

柏崎刈羽原子力発電所3号機  
新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る  
点検・評価の進捗状況

平成23年2月18日



東京電力

---

# 本資料の説明内容について

---

- 1. はじめに
- 2. 機器レベルの点検・評価
  - 2. 1. 機器レベルの点検・評価結果の概要
  - 2. 2. 設備点検結果
  - 2. 3. 地震応答解析結果
  - 2. 4. 総合評価結果
- 3. その他留意すべき事項
- 4. 系統レベルの点検・評価
- 5. 点検・評価結果のまとめ
- 6. 今後の予定

添付資料 1 系統機能試験結果一覧

参考資料 1 他号機と共用する設備の点検・評価について

---

# 1. はじめに

# はじめに

- 新潟県中越沖地震後の特別な保全計画として、「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価計画書」を定め、点検・評価を実施してきた。
- 現在まで、原子炉压力容器一次バウンダリの漏えい確認およびタービン復旧後に実施する基本点検を除く、基本点検が完了したことから、これまでに実施した設備点検、地震応答解析および総合評価、並びに系統機能試験の結果についてご報告する。
- なお、地震発生時におけるプラントの運転状況および観測波（最大加速度）を以下に示す。

## ●地震発生時におけるプラントの運転状況

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
運転状況	停止中	起動中	運転中	運転中	停止中	停止中	運転中

## ●原子炉建屋基礎版上で観測された最大加速度

		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
中越沖地震 (観測波)	南北	311	304	308	310	277	271	267
	東西	680	606	384	492	442	322	356
	上下	408	282	311	337	205	488	355

# 点検・評価の進捗状況について

## 基本点検の進捗状況

H23.2.10 現在

		進捗状況	
		点検済機器数／点検対象機器数	進捗率
基本点検 機器	目視点検	約 1,580／1,580	完了
	作動試験 機能確認試験	約 1,140／1,160	約 98%
	漏えい試験	約 590／700	約 84%
	基本点検完了	約 1,460／1,580	約 92%
うち 原子炉安全上 重要な機器	目視点検	約 730／730	完了
	作動試験 機能確認試験	約 520／530	約 98%
	漏えい試験	約 250／330	約 76%
	基本点検完了	約 650／730	約 89%

## 地震応答解析の進捗状況

	解析済機器数／解析対象機器数	進捗率
構造強度評価	111／111	100%
動的機能維持評価	41／41	100%

## 系統試験の進捗状況

	実施済系統試験数／全系統試験数	進捗率
系統試験	19／26	73%

---

## 2. 機器レベルの点検・評価

---

## 2. 1. 機器レベルの点検・評価 結果の概要

# 機器レベルの点検・評価結果の概要

## ■設備点検の結果

- 点検対象の約1580機器中110機器に不適合事象が確認された。

## ■地震応答解析の結果

- 構造強度評価対象の111設備、動的機能維持評価対象の41設備の地震応答解析を実施し、全ての設備について、地震応答解析の算出値が評価基準値以下であることを確認した。

## ■総合評価の結果

- 不適合が確認された110機器のうち、地震に起因すると考えられる事象は40機器で確認され、その中で機能に影響を及ぼすと評価したものは10機器であった。
- 地震に起因しないと評価した事象は70機器であった。
- 機能に影響を及ぼすと評価した10機器は、主タービンの接触事象や原子炉建屋クレーンケーブルベアの脱輪等、先行号機と同様の傾向が見られている※。
- 先行号機で確認されていない事象として、高圧および低圧タービンの車室のずれ、所内変圧器の火災による損傷が確認された※。
- なお、これまでに確認された不適合事象は、いずれも原子炉安全を阻害する事象ではなかった。

※ 第31回 設備健全性・評価SWG（平成22年11月12日）にて報告済み



---

## 2. 2. 設備点検の結果

# 設備点検の結果

---

## ■設備点検の内容

- 設備点検は、先行号機と同様に、設備の特性に応じて地震による設備の損傷形態を考慮したうえで、基本点検と追加点検を計画し、実施した。
- 予め計画する追加点検については、「知見の拡充」および「プラント停止中に基本点検が困難な設備における、停止中の設備健全性の確認」を目的とし、現在までに計画している164機器中164機器について完了した。

## ■設備点検の結果

- 基本点検を実施した結果、約1580機器中91機器に異常が確認された。そのうち64機器については異常の発生原因が明らかな事象であり、追加点検が不要と判断した。それ以外の27機器については原因究明および取替等の要否判断を行うため、追加点検を実施した。
- 予め計画する追加点検を実施した結果、19機器に異常が確認された。

---

## 2. 3. 地震応答解析の結果

---

# 地震応答解析の概要

---

# 地震応答解析結果 (構造強度評価)

# 地震応答解析で考慮した条件

地震応答解析では、設計時と同じ条件を適用することを基本的としているが、点検・評価計画書にて必要に応じて考慮するとした条件のうち、3号機の地震応答解析に適用した条件を次に示す。

## ■原子炉自動停止時の機械的荷重

- ・主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重

→主蒸気系配管の解析に主蒸気逃がし安全弁の吹出しによる機械的荷重を考慮しない

## ■本地震時の機器配置

- ・原子炉建屋クレーン

→本地震時の機器配置および吊り荷がない状態を解析に反映する

- ・燃料取替機

→本地震時の機器配置を解析に反映する

## ■地震時の状態に応じた温度

- ・上部シヤラグ、下部シヤラグ

→通常状態に対する環境温度を本評価に反映する

# 構造強度評価結果：大型機器（1 / 4）

## 原子炉圧力容器

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
原子炉圧力容器円筒胴	胴板	膜	174	303	A	
制御棒駆動機構ハブツグ貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	182	285	A	
再循環水出口ノズル (N1)	ノズル	膜	77	143	A	
主蒸気ノズル (N3)	ノズル	膜	100	188	A	
給水ノズル (N4)	ノズル	膜	89	188	A	
上蓋スプレイノズル(N7)	ノズル	膜+曲げ	299	406	A	
ブラケット類	蒸気乾燥器 支持ブラケット	膜+曲げ	175	213	B	
原子炉圧力容器スタビライザ	ブラケット	曲げ	110	228	B	
原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	引張	38	207	B	○
制御棒駆動機構ハブツグ支持金具	スライ プレート	曲げ	95	192	A	
原子炉圧力容器スカート	スカート	座屈	0.21※2	1※2	B	
原子炉格納容器スタビライザ	パイプ	圧縮	119	224	B	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

※2 座屈に対する評価式により、算出値は評価基準値に対する比率で示す。

# 構造強度評価結果：大型機器（2/4）

## 原子炉本体の基礎

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 Ⅲ <sub>A</sub> S (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
アンカボルト	アンカボルト部コンクリート	引抜力	1830 (kN/6° 40')	2894 (kN/6° 40')	B	
ベアリングプレート	ベアリングプレート	曲げ	318	492	B	

## 炉内構造物

蒸気乾燥器	耐震用ブロック 溶接部	せん断	31	34	B	
シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	膜+曲げ	131	214	B	
気水分離器	気水分離器下端	膜+曲げ	51	85	A	
給水スパーチャ	ヘッド	膜+曲げ	19	139	A	
高圧及び低圧炉心 スプレイスパーチャ	ヘッド	膜+曲げ	26	139	A	
ジェットポンプ	ライザブレース	膜+曲げ	196	241	A	
残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	リング	膜	17	57	A	
高圧及び低圧炉心スプレイスパーチャ (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	74	214	A	
差圧検出・ほう酸水注入系配管	パイプ	膜+曲げ	23	85	A	
中性子束計測案内管	案内管	膜+曲げ	82	141	B	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

※2 座屈に対する評価式により、算出値は評価基準値に対する比率で示す。



# 構造強度評価結果：大型機器（3／4）

## 炉心支持構造物

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
炉心シュラウド	下部胴	膜	78	128	B	
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	101	217	A	
上部格子板	グリッドプレート	膜＋曲げ	52	214	B	
炉心支持板	支持板	膜＋曲げ	60	268	B	
制御棒案内管	長手中央部	膜	13	143	B	
燃料支持金具	燃料支持金具	膜	13	173	B	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：大型機器（4／4）

## 格納施設

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A\text{S}$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
原子炉格納容器胴	ナックル部と球殻部の接続部	膜+曲げ	71	344	A	
上部シヤラグ	外側フィニッシュラグ ベースプレート	曲げ	157	248※2	B	
下部シヤラグ	ビームシート本体	せん断	74	152※2	B	
サプレッションチェンバ	底部フランジプレートとの接合部	座屈	0.26	1※3	B	
原子炉格納容器配管貫通部	管台	膜	35	211	B	
原子炉格納容器電気配線貫通部	管台	膜	29	211	B	
ダイヤフラムフロア	シヤコネクタ	せん断	45kN	68kN	B	
ベント管	ベント管	膜+曲げ	12	201	B	
サプレッションチェンバスプレイ管	サプレッションチェンバ スプレイ管拘束部	膜+曲げ	108	219	B	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

※2 通常運転時の設計温度で算定した値

※3 座屈に対する評価式により、算出値は評価基準値に対する比率で示す。

# 構造強度評価結果：床置機器（1 / 7）

## 制御棒駆動系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
水圧制御ユニット	ボルト	引張	173	475	A	○

## 残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	胴板	膜	160	248	A	○
残留熱除去系ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	10	350	A	
残留熱除去系ストレーナ	アウターリム	膜+曲げ	139	169	A	

## 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	引張	49	169	A	○
原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気タービン	基礎ボルト	引張	38	169	A	○

## 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	18	350	A	
高圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウターリム	膜+曲げ	123	169	A	

※1 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（2／7）

## 低圧炉心スプレイ系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	10	350	A	○
低圧炉心スプレイ系 ストレーナ	アウターリム	膜+曲げ	123	169	A	

## 主蒸気系

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁 機能用アキュムレータ	ボルト	せん断	14	117	A	
主蒸気逃がし安全弁自動減圧 機能用アキュムレータ	ボルト	せん断	46	117	A	

## 原子炉補機冷却水系

原子炉補機冷却水系熱交換器	胴板	膜+曲げ	229	415	B	
原子炉補機冷却水ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	9	122	A	○

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（3／7）

## 原子炉補機冷却海水系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
原子炉補機冷却海水ポンプ	原動機 取付ボルト	せん断	15	366	A	○
原子炉補機冷却海水系 ストレナ	基礎ボルト	せん断	6	133	A	○

## ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ	ポンプ 取付ボルト	せん断	18	118	A	○
ほう酸水注入系貯蔵タンク	基礎ボルト	せん断	48	133	A	○

## 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系排風機	基礎ボルト	せん断	29	130	A	○
非常用ガス処理系乾燥装置	スライドボルト	せん断	68	342	A	
非常用ガス処理系 フィルタ装置	スライドボルト	せん断	214	342	A	

## 放射線管理用計測設備

燃料取替エリア排気放射線 モニタ	取付ボルト	せん断	3	139	A	
---------------------	-------	-----	---	-----	---	--

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（4／7）

## 中央制御室換気空調系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
MCR送風機	基礎ボルト	引張	63	173	A	
MCR再循環送風機	基礎ボルト	引張	17	173	A	
MCR排風機	原動機 取付ボルト	引張	12	180	A	
MCR再循環フィルタ装置	基礎ボルト	せん断	48	133	A	○

## 計測制御系統設備

局部出力領域計測装置検出器 集合体	ガ - チューブ	膜 + 曲げ	88	168	B	
中性子源領域計測装置 / 中間 領域計測装置ドライチューブ	ドライチューブ	膜 + 曲げ	91	268	B	
ベンチ形制御盤	取付ボルト	せん断	3	133	A	
直立形制御盤	取付ボルト	引張	8	173	A	
現場盤	取付ボルト	せん断	3	133	A	

※1 A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価, C: 詳細評価

# 構造強度評価結果：床置機器（5／7）

## 可燃性ガス濃度制御系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置ブロー	ベース取付溶接部	せん断	21	52	A	
可燃性ガス濃度制御系可搬式再結合装置	基礎ボルト	せん断	65	350	A	

## 非常用ディーゼル発電設備

ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	23	195	A	
空気だめ	胴板	膜	91	241	A	
燃料ディタンク	スカート	座屈	0.27※2	1※2	A	
発電機	軸受台下部 ベース取付ボルト	せん断	10	139	A	○

## 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

ディーゼル機関	基礎ボルト	せん断	28	195	A	○
空気だめ	胴板	膜	91	241	A	
燃料ディタンク	スカート	座屈	0.11※2	1※2	A	
発電機	機関側軸受台 下部ベース取付ボルト	せん断	10	139	A	

※1 A：簡易評価，B：設計時と同等の評価，C：詳細評価

※2 座屈に対する評価式により、算出値は評価基準値に対する比率で示す。

# 構造強度評価結果：床置機器（6／7）

## 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A S$ (MPa)	評価方法※1	追加点検 (○：実施)
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系熱交換器	胴板	膜	149	277	A	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ	ポンプ取付ボルト	せん断	6	129	A	

## 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系

高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ	基礎ボルト	せん断	12	118	A	
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断	20	366	A	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価



# 構造強度評価結果：床置機器（7／7）

## 燃料設備

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価 方法※1	追加点検 (○：実施)
燃料取替機	構造物 フレーム	組合せ	152	231	B	
原子炉建屋クレーン	クレーン ガーダ	曲げ	95	309	B	
使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ	132	205	A	
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	ラック本体	組合せ	80	205	A	
使用済燃料貯蔵プール・ キャスクピット	プールライニグ	ひずみ	0.00081	0.003	A	

## その他の発電設備

125V蓄電池	取付ボルト	せん断	7	133	A	
125V充電器	取付ボルト	せん断	5	133	A	
バイタル交流電源設備	取付ボルト	せん断	5	133	A	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（1 / 3）

## 配管系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
主蒸気系	配管	一次	164	198	B		
	支持構造物	スナバ反力	63kN	110kN	B		○
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	134	182	B		
	支持構造物	スナバ反力	62kN	67kN	C※2	設計容量（定格容量×1.5）は44kN	○
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	88	274	B		
	支持構造物	組合せ	148	234	B		
残留熱除去系	配管	一次	165	209	B		
	支持構造物	スナバ反力	48kN	88kN	B		○
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	130	274	B		
	支持構造物	スナバ反力	19kN	21kN	C※2	設計容量（定格容量×1.5）は10kN	○
高圧炉心スプレイ系	配管	一次	97	201	B		
	支持構造物	組合せ	83	245	B		

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

※2 構造強度評価に基づき算出した評価基準値。

# 構造強度評価結果：配管（2／3）

## 配管系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\text{III}_A\text{S}$ (MPa)	評価 方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
低圧炉心 スプレイ系	配管	一次	132	274	B		
	支持構造物	スナバ反力	52kN	88kN	B		○
給水系	配管	一次	141	209	B		
	支持構造物	スナバ反力	74kN	110kN	B		○
放射性ドレン 移送系	配管	一次	116	150	B	時刻歴解析	
	支持構造物	組合せ	122	245	B	時刻歴解析	
原子炉補機 冷却水系	配管	一次	187	233	B		
	支持構造物	組合せ	171	245	B		
原子炉補機 冷却海水系	配管	一次	86	241	B	時刻歴解析	
	支持構造物	組合せ	210	245	B	時刻歴解析	
制御棒駆動系	配管	一次	80	129	B		
	支持構造物	組合せ	62	118	B		
ほう酸水注入系	配管	一次	76	112	B	時刻歴解析	
	支持構造物	スナバ反力	0.4kN	2.3kN	B	時刻歴解析	○

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評価

# 構造強度評価結果：配管（3／3）

## 配管系

確認対象	評価部位	応力分類	算出値 (MPa)	評価基準値 $\sigma_{AS}$ (MPa)	評価 方法※1	備考	追加点検 (○：実施)
非常用ガス 処理系	配管	一次	65	220	B		
	支持構造物	圧縮	22	122	B		
可燃性ガス濃度 制御系	配管	一次	123	211	B		
	支持構造物	組合せ	117	245	B		
不活性ガス系	配管	一次	109	219	B	時刻歴解析	
	支持構造物	組合せ	161	245	B	時刻歴解析	
燃料プール 冷却浄化系	配管	一次	177	188	B	時刻歴解析	
	支持構造物	組合せ	15	205	B	時刻歴解析	
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却水系	配管	一次	108	229	B		
	支持構造物	組合せ	61	135	B		
高圧炉心スプレ イディーゼル補 機冷却海水系	配管	一次	64	239	B	時刻歴解析	
	支持構造物	圧縮	37	45	B	時刻歴解析	

※1 A:簡易評価, B:設計時と同等の評価, C:詳細評

---

# 地震応答解析結果 (動的機能維持評価)

# 動的機能維持評価結果（床置設備：1 / 2）

評価対象設備	水平加速度 (G※1)		鉛直加速度 (G※1)	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
ほう酸水注入系ポンプ	0.7	1.6	0.6	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.5	1.4	0.4	1.0
原子炉隔離時冷却系 ポンプ駆動用蒸気タービン	0.5	2.4	0.4	1.0
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.4	10.0	0.4	1.0
可燃性ガス濃度制御系 可搬式再結合装置ブロワ	0.7	2.6	0.6	1.0
非常用ガス処理系排風機	0.8	2.3	0.6	1.0
非常用ディーゼル機関	0.6	1.1	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル機関	0.6	1.1	0.5	1.0

※1  $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

- JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
- 試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

# 動的機能維持評価結果（床置設備：2/2）

評価対象設備	水平加速度 (G※1)		鉛直加速度 (G※1)	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
原子炉補機冷却水ポンプ	0.8	1.4	0.7	1.0
原子炉補機冷却海水ポンプ	1.6	10.0	0.8	1.0
MCR送風機	0.8	2.6	0.6	1.0
MCR排風機	0.8	2.6	0.6	1.0
MCR再循環送風機	0.8	2.6	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル補機 冷却水ポンプ	0.7	1.4	0.7	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル補機 冷却海水ポンプ	1.6	10.0	0.8	1.0

※1  $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

- JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
- 試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

# 動的機能維持評価結果（弁：1 / 2）

評価対象設備	水平加速度（G ※1）		鉛直加速度（G ※1）	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
主蒸気系 （主蒸気内側隔離弁）	1.5	10.0	2.0	6.2
主蒸気系 （主蒸気逃がし安全弁）	2.0	9.6	1.7	6.1
給水系 （原子炉給水ライン外側隔離弁）	1.3	6.0	1.7	6.0
残留熱除去系 （RHR熱交換器バイパス弁）	3.1	6.0	1.5	6.0
原子炉隔離時冷却系 （RCIC系内側試験可能逆止弁）	2.4	6.0	3.9	6.0

※1  $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

- JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
- 試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度



# 動的機能維持評価結果（弁：2 / 2）

評価対象設備	水平加速度 (G ※1)		鉛直加速度 (G ※1)	
	応答加速度	評価基準値 ※2	応答加速度	評価基準値 ※2
原子炉冷却材浄化系 (CUW系吸込ライン内側隔離弁)	2.3	6.0	1.7	6.0
原子炉冷却材再循環系 (PLRポンプ吸込弁)	2.3	6.0	1.1	6.0
不活性ガス系 (S/C窒素入口隔離弁)	1.8	6.0	0.8	6.0
低圧炉心スプレイ系 (LPCS系試験可能逆止弁)	1.5	6.0	1.7	6.0
高圧炉心スプレイ系 (HPCS系S/C側吸込隔離弁)	2.1	6.0	0.5	6.0
可燃性ガス濃度制御系 (FCS出口第二隔離弁)	2.5※3 <del>2.6</del>	6.0	1.6	6.0
放射性ドレン移送系 (D/W HCWサンプ第二隔離弁)	1.5	6.0	0.9	6.0

※1  $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 適用する加速度

- JEAG4601-1991追補版に定められる機能確認済加速度
- 試験あるいは評価により動的機能維持を確認した加速度

※3 誤記訂正

# 動的機能維持評価結果（計測制御系統・電気設備）

評価対象設備	水平加速度 (G ※1)		鉛直加速度 (G ※1)	
	応答 加速度	評価基準値 ※2	応答 加速度	評価基準値 ※2
モニタ計器 (中性子源領域モニタ用)	0.8	4.0	0.6	2.0
温度監視計器 (各所蒸気漏えい温度用)	0.8	3.0	0.6	2.0
温度検出器 (主蒸気管区域漏えい検出(換気出口温度)用)	0.6	10	0.5	10
加速度検出器 (水平方向地震加速度検出器(T.M.S.L 12.8m)用)	0.8	3.0	0.6	1.5
水位変換器 (スクラム排出容器水位(差圧検出器)用)	0.6	3.0	0.5	3.0
警報設定器 (スクラム排出容器水位(差圧検出器)用)	0.8	3.0	0.6	3.0
レベルスイッチ (スクラム排出容器水位(レベルスイッチ)用)	0.6	3.0	0.5	2.0
位置スイッチ (主蒸気止め弁(MSV-1~4)原子炉保護用-1用)	1.0	4.9	0.7	4.9
圧力スイッチ (蒸気加減弁(CV-1~4)急閉用)	1.3	3.0	0.7	3.0
継電器 (過電流継電器用)	0.6	1.5	0.5	1.2
真空遮断器 (6.9kVマルチクラッドスイッチギヤ3C,3D,3H用)	0.6	2.0	0.5	1.2

※1  $G = 9.80665(m/s^2)$

※2 既往の試験等をもとに定めた機能確認済加速度

# 動的機能維持評価結果（制御棒挿入性）

評価対象設備	燃料集合体の地震時相対変位 (mm)	評価基準値 (mm)
制御棒 (地震時の挿入性)	12.3	40.0※

※ 加振時の挿入性試験により、目安時間内に制御棒が挿入されることが確認された燃料変位

# 疲労評価結果

対象設備	地震荷重による 1次+2次応力(MPa)		疲労評価					U+UF	評価基準値
			運転状態 I, II ※2	新潟県中越沖地震時					
	算出値	目安値 3Sm	疲れ累積 係数:U	繰返し $\sigma$ - $\sigma$ 応 力強さ(MPa)	等価繰返し 回数	疲れ累積 係数:UF			
給水系配管	93	414	0.4380※3	84	2回	0.0001	0.4381	1	
給水ノズル (N4)	93	383	0.055	84	2回	0.0001	0.0551		
原子炉補機 冷却水系配管	264※1	465※1	—※4	344※1	8回	0.0019	0.0019		

※1: クラス3配管についてもクラス1配管と同様に疲労評価を実施した。

※2: 「運転状態 I」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。

「運転状態 II」とは、運転状態 I から逸脱した運転状態であって、運転状態 III、運転状態 IV および耐圧試験状態以外の状態をいう。

「運転状態 III」とは、原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態をいう。

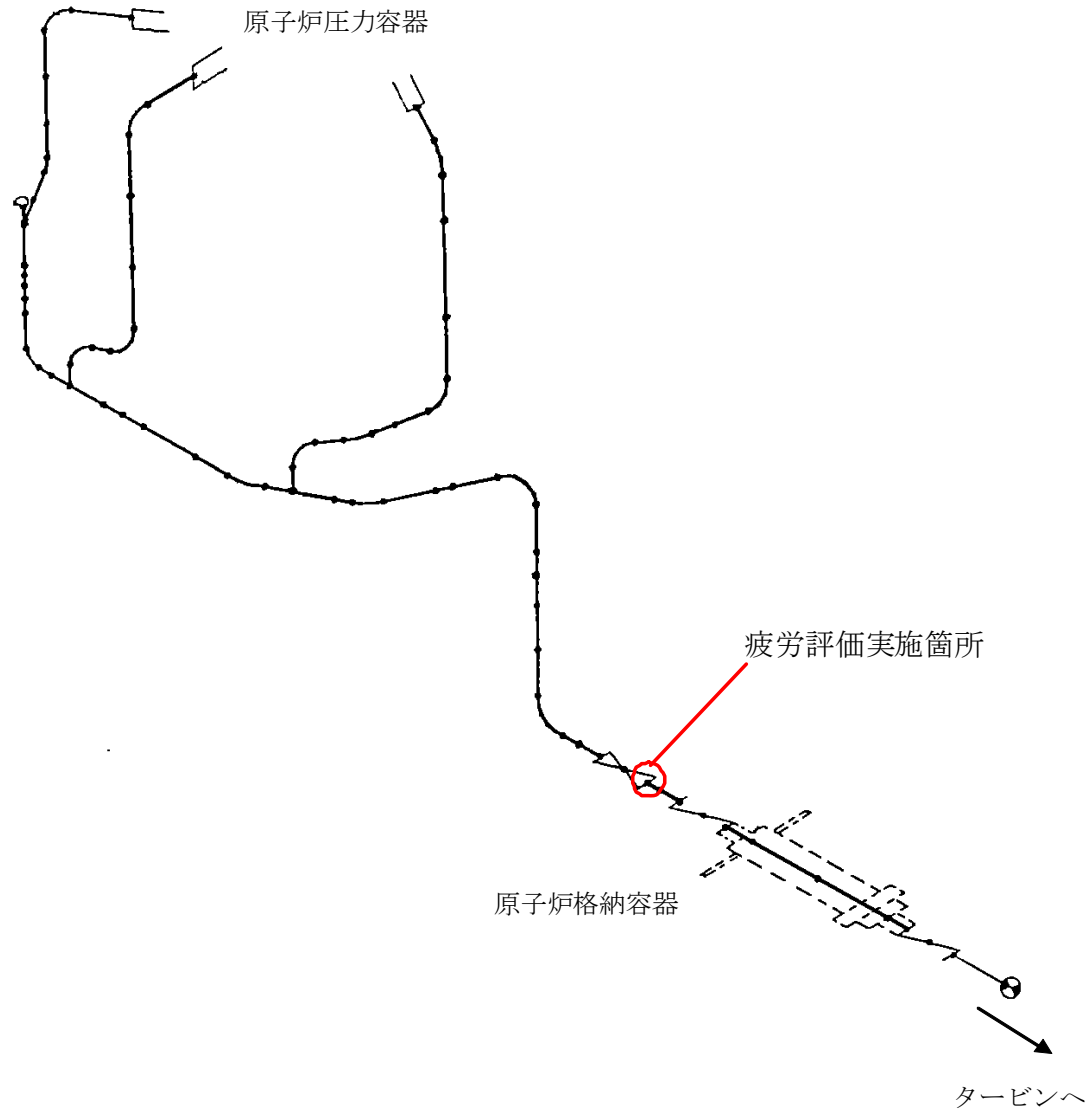
「運転状態 IV」とは、原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態をいう。

※3: 設計時に評価した当該配管の疲れ累積係数の最大値。

※4: 設計時においては1次+2次応力が3Sm以下であるためJEAG4601に従い疲れ累積係数は算出していない。

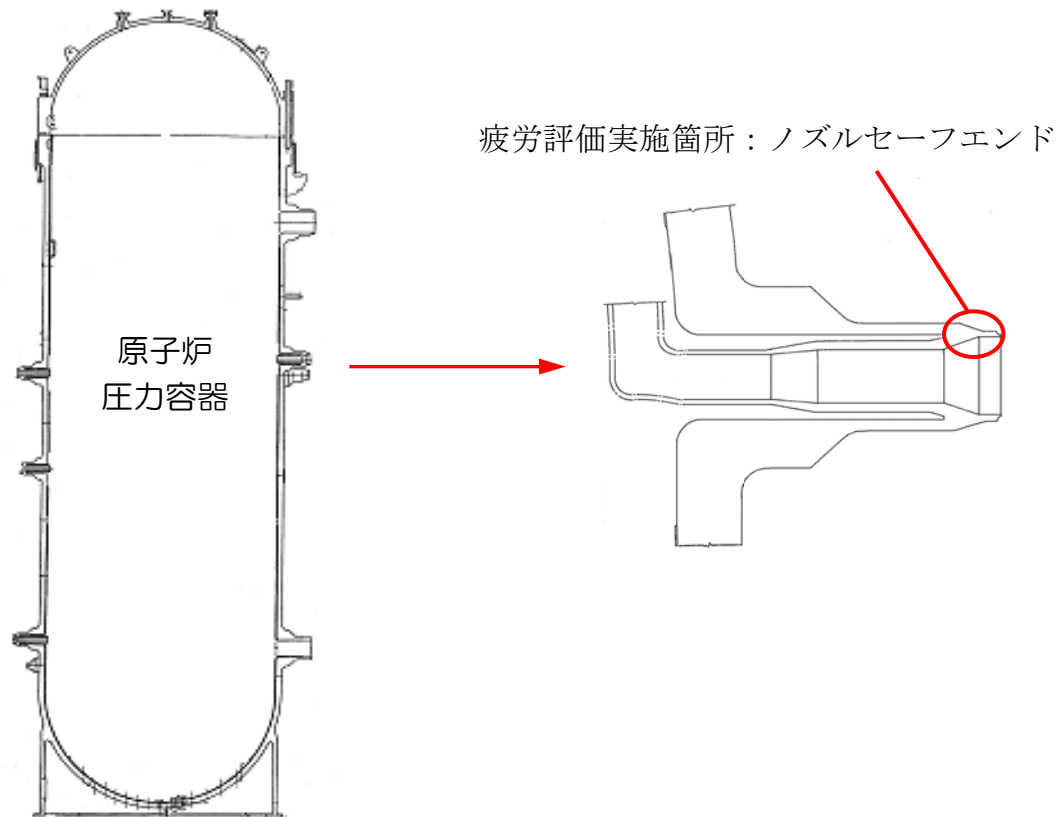
# 疲労評価結果

## ■ 疲労評価実施箇所：給水系配管



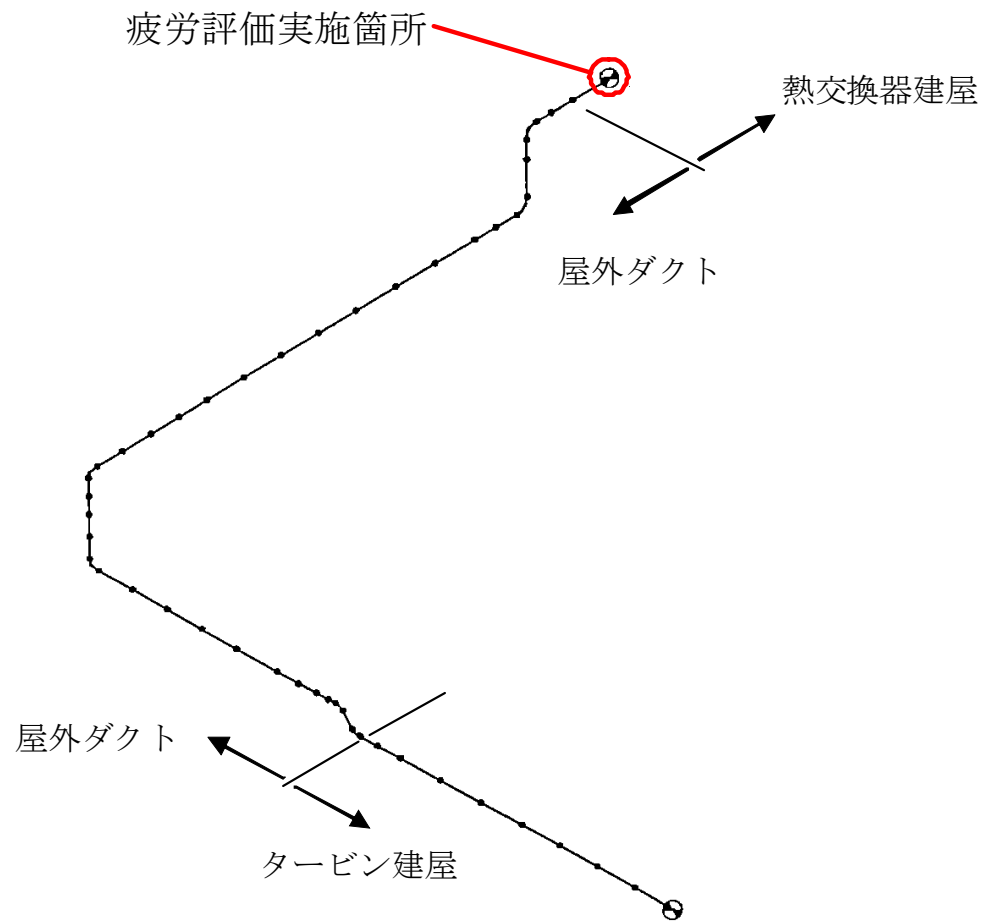
# 疲労評価結果

## ■ 疲労評価実施箇所：給水ノズル(N4)



# 疲労評価結果

## ■ 疲労評価実施箇所：原子炉補機冷却水系配管



# 地震応答解析結果（まとめ）

- 解析対象のすべての設備について解析を実施し、算出値が評価基準値以下であることを確認した。

構造強度評価                   : 111設備  
動的機能維持評価               : 41設備

- ✓ 構造強度評価の結果、機器・配管系の算出値はいずれも評価基準値以下であることを確認した。
- ✓ 動的機器の応答加速度は、いずれも評価基準値以下であることを確認した。

- 疲労による影響が比較的大きい設備に対する疲労評価を実施し、
  - 等価繰返し回数が設計で想定した60回に対して小さいこと
  - 地震による疲労累積係数に運転状態Ⅰ及びⅡの疲労累積係数を加えても、評価基準値を満足すること

を確認した。

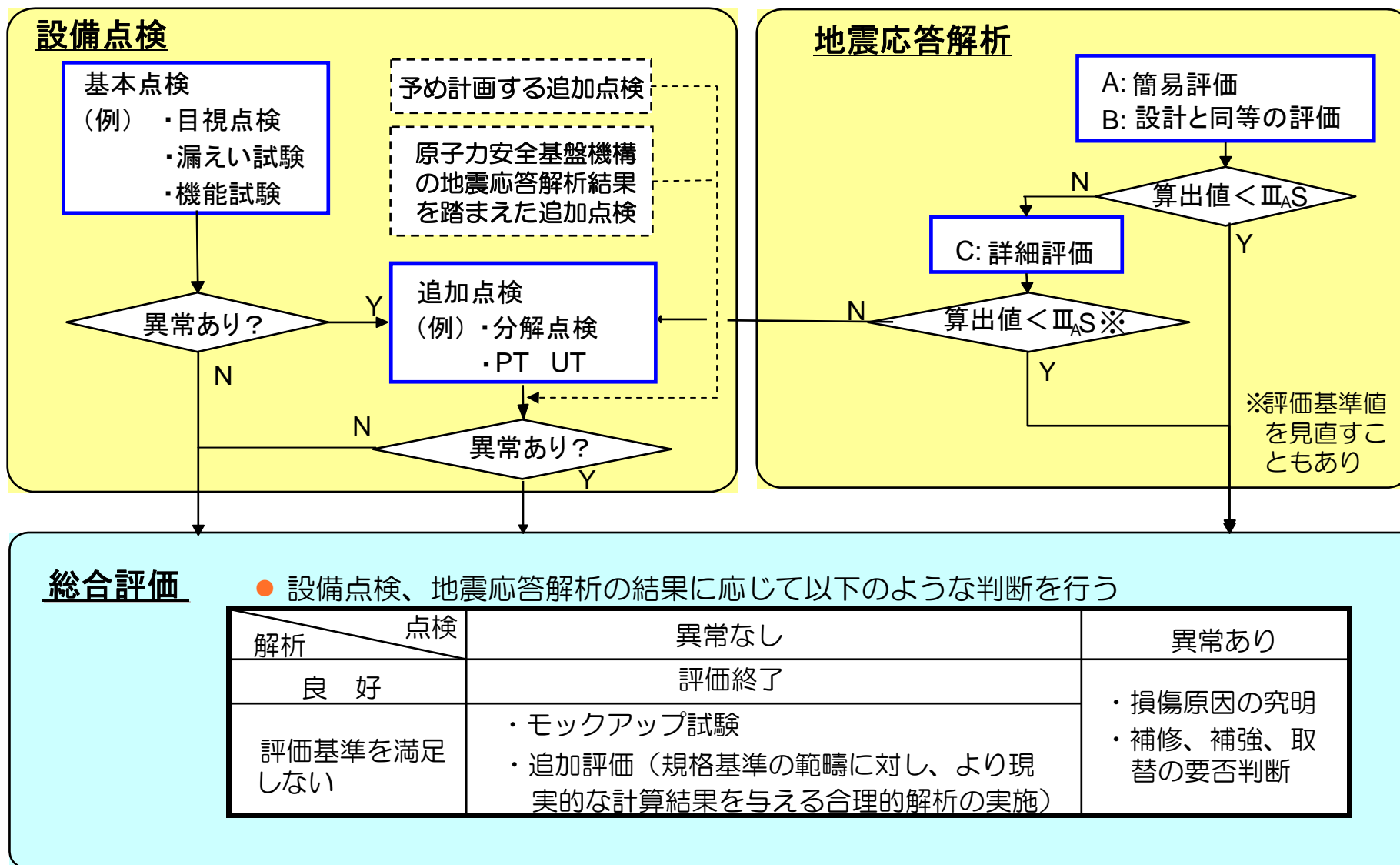
- 地震応答解析の結果が比較的余裕の少ない設備について、建屋応答解析結果と観測記録との相違による影響を検討した結果、いずれの設備も、相違の影響を考慮しても評価基準値を満足することを確認した。



---

## 2. 4. 総合評価の結果

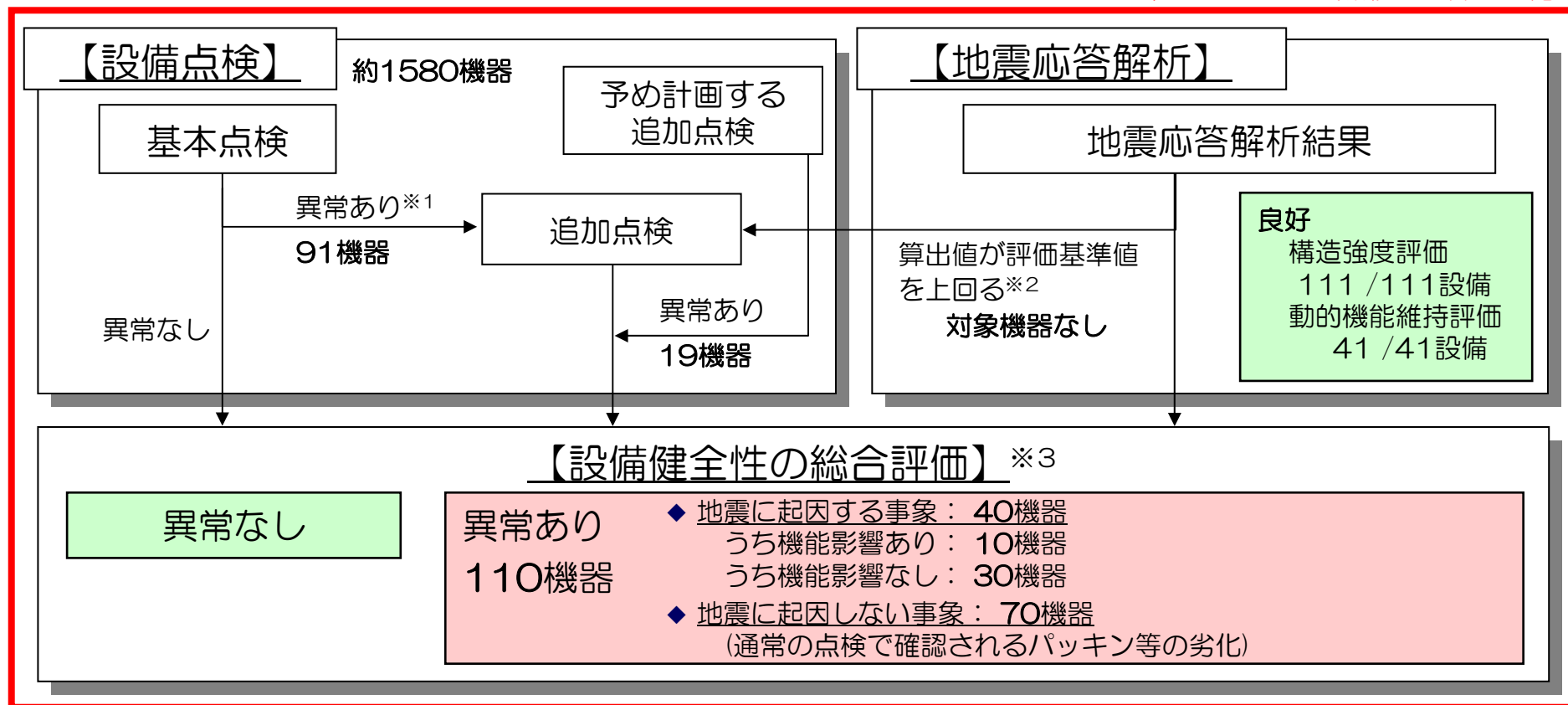
# 総合評価の内容



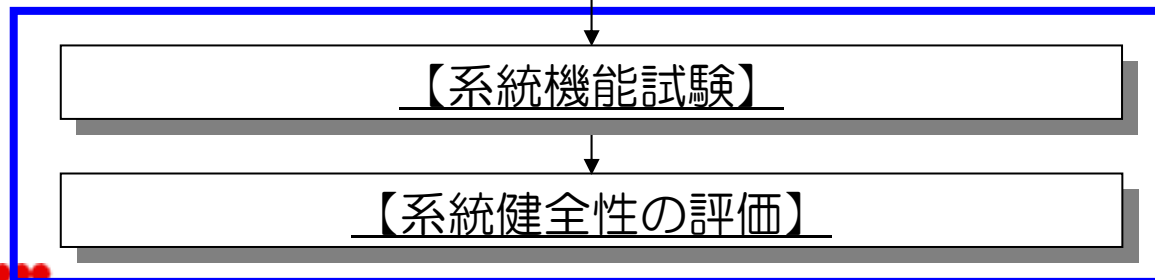
点検・評価の流れ（構造強度評価の例）

# 総合評価結果の概要

機器レベルの点検・評価の範囲



系統レベルの点検・評価の範囲



※1：設備点検の結果「異常あり（不適合）」と判断したすべてを定義しており、経年劣化等、構造強度・機能に影響の無かったものも含めて「異常」としている。

※2：算出値が評価基準値を下回る場合においても、詳細評価を実施した箇所等、地震応答解析の結果、地震の影響が比較的大きい箇所については、予め計画する追加点検を実施した。

※3：機器レベルにおいて、設備点検及び地震応答解析の結果を基に総合的に評価を実施した。

# 確認された事象の分類

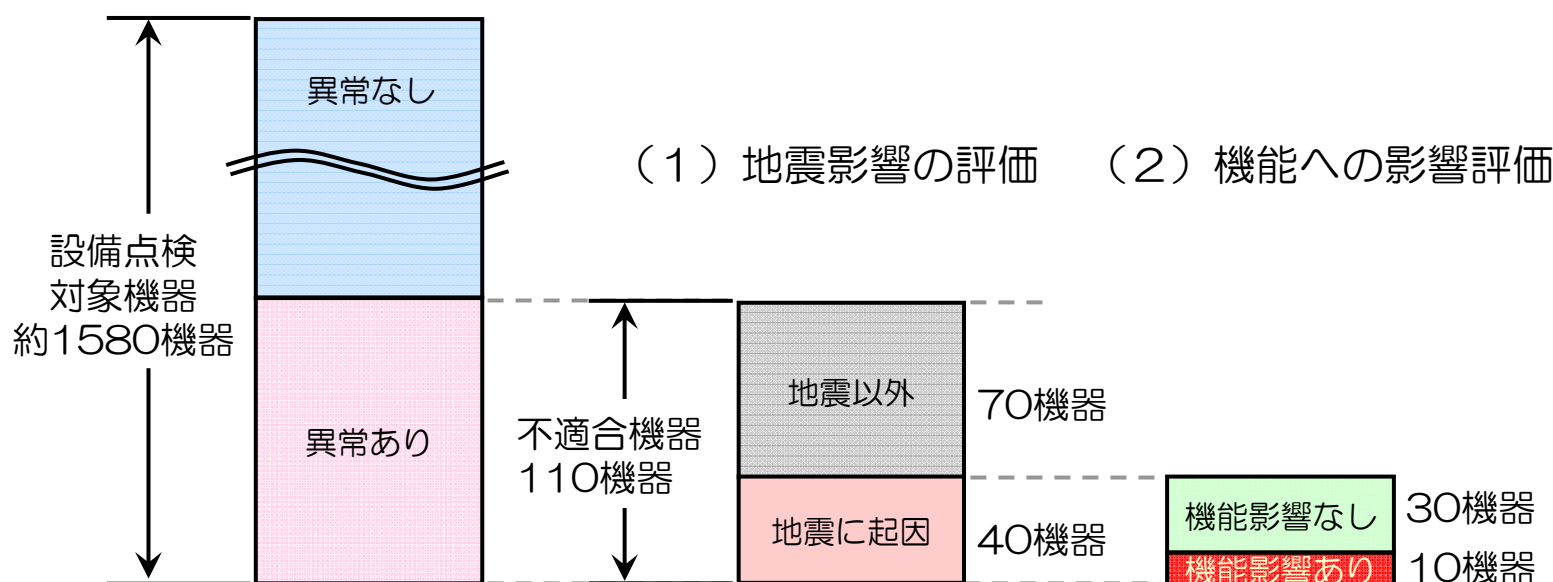
■現時点の地震応答解析の結果では、算出値が評価基準値を満足していることから、設備点検において異常が確認された設備について、総合評価を実施した。

## (1) 地震影響の評価

現時点の設備点検において異常が確認された110機器について、「地震に起因する事象」と「地震に起因しない事象」に分類を行った。

## (2) 機能への影響評価

「地震に起因する事象」については、機能への影響評価を行った。



# (1) 地震影響の評価結果

- 確認された不適合事象について、地震によって生じた事象かを評価した。また、確認された事象は以下のとおり分類できた。
  - 地震に起因すると考えられる事象（40機器）
    - ① 地震に起因する部品等のずれ、こすれ事象（30機器）
    - ② 地盤沈下による変形事象（1機器）
    - ③ グラウトの微細なひび割れ（6機器）
    - ④ 仮置き機器の接触事象（1機器）
    - ⑤ 変圧器の火災による損傷事象（2機器）
  - 地震に起因しないと考えられる事象 ※（70機器）
    - ⑥ 通常の保全活動にて確認される劣化事象（54機器）
    - ⑦ 異物の噛み込み等偶発的な事象（8機器）
    - ⑧ 固着等一時的に発生した事象（3機器）
    - ⑨ 施工不良等に起因する事象（5機器）

※ 参考資料参照

## (2) 機能への影響評価結果

---

- 地震に起因すると考えられる事象が確認された40機器について、機能に与える影響を評価した。
- その結果、機能に影響があると評価した機器は10機器であり、残りの30機器については、機能に影響がないと評価した。

## 評価結果（機能に影響があると評価した機器）（1/2）

- 地震に起因すると考えられる事象40機器を評価した結果、機能に影響があると評価した機器は、以下の10機器であった。

No.	機器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況
1	高圧タービン	軸受の油切りの損傷、中間軸受台キーの変形、オイルシールリングの割れ、高圧車室のずれ等を確認した。	車室のずれ以外の事象については、地震の揺れにより、軸受の揺れがロータに伝わり、ロータの移動により各部が接触したことによるものと評価した。各部の交換及び手入れ等を実施した。 （類似事象発生号機：1、5～7号機）
2	低圧タービン(A)	軸受の油切りにロータとの接触による損傷、動翼と静翼に接触による摩耗、低圧車室のずれ等を確認した。	車室のずれについては、地震の揺れにより高圧車室、低圧車室が移動したものと評価した。車室の位置修正を実施した。 （先行号機で確認されていない事象）
3	低圧タービン(B)		
4	低圧タービン(C)		
5	原子炉建屋クレーン	トロリ部ケーブルベアの脱輪を確認した。	地震の揺れによりケーブルベアがレールから脱輪したものと判断した。ケーブルベアを復旧後、健全であることを確認した。 （類似事象発生号機：1、7号機※）
6	主変圧器	内部部品のずれ、鉄心の摺れ痕、基礎ボルトの折損を確認した。	地震の揺れにより各損傷が発生したと判断した。変圧器の修理を実施し、異常がないことを確認した。 （類似事象発生号機：1、5～7号機）

※ 第31回 設備健全性・評価SWG（平成22年11月12日）にて報告済み

## 評価結果（機能に影響があると評価した機器）（2/2）

No.	機器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況
7	サイリスタ 整流器盤	サイリスタトレイの位置ずれを確認した。	地震の揺れにより位置ずれが発生した。ずれを戻し異常がないことを確認した。 （類似事象発生号機：1号機）
8	所内変圧器（B）	二次ブッシングの破損、基礎ボルトの変形を確認した。	地震の揺れにより各損傷が発生したと判断した。変圧器の新製交換を実施し、異常がないことを確認した。 （先行号機で確認されていない事象）
9	所内変圧器（B） 温度高継電器	所内変圧器（B）に付属の両機器について、信号ケーブル端子箱の焼損を確認した。	所内変圧器（B）の火災に伴い、端子箱が焼損した。変圧器の新製交換にあわせ、計器の新製交換を実施した。 （8. 所内変圧器（B）の火災に伴い発生した事象）
10	所内変圧器（B） 衝撃油圧継電器		

※ 第31回 設備健全性・評価SWG（平成22年11月12日）にて報告済み



## 評価結果（機能に影響がないと評価した機器）（1/2）

■地震に起因すると考えられる事象40機器を評価した結果、機能に影響がないと評価した機器は以下の30機器であった。

### ①地震による部品のずれ、こすれ事象（23機器）

- (1) 発電機本体の内部構造物等に確認された接触痕
- (2) 所内変圧器（A）、低起動変圧器（A）（B）内部構造物のずれ
- (3) 給水加熱器摺動脚のボルト変形等
- (4) 復水器（A）の補強管溶接部の割れ、整流板のずれ及び変形
- (5) 復水器（B）（C）の整流板のずれ及び変形
- (6) 高電導度・低電導度廃液系サンプル槽、シャワードレン系収集槽のパッキンのはみ出し等
- (7) 補給水配管のUボルトの変形
- (8) 補助ボイラに附属する管のサポートの変形

### ②地盤沈下による変形、損傷事象（0機器）

### ③グラウトの微細なひび割れ（6機器）

- (9) 原子炉補機冷却海水ポンプ 等

### ④仮置き材による機器の変形（1機器）

- (10) ほう酸水注入系配管の保温材の変形

## 評価結果（機能に影響がないと評価した機器）（2/2）

- 前回のご報告（H22.11.12）時に評価中であった6機器およびそれ以降に確認された事象のうち、地震に起因すると考えられる事象は以下の2機器であった。

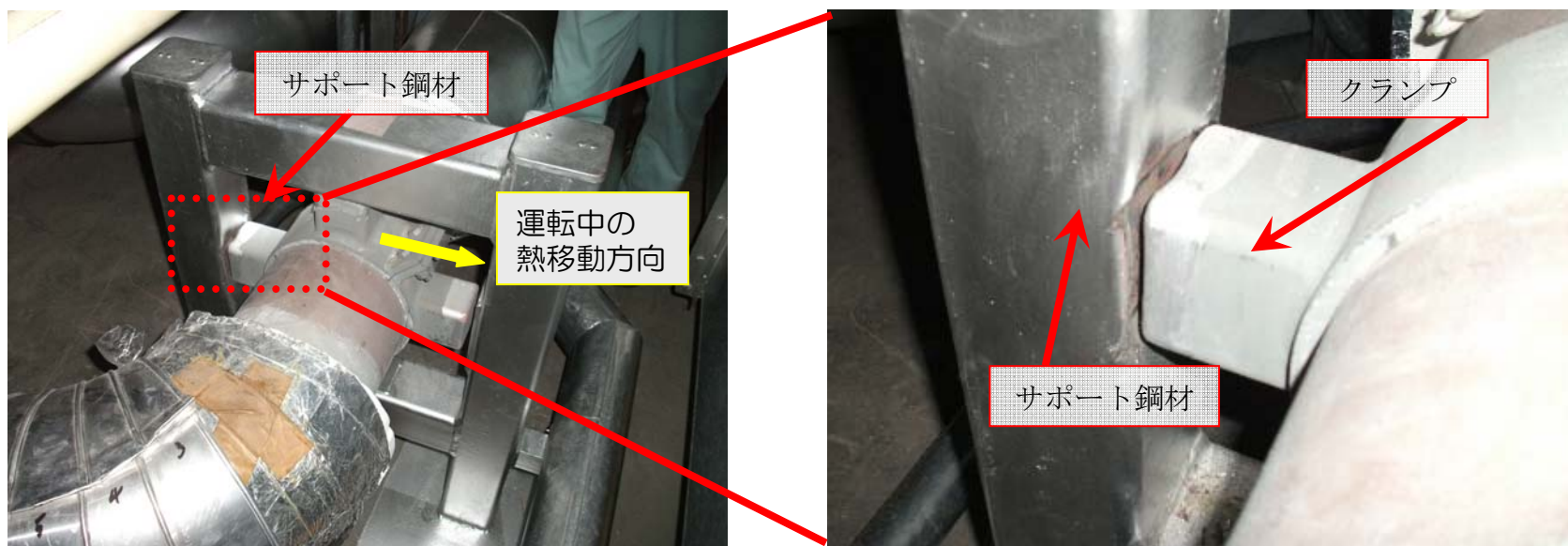
No.	機 器	確認された不適合事象	評価及び復旧状況
①	補助ボイラに附属する管	配管のサポートクランプとサポート鋼材に接触による変形を確認した。	地震の影響により、配管サポートクランプとサポート鋼材が接触し、変形が生じたと判断した。追加点検（浸透探傷試験）の結果、異常は確認されなかったため、サポート鋼材、配管サポートクランプの溶接部は健全であり、配管についても目視点検、漏えい確認により健全性が確認されていることから、機能影響は無いと判断した。 損傷した部位の交換を実施した。
②	復水器（A）	器内補強管2本の溶接部に割れを確認した。	破断面の観察の結果、隙間がある状態で溶接されたため、地震の揺れにより、強度が十分でなかった当該部が破断したものと判断した。 評価上、当該補強管2本が無い状態でも、通常運転時の荷重に強度上問題なく、また冷却管等に変形等損傷が無いことから、機能影響は無いものと判断した。 当該損傷部の管の交換を実施し、取付状態に異常が無いことを確認した。

## ①補助ボイラ系配管サポートの変形

事象：補助ボイラに附属する管のサポートクランプとサポート鋼材に変形を確認した。

評価：変形が確認された箇所は、運転中の配管の熱伸び方向とは逆であることから、地震により配管が揺れ、クランプとサポート鋼材が接触し変形に至ったものと判断した。サポート鋼材、クランプの溶接部に割れ等の異常は確認されておらず、配管においても、変形等の損傷は確認されていないことから、機能影響は無いものと判断した。

対策：変形した箇所のサポートクランプとサポート鋼材の交換を実施した。



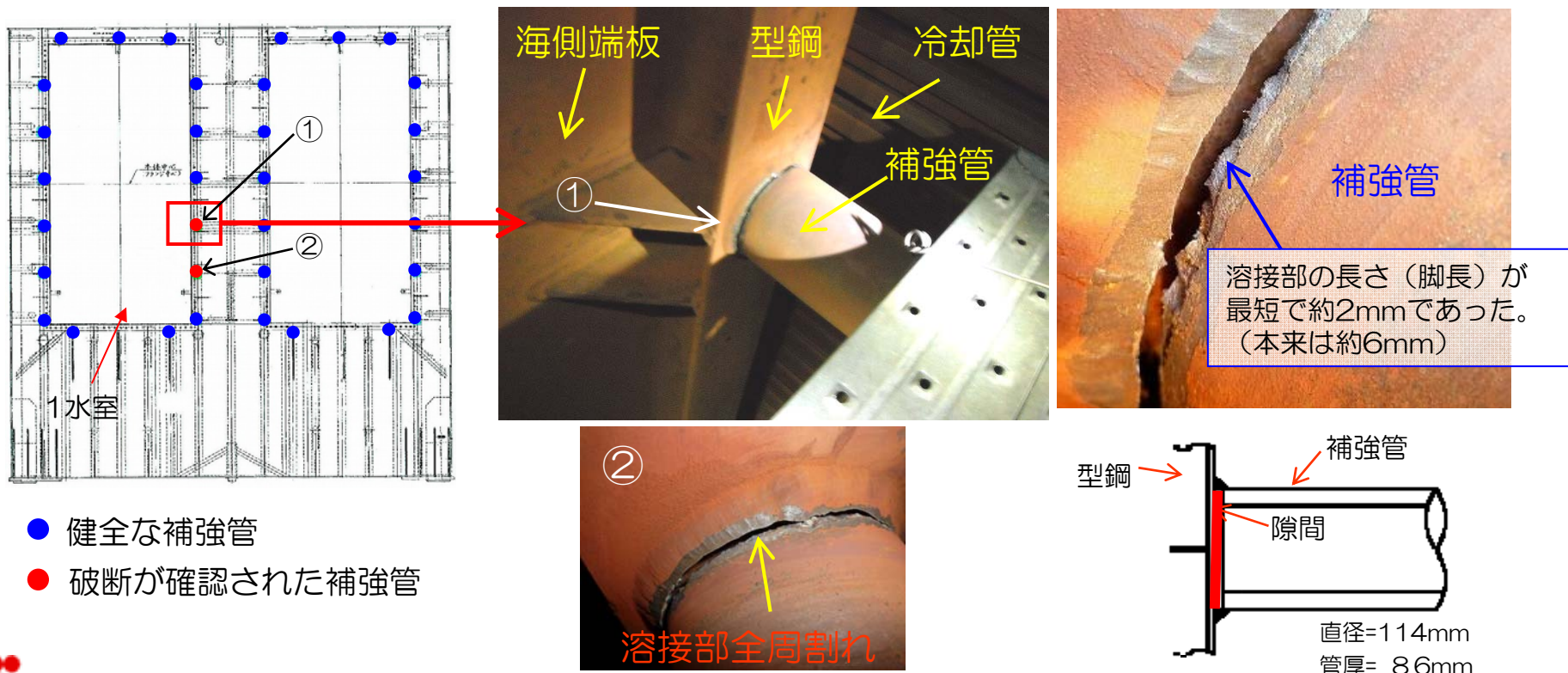
## ②復水器補強管溶接部の割れ

事象：復水器（A）器内補強管2本の溶接部に割れが確認された。

評価：破断面の観察の結果、隙間がある状態で溶接されたため、溶接部の長さ（脚長）が通常約6mmのところ、当該部は最短箇所では約2mmであった。地震の揺れにより、強度が十分でなかった当該部が破断したものと判断した。

評価上、1水室につき補強管全17本中2本が無い状態でも、通常運転時の荷重に強度上問題なく、また冷却管等に変形等損傷が無いことから、機能影響は無いものと判断した。

対策：当該損傷部の管の交換を実施し、取付状態に異常が無いことを確認した。



- 健全な補強管
- 破断が確認された補強管

# <参考資料> 地震に起因しない不適合事象 (1/2)

## ■操作していない制御棒の挿入事象

事象：燃料装荷に伴い、制御棒の水圧制御ユニット内の弁操作（隔離復旧作業）を行ったところ、制御棒1本※1が全引抜き状態から一時的に約15cm挿入側に動作した。

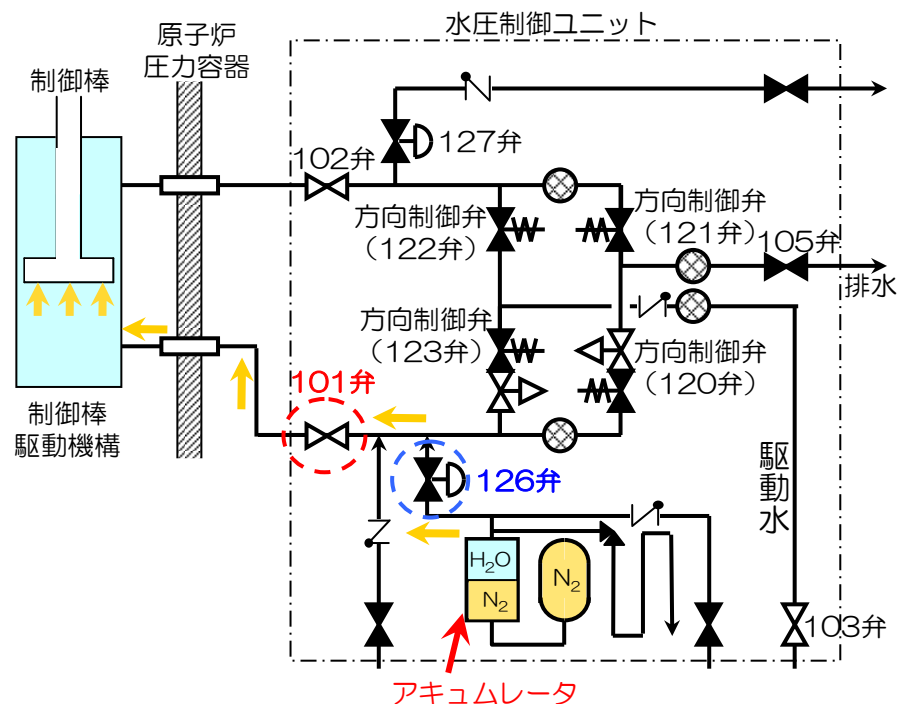
原因：制御棒駆動機構、方向制御弁並びにアキュムレータ等に変形等の損傷はなかったこと大気圧での作動確認においても、異常はなかったことから、地震の影響によるものではないと判断した。

原因調査の過程において、アキュムレータのピストンシール部より窒素ガスがわずかに漏れ出ていることが確認されており、101弁の開操作に伴い、漏れ込んだ窒素により加圧された配管内の空気溜まりが制御棒駆動機構へ移動し、制御棒を挿入側に持ち上げたものと考えられる。※2

対策：アキュムレータからの窒素ガス漏えいを考慮し、配管内に加圧された空気が籠もらないように、圧抜き手順をマニュアルに反映することとした。

※1 事象発生時、当該制御棒の周囲の燃料は装荷されていなかった。

※2 燃料を全て抜いた状態で残り184体の調査を行ったところ、2体に挿入側への動作が確認された。

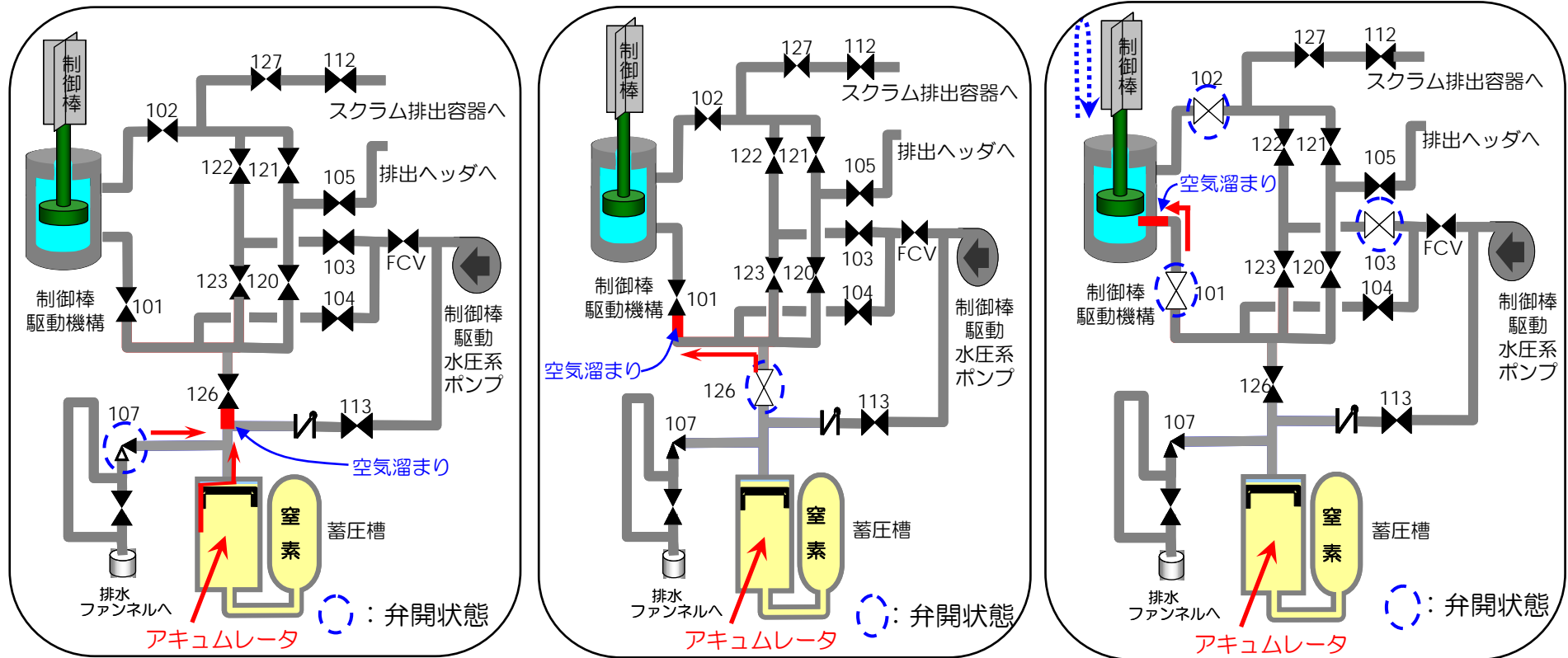


- 事象発生以前に、作動試験のため開閉操作を実施（系統試験原子炉保護系インターロック機能検査時）
- 事象発生時に開操作を実施
- 窒素ガスにより加圧された空気溜まりの移動経路

事象発生時の系統構成

# <参考資料> 地震に起因しない不適合事象 (2/2)

## ■事象発生メカニズム



①窒素封入後、アキュムレータから窒素が漏えいし、配管内の空気溜まりを加圧した。

②系統試験の際、126弁を開閉した際に、加圧された空気溜まりが101弁の手前に移動した。

③燃料装荷のための弁操作（隔離解除）を行った際に、加圧された空気溜まりが膨張し制御棒が挿入側に動作した。

なお、中越沖地震以前の定期検査では、原子炉保護系インターロック機能検査（126弁開）は燃料装荷後に実施していたため、燃料装荷に伴う水圧制御ユニット隔離復旧作業時に加圧空気が101弁側に移動することはなく、今回のような事象は発生しなかった。なお、126弁は燃料装荷後のスクラム試験時に「開」するが、このときは制御棒を実際に挿入させることから、問題とはならない。

---

# 3. その他留意すべき事項

# 欠陥が確認されている機器

- 粒界型応力腐食割れ（IGSCC）による欠陥（き裂）を有する機器に関しては、欠陥の影響を考慮した健全性評価を実施。
- 3号機においては、以下の表に示す箇所に欠陥の存在が確認されている。

欠陥 確認 箇所	炉心シュラウド*1	原子炉再循環系配管 (B系) *2	原子炉再循環系配管 (A系) *3
	シュラウド下部リング 溶接線近傍	2継手	1継手
対応	継続使用	継続使用	取り替え済み*4

健全性評価を実施

\*1：地震前（第7回定期検査時（平成14年8月10日～））に確認

\*2：地震後に実施した応力腐食割れ対策施工前の超音波探傷試験時に確認（平成21年1月22日「お知らせ」実施）

\*3：地震前（第9回定期検査時（平成18年5月12日～））に確認

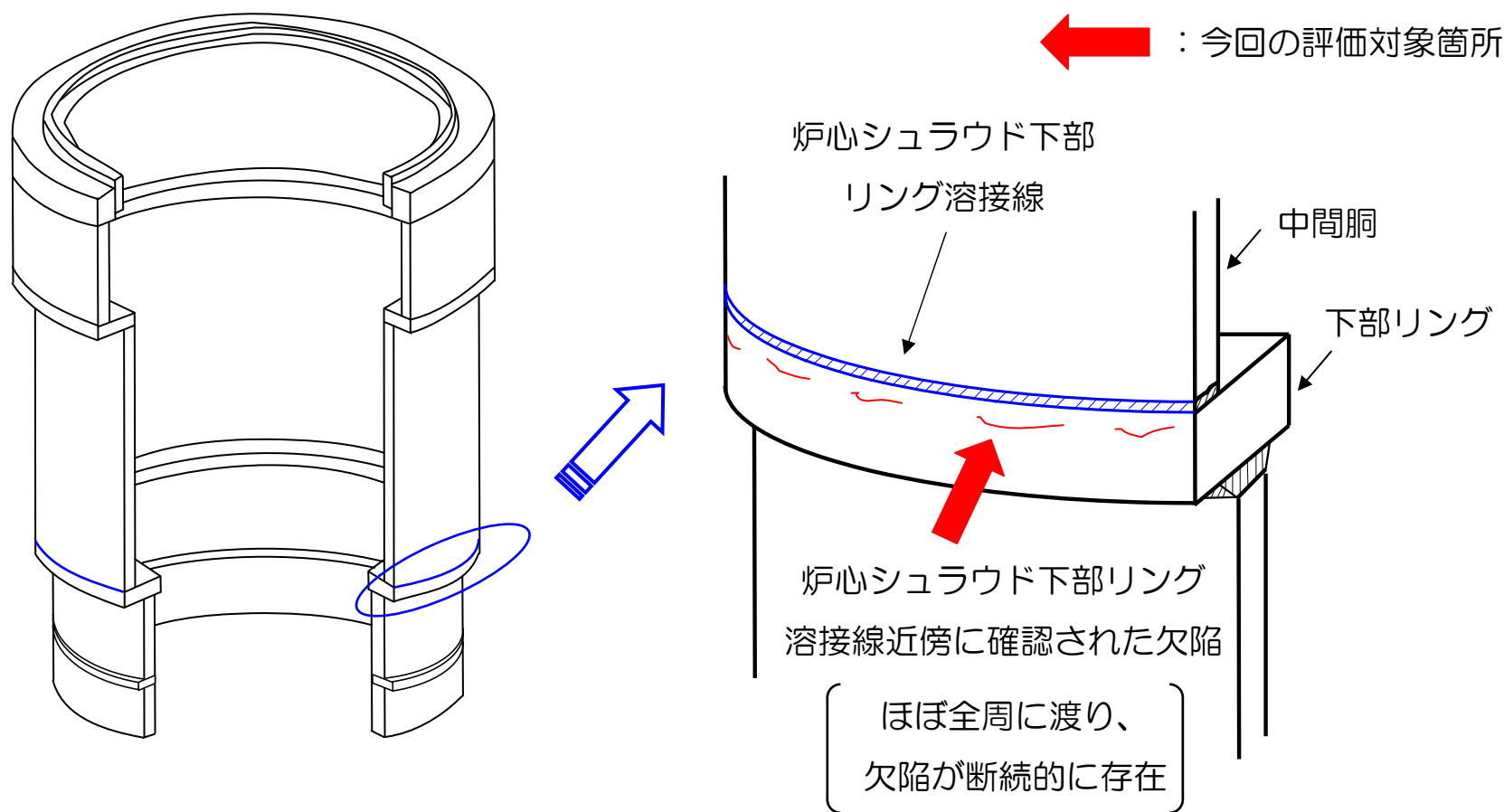
\*4：欠陥の進展状況に関する知見拡充の観点から、当該欠陥箇所を切り出し、断面観察を実施したことに伴い、配管取り替えを実施（第10回設備健全性評価サブワーキング（平成20年6月5日）資料参照）



# 欠陥が確認されている箇所 1 / 2

■ 欠陥が確認され、健全性評価を実施する箇所は以下の通り。

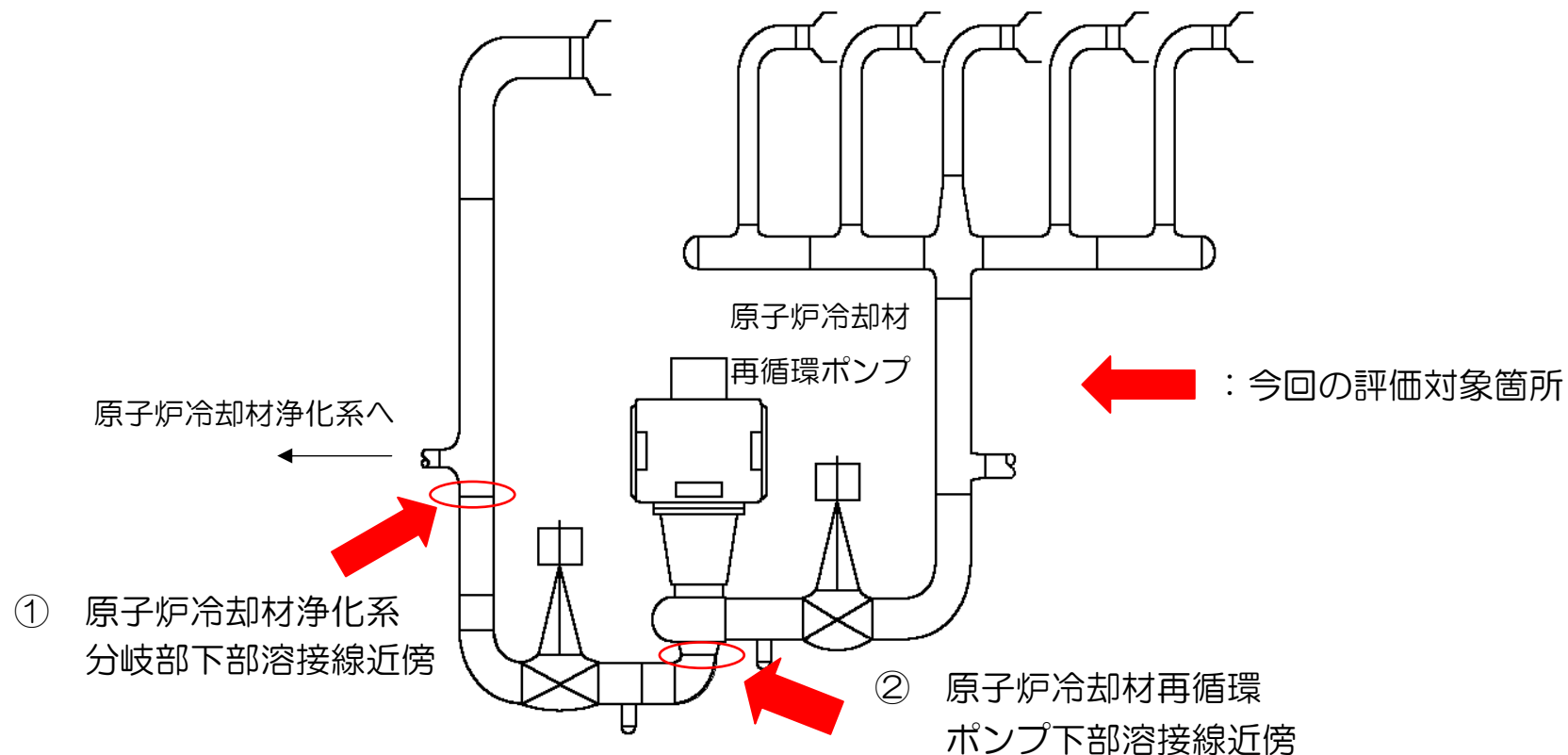
- 炉心シュラウド



柏崎刈羽原子力発電所3号機 炉心シュラウド概略図

# 欠陥が確認されている箇所 2/2

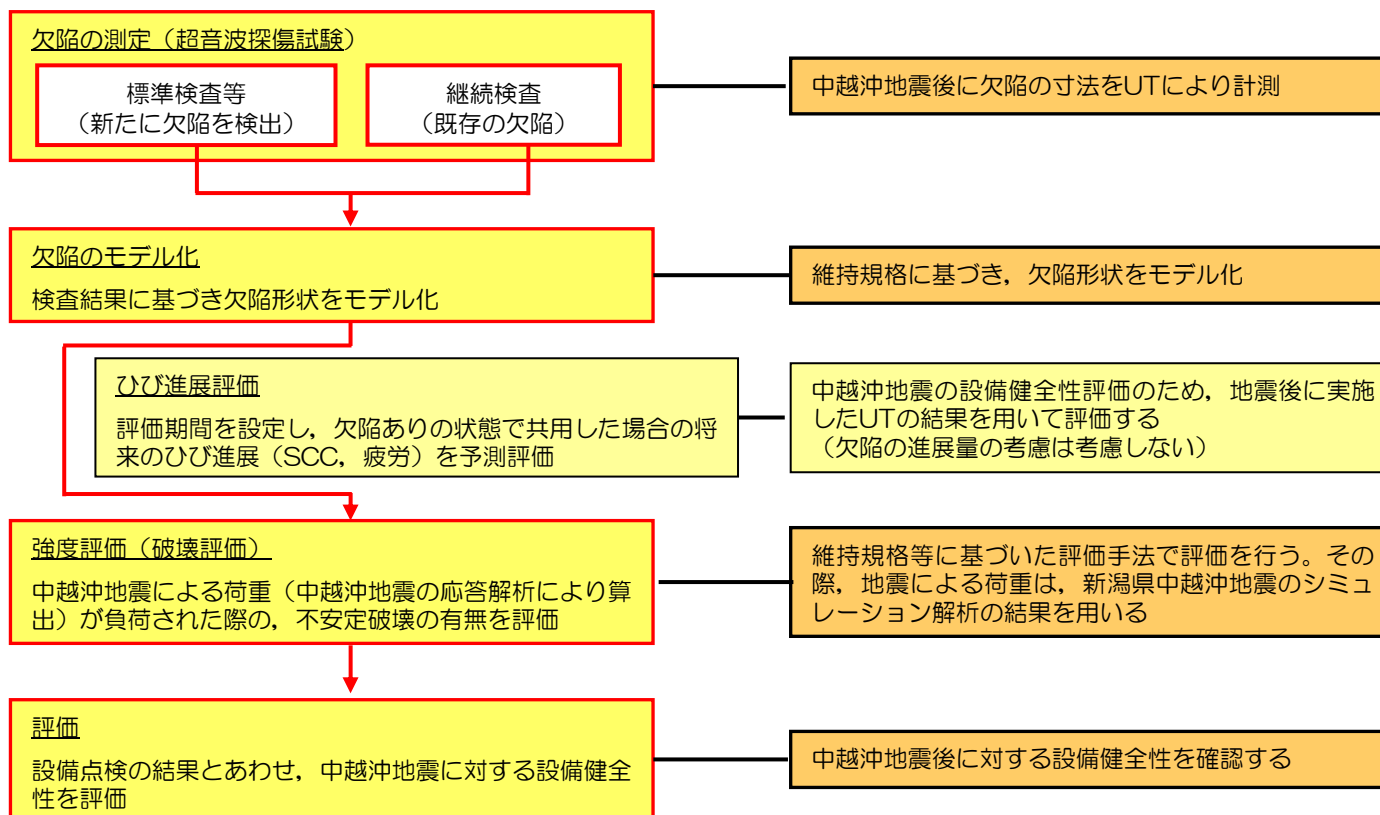
## ● 原子炉冷却材再循環系（B系）



- 原子炉冷却材再循環系配管の溶接継手部は、今定期検査（第10回定期検査）において、応力腐食割れ対策を計画的に実施
- 応力腐食割れ対策を施工する前の超音波探傷試験で、2継手に欠陥が確認されたもの

柏崎刈羽原子力発電所3号機 原子炉冷却材再循環系（B系） 系統概略図

# 欠陥を有する機器の健全性評価の流れ



今回の点検・評価の流れ

欠陥が確認された場合、および、継続使用する場合には、電気事業法第55条の規定に基づき、欠陥の解釈\*および維持規格に沿った評価を行うこととなっている（上図での「通常」の流れ）。今回の中越沖地震後の設備健全性評価は、電気事業法55条に規定される評価の範囲外ではあるが、評価に際しては、上記と同様の評価方法を用いて、設備健全性評価を行った。

\* 発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規） 原子力安全・保安院

# 欠陥を有する機器の健全性評価（炉心シュラウド） 1 / 4

## ■超音波探傷による欠陥寸法測定結果

- 新潟県中越沖地震後に実施した超音波探傷の結果、炉心シュラウドにおける欠陥の寸法は以下の通りであった。

欠陥確認箇所	炉心シュラウド仕様 (mm)		欠陥指示 (mm) *2		モデル化寸法 (mm)
	外径	中間胴 板厚*1	平均 深さ	最大 深さ	深さ
シュラウド下部リング 溶接線近傍	5260.8	50.8	8.3 (7.9)	17.7 (14.3)	8.3

\* 1 : 欠陥が確認されているのは下部リング（板厚約270mm）であるが、保守的に中間胴の板厚を用いて評価

\* 2 : 欠陥指示寸法のうち、カッコ付きのものは、地震前（第8回定期検査時（平成17年1月17日～））に実施した超音波探傷の結果

## 欠陥を有する機器の健全性評価（炉心シュラウド） 2 / 4

### ■ 荷重条件

- 3号機は中越沖地震発生時、プラント運転中であったため、炉心シュラウドの荷重条件には差圧を考慮した条件での評価を行った。

欠陥確認箇所	荷重条件				
	自重*1 ( $\times 10^3\text{N}$ )	地震力			差圧 (MPa)*2
		鉛直力*1 ( $\times 10^3\text{N}$ )	水平力 ( $\times 10^3\text{N}$ )	モーメント ( $\times 10^6\text{N}\cdot\text{mm}$ )	
シュラウド下部リング 溶接線近傍	1500	1050	5540	30400	0.10

\*1：破壊評価において、自重および鉛直力は圧縮側に作用するため、保守的に考慮していない

\*2：シュラウド内外差圧

# 欠陥を有する機器の健全性評価（炉心シュラウド） 3/4

## ■評価結果

- 欠陥の解釈および維持規格に基づいた評価手法を用いて、炉心シュラウドの破壊評価を行った結果、以下のとおり許容基準を満足しており、設備の健全性を確認した。

欠陥確認箇所	モデル化寸法 (mm)	必要残存面積 (mm <sup>2</sup> )	許容欠陥深さ (mm)
	深さ		
シュラウド下部リング溶 接線近傍	8.3	$1.7 \times 10^5$	40.7

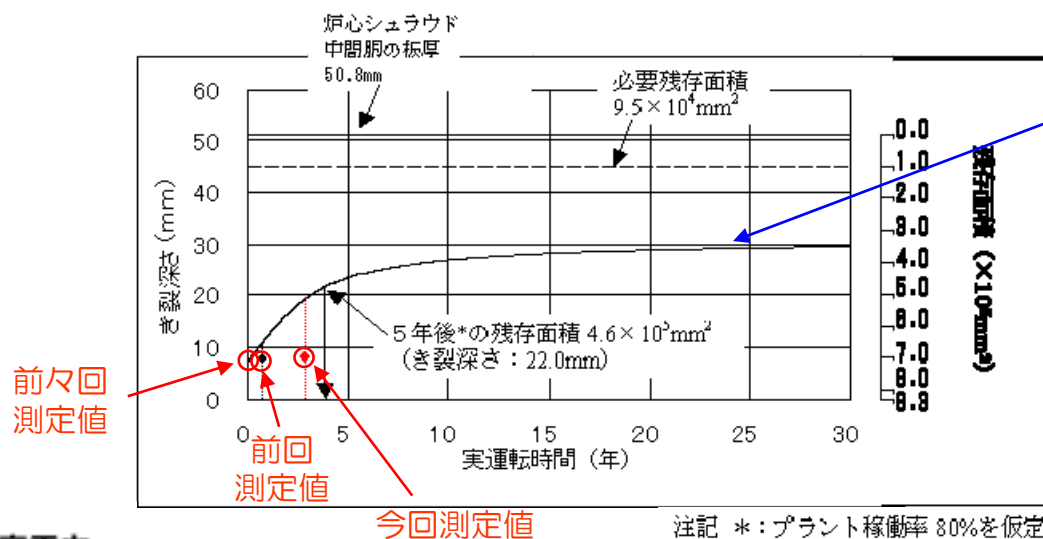
- なお、欠陥の解釈（平成18年3月23日）に基づき、「1次一般膜応力による許容応力限界から求める必要残存面積による評価」の方法を用いて、上記評価の妥当性確認をした結果は以下の通り。

評価項目	許容応力状態Ⅲ <sub>A</sub> S	許容応力状態Ⅳ <sub>A</sub> S
許容欠陥深さ (mm)	38.9	43.3
必要残存面積 (mm <sup>2</sup> )	$2.0 \times 10^5$	$1.3 \times 10^5$

# 欠陥を有する機器の健全性評価（炉心シュラウド） 4 / 4

## ■地震の影響評価

- 前回の測定結果から、わずかな欠陥の進展がみられる（欠陥平均深さ:7.9mm → 8.3mm）が、前回測定時から約2年間の運転をしており、応力腐食割れによる欠陥進展予測値から考慮しても、今回確認された進展量は、応力腐食割れによるものと考えられる。
- また、地震前後に測定した欠陥寸法を比較しても、著しい欠陥の進展がみられないことから、今回確認された進展は地震の影響ではないと推定される。



### 欠陥進展予想

- 前々回測定：第7回定期検査時  
(平成14年8月10日～)
- 前回測定：第8回定期検査時  
(平成17年1月17日～)
- 今回測定：第10回定期検査時  
(平成19年9月18日～)

※進展予測値は特殊設計施設認可申請書  
(平成14年)による

## ■超音波探傷による欠陥寸法測定結果

- 地震後に実施した、応力腐食割れ対策施工前の超音波探傷試験の結果、原子炉冷却材再循環系（B系）において確認された欠陥の寸法は以下の通りであった。

欠陥確認箇所	配管仕様（mm）		欠陥指示（mm）		モデル化寸法（mm）	
	外径	板厚*1	深さ*2	長さ*3	深さ	長さ
① 原子炉冷却材浄化系 分岐下部溶接線近傍	625.4	39.0	7.4	17	7.4	17
② 原子炉再循環ポンプ 下部溶接線近傍	625.4	38.5	2.9	37	2.9	37

\* 1：実測による寸法

\* 2：「超音波探傷試験システムの性能実証」（PD）による結果

\* 3：JEAG4207に従い、45°斜角探傷法と2次クリーニング波法の結果のうち、大きいものを採用



### ■ 荷重条件

- 3号機は中越沖地震発生時、プラント運転中であったため、原子炉冷却材再循環系（B系）の荷重条件には内圧、熱膨張を考慮した条件での評価を行った。

き裂確認箇所	荷重条件 (MPa)			
	自重	地震力	内圧	熱膨張
① 原子炉冷却材浄化系 分岐下部溶接線近傍	1.0	11.6	29.1	9.7
② 原子炉再循環ポンプ 下部溶接線近傍	2.1	20.6	29.1	6.3

## 欠陥を有する機器の健全性評価（原子炉冷却材再循環系（B系）） 3 / 5

### ■ 評価結果

- 欠陥の解釈および維持規格に基づいた評価手法を用いて、原子炉冷却材再循環系（B）系の許容欠陥寸法との比較および破壊評価を行った結果、以下のとおり許容基準を満足しており、設備の健全性を確認した。

き裂確認箇所	モデル化寸法 (mm)		許容欠陥寸法 (mm)		破壊評価 (MPa)	
	深さ	長さ	深さ	長さ	作用曲げ 応力	許容曲げ 応力
① 原子炉冷却材浄化系 分岐下部溶接線近傍	7.4	17	29.2	286	12.6	185.5
② 原子炉再循環ポンプ 下部溶接線近傍	2.9	37	28.8	287	22.7	188.0

## ■地震の影響評価

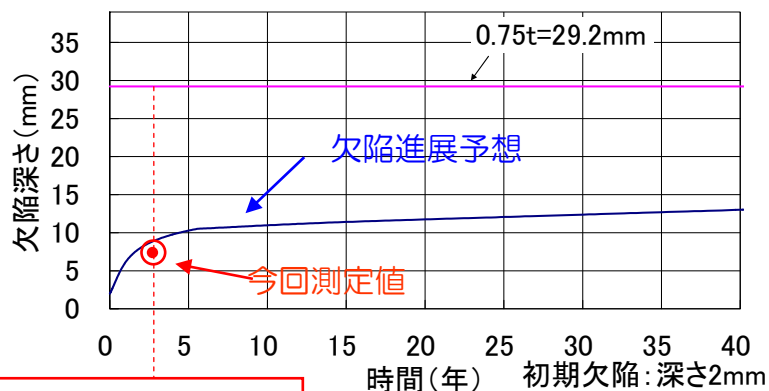
- 原子炉冷却材再循環系配管（B系）に確認された欠陥は、新潟県中越沖地震前に確認された欠陥ではないが、
  - 当該箇所に発生する一次応力（内圧＋自重＋地震力）が許容応力を十分に下回っていること
  - 地震による疲れ累積係数が評価基準値を十分に下回っていることから、地震によって発生した欠陥ではないと考えられる。

き裂確認箇所	一次応力評価		疲労評価			
	算出応力 (MPa)	評価基準値 (ⅢAS) (MPa)	繰返し <sup>ピーク</sup> 応力強さ (MPa)	等価繰返し回数	疲れ累積係数:UF	評価基準値
① 原子炉冷却材浄化系分岐下部溶接線近傍	49	265	21	60回	0.000	1
② 原子炉再循環ポンプ下部溶接線近傍	53		63		0.000	

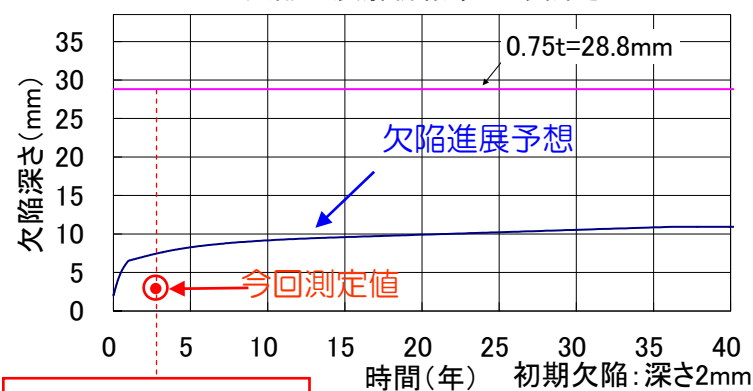
## ■欠陥の発生原因の推定

- 原子炉冷却材再循環配管（B系）で確認された欠陥が、地震前に実施した超音波探傷試験時（第7回定期検査時（平成14年8月10日～））に検出下限以下（深さ2mmと仮定）で存在していたとし、その後の応力腐食割れによる進展予測値と、今回の測定値を比較した。
- 前回測定時から今回欠陥を確認するまで約3年間の運転をしており、応力腐食割れによる欠陥進展予測値から考慮しても、今回確認された欠陥は、応力腐食割れによるものと考えられる。

①原子炉冷却材浄化系分岐下部溶接線近傍：  
SCC欠陥進展解析結果 欠陥深さ



② 原子炉再循環ポンプ下部溶接線近傍：  
SCC欠陥進展解析結果 き裂深さ



# 欠陥を有する機器の設備健全性の評価結果（まとめ）

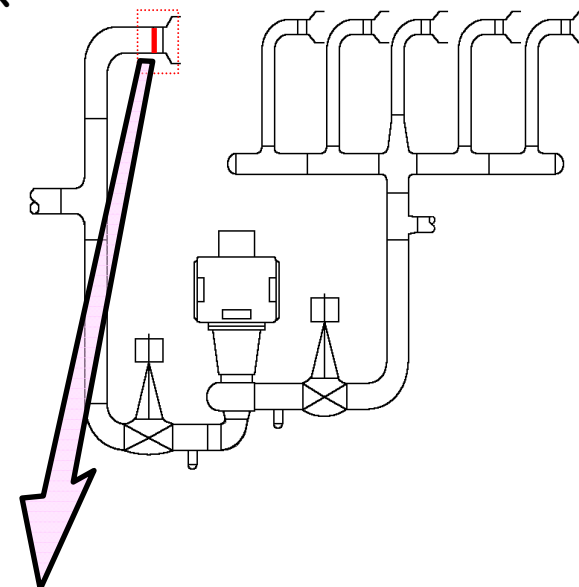
- 欠陥を有する機器の設備健全性は以下の観点から確保できているものと評価した。
  - 3号機の炉心シュラウドおよび原子炉冷却材再循環系配管（B系）について、地震後の超音波探傷による欠陥寸法を用いて破壊評価を行った結果、許容基準を満足していることを確認したこと
  - 欠陥を有する機器に対する地震の影響は、地震前後の測定値等に著しい違いが無いこと等からないと推定されること
  - 当該部の目視点検の結果、変形等の異常は確認されなかったこと

なお、今定期検査において、原子炉冷却材再循環系配管の溶接部については、予防保全の観点から、高周波誘導加熱による残留応力低減対策（IHSI）を施工した。欠陥を有する配管系についても、欠陥の進展を抑制する観点から、IHSIを施工した。今後、炉心シュラウドおよび原子炉冷却材再循環系配管（B系）を継続使用する場合には、プラント起動前に法令に要求される手続き（電気事業法55条に基づく欠陥評価）を行う。

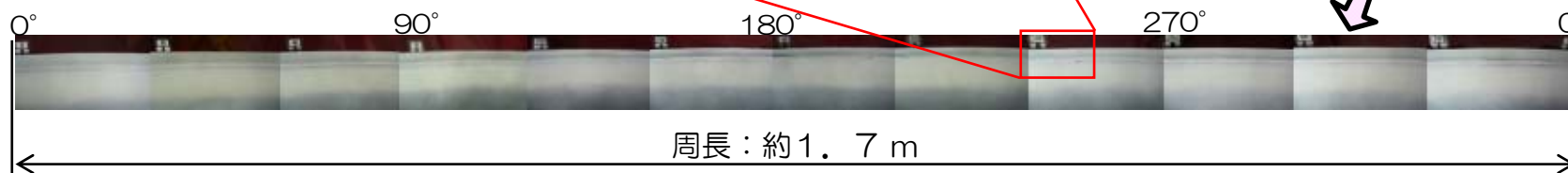
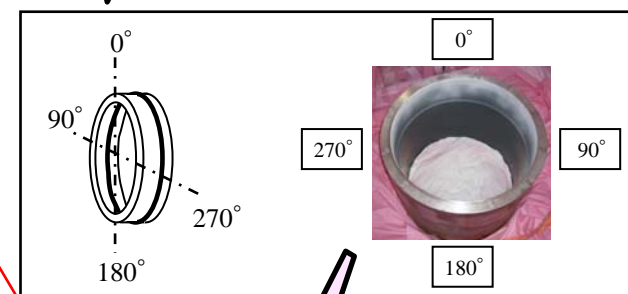
## 【参考】原子炉冷却材再循環系配管（A系）における断面観察（再掲）

- 切り出し配管内表面の欠陥の位置および長さについて、欠陥確認箇所から切り出し浸透探傷試験（PT）を行い観察。
- その結果、超音波探傷試験（UT）で検出していた位置にPTで指示模様を確認。
- UTによる欠陥の検出精度に問題のないことを確認。

配管外径	配管肉厚	欠陥長さ	
		切出前UT結果	内面観察結果
625.4 mm	38.9 mm	29 mm	約12 mm



拡大写真

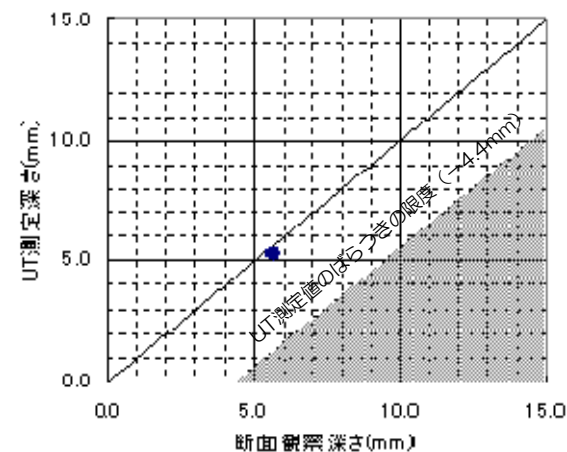


切り出し配管内表面観察結果（展開図）

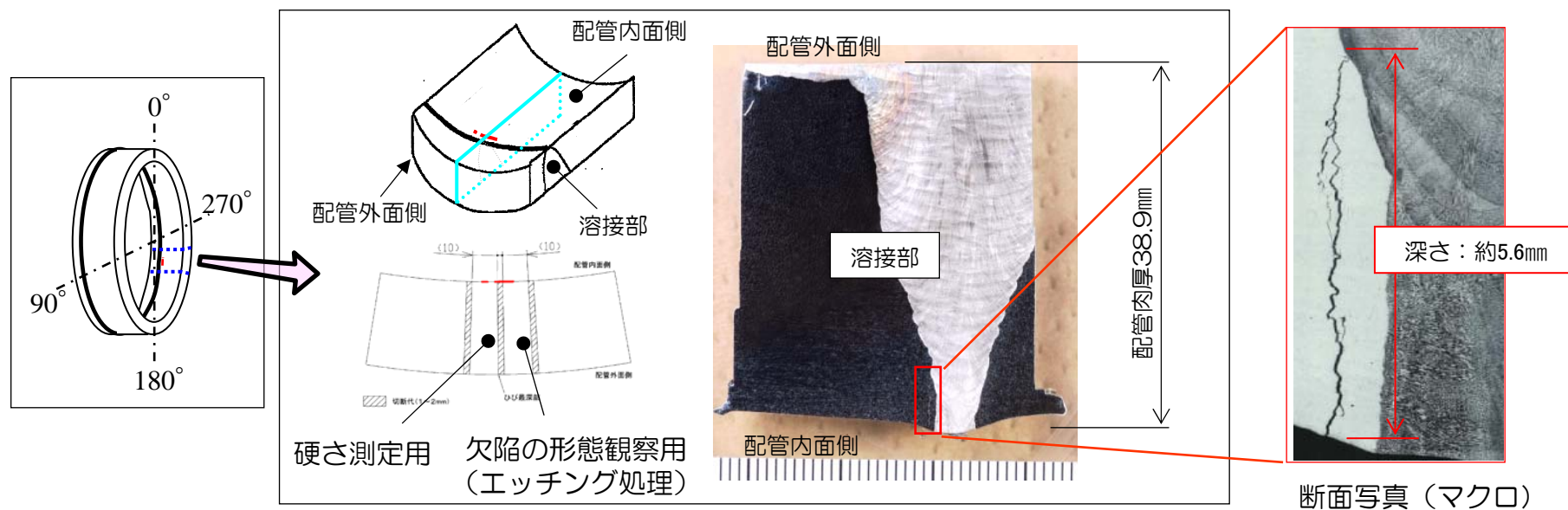
## 【参考】原子炉冷却材再循環系配管（A系）における断面観察（再掲）

- 欠陥部の断面観察を実施し、欠陥の深さを確認。

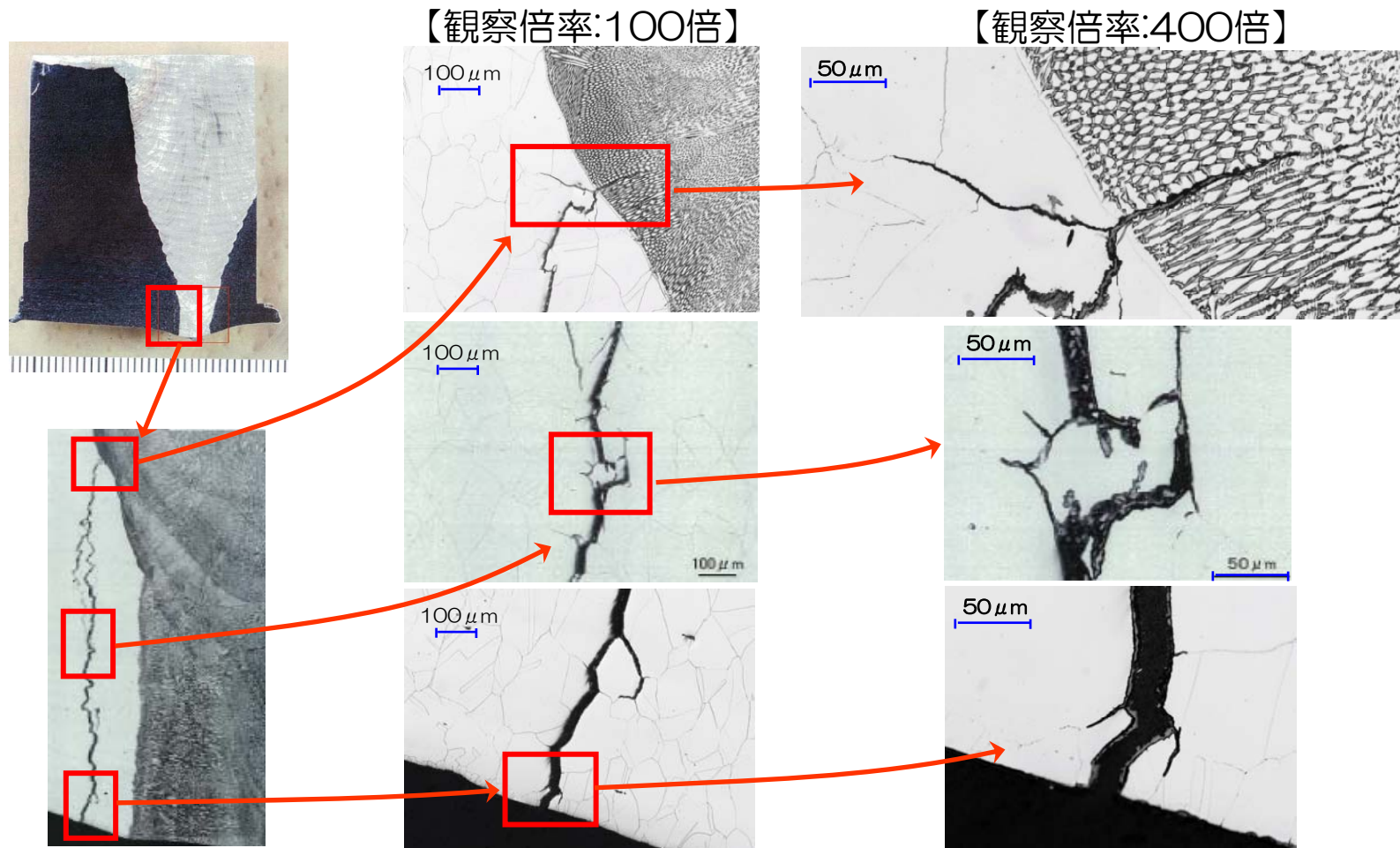
配管外径	配管肉厚	欠陥深さ	
		切出前UT結果	断面観察結果
625.4 mm	38.9 mm	5.3 mm	約5.6 mm



- 欠陥の深さは、UTによる深さ測定値と同程度。
- UTによる欠陥の深さ測定精度に問題のないことを確認。



## 【参考】原子炉冷却材再循環系配管（A系）における断面観察（再掲）



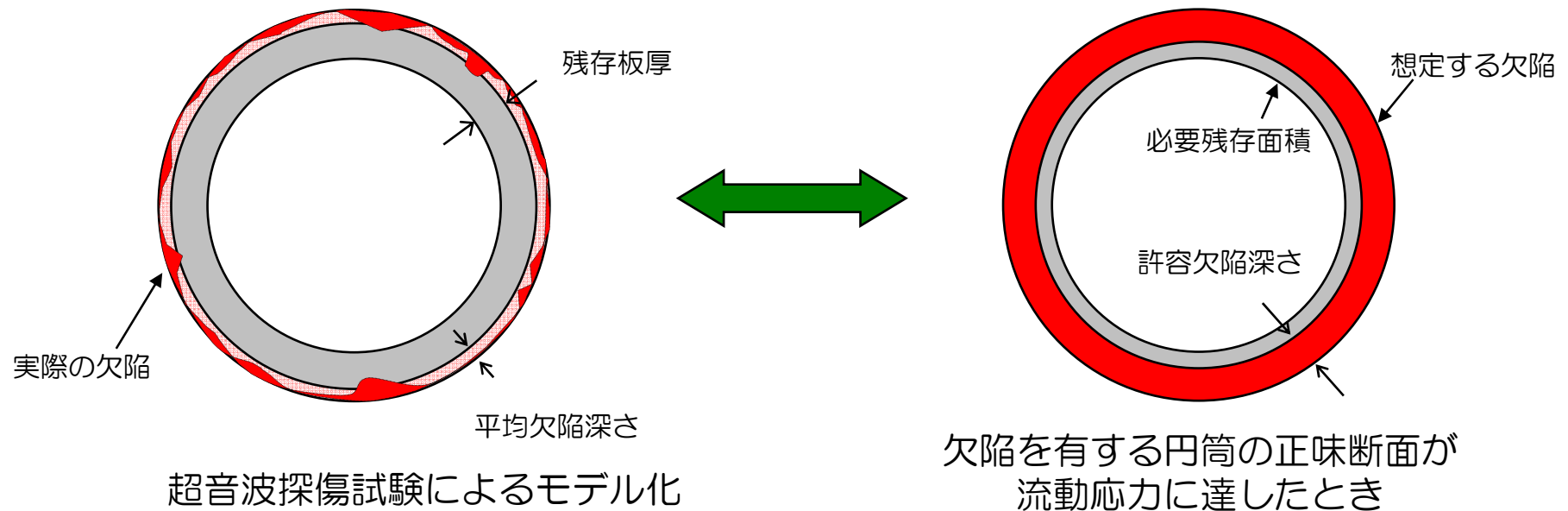
- 欠陥の形態はいずれの位置においてもSCCの特徴を有していた。
- 欠陥の先端部の形態においても、母材部は粒界に沿って、溶接金属内は結晶組織に沿って進展しておりSCCの特徴を有していた。
- 欠陥の先端の性状の明確な変化（鈍化）は確認されなかった。



# 【参考】炉心シュラウドで用いた評価方法

## ■破壊評価

- 炉心シュラウドの材料であるオーステナイト系ステンレス鋼は延性を有する材料であるため、破壊荷重は欠陥を有する円筒の正味断面が流動応力に達したときに破壊するとして、維持規格の極限荷重評価法の考え方に基づいて必要残存面積の評価を行う。また、必要残存面積における欠陥深さを許容欠陥深さとする。



## 【参考】炉心シュラウドで用いた評価方法

(1) 評価用荷重の算出

$$F = (SF) \cdot S \cdot A'$$

ここで、SF：安全率 (SF=1.5)

S：評価部位の応力強さ

A'：評価部位の断面積 ( $A' = \frac{\pi}{4}(D_o^2 - D_i^2)$ )

D<sub>o</sub>：外径

D<sub>i</sub>：内径

(2) 必要残存面積及び許容欠陥深さの算出

$$F = \sigma_f \cdot A$$

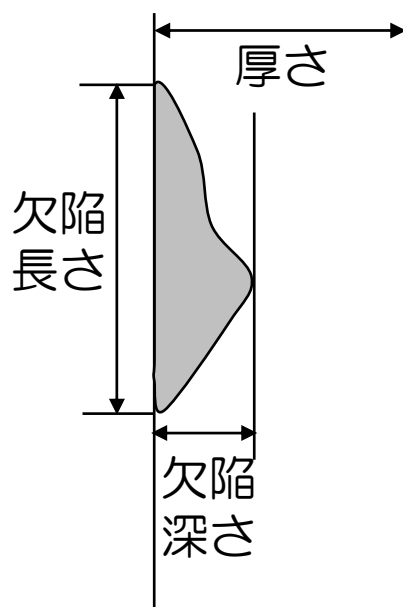
ここで、 $\sigma_f$ ：流動応力 ( $\sigma_f=2.7S_m$ )

S<sub>m</sub>：設計応力強さ

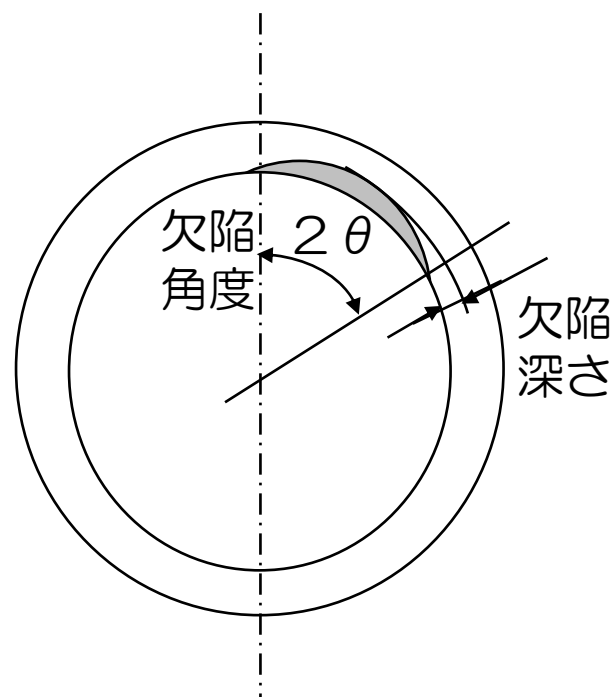
A：必要残存面積

# 【参考】原子炉冷却材再循環配管で用いた評価方法

## ■欠陥のモデル化（維持規格EB-4200および添付E-1）



軸方向欠陥のモデル化



周方向欠陥のモデル化

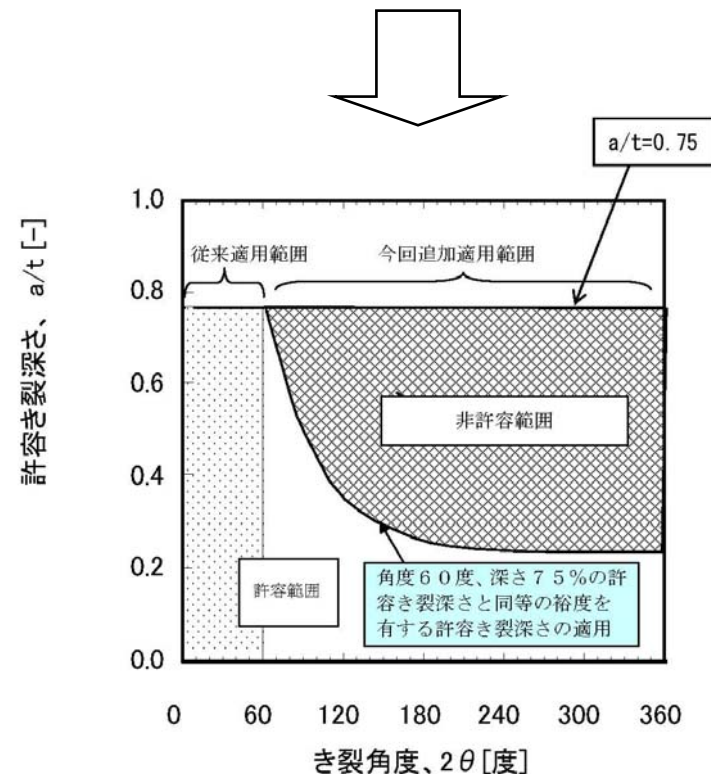
# 【参考】原子炉冷却材再循環配管で用いた評価方法

## ■ 破壊評価（維持規格EB4440及び添付E-9）

(1) 確認された欠陥の寸法が、許容欠陥寸法以下であること。

- ・ 許容欠陥深さ：欠陥の深さが板厚の75%以下
- ・ 許容欠陥角度：60°以下とするが、妥当性が示される場合はこの限りではない。

NISA文書では、「事例規格」周方向欠陥に対する許容欠陥角度制限の代替規定(CC-002)の技術評価に基づき、維持規格と同等の保守性を持たせる評価方法として、許容欠陥角度と許容欠陥深さの関係が規定されている。



## 【参考】原子炉冷却材再循環配管で用いた評価方法

(2) 当該部の曲げ応力が、許容曲げ応力を満足することを確認する。

$$S_c = \frac{1}{(SF)} \left( \frac{Pb'}{Z} - Pe \right) - P_m \left( 1 - \frac{1}{Z(SF)} \right)$$

ここで、 $S_c$ ：周方向欠陥に対する許容曲げ応力

$SF$ ：安全率（許容状態により定まる安全率）

$Z$ ： $Z$ 係数（溶接条件により定まる割増し係数）

$Pb'$ ：塑性崩壊時の曲げ応力

$Pe$ ：熱膨張応力

$P_m$ ：一次一般膜応力

当該部に発生する曲げ応力を地震応答解析により算出し、欠陥が存在するとした場合に許容される曲げ応力と比較することにより、当該部の健全性を確認する

---

## 4. 系統レベルの点検・評価

# 系統レベルの健全性確認の内容

---

- 系統レベルの健全性確認においては、機器レベルの健全性が確認された後、系統内の機器を作動させることによって、インターロック、警報の作動、弁の作動、系統流量等を確認し、系統全体の機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」等の機能）が正常に発揮されることを評価する。
- 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（省令62号）に要求される系統機能を確認するため、系統レベルの健全性確認として26試験を抽出している。
- 技術基準への適合性確認の方法として、定期事業者検査の判定基準を用いる。

# 系統機能試験一覧（3号機：全26試験）

対象系統	系統機能試験
原子炉本体	原子炉停止余裕試験
原子炉冷却系統設備	主蒸気隔離弁機能試験
	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験
	自動減圧系機能試験
	タービンバイパス弁機能試験
計測制御系統設備	制御棒駆動系機能試験
	ほう酸水注入系機能試験
	原子炉保護系インターロック機能試験
	計装用圧縮空気系機能試験
	制御棒駆動機構機能試験
燃料設備	選択制御棒挿入機能試験
	原子炉建屋天井クレーン機能試験
放射線管理設備	非常用ガス処理系機能試験
	中央制御室非常用循環系機能試験

対象系統	系統機能試験
廃棄設備	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1）
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）
	液体廃棄物処理系機能試験
原子炉格納施設	原子炉格納容器漏えい率試験
	原子炉格納容器隔離弁機能試験
	可燃性ガス濃度制御系機能試験
	原子炉格納容器スプレイ系機能試験
	原子炉建屋気密性能試験
非常用予備発電装置	主蒸気隔離弁機能試験
	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験
	非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験
	直流電源系機能試験
蒸気タービン	蒸気タービン性能試験（その2）※

赤字：現在までに完了している試験

青字：一部実施済みの試験

※：蒸気を発生させた後に行う試験を除く



# 系統機能試験進捗状況（1）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期	
原子炉本体	原子炉停止余裕試験	実施済 (平成22年12月28日)	良	燃料装荷状態	
原子炉冷却系統設備	主蒸気隔離弁機能試験	実施済 (平成22年12月3日)	良	特に制約なし	
	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心 スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験	実施済 (平成22年11月25日、26日)	良	燃料装荷前	
	自動減圧系機能試験	実施済 (平成22年12月10日)	良	特に制約なし	
	タービンバイパス弁機能試験	実施済 (平成23年2月3日)	良	蒸気タービン復旧後	
	給水ポンプ機能試験	実施済 (平成23年2月10日)	良	給・復水系の 水張り後	
計測制御系統設備	制御棒駆動系機能試験	実施予定		燃料装荷状態	
	ほう酸水注入系機能試験	実施済 (平成22年11月17日)	良	特に制約なし	
	原子炉保護系 インターロック機能試験	原子炉設備に関わる インターロック ※1	実施済 (平成22年11月16日)	良	燃料装荷前※1
		タービン設備に関わる インターロック	実施予定		主蒸気止め弁、主蒸気 加減弁復旧後
	計装用圧縮空気系機能試験	実施済 (平成23年1月12日)	良	特に制約なし	
	制御棒駆動機構機能試験	実施済 (平成23年2月8日、9日)	良	燃料装荷状態	
	選択制御棒挿入機能試験	実施予定		燃料装荷状態	

※1：一部の試験項目は燃料装荷後に実施。

# 系統機能試験進捗状況（2）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期
燃料設備	原子炉建屋天井クレーン機能試験	実施済 (平成22年5月28日)※2	良	特に制約なし
放射線管理設備	非常用ガス処理系機能試験	実施済 (平成22年11月18日)	良	燃料装荷前
	中央制御室非常用循環系機能試験	実施済 (平成22年11月17日)	良	燃料装荷前
廃棄設備	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その1）	実施済 (平成22年11月29日、 12月22日、27日、 平成23年1月19日、2月4日)	良	特に制約なし
	液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）	実施済 (平成22年12月27日、 平成23年1月18日、21日、 1月27日、31日)	良	特に制約なし
	液体廃棄物処理系機能試験	実施済 (平成22年10月27日)※2	良	特に制約なし

※2：H22.11.16以降系統機能試験としての評価を実施。H22.11.15以前の検査は暦年管理等に基づき定期事業者検査を実施。

# 系統機能試験進捗状況（3）

対象系統	系統機能試験名	検査実施状況	評価結果	実施時期
原子炉格納施設	原子炉格納容器漏えい率試験	実施予定		燃料装荷状態
	原子炉格納容器隔離弁機能試験	実施済 (平成23年2月9日)	良	特に制約なし
	可燃性ガス濃度制御系機能試験	実施済 (平成23年1月18日、28日)	良	特に制約なし
	原子炉格納容器スプレイ系機能試験	実施予定		特に制約なし
	原子炉建屋気密性能試験※3	実施予定※3		燃料装荷前※3
	主蒸気隔離弁機能試験※4	実施済 (平成22年12月3日)	良	特に制約なし
非常用予備発電装置	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心 スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験※4	実施済 (平成22年11月25日、26日)	良	燃料装荷前
	非常用ディーゼル発電機定格容量確認試験	実施済 (平成22年11月24日)	良	燃料装荷前
	直流電源系機能試験	実施済 (平成22年11月19日)	良	燃料装荷前
蒸気タービン	蒸気タービン性能試験（その2）※5	一部実施 (平成22年12月18日、22日)		特に制約なし

※3：燃料装荷前の確認として、原子炉建屋気密性能検査（停止後）および非常用ガス処理系機能検査を実施済み。今後、原子炉格納容器漏えい率試験後に実施予定。

※4：原子炉冷却系統設備の検査と重複する試験項目。

※5：蒸気を発生させた後に行う試験を除く。

# 系統レベルの健全性確認の結果

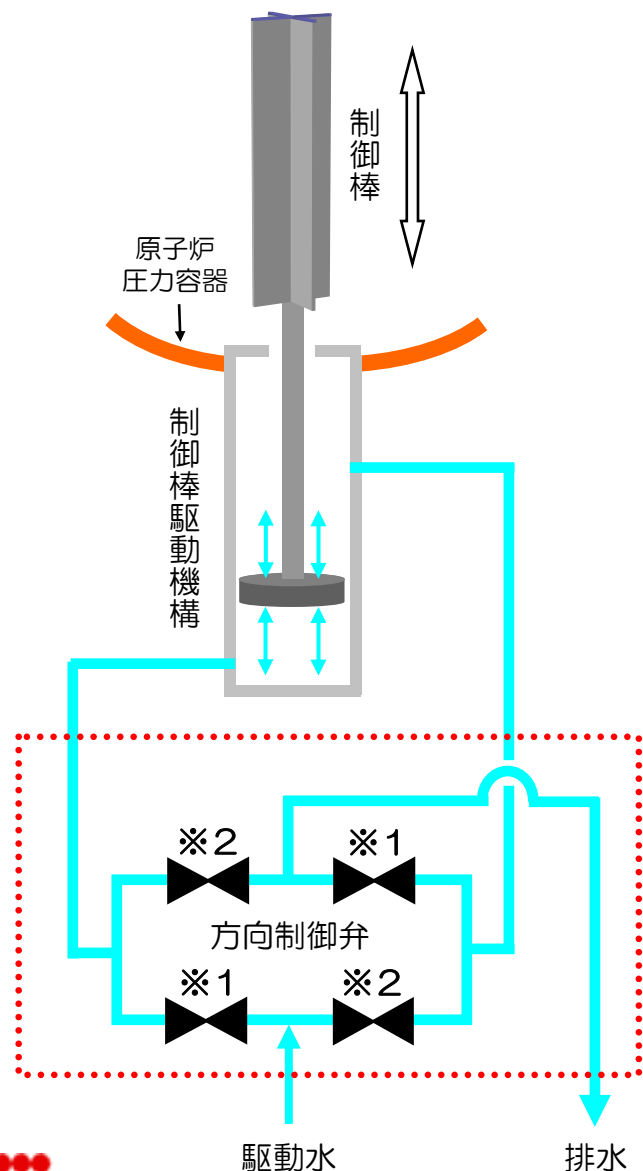
- 現状までで、21試験（全26試験）を実施しており、そのうち19試験を完了している。
- これまでに実施した試験は、全て判定基準を満足しており、系統機能が正常に発揮されていることを確認した。  
重点的に確認する項目※1についても、異常がないことを確認した。  
（詳細は添付資料-1参照）
- 現状までで、制御棒駆動機構機能試験において不適合事象を確認しているため、試験の概要、不適合事象及び試験結果を次ページ以降で報告する。

※1 系統機能試験において重点的に確認する項目（点検・評価計画書より）

- a. 試験実施前の前提条件の確認
- b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認
- c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認
- d. 地震前の試験結果との比較

# 制御棒駆動機構機能試験の概要

## 試験概要



### <本システムの役割【止める】>

制御棒駆動機構は、制御棒の挿入または引抜きを行う。制御棒の挿入状況によって、原子炉内で生じている核分裂連鎖反応を調整することが出来る。なお、制御棒の駆動方法には、水圧による通常動作と緊急挿入がある。

### <試験の目的>

本試験においては、制御棒通常動作について検査を行う。制御棒を駆動させ、全挿入位置から全引抜き位置および全引抜き位置から全挿入位置までの動作に要する時間を測定するとともに位置表示装置が正常に動作することを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

水圧制御ユニット

- ※1 制御棒挿入時 弁が開になる。
- ※2 制御棒引抜き時 弁が開になる。

# 制御棒駆動機構機能試験の結果

## ▶ 試験結果

(注) 【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
<ul style="list-style-type: none"> <li>全挿入位置から全引抜位置までに要する時間が52～59秒※であること。</li> <li>全引抜位置から全挿入位置までに要する時間が41～50秒※であること。</li> <li>位置表示がラッチ位置毎に表示されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>引抜時間：54～59秒【52～59秒】</li> <li>挿入時間：43～46秒【43～48秒】</li> <li>制御棒の位置表示：全て良好【全て良好】</li> </ul>

### ✓ 重点的に確認する項目

※ 過去の試験結果に基づき判定基準を設定している。

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：水圧制御ユニット（50-35）、（58-27） 異常内容：燃料装荷前制御棒常駆動試験時の制御棒1ノッチ引抜き操作時に2ノッチ抜けの事象を確認	当該水圧制御ユニットについて挿入・引抜き動作に異常のないことを確認した。
対象設備：水圧制御ユニット（46-43） 異常内容：燃料装荷前制御棒常駆動試験時に制御棒が自然挿入する事象を確認	当該水圧制御ユニットについて挿入・引抜き動作に異常の無いことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

### ✓ 不適合事象について

制御棒駆動機構185体中1体について、挿入時間（全引抜位置から全挿入位置までの移動時間）が判定基準を逸脱したことを確認した（51秒）。同様の事象は、過去の同検査においても確認されており、機構内の一時的なエア混入等が原因と考えられる。制御棒駆動機構を再度駆動させ、系統内の空気抜きを行うとともに、時間調整作業等を実施した後、再検査を実施した結果、挿入時間は45秒で判定基準を満足しており、系統機能に問題ないことを確認した。

# 制御棒駆動機構機能試験（不適合事象）

## ■概要

制御棒駆動機構185体中1体について、挿入時間（全引抜位置から全挿入位置までの移動時間）が判定基準を逸脱したことを確認した。

- 挿入時間の判定基準：41～50秒
- 測定値：51秒

## ■原因

制御棒駆動機構の駆動時間は、駆動水の流量によって調整しており、駆動機構の点検にあわせて流量調整弁の調整を実施しているが、系統内に混入している空気泡等の影響により駆動水の流量が変化し、駆動時間が変化したものと考えられる。

## ■対応内容

制御棒駆動機構を再度駆動させ、系統内の空気抜きを行うとともに、駆動時間の調整を実施した。その後、再検査を実施した結果、挿入時間は45秒で判定基準を満足しており、系統機能に問題ないことを確認した。

---

# 5. 点検・評価結果のまとめ



# 点検・評価結果のまとめ

---

## ■ 機器レベルの点検・評価

- 原子炉圧力容器一次バウンダリの漏えい確認およびタービン復旧後に実施する基本点検を除く基本点検を完了し、原子炉安全上重要な設備について、機能に影響を及ぼす異常は確認されなかった。
- 地震応答解析の結果、構造強度評価対象の111設備、動的機能維持評価対象の41設備の地震応答解析を実施し、全ての設備について、地震応答解析の算出値が評価基準値以下であることを確認した。

## ■ 系統レベルの点検・評価

- 19試験（全26試験）が終了し、これまで地震による影響と考えられる異常は確認されず系統機能が正常に発揮されることを確認した。

---

## 6. 今後の予定

# 今後の予定

---

## ■機器レベルの点検・評価

- 今回の報告までに実施していない設備点検（原子炉圧力容器一次バウンダリの漏えい確認およびタービン復旧後に実施する点検）について実施していく。

## ■系統レベルの点検・評価

- 今回の報告までに実施していない7試験（全26試験）について、順次実施していく。

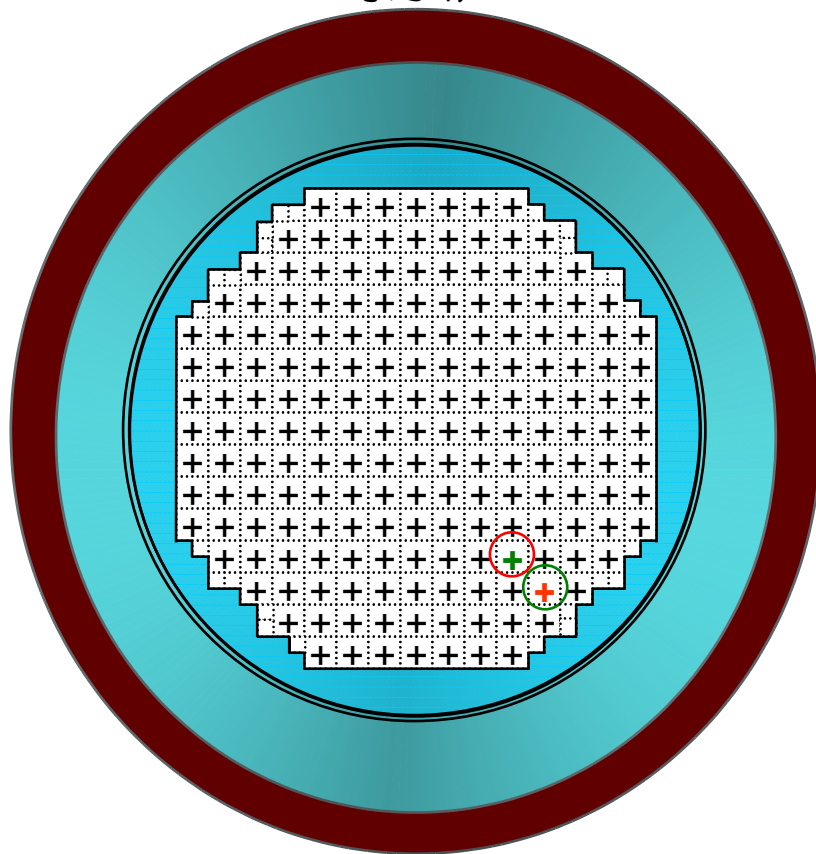
## 添付資料 1 系統機能試験結果一覧

# 系統機能試験結果（１）

## 【原子炉停止余裕試験】

### 試験概要

原子炉



＜本系統の役割【止める】＞

原子炉停止余裕とは、最大反応度価値を持つ制御棒※1が、原子炉から完全に引抜かれた状態でも原子炉を未臨界状態とすることが出来る余裕のことをいう。

＜試験の目的＞

最大反応度価値を持つ制御棒※1を原子炉から完全に引抜き、さらに反応度補正※2した状態であっても原子炉が未臨界であることを確認する。

※1 最大反応度価値を持つ制御棒：原子炉から制御棒 1 本を完全に引抜いたとき、最も核分裂が起こる制御棒

※2 反応度補正：最も核分裂反応の起きやすい状態を模擬するため最大反応度価値を持つ制御棒以外の制御棒を引き抜くこと

燃料

最大反応度価値制御棒

制御棒

反応度補正をするために引抜く制御棒

# 系統機能試験結果（１） 【原子炉停止余裕試験】

## ➤試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
最大価値制御棒を全引抜きし、反応度補正をした状態で、原子炉が臨界未満であること。	最大価値制御棒を全引抜きし、反応度補正をした状態で、原子炉が臨界未満であることを確認した。 【最大価値制御棒を全引抜きし、反応度補正をした状態で、原子炉が臨界未満であることを確認した。】

### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	本試験において実作動する設備はない。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：中性子源領域モニタユニット（D） 異常内容：中性子源領域モニタの機能確認において、モードスイッチを「零調」としたところ、ペリオド指示がダウンスケールのままとなる事象を確認	試験中に計器の指示値に異常な指示がないことを確認した。
対象設備：中間領域モニタユニット（B） 異常内容：中性子源領域モニタの機能試験にて、各モードスイッチの切替と同時に、中間領域モニタの指示が変動し、レンジダウンのランプが瞬時消灯し、再点灯する事象を確認	試験中に計器の指示値に異常な指示がないことを確認した。

# 系統機能試験結果（１） 【原子炉停止余裕試験】

## ➤ 試験結果（前ページより続き）

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
<p>c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認</p> <p>対象設備：中間領域モニタユニット（F）            異常内容：中性子源領域モニタの機能試験にて、各モードスイッチの切替と同時に、中間領域モニタの指示が変動し、レンジダウンのランプが瞬時消灯し、再点灯する事象を確認</p> <p>対象設備：中間領域モニタ検出器            異常内容：検出器A/B/D/Gの絶縁抵抗値が判定基準を逸脱</p>	<p>試験中に計器の指示値に異常な指示がないことを確認した。</p> <p>試験中に計器の指示値に異常な指示がないことを確認した。</p>
<p>d. 地震前の試験結果との比較</p>	<p>地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。</p>

# 系統機能試験結果（２） 【主蒸気隔離弁機能試験】

## ➤ 試験概要

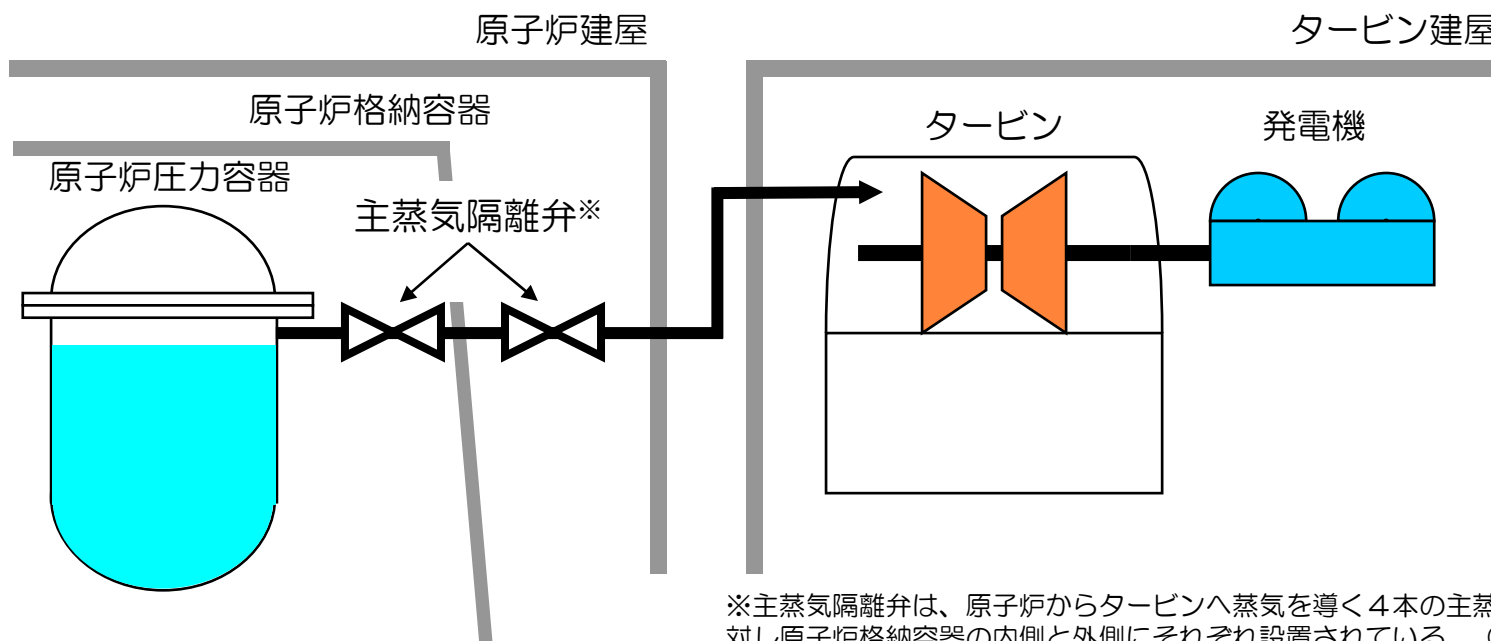
＜本系統の役割【閉じ込める】＞

主蒸気隔離弁の主な機能は

- ・ 主蒸気配管破断事故等の際に蒸気を遮断し、原子炉格納容器内に閉じ込めること。
- ・ 原子炉の水位が低下した際に原子炉からの冷却材（蒸気）の流出を防ぐことで燃料の露出による破損を防ぐこと。
- ・ 燃料破損の際には、放射能を検知し、タービン系への放射性物質の流出を防ぐことである。

＜試験の目的＞

主蒸気隔離弁機能試験は、原子炉水位異常低（レベル2）の模擬信号を発生させ、所定の時間内に主蒸気隔離弁が完全に閉まることを確認し系統の性能が発揮されることを確認する。



※主蒸気隔離弁は、原子炉からタービンへ蒸気を導く4本の主蒸気配管に対し原子炉格納容器の内側と外側にそれぞれ設置されている。（合計8個）



# 系統機能試験結果（２） 【主蒸気隔離弁機能試験】

## ➤試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果		
原子炉水位異常低（レベル２）の模擬信号により主蒸気隔離弁が3.0～4.5秒の範囲において全閉すること。	模擬信号により主蒸気隔離弁が全閉することを確認した。 【模擬信号により主蒸気隔離弁が全閉することを確認した。】		
		内側（秒）	外側（秒）
	(A)	3.90【3.925】	3.92【3.805】
	(B)	3.84【3.925】	3.84【3.927】
	(C)	3.82【3.966】	3.86【3.948】
	(D)	3.96【3.716】	3.73【3.948】
原子炉水位異常低（レベル２）の模擬信号により、原子炉格納容器隔離弁（主蒸気ドレン系２台、炉水サンプル系２台、原子炉冷却材浄化系２台）が全閉すること。	原子炉格納容器隔離弁（主蒸気ドレン系２台、炉水サンプル系２台、原子炉冷却材浄化系２台）が全閉することを確認した。 【原子炉格納容器隔離弁（主蒸気ドレン系２台、炉水サンプル系２台、原子炉冷却材浄化系２台）が全閉することを確認した。】		

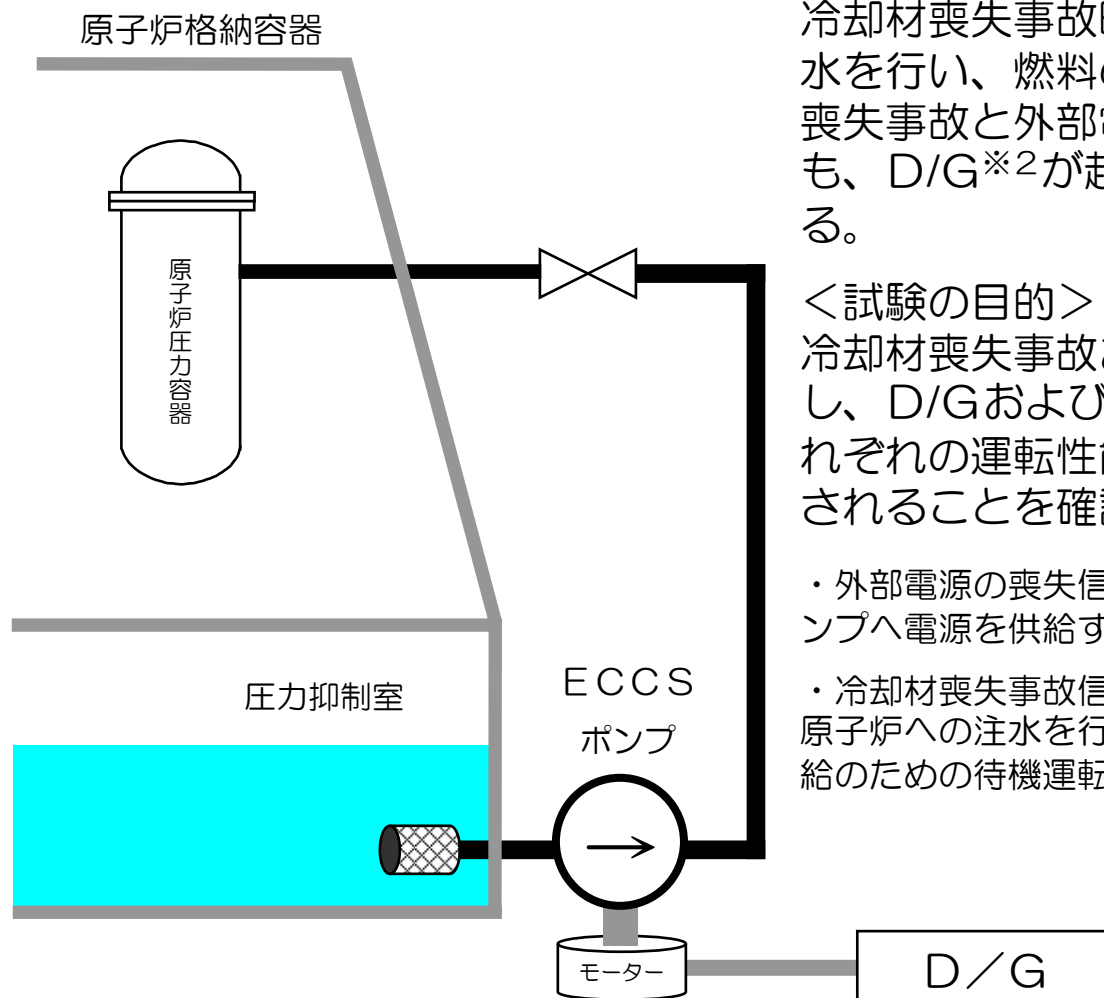
### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（３）

〔非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験〕

## 試験概要



＜本系統の役割【冷やす】＞

冷却材喪失事故時にECCS※<sup>1</sup>により原子炉への注水を行い、燃料の露出による破損を防止する。冷却材喪失事故と外部電源喪失事故が同時に発生した場合でも、D/G※<sup>2</sup>が起動しECCSへの電源供給を確保する。

＜試験の目的＞

冷却材喪失事故および外部電源喪失事故を同時に模擬し、D/GおよびECCSが所定時間内に起動し、それぞれの運転性能を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

・外部電源の喪失信号を受け、D/Gは自動起動し、ECCSポンプへ電源を供給する。

・冷却材喪失事故信号を受け、ECCSポンプが自動起動し、原子炉への注水を行う。同時に、D/Gは自動起動し、電源供給のための待機運転を開始する。

※<sup>1</sup> ECCS：非常用炉心冷却系（高圧／低圧炉心スプレイ系、低圧注水系）

※<sup>2</sup> D/G：非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

# 系統機能試験結果（３）

〔非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験〕

## 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果		
<p>起動信号により非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」）が自動起動し、以下の時間内にD/Gの遮断機が投入されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ D/G(A)(B)：10秒</li> </ul> <p>また、D/Gの遮断機投入後、各ポンプが以下の時間内に自動起動すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ：0+2秒</li> <li>・ 残留熱除去系ポンプ(C)：0+2秒</li> <li>・ 残留熱除去系ポンプ(A)(B)：5±2秒</li> <li>・ 原子炉補機冷却水ポンプ(A)(B)：10±2秒</li> <li>・ 原子炉補機冷却水ポンプ(C)(D)：15±2秒</li> <li>・ 原子炉補機冷却海水ポンプ(A)(B)：15±2秒</li> <li>・ 原子炉補機冷却海水ポンプ(C)(D)：20±2秒</li> </ul>		A系	B系
	非常用ディーゼル発電機（秒）	6.9【7.2】	7.0【7.0】
	低圧炉心スプレイ系ポンプ（秒）	0.4【0.4】	—
	残留熱除去系ポンプ（秒）	(A)5.1【5.2】	(C)0.3【0.3】 (B)5.4【5.3】
	原子炉補機冷却水ポンプ（秒）	(A)10.5【10.5】 (C)15.4【15.5】	(B)10.3【10.3】 (D)15.1【15.1】
	原子炉補機冷却海水ポンプ（秒）	(A)15.3【15.4】 (C)20.4【20.5】	(B)15.0【15.0】 (D)20.7【20.4】

# 系統機能試験結果（３）

（非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験）

➤ 試験結果（前ページより続き）

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

判定基準	結果										
<p>起動信号により非常用ディーゼル発電機（以下「D/G」）が自動起動し、以下の時間内にD/Gの遮断機が投入されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ D/G (HPCS) : 13秒</li> </ul> <p>また、D/Gの遮断機投入後、各ポンプが以下の時間内に自動起動すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ : 0+2秒</li> <li>・ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ : 10±2秒</li> <li>・ 高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ : 10±2秒</li> </ul>	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2" data-bbox="1079 459 1946 528">HPCS系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1079 528 1431 740">非常用ディーゼル発電機（秒）</td> <td data-bbox="1431 528 1946 740">11.2【11.1】</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 740 1431 952">高圧炉心スプレイ系ポンプ（秒）</td> <td data-bbox="1431 740 1946 952">0.3【0.3】</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 952 1431 1165">高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ（秒）</td> <td data-bbox="1431 952 1946 1165">10.1【10.2】</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1079 1165 1431 1377">高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ（秒）</td> <td data-bbox="1431 1165 1946 1377">10.1【10.2】</td> </tr> </tbody> </table>	HPCS系		非常用ディーゼル発電機（秒）	11.2【11.1】	高圧炉心スプレイ系ポンプ（秒）	0.3【0.3】	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ（秒）	10.1【10.2】	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ（秒）	10.1【10.2】
HPCS系											
非常用ディーゼル発電機（秒）	11.2【11.1】										
高圧炉心スプレイ系ポンプ（秒）	0.3【0.3】										
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水ポンプ（秒）	10.1【10.2】										
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ（秒）	10.1【10.2】										



# 系統機能試験結果（３）

〔非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験〕

## ▶ 試験結果（前ページより続き）

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

判定基準	結果						
			A系	B系	HPCS系		
ポンプの流量、全揚程が以下の判定基準値以上であること。 ・高圧炉心スプレイ系 ：高定格流量1,462 m <sup>3</sup> /h 全揚程274m ：低定格流量 369 m <sup>3</sup> /h 全揚程863m ・低圧炉心スプレイ系 ：流量1,441 m <sup>3</sup> /h 全揚程205m ・低圧注水系 ：流量1,630 m <sup>3</sup> /h 全揚程 89m	高圧炉心スプレイ系	高定格	流量 (m <sup>3</sup> /h)	—	—	1483 【1480】	
			全揚程 (m)	—	—	343 【358】	
		低定格	流量 (m <sup>3</sup> /h)	—	—	388 【380】	
			全揚程 (m)	—	—	883 【895】	
	低圧炉心スプレイ系			流量 (m <sup>3</sup> /h)	1483 【1465】	—	—
				全揚程 (m)	220 【221】	—	—
	低圧注水系			流量 (m <sup>3</sup> /h)	1643 【1664】	(B) 1643 【1665】 (C) 1643 【1665】	—
				全揚程 (m)	103 【97】	(B) 99 【94】 (C) 104 【99】	—



# 系統機能試験結果（３）

（非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験）

## ▶ 試験結果（前ページより続き）

✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：原子炉補機冷却海水ポンプ（Ａ） 異常内容：・基礎部（グラウト）のひび ・インペラの浸食 ・インペラ、シャフト、インペラキー、インペラナットの腐食 ・インペラ、マフカップリング、マフカップリングキー、インペラキーの浸透指示模様	当該ポンプ作動時に下記項目を確認した。 ・当該基礎部に異常な振動等がないこと。 ・異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないこと。
対象設備：原子炉補機冷却海水ポンプ（Ｂ） 異常内容：基礎部（グラウト）のひび	当該ポンプ作動時に当該基礎部に異常な振動等がないことを確認した。
対象設備：原子炉補機冷却海水ポンプ（Ｃ） 異常内容：基礎部（グラウト）のひび	当該ポンプ作動時に当該基礎部に異常な振動等がないことを確認した。
対象設備：原子炉補機冷却海水ポンプ（Ｄ） 異常内容：基礎部（グラウト）のひび	当該ポンプ作動時に当該基礎部に異常な振動等がないことを確認した。
対象設備：高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却海水ポンプ 異常内容：・基礎部（グラウト）のひび ・基礎部（グラウト）からの異音	当該ポンプ作動時に異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないことを確認した。
対象設備：原子炉補機冷却水ポンプ（Ｃ） 異常内容：インペラの浸透指示模様	当該ポンプ作動時に異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないことを確認した。



# 系統機能試験結果（３）

（非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，原子炉補機冷却系機能試験）

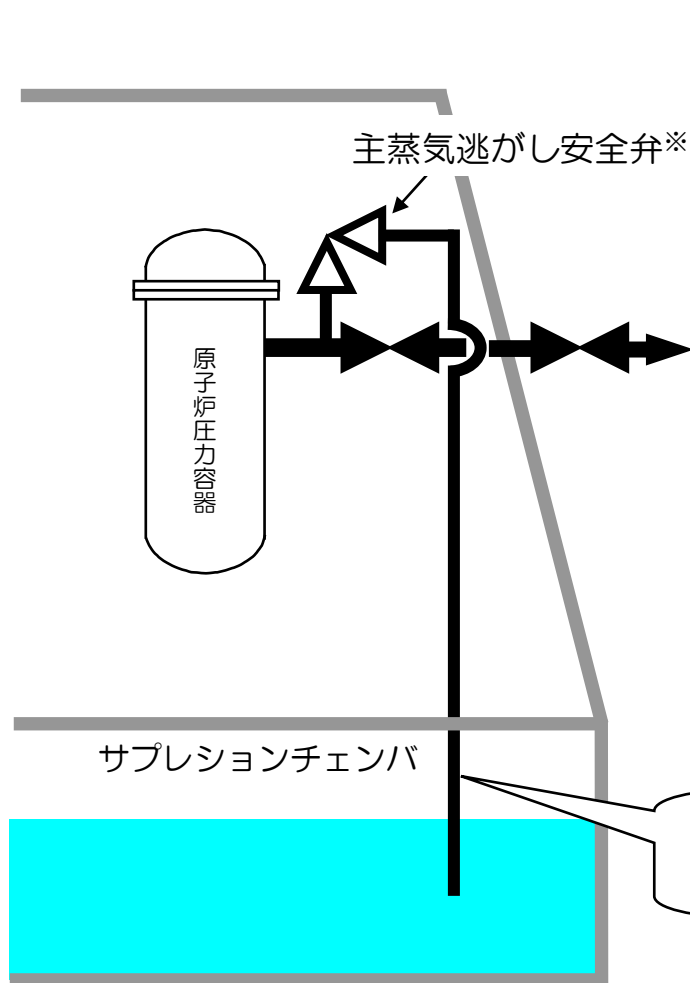
## ▶ 試験結果（前ページより続き）

✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：原子炉補機冷却海水ポンプ（A）電動機 異常内容：・スペースヒータ端子箱のフレキシブルコネクタの破損 ・フリンジャーのガタつき	当該ポンプ作動時に下記項目を確認した。 ・当該フレキシブルコネクタに異常な振動がないこと。 ・異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないこと。
対象設備：高圧炉心スプレイ系ポンプ電動機 異常内容：・固定子楔13箇所の許容緩み ・上部油冷管の配管接続部のリーク	当該ポンプ作動時に下記項目を確認した。 ・異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないこと。 ・上部油面計に有意な変動のないこと。
対象設備：残留熱除去系ポンプ（C）電動機 異常内容：電動機下部油面計のガラス窓境界部下部の油にじみ	当該ポンプ作動時に電動機下部油面計ガラス窓境界部に油リークのないことを確認した。
対象設備：低圧炉心スプレイ系 主要弁（E21-MO-F003） 異常内容：弁のシートパス	当該システム作動時に当該ポンプ運転データに異常のないことを確認した。
対象設備：非常用ディーゼル機関（HPCS） 異常内容：・No. 8燃料弁のニードル弁先端の折損 ・No. 9始動弁のシートリーク	当該非常用ディーゼル発電機作動時に異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないことを確認した。また、電圧確立時間が判定値内で異常のないことを確認した。
対象設備：空気圧縮機（H-2） 異常内容：3段ピストン接続棒ピン軸受けの転動体（ベアリングローラー）の脱落	当該空気圧縮機運転時に異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないことを確認した。
対象設備：非常用ディーゼル発電機（HPCS） 異常内容：巻線温度端子箱用フレキシブルコネクタ（電線管側）の2個のひび割れ	当該非常用ディーゼル発電機作動時に当該フレキシブルコネクタに異常な振動等のないことを確認した。
対象設備：非常用ディーゼル発電機（HPCS） 異常内容：基礎部（グラウト）のひび	当該非常用ディーゼル発電機作動時に当該基礎部に異常な振動等がないことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（４） 【自動減圧系機能試験】

## 試験概要



### ＜本系統の役割【冷やす】＞

冷却材喪失時の際に、高圧炉心スプレイ系等の機能が十分に発揮されず、原子炉の水位を維持することができない場合に、強制的に主蒸気逃がし安全弁を開いて原子炉の炉圧を早く減圧させ、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系による注水を促し、炉心の冷却を行うことで燃料の破損を防止する。本系統は、高圧炉心スプレイ系の後備機能を果たす。

### ＜試験の目的＞

冷却材喪失事故信号を模擬し、自動減圧系機能を装備した主蒸気逃がし安全弁※が完全に開くことを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

※：自動減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁全15台中7台が備える

# 系統機能試験結果（４） 【自動減圧系機能試験】

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果		
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁の全数が、「原子炉水位異常低（レベル1）」、「原子炉水位低（レベル3）」および「ドライウェル圧力高」の模擬信号により、116.0～119.8秒の範囲において全開すること。	弁名称	動作時間（秒）	
		A系	B系
	B21-NO-FO01C	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01D	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01H	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01J	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01N	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01P	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
	B21-NO-FO01Q	118.4 【118.3】	118.4 【118.3】
当該弁が全開することを現場及び中央制御室にて確認した。 【当該弁が全開することを現場及び中央制御室にて確認した。】			

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

## 系統機能試験結果（５）． 【タービンバイパス弁機能試験】

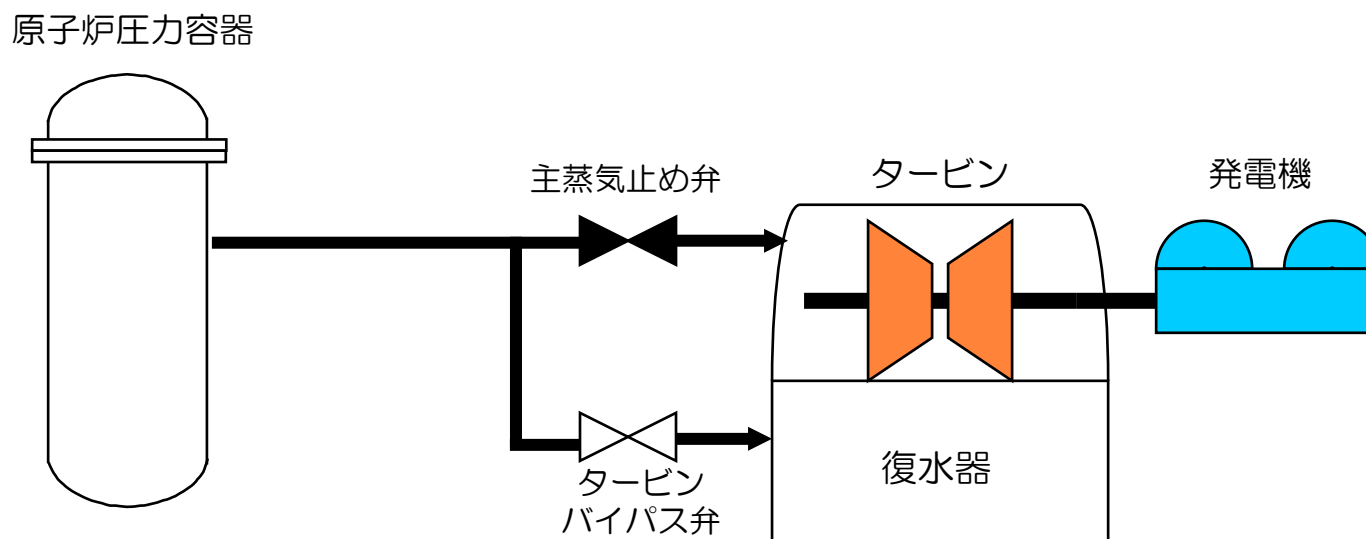
### ➤ 試験概要

＜本系統の役割【その他】＞

タービンバイパス弁は、プラントの起動、停止、負荷遮断などにおいて、原子炉にて発生した蒸気を復水器に流すことにより、原子炉の圧力制御を行っている。

＜試験の目的＞

タービンの運転状態を模擬した状態で、タービンを手動停止させ、主蒸気止め弁が完全に閉まることにより、3台有るタービンバイパス弁が全て完全に開くことを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



## 系統機能試験結果（５） 【タービンバイパス弁機能試験】

### 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

#### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
<p>・タービントリップにより、タービンバイパス弁# 1～3の弁動作が全閉から全開すること。また、警報が発生すること。</p>	<p>・タービンバイパス弁# 1～3が全閉から全開することを確認した。また、警報が発生することを確認した。 【タービンバイパス弁# 1～3が全閉から全開することを確認した。また、警報が発生することを確認した。】</p> <p>・中央制御室弁開度計指示値：            # 1 0% → 100% 【0% → 100%】            # 2 0% → 100% 【0% → 100%】            # 3 0% → 100% 【0% → 100%】</p>
<p>主蒸気止め弁の閉動作開始から0.3秒以内にタービンバイパス弁開度が80%に到達すること。</p>	<p>主蒸気止め弁の閉動作開始からタービンバイパス弁開度が80%に到達する時間</p> <p># 1 0.204 秒 【0.192 秒】            # 2 0.203 秒 【0.186 秒】            # 3 0.197 秒 【0.192 秒】</p>

#### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（6） 【給水ポンプ機能試験】

## 試験概要

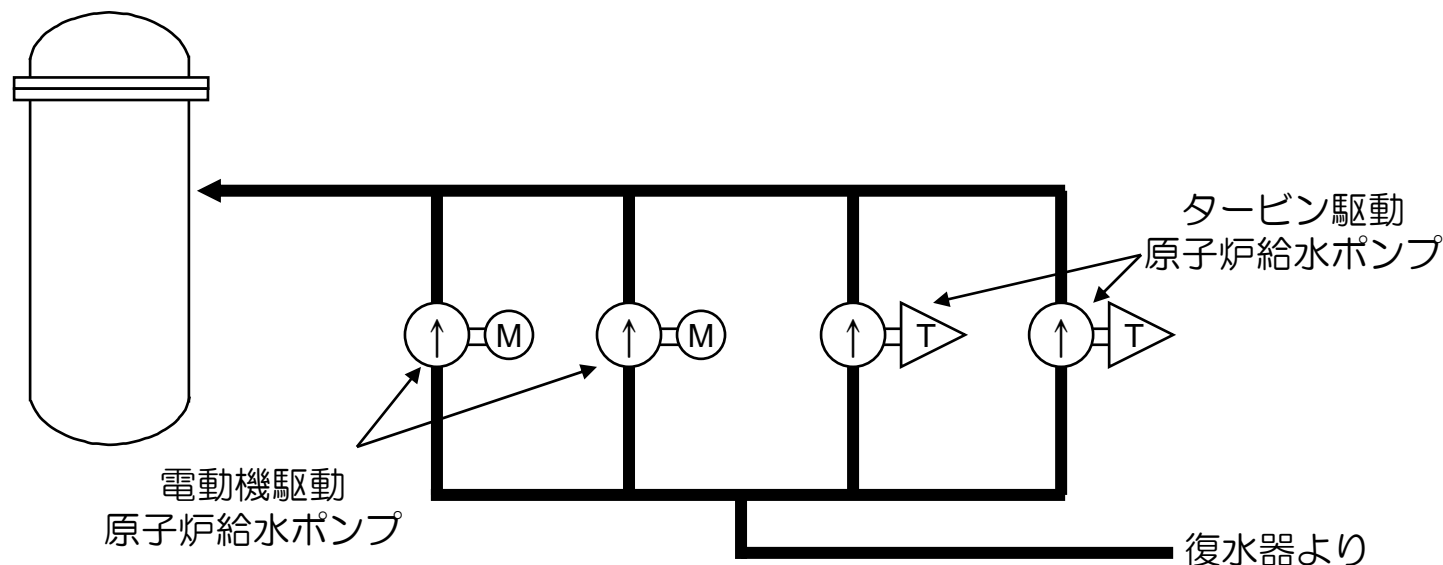
＜本システムの役割【冷やす】＞

給水ポンプは、タービンで仕事を終え復水器に回収された水を再び原子炉へ戻し、原子炉内の水位を一定に保つ役割を持つ。通常時は、タービン駆動原子炉給水ポンプが運転しているが、タービン駆動原子炉給水ポンプが故障等で停止した場合には、電動機駆動原子炉給水ポンプが自動起動し、原子炉への給水を途絶えさせないようにしている。

＜試験の目的＞

タービン駆動給水ポンプの2台運転を模擬した状態で、1台を手動で停止させ、電動機駆動原子炉給水ポンプ2台が自動起動することを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

原子炉圧力容器



# 系統機能試験結果（6） 【給水ポンプ機能試験】

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
タービン駆動原子炉給水ポンプA、Bの2台運転を模擬し、1台手動にてトリップすることにより、電動機駆動原子炉給水ポンプ2台が自動起動すること。	タービン駆動原子炉給水ポンプAとBについて、各々1台手動トリップさせることにより、電動機駆動原子炉給水ポンプ2台が自動起動することを確認した。 【タービン駆動原子炉給水ポンプAとBについて、各々1台手動トリップさせることにより、電動機駆動原子炉給水ポンプ2台が自動起動することを確認した。】

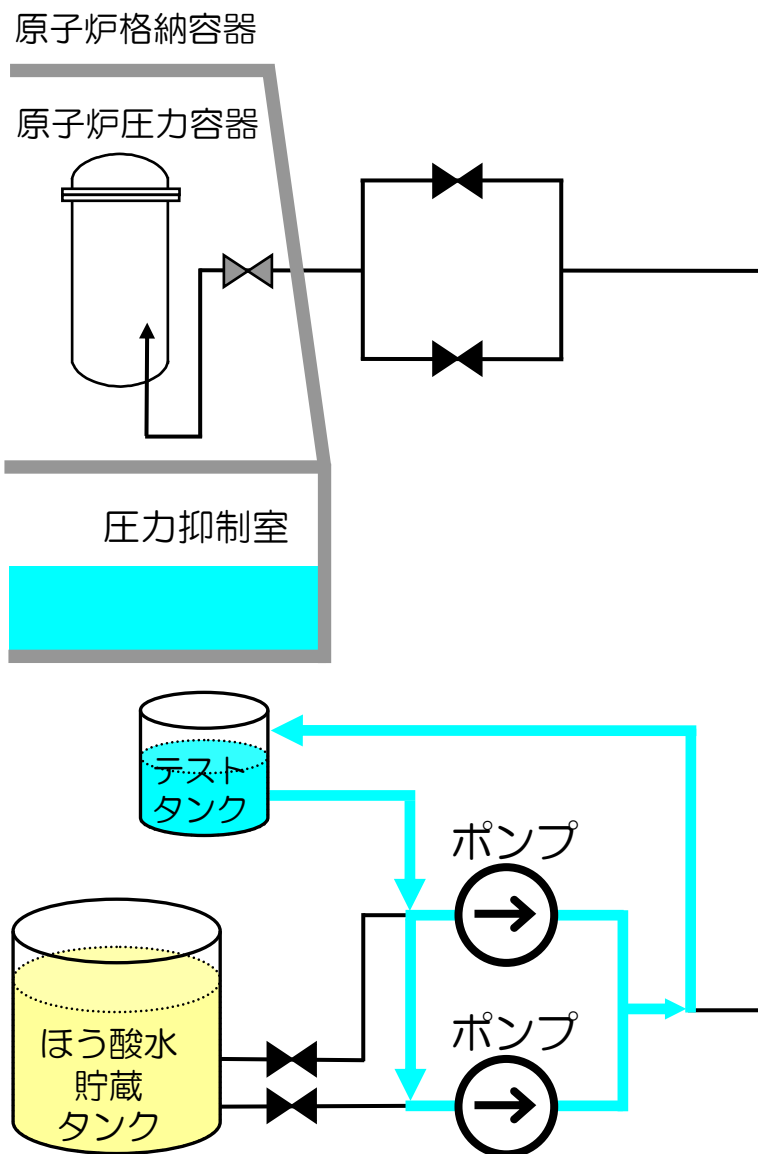
### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：電動機駆動原子炉給水ポンプ（A）電動機 異常内容：電動機冷却器の水張り時においてフランジ部より水漏れ	当該ポンプ作動時に電動機冷却器本体とウォーターボックスの接合部にリークが無いことを確認した。
対象設備：電動機駆動原子炉給水ポンプ（B）電動機 異常内容： ・ 負荷側内側下部及び反負荷側メタル側下部の油切りのクラック ・ 反負荷側機外側オイルリングの捻れの判定基準逸脱 ・ 固定子楔2箇所（楔長さ30%以上）の緩み ・ 固定子コイルのコロナ放電痕	当該ポンプ作動時に下記項目を確認した。 ・ 異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないこと。 ・ 反負荷側軸受け内部を目視点検し、オイルリングに異常のないこと。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（7）。

## 【ほう酸水注入系機能試験】

### ➤ 試験概要



### ＜本系統の役割【止める】＞

万一制御棒が挿入できず原子炉を停止できないという状態になった場合に、制御棒と同じ機能（中性子吸収材）である、ほう酸水を原子炉に注入することにより、原子炉を安全に停止させる。

### ＜試験の目的＞

ポンプを起動させ、ポンプの運転性能（吐出圧力および振動・異音・異臭などの異常がないこと）の確認、原子炉にほう酸水を注入するために必要な弁の開閉試験および、貯蔵タンク内のほう酸水質量の確認により、系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（7） 【ほう酸水注入系機能試験】

## 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果	
ポンプの吐出圧力が以下の判定基準値以上であること。 吐出圧力：8.44 (MPa)	A系 圧力(MPa) 8.50 【8.50】	B系 圧力(MPa) 8.50 【8.50】
ポンプに異常な振動、異音、異臭がないこと。	異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。 【異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。】	
ポンプ廻りについて系統・機能に影響を及ぼす漏えいがないこと。	系統・機能に影響を及ぼす漏えいがないことを確認した。 【系統・機能に影響を及ぼす漏えいがないことを確認した。】	
操作スイッチによりほう酸水注入弁が全開しポンプが起動すること。	ほう酸水注入弁が全開しポンプが起動することを確認した。 【ほう酸水注入弁が全開しポンプが起動することを確認した。】	
操作スイッチによりほう酸水注入系ポンプ吸込弁が全開すること。	操作スイッチによりほう酸水注入系ポンプ吸込弁が全開することを確認した。 【操作スイッチによりほう酸水注入系ポンプ吸込弁が全開することを確認した。】	
ほう酸質量（五ほう酸ナトリウム）が判定基準以上であること。 五ほう酸ナトリウム質量：2270 (kg)	五ほう酸ナトリウム質量(kg)：2960 【3020】	

### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。

## 系統機能試験結果（7） 【ほう酸水注入系機能試験】

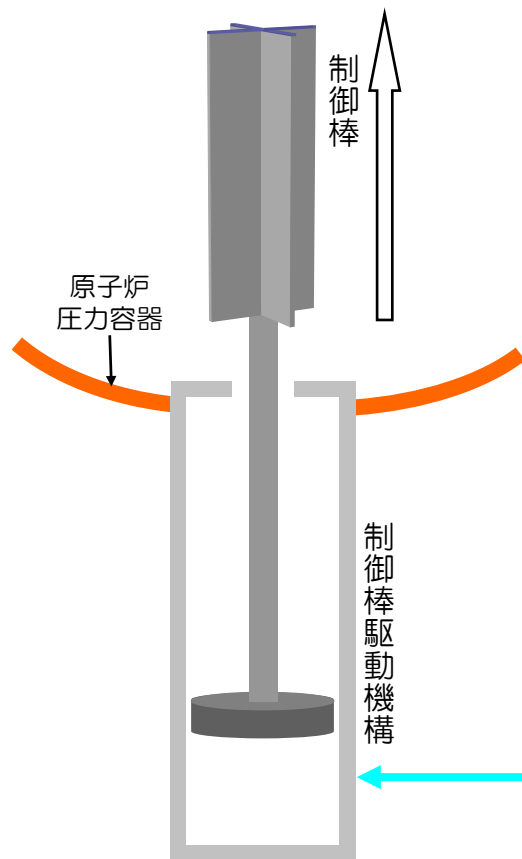
### ▶ 試験結果（前ページより続き）

✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：ほう酸水注入系 主配管2 異常内容：配管保温材の変形	当該試験時、当該保温材の外観に異常がないことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（８） 【原子炉保護系インターロック機能試験】

## 試験概要

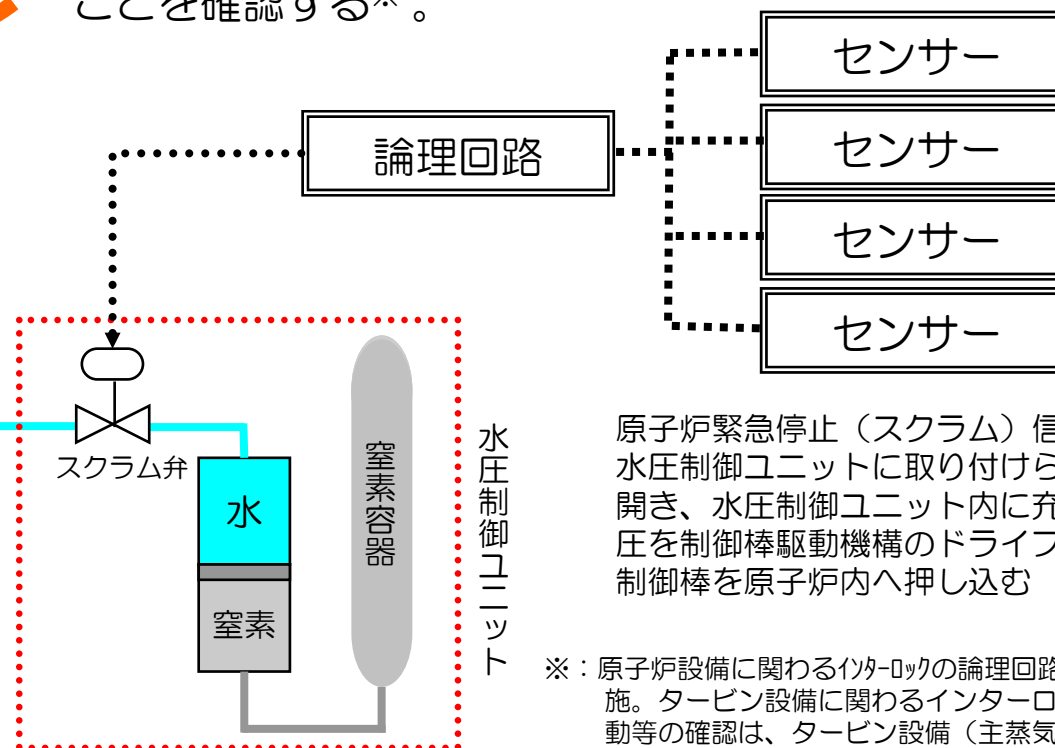


＜本系統の役割【止める】＞

原子炉の緊急停止（スクラム）を要するような状況を検出し制御棒を原子炉内へ緊急挿入させるための信号を出力する。

＜試験の目的＞

原子炉緊急停止（スクラム）論理回路（インターロック）のうち、任意のスクラム要素の検出器（センサー）の作動を模擬しスクラム弁等が作動することを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する※。



原子炉緊急停止（スクラム）信号が発信されると、水圧制御ユニットに取り付けられたスクラム弁が開き、水圧制御ユニット内に充てんされていた水圧を制御棒駆動機構のドライブピストンに与え、制御棒を原子炉内へ押し込む

※：原子炉設備に関わるインターロックの論理回路について燃料装荷前に実施。タービン設備に関わるインターロックとスクラム弁の実作動等の確認は、タービン設備（主蒸気止め弁、蒸気加減弁）復旧後、燃料装荷後に実施。

# 系統機能試験結果（８）

【原子炉保護系インターロック機能試験】  
（原子炉設備に関わるインターロック）

## 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
<p>原子炉保護系計装論理回路において、模擬信号により以下の各スクラム要素の論理回路が正常に動作すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平均出力領域モニタ</li> <li>・中間領域モニタ</li> <li>・原子炉圧力高</li> <li>・原子炉水位低（バルブ3）</li> <li>・主蒸気隔離弁閉</li> <li>・ドライウェル圧力高</li> <li>・主蒸気管放射能高高</li> <li>・地震加速度大</li> <li>・スクラム排出容器水位高</li> <li>・原子炉手動スクラム</li> <li>・原子炉モードスイッチ「停止」位置</li> </ul>	<p>各スクラム要素の論理回路が正常に動作することを確認した。 【各スクラム要素の論理回路が正常に動作することを確認した。】</p>

### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	警報表示等に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（9） 【計装用圧縮空気系機能試験】

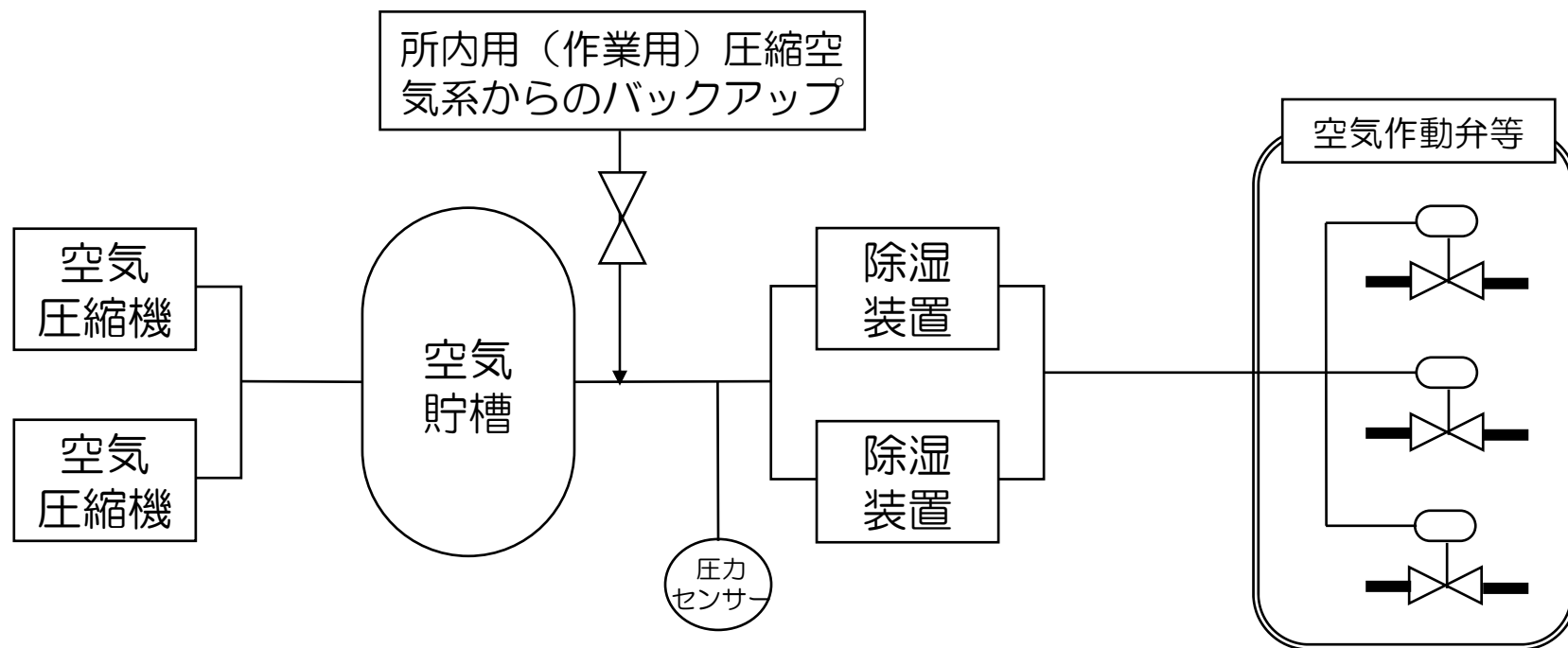
## 試験概要

＜本系統の役割【その他】＞

計装用圧縮空気系は、発電所運転制御用の各系統に備えられた空気作動弁（流量、水位および温度の調整を行う弁）等へ除湿された高品質の圧縮空気を供給する。

＜試験の目的＞

1台の空気圧縮機を運転状態とし、系統の圧力低下を模擬することで、予備の空気圧縮機が自動起動することやバックアップ用の連絡弁が自動的に開くことを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（9） 【計装用圧縮空気系機能試験】

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

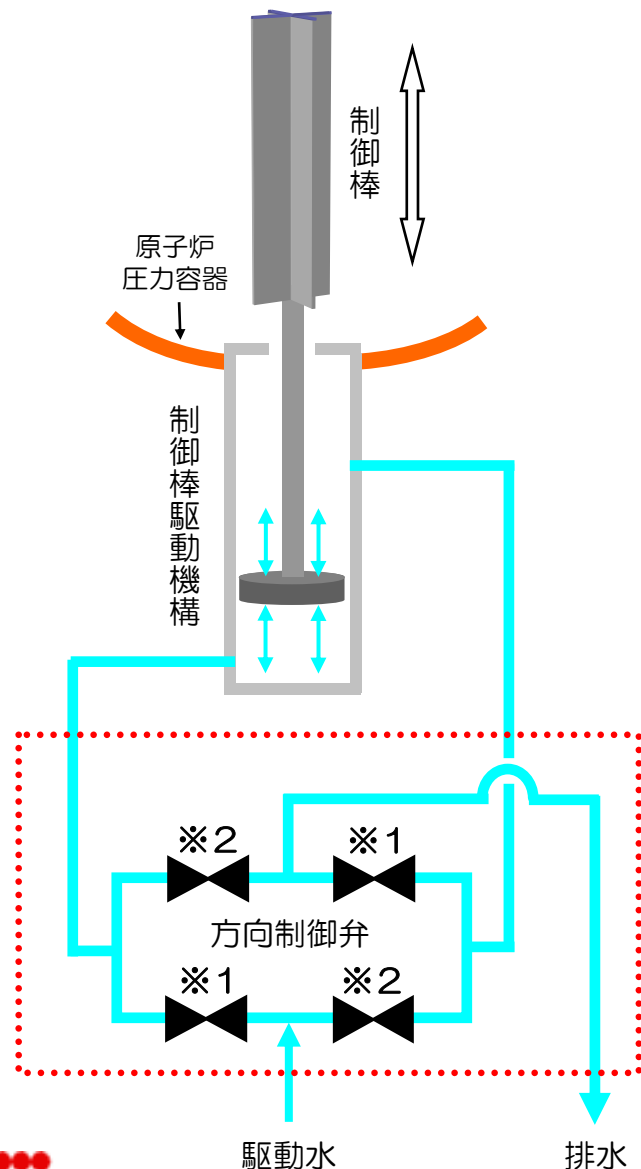
判定基準	結果
1 台の空気圧縮機運転時に圧力低を模擬し、予備機が自動起動するとともに警報が発生すること。 また、動作値が 0.644~0.656(MPa) であること。	予備機が自動起動するとともに、警報が発生することを確認した。 【予備機が自動起動するとともに、警報が発生することを確認した。】 <動作値> A号機運転時・B号機自動起動(MPa)：0.650【650.2(kPa)】 B号機運転時・A号機自動起動(MPa)：0.650【651.5(kPa)】
圧力低を模擬したときに所内用圧縮空気系バックアップ弁が自動開し、警報が発生すること。 また、動作値が0.60~0.62(MPa)であること。	所内用圧縮空気系バックアップ弁が自動開し、警報が発生することを確認した。 【所内用圧縮空気系バックアップ弁が自動開し、警報が発生することを確認した。】 動作値(MPa)：0.61【606.3(kPa)】

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（10） 【制御棒駆動機構機能試験】

## 試験概要



### <本システムの役割【止める】>

制御棒駆動機構は、制御棒の挿入または引抜きを行う。制御棒の挿入状況によって、原子炉内で生じている核分裂連鎖反応を調整することが出来る。なお、制御棒の駆動方法には、水圧による通常動作と緊急挿入がある。

### <試験の目的>

本試験においては、制御棒通常動作について検査を行う。制御棒を駆動させ、全挿入位置から全引抜き位置および全引抜き位置から全挿入位置までの動作に要する時間を測定するとともに位置表示装置が正常に動作することを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

水圧制御ユニット

- ※1 制御棒挿入時 弁が開になる。
- ※2 制御棒引抜き時 弁が開になる。

# 系統機能試験結果（10） 【制御棒駆動機構機能試験】

## ▶ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
<ul style="list-style-type: none"> <li>全挿入位置から全引抜位置までに要する時間が52～59秒※であること。</li> <li>全引抜位置から全挿入位置までに要する時間が41～50秒※であること。</li> <li>位置表示がラッチ位置毎に表示されること。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>引抜時間：54～59秒【52～59秒】</li> <li>挿入時間：43～46秒【43～48秒】</li> <li>制御棒の位置表示：全て良好【全て良好】</li> </ul>

### ✓ 重点的に確認する項目

※ 過去の試験結果に基づき判定基準を設定している。

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：水圧制御ユニット（50-35）、（58-27） 異常内容：燃料装荷前制御棒常駆動試験時の制御棒1ノッチ引抜き操作時に2ノッチ抜けの事象を確認	当該水圧制御ユニットについて挿入・引抜き動作に異常のないことを確認した。
対象設備：水圧制御ユニット（46-43） 異常内容：燃料装荷前制御棒常駆動試験時に制御棒が自然挿入する事象を確認	当該水圧制御ユニットについて挿入・引抜き動作に異常の無いことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

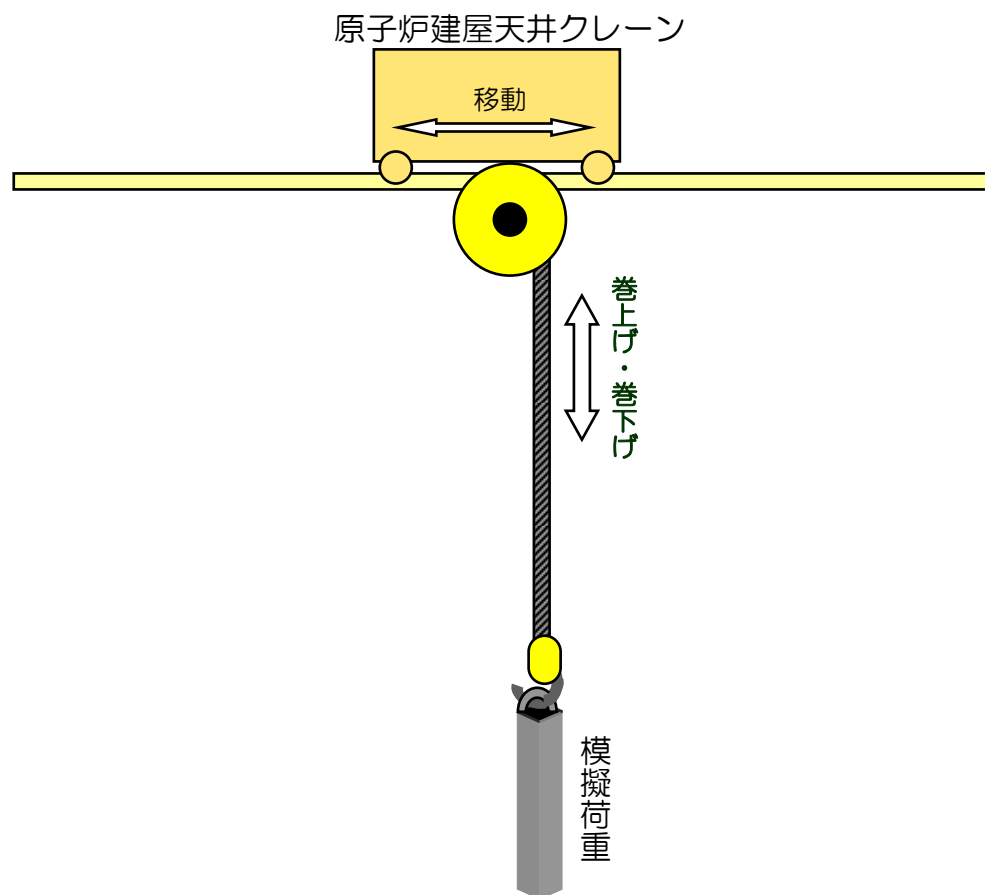
### ✓ 不適合事象について

制御棒駆動機構185体中1体について、挿入時間（全引抜位置から全挿入位置までの移動時間）が判定基準を逸脱したことを確認した（51秒）。同様の事象は、過去の同検査においても確認されており、機構内の一時的なエア混入等が原因と考えられる。制御棒駆動機構を再度駆動させ、系統内の空気抜きを行うとともに、時間調整作業等を実施した後、再検査を実施した結果、判定基準を満足しており、系統機能に問題ないことを確認した。



# 系統機能試験結果（11） 【原子炉建屋天井クレーン機能試験】

## 試験概要



### ＜本系統の役割【その他】＞

原子炉建屋天井クレーンは、燃料の取扱いを行う。燃料の吊り上げ中に、動力源が喪失した場合においても、燃料を落下させないこと（原子炉および使用済み燃料プールに納められた使用済み燃料を落下物により破損させないこと）が求められる。

### ＜試験の目的＞

燃料相当の模擬荷重を実際に吊り上げ、巻き下げ動作中に動力源を喪失させ模擬荷重が保持されることを確認する。また、巻き上げ・巻き下げおよびクレーンの移動に支障のないことなどを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

# 系統機能試験結果（11） 【原子炉建屋天井クレーン機能試験】

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
原子炉建屋天井クレーンのランウェイのレールにき裂等の異常がないこと。また、クレーンガーダの構造部分に異常変形等の異常がないこと。	原子炉建屋天井クレーンのランウェイのレール及びクレーンガーダの構造部分に異常がないことを確認した。 【原子炉建屋天井クレーンのランウェイのレール及びクレーンガーダの構造部分に異常がないことを確認した。】
原子炉建屋天井クレーン補巻で、燃料相当の模擬荷重を保持した状態でクレーンの動作に異常がないこと。	クレーンの動作に異常がないことを確認した。 【クレーンの動作に異常がないことを確認した。】
原子炉建屋天井クレーン補巻で、燃料相当の模擬荷重を吊り、巻下げ動作中、動力源を喪失させ模擬荷重が保持されていること。	動力源を喪失させても模擬荷重が保持されていることを確認した。 【動力源を喪失させても模擬荷重が保持されていることを確認した。】
キャスク移送モードにて主巻が燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料上へ進入する手前で、クレーン横行及び走行が自動停止すること。	クレーンの自動停止を確認した。 【クレーンの自動停止を確認した。】

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。

# 系統機能試験結果（11） 【原子炉建屋天井クレーン機能試験】

## ➤ 試験結果（前ページより続き）

✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：原子炉建屋クレーン 異常内容： <ul style="list-style-type: none"> <li>・トロリ部ケーブルベアの脱輪</li> <li>・北側走行用ベアリングケースカバー上部（給油口付近）の割れ</li> <li>・ケーブルボックスゴムカバー破れ</li> <li>・北側照明用固定ボルトナットの緩み</li> <li>・走行用リミッターアングルボルトナットの緩み</li> <li>・運転席後方アクリル板の割れ</li> <li>・北側照明銘板のリベット外れ</li> <li>・南側走行レール踏み面の錆</li> </ul>	当該クレーンの運転状態に異常のないことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（12） 【非常用ガス処理系機能試験】

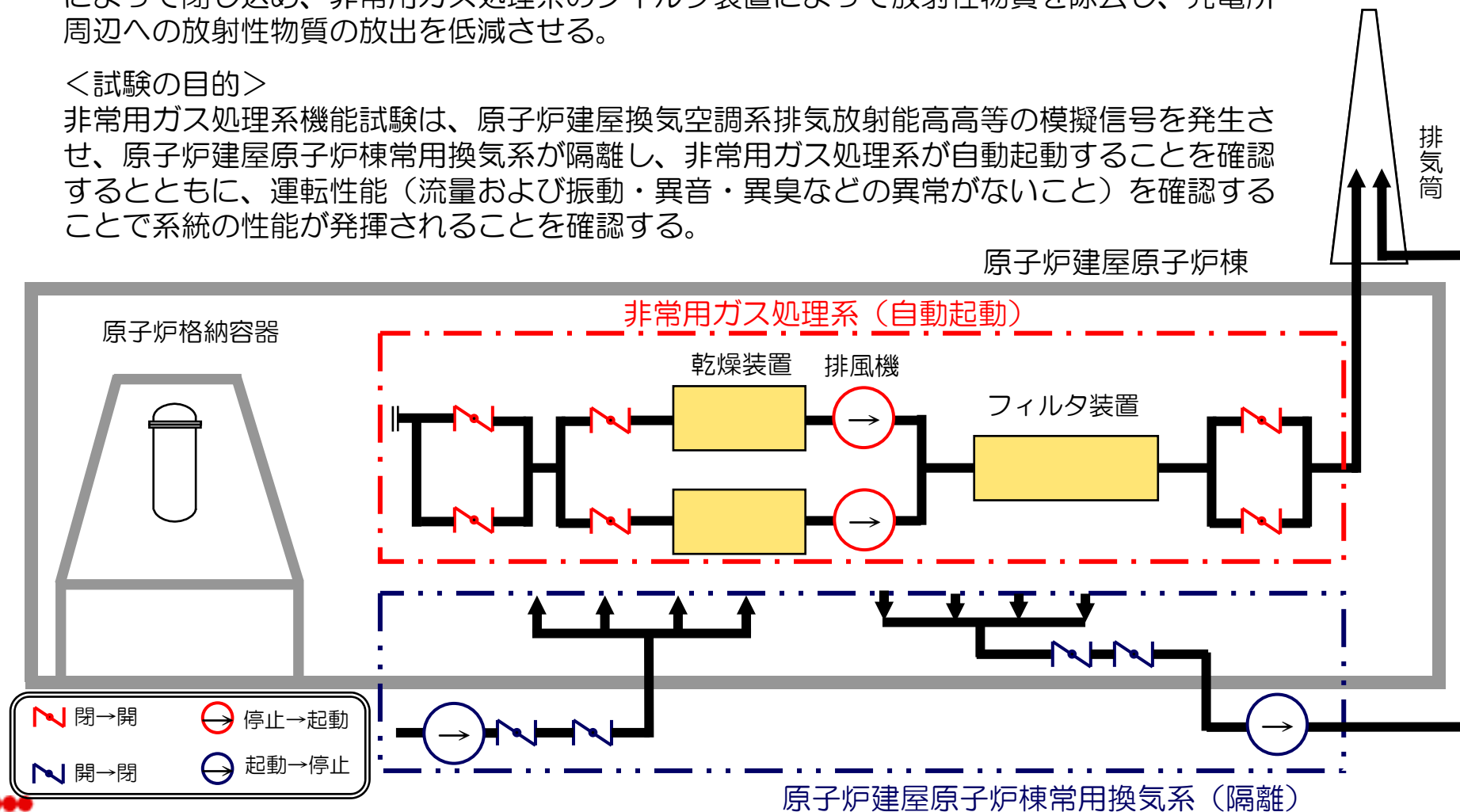
## 試験概要

＜本システムの役割【閉じ込める】＞

冷却材喪失事故時等に、原子炉建屋原子炉棟に漏出してくる放射性物質を換気空調系の隔離によって閉じ込め、非常用ガス処理系のフィルタ装置によって放射性物質を除去し、発電所周辺への放射性物質の放出を低減させる。

＜試験の目的＞

非常用ガス処理系機能試験は、原子炉建屋換気空調系排気放射能高高等の模擬信号を発生させ、原子炉建屋原子炉棟常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することを確認するとともに、運転性能（流量および振動・異音・異臭などの異常がないこと）を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（12） 【非常用ガス処理系機能試験】

## ➤ 検査結果

(注) 【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果	
模擬信号を発信し、原子炉建屋原子炉棟常用換気系を隔離して系統が自動起動すること。	模擬信号発信により原子炉建屋原子炉棟常用換気系の隔離および系統が自動起動することを確認した。 【模擬信号発信により原子炉建屋原子炉棟常用換気系の隔離および系統が自動起動することを確認した。】	
自動起動後、各系毎に排風機の流量が以下の判定基準値を下回らないこと。 ・流量：2500(m <sup>3</sup> /h)	A系 流量(m <sup>3</sup> /h)：2600【2600】	B系 流量(m <sup>3</sup> /h)：2600【2600】
排風機等に異常な振動、異音、異臭がないこと。	異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。 【異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。】	

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

今回、重点的に確認する項目として、原子炉建屋の気密（負圧の維持）についても併せて確認した。

# 系統機能試験結果（13） 【中央制御室非常用循環系機能試験】

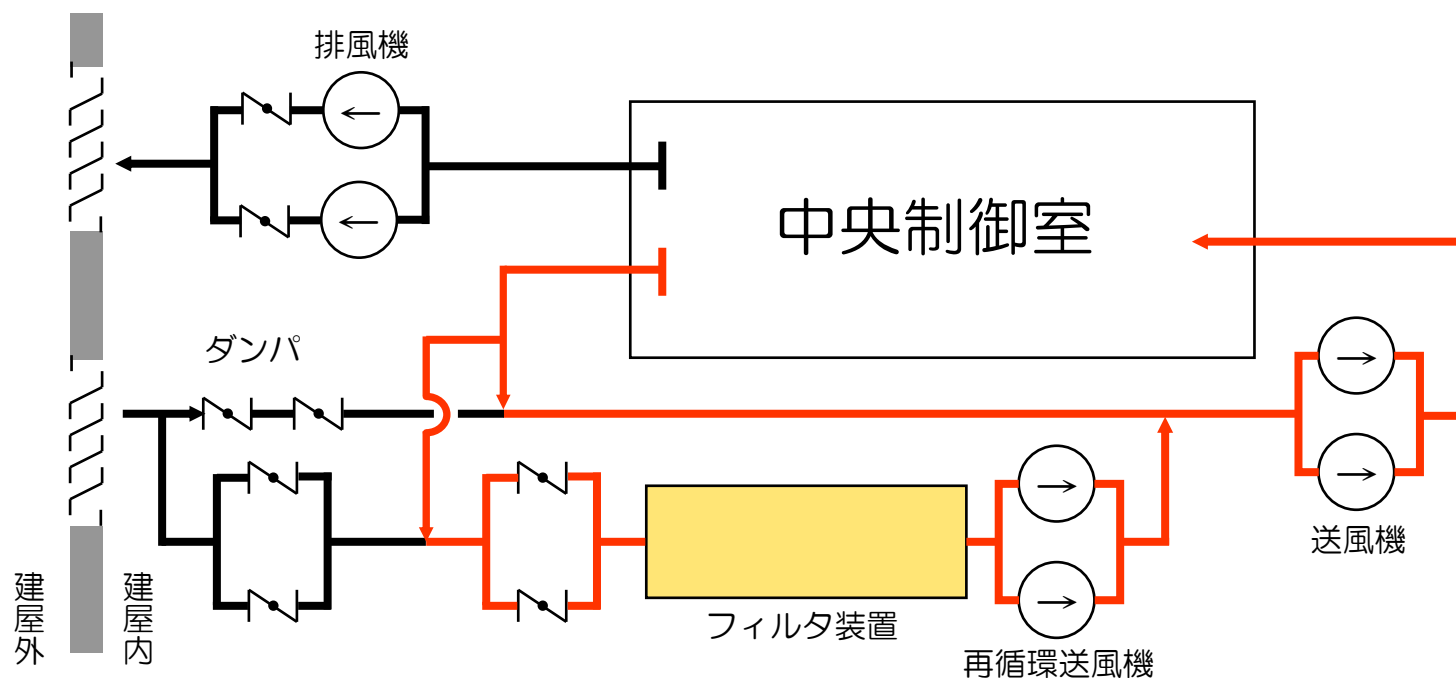
## 試験概要

＜本系統の役割【その他】＞

冷却材喪失事故等の際に中央制御室への外気取入れダンパを閉じ、中央制御室を隔離するとともに、非常用の再循環送風機を起動し、フィルタ装置により中央制御室内空気をろ過する。

＜試験の目的＞

模擬信号※を発生させ、再循環送風機が自動起動し、ダンパの開閉により非常用の循環系（室内空気を再循環させる）に切替わることを確認するとともに、運転状態（振動・異音・異臭などの異常がないこと）を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



※：模擬信号とは、「原子炉建屋換気空調系排気放射能高高」、「燃料取替エリア排気放射能高高」を模擬する。

# 系統機能試験結果（13） 【中央制御室非常用循環系機能試験】

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
中央制御室非常用換気空調系計装論理回路について、模擬信号により各論理回路信号が発生すること。	各論理回路信号が発生することを確認した。 【各論理回路信号が発生することを確認した。】
模擬信号により中央制御室再循環送風機が自動起動し、非常用循環系に切り替わること。	中央制御室再循環送風機が自動起動し、非常用循環系に切り替わることを確認した。 【中央制御室再循環送風機が自動起動し、非常用循環系に切り替わることを確認した。】
非常用循環系運転時に放射能高信号オーバーライドスイッチの操作により、中央制御室排風機が自動起動し、外気取入運転に切り替わること。	中央制御室排風機が自動起動し、非常時外気取入運転に切り替わることを確認した。 【中央制御室排風機が自動起動し、非常時外気取入運転に切り替わることを確認した。】
中央制御室送風機・排風機及び再循環送風機に異常な振動、異音、異臭がないこと。	異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。 【異常な振動、異音、異臭がないことを確認した。】

### ✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。 振動診断により、異常兆候がないことを確認した。

## 系統機能試験結果（13） 【中央制御室非常用循環系機能試験】

### ▶ 試験結果（前ページより続き）

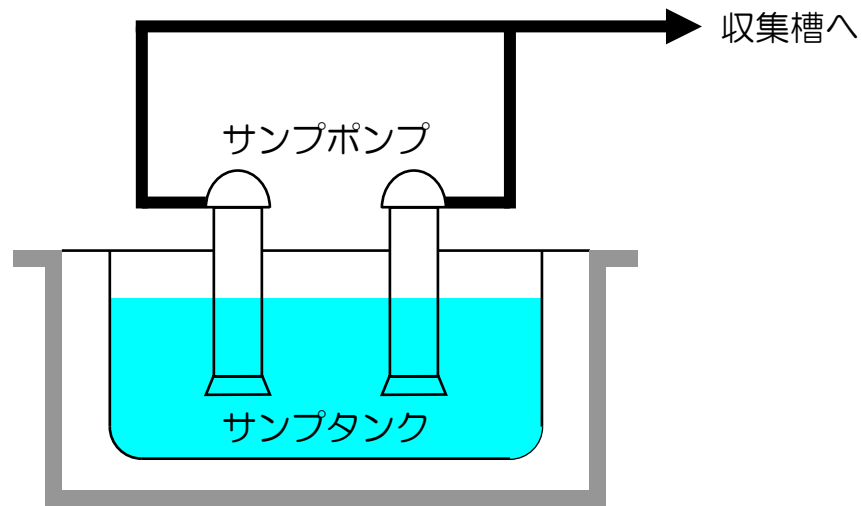
✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

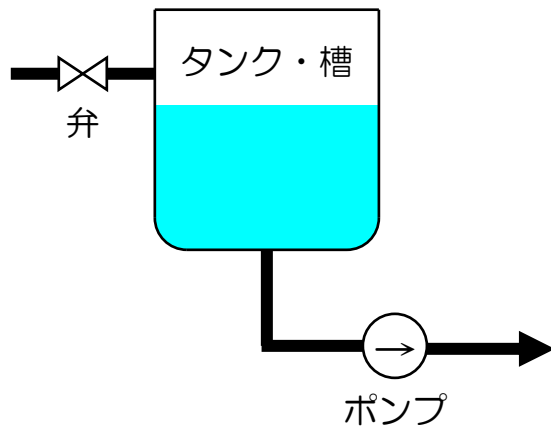


# 系統機能試験結果（14）． 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備 のインターロック機能試験（その1）

## ➤ 試験概要



＜本系統の役割【その他】＞  
サンプポンプは、サンプタンクの液位が高くなることにより自動で起動し、ドレン水を収集槽へ移送するが、さらに液位が高くなった場合には、2台目のポンプを起動させることにより、サンプタンクからの溢水を防止している。タンク・槽は通常、液体廃棄物を受け入れているが、液位が高くなった場合には流入側の弁が完全に閉まることにより、タンク・槽からの溢水を防止する。



＜試験の目的＞  
タンク・槽の水位を模擬して、ポンプの起動または弁の開閉を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

# 系統機能試験結果（14）. 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備 のインターロック機能試験（その1）

## ➤ 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
<p>インターロックに係わる機器が、これを作動させるのに必要な信号により以下のとおり作動すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプが起動（実動作又は模擬動作※）すること</li> <li>・所定の弁が全開又は全閉（実動作又は模擬動作※）になること</li> </ul>	<p>タンク、槽の液位高の信号により、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプが起動（実動作又は模擬動作※）すること</li> <li>・所定の弁が全開又は全閉（実動作又は模擬動作※）になること</li> </ul> <p>を現場、及び制御室の表示灯により確認した。</p> <p>【タンク、槽の液位高の信号により、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ポンプが起動（実動作又は模擬動作※）すること</li> <li>・所定の弁が全開又は全閉（実動作又は模擬動作※）になること</li> </ul> <p>を現場、及び制御室の表示灯により確認した。】</p>

### ✓ 重点的に確認する項目

※起動信号が発生すること

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（15）．〔液体廃棄物貯蔵設備・処理設備のインターロック機能試験（その2）〕

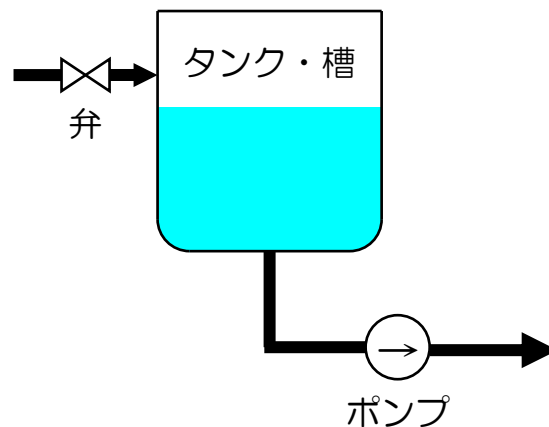
## ➤ 試験概要

＜本システムの役割【その他】＞

タンク・槽の液位が高くなった場合には流入側の弁を完全に閉めることにより、タンク・槽からの溢水を防止する。

＜試験の目的＞

タンク・槽の水位を模擬して、流入側の弁が完全に閉まることを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（15）. 液体廃棄物貯蔵設備・処理設備 のインターロック機能試験（その2）

## ➤試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
インターロックに係わる機器が、これを作動させるのに必要な信号により以下のとおり作動すること。 ・ 所定の弁が全閉になること	タンク、槽の液位高の信号により、 ・ 所定の弁が全閉になること を現場及び中央制御室の表示灯により確認した。 【タンク、槽の液位高の信号により、 ・ 所定の弁が全閉になること を現場及び中央制御室の表示灯により確認した。】

### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

## 系統機能試験結果（16） 【液体廃棄物処理系機能試験】

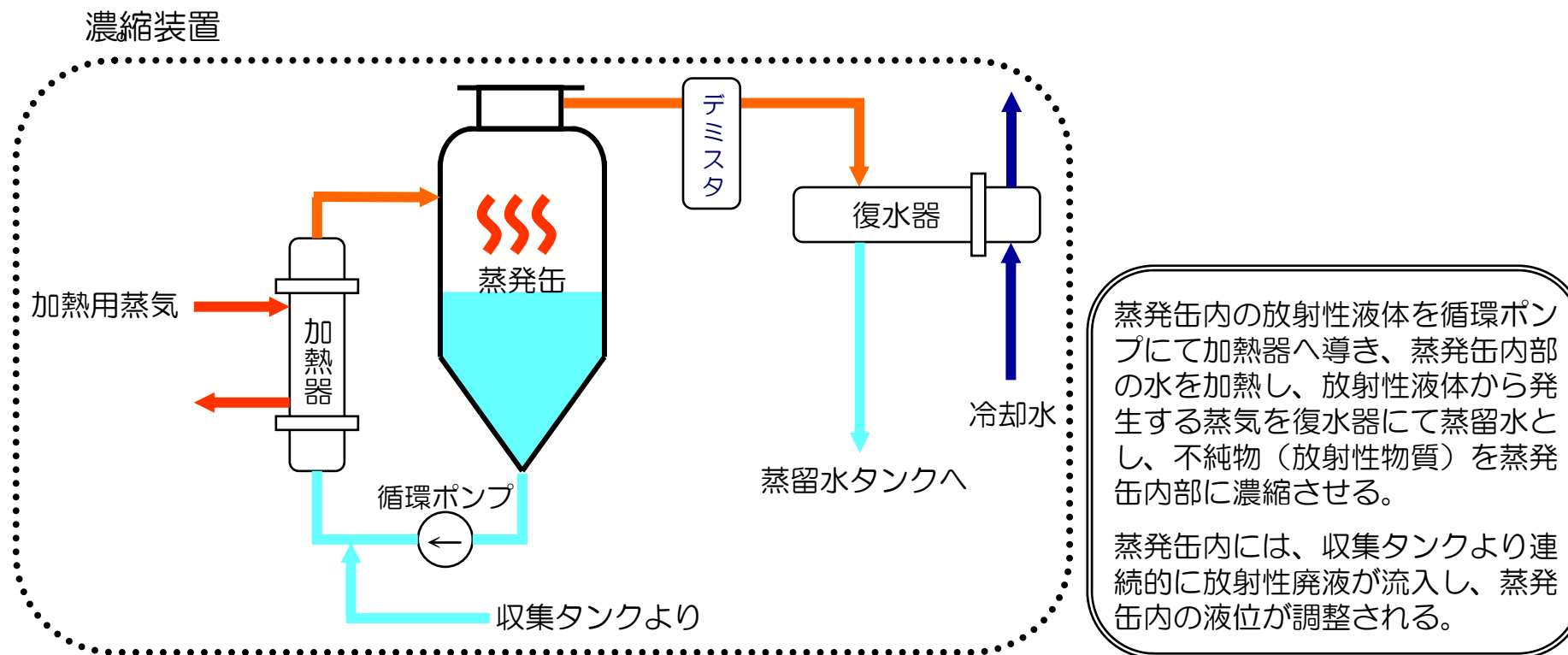
### ➤ 試験概要

＜本系統の役割【その他】＞

液体廃棄物処理系にて回収した放射性廃液を濃縮装置にて濃縮・蒸発処理し、放射性濃縮廃液と蒸留水とに分離する。

＜試験の目的＞

濃縮装置で放射性廃液を濃縮・蒸発処理する際の、流量、液位等の運転状態を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（16） 【液体廃棄物処理系機能試験】

## 試験結果

✓定期事業者検査における確認項目

(注) 【 】は地震前試験結果を示す。

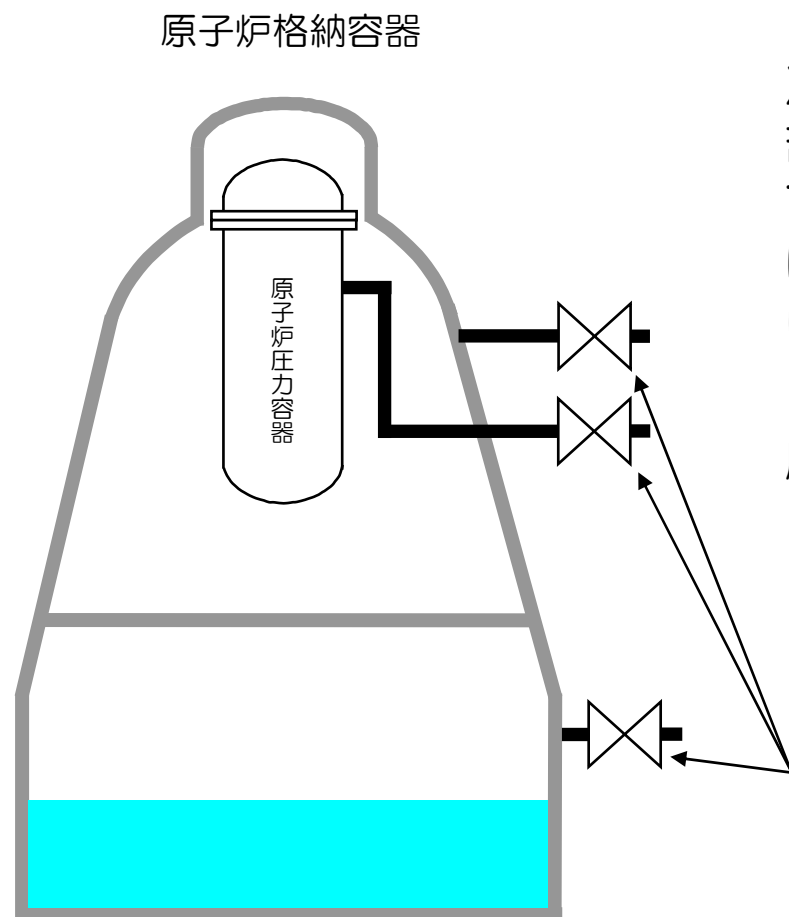
判定基準		結果						
高電導度廃液系濃縮装置の運転状態が次の値を満足すること。		経過時間 (分)	0	15	30	45	60	75
項目	判定基準	加熱器入口 蒸気流量 (t/h)	3.8 【3.8】	3.8 【3.8】	3.8 【3.8】	3.8 【3.8】	3.8 【3.8】	3.8 【3.8】
加熱器入口蒸気流量 (t/h)	3.5 ≤ 測定値 ≤ 4.5	入口流量 (m <sup>3</sup> /h)	3.5 【3.6】	3.4 【3.2】	3.4 【3.5】	3.0 【3.6】	3.7 【3.4】	3.2 【3.5】
入口流量 (m <sup>3</sup> /h)	3.0 ≤ 測定値 ≤ 4.0	デミスタ差圧 (kPa)	0.11 【0.09】	0.11 【0.09】	0.11 【0.10】	0.11 【0.10】	0.10 【0.10】	0.11 【0.09】
デミスタ差圧 (kPa)	< 3.92	蒸発缶液位 (mm)	925 【880】	930 【860】	920 【880】	920 【880】	920 【890】	930 【890】
蒸発缶液位 (mm)	300 < 測定値 < 1600	蒸発缶密度 (g/cm <sup>3</sup> )	1.14 【0.96】	1.13 【0.96】	1.14 【0.96】	1.13 【0.96】	1.14 【0.96】	1.14 【0.96】
蒸発缶密度 (g/cm <sup>3</sup> )	< 1.25	復水器導電率 (μS/cm)	3.5 【1.3】	3.5 【1.1】	3.5 【1.1】	3.5 【1.1】	3.5 【1.1】	3.5 【1.2】
復水器出口導電率 (μS/cm)	< 30.0							

✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認 対象設備：高電導度廃液系サンプル槽（B） 異常内容：当該サンプル槽天板のゴムパッキンのはみ出し及び極微量の漏えい痕	当該天板ゴムパッキン据え付け状態に異常のないことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（17） 【原子炉格納容器隔離弁機能試験】

## ➤ 試験概要



＜本系統の役割【閉じ込める】＞

冷却材喪失事故の際に、原子炉格納容器と外部とを接続している弁を自動的に閉じることで、原子炉圧力容器から漏れ出した蒸気または高温水および放射性物質を原子炉格納容器に閉じ込める。

＜試験の目的＞

原子炉水位低（レベル3）の模擬信号を発信し、原子炉格納容器隔離弁が完全に閉まることを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

原子炉格納容器隔離弁  
（冷却材喪失事故信号にて、自動的に閉じる）

# 系統機能試験結果（17） 【原子炉格納容器隔離弁機能試験】

## ➤試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果
原子炉水位低（レベル3）の模擬信号により原子炉格納容器隔離弁が全閉すること。	原子炉格納容器隔離弁が全閉することを確認した。 【原子炉格納容器隔離弁が全閉することを確認した。】

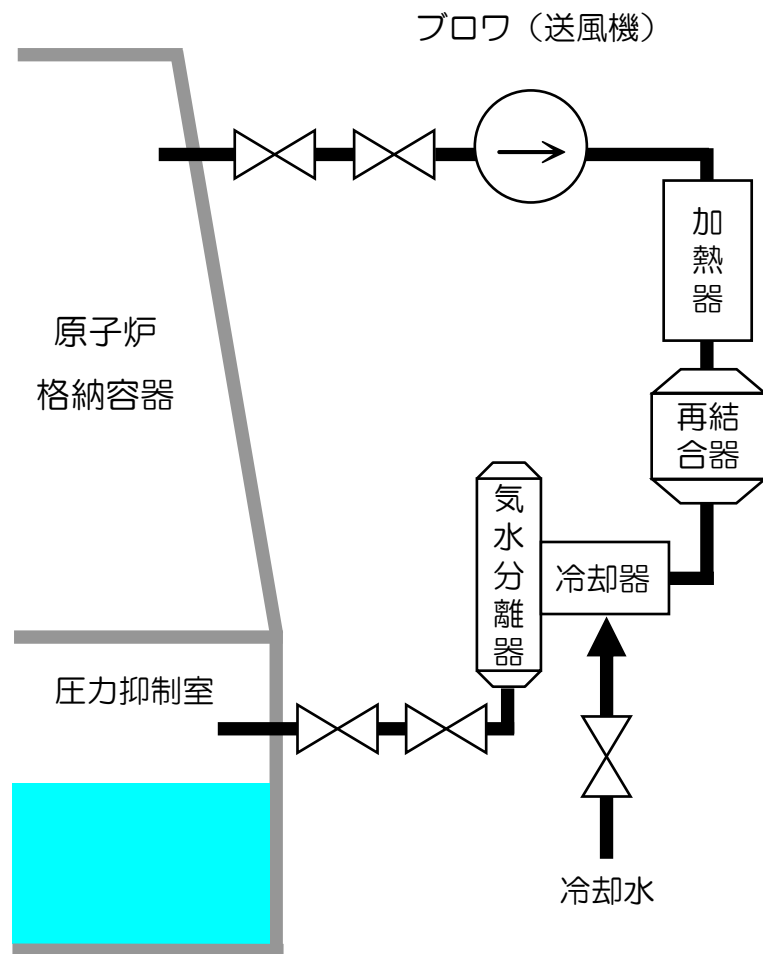
### ✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。



# 系統機能試験結果（18） 【可燃性ガス濃度制御系機能試験】

## 試験概要



＜本系統の役割【閉じ込める】＞  
冷却材喪失事故時には、燃料の温度が高くなり被覆管と水が反応して可燃性ガス（水素）が発生し、原子炉格納容器内に滞留する。水素はある濃度以上で酸素（空気）と反応すると爆発的な燃焼を起こす可能性があるため、水素ガス濃度を安全な濃度以下になるよう処理する。

＜試験の目的＞  
ブロウ（送風機）を起動し、再結合器内ガス温度制御点に到達するまでの時間、再結合器内ガス温度およびブロウ吸込ガス流量の測定、弁動作状態を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。

# 系統機能試験結果（18） 【可燃性ガス濃度制御系機能試験】

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

## ➤ 試験結果

✓ 定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果	
可燃性ガス濃度制御系を起動させ、再結合器ガス温度が温度制御点649℃に到達する時間が3時間以内であること。また、再結合器ガス温度が安定した時点において、再結合器ガス温度が649±14℃、ブロウ吸込ガス流量が255m <sup>3</sup> <sub>N</sub> /h以上であること。	A系 温度(℃) : 653.0【650.0】 流量(m <sup>3</sup> <sub>N</sub> /h) : 256.6【255.7】 時間 : 1時間21分【1時間18分】	B系 温度(℃) : 654.0【649.8】 流量(m <sup>3</sup> <sub>N</sub> /h) : 256.9【255.3】 時間 : 1時間22分【1時間26分】
補給水系を使用した場合、冷却水止め弁が全開すること。	B系 : 冷却水止め弁が全開することを確認した。 【 A系 : 冷却水止め弁が全開することを確認した。】	

✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。振動診断により、異常兆候がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（19） 【原子炉建屋気密性能試験（停止後）】

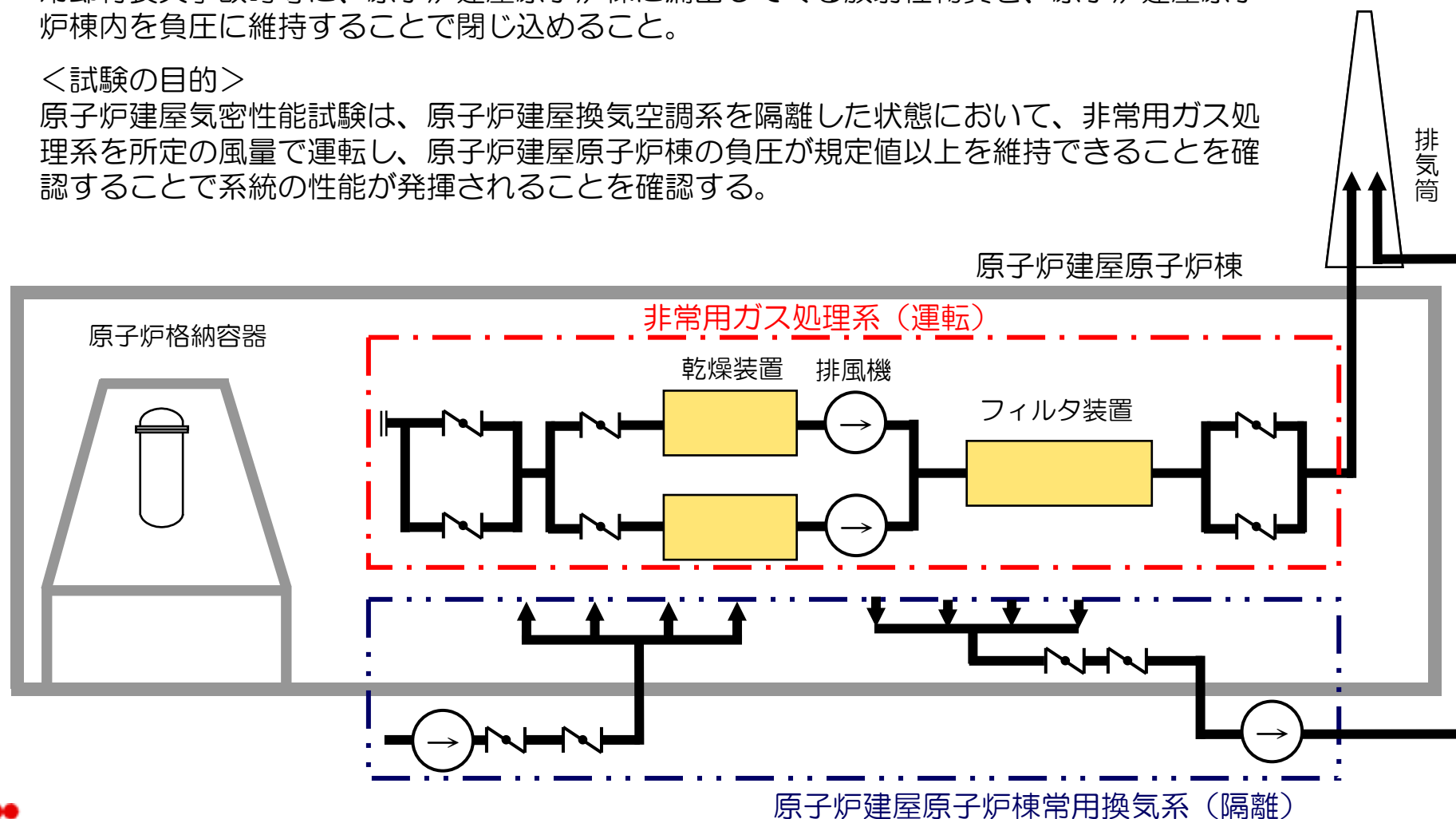
## 試験概要

＜本システムの役割【閉じ込める】＞

冷却材喪失事故時等に、原子炉建屋原子炉棟に漏出してくる放射性物質を、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することで閉じ込めること。

＜試験の目的＞

原子炉建屋気密性能試験は、原子炉建屋換気空調系を隔離した状態において、非常用ガス処理系を所定の風量で運転し、原子炉建屋原子炉棟の負圧が規定値以上を維持できることを確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。



# 系統機能試験結果（19） 【原子炉建屋気密性能試験（停止後）】

## 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

### ✓検査における確認項目

判定基準	結果			
<p>非常用ガス処理系の系統流量が2300m<sup>3</sup>/h以下の条件下において原子炉建屋原子炉棟の負圧が規定値（-0.063kPa）以上※1であること。</p> <p>※1：「原子炉建屋原子炉棟の負圧が規定値以上」とは、原子炉建屋－外気差圧の値がマイナス側に大きくなることをいう。</p>	ステップ	原子炉建屋原子炉区域負圧 (kPa) ※2	系統流量 (m <sup>3</sup> /h)	
	可燃性ガス濃度制御系室をバウナダリとして含めた場合	-0.120 【-0.128】	2130 【2100】	
		-0.135 【-0.148】	2130 【2120】	
		-0.127 【-0.156】	2120 【2100】	
	可燃性ガス濃度制御系室をバウナダリ外とした場合	-0.162 【-0.172】	2130 【2090】	
		-0.161 【-0.180】	2120 【2100】	
		-0.167 【-0.184】	2120 【2100】	
	※2：10分毎に測定した値（東西南北における測定値の平均値）			

# 系統機能試験結果（20）．〔非常用ディーゼル発電機 定格容量確認試験〕

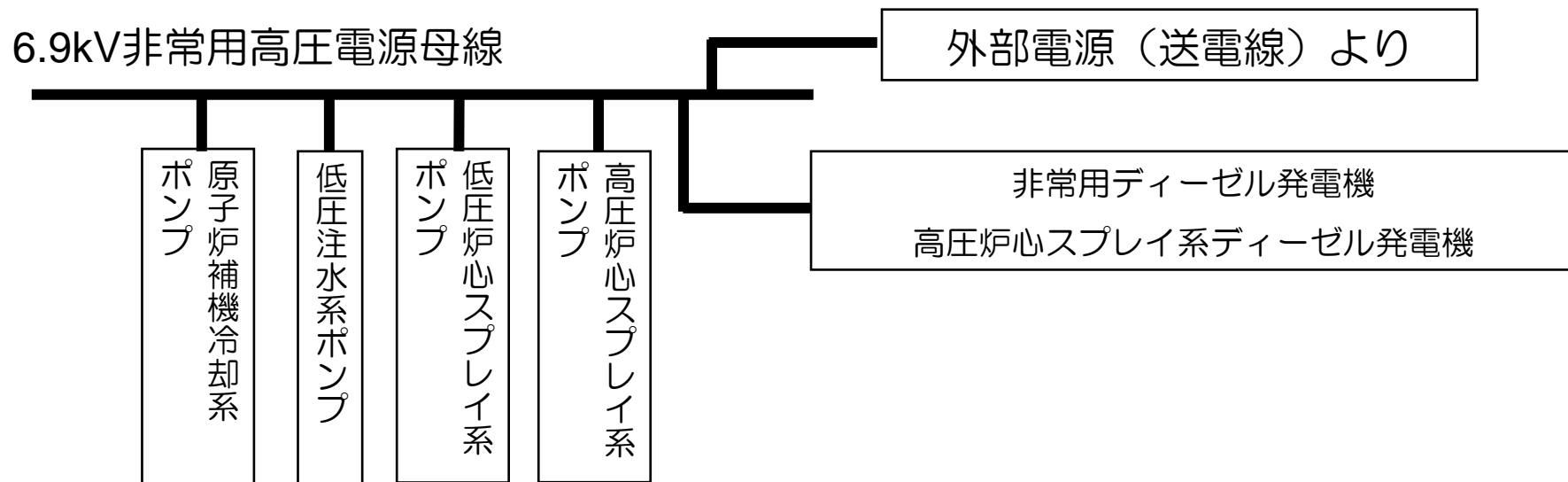
## ➤ 試験概要

＜本系統の役割【冷やす】＞

外部からの電源が喪失した場合であっても、非常用炉心冷却系（高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系など）、原子炉補機冷却系および工学的安全施設（非常用ガス処理系、可燃性ガス濃度制御系など）が接続されている6.9kV非常用高圧電源母線へ電源を供給する。

＜試験の目的＞

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を定格発電機出力にて運転し、容量とともに運転状態を確認することで系統の性能が発揮されることを確認する。





# 系統機能試験結果（20） } 非常用ディーゼル発電機 定格容量確認試験

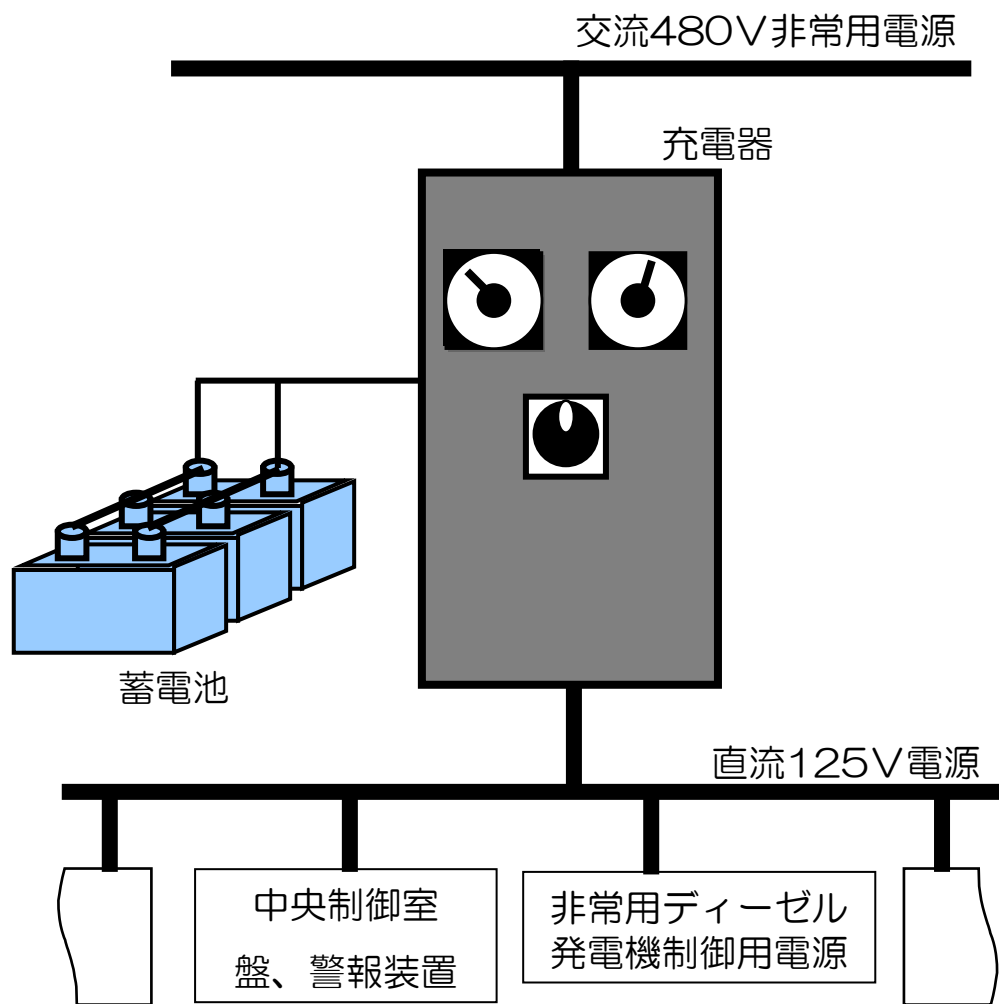
## ▶ 試験結果（前ページより続き）

✓ 重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検、定期事業者検査が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態確認	一連の作動状態に異常がないことを確認した。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	
対象設備：非常用ディーゼル機関（HPCS） 異常内容：・No. 8燃料弁のニードル弁先端の折損	当該非常用ディーゼル発電機作動時に異常な振動、異音、異臭、漏えいがなく、運転状態に異常のないことを確認した。
対象設備：空気圧縮機（H-2） 異常内容：3段ピストン接続棒ピン軸受けの転動体（ベアリングローラー）の脱落	本試験時は当該空気圧縮機は停止状態であったため、「非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却系機能試験」にて確認した。
対象設備：非常用ディーゼル発電機（HPCS） 異常内容：巻線温度端子箱用フレキシブルコネクタ（電線管側）の2個のひび割れ	当該非常用ディーゼル発電機作動時に当該フレキシブルコネクタに異常な振動等のないことを確認した。
対象設備：非常用ディーゼル発電機（HPCS） 異常内容：基礎部（グラウト）のひび	当該非常用ディーゼル発電機作動時に当該基礎部に異常な振動等のないことを確認した。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

# 系統機能試験結果（21） 【直流電源系機能試験】

## ➤ 試験概要



### ＜本系統の役割【その他】＞

外部からの電源が喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止し、その後冷却するための設備に電源を供給する。

### ＜試験の目的＞

直流電源系機能試験は、充電器と蓄電池の電圧等を測定し、所定の機能が発揮できることを確認する。

充電器：通常、交流480Vを直流125Vに変換し、蓄電池を充電するとともに、各負荷へ電源を供給している。

蓄電池：外部電源喪失事故が発生した場合などに、自動的に各負荷へ電源が供給される。



# 系統機能試験結果（21） 【直流電源系機能試験】

## 試験結果

（注）【 】は地震前試験結果を示す。

✓定期事業者検査における確認項目

判定基準	結果			
		A系	B系	HPCS系
浮動充電状態における各電圧が以下の判定基準値内であること。 充電器電圧：129±3(V) 蓄電池電圧：129±3(V)	充電器電圧 (V)	131 【131】	130 【130】	131 【130】
	蓄電池電圧 (V)	131 【131】	130 【130】	131 【130】
端子電圧が2.10 (V) 未満もしくは比重が1.205 (20℃換算値) 未満のセルが、全セル数の8%以上（4セルを超えて）発生していないこと。	端子電圧 (V)	2.13~2.17 【2.13~2.16】	2.15~2.17 【2.11~2.18】	2.14~2.16 【2.14~2.17】
	端子電圧2.10(V)未満のセル数	0セル 【0セル】	0セル 【0セル】	0セル 【0セル】
	比重	1.215~1.223 【1.217~1.225】	1.210~1.222 【1.212~1.224】	1.211~1.215 【1.205~1.218】
	比重1.205未満のセル数	0セル 【0セル】	0セル 【0セル】	0セル 【0セル】

## 系統機能試験結果（21） 【直流電源系機能試験】

### ▶ 試験結果（前ページより続き）

✓重点的に確認する項目

確認項目	結果
a. 試験実施前の前提条件の確認	前提条件となる点検が完了していることを確認した。
b. インターロックから実作動までの一連の作動状態の確認	本試験において実作動する設備はない。
c. 設備点検で異常が確認された設備に対する作動状態等の確認	本試験にて作動した設備で、異常が確認された設備はない。
d. 地震前の試験結果との比較	地震前の試験結果と比較し、問題ないと評価した。

## 参考資料 1 他号機と共用する設備の点検・評価について

# 他号機と共用する設備の点検・評価について



3号高起動変圧器



主な共用設備の機器の例



3号高起動変圧器  
中性点接地装置

以下の内容により対象機器の抽出を行い、点検・評価報告を行った。

- ① 3号機で工認記載している共用設備の健全性評価については、3号機の点検・評価報告書において記載する。
- ② 工認記載が1、5、6、7号機の共用設備の健全性評価については、既にその報告を実施していることから、記載対象から外した。
- ③ 工認記載が2、4号機の共用設備については、1、5、6、7号機の共用設備として報告している設備についても再掲した。

**報告対象の機器は別号機の報告で以前報告したものであり、新たな機器はない。**

# 他号機と共用する設備の点検・評価について

## ▶ 共用設備の点検状況

	基本点検対象機器の数	原子炉安全上重要な機器※の数
目視点検	94 / 94 (完了)	0
作動試験・機能試験	85 / 85 (完了)	0
漏えい試験	0 / 0 (完了)	0
基本点検完了	21 / 21 (完了)	0

※：原子炉安全上重要な機器：重要度分類クラス1および2の設備で耐震クラスがAs、Aのものおよびその他動的地震動による耐震評価の対象としているもの

## ▶ 共用設備の点検結果について

他号機と3号機が共用する設備（94機器）の点検・評価についても健全性評価を行い、7機器に不適合が確認されている。

いずれも原子炉安全を阻害するものではなく、部品の取替、補修、手入れ等により原形に復旧した。

# 他号機と共用する設備の点検・評価について

## ▶確認した不適合事象について

太枠内は地震影響によるもの

機器名（工認記載号機）	確認された不適合	復旧対応の内容（全て復旧を完了済）
3A補助ボイラ-用給水ポンプ 1～4号共用設備（2号機）	・吐出フランジ部に、にじみを確認した。	・フランジパッキンの交換を実施した。（劣化事象）
補助ボイラ3A 1～4号共用設備 （2号機）	蒸気ドラム胴 ・支持脚取付ボルト（ナット）の極僅かな緩み（4本中2本）及び、ライナーのずれを確認した。	・ボルト（ナット）の締付け及びライナーの再設定を実施した （地震影響を否定できない事象）
	脱気器胴 ・支持脚取付ボルト（ナット）の極僅かな緩み（4本中3本）及び、ライナーのずれを確認した。	
補助ボイラに附属する管 蒸気だめ 1～4号共用設備（2号機）	・支持脚取付ボルト（ナット）の極僅かな緩み（4本中2本）及び、ライナーのずれを確認した。	
補助ボイラ用変圧器 1～4号共用設備（2号機）	・放圧装置の動作を確認した。放圧装置が動作したことより変圧器内部に空気が混入しガス検出装置（接続箱用）が動作した。	・放圧装置の交換を実施した。 （地震影響）
3号高起動変圧器 1～7号共用設備（4号機）	・巻線、絶縁物のずれを確認した。	・巻線、絶縁物のずれを修復し、ずれ防止のため固縛を実施した。 （地震影響）
3号高起動変圧器 中性点接地装置 1～7号共用設備（4号機）	・地震により絶縁油が脈動し、継電器が動作した。	・継電器の点検結果に異常は無かったが、念のため継電器を交換した。 （地震影響）

※いずれも、1、5、6、7号機「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価報告書」において報告済み