

新潟県中越沖地震による 地震影響の評価について

2008年6月5日

東京電力株式会社



東京電力

TEPCO

新潟県中越沖地震による地震影響の評価について（1/2）

■ 柏崎刈羽原子力発電所3号機原子炉再循環系配管の ひび部の点検・調査結果について

（中間報告書※¹の今後の予定に記載）

- ・ SCCが顕在化している部位のサイジングおよびその結果に基づくモデル化を行い本地震に対する構造健全性評価を行う。 ※²

→添付1にて説明

■ 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所 ろ過水タンクの座屈試解析について

- ・ 今回の被害経験は今後の耐震設計等の貴重な参考資料となることから、地震影響の解析等を行い、得られた知見として有効活用する。 ※³

→添付2にて説明

※¹：「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する中間とりまとめ（報告書）」

※²：「柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性評価に係る留意事項について」（平成20・05・16）原院第7号
（経年劣化事象の考慮について）設備の健全性評価に当たっては、地震時の設備の状況を適切に踏まえた点検解析が必要である。長期間のプラント運転によって存在している応力腐食割れ（SCC）や配管減肉について構造強度への影響を考慮し適切に解析を実施する必要がある。また、地震力は繰り返し荷重として作用することから疲労の進展について評価することが必要である（一部要約）

※³：「柏崎刈羽原子力発電所の設備の健全性評価に係る留意事項について」（平成20・05・16）原院第7号
今回の被害経験が今後の耐震設計の貴重な参考資料となることから、設備の重要度に応じた発生要因分析や情報共有を図るべきである。さらに、重要度の低い事象（雑水タンク座屈など）についても、他産業の有効活用となることから積極的な情報公開を求める。（一部要約）

新潟県中越沖地震による地震影響の評価について (2/2)

■ 柏崎刈羽原子力発電所4号機

高圧炉心スプレイ系配管摺動痕評価

(中間報告書※1の今後の予定に記載)

- 摺動痕を測定・解析することによって、現実と解析の振れ幅を比較し解析の保守性を確認する。

→添付3にて説明

■ 柏崎刈羽原子力発電所7号機

ウェルライナーの損傷について

- 第6回設備健全性評価サブWG（平成20年3月7日開催）にて頂いたご指摘に対する回答

→添付4にて説明

※1：「新潟県中越沖地震後の設備健全性に係る点検・評価に関する中間とりまとめ（報告書）」

柏崎刈羽原子力発電所3号機
原子炉再循環系配管の
ひび部の点検・調査結果について

平成20年6月5日



東京電力

経年劣化影響に関する検討・調査の状況

- 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）
KK3/5号機原子炉再循環系配管、KK2/3号機炉心シュラウド等のIGSCC（以下「SCC」）の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
- SCCについては、対象機器に対して、順次超音波探傷試験（UT）によるひび寸法の測定を実施しているところ（KK-3/5号機PLR配管のUTを完了）
- ひび寸法測定後、中越沖地震時の各号機の原子炉建屋の応答（床応答スペクトル）に基づき、構造強度評価を実施予定

KK-3号機 原子炉再循環系配管のひび部の点検

■ 経緯

- 前回の第9回定期検査時に原子炉再循環系配管の1継手にひびを確認。
- 健全性評価により約13年の健全性を確認※し、約1年間の継続運転を行った。
- 今回の定期検査において、計画通り配管を取替えるとともに、知見拡充のための点検を実施している。

※ 技術基準に適合しなくなると見込まれる時期の評価結果
健全性評価制度では、評価期間は最長5年間を限度として運転が許容されている

■ 点検内容

- 当該ひび部の継続運転中の応力腐食割れ（SCC）による進展状況について、超音波探傷試験（UT）により確認した（ひび部の深さ・長さの測定）。
- ひびの進展状況に関する知見拡充の観点から、今回の停止時（第10回定期検査）に配管からひび部を切り出して、ひび部の断面観察によりひびの状況を確認した。

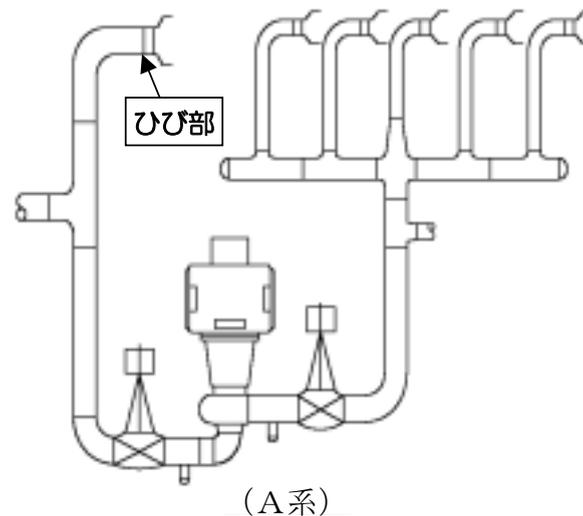
ひび部の超音波探傷試験結果

- 当該継手（全周）について、超音波探傷試験（UT）を実施した。
- ひび部の測定結果は下表の通り。

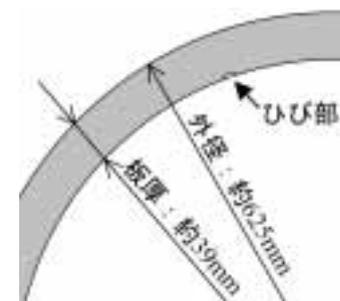
配管外径	配管肉厚	深さ*1（UT指示）		長さ*2（UT指示）	
		前回結果	今回結果	前回結果	今回結果
625.4 mm	38.9 mm	3.5 mm	5.3 mm	26 mm	29 mm

*1：「超音波探傷試験システムの性能実証」（PD）による結果

*2：健全性評価において、安全側に評価するとの観点からモデル化に採用した45°斜角探傷法による記録



- 当該継手において、前回確認したひび以外には新たにひびと判断すべきものは確認されなかった。

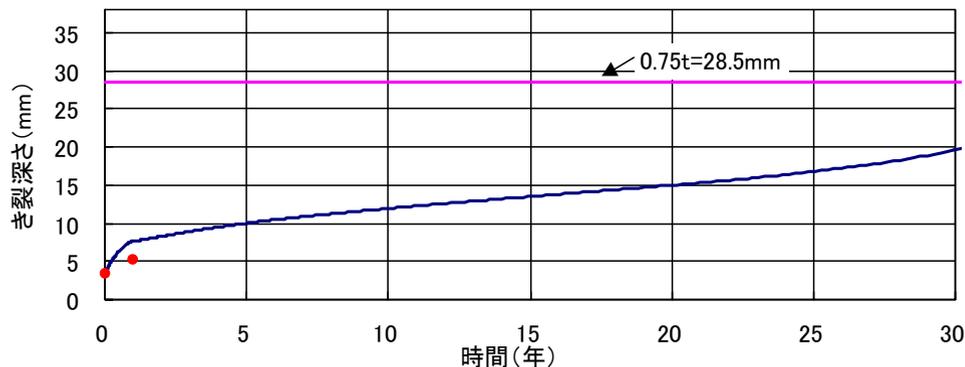


ひび部の概略イメージ図

前回健全性評価結果との比較

■ 今回のUTの測定結果について、前回評価したき裂進展予測と比較した。

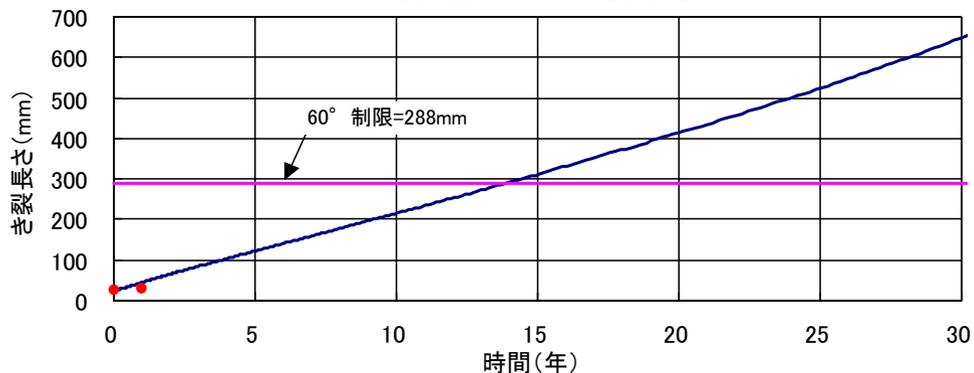
SCCき裂進展解析結果 き裂深さ



【き裂深さ】

健全性評価 初期深さ (平成18年6月※1) 【UT】	今回 点検結果 (平成20年2月※2) 【UT】	進展予測 (約1年後)
3.5mm	5.3mm	約7.6mm

SCCき裂進展解析結果 き裂長さ



【き裂長さ】

健全性評価* 初期長さ (平成18年6月※1) 【UT】	今回* 点検結果 (平成20年2月※2) 【UT】	進展予測 (約1年後)
26mm	29mm	約44mm

※1：第9回定期検査（平成18年5月～9月）

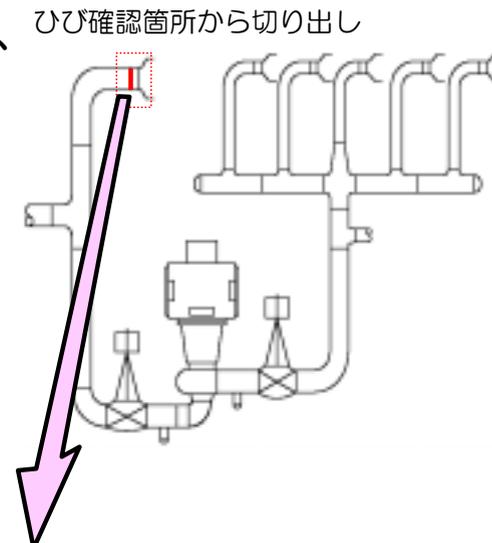
※2：第10回定期検査（平成19年9月～実施中）

今回のUTの測定結果は、健全性評価による約1年間のSCC進展予測値（深さ、長さ）を下回っていた。

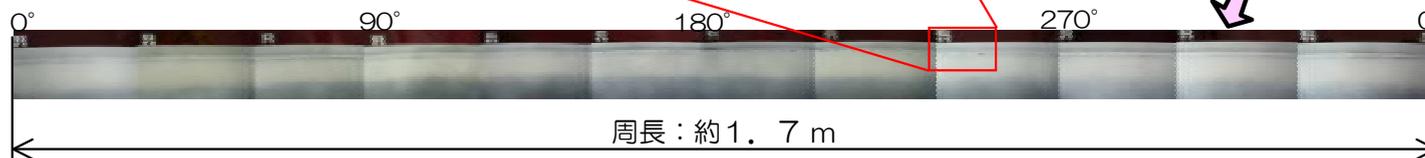
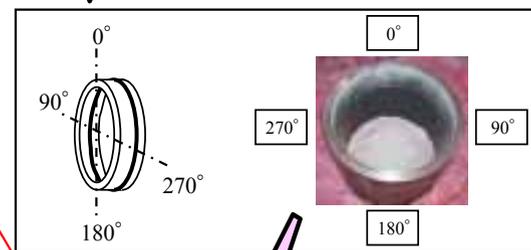
切り出し配管内表面観察結果

- 切り出し配管内表面のひびの位置および長さについて、ひび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、UTで検出していた位置にPTで指示模様（ひび）を確認。
- UTによるひびの検出精度に問題のないことを確認。

配管外径	配管肉厚	ひび長さ	
		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

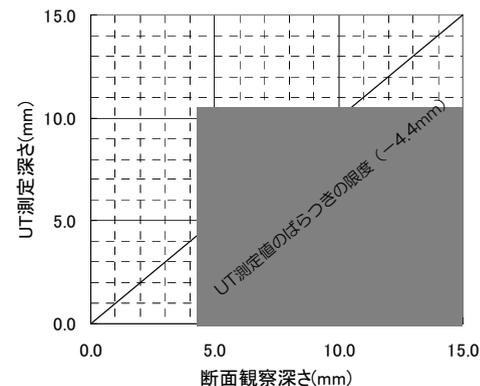


切り出し配管内表面観察結果（展開図）

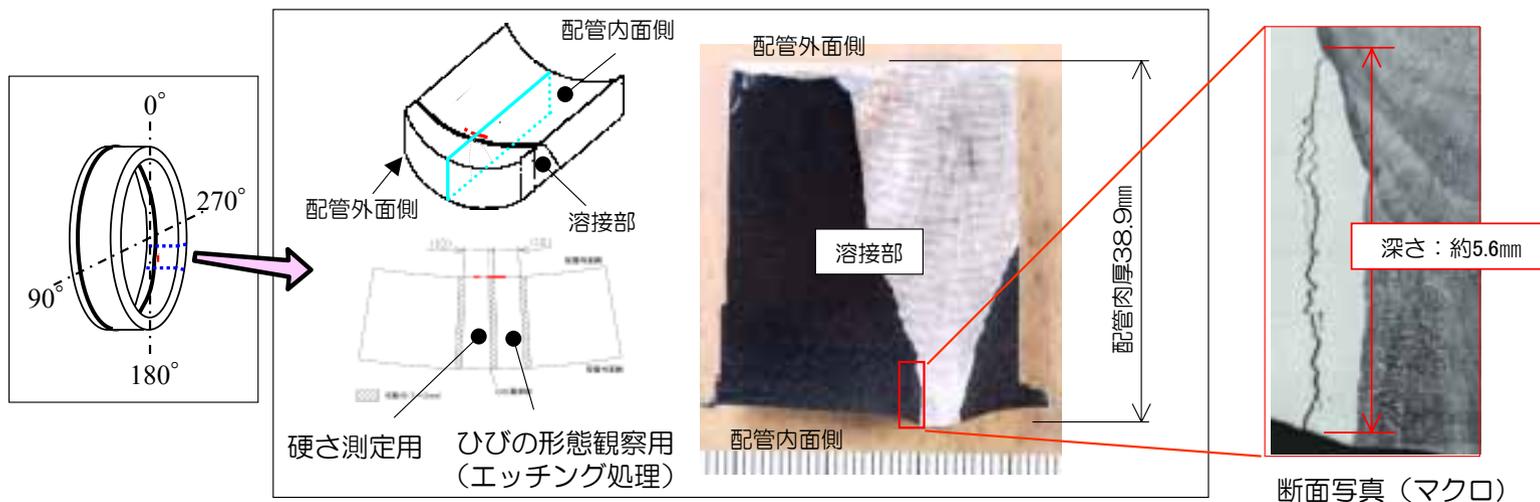
ひび部の断面観察結果（深さ測定精度）

- ひび部の断面観察を実施し、ひびの深さを確認。

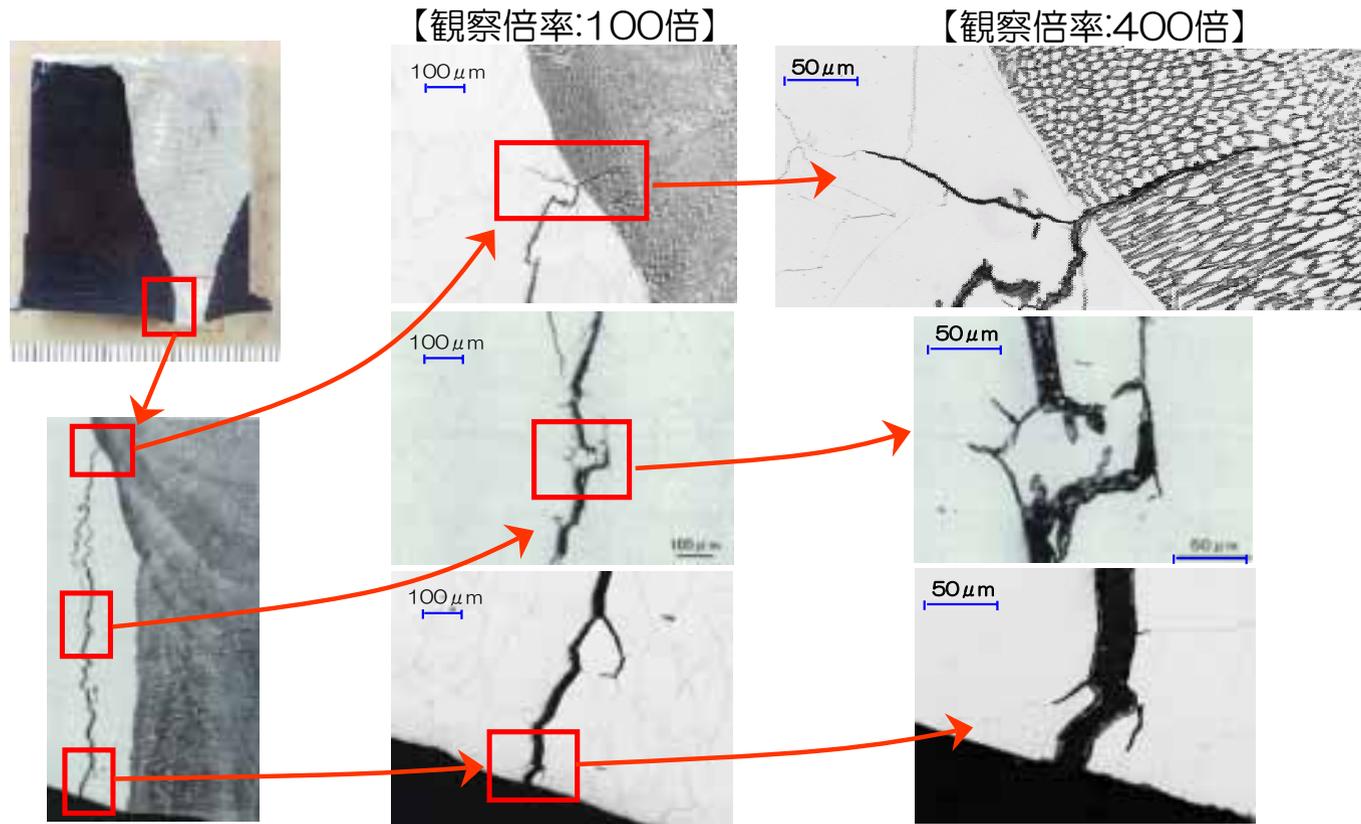
配管外径	配管肉厚	ひび深さ	
		切出前UT結果	断面観察結果
625.4 mm	38.9 mm	5.3 mm	約5.6 mm



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



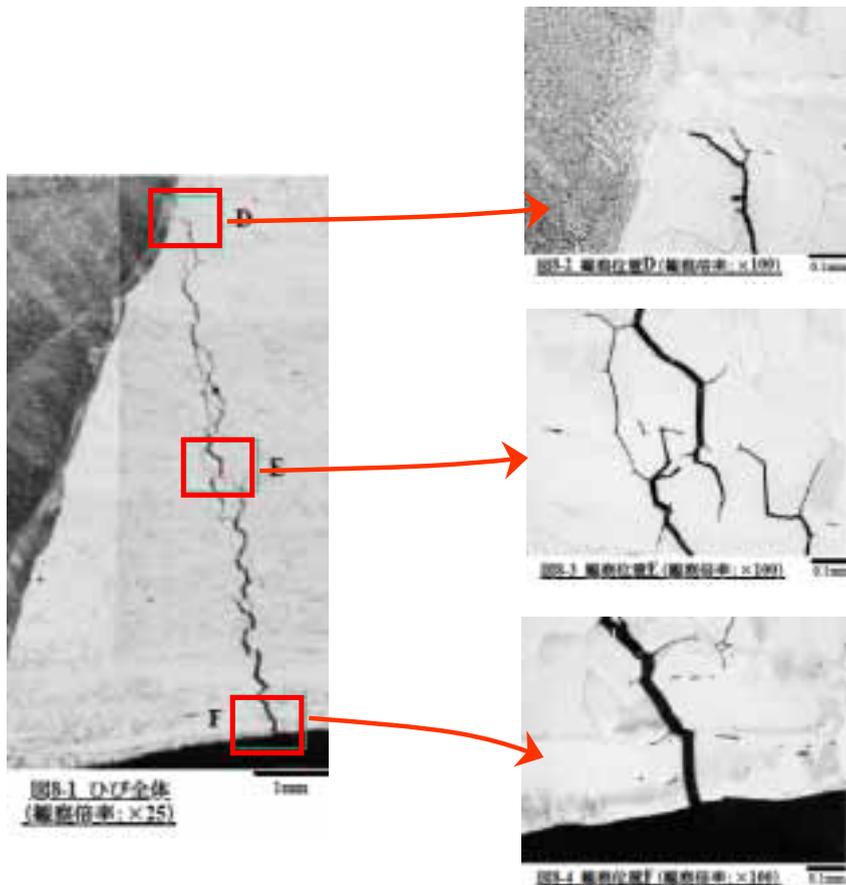
ひび部の断面観察結果（ひびの形態）



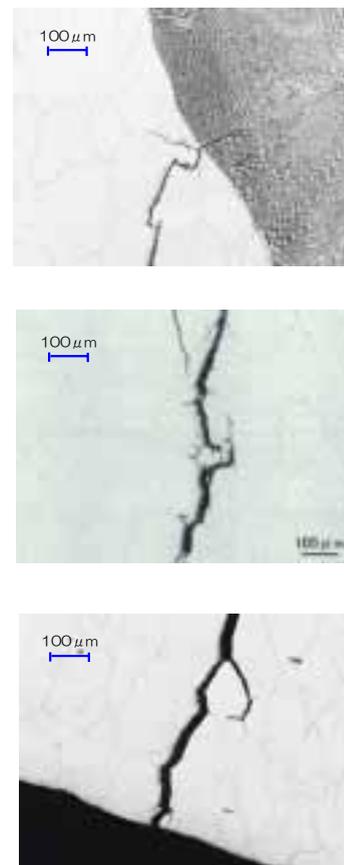
- ひびの形態はいずれの位置においてもSCCの特徴を有していた。
- ひびの先端部の形態においても、母材部は粒界に沿って、溶接金属内は結晶組織に沿って進展しておりSCCの特徴を有していた。
- ひびの先端の性状の明確な変化(鈍化)は確認されなかった。

KK-1号機におけるひび（平成15年）との比較

【以前KK-1号機で確認したひび】



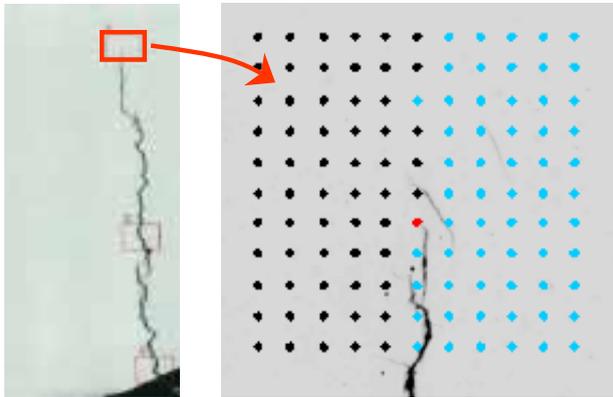
【今回KK-3号機で確認したひび】



ひびの形態は既往のひびの形態と有意な差は確認されなかった。

ひび部の断面観察結果（硬さ）

■硬さ測定用のサンプルでひびの先端部の硬さを確認。



測定位置



押し込み力：10gf

ひびの先端部の有意な硬化は確認されなかった。

概略評価結果との比較

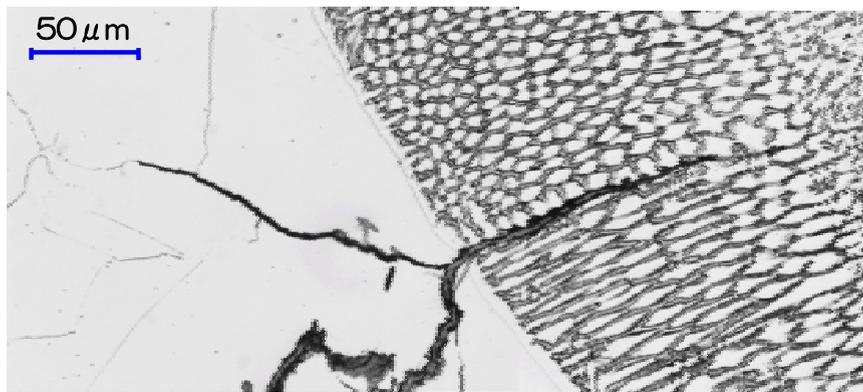
- JSME維持規格に基づく現行の健全性評価においては、SCCと疲労（熱荷重及び地震によるもの）の組合せによるひびの進展評価を実施しており、これと同様の評価方法を用いて、中越沖地震によるひびの進展量（疲労による進展量）について概略評価を行った。

《評価条件》初期き裂：前回定期検査時の進展予測に基づく寸法（深さ7.6 mm、長さ44 mm）の初期き裂を仮定

地震荷重：KK-3観測波（384gal）と S_1 （138gal）の比率から、現行の健全性評価において用いている地震力（ $1/3 S_1$ ）の約10倍を仮定（等価繰り返し回数60回）

- 概略評価の結果、疲労による進展量は約0.22 mmと算出した。
- 一方、断面観察の結果、ひび先端部を含めてSCCの特徴を有しており、疲労によるひびの進展は明瞭には確認されなかった。

【ひびの先端部 観察倍率:400倍】



ひび部の点検・調査結果のまとめ

■ 今回の点検・調査の結果

- 原子炉再循環系配管のひびについて、UTにより適切にひびを検知し、また十分な精度で深さ寸法を測定できていた。
- ひびの大きさは、約1年間のプラント運転にともなうSCCの進展予測を下回っており、健全性評価手法は妥当であったと考えられる。
- 断面観察の結果から、ひびは粒界に沿って進展するSCC特有の形態であり、地震によるひびの進展は明瞭には確認されなかった。また、ひび先端部の有意な硬化は確認されなかった。以上より、ひびに対する地震の影響は極めて小さいと類推される。

なお、調査のために配管切り出しを行った箇所については、今後許認可手続きを含めた準備を行い、新しい配管により復旧する。

(参考) SCCを有する機器の点検・調査の状況

	再循環系配管	炉心シュラウド
KK-1号機	欠陥を有する2継手について、今後UTを実施予定	— ※2
KK-2号機	—	H6a溶接部のひび割れについて、今後UTを実施予定 ※2
KK-3号機	ひび割れを有する1継手について、UTを実施済 ※1	H6a溶接部のひび割れについて、UTを実施中
KK-5号機	ひび割れを有する1継手について、UTを実施済	—

※1：KK-3号機の再循環系配管については、今停止期間中に配管取替を計画的に実施予定であったことから、あわせてサンプルを採取して調査を実施

※2：KK1/2号機の構造強度に影響しないと評価されているひび（上部格子板用ベース、シュラウドヘッドボルトブラケット等）についても、知見収集のために抜き取りでUTを実施予定

新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所 ろ過水タンクの座屈試験解析について

平成20年6月5日

東京電力株式会社



東京電力

タンクの損傷状況

新潟県中越沖地震により、ろ過水タンクに座屈等の損傷が生じた一方で、損傷が生じなかったタンクもあった。

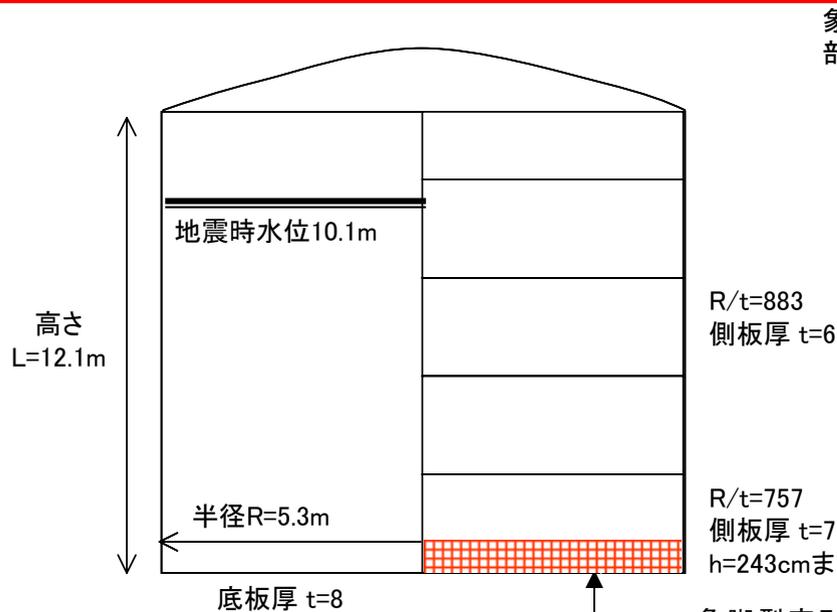


ろ過水タンク
設計クラス：C
損傷状況：座屈

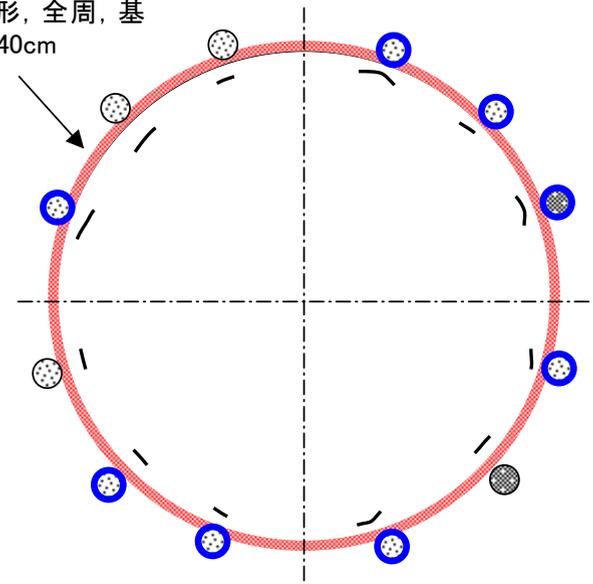


軽油タンク
設計クラス：C (As相当)
損傷状況：損傷なし

タンクの損傷状況 (No.4 ろ過水タンク)



象脚型変形, 全周, 基部から30-40cm



- 基礎ボルト破断(M42)
- 基礎ボルト伸び(M42)
- 太丸:漏水発生箇所
- 底板変形



象脚型変形, 全周, 基部から30-40cm

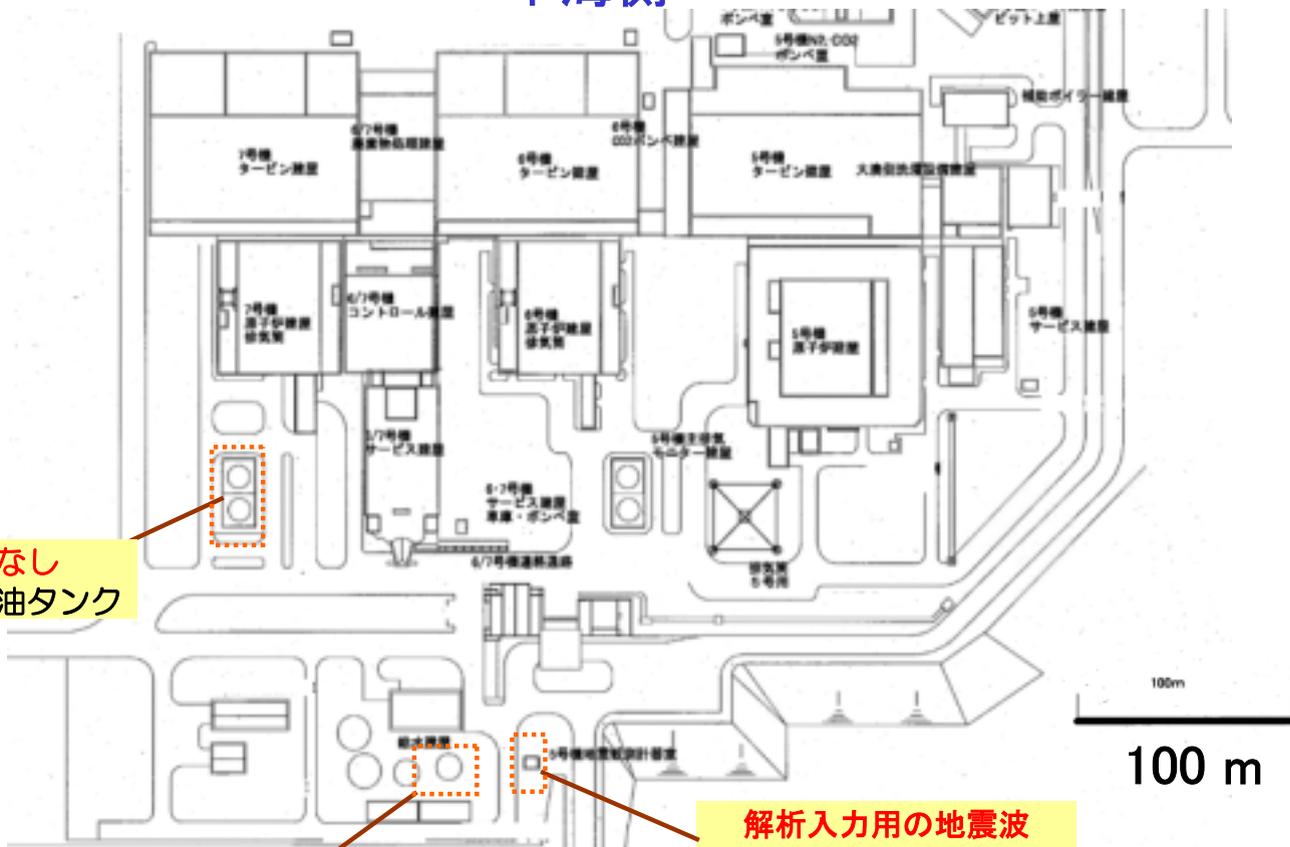
- ・タンク基部に象脚型座屈が全周にわたり発生
- ・座屈とボルト損傷の発生の時刻歴(順番)は不明

試解析を行う目的

1. タンクの基部近くに発生した象脚座屈による変形の過程を、有限要素法解析により模擬する。
2. 異なる耐震クラスのタンクに地震荷重が作用した際の変形挙動の違いを把握する。

柏崎刈羽原子力発電所配置図（大湊側）

↑ 海側



座屈なし
7号機軽油タンク

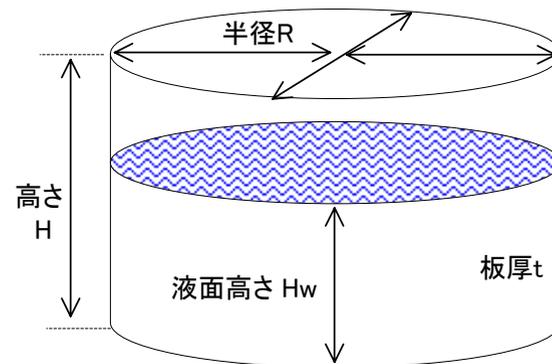
座屈あり
No.4 ろ過水タンク

解析入力用の地震波
5号地震観測計器室

↓ 内陸側

試解析の対象

- ろ過水タンクと軽油タンクを対象とする
- ろ過水タンクの方が，細く，高く，流体比重は重く，板厚は薄い(下表)



タンク 耐震クラス	地震による座屈の有無	半径 m	高さ m	液面高さ m	流体比重	側板厚 mm	屋根重量 ton
No.4 ろ過水タンク 耐震Cクラス	発生した	4.9	12.1	10.1	1.00	6 7(最下段)	約7
7号機軽油タンク 耐震Cクラス (Asクラス相当)	発生せず	5.3	9.5	7.5*	0.87	9	約6
備考				*設計値			

解析条件1

解析に用いたソフトウェア:

FINAS Ver.18.0

解析に用いた要素の種類:

タンク側板, 屋根, 底板: 4辺形シェル要素

内部液体: 6面体流体要素

タンクのモデル化範囲:

180° の対称モデルとし, 矢印の方向に水平地震動を与えた

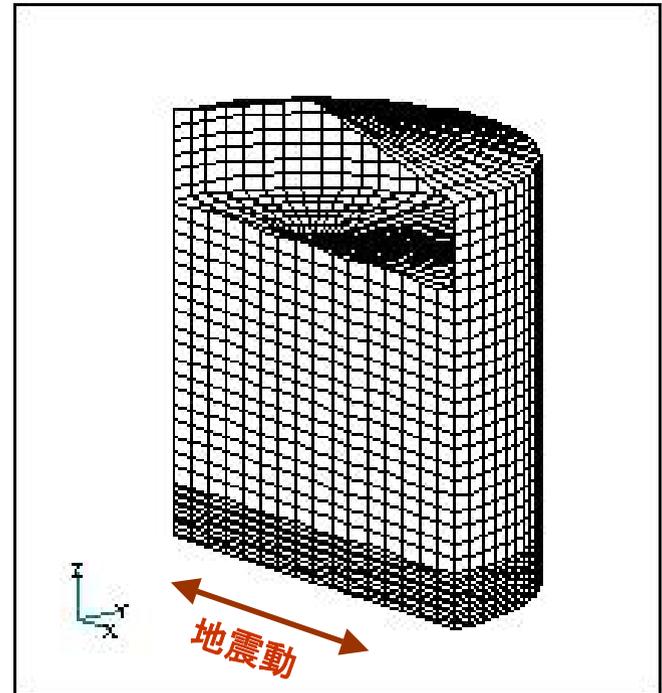
タンクの拘束条件:

タンク底面全体に鉛直方向の拘束を与えた*

* 現状のモデルは, 座屈発生 → ボルト損傷発生, の順番を想定し, 座屈に対するタンク浮き上がりの影響は考慮していない

解析の種類:

動的弾塑性解析



解析条件2

動的挙動に関わるタンクの減衰定数:

- ・暫定的に7%と設定した

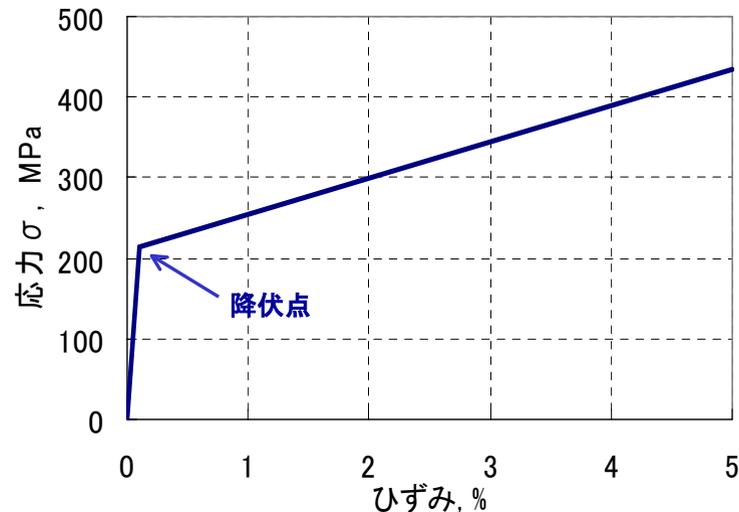
- ・JEAC4601耐震設計技術指針(日本電気協会)に記載の設計用減衰定数及び容器構造設計指針(日本建築学会)に記載の設計例を参考にして5~10%の範囲で, 試行錯誤にて設定

弾塑性挙動に関わる応力ひずみ関係:

- ・2直線近似移動硬化則を適用した

- ・図の原点→降伏点までは規格*に準じて決まるが, 降伏点以降の関係は規格化されていない. 本評価では, ひずみがおおよそ4~5%の間で応力が400MPa(規格記載の設計引張強さ)になるように直線の傾きを設定した.

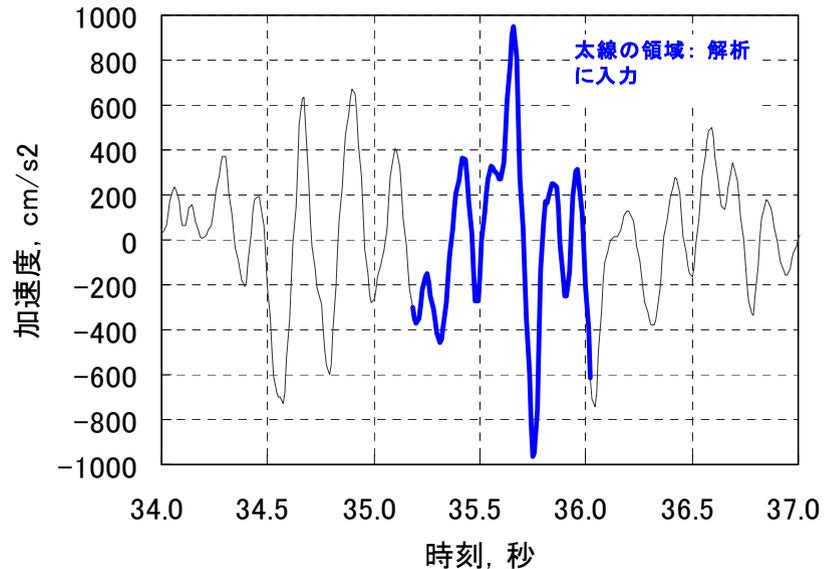
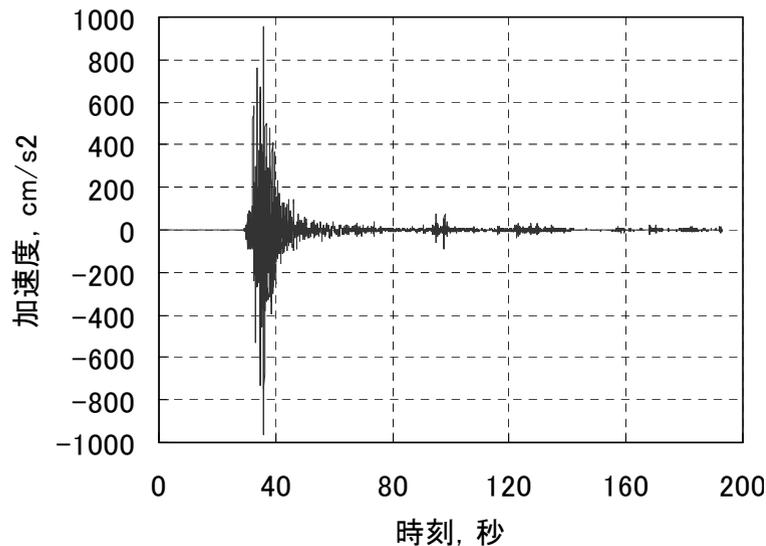
* 日本機械学会
発電用原子力設備
建設・設計規格



入力地震動

- ・ろ過水タンクに近い5号地震観測計器室の記録を入力地震動とする
- ・ろ過水タンクの固有値における応答加速度が高い南北方向を選定
- ・全時刻歴の内, 最大加速度を含む範囲である35.18~36.02秒を選定
- ・軽油タンクにもろ過水タンクと同じ地震波を入力

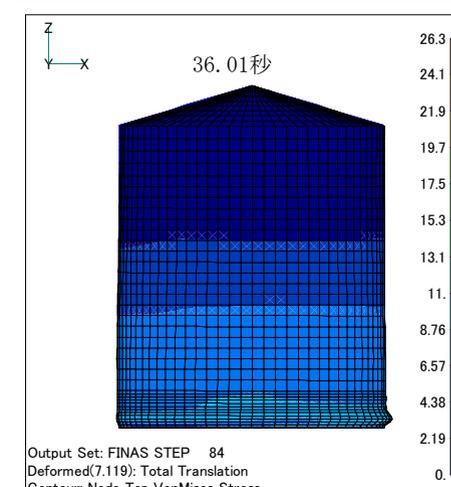
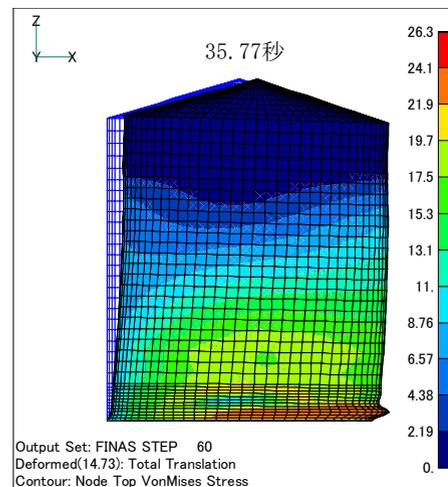
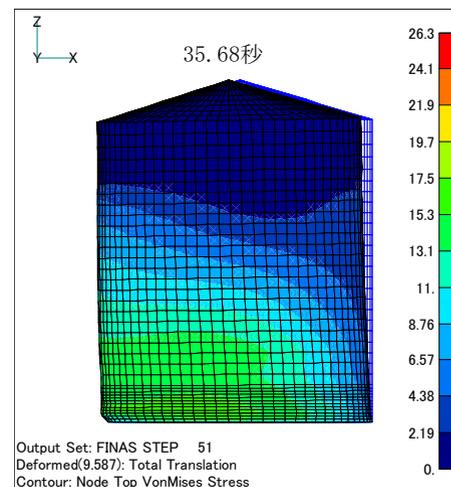
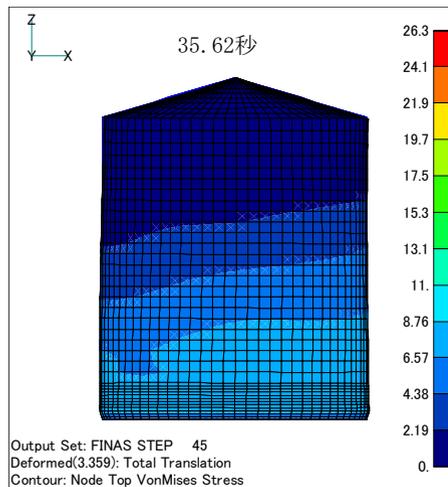
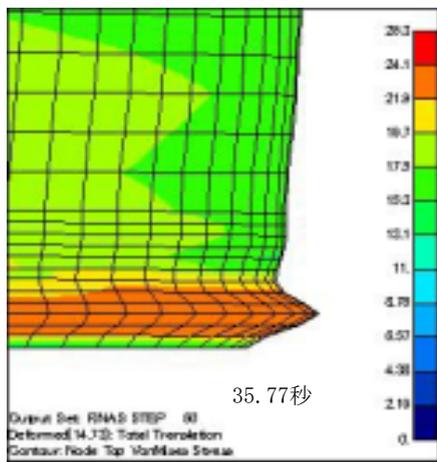
(注: 軽油タンクとろ過水タンクが受けた地震波は実際には異なるが解析では同一と想定する)



試解析の結果1 (ろ過水タンク, 応力のコンター図)

- ろ過水タンクの解析では象脚座屈が発生した。

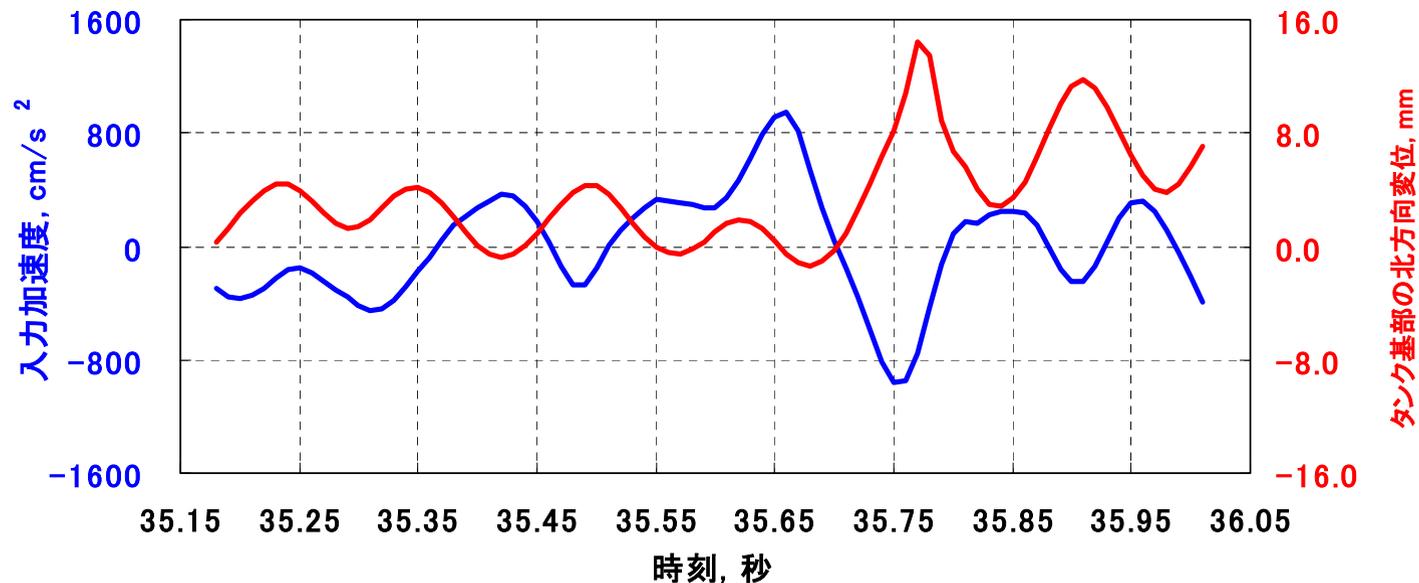
コンター図の単位: kg/mm^2



試解析の結果2（ろ過水タンク，変位の時刻歴）

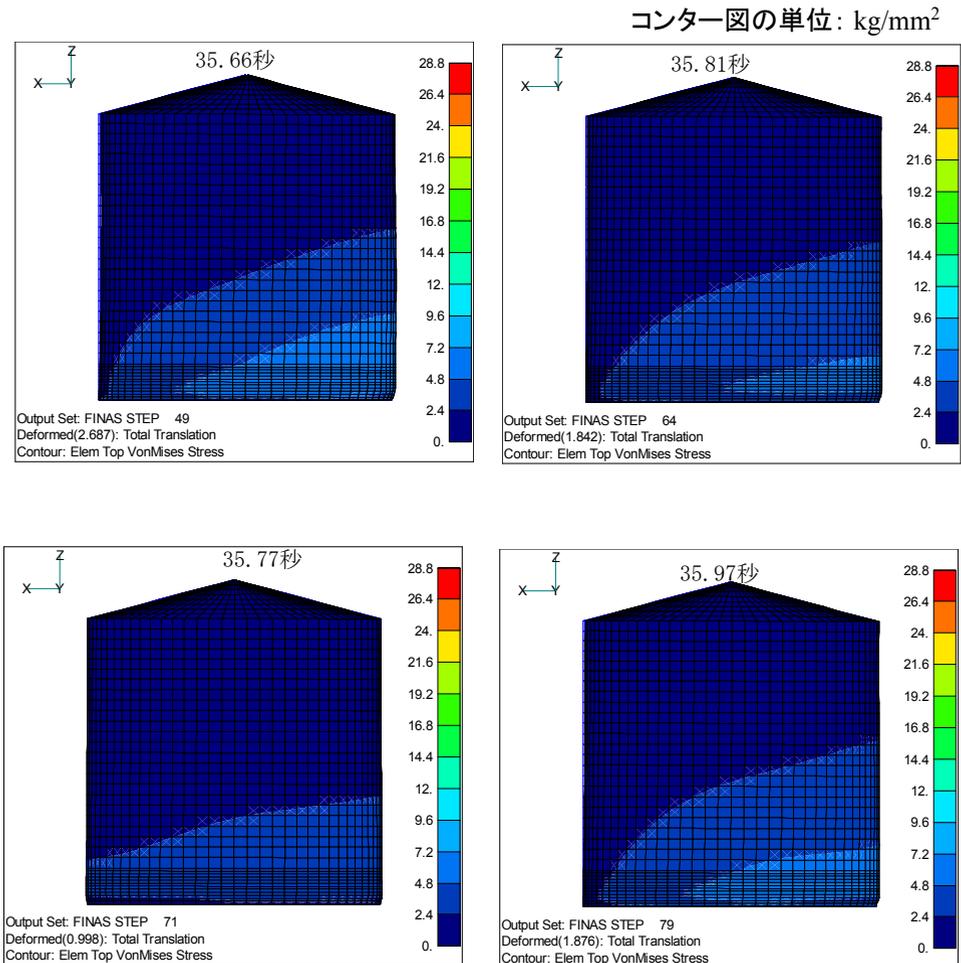
ろ過水タンクは，35.65～35.75秒における両振りの大加速度の直後に，タンク基部の変位が増加し，その後はゼロに戻らなくなる

⇒ 座屈発生



試解析の結果3 (軽油タンク, 応力のコンター図)

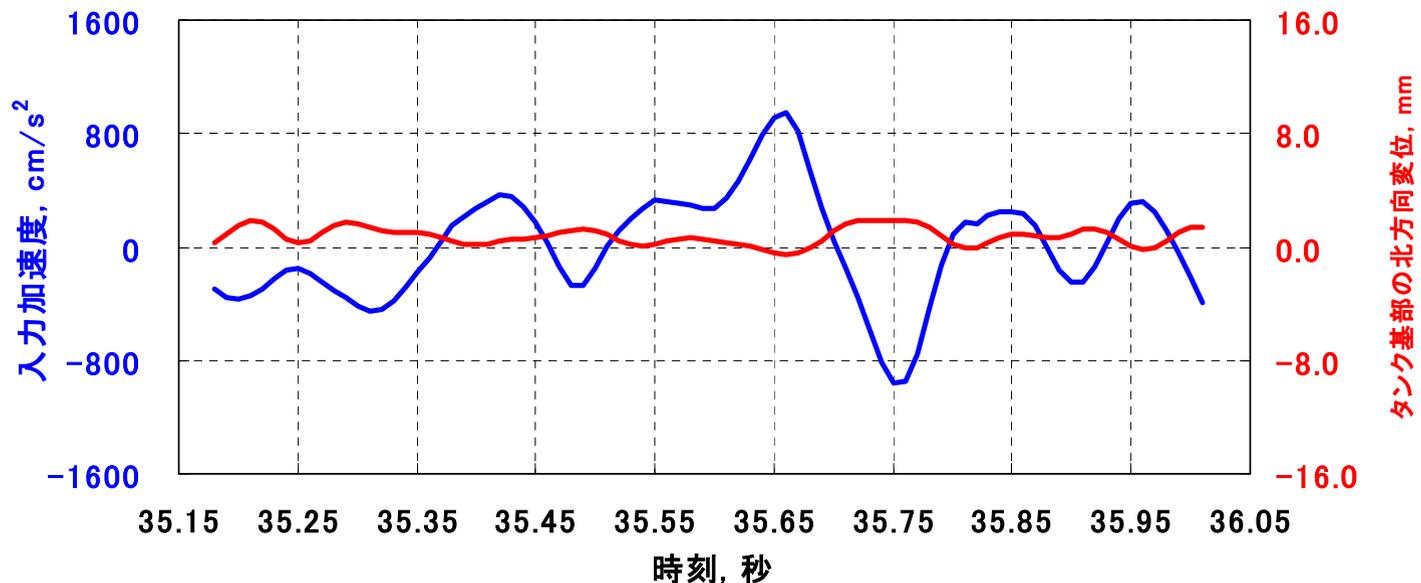
- 軽油タンクの解析では象脚座屈は発生しない。



試解析の結果4（軽油タンク，変位の時刻歴）

軽油タンクは，ろ過水タンクとは対照的に，35.65～35.75秒における両振りの大加速度の前後で，変位の大きさはほとんど変わらず，終始ゼロ付近を保つ

⇒ 座屈しない



まとめ

1. ろ過水タンクの基部近くに発生した象脚座屈による変形挙動を、有限要素法解析によって模擬しうることを確認した
2. 耐震Cクラスと同Asクラス相当のタンクの試解析の結果より、地震動等の条件によって、前者は座屈を生じやすく、後者は生じにくい傾向があることを把握した。
3. 今後は、座屈したタンクの廃材による材料特性調査（硬さ計測を含む）を実施して、本事象に関する知見を拡充する予定。

柏崎刈羽原子力発電所4号機
高圧炉心スプレイ系配管摺動痕評価

平成20年6月5日

東京電力株式会社



東京電力

高圧炉心スプレイ系配管摺動痕の確認

■ 配管摺動痕の確認

- ✓ 高圧炉心スプレイ系配管についてサポートとの接触部に摺動痕を確認（配管軸方向に4mm）
- ✓ 当該部は通常常温であるため熱膨張が原因とは考えにくい

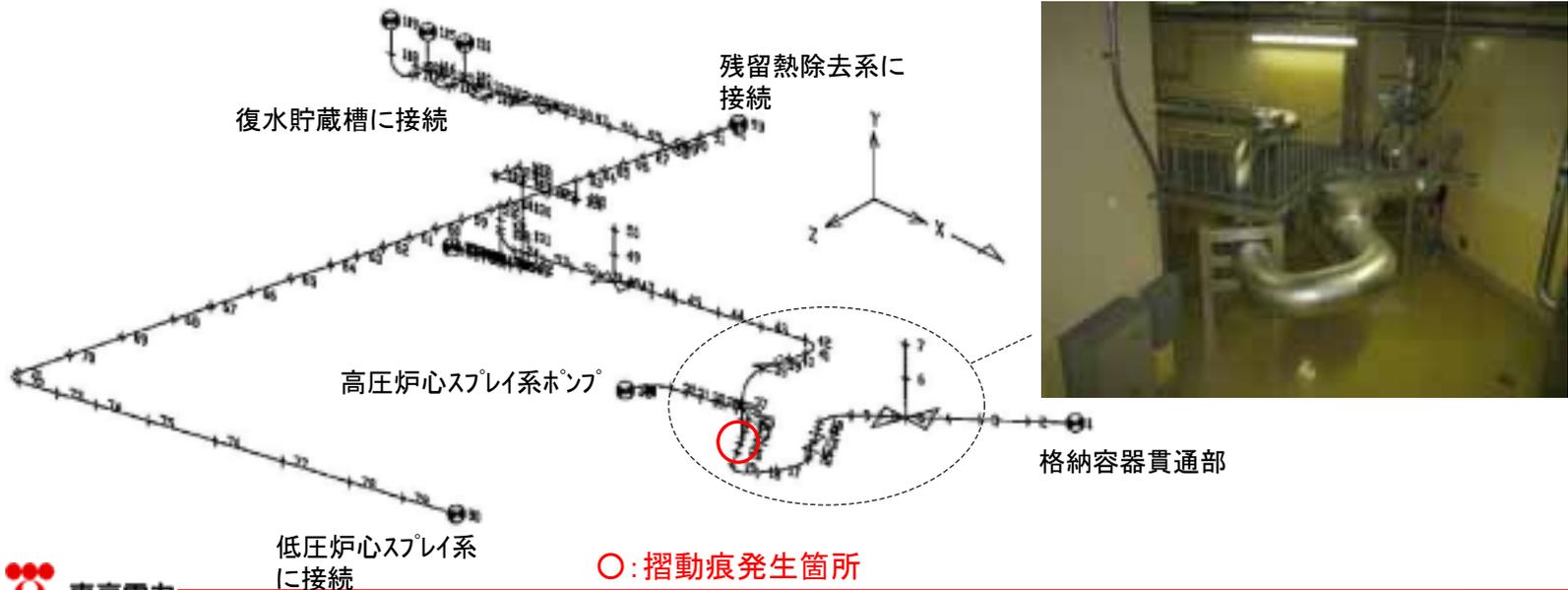


➡ 中越沖地震による摺動痕である可能性が高いため、本事象を解析で評価し摺動痕実測値との比較を行う

高圧炉心スプレイ系配管摺動痕の解析評価

■ 高圧炉心スプレイ系配管摺動痕の解析評価

- ✓ 解析手法については以下の2通りを実施し解析の保守性についても検討を行う
 - スペクトルモーダル解析（設計時と同じ）
 - 時刻歴解析
- ✓ 高圧炉心スプレイ系配管のモデル化



高圧炉心スプレイ系配管摺動痕の解析評価

■ 解析条件

解析条件	設計時	本評価	
	スペクトルモーダル法	スペクトルモーダル法	時刻歴解析
圧力条件	14kg/cm ² (摺動部)	同左	
温度条件	100℃ (摺動部)	同左	
材料	SM400C (摺動部)	同左	
減衰定数	2.0%	同左	
入力条件	静的震度, 設計用地震動	中越沖地震観測波 (基礎版上TMSL-32.5m) 拡幅無し	
水平・上下 組合せ	水平方向(動的)・上下方向(静的)の荷重の組合せは絶対値和	水平方向・上下方向(両者とも動的)の荷重の組合せはSRSS	3方向の応答荷重を代数和

■ 解析結果

	スペクトルモーダル法※	時刻歴解析※	現地摺動痕測定値
管軸方向変位	9mm	6mm	4mm

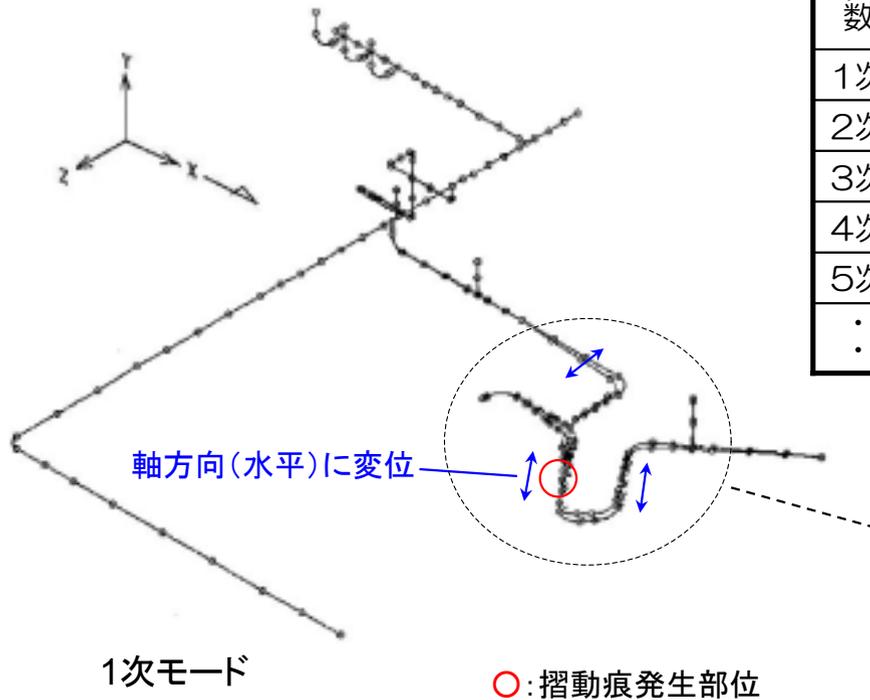
※: 値は小数点以下を切り上げ

- ✓ 実測値に対して解析結果は保守性を有することが確認された
- ✓ スペクトルモーダル解析 (設計時手法) は時刻歴解析よりも保守性を有した適切な評価手法であることを確認した

高圧炉心スプレイ系配管モード考察

■ 高圧炉心スプレイ系配管モード考察

- ✓ 水平方向（NS, EW）の応答が大きいモードは1次であり、本モードが摺動痕を発生させた主要モードと考えられる



次数	固有周期	刺激係数		
		X (NS)	Z (EW)	Y (上下)
1次	0.149	1.773	2.562	0.296
2次	0.124	0.995	0.288	-1.397
3次	0.122	0.245	0.147	-1.038
4次	0.109	0.012	0.416	0.022
5次	0.104	-0.360	0.106	-2.205
⋮				



柏崎刈羽原子力発電所7号機 ウエルライナーの損傷について

平成20年 6月 5日
東京電力株式会社



東京電力

設備健全性サブWG等における指摘

- 7号機のウェルライナーの損傷に関し、以下の3点を確認するようご指摘をいただいている

①ボートサンプルの採取の際に熱的な影響がサンプルの薄膜部に及んでいないか



採取したサンプルでは、貫通傷近傍に溶融や焦げ跡は確認されておらず、採取時に当該部への熱による影響はなかった

②溶接溶け込み不足と地震荷重が重なって起きた事象なのか



今回の事象は、次の3つの要因が重なり発生した。

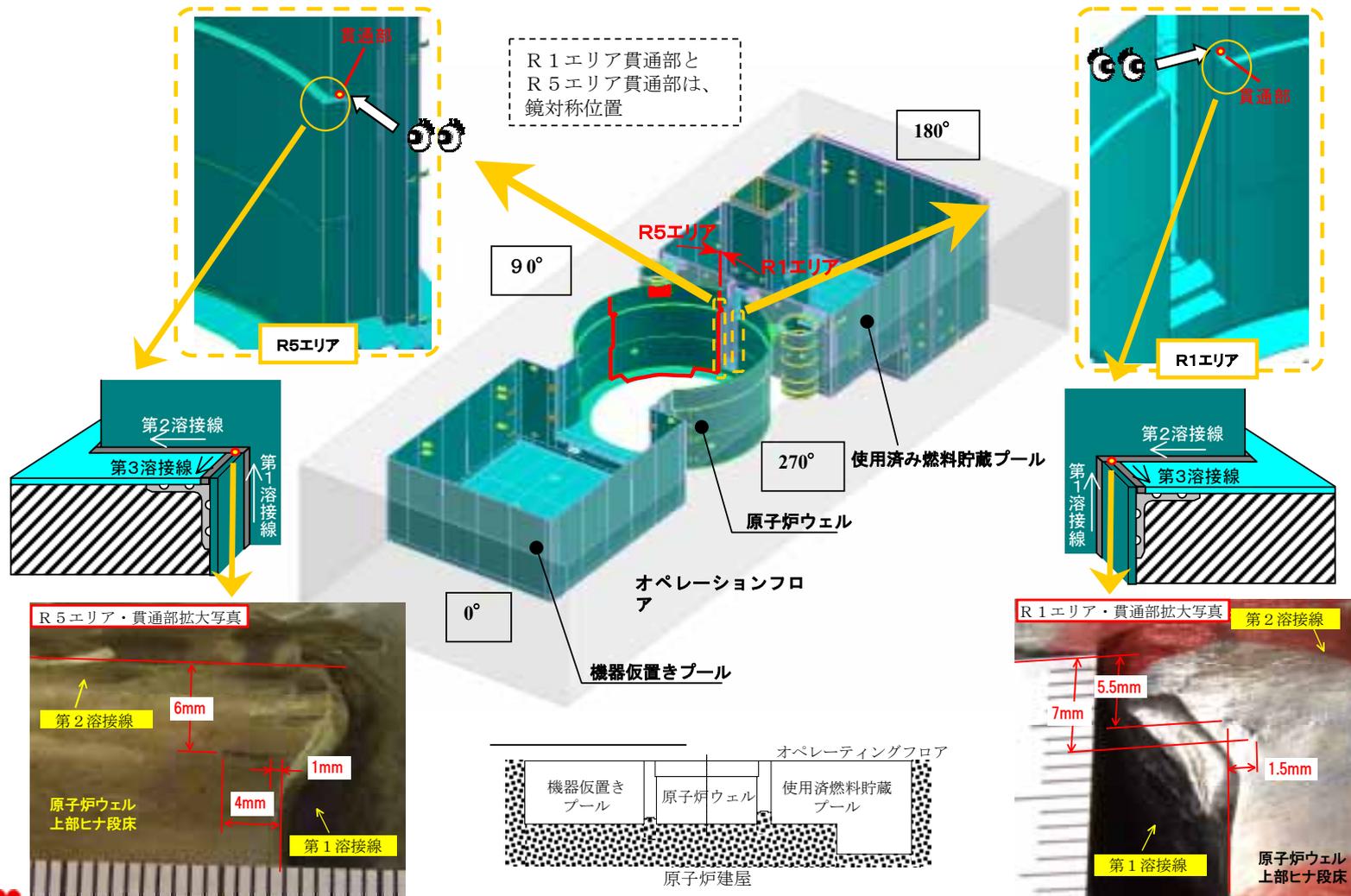
- ・ 地震によるスロットプラグからの外荷重
- ・ 溶接が困難な三面コーナー部の溶接溶け込み不足
- ・ 初層溶接後の浸透探傷検査が行われておらず、かつ溶接余盛り部が除去されていた

③残存肉厚がどの位であれば健全性を維持できるのか

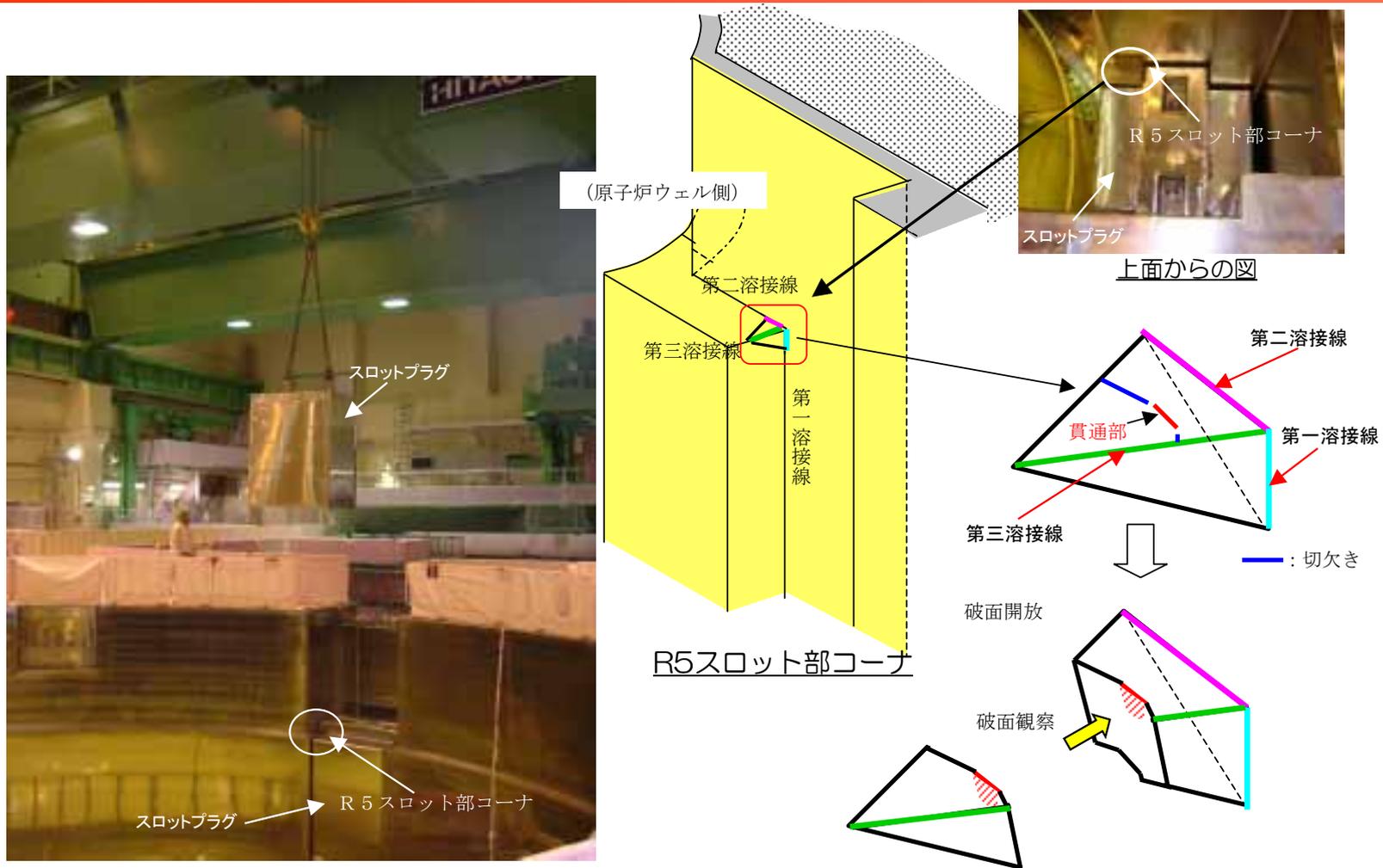


解析結果からは、約1.5mm以上の板厚があれば今回の地震でも損傷には至らないことを確認した

貫通傷発生箇所



①-1 当該部切り出し (ボートサンプル観察)



スロットプラグ玉掛け作業写真 (イメージ)

①-2 ポートサンプル採取時の貫通傷への影響について

■ポートサンプル採取時において、貫通傷近傍に熱的影響を与えないため以下に留意して作業を行った。

- 切断部が高温にならないように、十分離れた位置を突っ切り加工（歯の薄いグラインダで切削）で少量ずつ研削を行った。また、貫通部表面には難燃テープによる養生を行った。

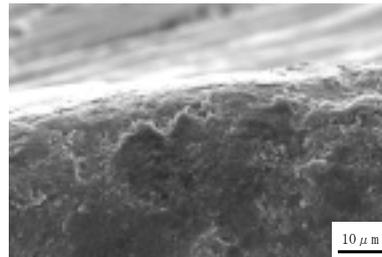
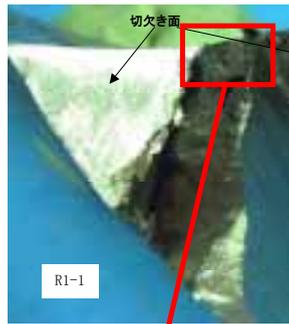
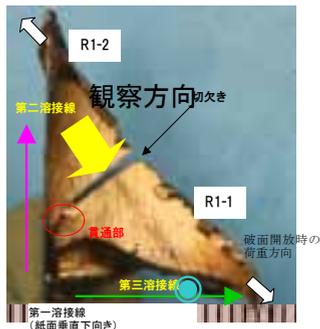
⇒今回のグラインダによる貫通部に与える熱温度は約350℃（モックアップの結果）程度であり、切断部は溶断のような高温にはならず、切断部から離れている貫通部は、金属組織の変態に至る熱影響はない。

- 切削時のグラインダによる振動等により過大な応力が発生した場合、貫通傷近傍の破面・色調に変化が見られると考えられる。今回強制的に力を加えて破断させているが、破断面では金属光沢が確認されており、貫通傷近傍とは明らかに異なっている。

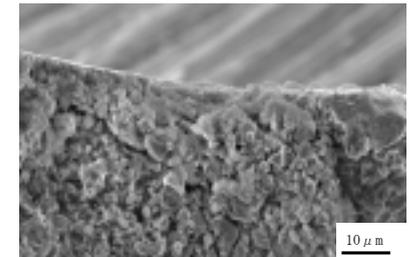


採取したサンプルでは、貫通傷近傍に溶融や焦げ跡、金属光沢等は確認されておらず、採取時に当該部への熱及び振動等による影響はなかった。

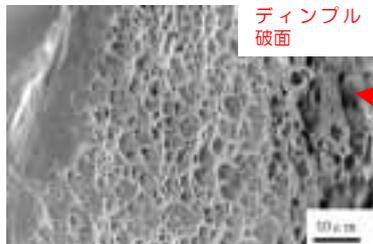
①-3 ボートサンプル採取状況について (R1)



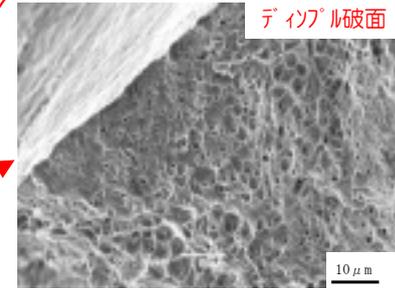
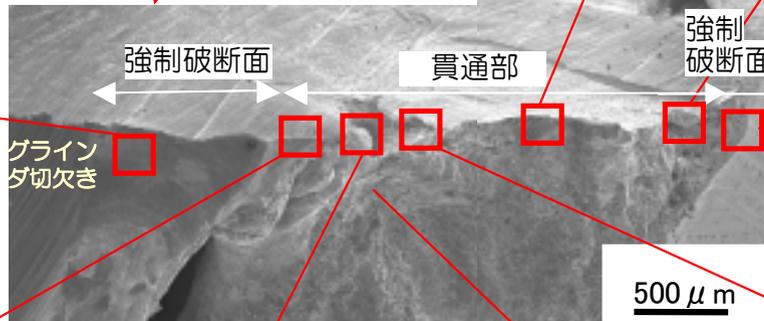
貫通部表面



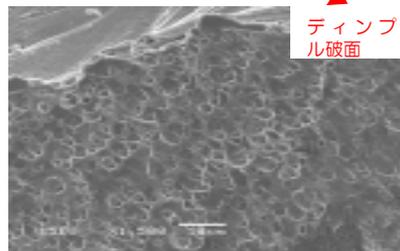
貫通部表面



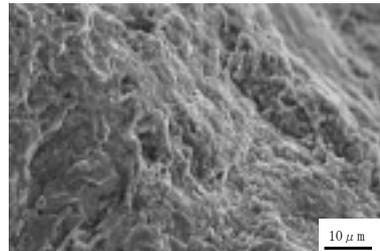
強制破断面



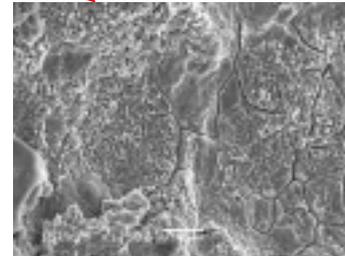
強制破断面



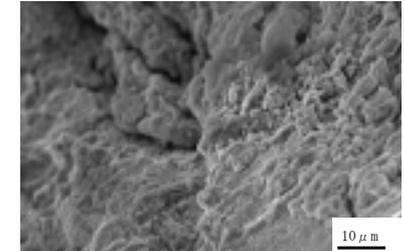
貫通部表面



貫通部表面

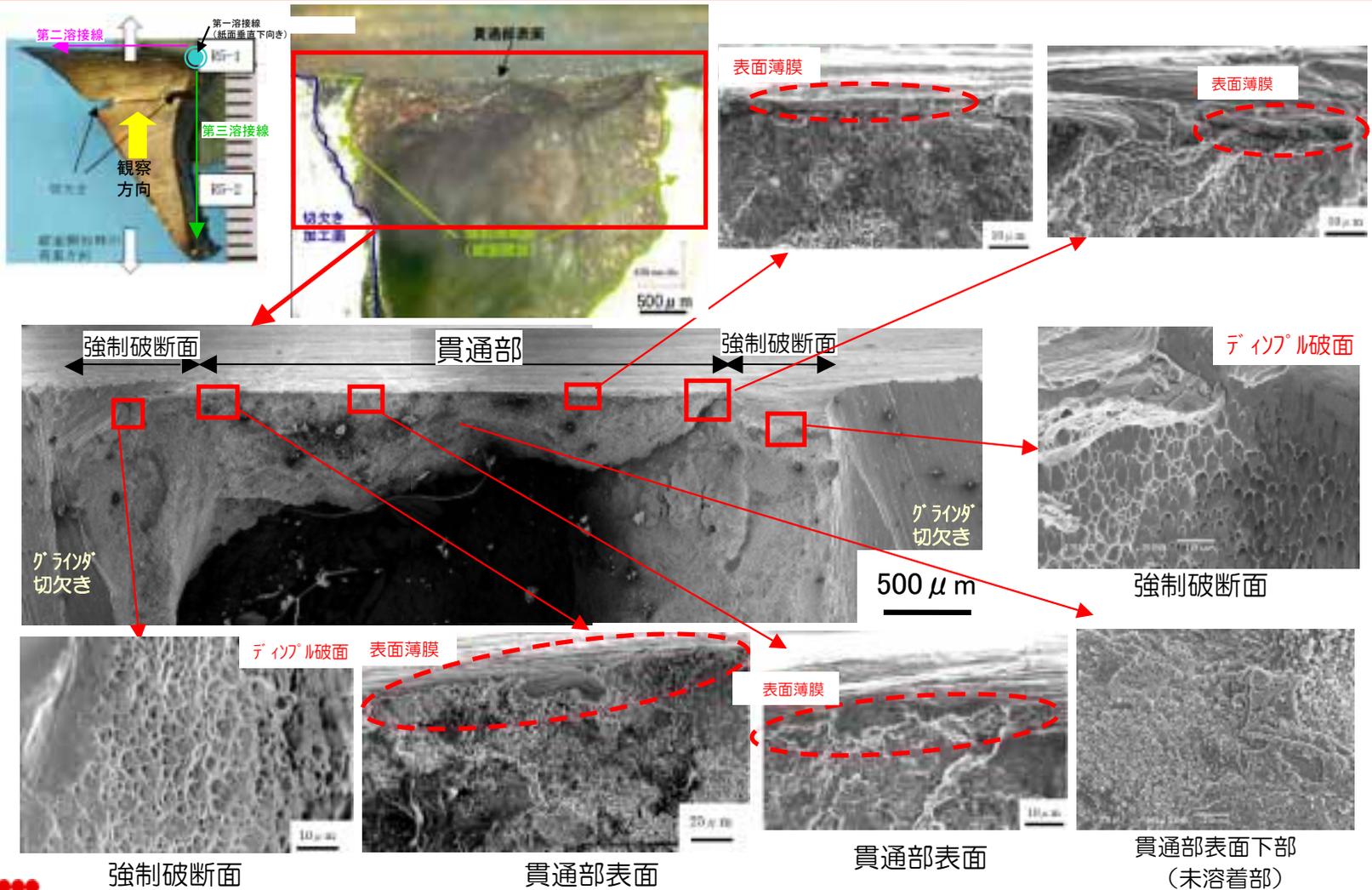


貫通部表面下部
(未溶着部)

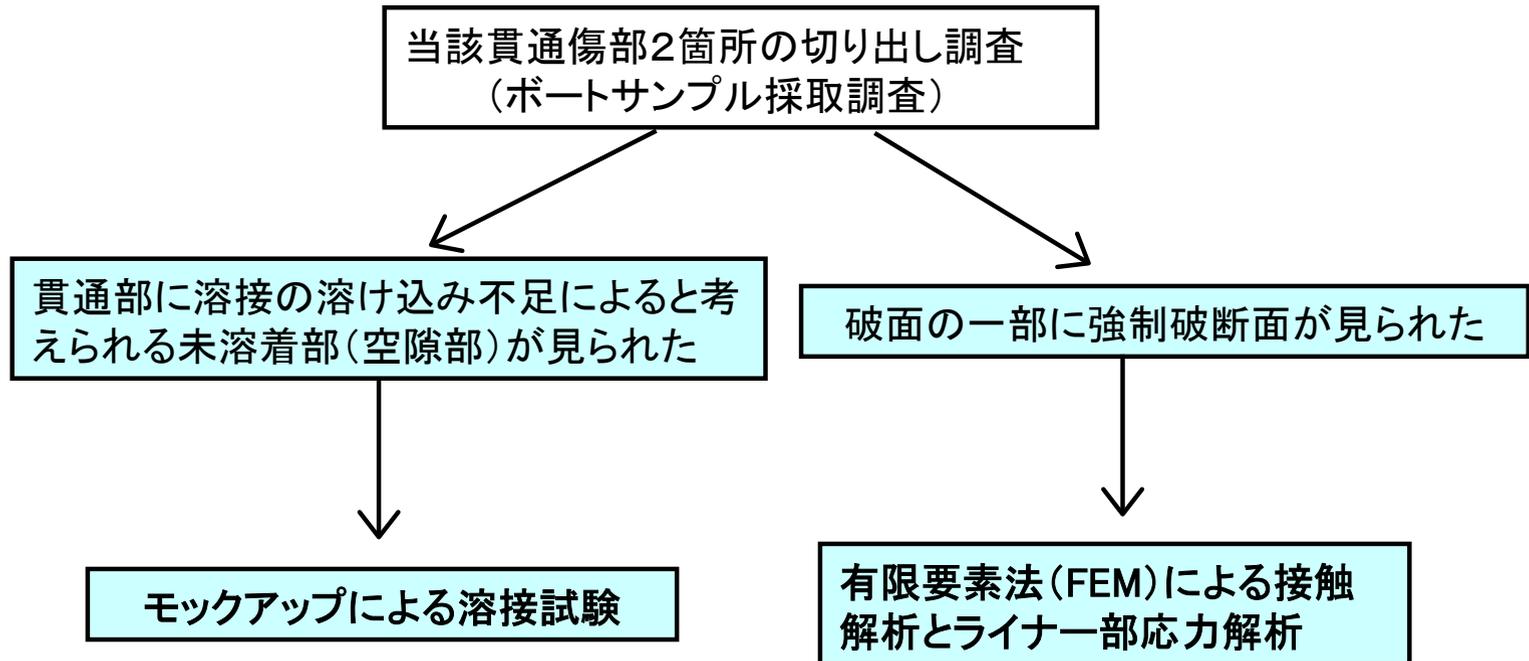


貫通部表面

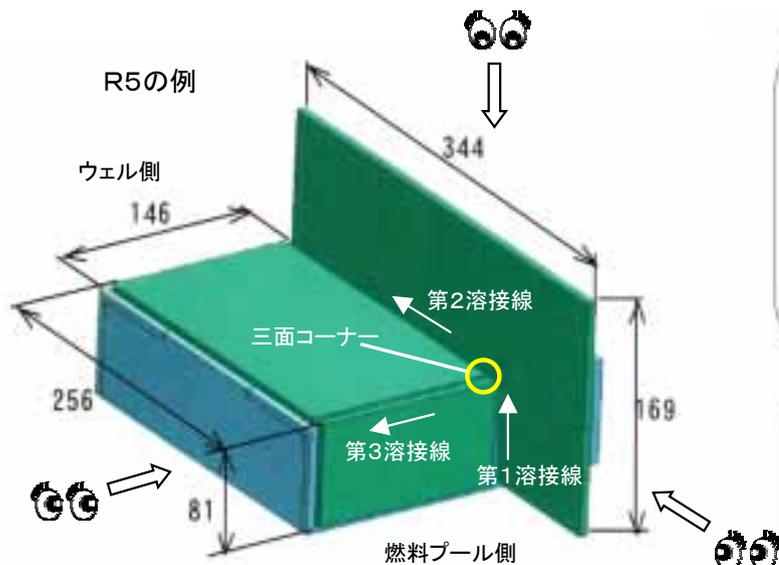
①-4 ボートサンプル採取状況について (R5)



②-1 原因調査概要



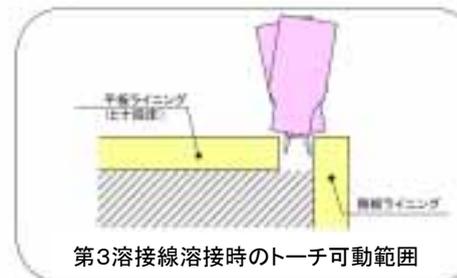
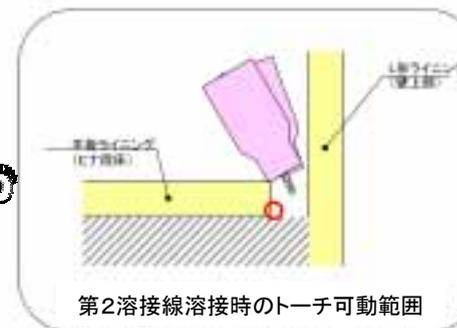
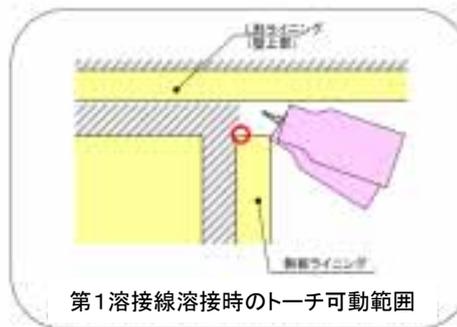
②-2 溶接不足となる要因（モックアップ結果）



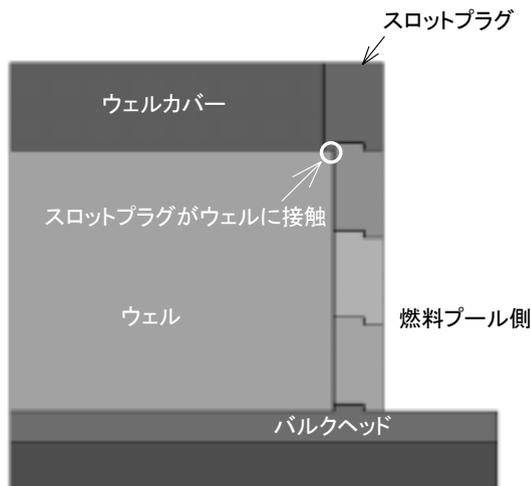
溶接トーチ可動範囲に制限があることによって、第1溶接線終端部と第2溶接線始端部（R1では終端部）の結合部（赤丸部）に未溶着部（空隙部）を生じてしまう可能性がある。



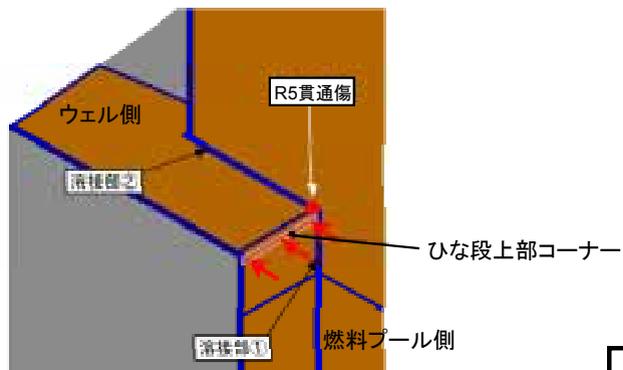
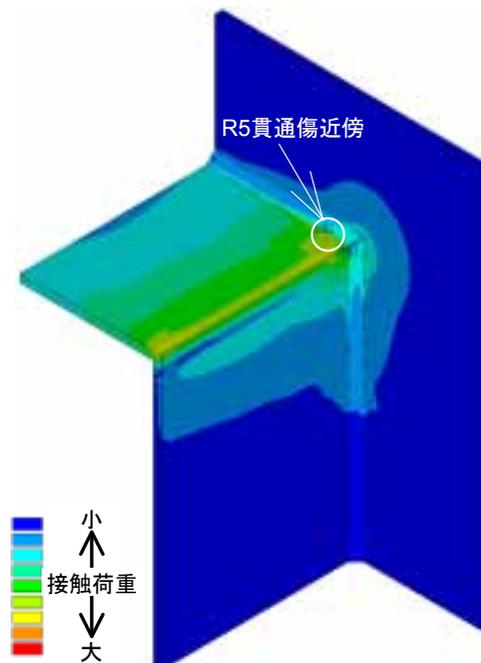
モックアップにより実際に溶接を実施した結果、当該部は未溶着部（空隙）が生じる可能性が比較的高いことがわかった。



②-3 有限要素法 (FEM) による接触および応力解析結果



R5を代表として解析



有限要素法 (FEM) による接触解析の結果、地震によりスロットプラグがひな段上部コーナーに接触した可能性があることがわかった。

有限要素法 (FEM) によるライナー部応力解析の結果、地震によりスロットプラグがひな段上部コーナーに接触した場合、当該貫通傷近傍に過大荷重がかかることがわかった。

②-4 原因調査結果

・ ボートサンプル採取により、当該溶接部には溶接溶け込み不足による残存板厚の薄い箇所が存在し、外力による過大な荷重によって一部に破断した形跡が観察された。

さらに、モックアップ溶接試験により、当該部のような三面コーナーではその形状から溶接溶け込み不足が発生しやすいことが確認された。

なお原子炉ウェルは停止作業時に水張りをする非耐圧部であり、初層PTの要求はなく7号機は実施していなかった。

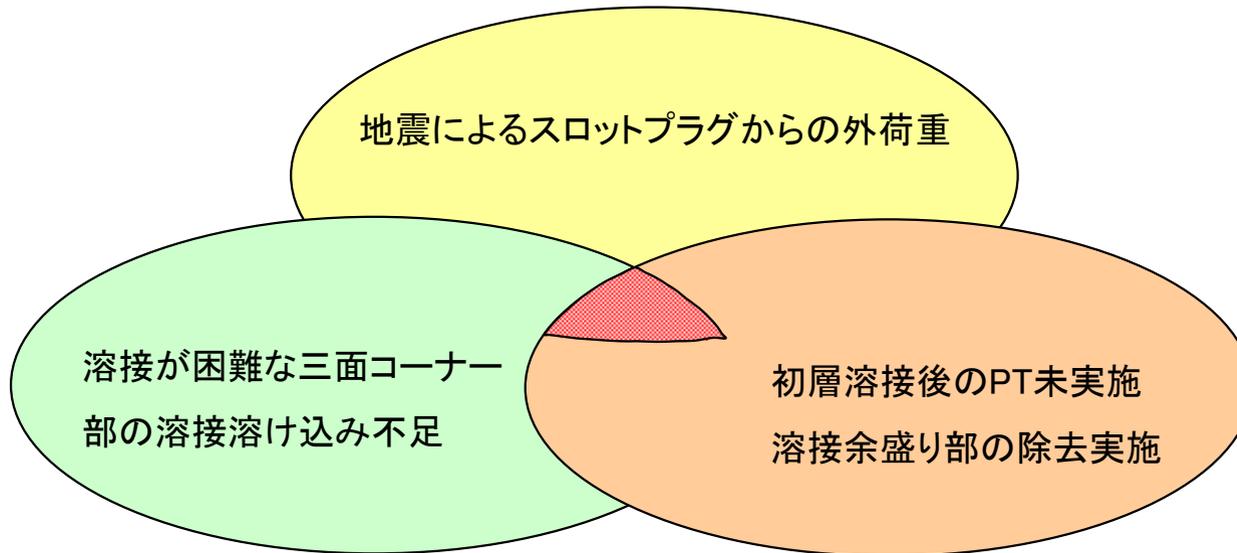
また7号機は建設時に、当該部の溶接余盛り部を平滑化のためにグラインダで除去していた。

FEM解析より、地震によってスロットプラグがひな段上部コーナーに接触した可能性があり、この場合、当該部に過大応力が発生することを確認した。

②-5 原因と対応

- 本事象は、以下の3条件の重畳が原因であり、個々の要因のみでは発生しない

貫通傷発生条件



②-6 類似箇所調査

原子炉ウェルに加えて、使用済み燃料プール、蒸気乾燥器・気水分離器ピットおよびこれらを接続するライニングに対して、以下3条件重畳箇所を抽出した。

- ① 三面コーナ一部に位置する溶接部
- ② 地震時にスロットプラグ等の外力を受ける溶接部
- ③ 初層溶接後のPT検査が行われておらず、かつ溶接余盛り部を除去している溶接部

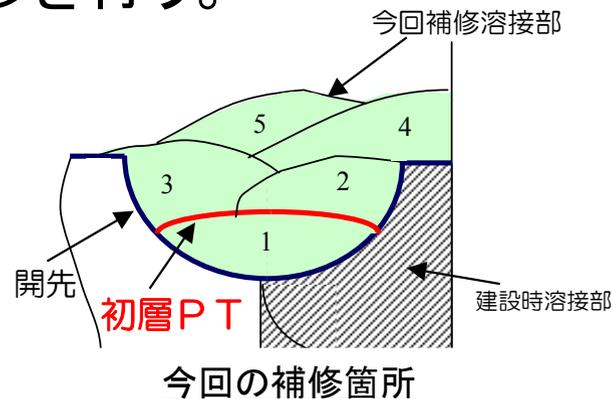
調査の結果7号機における類似箇所は32箇所抽出された。

類似箇所に対してUTによる非破壊検査を実施することによって溶接部の板厚調査を行い、残存板厚3mm以下と検出された箇所については当該貫通傷のあった箇所と同様の補修溶接を行う。当該号機において、補修溶接対象箇所はR5ひな段角部(当該貫通傷R5に対してウェル側)に1箇所であった。

②-7 対策

開先形成後に以下の要領で補修を行う。

- ①初層溶接後にPTを行い、
溶け込みを確実に確認する。



- ②補修後の漏えい確認のため、最終層PTおよび
真空発泡試験を行う。

溶接後のグラインダ仕上げは、スロットプラグと接触する部位に最小限行うこととし、残存板厚を極力多くする。

③ 有限要素法（FEM）解析による応力解析結果

■ スロットプラグの挙動を再現

→ 解析結果のスロットプラグ衝突箇所と現場の損傷箇所が一致した

■ 残存板厚と当該部に発生する応力の関係を定量的に評価

→ 解析結果からは、約 **1.5mm** 以上の板厚があれば今回の地震でも損傷には至らないことを確認した。

ただし、当該部は薄膜程度の板厚であったが、地震発生前の定検の水張り時に漏えいは確認されていなかった。

残存板厚 mm	実機想定応力 MPa	設計引張強さ MPa
1.5	504.1	520.0
3.0	306.3	
6.0 (溶接溶込不足無し)	178.4	