ	正常	復帰
1447	B605	原子炉 給水流量 B	運転	トリップ	オン		
* 1447	A539	制御棒引抜阻止	正常復帰	トリップ	オフ	正常	復帰
* 1447	A524	APRM	中性子束 高	トリップ	高		

地震による自動スクラム

* 2011/03/11 14:47	A524	APRM 中性子束 高	地震I
* 2011/03/11 14:47	D535	原子炉 自動スクラム B	
* 2011/03/11 14:47	D565	地震トリップ CH-D	
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位	
* 2011/03/11 14:47	D534	原子炉 自動スクラム A	
* 2011/03/11 14:47	D562	地震トリップ CH-A	
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 18-03 99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 22-03 99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 26-03 99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 30-03 99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 34-03 99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 36-07 99pos	ドリフト

地震による自動スクラム

2011/03/11 14:47	A545	全制御棒 全挿入	全制御棒全挿入
* 2011/03/11 14:47	C002	原子炉 給水流量 B	トリップ
* 2011/03/11 14:47	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	トリップ
* 2011/03/11 14:47	P008	EHC 負荷要求値差信号	トリップ
2011/03/11 14:47	G004	発電機 励磁 電圧	トリップ
2011/03/11 14:47	B033	運転領域制限時	トリップ
2011/03/11 14:47	G001	発電機 無効電力	トリップ
2011/03/11 14:47	G002	発電機 励磁 電圧	トリップ
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位	トリップ
* 2011/03/11 14:47	T006	タービン 蒸気圧力	トリップ

全制御棒全挿入

<2号機>

■ 1～3号機ともに全制御棒が全挿入された。

* 1447	C190	給水流量 A	CTP計算用	判定 不能
* 1447	C191	給水流量 B	CTP計算用	判定 不能
* 1447	A639	全制御棒 全挿入	オン	全制御棒全挿入
* 1447	C004	原子炉 水位	836< 1000	トリップ
* 1447	C000	制御棒駆動水流量	オーバーフロー	トリップ
* 1447	G001	発電機無効電力	498> 390 MVAR	トリップ
1447	G001	発電機無効電力	165 MVAR	正常 復帰

全制御棒全挿入

<3号機>

「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」より抜粋

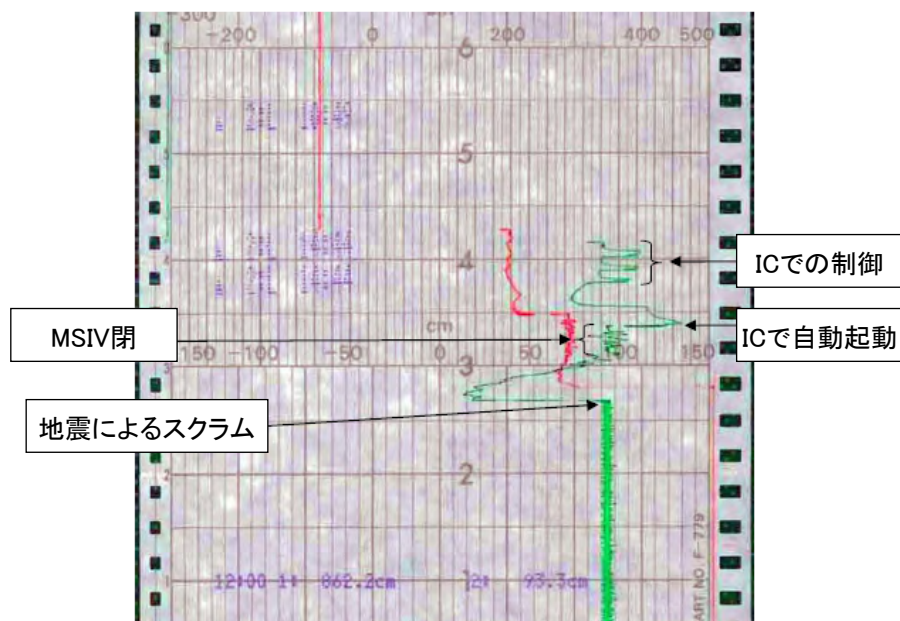
原子炉水位・原子炉圧力（1号機）

■原子炉の水位・圧力は正常に維持されていた。

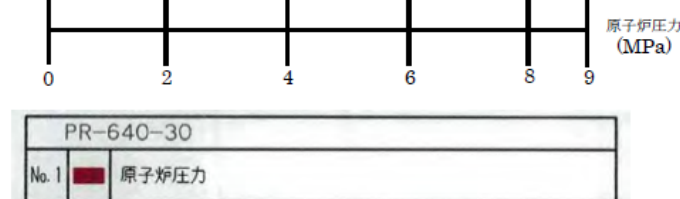
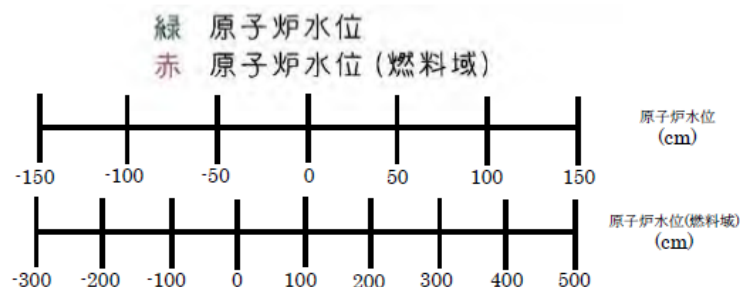
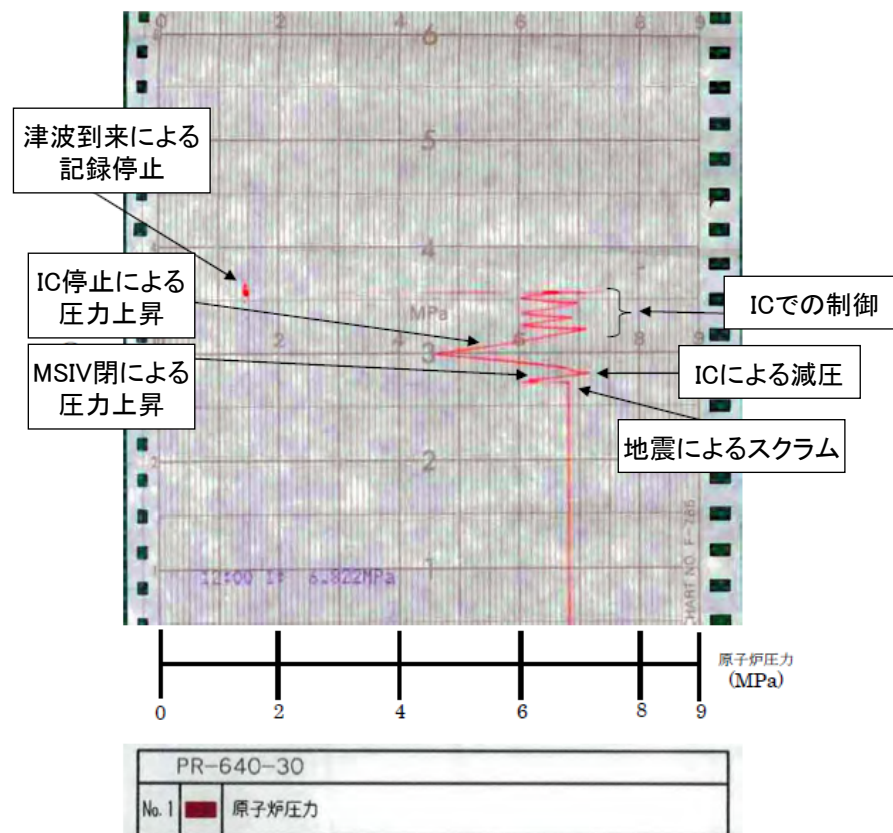
IC: 非常用復水器系

MSIV: 主蒸気隔離弁

【原子炉水位】



【原子炉圧力】



原子炉水位・原子炉圧力（2・3号機）

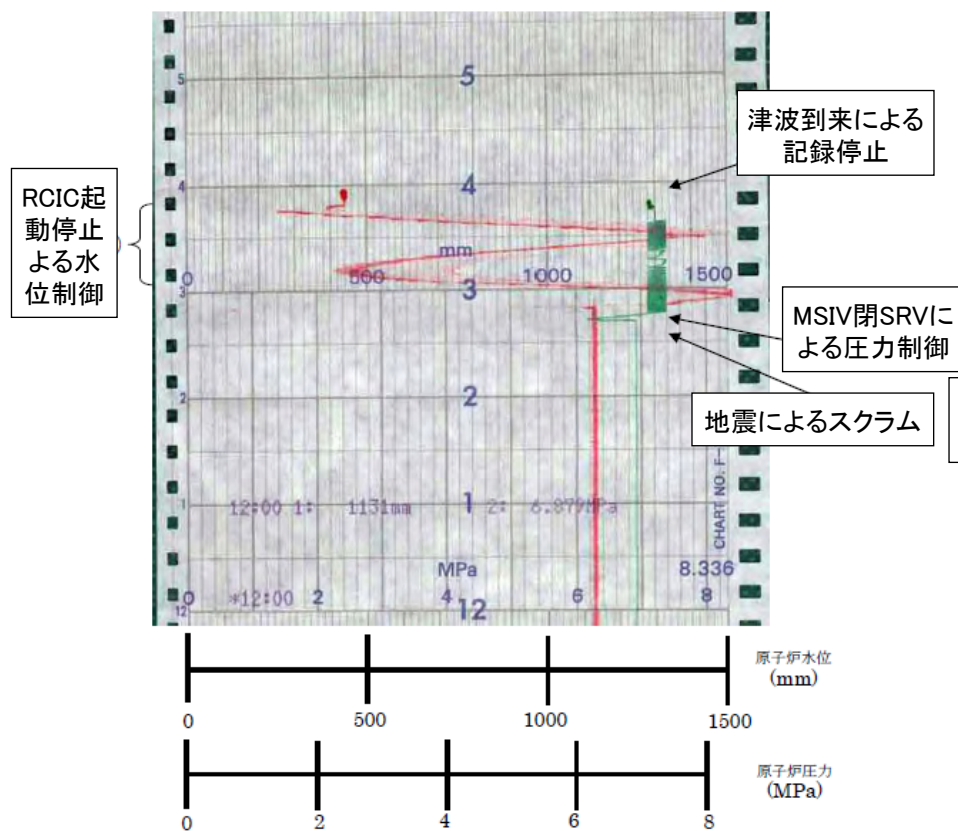
■原子炉の水位・圧力は正常に維持されていた。

RCIC: 原子炉隔離時冷却系

MSIV: 主蒸気隔離弁

SRV: 逃がし安全弁

＜2号機 原子炉水位・圧力＞

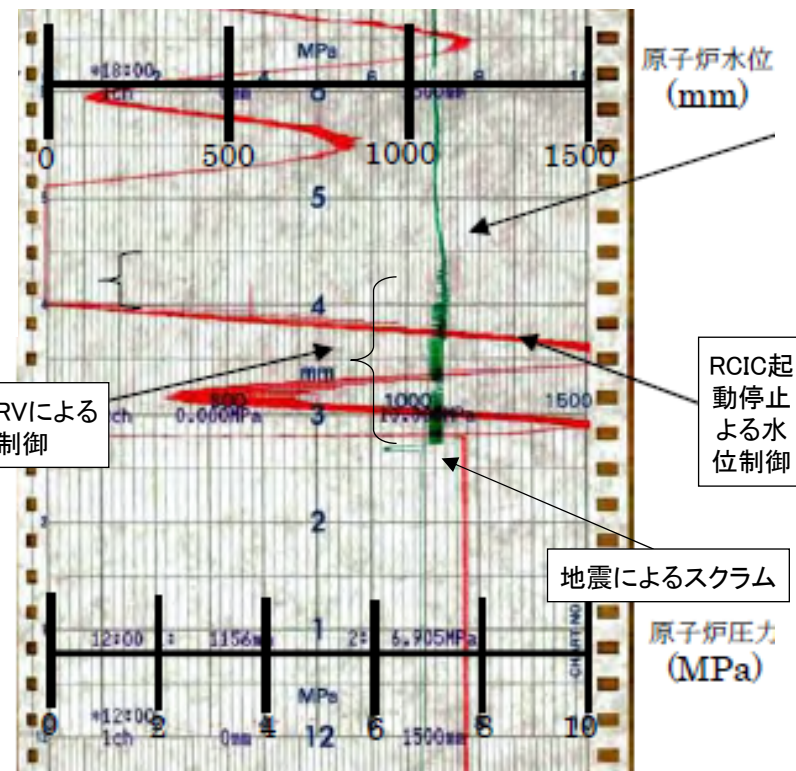


LR/PR-6-97

赤 原子炉水位

緑 原子炉圧力

＜3号機 原子炉水位・圧力＞

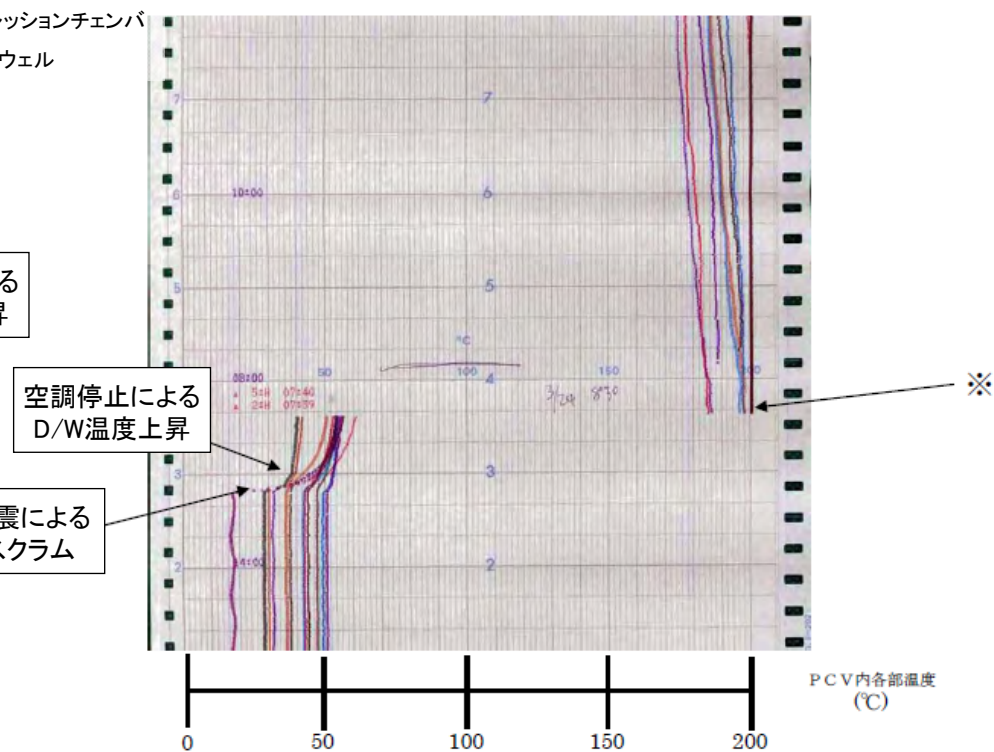


赤: 原子炉水位

緑: 原子炉圧力

■原子炉圧力バウンダリが損傷したような兆候は認められない。

【原子炉格納容器（PCV）内各部温度】



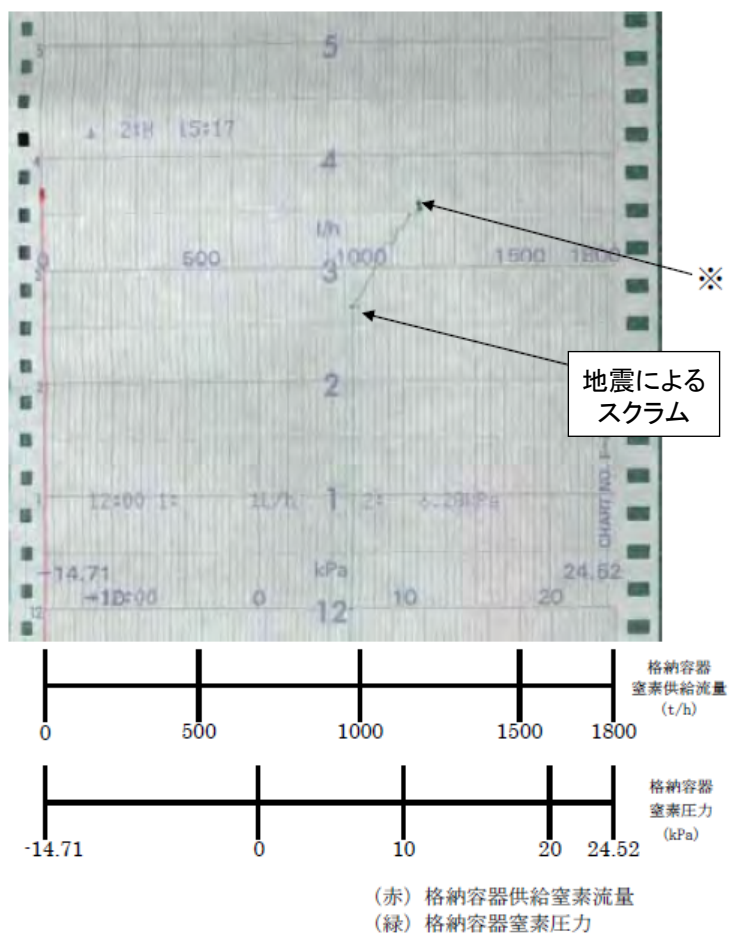
No. 色相		測定名称	No. 色相		測定名称
1	●	RETURN AIR DUCT HW-12A	13	■	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2	●	RETURN AIR DUCT HW-12B	14	■	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
3	■	RETURN AIR DUCT HW-12C	15	■	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
4	■	RETURN AIR DUCT HW-12D	16	+	
5	■	RETURN AIR DUCT HW-12E	17	+	
6	■	SUPPLY AIR DUCT HW-12A	18	+	
7	□	SUPPLY AIR DUCT HW-12B	19	Y	
8	□	SUPPLY AIR DUCT HW-12C	20	Y	
9	□	SUPPLY AIR DUCT HW-12D	21	Y	
10	□	SUPPLY AIR DUCT HW-12E	22	Y	
11	■	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N	23	Y	
12	■	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R	24	Y	

知的財産 取扱注意 社内関係者限り

原子炉格納容器の圧力・温度（2号機）

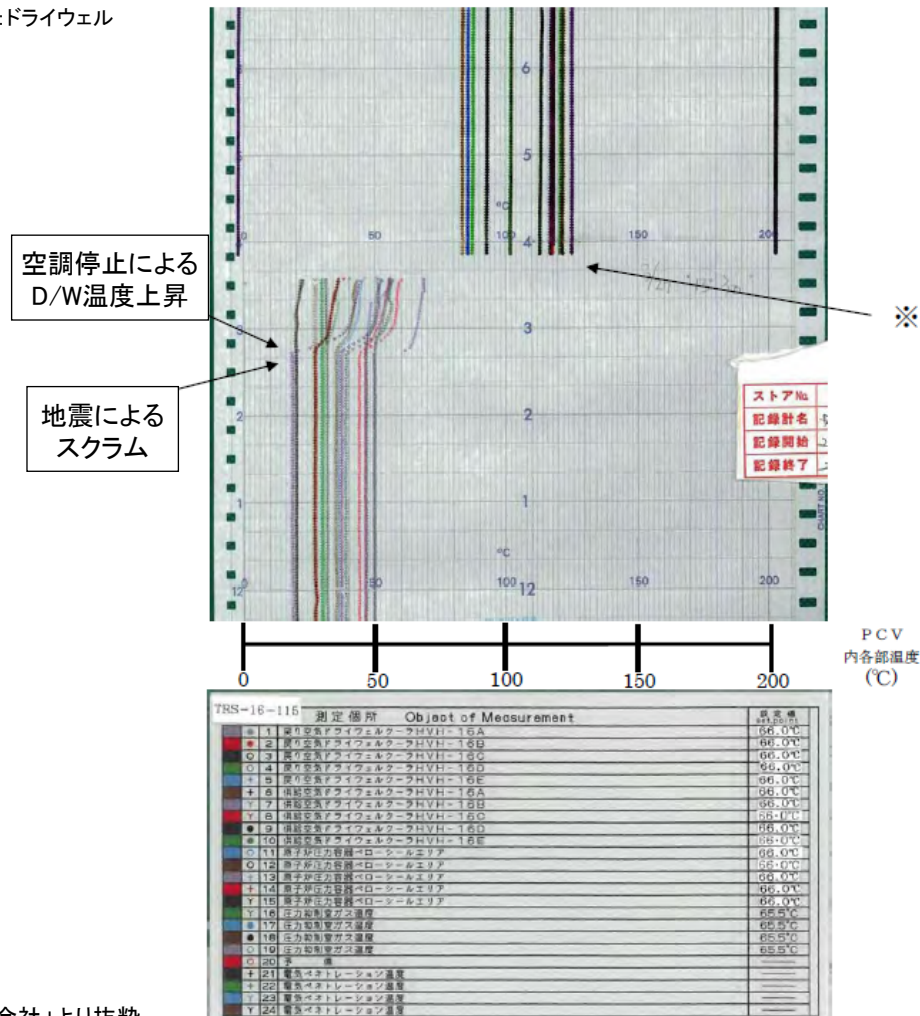
- 原子炉圧力バウンダリが損傷したような兆候は認められない。

【格納容器窒素圧力／格納容器窒素供給流量】



D/W:ドライウェル

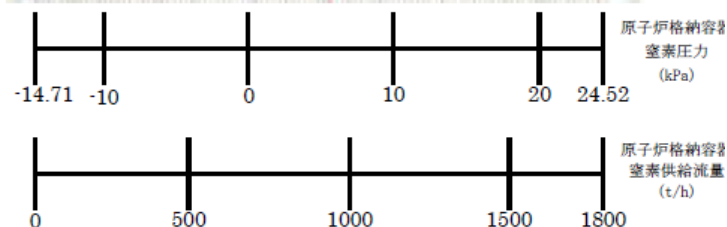
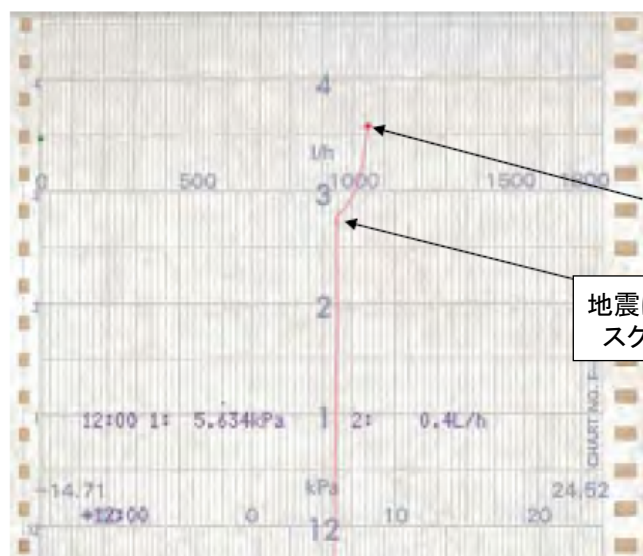
【原子炉格納容器（PCV）内各部温度】



原子炉格納容器の圧力・温度（3号機）

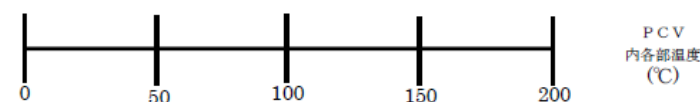
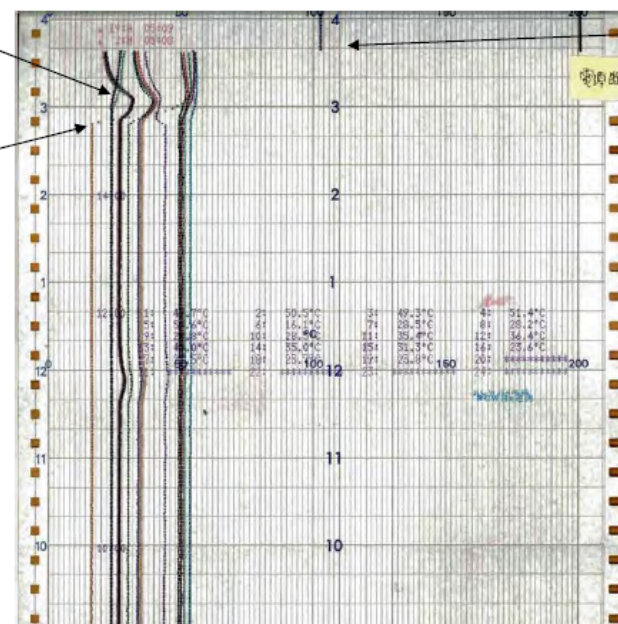
- 原子炉圧力バウンダリが損傷したような兆候は認められない。

【原子炉格納容器窒素圧力／原子炉格納容器窒素供給流量】



FR/PRS-16-105	
No. 1	原子炉格納容器窒素圧力
No. 2	原子炉格納容器窒素供給流量

【原子炉格納容器（PCV）内各部温度】



TRS-16-115		ストアNo.	3号機 - 19		
入出力番号	入力計測点	スライチ	出力計測点	スライチ	
1	TR-16-114A 格納容器窒素液面温度	65.6℃	13	TR-16-114B 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
2	TR-16-114B 格納容器窒素液面温度	65.6℃	14	TR-16-114C 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
3	TR-16-114C 格納容器窒素液面温度	65.6℃	15	TR-16-114D 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
4	TR-16-114E 格納容器窒素液面温度	65.6℃	16	TR-16-114E 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
5	TR-16-114F 格納容器窒素液面温度	65.6℃	17	TR-16-114F 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
6	TR-16-114G 格納容器窒素液面温度	65.6℃	18	TR-16-114G 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
7	TR-16-114H 格納容器窒素液面温度	65.6℃	19	TR-16-114H 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
8	TR-16-114I 格納容器窒素液面温度	65.6℃	20	TR-16-114I 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
9	TR-16-114J 格納容器窒素液面温度	65.6℃	21	TR-16-114J 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
10	TR-16-114K 格納容器窒素液面温度	65.6℃	22	TR-16-114K 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
11	TR-16-114L 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃	23	TR-16-114L 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃
12	TR-16-114M 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃	24	TR-16-114M 格子炉ペロー シェル温度	65.6℃

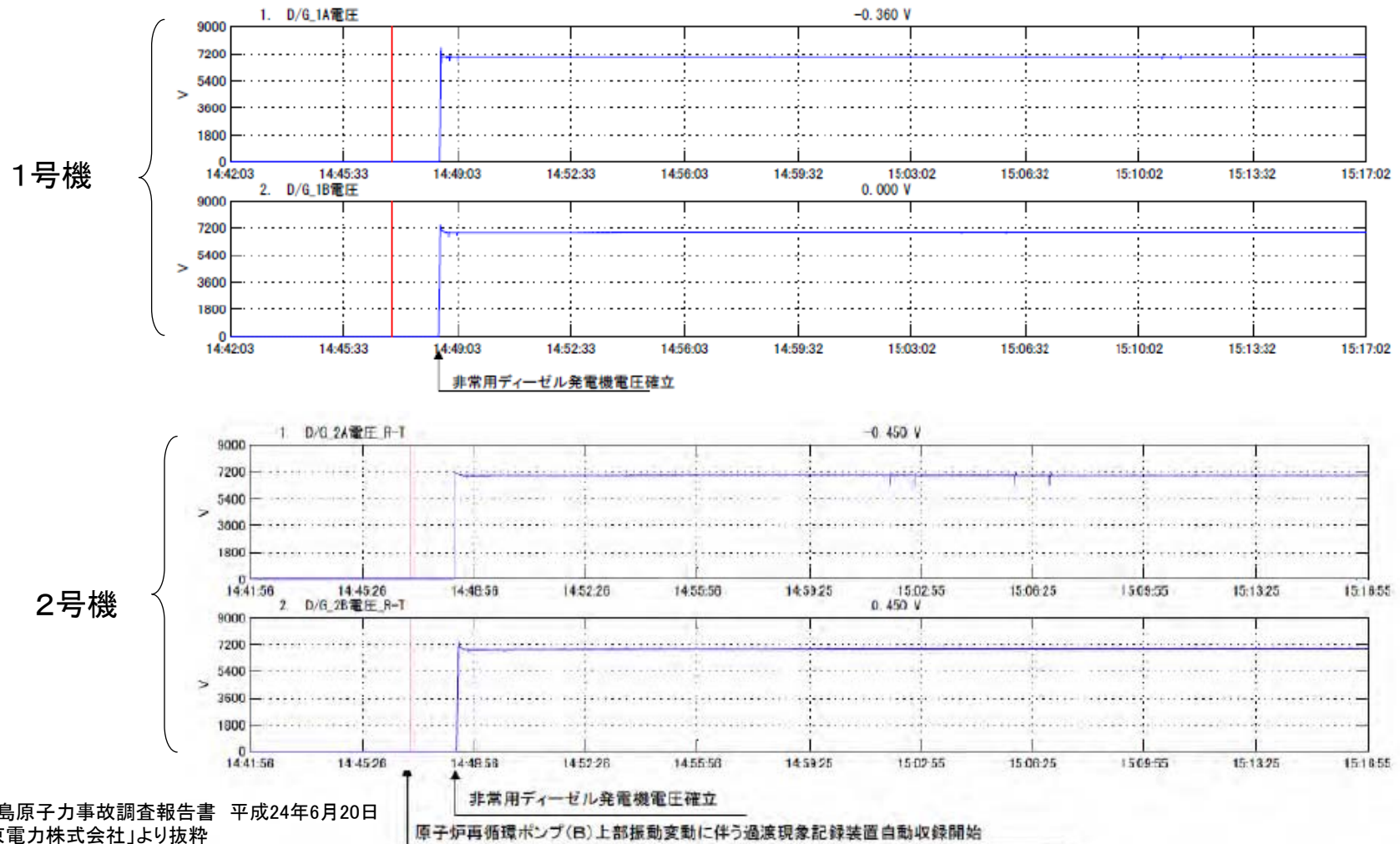


東京電力

「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」より抜粋

過渡現象記録装置の記録（１）

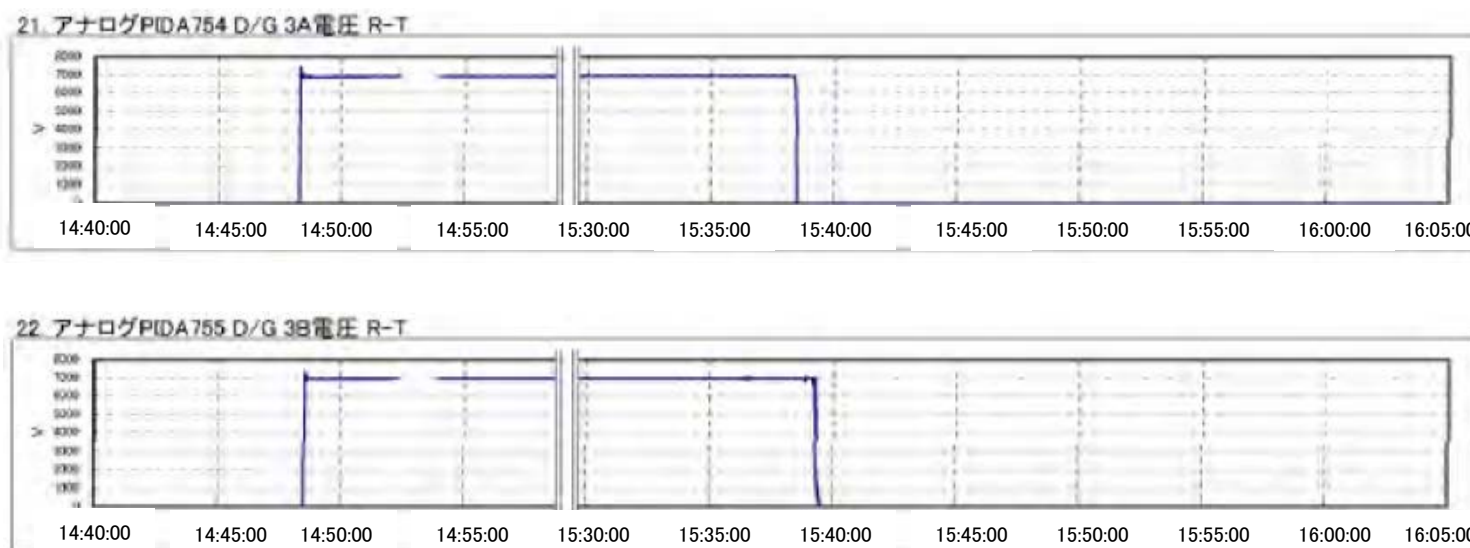
- 地震後に非常用ディーゼル発電機が自動起動し、所定の電圧が確立した。



過渡現象記録装置の記録（２）

- 地震後に非常用ディーゼル発電機が自動起動し、所定の電圧が確立した。

3号機



観測記録に基づいた地震応答解析

- 耐震安全上重要な設備のうち主要な設備、更には、地震時に重要な役割を担った設備について、今回の地震で得られた観測記録に基づいた地震応答解析を行った。

＜主要な設備＞

1～3号機共通

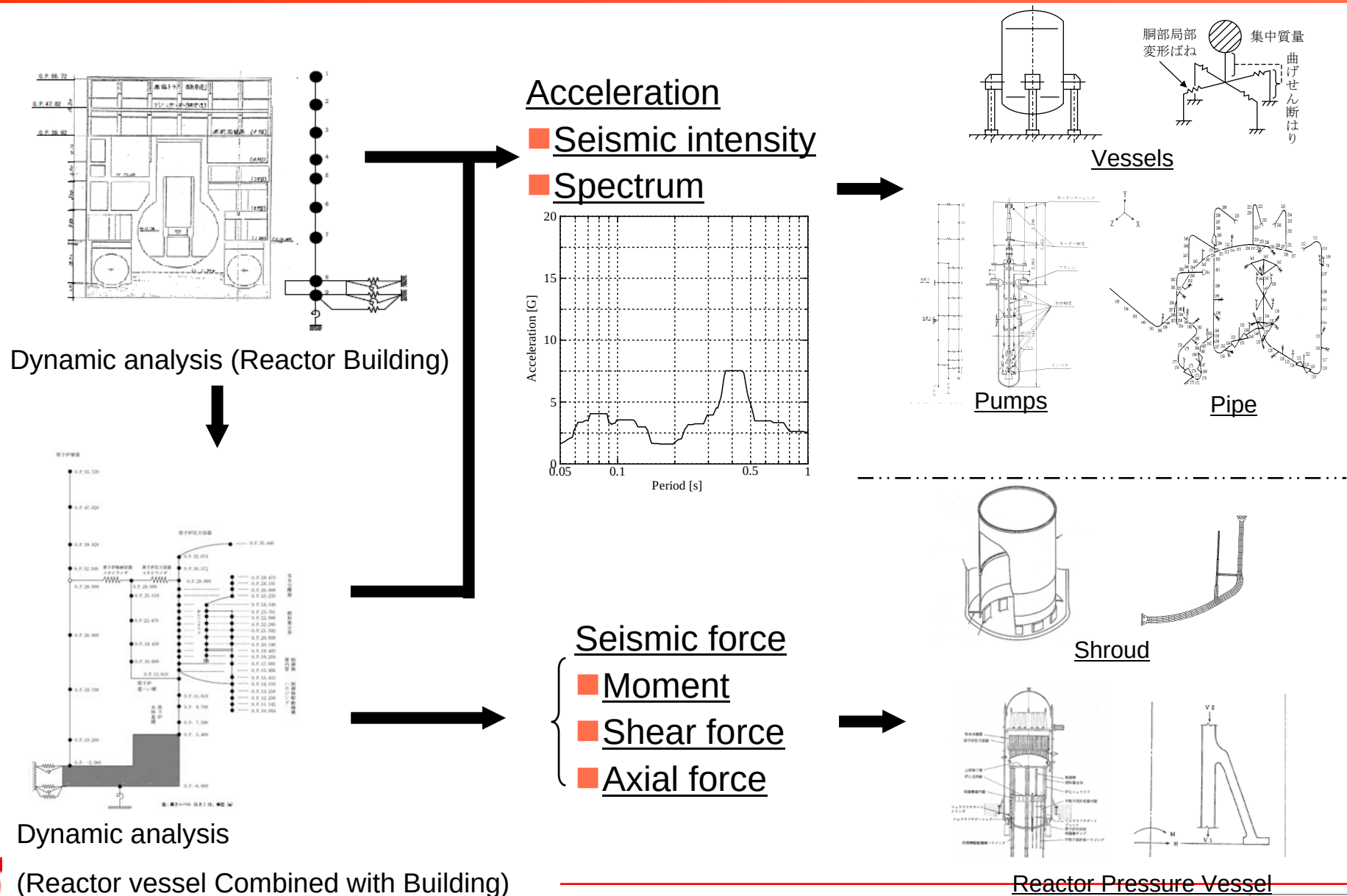
- 主蒸気系配管・原子炉压力容器・原子炉格納容器・炉心支持構造物・残留熱除去系（1号機は停止時冷却系）配管およびポンプ・制御棒

＜重要な役割を担った設備＞

- 1号機 非常用復水器系配管・弁
- 1号機 原子炉冷却材再循環系配管
- 1号機 サプレッションチェンバ支持脚
- 1・2号機 原子炉格納容器ベント管
- 2号機 炉心スプレイ系配管
- 3号機 高圧注水系配管
- 1～3号機 非常用ディーゼル発電設備

- これらの評価結果は、地震後に設備の安全機能が保持されていたことを裏付けるものであった。

地震応答解析の流れ



評価基準値について

■次ページ以降で採用している評価基準値は、以下のものを用いている。

- 構造強度評価

評価の指標は一次応力とし、原子力発電所耐震設計技術指針（以下、JEAG4601という）で「必要な機能が損なわれないよう定めた」としている許容応力状態Ⅳ_AS相当の許容応力を用いた。

- 動的機器の地震後機能維持評価（動的機能維持評価）

評価の指標は応答加速度とし、JEAG4601で「機能確認済加速度」としている値を用いた。

許容応力の例

Example of the Allowable stress value

Kind of Facility	Earthquake	Stress			
		Primary		Primary + Secondary	Primary+Secondary + Peak
		Membrane	Membrane + Bend		
Class 1 vessel	Sd	Min($S_y, 2/3S_u$) Only ASS and HNA $1.2S_m$	(Left column) $\times 1.5$	$3S_m$ (Only earthquake)	Usage factor* ≤ 1.0 (* : Earthquake + thermal)
	Ss	$2/3S_u$ Only ASS and HNA Min($2/3S_u, 2.4S_m$)	(Left column) $\times 1.5$		
Class1 pipe	Sd	$1.5S_m$	$2.25S_m$ In case of torque stress $\geq 0.55S_m$ bend + torque $\leq 1.8S_m$	$3S_m$ (Only earthquake)	Usage factor* ≤ 1.0 (* : Earthquake + thermal)
	Ss	$2S_m$	$3S_m$ In case of torque stress $\geq 0.73S_m$ bend + torque $\leq 2.4S_m$		

ASS : austenitic stainless steel

HNA : High nickel alloy

S_y : yield strength

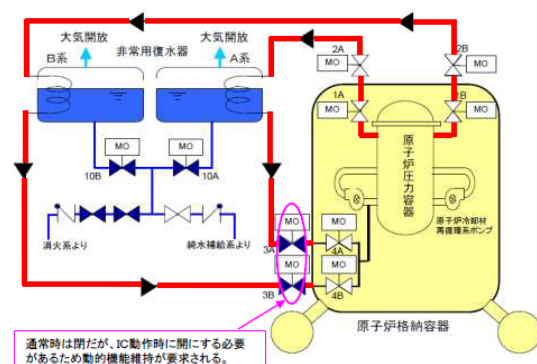
S_u : tension strength

S_m : design stress intensity values

1～3号機 安全上重要な主要な設備 地震応答解析結果

対象系統設備	評価部位	評価項目	1号機		2号機		3号機	
			計算値	評価基準値	計算値	評価基準値	計算値	評価基準値
原子炉压力容器	基礎ボルト	一次応力 (MPa)	93	222	29	222	50	222
炉心支持構造物	シュラウドサポート	一次応力 (MPa)	103	196	122	300	100	300
原子炉格納容器	ドライウェル胴	一次応力 (MPa)	98	411	87	278	158	278
主蒸気系	配管	一次応力 (MPa)	269	374	208	360	151	378
残留熱除去系 (1号機は停止時冷却系)	配管	一次応力 (MPa)	228	414	87	315	269	363
	ポンプのボルト類	一次応力 (MPa)	8	127	45	185	42	185
制御棒	燃料集合体	たわみ量 (mm)	26.4	40	33.2	40	24.1	40

1号機 非常用復水器系配管・弁 地震応答解析結果



注)通常時の弁の開閉状態を示す。

—：評価対象配管

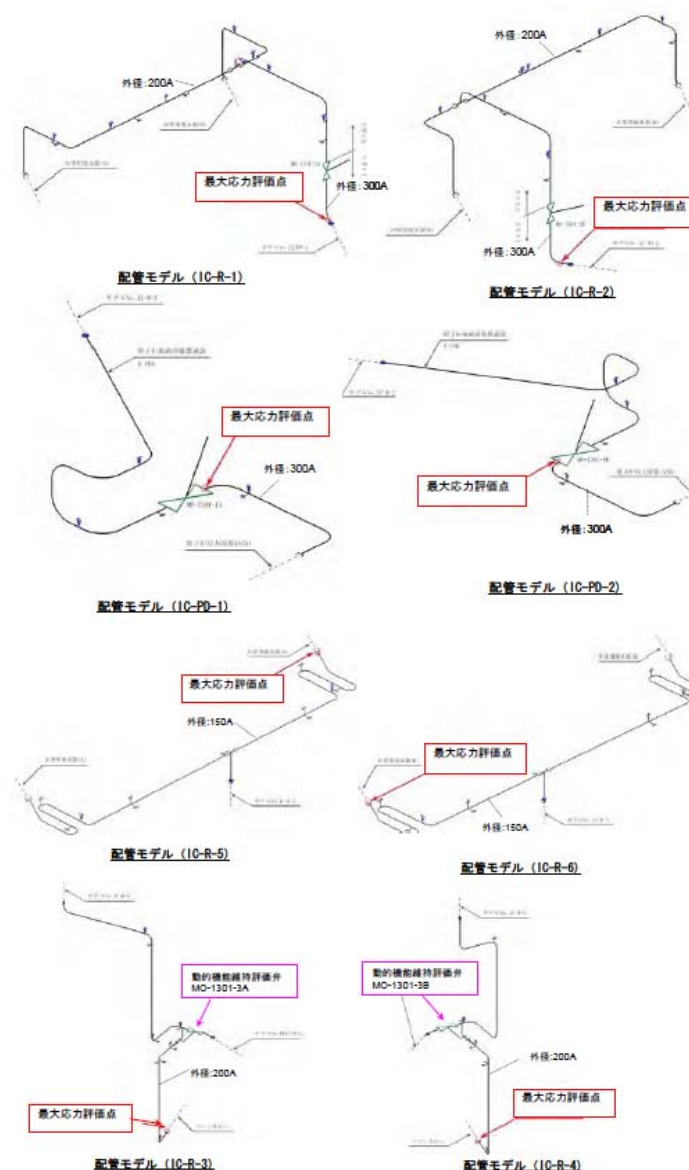
非常用復水器系概略系統図

構造強度評価結果

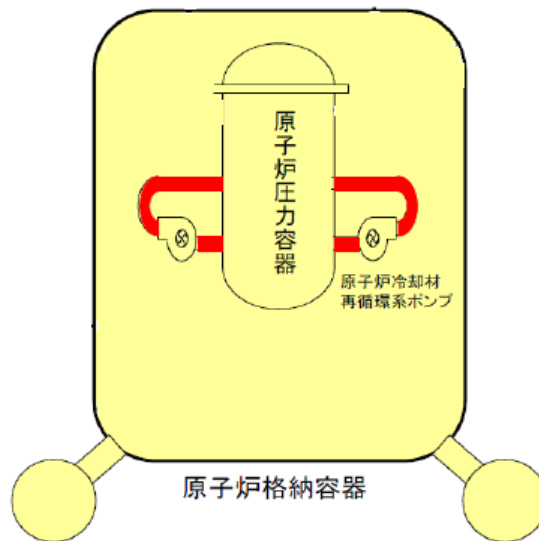
解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値※1 (MPa)	裕度
IC-PD-1	106	414	3.90
IC-PD-2	106	414	3.90
IC-R-1	94	414	4.40
IC-R-2	85	414	4.87
IC-R-3	105	310	2.95
IC-R-4	86	310	3.60
IC-R-5	75	351	4.68
IC-R-6	82	351	4.28

動的機能維持評価結果

弁名称	水平方向(G※2)		鉛直方向(G※2)	
	計算値	評価基準値※3	計算値	評価基準値※3
MO-1301-3A	0.9	6.0	2.0	6.0
MO-1301-3B	0.9	6.0	1.9	6.0



1号機 原子炉冷却材再循環系配管 地震応答解析結果



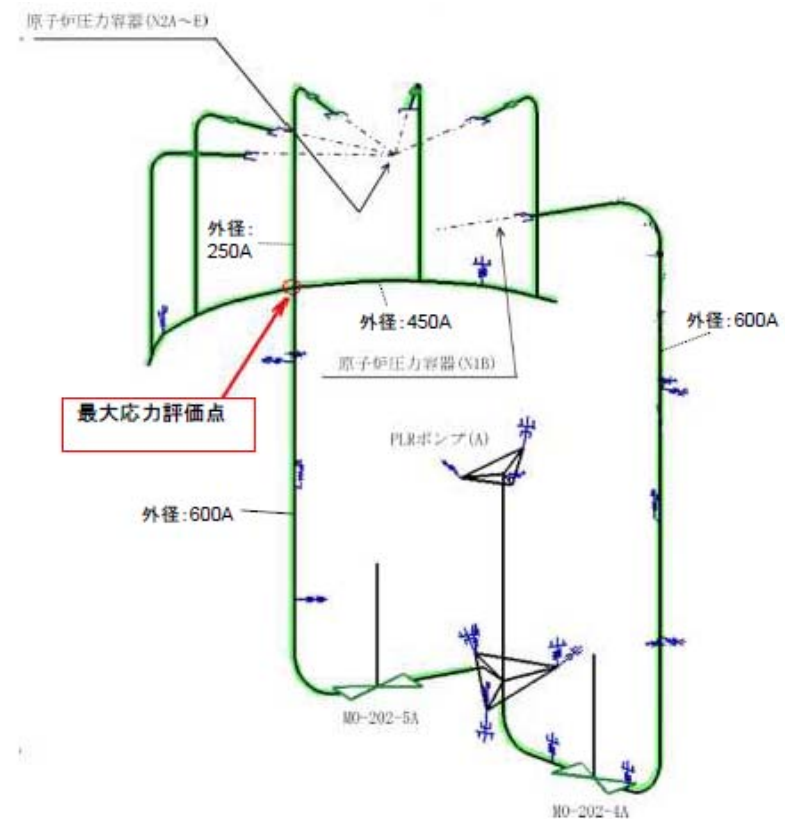
— : 評価対象配管

原子炉再循環系概略系統図

構造強度評価結果

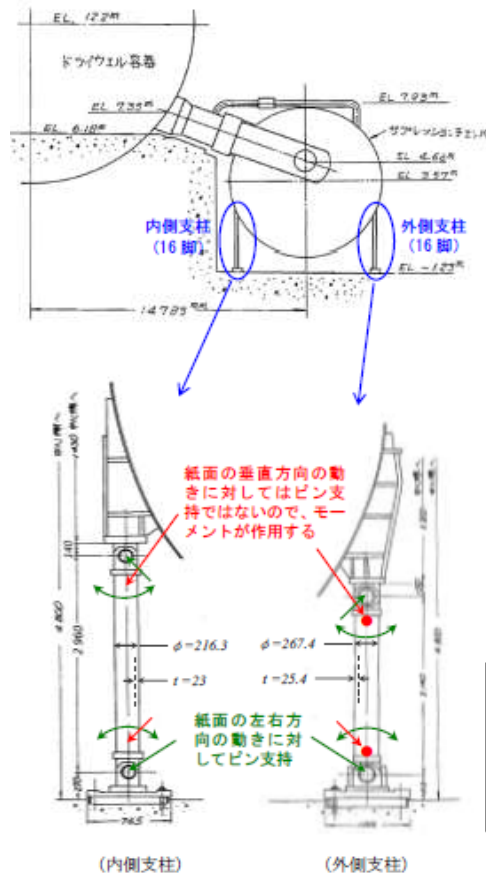
解析モデル	計算値 (MPa)	評価 基準値※1 (MPa)	裕度
PLR-PD-1	160	262	1.63
PLR-PD-2	91	262	2.87

※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)

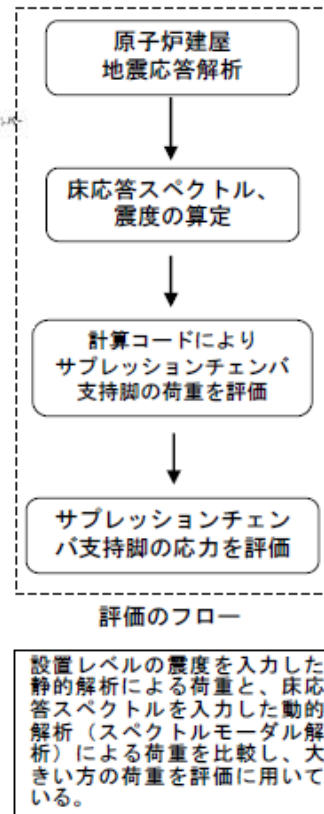


配管モデル (A系(PLR-PD-1)のモデルを示す)

1号機 サプレッションチェンバ支持脚 地震応答解析結果

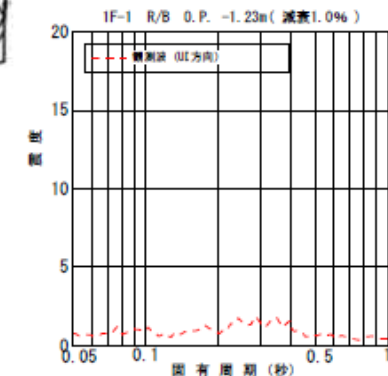
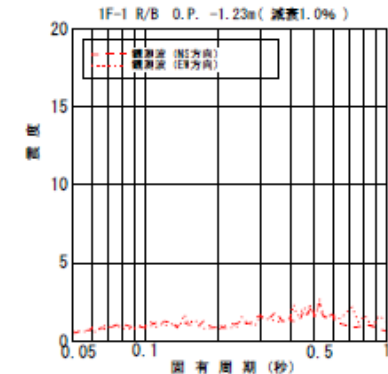
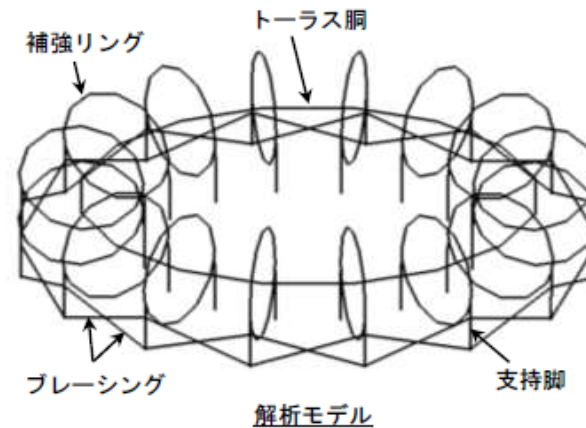


●: 評価点
構造図



サプレッションチェンバ設置レベルの震度

標高 O. P. (m)	水平方向 (NS/EW包絡)	鉛直方向
-1.23 (基礎版上)	0.47	0.27

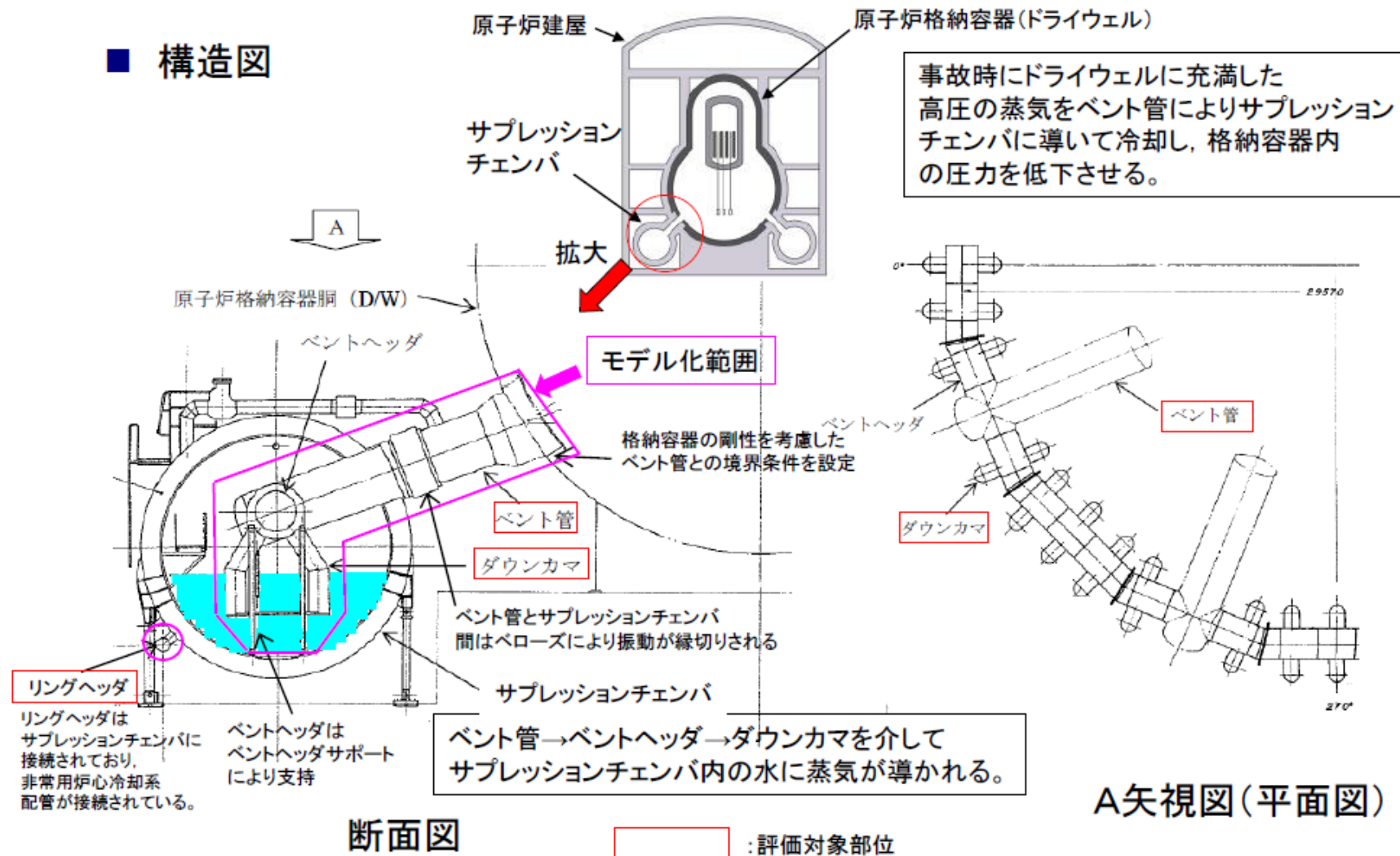


評価部位	応力分類	計算値	評価基準値	備考
支柱 (外側支柱)	組合せ	0.64	1.0	圧縮+曲げ
		0.46	1.0	引張+曲げ

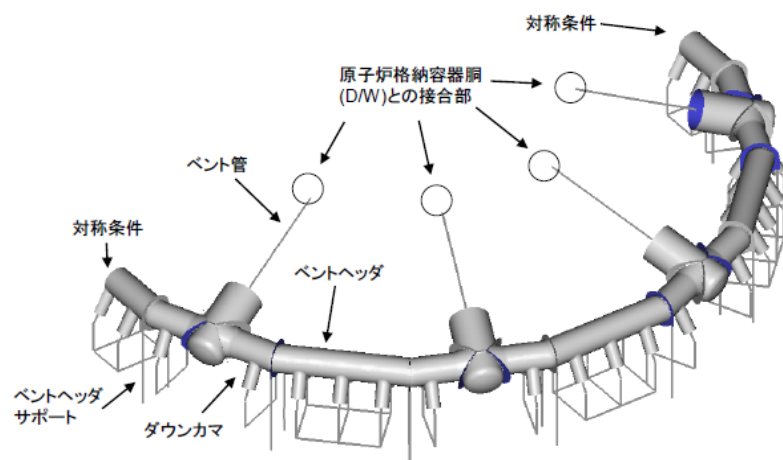
資料2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(建築物・構造、機器・配管系の地震応答解析結果)(東京電力福島第一、第二原子力発電所) 平成23年12月9日 原子力安全・保安院」より抜粋

1号機 原子炉格納容器ベント管 地震応答解析結果（1）

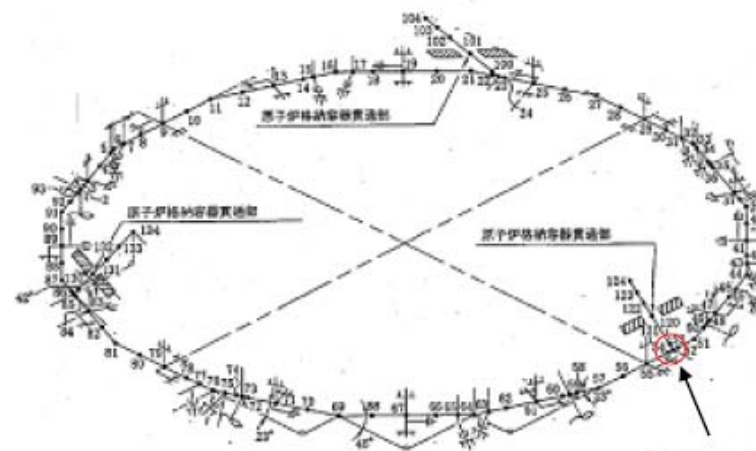
■ 構造図



1号機 原子炉格納容器ベント管 地震応答解析結果（2）



＜ベント管・ダウンカマ＞



＜リングヘッド＞

応力評価点
(非常用炉心冷却系配管
との接続部)

ベント管等の地震応答解析モデル図

建築物・構造7-2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所 追加検討評価) 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」より抜粋

1号機 ベント管他 構造強度評価結果(単位:MPa)

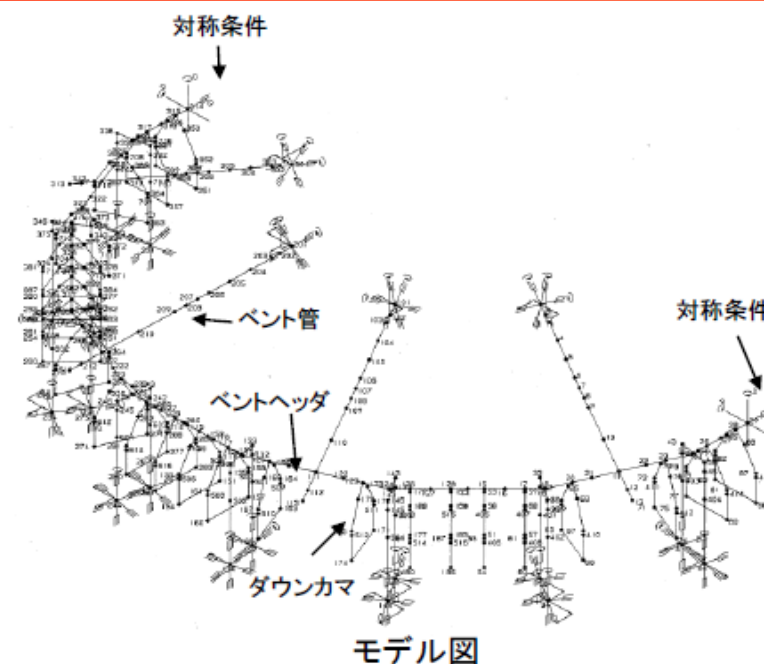
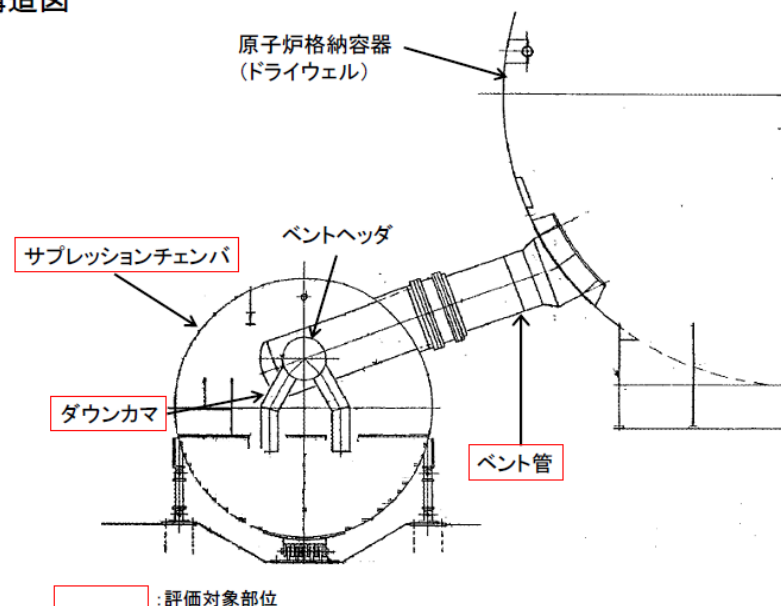
評価部位	計算値	評価基準値	裕度
ベント管	75	411	5.48
ベントヘッドとダウンカマとの結合部	120	346	2.88
ダウンカマ本体	16	230	14.73
リングヘッド	122	432	3.54

＜参考資料＞

建築物・構造7-2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所 追加検討評価) 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」
建築物・構造8-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年2月8日 原子力安全・保安院」

2号機 原子炉格納容器ベント管 地震応答解析結果

■ 構造図



建築物・構造7-2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所 追加検討評価) 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」より抜粋

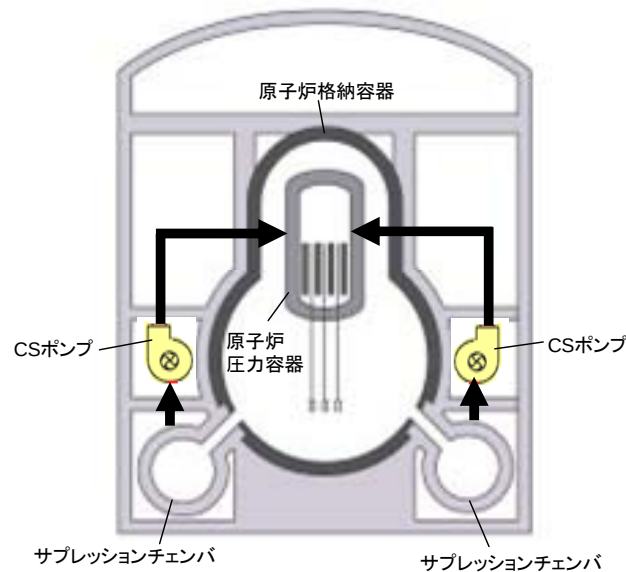
2号機 ベント管他 構造強度評価結果(単位:MPa)

評価部位	計算値	評価基準値	裕度
ベント管	91	418	4.59
ベントヘッドとダウンカマとの結合部	145	354	2.44
ダウンカマ本体	12	236	19.66

<参考資料>

建築物・構造7-2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所 追加検討評価) 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」
建築物・構造8-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年2月8日 原子力安全・保安院」

2号機 炉心スプレイ系配管 地震応答解析結果

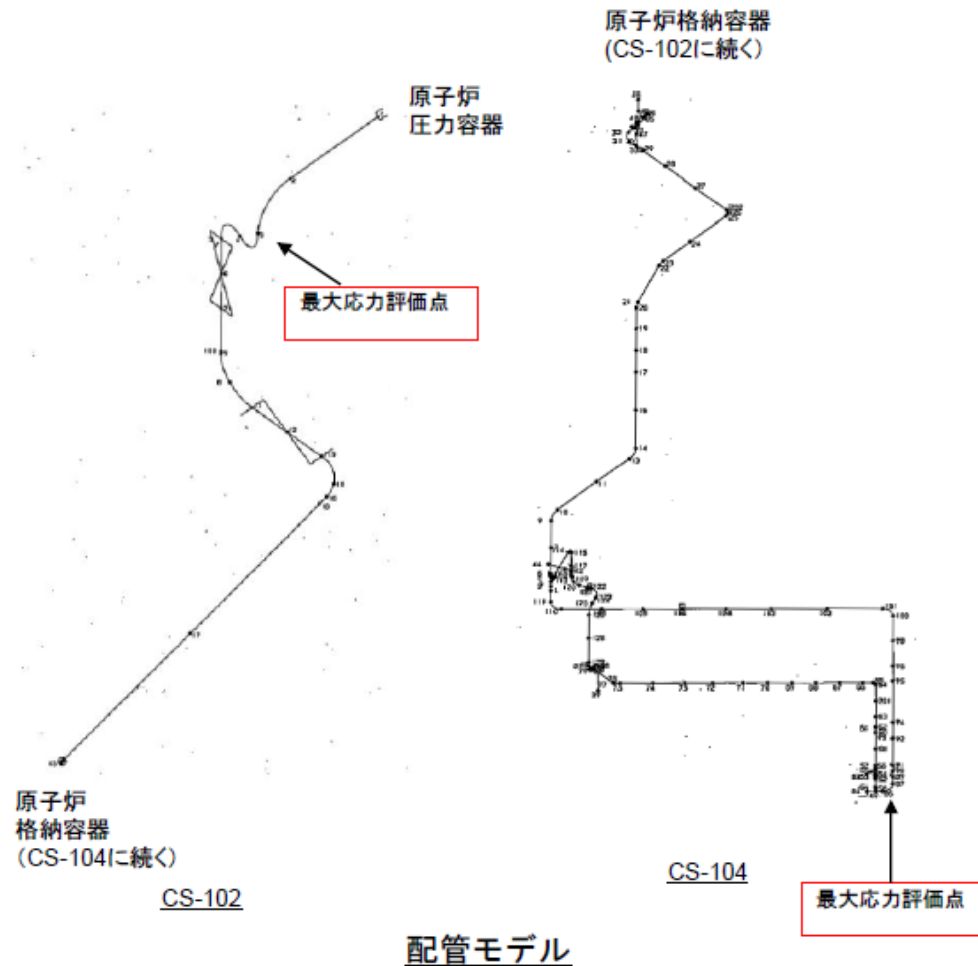


炉心スプレイ系概略系統図

構造強度評価結果

解析モデル	計算値 [MPa]	評価 基準値※1 [MPa]	裕度
CS-102	160	375	2.34
CS-104	200	364	1.82

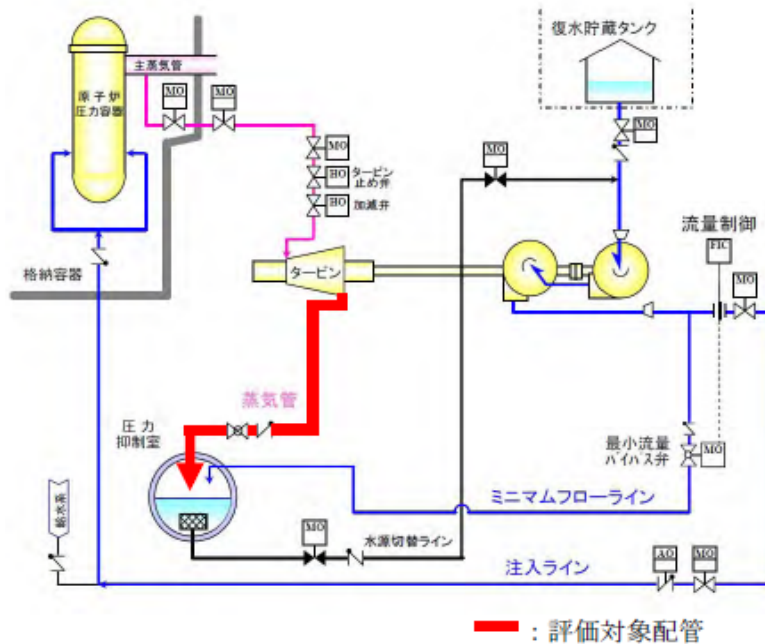
※1:「発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005」に示される供用状態Dに対する許容値(「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984」に示される許容応力状態IVAS相当)



配管モデル

建築物・構造7-2-1「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所 追加検討評価) 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」より抜粋・一部加筆

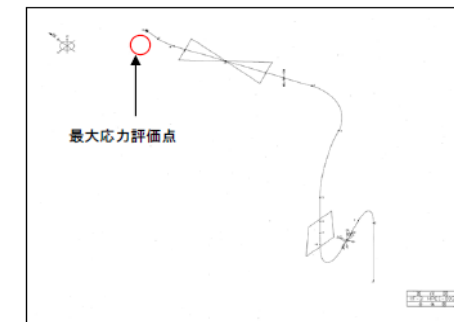
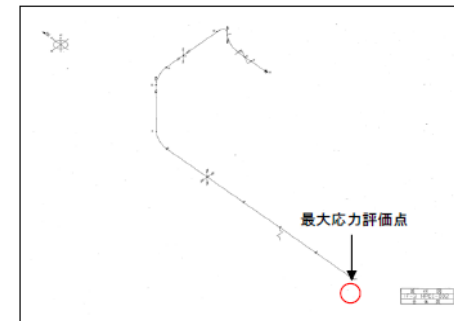
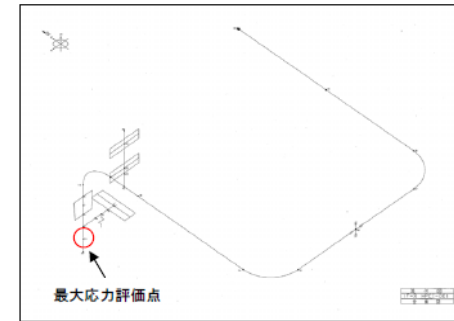
3号機 高圧炉心注水系配管 地震応答解析結果



高圧注水系概略系統図

高圧注水系配管の耐震性評価結果

解析モデル	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	応力比 (計算値/評価基準値)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22



高圧注水系配管解析モデル
(上から HPCI-001、HPCI-002、HPCI-003)

<補足>

運転員からの聞き取り調査により、高圧注水系室や高圧注水系の蒸気配管が通っているトラス室に、配管が破断したような異常は認められなかったことが確認された。

<参考資料>

「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」 97頁



東京電力

「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」より抜粋

1～3号機 非常用ディーゼル発電設備 地震応答解析結果

■ 構造強度評価結果

号機	評価対象設備	評価対象部位	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
1号機	ディーゼル機関及び発電機	据付ボルト	26	207
1号機	燃料サービスタンク	据付ボルト	18	207
1号機	始動空気槽	据付ボルト	19	207
2号機	ディーゼル機関及び発電機	基礎ボルト	38	146
2号機	燃料油タンク	基礎ボルト	137	183
2号機	始動空気槽	胴板	91	268
3号機	ディーゼル機関及び発電機	基礎ボルト	56	146
3号機	燃料油タンク	基礎ボルト	137	183
3号機	始動空気槽	胴板	91	288

<補足>

国会事故調報告書で地震による損傷の可能性が指摘されているが、本評価結果からは、それらを伺うことはできない。

■ 動的機能維持評価結果（加速度を重力加速度で規格化）

号機	評価対象設備	加速度確認部位	水平		鉛直	
			計算値	評価基準値	計算値	評価基準値
1号機	ディーゼル機関	重心位置	0.60	1.1	0.35	1.0
2号機	ディーゼル機関	重心位置	0.69	1.1	0.44	1.0
3号機	ディーゼル機関	重心位置	0.79	1.1	0.54	1.0

参考資料「平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたタービン建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書 平成23年8月17日 東京電力株式会社」

5号機の地震応答解析およびプラントウォークダウン

- 5号機は、1～3号機と類似のプラントでかつ、今回地震の揺れがほぼ同等だった。
- 上記を踏まえ、1～3号機の地震による影響を推定する手段の一つとして、現場確認が可能な5号機を対象に、プラントウォークダウンを実施した。
- 合わせて、地震観測記録に基づいた耐震Sクラス設備全般の地震応答解析を実施した。
- これらからは、5号機の安全上重要な設備の地震による機能損傷は確認されなかった。
- 前述のプラント記録と合わせて推測すると、1～3号機についても、地震影響によってプラントの安全機能が損なわれなかったと考えられる。

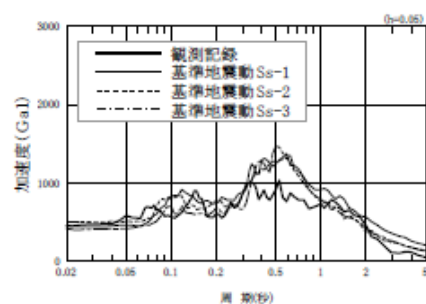
今回地震時の5号機の揺れの程度

- 5号機は、今回の地震で1～3号機と同程度の揺れに見舞われているため、1～3号機の地震影響を類推する上で、適切な代表プラントである。

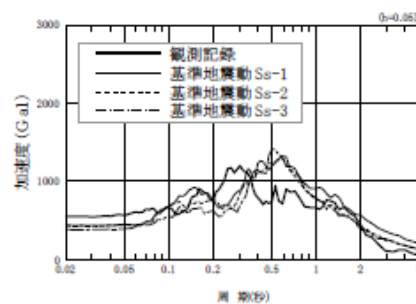
東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所で取得された観測記録と基準地震動Ssに対する応答値との比較

観測点 (R/B基礎版上)		観測記録			基準地震動Ssに対する		
		最大加速度値 (ガル)			最大応答加速度値 (ガル)		
		NS 方向	EW 方向	UD 方向	NS 方向	EW 方向	UD 方向
福島第一	1号機	460	447	258	487	489	412
	2号機	348	550	302	441	438	420
	3号機	322	507	231	449	441	429
	4号機	281	319	200	447	445	422
	5号機	311	548	256	452	452	427
	6号機	298	444	244	445	448	415

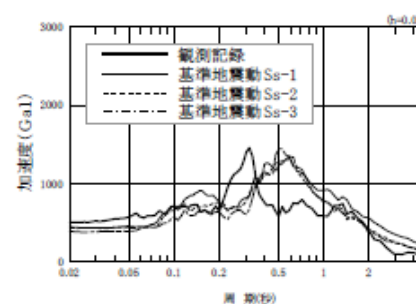
注) NS: 南北, EW: 東西, UD: 上下



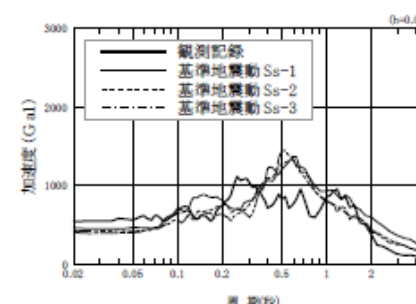
1号機



2号機



3号機

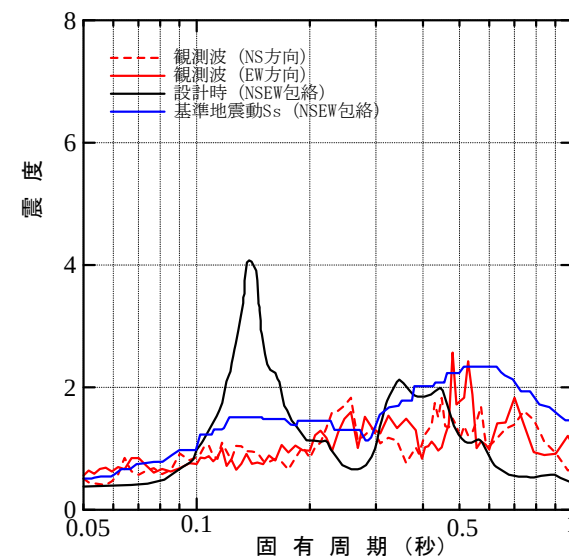


5号機

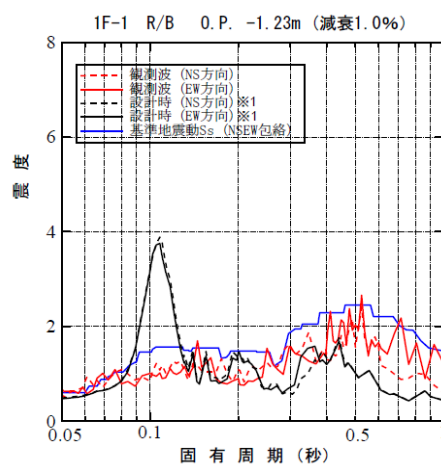
図表は「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」より抜粋

耐震設計条件の比較

- 5号機の耐震設計条件は、1～3号機の耐震設計条件とほぼ同等であることから、5号機のプラント耐力は1～3号機とほぼ同等であると考えられる。1～3号機の地震影響を推定する上で、5号機は適切な代表プラントと考える。

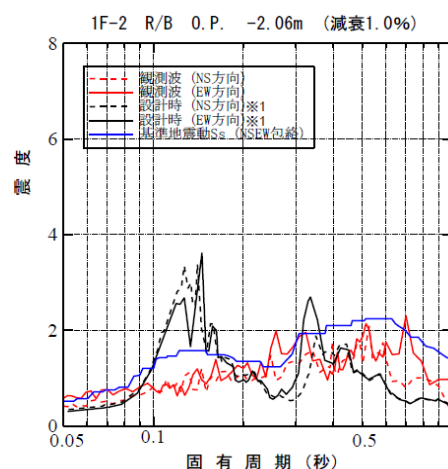


5号機 原子炉建屋基礎版上（水平方向） 減衰1%

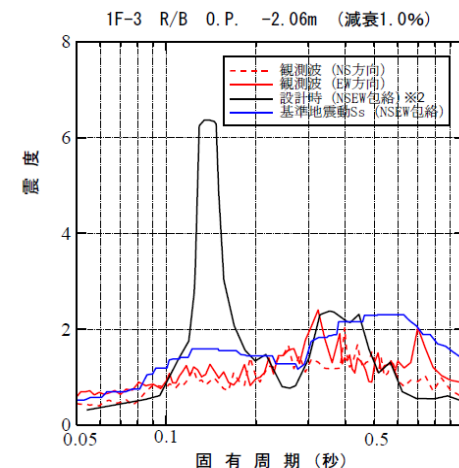


1号機原子炉建屋 O.P.-1.23m床応答スペクトル（水平方向）

※1 再現解析により作成



2号機原子炉建屋 O.P.-2.06m床応答スペクトル（水平方向）

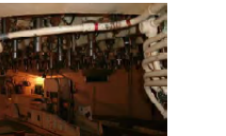
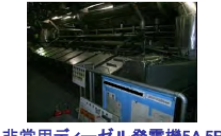
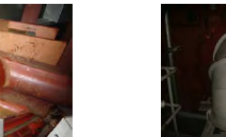


3号機原子炉建屋 O.P.-2.06m床応答スペクトル（水平方向）

※2 書類に残っていたグラフを読み取ることにより作成

5号機 プラントウォークダウン結果

2011.8.18～8.30撮影

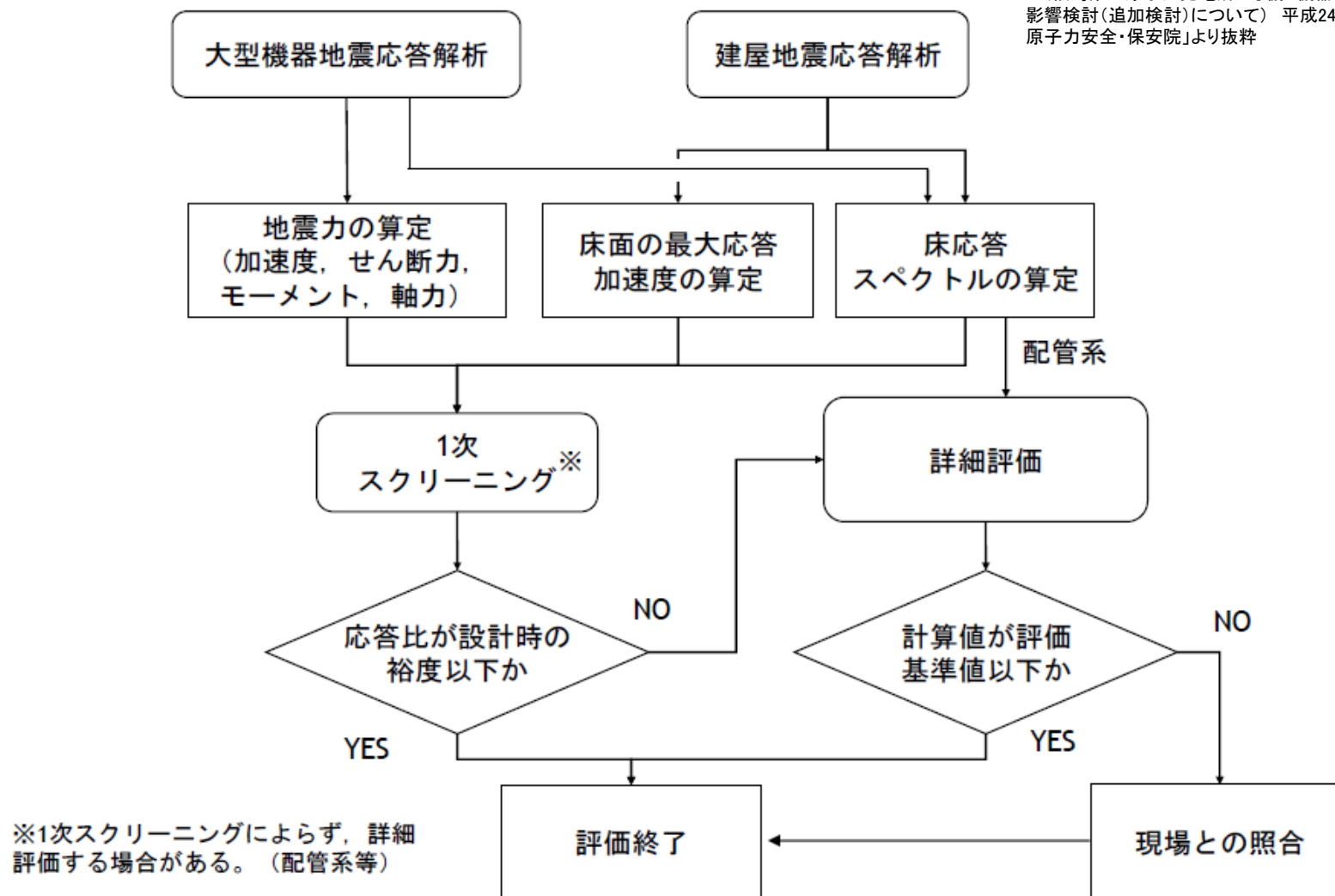
原子炉建屋					タービン建屋		
4階 3階	 原子炉建屋補機冷却系ポンプ ・機器には外観上異常なし (A)運転中 (B)(C)待機中	 可燃性ガス濃度制御系 ・機器には外観上異常なし 3階	 燃料プール冷却浄化系ポンプ ・両号機腐食(発錆)が若干認められるものの、機器には外観上異常なし (A)運転中、(B)待機中	 ほう酸水注入系ポンプ ・機器には外観上異常なし 4階	2階	 高圧タービン ・フロントスタンダード基礎ボルト近傍に亀裂あり	 タービン駆動原子炉給水ポンプ ・機器には外観上異常なし
2階 1階	 主蒸気隔離弁 ・機器には外観上異常なし 1階	 水圧制御ユニット ・機器には外観上異常なし	 原子炉冷却材浄化系ポンプ ・機器には外観上異常なし 2階	 原子炉建屋補機冷却系熱交換器 ・機器には外観上異常なし	1階	 計装用空気圧縮機 ・機器には外観上異常なし (A)待機中 (B)運転中	 タービン建屋補機冷却系ポンプ ・機器には外観上異常なし (A)電源水没により使用不可 (B)運転中 (C)待機中
地下	 炉心スプレイ系ポンプ ・機器には外観上異常なし ・床面に滞留水あり ・同エリア壁面貫通部に漏洩痕	 残留熱除去系ポンプ ・機器には外観上異常なし ・床面に滞留水あり	 高圧注水系 ・機器には外観上異常なし ・床面に滞留水あり	 制御棒駆動水ポンプ ・機器には外観上異常なし		 湿分離器 ・保温材の外れ、サポートずれあり	 湿分離器廻り配管 ・No.3湿分離器ドレン配管から分岐する小口径配管に破損あり
格納 容器内	 主蒸気隔離弁 ・機器には外観上異常なし	 逃し安全弁 ・機器には外観上異常なし	 ベDESTAL内 ・機器には外観上異常なし	 原子炉圧力容器支持スカート部 ・基礎ボルト部に錆があるものの、機器には外観上異常なし		 6.9kV M/C ・津波による浸水後に排水並びに溝の設置、清掃等実施し受電中	 非常用ディーゼル発電機5A,5B ・機器には外観上異常なし
	 スタビライザー(PCV側) ・機器には外観上異常なし	 スタビライザー(RPV側) ・機器には外観上異常なし	 原子炉再循環系ライザー管 ・機器には外観上異常なし		 480V P/C ・P/C6B-1は盤全体が被水し使用不可	 電動駆動原子炉給水ポンプ ・機器には外観上異常なし	

「福島原子力事故調査報告書 平成24年6月20日 東京電力株式会社」より抜粋

5号機 地震応答解析評価方針

■ 評価方針(フロー)

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋



詳細評価対象のスクリーニングについて

■ 構造強度評価（1次スクリーニング）

- 今回の地震荷重等と設計時（工事計画書の強度計算書）における地震荷重等との比（応答比）が、設計時の裕度（評価基準値／計算値）以下であることを確認する。
- 応答比が設計時の裕度を超える場合は、詳細評価を実施する。

$$\alpha \text{（応答比）} < \beta \text{（設計時の裕度）}$$

（評価基準値／計算値）

○応答比

$$\alpha = \frac{\text{今回の地震荷重等}}{\text{設計時の地震荷重等}}$$

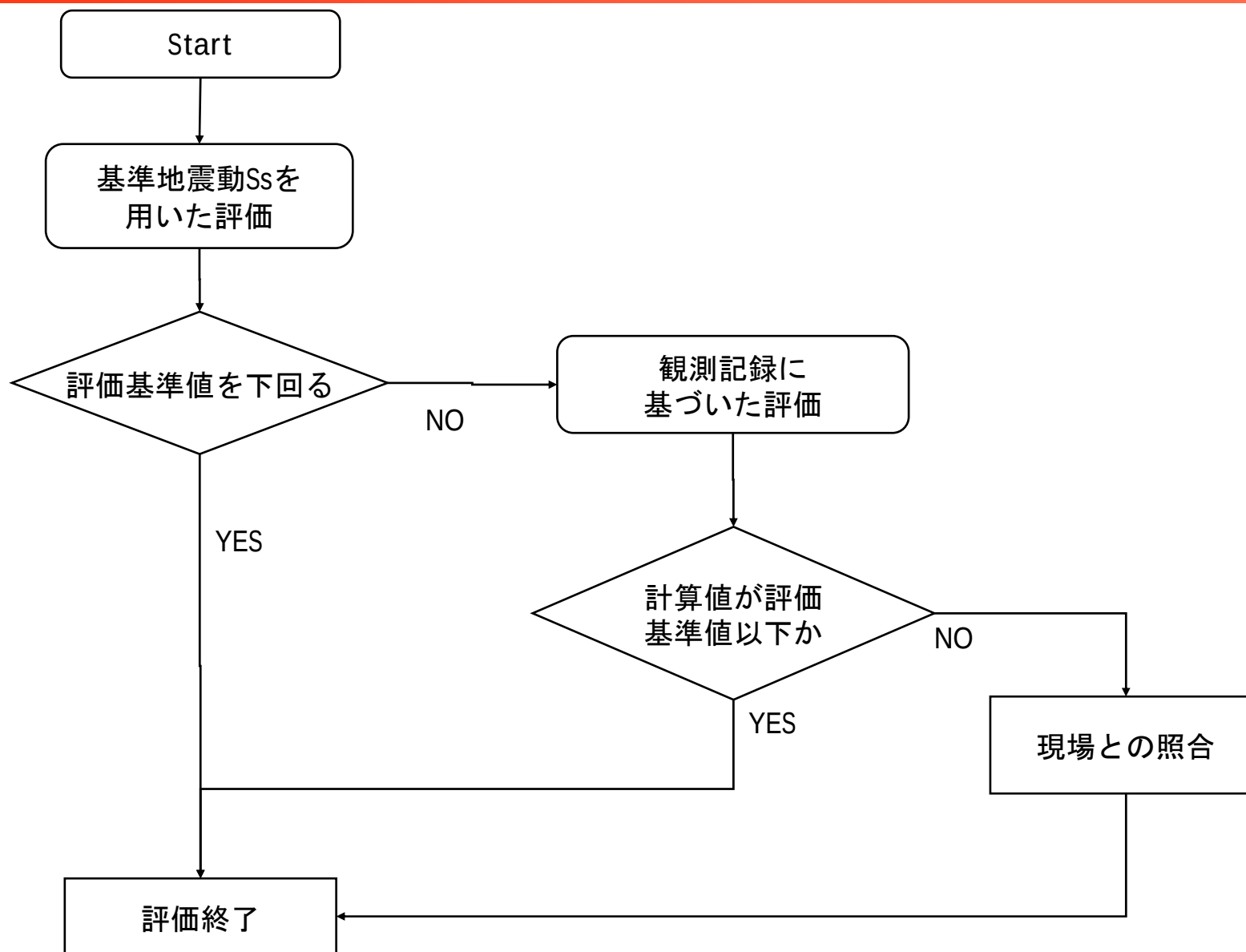
※設計時の地震荷重等とは、工事計画書の強度計算書で用いているモーメントや加速度等を指す。



東京電力

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 配管地震応答解析方針



5号機 地震応答解析結果（1）

■ 評価結果（1次スクリーニング（1/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉圧力容器	支持スカート	スカート	膜	1.47	4.70	○
		制御棒貫通孔用スリーブ	スリーブ	軸圧縮	1.92	2.10	○
		再循環水入口ノズル(N2)	ノズル セーフエンド	膜+曲げ	1.64	1.96	○
		給水ノズル(N4)	ノズル セーフエンド	膜	0.85	1.80	○
		スタビライザブラケット	スタビライザ 取付部円筒胴	膜	1.07	1.53	○
		ベアリングプレート および取付ボルト	ベアリング プレート	膜+曲げ	1.75	3.76	○
	原子炉圧力容器 付属構造物	スタビライザ (RPV～遮へい壁間)	ガセット プレート	曲げ	1.07	1.61	○
		スタビライザ (遮へい壁～格納容器間)	接続パイプ	圧縮	0.70	1.82	○

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 地震応答解析結果（2）

■ 評価結果（1次スクリーニング（2/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉炉心構造物	給水スパージャ	ヘッダ	膜＋曲げ	1.94	5.52	○
		炉心スプレイスパージャ	ヘッダ	膜＋曲げ	2.14	27.60	○
		ジェットポンプ	ライザ	膜	1.83	2.78	○
		炉心シュラウド	下部胴	膜	2.55	4.45	○
		上部格子板	グリッド プレート	膜＋曲げ	0.56	1.77	○
		炉心支持板	支持板	膜＋曲げ	2.00	4.06	○
		制御棒案内管	長手方向 中央部外表面	膜＋曲げ	1.92	16.55	○
		中性子束計測案内管	中性子束 計測案内管	膜＋曲げ	1以下	2.22	○

5号機 地震応答解析結果（3）

■ 評価結果（1次スクリーニング（3/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉本体	原子炉炉心 構造物	炉心スプレイ系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜＋曲げ	2.14	8.62	○
		差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜＋曲げ	2.00	23.00	○
	原子炉本体 の基礎	支持構造物(基部)	鉄筋	引張	1.24	1.24	○
		支持構造物(頂部)	梁部	せん断力	0.96	1.01	○

5号機 地震応答解析結果（4）

■ 評価結果（1次スクリーニング（4/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
計測制御系統設備	制御棒駆動 機構水圧系	水圧制御ユニット	フレーム	最大主応力	1.55	6.87	○
	ほう酸水 注入系	ほう酸水注水系ポンプ	ポンプ取付 ボルト	引張	2.50	4.15	○
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	アンカボルト	引張	2.50	3.81	○
	計測装置	現場盤	ボルト	引張	1.80	30.85	○

5号機 地震応答解析結果（5）

■ 評価結果（1次スクリーニング（5/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉冷却系統設備	除去系 残留熱	残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	組合せ	1.20	1.40	○
		残留熱除去系ストレナ	ポケットシート (多孔プレート)	一次応力	0.84	1.06	○
	冷却系 原子炉隔離時	原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張	1.34	6.86	○
		原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン	固定用 ノックピン	せん断	1.34	3.42	○
	高圧注水系	高圧注水ポンプ	主ポンプ 取付ボルト	せん断	1.34	6.49	○
		高圧注水ポンプ 駆動用タービン	タービン固定用 ガイドブロック	せん断	1.34	4.11	○
	スプレイ系 炉心	炉心スプレイ系ポンプ	ポンプ支持台 取付ボルト	引張	1.34	2.36	○
		炉心スプレイ系ストレナ	ポケットシート (多孔プレート)	一次応力	1.06	1.76	○



5号機 地震応答解析結果（6）

■ 評価結果（1次スクリーニング（6/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉格納施設	原子炉格納容器	ドライウェル	サンド クッション部	膜	1.15	1.58	○
		ドライウェルベントノズル	インサートプレート 取付部	膜＋曲げ	1.19	2.29	○
		ドライウェルスタビライザ (シアラグ)	フィメールシヤラグ 溶接部	組合せ	0.47	1.68	○
		ドライウェルビームシート (下部ビームシート)	ビームシート 取付部	膜＋曲げ	1.21	3.73	○
		ドライウェル内側スカート	コンクリート	圧縮	0.68	1.74	○
		ベントヘッダ	エンドプレート	せん断	1.15	1.17	○
		イクイップメントハッチ	インサートプレート 取付部	膜＋曲げ	1.18	4.94	○
		パーソネルエアロック	ハースネルエアロック 取付部	膜＋曲げ	1.18	17.35	○

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 地震応答解析結果（7）

■ 評価結果（1次スクリーニング（7/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
原子炉格納施設	圧力低減装置 その他安全装置	サプレッションチェンバ スプレイヘッダ	ボルト	組合せ	1.15	1.76	○
	格納容器 貫通部	貫通部（スリーブ）	ペネトレーション	一次応力	0.43	5.88	○
放射線管理設備	非常用ガス 処理系	非常用ガス処理系 排風機	ボルト	せん断	1.80	16.81	○
		非常用ガス処理系 トレイン	脚柱	曲げ	1.80	5.76	○
	放射線管理用 計測装置	格納容器雰囲気 放射線モニタ	取付ボルト	せん断	1.49	40.33	○
		原子炉建屋換気系 放射線モニタ	取付ボルト	引張	1.76	92.00	○

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 地震応答解析結果（8）

■ 評価結果（1次スクリーニング（8/8））

評価対象設備			評価部位	応力分類	応答比 (α)	設計時の裕度 (β)	判定
燃料設備	燃料取扱装置	燃料交換プラットフォーム	(耐震Bクラス設備) 今回の地震後において落下していないことを確認。				○
		原子炉建屋クレーン	(耐震Bクラス設備) 今回の地震後において落下していないことを確認。				○
	燃料設備	使用済燃料貯蔵設備	ラック取付 ボルト	引張	2.50	3.05	○
		制御棒貯蔵設備	ラック基礎 ボルト	引張	2.50	47.25	○

5号機 地震応答解析結果（9）

■ 評価結果（詳細評価（1/6））

評価対象設備			評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
原子炉本体	圧力容器 原子炉	胴板	円筒胴	膜	181	326	○
		基礎ボルト	基礎ボルト	引張	53	222	○
	原子炉炉心 構造物	蒸気乾燥器ハウジング	アースクエーク ブロック	せん断	56	82	○
		シュラウドサポート	シュラウド サポートレグ	膜	84	300	○

5号機 地震応答解析結果（10）

■ 評価結果（詳細評価（2/6））

評価対象設備			評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
系統設備 計測制御	計測装置	起動領域モニタ ドライチューブ	ドライ チューブ	膜＋曲げ	105	427	○
		LPRM検出器集合体	カバー チューブ	膜＋曲げ	82	254	○
系統設備 原子炉冷却	除去系 残留熱	残留熱除去系ポンプ	電動機取付 ボルト	引張	44	185	○
原子炉格納施設	原子炉格納容器	ドライウェルビームシート (上部ビームシート)	シートプレート 溶接部	せん断	16	161	○
		サプレッションチェンバ	耐震サポート 取付部	膜	134	255	○
		サプレッションチェンバ 耐震サポート	アンカボルト	せん断	194	342	○
		サプレッションチェンバ コラムサポート	支柱	組合せ	0.61	1.0	○
		評価基準値に対する比率					

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 地震応答解析結果（1 1）

■ 評価結果（詳細評価（3/6））

注：下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	主蒸気系	配管本体	一次応力	244	417	○
		サポート	スナツバ反力	<u>40 kN</u>	<u>67 kN</u>	○
	残留熱除去系	配管本体	一次応力	189	364	○
		サポート	一次応力	159*	245	○
	原子炉冷却材再循環系	配管本体	一次応力	<u>245</u>	<u>354</u>	○
		サポート	一次応力	149*	234	○
	給水系	配管本体	一次応力	167*	363	○
		サポート	一次応力	105*	245	○

* 基準地震動Ssによる中途段階での暫定計算結果が評価基準値を超えるものであったが、その後、観測記録に基づいた詳細検討が進捗し、計算結果が評価基準値を下回る結果となったもの。

（参考資料）

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」

建築物・構造7-2-2「福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系に係る現場調査結果報告 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」

建築物・構造10-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年6月25日 原子力安全・保安院」

5号機 地震応答解析結果（1 2）

■ 評価結果（詳細評価（4/6））

注：下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	原子炉冷却材浄化系	配管本体	一次応力	<u>79</u>	<u>337</u>	○
		サポート	一次応力	<u>160</u>	<u>245</u>	○
	放射性ドレン移送系	配管本体	一次応力	<u>102</u>	<u>366</u>	○
		サポート	一次応力	<u>13</u>	<u>245</u>	○
	ほう酸水注入系	配管本体	一次応力	<u>174</u>	<u>351</u>	○
		サポート	一次応力	<u>73</u>	<u>245</u>	○
	原子炉隔離時冷却系	配管本体	一次応力	<u>331</u>	<u>364</u>	○
		サポート	一次応力	234*	245	○

* 基準地震動Ssによる中途段階での暫定計算結果が評価基準値を超えるものであったが、その後、観測記録に基づいた詳細検討が進捗し、計算結果が評価基準値を下回る結果となったもの。

（参考資料）

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」

建築物・構造7-2-2「福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系に係る現場調査結果報告 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」

建築物・構造10-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年6月25日 原子力安全・保安院」

5号機 地震応答解析結果（13）

■ 評価結果（詳細評価（5/6））

注：下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	高圧注水系	配管本体	一次応力	<u>353</u>	<u>402</u>	○
		サポート	一次応力	221*	245	○
	炉心スプレイ系	配管本体	一次応力	<u>197</u>	<u>336</u>	○
		サポート	一次応力	<u>63</u>	<u>245</u>	○
	燃料プール冷却浄化系	配管本体	一次応力	<u>140</u>	<u>431</u>	○
		サポート	一次応力	<u>18</u>	<u>245</u>	○

* 基準地震動Ssによる中途段階での暫定計算結果が評価基準値を超えるものであったが、その後、観測記録に基づいた詳細検討が進捗し、計算結果が評価基準値を下回る結果となったもの。

（参考資料）

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」

建築物・構造7-2-2「福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系に係る現場調査結果報告 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」

建築物・構造10-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年6月25日 原子力安全・保安院」

5号機 地震応答解析結果（14）

■ 評価結果（詳細評価（6/6））

注：下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		評価部位	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	判定
配管	可燃性ガス濃度制御系	配管本体	一次応力	<u>210</u>	<u>363</u>	○
		サポート	一次応力	<u>126</u>	<u>245</u>	○
	不活性ガス系	配管本体	一次応力	<u>263</u>	<u>335</u>	○
		サポート	一次応力	244*	245	○
	残留熱除去海水系	配管本体	一次応力	<u>338</u>	<u>428</u>	○
		サポート	一次応力	100*	245	○

* 基準地震動Ssによる中途段階での暫定計算結果が評価基準値を超えるものであったが、その後、観測記録に基づいた詳細検討が進捗し、計算結果が評価基準値を下回る結果となったもの。

（参考資料）

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討))について」平成24年1月20日 原子力安全・保安院」

建築物・構造7-2-2「福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系に係る現場調査結果報告 平成24年1月30日 原子力安全・保安院」

建築物・構造10-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(コメント回答) 平成24年6月25日 原子力安全・保安院」

5号機 地震応答解析結果（15）

■ 評価結果（動的機能維持評価（1/2））

評価対象設備	応答加速度(G)		評価基準値(G)		判定
	水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	
水圧制御ユニット(スクラム弁)	0.60	0.31	6.0	6.0	○
ほう酸水注入系ポンプ	0.79	0.50	1.6	1.0	○
残留熱除去系ポンプ	0.56	0.27	10.0	1.0	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.56	0.27	1.4	1.0	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ 駆動用タービン	0.56	0.27	2.4	1.0	○
高圧注水ポンプ	0.56	0.27	1.4	1.0	○
高圧注水ポンプ 駆動用タービン	0.56	0.27	1.0	1.0	○
炉心スプレイ系ポンプ	0.56	0.27	10.0	1.0	○
非常用ガス処理系排風機	0.80	0.36	2.3	1.0	○

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

5号機 地震応答解析結果（16）

■ 評価結果（動的機能維持評価（2/2））

注：下線部は基準地震動Ssによる評価。

評価対象設備		応答加速度（G）		評価基準値（G）		判定
		水平方向	鉛直方向	水平方向	鉛直方向	
弁	主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁）	<u>5.14</u>	<u>2.27</u>	<u>9.6</u>	<u>6.1</u>	○
	主蒸気系（主蒸気隔離弁）	<u>2.52</u>	<u>2.56</u>	<u>10.0</u>	<u>6.2</u>	○
	原子炉冷却材再循環系	<u>3.16</u>	<u>0.52</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	給水系	<u>2.17</u>	<u>1.37</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	残留熱除去系	<u>2.95</u>	<u>0.90</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	残留熱除去海水系	<u>1.43</u>	<u>0.97</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	原子炉冷却材浄化系	<u>0.89</u>	<u>0.69</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	原子炉隔離時冷却系	<u>0.85</u>	<u>0.51</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	炉心スプレイ系	<u>1.44</u>	<u>1.71</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	不活性ガス系	<u>2.20</u>	<u>3.05</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	燃料プール冷却浄化系	<u>0.92</u>	<u>1.40</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○
	可燃性ガス濃度制御系	<u>1.51</u>	<u>1.08</u>	<u>6.0</u>	<u>6.0</u>	○

建築物・構造6-2「平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震による原子力発電所への影響検討について(福島第一原子力発電所5号機 機器・配管系の影響検討(追加検討)について) 平成24年1月20日 原子力安全・保安院」より抜粋

まとめ（１）

- 1～3号機は、建設時の耐震設計条件が保守的に設定されており、プラントの地震耐力は、今回の地震に対して十分なものであったと考える。
- 1～3号機で可能な限り現場を確認した結果、高い耐震クラスの設備のみならず、低い耐震クラスの設備も含めて、大きな損傷は認められていない。
- 1～3号機の地震後における記録より、安全上重要な設備の損傷はなかったと考える。
- 1～3号機の地震応答解析結果は、安全上重要な設備の機能維持を示すものであった。
- 類似の5号機について、現場ウォークダウンと耐震Sクラスの設備全般の地震応答解析を実施した結果、安全上重要な設備の損傷は認められない。

まとめ（２）

<結論>

- 以上の検討結果を考慮すると、今回の福島第一１～３号機の事故は地震起因ではなく、その後の津波起因と考えるのが合理的と判断する。

<継続した取り組み>

- 今後も１～４号機の地震観測記録に基づく地震応答解析を継続して続けていき、事故の更なる分析に資するものとしたい。

以下補足資料

1号機非常用復水器室近辺での溢水について

- 地震時に非常用復水器近辺で溢水が見られたとの証言があった。
- その溢水は地震による配管破損に起因するとの指摘もある。
- 非常用復水器系配管は耐震性が高く、配管破損による溢水が生じるとは考えがたい。
- 一方で、当該エリアには、使用済燃料貯蔵プールの換気空調ダクトが敷設されている。
- 地震時のスロッシングにより、当該ダクトを通じて溢水が生じたと考える方が合理的である。

使用済燃料貯蔵プールのスロッシングで溢水した水は、図のチャンバに流入する。



5号機 配管の地震応答解析に関する補足

■ 評価結果

注) 備考欄の①、②、③はP16の考察と対応

評価対象設備	評価部位	応力分類	評価条件	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	備考
残留熱除去系	サポート	一次応力	Ss	754	245	①、②、③
			本震	159	245	
原子炉冷却材再循環系	サポート	一次応力	Ss	430	234	①、②
			本震	149	234	
給水系	配管本体	一次応力	Ss	507	363	①
			本震	167	363	
	サポート	一次応力	Ss	315	245	①
			本震	105	245	

- 本震による計算値が基準地震動Ssによる計算値と比べて小さくなった主な理由は、下記の通りと考えられる。

- ①入力条件が小さくなったことにより、配管応力並びに配管反力が低減した
- ②一部の配管サポートについては時刻歴解析を用いることにより(従来はスペクトルモーダル解析)、さらに配管反力が低減した
- ③必要に応じて、従来の解析モデルにおいて、過度に保守的と思われる箇所等を見直した(解析モデルの見直し)

■ 評価結果

注) 備考欄の①、②、③はP16の考察と対応

評価対象設備	評価部位	応力分類	評価条件	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	備考
原子炉隔離時冷却系	サポート	一次応力	Ss	1043	245	①、②、③
			本震	234	245	
高圧注水系	サポート	一次応力	Ss	913	245	①、③
			本震	221	245	
不活性ガス系	サポート	一次応力	Ss	293	245	①、③
			本震	244	245	
残留熱除去海水系	サポート	一次応力	Ss	849	245	①、②
			本震	100	245	

- 当初、5号機配管の地震応答解析による計算値が、評価基準値を上回る例が数例あった。
- それらは、観測記録の代替として基準地震動Ssで試解析を行ったものだった。
- その後、観測記録に基づく入力条件の適正化や解析モデルの精緻化により、解析結果は評価基準値を下回るものとなった。
- これらは、H24.6.25のNISA意見聴取会にて議論されている。

1号機の冷却材微小漏えいに関する指摘について

- H23.12.9のNISA意見聴取会資料を根拠に、「地震影響による1号機の小LOCAは否定できない」との指摘がある。
- しかしながら、その後H24.2.1のNISA意見聴取会にて、JNES殿の追加解析結果を踏まえた見解が述べられている。（下記参照）



独立行政法人 原子力安全基盤機構

5. まとめ

■ 福島第一原子力発電所1号機の地震後における冷却材の微小漏えいを想定した格納容器圧力・温度の挙動について解析し、これらの実測値（記録計チャート）と比較することにより、微小漏えいが生じた可能性について検討した。

(1) 漏えい面積 0.3cm^2 、 0.1cm^2 の冷却材漏えいを仮定した解析結果は、温度上昇については実機のばらつきの範囲かそれ以上であり、圧力上昇は実測値よりも大きい。また、保安規定で運転継続が許容される $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当の冷却材漏えいを仮定した場合についても、温度上昇は実機のばらつきの範囲以下であったが、圧力上昇は実測値よりも大きい。

この結果、 $0.23\text{m}^3/\text{h}$ 相当以上の冷却材漏えいの可能性については、温度変化からは判断が困難であるが、圧力変化から可能性は低いと思われる。

(2) さらに、ドライウェルクーラ停止を模擬した解析結果から、ドライウェルに熱源 0.02MWt を仮定した場合、温度変化については約4度の上昇に留まり、実機のばらつきの範囲以下となったが、実機の圧力変化には比較的よく一致した。

この結果、格納容器の圧力変化からは、ドライウェル内での原子炉圧力容器等からの放熱の寄与により生じたと思われるが、温度変化はその測定場所や放熱の状況でばらつきが生じているものと考えられ、本解析でこれらの定量的な評価まではできない。

11



東京電力

参考資料：資料4「福島第一原子力発電所1号機冷却材微小えい時の格納容器圧力・温度の挙動について 平成24年2月1日 独立行政法人 原子力安全基盤機構原子力システム安全部」より抜粋