

柏崎刈羽原子力発電所 1号機 点検・評価状況について

平成21年 4月 6日



東京電力

本日の報告内容について

- 点検状況について
- 経年劣化事象の考慮について
～ 応力腐食割れに対する検討状況～
- 地震応答解析について

点検状況について

基本点検の実施状況について

H21.3.31 現在

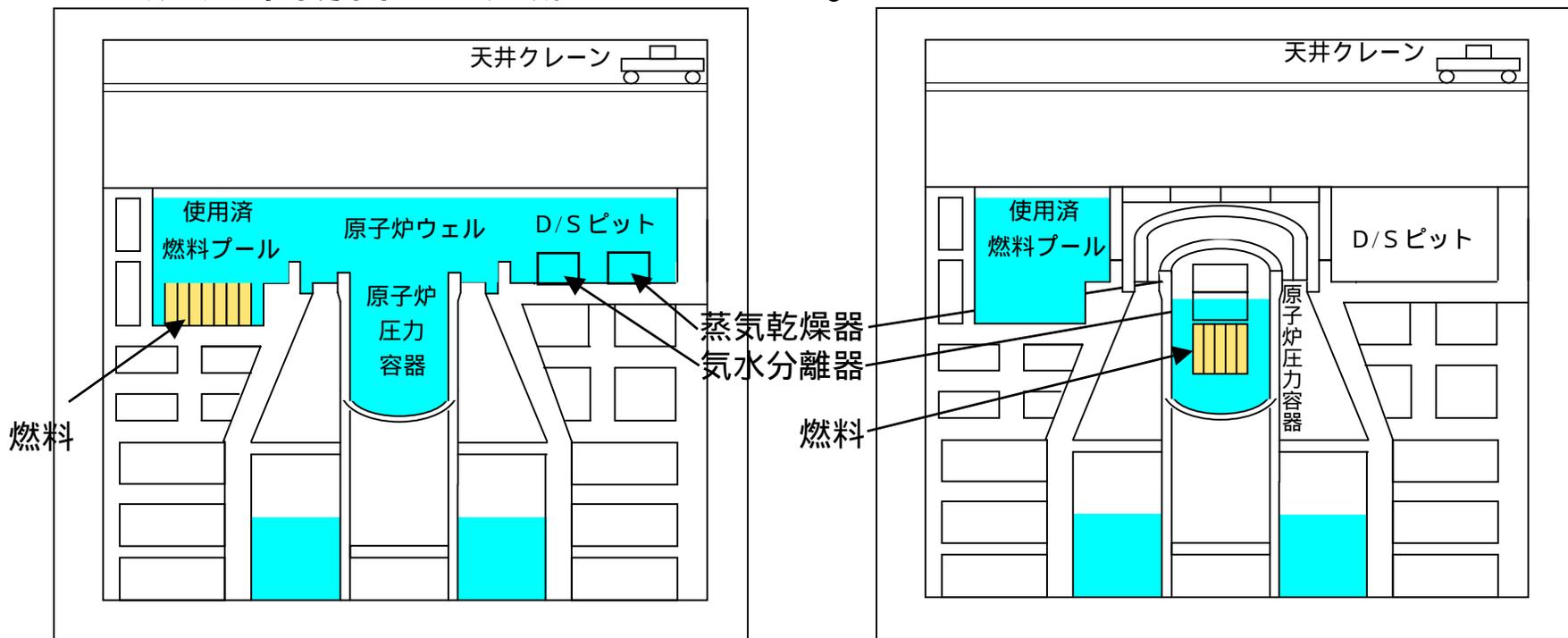
		完了数 / 対象数 (完了率) ¹	
基本点検 機器	目 視	約 1,650/2,030	(81%)
	作動試験・機能試験	約 1,120/1,490	(75%)
	漏えい試験	約 420/1,070	(39%)
	基本点検完了	約 1,200/2,030	(59%)
うち 原子炉安全上 重要な機器	目 視	約 750/780	(96%) ²
	作動試験・機能試験	約 500/580	(86%)
	漏えい確認	約 140/370	(37%)
	基本点検完了	約 500/780	(64%)

¹ 休止設備（固化設備等）を含まない機器数

² 主蒸気系、残留熱除去系等配管及び原子炉格納容器の一部について未実施

地震時の状況について

- 地震発生時 1号機は定期検査中であり、燃料は全て炉心から取り出され、使用済み燃料プールに仮置していた。
- 炉内構造物を取り出していたことや機器の開放点検であったことから、1号機はこれらの状況を加味した設備点検、地震応答解析を実施している。



1号機定期検査中の状況

運転時の状況

不適合内容について

地震の影響により以下の不適合が220機器に確認されている。

- ✓ 消火系配管が破断し，消火水が原子炉複合建屋へ流入したことにより，機器が浸水した事象。
- ✓ 分解点検中であった機器の転倒
- ✓ 共用設備等，屋外設備の地盤変位による損傷
- ✓ 経年劣化事象による損傷

等

地震時に定期検査中であった状況を考慮した設備点検について

(1/2)

■定期検査時に取替を計画していた機器の設備点検

- ✓新品が取付けられていた設備（格納容器内雰囲気酸素濃度検出器他）
 - 新品の設備点検を実施している。
- ✓既設品が取外され、新品が取付けられる前であった設備
 - 高圧炉心注水系ストレーナについては、建屋内等に既設品と新品が仮置き状態であったために、新品について設備点検を実施している。
 - 既設品が除却され、新品が新潟県以外の工場にあった場合は、設備点検は実施していない。（残留熱除去系ストレーナ）
- ✓早期に復旧する必要があった設備（純水処理装置）
 - 地震後、補助ボイラーの水源である純水処理装置を早期に復旧する必要があったため、地震後に純水処理装置の新製取替を、点検・評価計画策定前に行った。このため、旧品は撤去済みであり、設備点検の対象外とした。
- ✓既設品が取付けられていた設備（起動領域モニタ検出器他）
 - 1号機では知見拡充のため、既設品の設備点検を実施し、点検後取替を実施している。

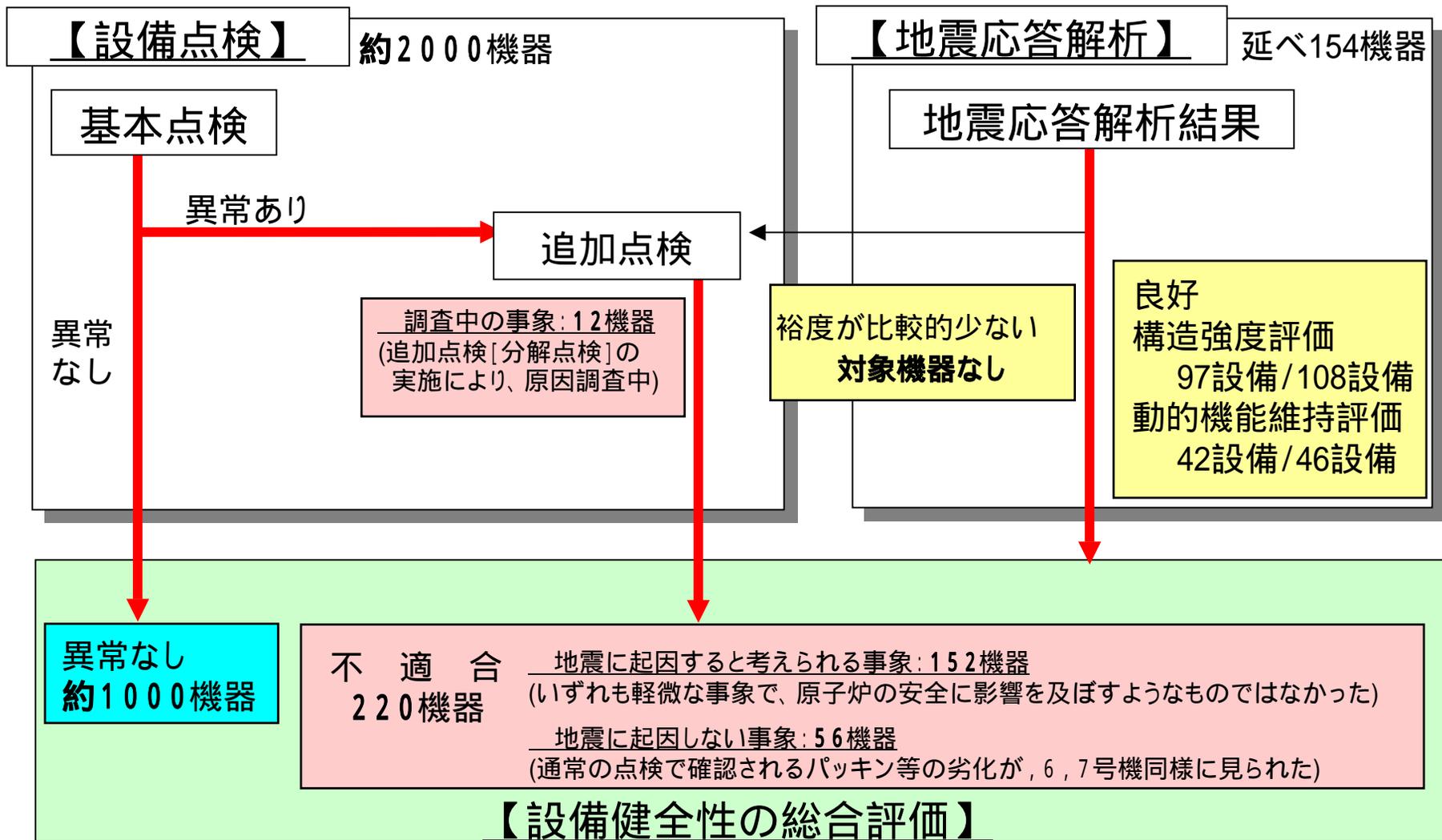
地震時に定期検査中であった状況を考慮した設備点検について (2/2)

廃棄物処理設備のうち、休止設備に係る設備点検

- ✓ 今後使用しない設備（焼却炉建屋スラッジ脱水機¹）
設備使用時は、リプレースすることとしているため、設備点検は実施していない。
- ✓ 今後必要に応じて使用する設備（原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ²等）
系統運用上作動試験が困難³なため、点検・評価計画書に基づき、作動試験の代替として分解点検を実施している。

- 1：焼却炉建屋スラッジタンクで沈降されたスラッジがポンプで移送され、焼却炉に入る前に水分を除去する設備
- 2：原子炉冷却材浄化系脱塩器の使用済み樹脂等が沈降・分離されたタンクから、原子炉冷却材浄化系等の使用済み樹脂分（スラッジ）のみをプラスチック固化設備（休止設備）に移送するポンプ
- 3：機器設置以降、起動レベルまでスラッジが蓄積されていないこと、移送先であるプラスチック固化設備（休止設備）が受入れ不可であること等により、作動試験ができない状況である。

設備健全性の総合評価の状況について



地震に起因すると考えられる事象の考察

地震に起因すると考えられる事象 (152 機器)

機能に影響を
与えるか

No

46 機器

対象機器の例

- ・基礎部 (グラウト) のひび
- ・変圧器の放圧装置動作

Yes

地震の影響により直接的 , 間接的に機器の機能に影響を与えると
判断した事象 106 機器

浸水以外が原因で機能に影響
があった機器 : 20 機器

(対象機器を 16 ~ 17 頁に記載)

浸水が原因で機器の機能に影響を及
ぼすと判断した機器 : 86 機器

(対象機器を 10 ~ 13 頁に記載)

浸水が原因で機器の機能に影響を及ぼすと判断した機器について

■ 1号機消火系配管破損（1号機原子炉複合建屋山側）による影響

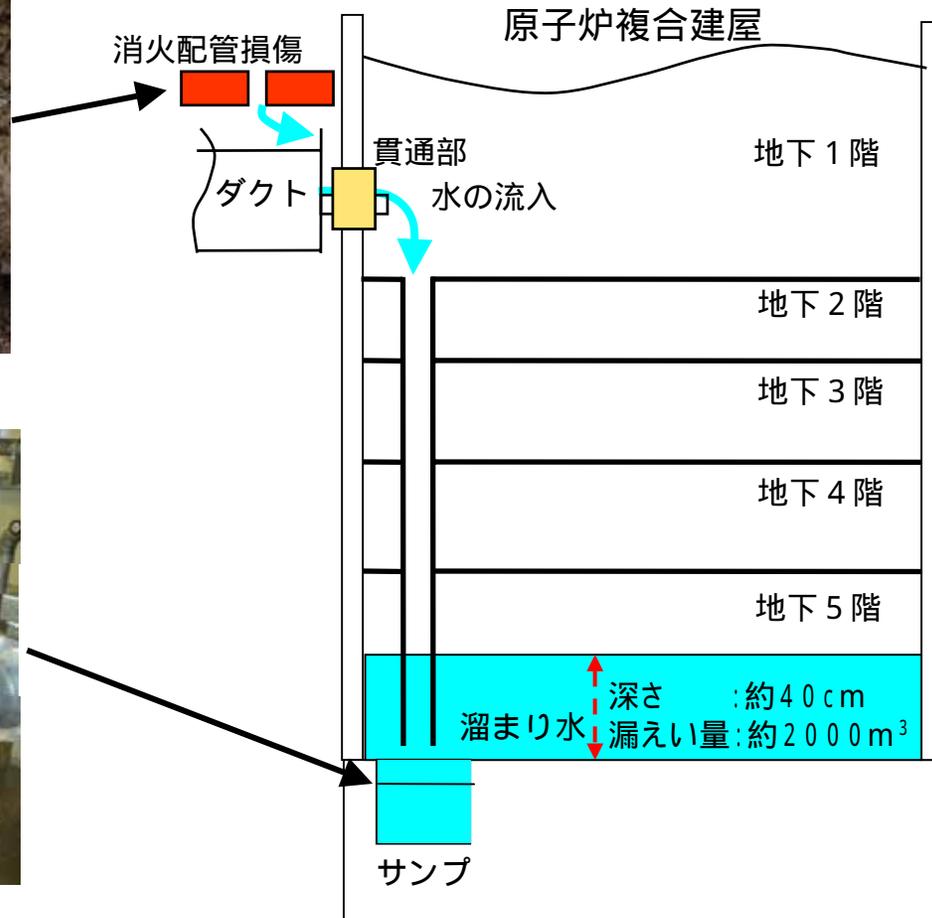
屋外（土中）の消火配管が破損し、ダクトから消火水と土砂が流入した。このために、ポンプ、モータ等の86機器が浸水した。



破損状況



浸水状況



浸水により機能に影響を及ぼすと判断した不適合機器（1 / 3）

影響機器の数	機器	確認された不適合	復旧対応状況
1,2,3,4	原子炉複合建屋付属棟 除染廃液サンプポンプ・ 電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していたことが確認された。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認した。
5,6,7,8,9,10	復水移送ポンプ・電動機(A)(B)(C) (14頁参照)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプの分解点検及び電動機新製交換 / 分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認した。
11,12,13,14,15,16,17,18	高電導度廃液系収集ポンプ・電動機(A)(B)(C)(D)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
19,20,21,22	高電導度廃液系サンプルポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプの分解点検、電動機新製交換 / 分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認予定である。
23,24,25,26	高電導度廃液系貯留水ポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認した。
27,28,29,30,31,32	濃縮廃液ポンプ・電動機(A)(B)(C)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
33,34,35,36	低電導度廃液系収集ポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
37,38,39,40	低電導度廃液系サンプルポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認した。

浸水により機能に影響を及ぼすと判断した不適合機器（2 / 3）

影響機器の数	機器	確認された不適合	復旧対応状況
41,42	復水浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ・電動機	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を実施している。
43,44,45,46	復水浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
47,48	原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽スラッジポンプ・電動機	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ・電動機の分解点検を実施している。
49,50,51,52	原子炉冷却材浄化系粉末樹脂沈降分離槽デカントポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ・電動機の分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
53,54,55,56	クラッド移送ポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認した。
57,58	使用済樹脂槽スラッジポンプ・電動機	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を実施している。
59,60,61,62	使用済樹脂槽デカントポンプ・電動機(A)(B)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していることを確認した。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換 / 分解点検を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
63,64,65,66	タ-ビン建屋高電導度廃液サンプポンプ・電動機(A)(B)	タ-ビン建屋高電導度廃液サンプがトレンチ損傷箇所からの雨水流入により水没したため、サンプポンプおよびポンプ用電動機が水没していたことが確認された。	ポンプの分解点検、電動機新製交換を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。

浸水により機能に影響を及ぼすと判断した不適合機器（3 / 3）

影響機器の数	機器	確認された不適合	復旧対応状況
67,68, 69,70, 71,72, 73,74	原子炉複合建屋付属棟 高電導度廃液サンプ ポンプ電動機 (A)(B)(C)(D)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していたことが確認された。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
75,76, 77,78, 79,80, 81,82	原子炉複合建屋付属棟 低電導度廃液サンプ ポンプ電動機 (A)(B)(C)(D)	原子炉複合建屋 地下5階が約40cm浸水し、ポンプおよび電動機が浸水していたことが確認された。	ポンプ分解点検及び電動機新製交換を行い、絶縁抵抗・試運転にて異常のないことを確認中である。
83, 84, 85, 86	主蒸気管放射線モニタ (安全上重要な機器) (15頁参照)	「チャンネルA主蒸気管放射能高高」警報に伴い、モニタを確認したところモニタCに高高警報が発生しており、モニタBの指示値も高めを指示していた。現場の検出器を確認した結果、当該放射線モニタの検出器が水没している事を確認した。また、取り出した検出器の外観上を確認したところ、検出器B/Cの接続部コネクタに水が進入している事が確認され、機能確認として絶縁抵抗測定を実施した結果、絶縁抵抗値の低下が確認された。	検出器の交換を実施した。なお、消火配管の水の流入対策としては、消火配管の地上化にて対策を実施済みである。

不適合事象の事例紹介（浸水に伴い機能影響あり）

原子炉複合建屋の最地下階（地下5階）への浸水による不適合

復水移送ポンプ（C）用電動機の浸水

事象：復水移送ポンプ（C）用電動機の浸水が確認された。

原因：屋外の消火系配管が地震の影響による相対変位で損傷し、消火用水がダクト貫通部を通じて原子炉複合建屋最地下階（地下5階）に浸水し、同フロアに設置されている復水移送ポンプ（C）用電動機が浸水した。

対策：当該電動機の追加点検（分解点検）および清掃を実施し、正常に復旧した。



復水移送ポンプ（C）用電動機



…想定される最大の浸水レベル

（H21.1.28報告済みの事象）

不適合事象の事例紹介（浸水に伴い機能影響あり）

放射線モニタ検出器の水没

事象：地震後のパトロールにおいて、放射線モニタ検出器が水没していることを確認した。取り出した検出器の外観上は異常は無かったが、絶縁抵抗測定を実施したところ、絶縁抵抗値の低下が見られた。

評価：地震により破断した消火配管の水がダクトを通して流入したことにより検出器が水没し、絶縁抵抗値の低下に至ったものと判断した。

対策：検出器の交換を実施した。なお、消火配管の水の流入対策としては、消火配管の地上化にて対策を実施済みである。



（安全上重要な機器 H20.5.16報告済みの事象）

地震の影響により機器の機能に影響を及ぼすと考えられる不適合（1 / 2）

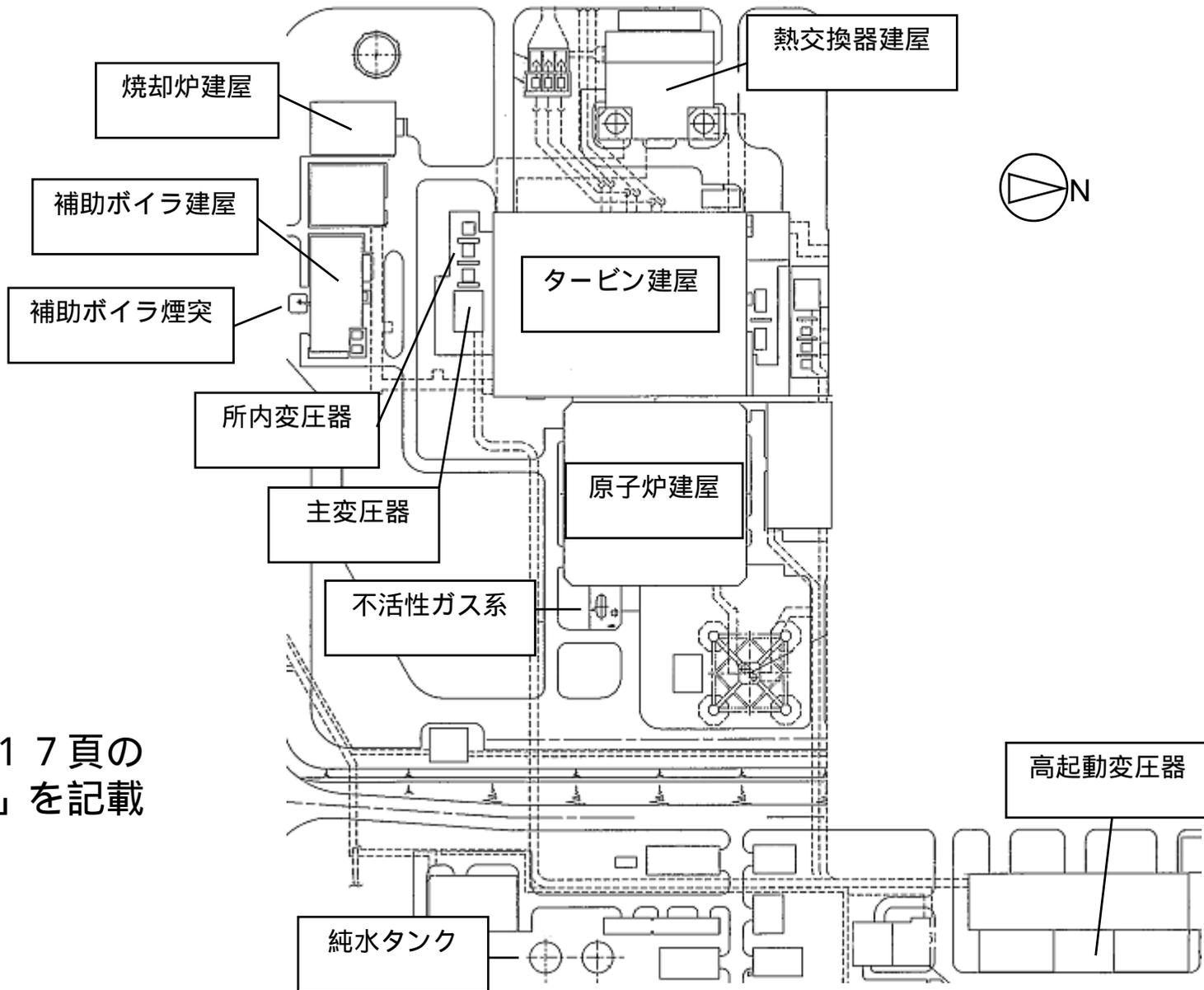
影響機器の数	機器	確認された不適合	復旧対応状況
1	高圧復水ポンプ電動機	分解点検にて引き抜き中に地震が起きたため、回転子が被災し、回転子にキズが確認された。	工場において修理を行った。今後試運転予定。 （H21.1.28報告済事項）
2	残留熱除去海水ポンプ電動機 （19頁参照） （安全上重要な機器）	ポンプ点検中のため仮置き中の電動機が転倒したことにより上部カバー、端子箱等の破損を確認された。	工場において修理を行い、試運転を行い異常の無いことを確認済み。 （H20.5.16報告済事項）
3 4 5	低圧タービン (A)(B)(C)	<ul style="list-style-type: none"> ・キーに変形、隙間、割れが生じた。 ・軸受の油切りに変形を生じた（B、Cのみ） ・軸受ホワイトメタル部に変形が生じた（Bのみ） 	修理、手入れを実施中。
6	主発電機本体	地震時にカップリングが切り離された状態であったことから、地震による回転子のゆれ量・移動量が大きく、主要構成品の軸受メタルに損傷が確認された。	損傷を受けた各部については、交換または修理にて復旧する予定。 （H20.7.14報告済事項）
7	原子炉複合建屋原子炉棟クレーン	ケーブルベアがレールから逸脱していることを確認された。	ケーブルベア復旧完了後、点検を行い異常の無いことを確認した。
8 9	不活性ガス系配管のレストレイント	基礎そのものの地盤沈下によるレストレイントの変形が確認された。	地盤沈下した基礎の復旧を完了し、配管の取替を実施中。 （H21.1.28報告済事項）
10	所内変圧器 1A （20頁参照）	基礎ボルトが折損していることが確認された。	変圧器と埋め込みベースを溶接する構造に変更する。今後、対策を実施する。
11	1号高起動変圧器	巻線および絶縁物のずれが確認された。	巻線および絶縁物のずれを修復し、正常に復旧した。 （H20.7.14報告済事項）
12	主変圧器	内部部品にずれがあることが確認された。	変圧器の新製交換を行う。

地震の影響により機器の機能に影響を及ぼすと考えられる不適合（ 2 / 2 ）

影響機器の数	機器	確認された不適合	復旧対応状況
1 3 1 4 1 5 1 6	固体廃棄物処理系 焼却系 1, 2次セラミック フィルタ (21, 22頁参照)	1次(A)(B)、2次(A)(B)セラミックフィルタの破損が確認された。	フィルタの取替を実施後、試運転を実施し、異常の無いことを確認した。
1 7	純水タンクNo. 1 (23頁参照)	側壁については、面外変形が確認された。また、滑動用基礎ボルトについては、伸びと破断が確認された。	タンクの取替工事を実施中。
1 8	補助ボイラーに 付属する 通風設備煙突 (24頁参照)	地盤沈下の影響により、煙突の傾き・内部耐火物の脱落が確認された。	煙突基礎部レベル修正及び内部耐火物脱落補修を行い、試運転時に漏えい確認を行い、異常の無いことを確認した。
1 9	補助ボイラー1 A 管寄せ、連絡管 及びボイラー管 (25頁参照)	地震による建屋設置地盤の変位により、胴の傾きが確認された。 連絡管と胴取合部の拡管部が緩み、漏えいが確認された。	胴の傾きを修正した。1 Aは今後、試運転予定。 連絡管の取替を実施予定。
2 0	補助ボイラー2 B (25頁参照)	地震による建屋設置地盤の変位により、胴の傾きが確認された。	胴の傾きを修正した。2 Bは、試運転を実施し異常の無いことを確認した。

機能影響のあった機器の設置箇所

柏崎刈羽 1 号機
周辺配置図



赤字は 16, 17 頁の
「影響機器の数」を記載
している

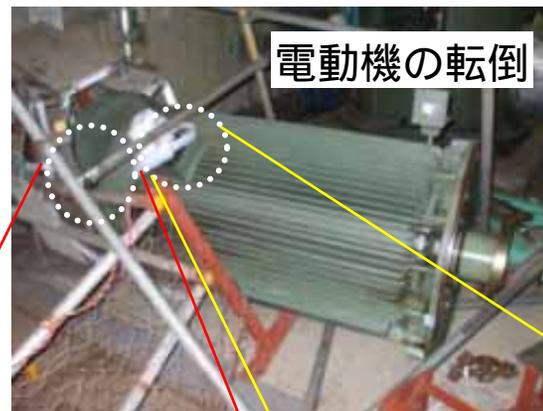
不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

残留熱除去海水ポンプ電動機（A）仮置き中の転倒

事象：地震により、点検のため仮置き中であつた電動機が転倒し、上部カバーと端子箱が破損した。

評価：電動機の上部カバーと端子箱が破損しており、機能に影響あるものと判断した。

対策：上部カバー及び端子箱の交換を行った。組立後、試運転を行い、異常の無いことを確認した。



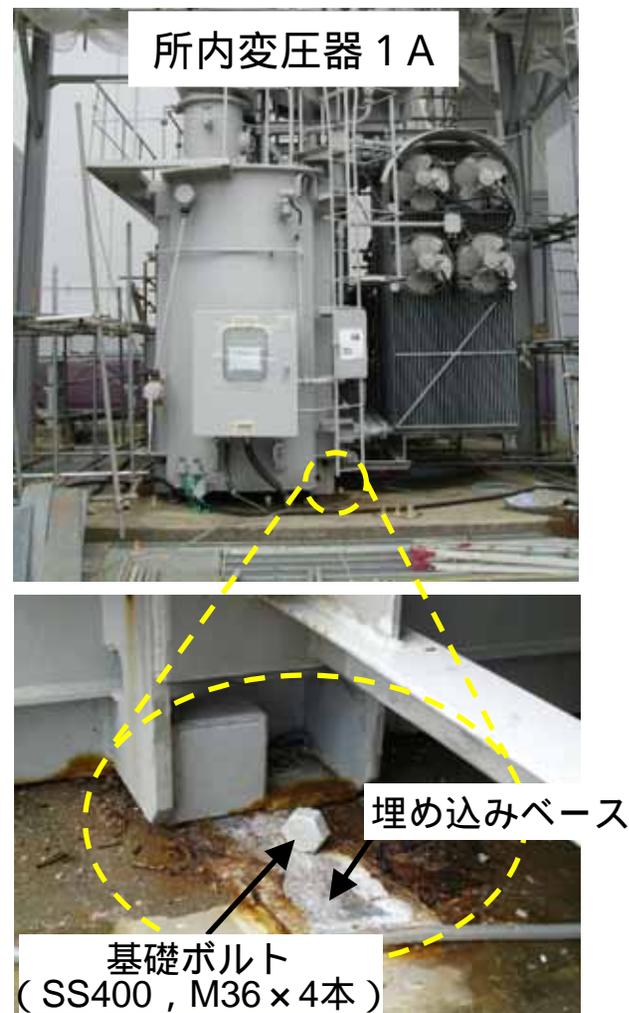
（安全上重要な機器 H20.5.16報告済みの事象）

所内変圧器 1 Aの基礎ボルト折損

事象：地震力過大による基礎ボルトの折損が確認された。

評価：変圧器本体を固定する基礎ボルトが折損し、支持性能を喪失していることから、機能への影響有りと判断した。

対策：変圧器と埋め込みベースを溶接する構造に変更する。今後対策を実施する。



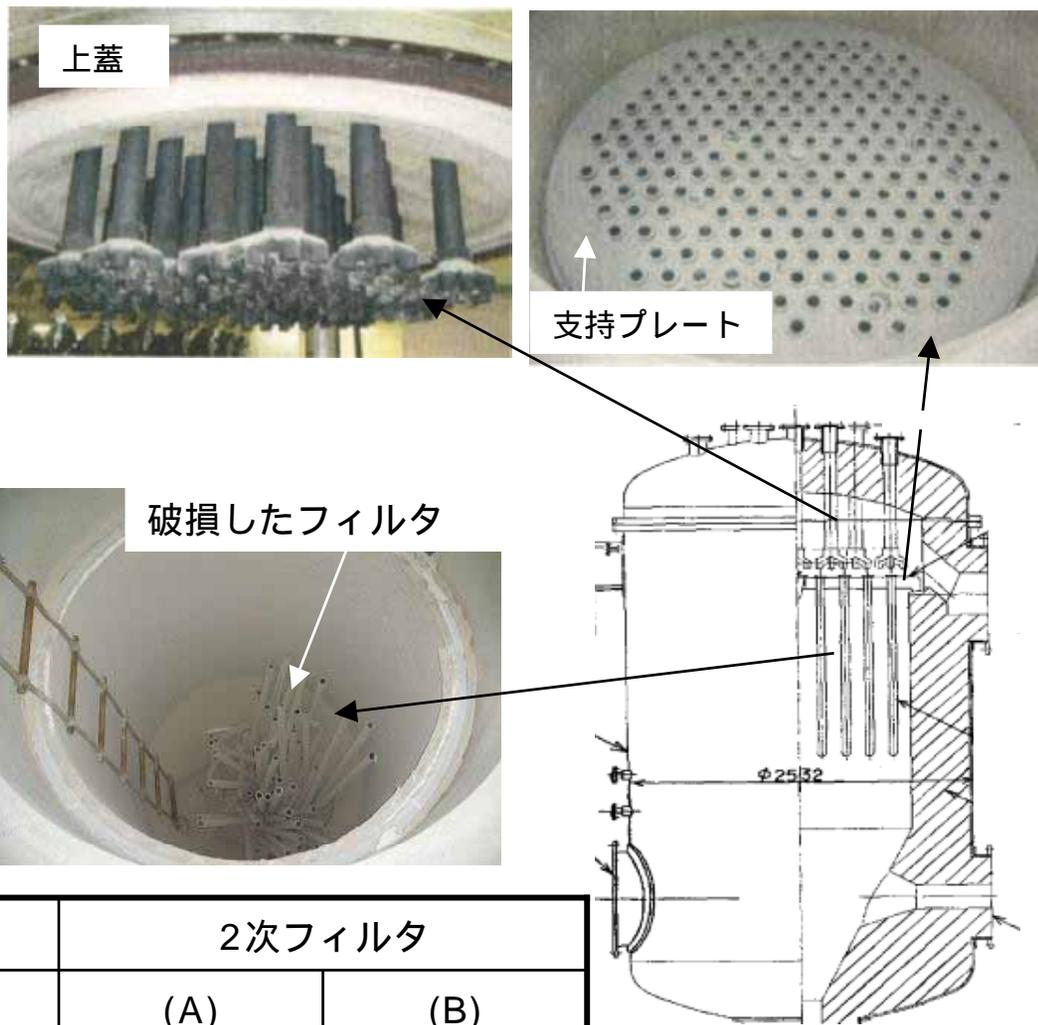
不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

1次、2次セラミックフィルタの破損（固体廃棄物処理系）

事象：1次、2次セラミックフィルタの破損が確認された。

評価：セラミックフィルタ破損は、地震発生時の揺れにより隣接フィルタどうしがぶつかりあい、支持プレート付け根より折損していた。フィルタ破損が生じていることから、機能維持への影響有りと判断した。

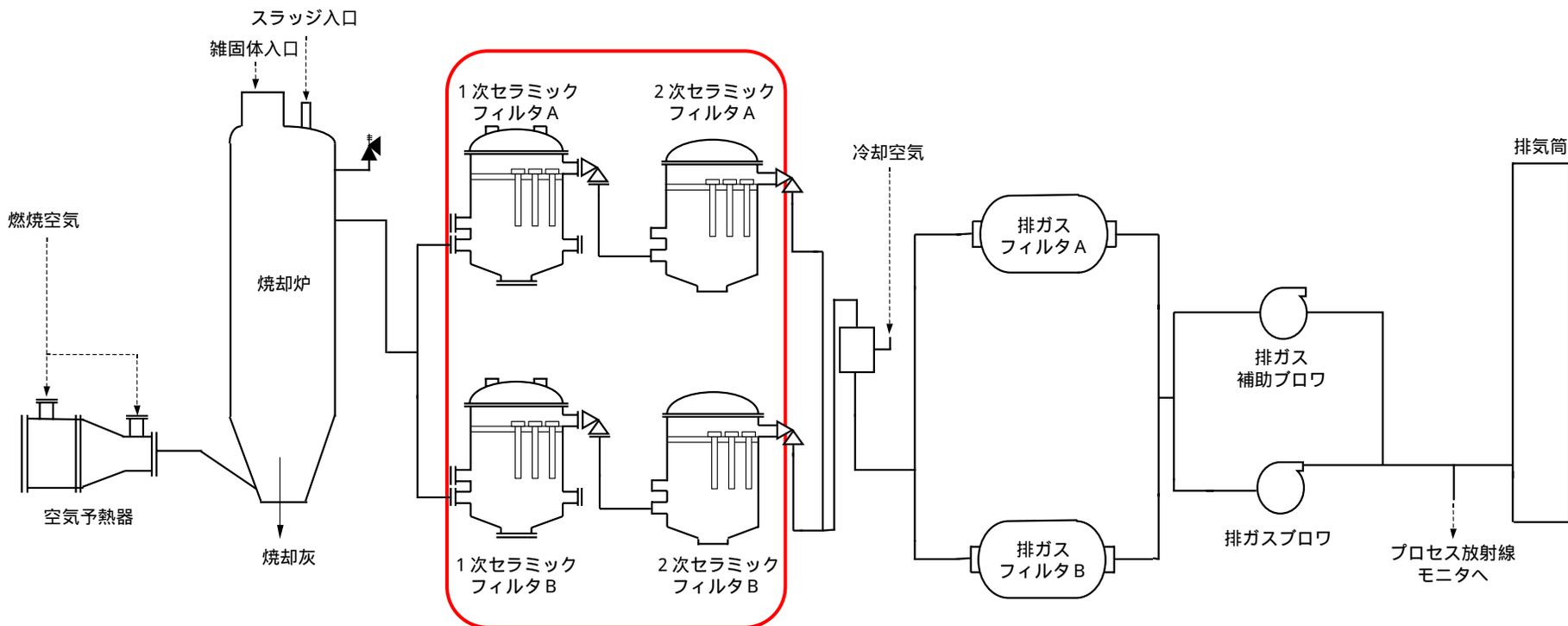
対策：フィルタの取替を実施後、試運転を行い、異常のないことを確認した。



フィルタ名	1次フィルタ		2次フィルタ	
	(A)	(B)	(A)	(B)
破損本数	93/206	63/206	26/206	6/206

不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

固体廃棄物処理系概要



固体廃棄物処理系は雑固体廃棄物やスラッジを焼却することで廃棄物の容積を減少させる設備である。セラミックフィルタは焼却炉より排出されるガスを除塵し、排気筒より安全に大気に放出する設備である。

純水タンクNo.1の損傷について

事象：タンク側面上部の広い範囲で変形が確認されている。また、タンク基部においても、アンカーボルトおよびブラケットの損傷と、タンク本体の面外変形が確認されている。なお、漏えい等は確認されていない。

評価：継続使用にあたって、健全性の評価が困難なことから、機能影響有りと判断した。

対策：タンクの新製取替を行うこととし、現在工事を実施中である。なお、新製タンクでは設計を見直し一部の板厚を増した設計とした。



不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

補助ボイラ煙突と連絡管の傾き事象について

事象：地震による地盤沈下の影響による煙突の傾き及び煙道の破損、変形が確認された。

評価：煙突の傾き・内部耐火物の脱落が生じていることから、構造・強度機能への影響有りと判断した。

対策：煙突基礎部レベル修正（グラウト [= 注入] によるジャッキング工法）及び煙突内部耐火材脱落補修を実施し、漏えい確認を行い、異常のないことを確認した。



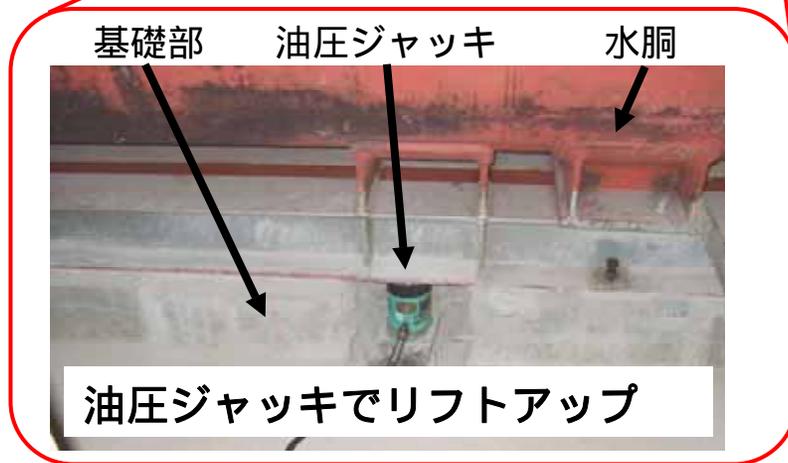
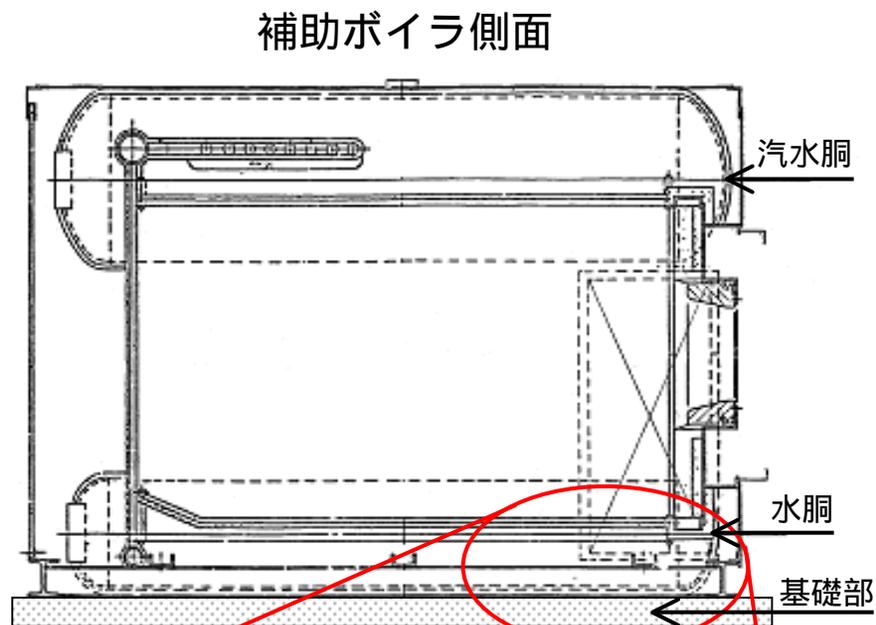
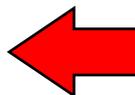
不適合事象の事例紹介（地震に起因する（機能影響あり））

補助ボイラ胴の傾き事象について

事象：地震による建屋設置地盤の変位により、胴の傾きが確認された。追加点検の結果、胴の傾き以外に損傷箇所は確認されなかった。

評価：胴が傾いていることからボイラ水の循環等の運転機能への影響有りと判断した。

対策：基礎部にシームをはさみ、胴の傾きの修正を実施した。1Aボイラーは今後、試運転を実施予定。2Bボイラーは、試運転を実施し異常のないことを確認した。



参 考（地震時のボイラーについて）

■ 1～4号機（荒浜側）共用ボイラーの地震時の状況について

機器番号	蒸気量 (t)	地震時の状況	工事計画申請号機
1A	25	点検中	1号機設備
2A	12	停止中	1号機設備
2B	12	運転中 水位危険低トリップ	1号機設備
3A	25	運転中 運転を継続	2号機設備

地震により1台のみのボイラー運転の影響で、通常操作による2台プラント同時停止に必要な補助蒸気流量が不足したため、3号機、4号機の順に崩壊熱の除去操作を実施した。

現在評価中（追加点検実施中）の不適合（12機器）

調査中機器の数	機器	確認された不適合	検討状況
1	気体廃棄物処理系配管サポート	屋外トレンチの地盤沈下に伴う配管サポート（Uプレート）変形の件	追加点検として詳細目視点検、非破壊検査等実施予定
2,3,4,5	補助ボイラに付属する配管の変形 他3件 (28頁参照)	屋外トレンチの地盤沈下に伴い、トレンチ内配管の変形の件	追加点検として詳細目視点検、非破壊検査等実施予定
6	非常用ガス処理系配管	屋外トレンチ内非常用ガス処理系配管腐食の件	追加点検として、詳細目視点検、肉厚測定等実施予定
7	ホットシャワードレン系配管	ホットシャワードレン系の貫通配管が貫通部の上側へずれた件	建設時より芯ズレがあった可能性があるが、保温等取外し後、詳細目視点検及び非破壊検査と実施予定
8,9	原子炉補機冷却中間ループ系熱交換器 (A)(D)	熱交換器基礎部のひびの件	追加点検として、基礎ボルトの非破壊試験等を実施予定
10,	原子炉格納容器ダイヤフラムフロア	ダイヤフラムフロアのひびの件	地震前から確認されているひびと考えられるが、地震応答解析結果を踏まえ評価を実施予定
11	電源盤基礎ボルト	6.9kVメタクラ盤の基礎ボルト締付け不足の件	追加点検として、基礎ボルトの詳細点検を実施予定
12	予備変圧器	予備変圧器油面計動作不良の件	原因調査のため、追加点検として、油面計の分解点検実施予定

不適合事象の事例紹介（追加点検の実施・調査中）

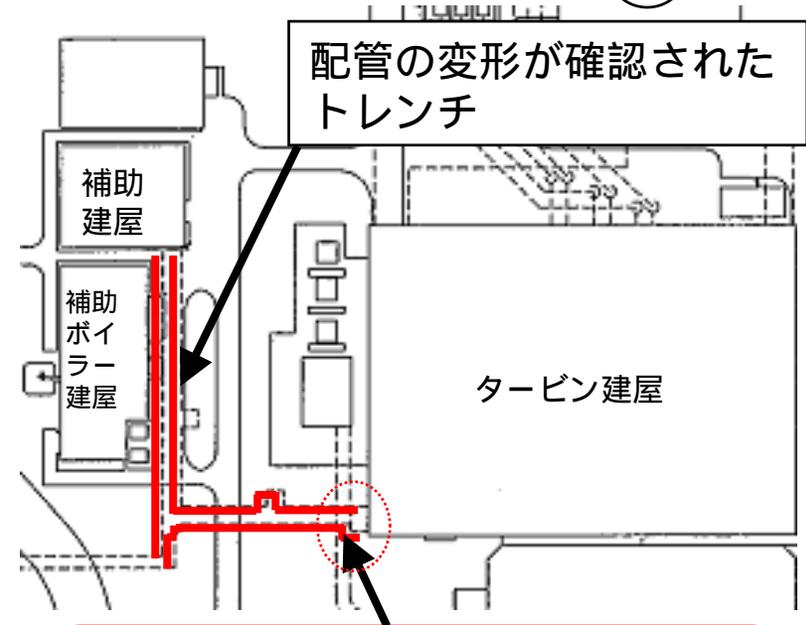
トレンチ設置地盤の変位に伴う配管・サポートの変形



事象：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、所内蒸気系配管、計装用圧縮空気系配管、放射性ドレン移送系配管、原子炉補機冷却中間ループ系配管とサポートが変形しているのが確認された。

評価：地震によるトレンチ設置地盤の変位に伴って、配管・サポートが変形したものと判断しているが、追加点検を行い詳細な評価を行っていく。

対策：バウンダリ機能に影響はなく、現状の使用状態で問題は生じていないが、追加点検の結果に伴い、対応策を検討し対策を実施していく。

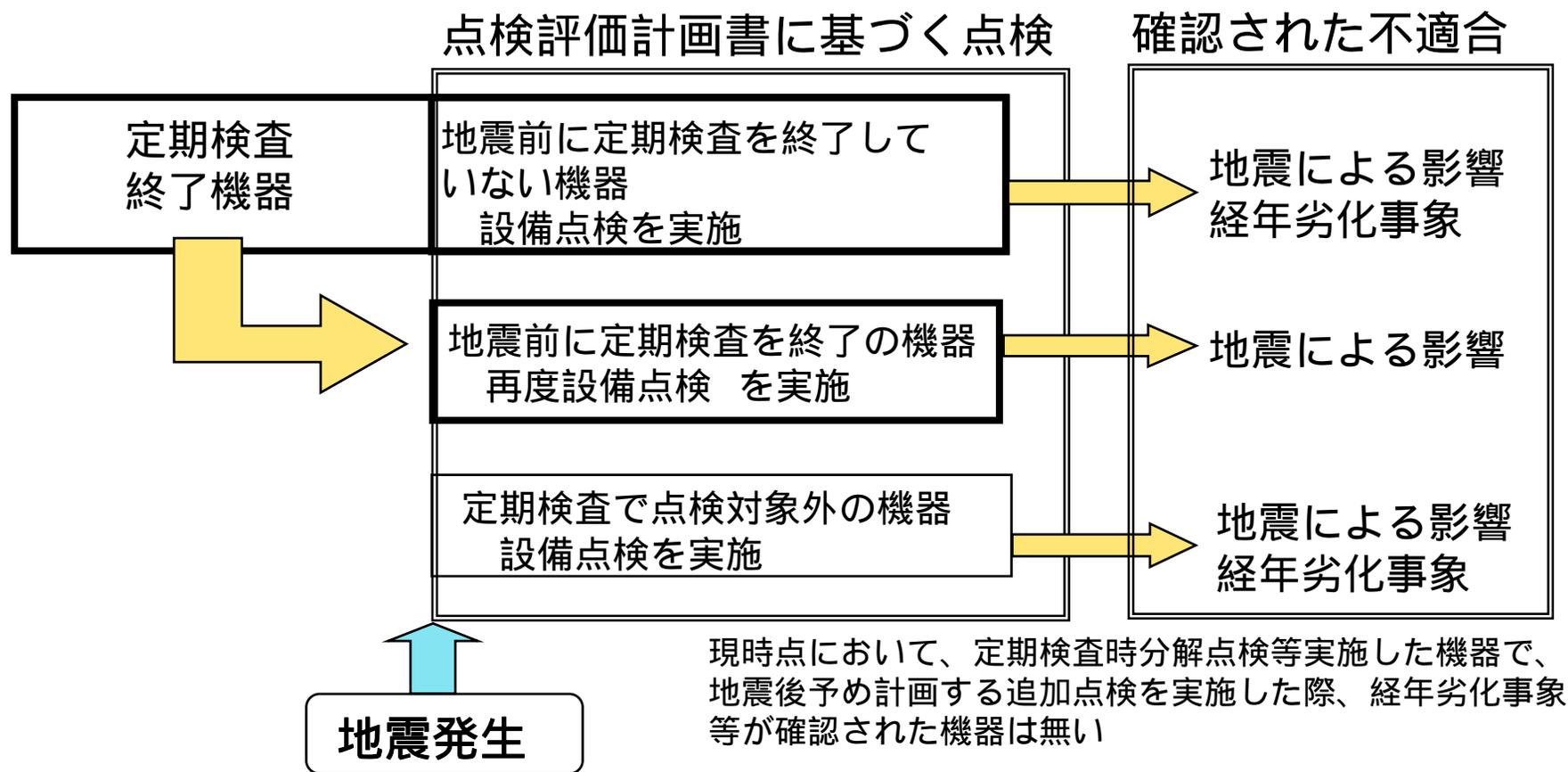


変形したトレンチ内の配管

評価のまとめ

- 現時点での点検・評価の結果、原子炉安全上重要な設備に地震による直接的な影響と考えられる異常は確認されなかった。損傷を受けた機器については、部品の取替、補修、手入れ等により原形復旧を行っている。
- 未実施の点検項目については、今後も着実に点検・評価作業を進めていく。

定期検査機器と設備点検機器について（参考）



設備点検：各設備の特徴に応じて各設備が受けた地震による影響を点検・試験等により確認する。

経年劣化事象の考慮について

～ 応力腐食割れに対する検討状況～

経年劣化事象を考慮した設備健全性評価について

- 中越沖地震後の設備健全性評価においては、下記の経年劣化事象の影響について検討することとしている

- 粒界型応力腐食割れ（IGSCC）

原子炉冷却材再循環系配管、炉心シュラウド等のIGSCC（以下「SCC」）が顕在化している機器について、ひび寸法を測定し、構造強度評価を実施

- 低サイクル疲労

建設時疲労評価の厳しい箇所について、新潟県中越沖地震による疲れ累積係数への影響を評価（解析評価の一環として実施）

- 配管減肉（FAC）

耐震安全上重要な配管系について、顕著な減肉傾向の有無を調査

（第5回設備健全性評価サブワーキンググループ（平成20年2月28日）資料4より抜粋）

1号機 SCCに対する検討状況について

- 1号機では、地震前より原子炉冷却材再循環系（PLR）配管（2継手）、炉心シュラウド（上部格子板用ベース近傍等）にSCCが確認されている
- PLR配管については、地震後に超音波探傷検査（UT）により欠陥寸法を計測した（今後構造強度評価を実施予定）
- 炉心シュラウドについては、地震後にサンプリングでUTを実施し、SCCの状況を確認した

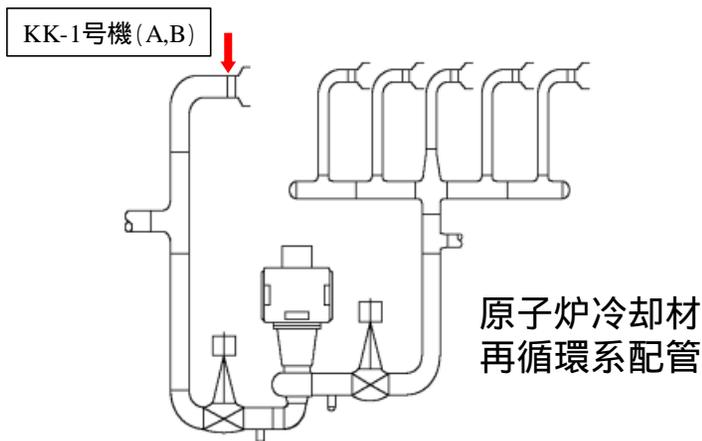
地震前よりSCCの顕在化が確認されていた機器

	炉心シュラウド	PLR配管
KK-1	上部格子板用ベース	2継手
KK-2	中間胴-下部胴溶接部（H6a） シュラウドヘッドボルトブラケット	-
KK-3	中間胴-下部胴溶接部（H6a）	1継手
KK-5	-	1継手

構造健全性に影響を及ぼさないものであると評価されている

1号機 P L R 配管の状況

■SCC発生箇所



1号機のPLR配管は、前回定期検査時に高周波誘導加熱（IHSI）を施工しており、当該部の溶接残留応力を圧縮側へ改善していることから、SCCによる進展性がないものと評価している。

■超音波探傷結果

測定箇所	配管外径	配管肉厚	深さ（UT指示）			長さ（UT指示）*4			
			前回結果 （第14回） 平成18年4月	今回結果*1 （第15回）		前回結果 （第14回） 平成18年4月	今回結果 （第15回）		
				地震前 平成19年6月	地震後 平成20年7月		地震前 平成19年6月	地震後 平成20年7月	
A系	150°近傍	625.4mm	38.9mm	4.3mm	4.1mm	4.3mm	12mm *2	18mm *2	24mm *2
	180°近傍			5.9mm	5.8mm	5.7mm	41mm *3	38mm *3	22mm *3
B系	180°近傍	625.4mm	38.9mm	4.7mm	4.9mm	4.9mm	20mm *3	23mm *3	23mm *3
	210°近傍			4.7mm	4.9mm	4.8mm	11mm *2	8mm *2	14mm *2

*1：「超音波探傷試験システムの性能実証」（PD）による結果

*2：2次クリーニング波法による記録

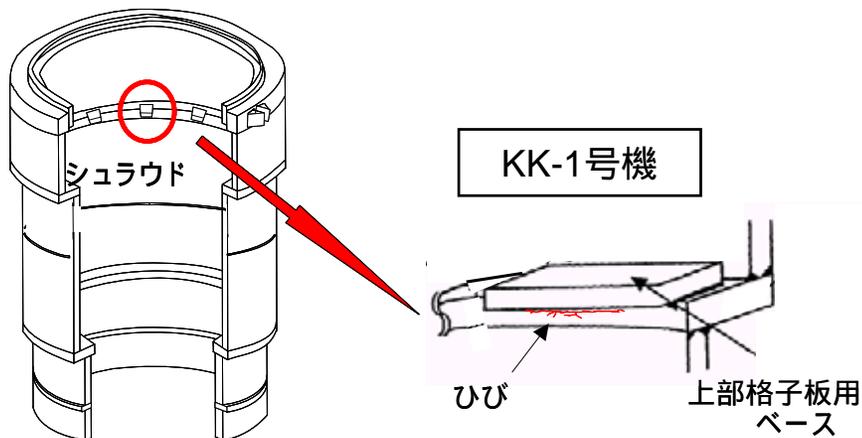
*3：45°斜角探傷法による記録

*4：JEAG4207に従い、45°斜角探傷法と2次クリーニング波法のいずれか大きい方を採用

なお、深さ測定で実施したフェーズドアレイ法による状況から、長さに有意な変化がないことを確認

1号機 炉心シュラウドの状況

■SCC発生箇所



■超音波探傷結果

	第13回 (平成14年9月～ 平成16年5月)	第14回 (平成17年6月～ 平成18年5月)	第15回 (平成19年5月～)
最大深さ (mm)	9.9	9.7	9.7
平均深さ (mm)	6.9	7.5	7.0

状況に変化がないことを確認

この部分の溶接部はすみ肉溶接であり、引張残留応力は表面及び奥行きともに比較的小さいことから、ひび割れの進展は比較的浅くで停まるものと考えられ、実際にUTによる測定ではほとんどが検出限界以下であった。

また、発生箇所もアライナーブラケット及び上部格子板用ベースの直下部分だけであり、水平方向につながることは考え難い。

従って、これらのひび割れについては、シュラウドの健全性に影響を及ぼすものではないと考えられる。

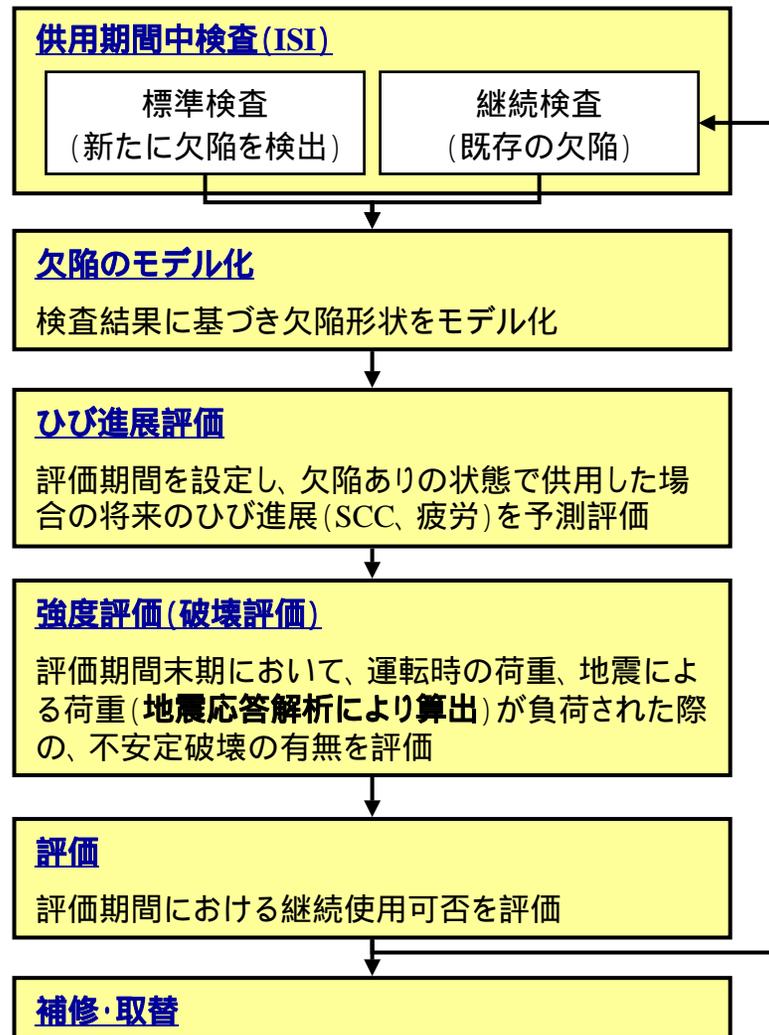
(総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 炉心シュラウド及び原子炉再循環系配管の健全性評価について - 検討結果の整理 - 原子力安全・保安院 平成16年10月22日 より抜粋)

健全性評価制度（電事法 55 条第 3 項）による評価

- 供用期間中検査で欠陥を検出した場合は、供用に伴う進展を考慮して健全性を評価（評価方法はNISA文書*1、維持規格*2に基づいて実施）
 - ✓ 検査結果に基づき欠陥をモデル化
 - ✓ 評価期間を設定して、進展量（SCC、疲労(運転時荷重、地震等)）を算出
 - ✓ 評価期間末期に地震等の荷重が作用した際の強度評価（破壊評価）（許容欠陥寸法、許容曲げ応力との比較評価）

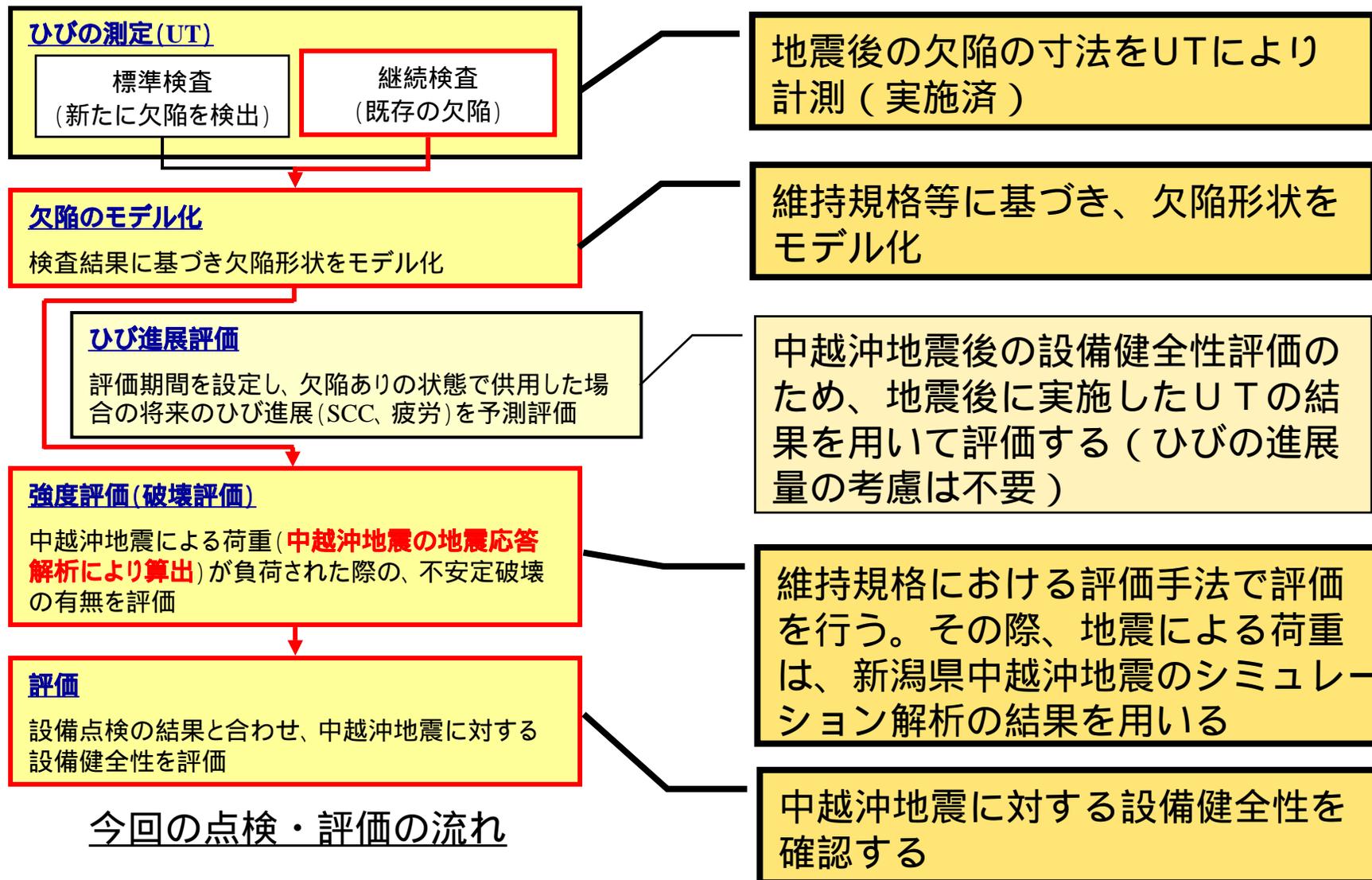
* 1 : 発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（平成 21 年 2 月 27 日付け平成 21・02・18 原院第 2 号）

* 2 : 日本機械学会「発電用原子力設備規格維持規格 (JSME S NA1-2008)」



通常の点検・評価の流れ

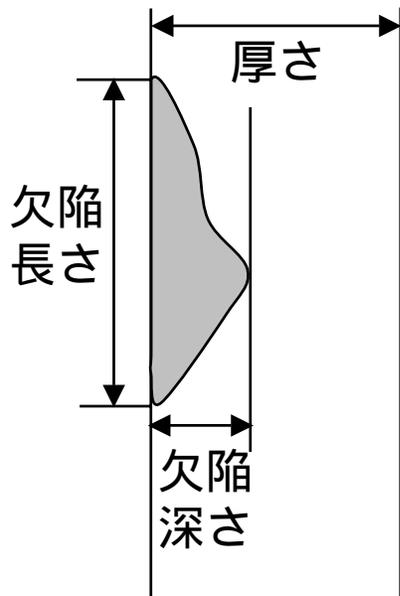
1号機 P L R 配管の健全性評価（今回）



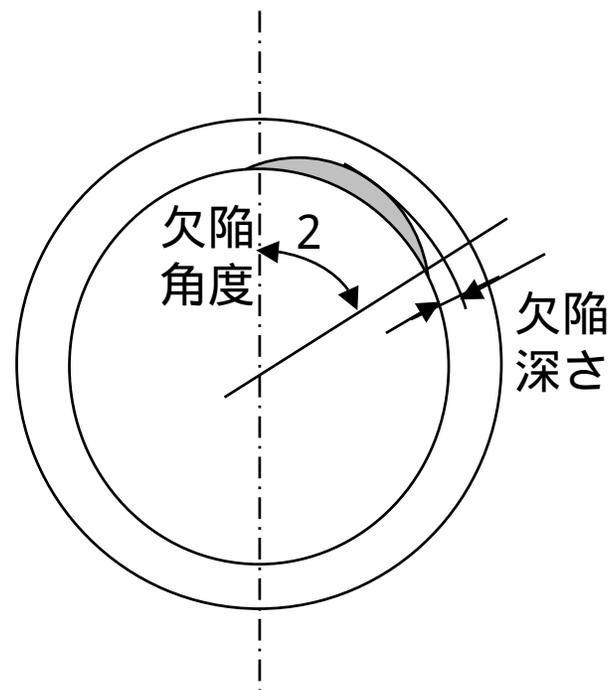
【参考】評価方法

■ N I S A 文書および維持規格に基づき評価を実施する

- 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

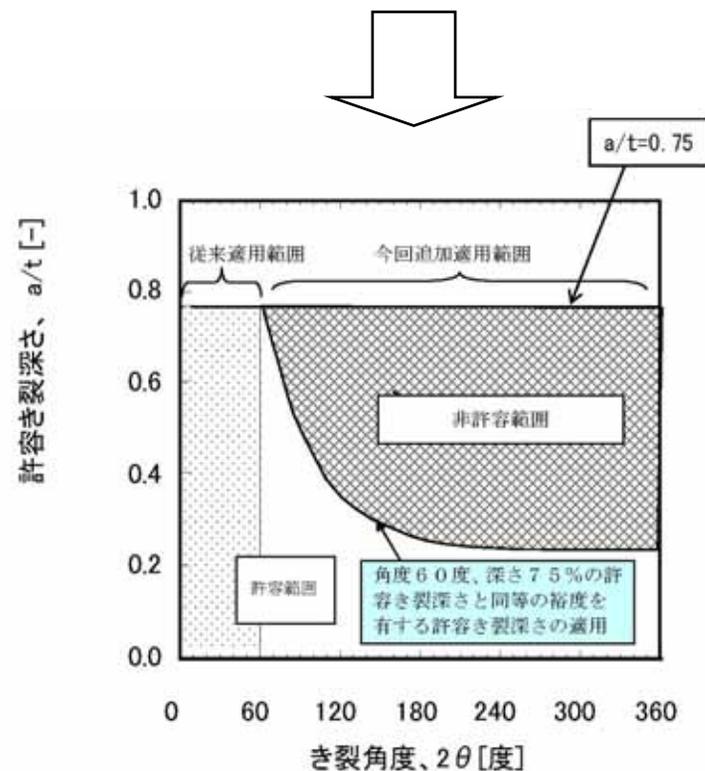
【参考】評価方法

●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】評価方法

- 破壊評価（維持規格EB4440及び添付E-9）

(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。

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

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

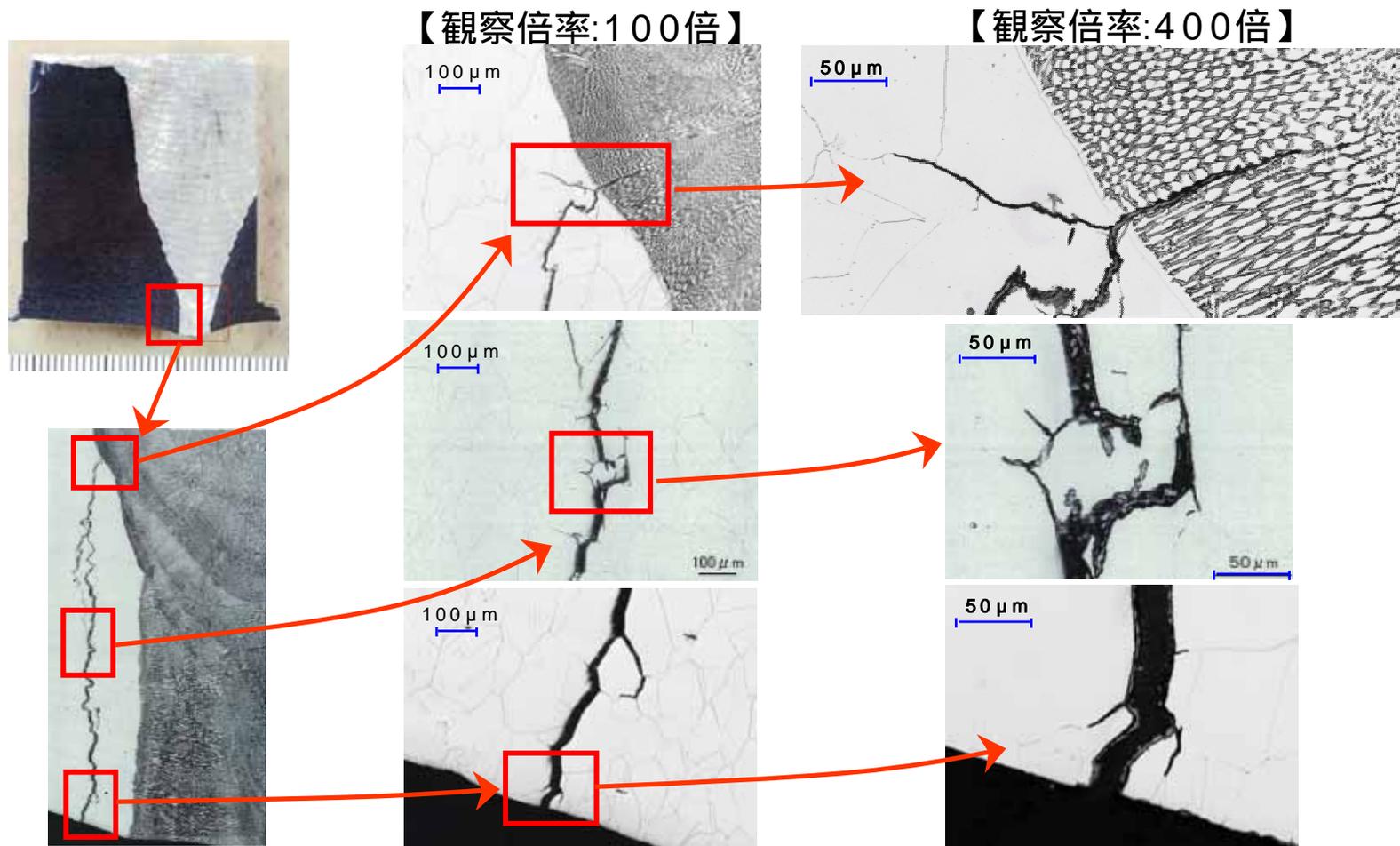
Pe ：熱膨張応力

Pm ：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

【参考】地震によるSCCの進展について

■ 3号機PLR配管の断面観察結果（中越沖地震後のサンプル調査）



- ひび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。
- ひび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。
- ひびの先端の性状の明確な変化(鈍化)は確認されなかった。

地震応答解析について

地震応答解析の基本方針

■ 解析条件基本方針

解析条件は設計時と同等とすることを基本とし，極力現実の状態を反映する。

✓ 建屋・機器連成応答解析

原子炉開放の状態（ウェル満水，原子炉格納容器および原子炉圧力容器上蓋なし，蒸気乾燥器，気水分離器なし，燃料集合体なし）を反映

✓ 取外されていた設備は解析の対象外

蒸気乾燥器，気水分離器等（地震時はD/Sピット に仮置き。ピット内の床加速度が炉内に比べて小さいこと，及び固定支持されていなかったため地震よる発生荷重が小さい）

✓ 所定の地震荷重が発生しない設備は解析の対象外

上部格子板，燃料支持金具（燃料による地震荷重が発生しない）

✓ 配管のスナッパが外されていた箇所について解析に反映

（今後実施。今回提示する解析結果はスナッパ取付状態）

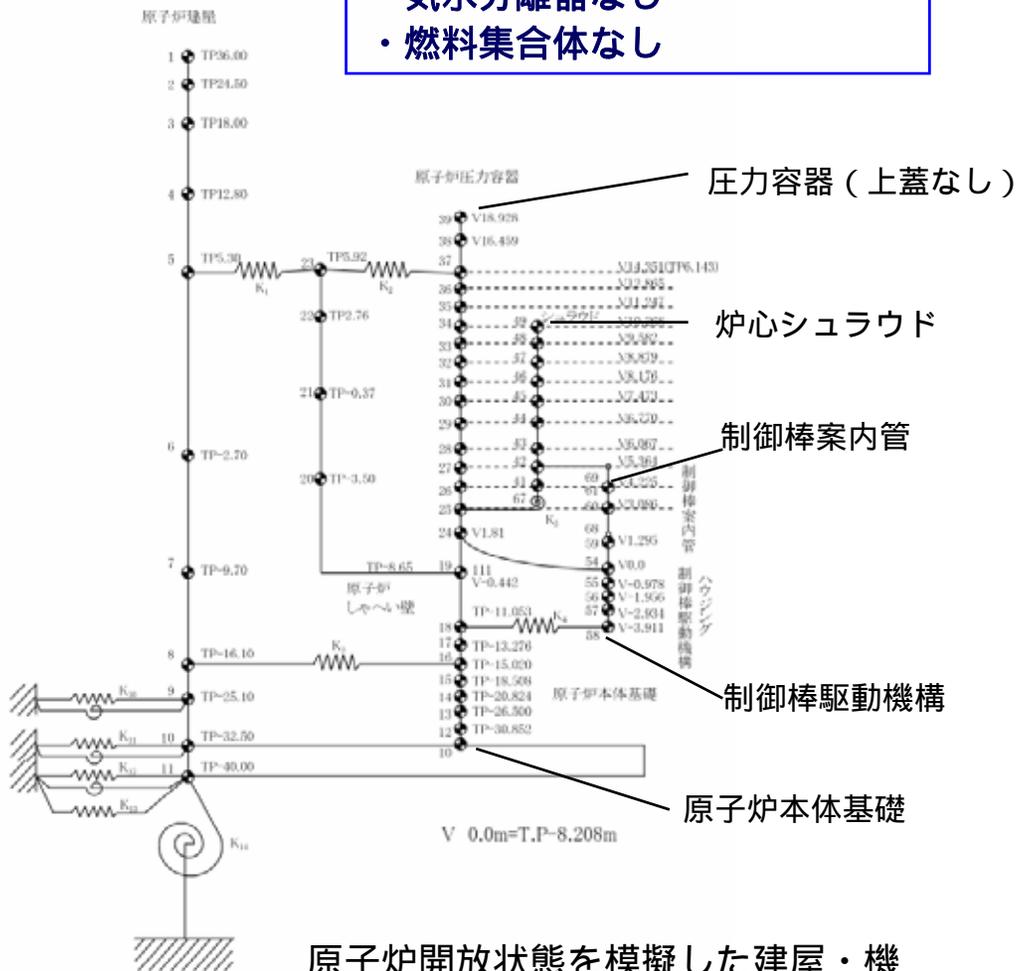
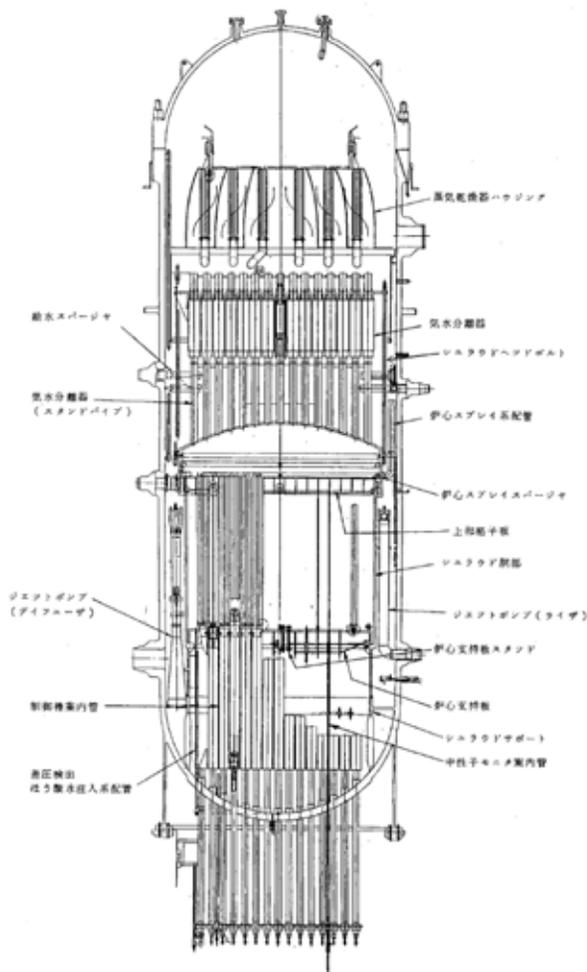
✓ その他現実状態の反映

- ・ 地震時の温度を評価基準値に反映（核計測装置，格納容器スタビライザ）
- ・ 原子炉建屋クレーン，燃料取替機のトロリ位置等の反映
- ・ スクラム時の機械的荷重等は考慮しない

D/Sピット=蒸気乾燥器・気水分離器ピット

建屋・機器連成応答解析における定期検査時状態の反映

- ウェル満水
- 格納容器・圧力容器上蓋なし
- 気水分離器なし
- 燃料集合体なし



原子炉開放状態を模擬した建屋・機器連成応答解析モデル (水平方向)

定検時モデルによる地震応答のレベルについて

- 定検時モデル による地震応答のレベルについて，設計時の運転時モデル による地震応答を参考に評価した

✓ シュラウド下部胴の応答（モーメント）

$$\frac{\text{定検時モデル（中越沖地震応答）}}{\text{運転時モデル（K1設計時応答）}} = 0.2$$

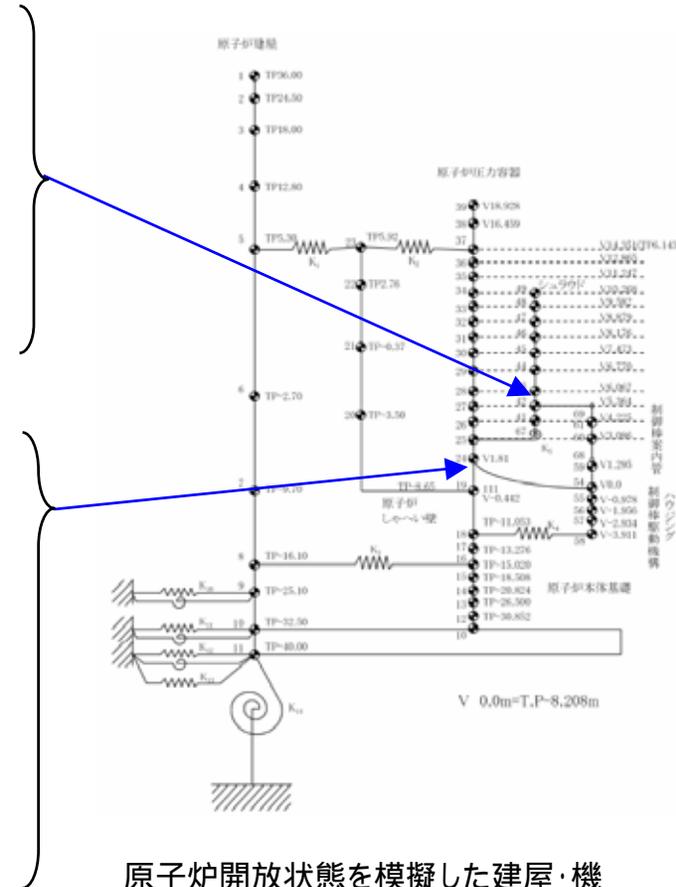
入力地震動の相違があることを考えても，炉内構造物がないことで応答は小さくなっている

✓ 压力容器スカートの応答（モーメント）

$$\frac{\text{定検時モデル（中越沖地震応答）}}{\text{運転時モデル（K1設計時応答）}} = 1.8$$

運転時モデル（K1設計時応答）に対して定検時モデル（中越沖地震時応答）は約2倍の応答が大きくなっている

（原子炉建屋基礎版上の床加速度が設計時[274Gal]に対して中越沖地震[680Gal]では2倍以上であることが原因の1つと考えられる）



原子炉開放状態を模擬した建屋・機器連成応答解析モデル(水平方向)

定検時モデル: 原子炉開放状態を模擬した建屋・機器連成応答解析モデル

運転時モデル: 運転状態を模擬した建屋・機器連成応答解析モデル

地震応答解析に用いる地震動（１）

- 耐震小委第6回構造WGにて審議された1号機原子炉建屋の建屋応答（床の柔性を考慮しないモデル）を用いて，原子炉建屋内の設備について地震応答解析を実施

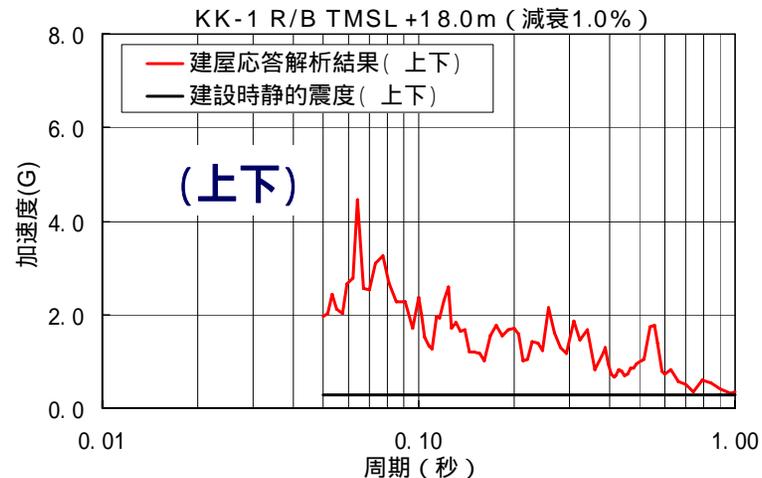
- 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%[設備]の例）



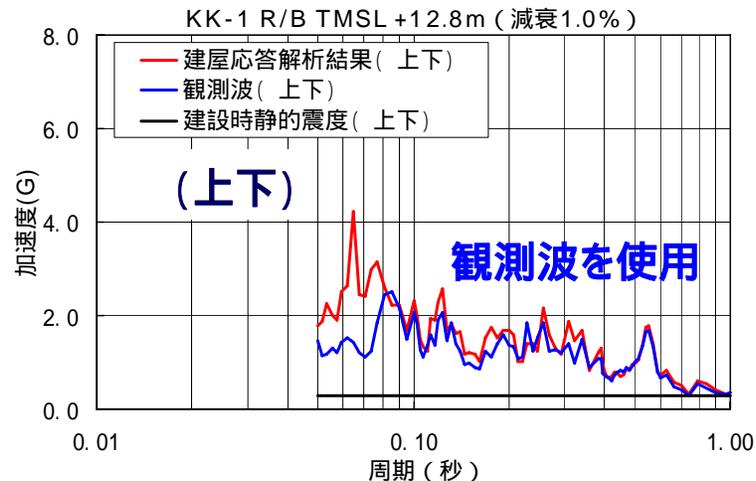
地震応答解析に用いる地震動（2）

●1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

3階



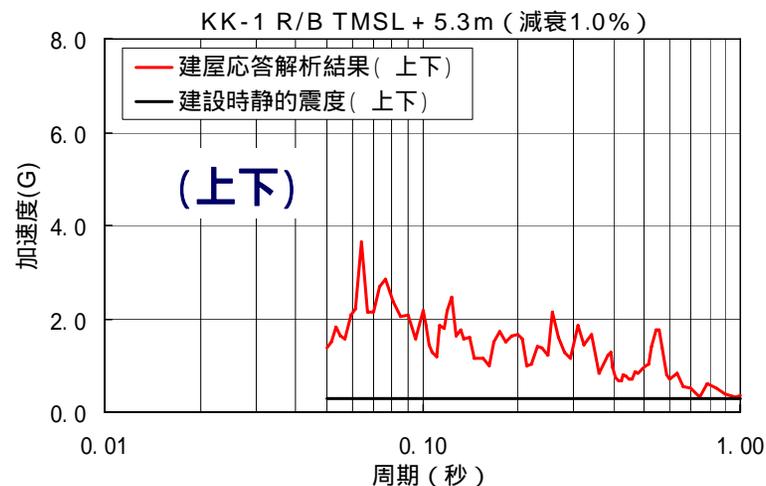
2階



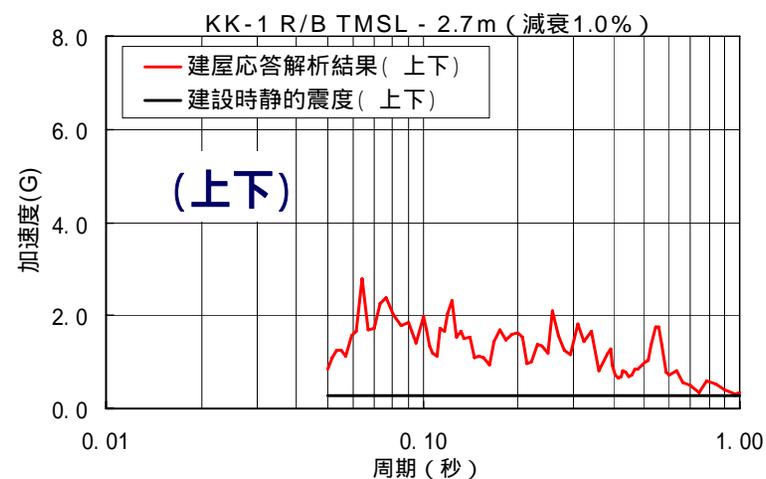
地震応答解析に用いる地震動（3）

●1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

1階



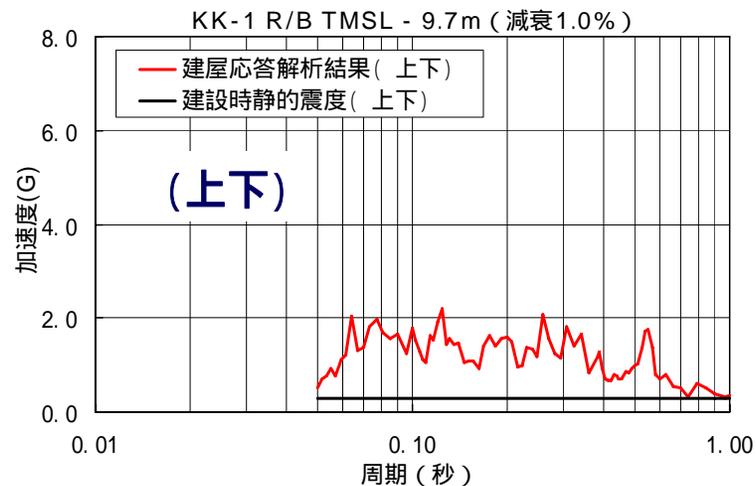
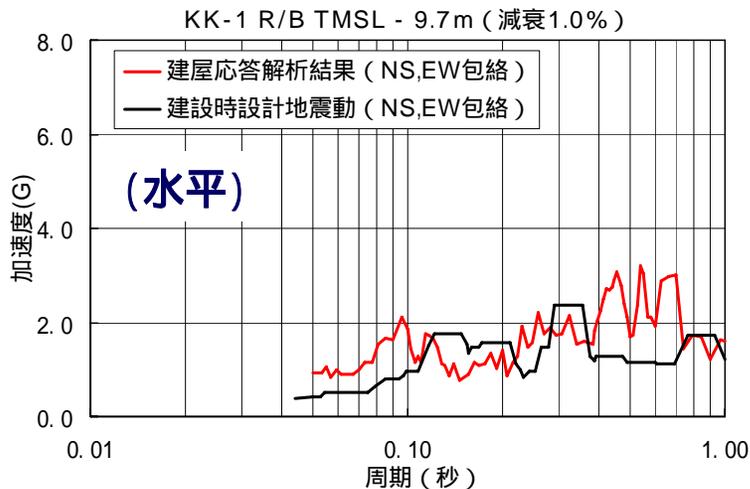
地下1階



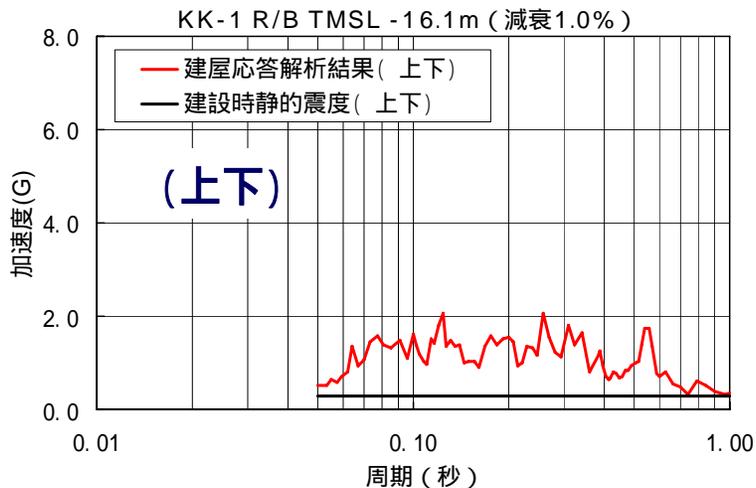
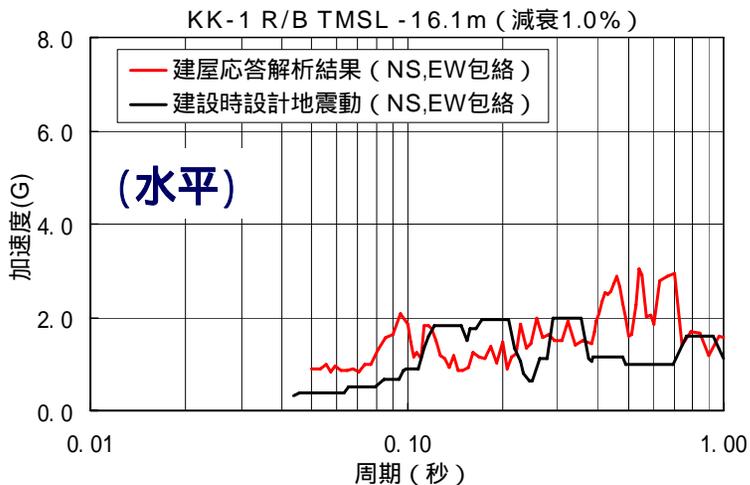
地震応答解析に用いる地震動（４）

● 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

地下
2階



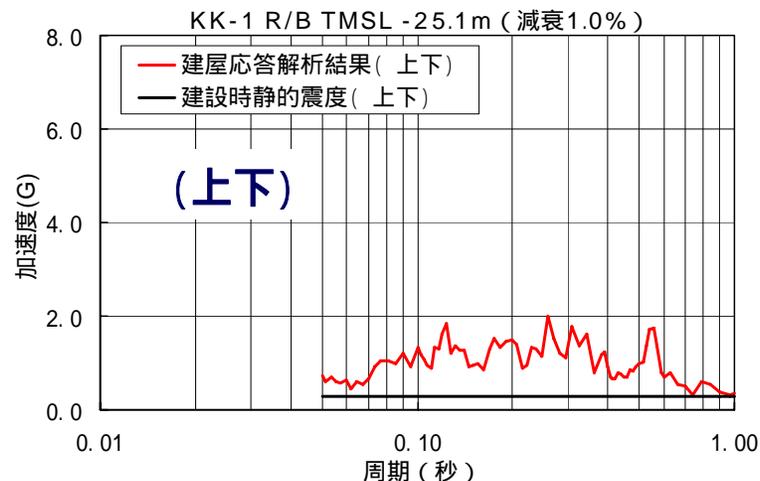
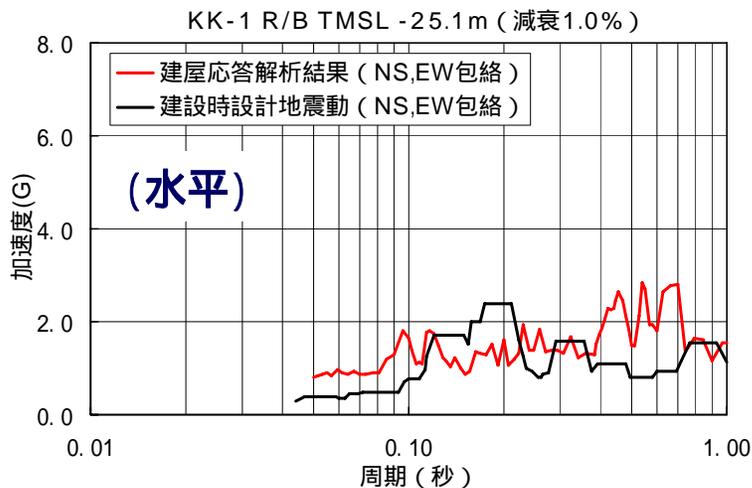
地下
3階



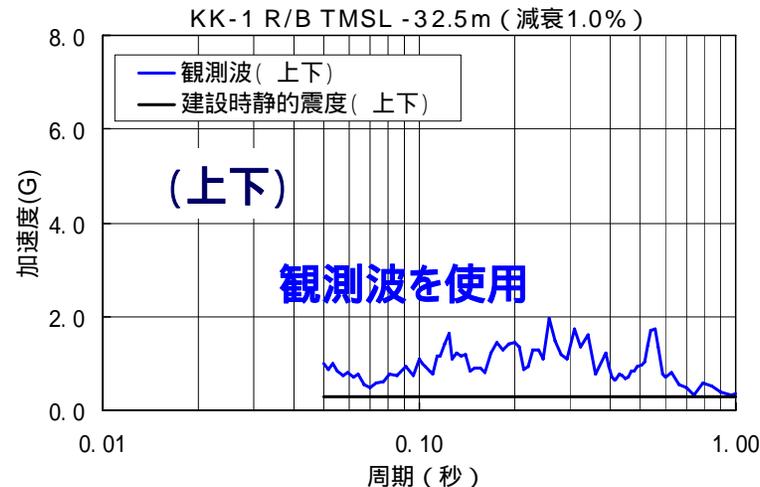
地震応答解析に用いる地震動（5）

■ 1号機原子炉建屋床応答スペクトル（減衰1%の例）

地下
4階

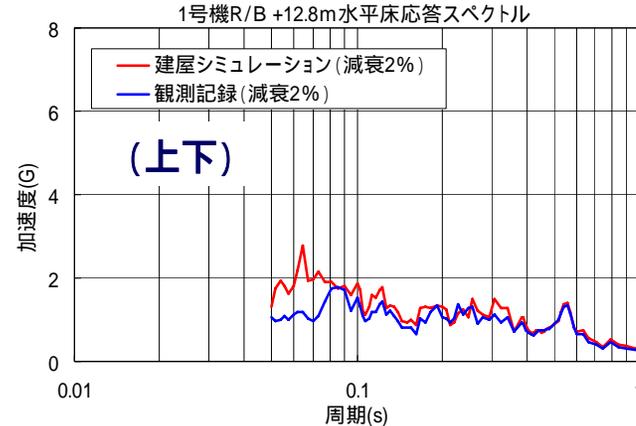
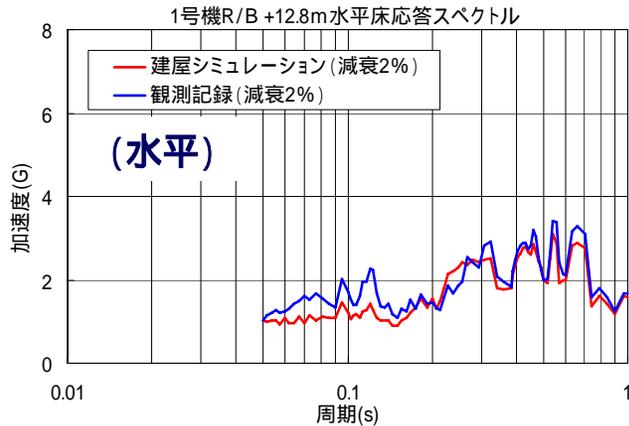


基礎
版上



観測記録と建屋応答解析の相違について（1）

■ 原子炉建屋中間階における観測記録と建屋応答解析の比較



■ 耐震小委構造WGにて審議された建屋応答解析を用いた設備の解析結果を報告値とする

■ 観測記録と建屋応答解析結果の相違の影響について，6/7号機と同様に下記の考えにもとづき評価する

- ✓ 中間階の観測記録に建屋応答解析が近い程，設備への入力地震動として適切
- ✓ 中間階で観測記録と建屋応答解析が相違している部分について，他フロアでも同様に相違していると仮定すれば，周期毎の差異を乗じることで現実の応答に近づくと考えられる
- ✓ 設備への入力値として固有周期における応答加速度を用いるため，固有周期での応答加速度の差異を乗じれば，現実に近い入力値を用いた設備応答値が得られる

観測記録と建屋応答解析の相違について（2）

■ 観測記録と建屋応答解析の相違の評価方法

比較的余裕の少ない設備（配管等）について、観測記録と建屋応答解析結果の相違の影響を下記のように検討する

- ✓ 固有周期における建屋応答解析と観測記録の床応答スペクトルの比率Aを計算（配管等多数の固有周期をもつ設備は卓越モードの固有周期にて計算）

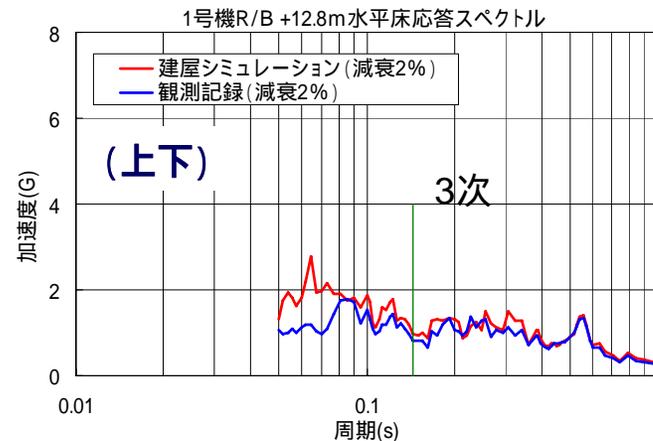
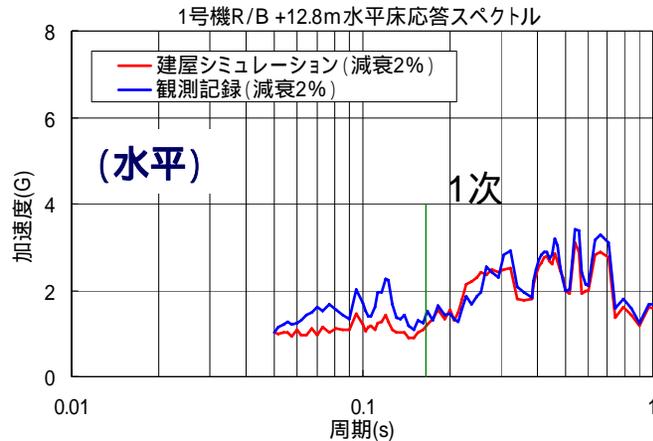
比率A = 観測記録による床応答加速度 / 建屋応答解析による床応答加速度

- ✓ 建屋応答解析結果をもとに解析した設備の算出値に上記の比率Aを乗じても評価基準値を満足することを確認する。1号機は地震時停止していたことを考慮して実際の圧力、温度、荷重条件等も考慮する

上記 の評価方法を原則とするが、簡便な方法であるため保守的な評価結果となることから、より詳細な評価方法も採用する

観測記録と建屋応答解析の相違について (3)

■ 主蒸気系配管の例 (算出値 : 281MPa, 評価基準値 : 310MPa)



モード	固有周期(S)	刺激係数		
		NS	EW	上下
1次	0.165	0.280	0.002	0.119
2次	0.157	0.042	0.163	0.355
3次	0.145	0.063	0.117	0.486
4次	0.137	0.142	0.227	0.377
5次	0.136	0.043	0.003	0.444
...

- ✓ 比率A = 1.20(水平), 0.83(鉛直)
 - ✓ 算出応力の内訳
地震: 230MPa(地震), 46MPa(内圧), 6MPa(自重)
 - ✓ 保守的に水平比率のみを用いて評価。ただし, 原子炉開放状態のため内圧は考慮しない
- $230 \times 1.2 + 6 = 282 \text{MPa} < 310 \text{MPa}$

現実の評価基準値は常温での値 (360MPa) であり, また, 上下方向については割下げられることを考慮すれば観測記録との相違を考慮しても現実的には十分余裕がある

1号機地震応答解析結果（構造強度）

構造強度評価結果：大型機器（1 / 3）

原子炉圧力容器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
原子炉圧力容器円筒胴	円筒胴	膜	184	303	A
制御棒貫通孔	スタブチューブ	膜+曲げ	200	268	A
支持スカート	スカート	座屈	0.17 (注1)	1 (注1)	A
原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	組合せ	23	499	A
再循環水出口ノズル(N1)	セーフエンド	膜	81	143	A
主蒸気ノズル(N3)	セーフエンド	膜	111	188	A
給水ノズル(N4)	セーフエンド	膜	99	188	A
低圧注水ノズル(N6)	セーフエンド	膜	91	188	A
原子炉圧力容器スタビライザ	ガセット	曲げ	153	228	A
原子炉格納容器スタビライザ	トラスバー-ムラツジ補強板	せん断	114	135	A
制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストンビーム	圧縮	110	192	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

(注1) 座屈に対する評価式により、発生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 / 3）

炉内構造物

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
給水スパーチャ	エンドプレート	膜+曲げ	9	214	A
低圧及び高圧炉心スプレイスパーチャ	パイプ	膜+曲げ	36	139	A
低圧及び高圧炉心スプレイス配管 (原子炉圧力容器内部)	パイプ	膜+曲げ	30	139	B
残留熱除去系(低圧注水系)配管 (原子炉圧力容器内部)	スリーブ	膜+曲げ	9	214	A
差圧検出ほう酸水注入系配管	パイプ	膜+曲げ	156	214	A
ジェットポンプ	ライザー中央部	膜+曲げ	52	174	A

炉心支持構造物

炉心シュラウド	下部胴	膜	21	92	A
シュラウドサポート	レグ	軸圧縮	35	216	A
炉心支持板	炉心支持板	膜+曲げ	77	161	A
制御棒案内管	制御棒案内管中央部	膜+曲げ	26	139	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：大型機器（3 / 3）

原子炉本体の基礎

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 _A S (MPa)	評価 方法
アンカボルト	アンカボルト	引抜力	4186 (kN/6°40')	4943 (kN/6°40')	B
ベアリングプレート	ベアリングプレート	曲げ	294	492	B

格納施設

原子炉格納容器（ドライウエル）	下部円すい胴部	膜	21	229	A
サプレッションチェンバ	サプレッションチェンバ 基部	座屈	0.27 (注1)	1 (注1)	A
下部シアラゲ	ダイヤフラムアパルトメント取付部側板	組合せ	163	229	A
配管貫通部	管台	膜	50	180	A
電線ケーブル貫通部	電線ケーブル貫通部	膜+曲げ	223	271	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

(注1)座屈に対する評価式により、発生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）

制御棒駆動水系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
水圧制御ユニット	フレーム	曲げ	29	209	A

残留熱除去系

残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	引張	94	169	A
残留熱除去系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	37	456	A

残留熱除去冷却中間ループ系

残留熱除去冷却中間ループ系 熱交換器	胴板	組合せ	163	373 ^(注1) 348	A
残留熱除去冷却中間ループ ポンプ	基礎ボルト	せん断	5	133	A

残留熱除去海水系

残留熱除去海水ポンプ	揚水管	引張	82	154	A
残留熱除去海水系ストレーナ	基礎ボルト	せん断	44	366	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

注1: 異なる材料物性値を用いていた
ことによる評価基準値の訂正

構造強度評価結果：床置機器（2 / 7）

原子炉隔離時冷却系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 _A S (MPa)	評価方法
原子炉隔離時冷却系ポンプ	基礎ボルト	せん断	24	130	A
原子炉隔離時冷却系 蒸気駆動タービン	基礎ボルト	引張	23	169	A

高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	48	474	A
--------------	---------------------	----	----	-----	---

低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系ポンプ	ディスチャージヘッド 取付ボルト	引張	37	474	A
--------------	---------------------	----	----	-----	---

主蒸気系

主蒸気逃がし安全弁用 アキュムレータ	ボルト	せん断	17	117	A
-----------------------	-----	-----	----	-----	---

ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ	基礎ボルト	せん断	10	133	A
ほう酸水注入系貯蔵タンク	胴板	膜	50	188	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

構造強度評価結果：床置機器（3 / 7）

可燃性ガス濃度制御系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置ブロワ	ブレース	圧縮	10	162	A
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置構造物	基礎ボルト	せん断	31	130	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	33	130	A
非常用ガス処理系冷却送風機	基礎ボルト	せん断	11	130	A
前置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	227	342	A
後置非常用ガス処理装置	スライドボルト	せん断	168	342	A

換気設備

C / A 送風機	基礎ボルト	引張	48	173	A
C / A 排風機	基礎ボルト	引張	5	173	A
C / A 再循環送風機	基礎ボルト	引張	40	173	A
C / A 再循環空気浄化装置	基礎ボルト	せん断	32	133	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

構造強度評価結果：床置機器（4 / 7）

放射線管理用計測装置

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
燃料取替エリア排気放射線モニタ	検出器取付 ボルト	引張	3	180	A

計測制御系統設備

S R M / I R Mドライチューブ	ドライチューブ	膜+曲げ	110	308	B
L P R M検出器集合体	カバーチューブ	膜+曲げ	100	200	B
ベンチ形制御盤	締付ボルト	引張	4	173	A
直立形制御盤	締付ボルト	引張	10	173	A
現場盤 原子炉系 A 計装ラック	締付ボルト	引張	5	173	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	引張	47	254	A
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	11	122	A
ディーゼル発電機	軸受台取付ボルト	引張	14	180	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：床置機器（5 / 7）

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価方法
ディーゼル機関	基礎ボルト	引張	44	254	A
空気だめ	基礎ボルト	引張	15	173	A
燃料ディタンク	基礎ボルト	せん断	7	122	A
ディーゼル発電機	基礎ボルト	せん断	15	195	A

燃料設備

原子炉複合建屋 原子炉棟クレーン	クレーンガーダ	曲げ	128	309	B
燃料交換機	構造物フレーム	組合せ	144	241	B
使用済燃料貯蔵ラック	ラック本体	引張	145	205	A
制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	引張	60	455	A
使用済燃料プール	プールライニング	ひずみ	0.0011 (注1)	0.003 (注1)	A

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

(注1)ひずみを記載。

構造強度評価結果：床置機器（6 / 7）

蓄電池及び充電器

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価方法
125V 蓄電池	締付ボルト	せん断	12	133	A
125V 充電器	締付ボルト	引張	19	173	A

バイタル交流電源設備

バイタル交流電源設備	締付ボルト	せん断	5	133	A
------------	-------	-----	---	-----	---

A:簡易評価, B:設計時と同等の評価

構造強度評価結果：床置機器（7 / 7）

非常用補機冷却中間ループ系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 A S (MPa)	評価 方法
非常用補機冷却中間ループ系 熱交換器	胴板	組合せ	104	415	A
非常用補機冷却中間ループ ポンプ	基礎ボルト	引張	6	173	A

高圧炉心スプレイディーゼル冷却中間ループ系

高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループ系熱交換器	胴板	組合せ	111	415	A
高圧炉心スプレイディーゼル 冷却中間ループポンプ	電動機取付ボルト	引張	6	173	A

高圧炉心スプレイディーゼル海水系

高圧炉心スプレイディーゼル 海水ポンプ	揚水管	引張	27	154	A
高圧炉心スプレイディーゼル 海水系ストレナ	基礎ボルト	せん断	17	366	A

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

構造強度評価結果：配管（1 / 2）

配管系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 _A S (MPa)	評価方法	備考
主蒸気系	配管	一次	281	310	B	スナバ設置状態を反映して再評価
残留熱除去系	配管	一次	90	274	B	スナバ設置状態を反映して再評価
原子炉隔離時冷却系	配管	一次	82	274	B	
高压炉心スプレイ系	配管	一次	80	274	B	スナバ設置状態を反映して再評価
低压炉心スプレイ系	配管	一次	85	274	B	スナバ設置状態を反映して再評価
給水系	配管	一次	107	281	B	
放射性ドレン移送系	配管	一次	111	150	B	
非常用ガス処理系	配管	一次	26	209	B	
可燃性ガス濃度制御系	配管	一次	81	211	B	
不活性ガス系	配管	一次	103	201	B	

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

構造強度評価結果：配管（2 / 2）

配管系

確認対象	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)	評価基準値 ^A _S (MPa)	評価方法	備考
原子炉冷却材再循環系	配管	一次	113	265	B	
原子炉冷却材浄化系	配管	一次	103	274	B	スナバ設置状態を反映して再評価
制御棒駆動系	配管	一次	86	129	B	
ほう酸水注入系	配管	一次	121	211	B	
燃料プール冷却浄化系	配管	一次	67	159	B	
非常用補機冷却中間ループ系	配管	一次	95	229	B	
残留熱除去冷却中間ループ系	配管	一次	133	233	B	

A: 簡易評価, B: 設計時と同等の評価

1号機地震応答解析結果（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	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G ¹ ）		鉛直加速度（G ¹ ）	
	応答加速度	機能確認済 加速度 ²	応答加速度	機能確認済 加速度 ²
ほう酸水注入系ポンプ	0.8	1.6	0.5	1.0
残留熱除去系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系ポンプ	0.8	1.4	0.5	1.0
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.8	2.4	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
低圧炉心スプレイ系ポンプ	0.7	10.0	0.5	1.0
可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ	0.9	2.6	0.6	1.0
非常用ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0
高圧炉心スプレイ系ディーゼル機関	0.8	1.1	0.5	1.0

1 G = 9.80665(m/s²)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

動的機能維持評価結果（床置設備：2 / 2）

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G ¹ ）		鉛直加速度（G ¹ ）	
	応答加速度	機能確認済 加速度 ²	応答加速度	機能確認済 加速度 ²
残留熱除去冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
残留熱除去海水ポンプ	4.4	10.0	0.7	1.0
非常用補機冷却中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル冷却 中間ループポンプ	0.9	1.4	0.6	1.0
高圧炉心スプレイディーゼル海水ポンプ	2.2	10.0	0.7	1.0
非常用ガス処理系排風機	1.0	2.3	0.5	1.0
非常用ガス処理系冷却送風機	1.0	2.3	0.5	1.0
C / A 送風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C / A 排風機	0.9	2.6	0.6	1.0
C / A 再循環送風機	0.9	2.6	0.6	1.0

1 G = 9.80665(m/s²)

2 適用する機能確認済加速度
JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

動的機能維持評価結果（弁）

評価対象設備	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度 (G ¹)		鉛直加速度 (G ¹)	
	応答加 速度	機能確認済 加速度 ²	応答加 速度	機能確認済 加速度 ²
主蒸気系（主蒸気内側隔離弁）	2.2	10.0	4.6	6.2
主蒸気系（主蒸気逃がし安全弁）	5.1	9.6	1.8	6.1
給水系（給水ライン逆止弁）	1.4	6.0	3.5	6.0
放射性ドレン移送系（高電導度廃液ライン第二隔離弁）	2.4	6.0	4.1	6.0
高圧炉心スプレイ系（注入ライン内側試験可能逆止弁）	3.1	6.0	2.0	6.0
低圧炉心スプレイ系（注入ライン内側試験可能逆止弁）	3.3	6.0	1.6	6.0
原子炉冷却材再循環系（原子炉冷却材再循環ポンプ吸込弁）	3.7	6.0	2.3	6.0
原子炉冷却材浄化系（吸込ライン内側隔離弁）	2.5	6.0	2.6	6.0
残留熱除去系（LPCI注入ライン試験可能逆止弁）	1.9	6.0	0.7	6.0
不活性ガス系（ベント用格納容器HVAC側隔離弁）	1.0	6.0	2.3	6.0
可燃性ガス濃度制御系（入口隔離弁）	2.5	6.0	5.1	6.0

1 G = 9.80665(m/s²)

2 適用する機能確認済加速度

JEAG4601-1991追補版

試験等をもとに鉛直方向の機能確認済加速度を定めるとともに水平方向についても見直された値（現行JEAGは水平方向のみ規定）

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	機能確認済加速度との比較			
	水平加速度（G ¹ ）		鉛直加速度（G ¹ ）	
	応答加速度	機能確認済 加速度 ²	応答加速度	機能確認済 加速度 ²
モニタ計器	0.91	3.0	0.41	2.0
温度監視計器	0.91	3.0	0.41	2.0
温度検出器	0.78	1.0	0.46	1.0
加速度検出器	0.91	3.0	0.41	1.5
水素濃度検出器	0.81	3.0	0.51	1.0
水位変換器	0.78	3.0	0.46	3.0
警報設定器	0.91	3.0	0.41	3.0
レベルスイッチ	0.78	3.0	0.46	2.0
位置スイッチ	0.84	4.9	0.48	4.9
圧力スイッチ	0.93	3.0	0.56	3.0
継電器	0.78	1.5	0.46	1.2
真空遮断器	0.78	2.0	0.46	1.2

1 G = 9.80665(m/s²)

2 既往の試験等をもとに定めた機能確認済加速度

地震応答解析結果（まとめ）

■ 現時点で以下の解析対象設備の評価を実施

構造強度評価 : 97 / 108設備

動的機能維持評価 : 42 / 46設備

- ✓ 構造強度の評価結果より、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、いずれも機能確認済加速度以下であることを確認した。

■ 今後の予定

- ✓ 疲労評価の実施
- ✓ 配管系の支持については現状を反映した解析を実施
(一部のメカニカルスナッパは取外されていた。今回の算出値はメカニカルスナッパが取り付けられた状態での解析結果)
- ✓ 原子炉建屋の床柔軟性を考慮した建屋応答の影響について検討