

本書の内容を本来の目的以外に使用することや、当社の許可なくして複製・転載することはご遠慮下さい。

東京電力株式会社

福島県エネルギー政策検討会幹事会添付資料

原子力発電所の安全確保に係る取り組みについて (高経年化関連)

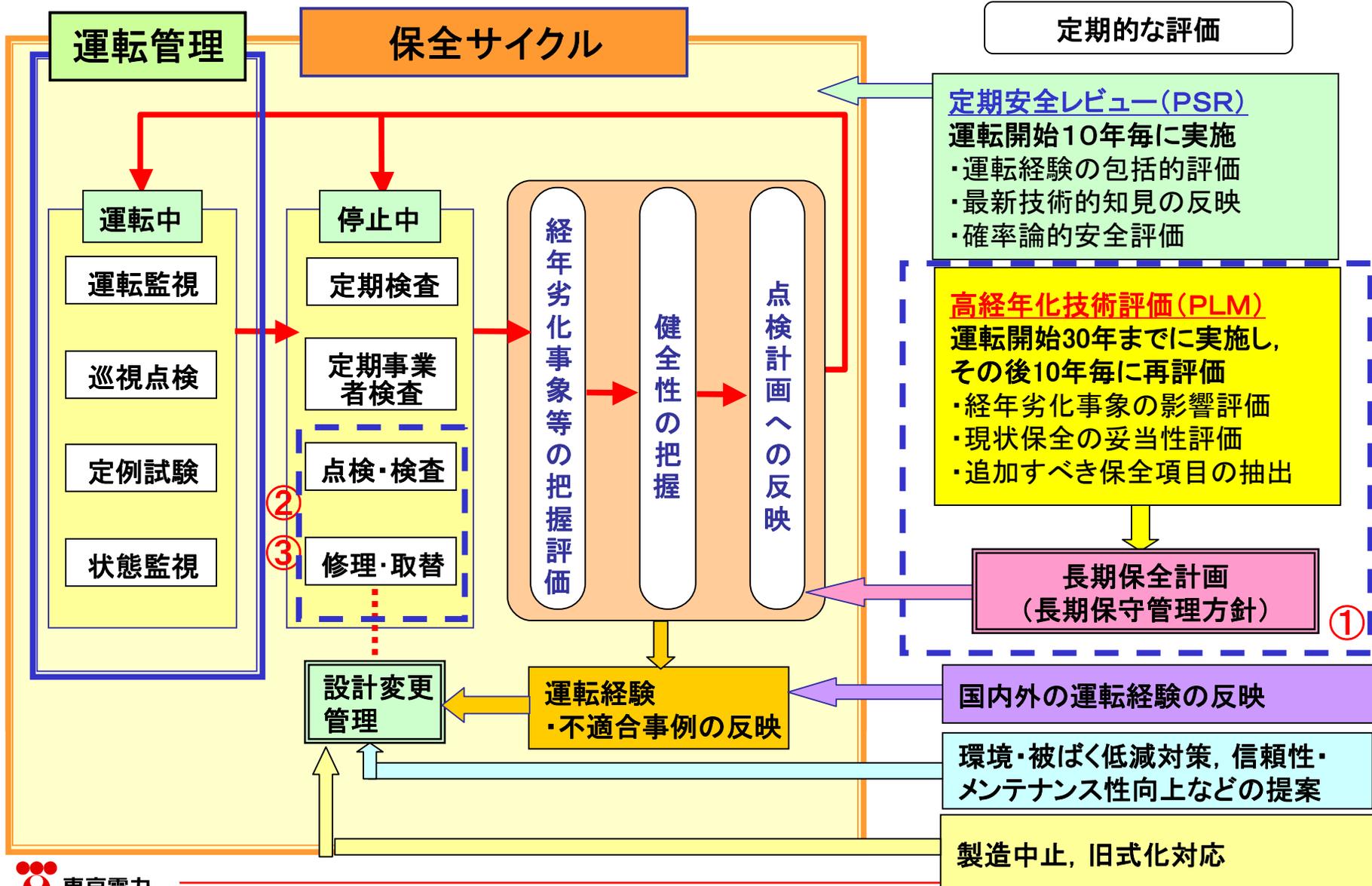
添付資料

平成21年10月
東京電力株式会社



東京電力

原子力発電所の保全活動の概要



保全活動の充実と高経年化対策

①高経年化技術評価(PLM)

- ・高経年化技術評価の概要
- ・高経年化対策の充実(長期保守管理方針)

②炉心シュラウド, 原子炉再循環系配管等の応力腐食割れ対策

- ・点検・取替, 予防保全実施状況
- ・低炭素鋼ステンレス鋼における応力腐食割れ発生・進展メカニズム
- ・検査精度の向上等, 技術開発の動向

③配管減肉管理

- ・現状の配管減肉管理の概要
- ・管理方法の高度化等, 今後の技術開発

① 高経年化技術評価(PLM) ＜高経年化技術評価の概要＞

高経年化対策の法制化について

平成17年度 実用炉規則第十五条の二（高経年化対策の実施） 及び第二十四条（報告）【平成18年1月施行】

- 技術評価及び長期保全計画の実施の報告等の義務化
- 原子力安全・保安院指示文書（ガイドライン，審査要領）の発行による評価方法等の詳細化（平成19年6月に改訂）

平成20年度 実用炉則第十一条の二（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価）【平成21年1月施行】

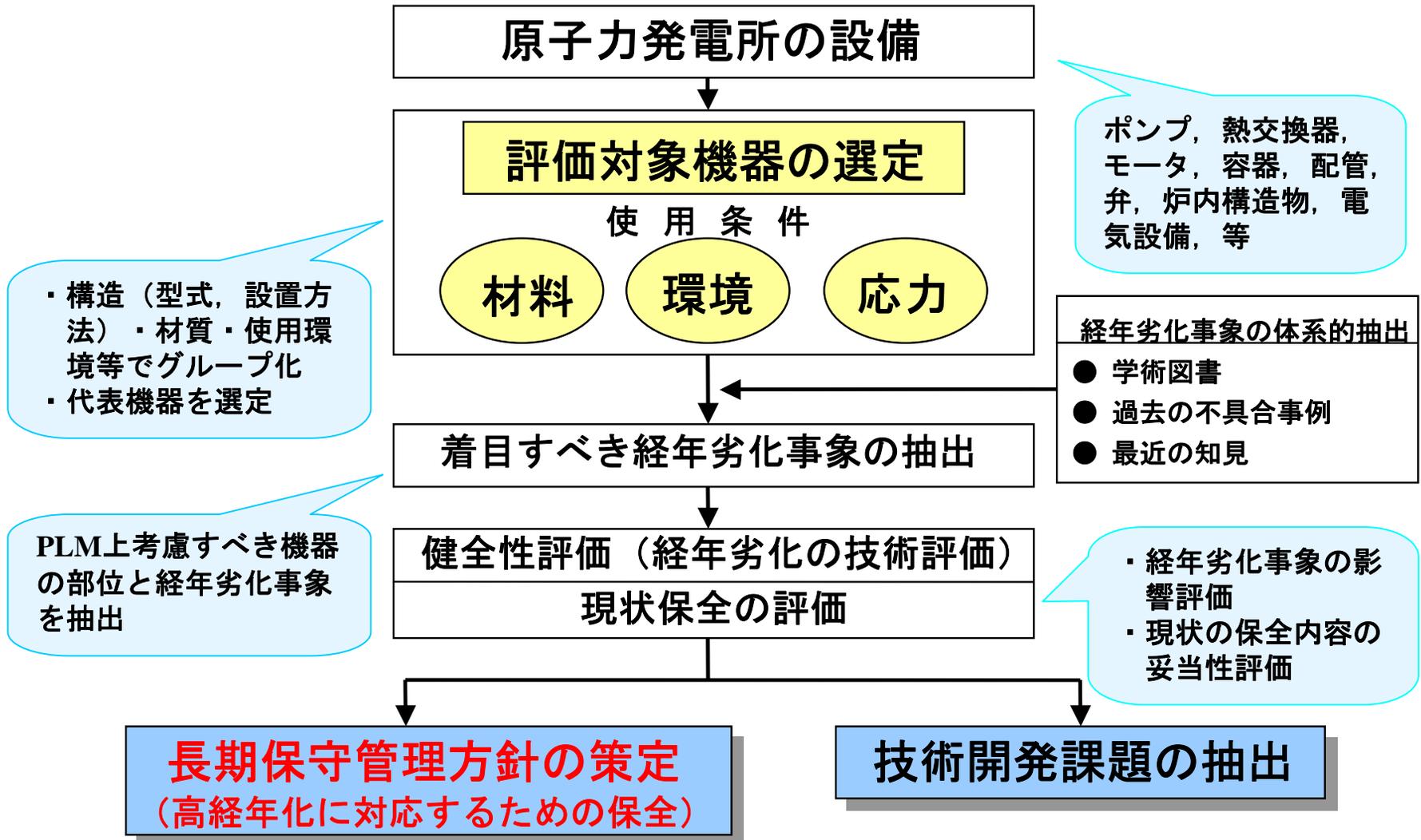
- 運転開始日以後30年を経過する日までに，技術評価を実施
- 技術評価を基に長期保守管理方針を策定→保安規定認可対象
- 法改正を踏まえた原子力安全・保安院指示文書（ガイドライン，審査要領）の改定による審査基準等の明確化（平成20年10月に改訂）

高経年化技術評価(PLM)の実績と予定

ユニット		営業運転 開始	評価期限		提出期限 (評価期限の1年前)
			30年目	40年目	
福島第一	1	S46年	H13年3月	H23年3月	H11年2月公開済 H22年3月提出予定
	2	S49年	H16年7月	H26年7月	H13年6月公開済
	3	S51年	H18年3月	H28年3月	H18年3月提出済
	4	S53年	H20年10月	H30年10月	H19年10月提出済
	5	S53年	H20年4月	H30年4月	H19年4月提出済
	6	S54年	H21年10月	H31年10月	H21年1月提出済*
福島第二	1	S56年	H24年4月		H23年4月提出予定
	2	S58年	H26年2月		H25年4月提出予定
	3	S59年	H27年6月		H26年4月提出予定
	4	S61年	H29年8月		H28年4月提出予定

*：平成20年10月22日に発出された国の改訂ガイドラインに基づき、提出期限が平成21年1月以降に変更

高経年化技術評価の概要



評価対象機器の選定

○分類基準に基づきグループ化

構造, 使用環境(内部流体, 設置場所等), 材料等

○合理的に評価するため, グループ毎に代表機器を選定

ターボポンプのグループ化(例)

分類基準			ポンプ名称(台数)	仕様 (容量×揚程)	重要度*2	選定基準			選定	選定理由
型式	流体	材料*1				使用条件				
						運転	最高使用圧力 (MPa)*6	最高使用温度 (°C)*6		
立軸斜流	海水	鋳鉄	残留熱除去系海水ポンプ(4)	978 m ³ /h × 235 m	MS-1	一時	約3.1	44	◎	
	純水*3	鋳鉄	低圧給水加熱器ドレンポンプ(3)	666 m ³ /h × 30.5 m	高*4	連続	約0.7	149	◎	
横軸遠心	純水*3	ステンレス鋳鋼	タービン駆動原子炉給水ポンプ(2)	2,819 m ³ /h × 700 m	高*4	連続	約10.3	233	◎	最高使用温度
			制御棒駆動水圧系駆動水ポンプ(2)	20.5 m ³ /h × 1,018 m	高*4	連続	約12.1	94		
		合金鋼	高圧注水系ポンプ(1)	965 m ³ /h × 854 m*5	MS-1	一時	約10.3	94	◎	重要度 最高使用温度 容量
			高圧注水系ブースターポンプ(1)		MS-1	一時	約2.1	94		
			電動機駆動原子炉給水ポンプ(2)	1,410 m ³ /h × 762 m	高*4	一時	約15.5	233		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ(1)	96.5 m ³ /h × 854 m	MS-1	一時	約10.3	94		
		炭素鋼鋳鋼	RFPインジェクションブースターポンプ(2)	66 m ³ /h × 25 m	高*4	連続	約6.0	66	◎	最高使用圧力
			高圧復水ポンプ(3)	2,480 m ³ /h × 346 m	高*4	連続	約5.7	66		
立軸遠心	純水*3	炭素鋼鋳鋼	炉心スプレイ系ポンプ(2)	1,140 m ³ /h × 204 m	MS-1	一時	約3.5	94		最高使用温度
			残留熱除去系ポンプ(4)	1,820 m ³ /h × 128 m	MS-1	一時	約3.1	182	◎	
立軸ウェットモータ	純水*3	ステンレス鋼	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ(2)	30.7 m ³ /h × 153 m	PS-2	連続	約10.0	302	◎	

経年劣化事象の抽出例

ポンプ

熱交換器

各機器について評価

原子炉補機冷却水系熱交換器に想定される経年劣化事象（抜粋）

構成部品	消耗品等	材料	経年劣化事象					備考	
			減肉		割れ		材料変化		
			摩耗	腐食	疲労割れ	応力腐食割れ	熱時効		劣化
伝熱管		銅合金	△	○					
水室		炭素鋼		○	△				
管板		銅合金		△	△				
胴		炭素鋼		△	△				
ガスケット	◎								
基礎ボルト		炭素鋼		○					

想定される経年劣化事象

構成する単位に分解

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象でない事象

経年劣化事象に対する技術評価

健全性評価

- ・解析による評価(疲労評価等)
- ・過去の点検実績, 修理・取替実績等を基に評価

現状保全

- ・定期点検・検査, 日常点検など現状の保全内容を整理

総合評価

「健全性評価」及び「現状保全」の内容を踏まえ, 現状保全の妥当性等を総合的に評価

高経年化への対応

60年間の運転を考慮した場合, 現状保全の内容に対して点検・検査等充実すべき項目, 技術開発課題等を抽出

高経年化技術評価(PLM)結果(総括)

- 大部分の機器については、現状の保全活動を続けていくことで、技術的には問題ない。
 - 一部の機器については、現状保全活動に加え、点検・検査の充実などが必要。
- 長期保守管理方針として策定

① 高経年化技術評価(PLM)
<高経年化対策の充実(長期保守管理方針)>

長期保守管理方針

長期保守管理方針(抄)

長期保守管理方針		
No.	保守管理の項目	実施時期 ¹⁾
1	原子炉再循環系ポンプ等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。 *：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル、主フランジ、スタッドボルト、下鏡、支持スカート） 原子炉格納容器（機械ベネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド、シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水ライン入口弁（弁箱） 原子炉給水ライン入口逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）	中長期
2	原子炉圧力容器の照射脆化については、最新の脆化予測式による評価を実施する。また、その結果を踏まえ、確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し、要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。	中長期
3	炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「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）」（平成20年7月11日付け平成20・07・04原院第1号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。 *：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺及び中央燃料支持金具、制御棒案内管）	中長期

短期：平成21年10月24日から5年間 中長期：平成21年10月24日から10年間

高経年化技術評価書

(高経年化への対応として抽出)

(保安規定の変更申請書の添付書類として提出)

長期保守管理方針の妥当性のエビデンスとなる

福島第一原子力発電所

保安規定

(保安規定本文の添付書類として申請)

長期保守管理方針(福島第一6号炉からの抜粋)

機器・構造物	主な経年劣化事象	評価結果の概要	長期保守管理方針の概要	
			保守管理の項目の概要	実施時期*
容器	原子炉圧力容器の中性子照射脆化	脆化を考慮した温度管理と非破壊検査を継続することで、健全性を保てるものと評価	最新の脆化予測式による評価を実施し、その結果を踏まえ、使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の要否を判断し、要の場合は取出計画を策定する	中長期
容器	気体廃棄物処理系排ガス再結合器の応力腐食割れ(高温環境下)	応力腐食割れが発生する可能性がある溶接部に対し、目視点検、非破壊検査(浸透探傷検査)に加え、非破壊検査(超音波探傷検査)を行うことで健全性を保てるものと評価	気体廃棄物処理系の排ガス予熱器等の応力腐食割れ(高温環境下)については、探傷可能な範囲の溶接部について、非破壊検査(超音波探傷検査)による点検を実施する	短期
熱交換器	気体廃棄物処理系排ガス予熱器の応力腐食割れ(高温環境下)	応力腐食割れが発生する可能性がある溶接部に対し、非破壊検査(浸透探傷検査)、漏えい検査に加え、非破壊検査(超音波探傷検査)を行うことで健全性を保てるものと評価		
配管	気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管の応力腐食割れ(高温環境下)	漏えい検査に加え、非破壊検査(超音波探傷検査)を行うことで健全性を保てるものと評価		
配管	残留熱除去海水系、補機冷却海水系、復水補給水系の炭素鋼配管の外面腐食	目視点検を実施し、必要に応じ補修塗装を行うことで健全性を保てるものと評価	残留熱除去海水系の炭素鋼配管等の外面腐食については、国の指示文書などにに基づき点検を実施する また、内面腐食についてはライニング(内張り)の目視点検を実施するとともに、その結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を行う	中長期
機械設備	非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管の内面腐食	目視点検を実施し、必要に応じライニング(内張り)補修を行うことで健全性を保てるものと評価		
ケーブル	高圧ケーブルの絶縁特性の低下	代表的なケーブルに対する熱、放射線等を模擬した長期健全性試験の結果から、急激に絶縁特性が低下する可能性は小さいものと評価	高圧ケーブル等の絶縁特性の低下については、原子力安全基盤機構による安全研究の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する	中長期

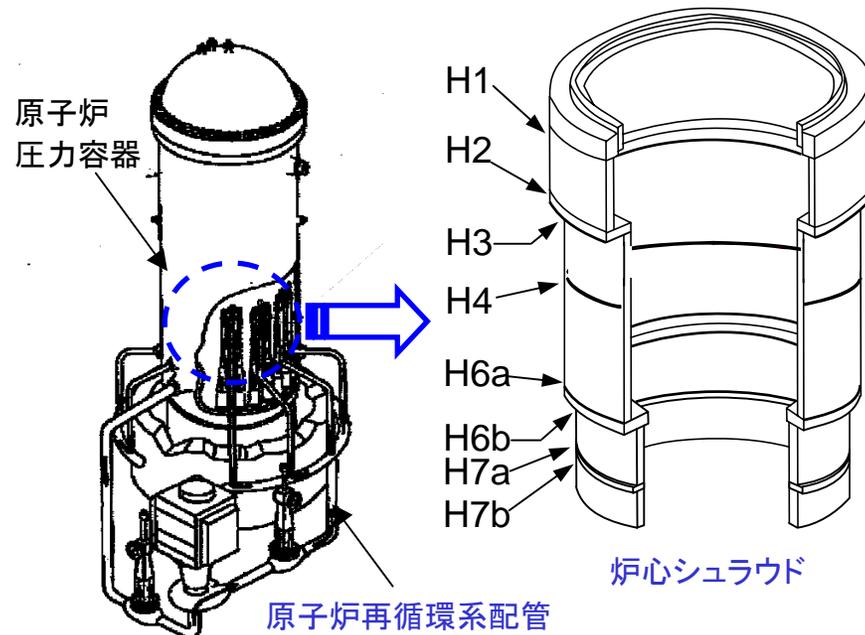
* 短期:5年以内 / 中長期:10年以内

② 炉心シュラウド, 原子炉再循環系配管等の 応力腐食割れ対策

＜点検・取替, 予防保全実施状況＞

応力腐食割れに対する点検について

炉心シュラウドや原子炉再循環系配管等については、日本機械学会『維持規格』及び原子力安全・保安院指示文書『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)』に基づき点検を行っている。



炉心シュラウドと原子炉再循環系配管における点検例

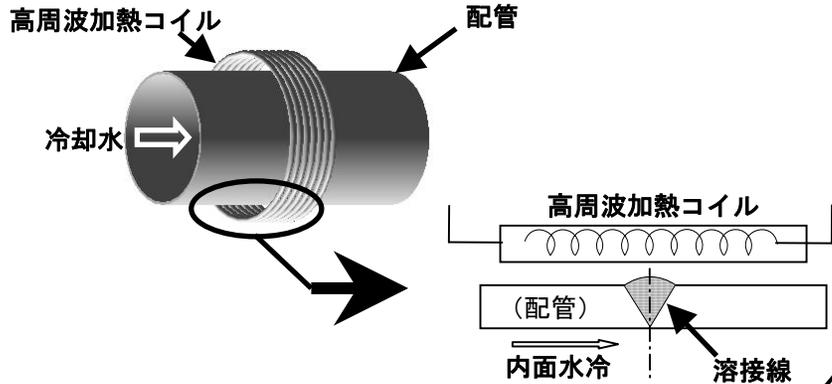
	検査対象	検査方法	検査時期
炉心シュラウド (シュラウドサポート リング無し)	周方向溶接継手	MVT-1	初回 : 運転時間で5~20年 2回目以降: 運転時間で5~15年
原子炉再循環 系配管	溶接継手	UT	SCC対策実施済み: 25%/10年 SCC対策未実施 : 100%/5年

原子炉再循環系配管の予防保全施工技術について

高周波誘導加熱処理 (IHSI)

配管内面を冷却しながら外面を高周波誘導加熱法により加熱
(板厚方向に生じる熱応力により表面側高温層を圧縮塑性変形)

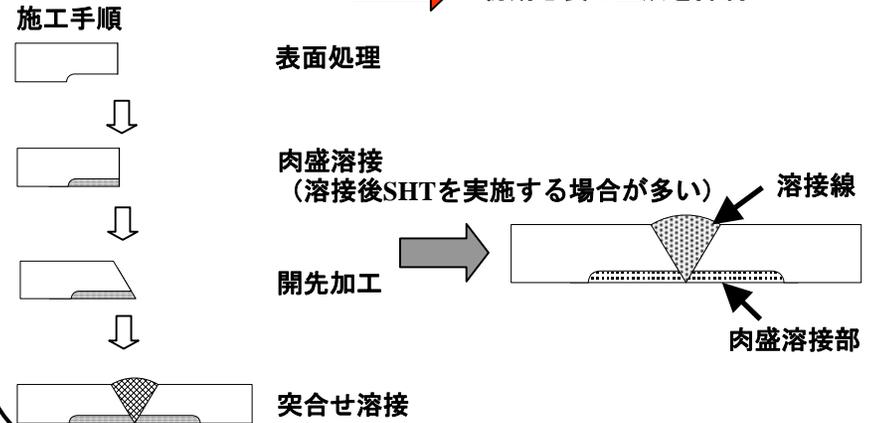
→ 内面の残留引張応力を軽減または圧縮側に改善



管内面肉盛溶接 (CRC)

溶接前に管内表面に耐SCC性に優れている溶接金属をあらかじめ肉盛溶接

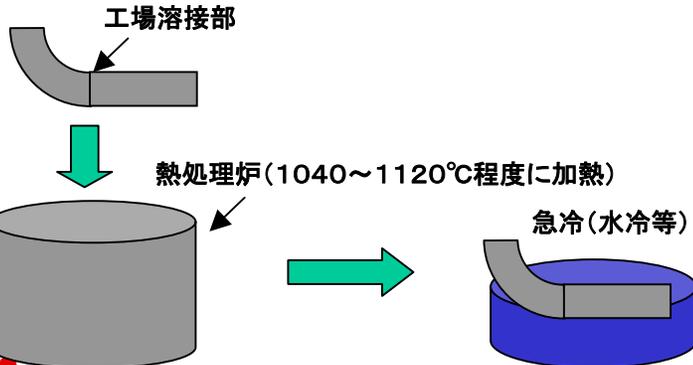
→ 初期き裂の生成を抑制



固溶化熱処理 (SHT)

工場製作スプール全体を熱処理炉等で再固溶化(1065°C程度)

→ 残留応力の低減及び鋭敏化域の除去をする工法

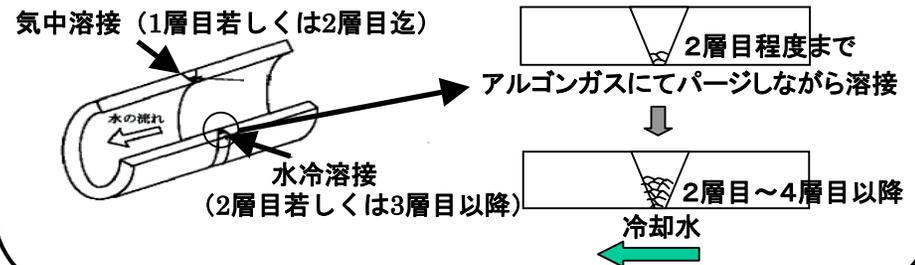


配管内面水冷溶接 (HSW)

2層目程度まで: 通常の溶接方法にて溶接

3層目程度以降: 内面を通水冷却をおこないながら、溶接

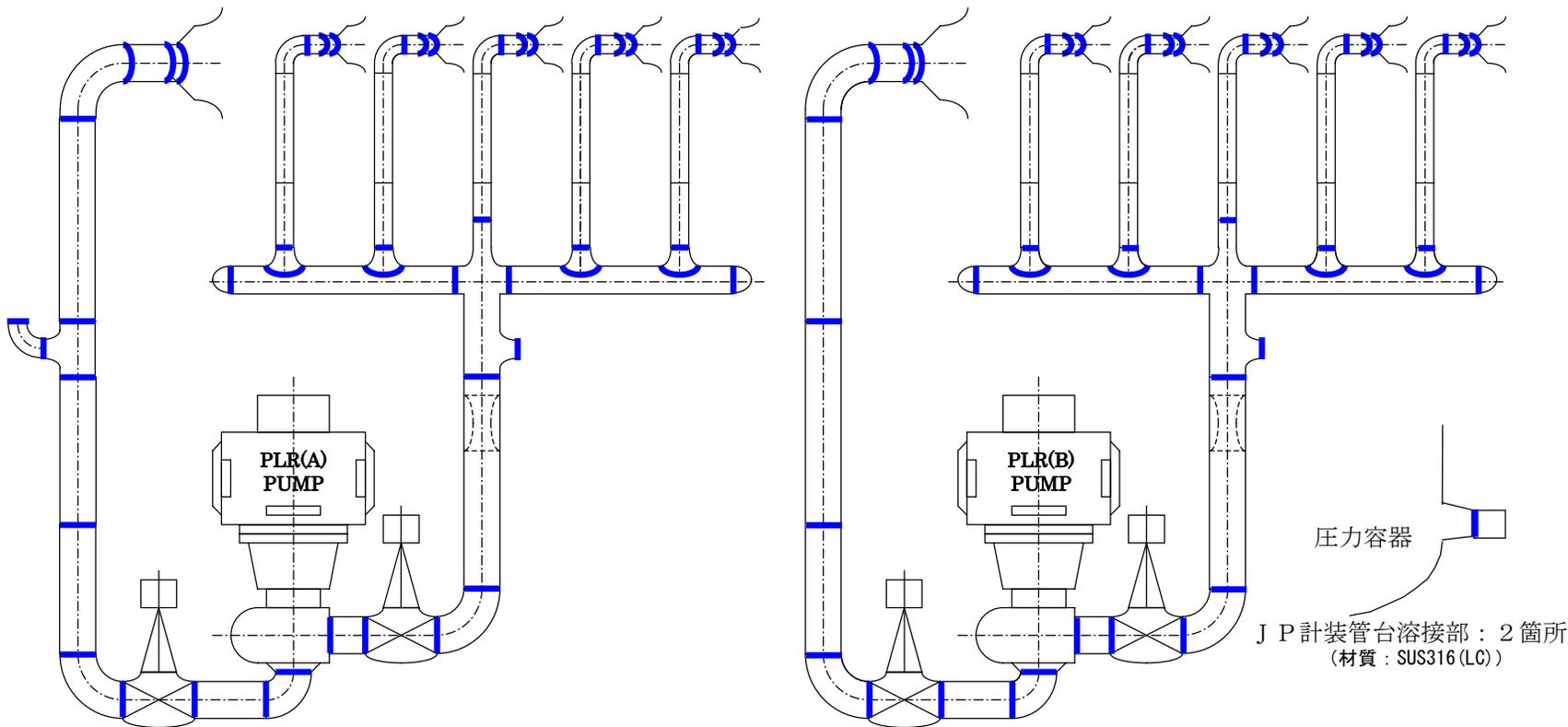
→ 内面の残留引張応力を軽減または圧縮側に改善



原子炉再循環系配管等への予防保全について

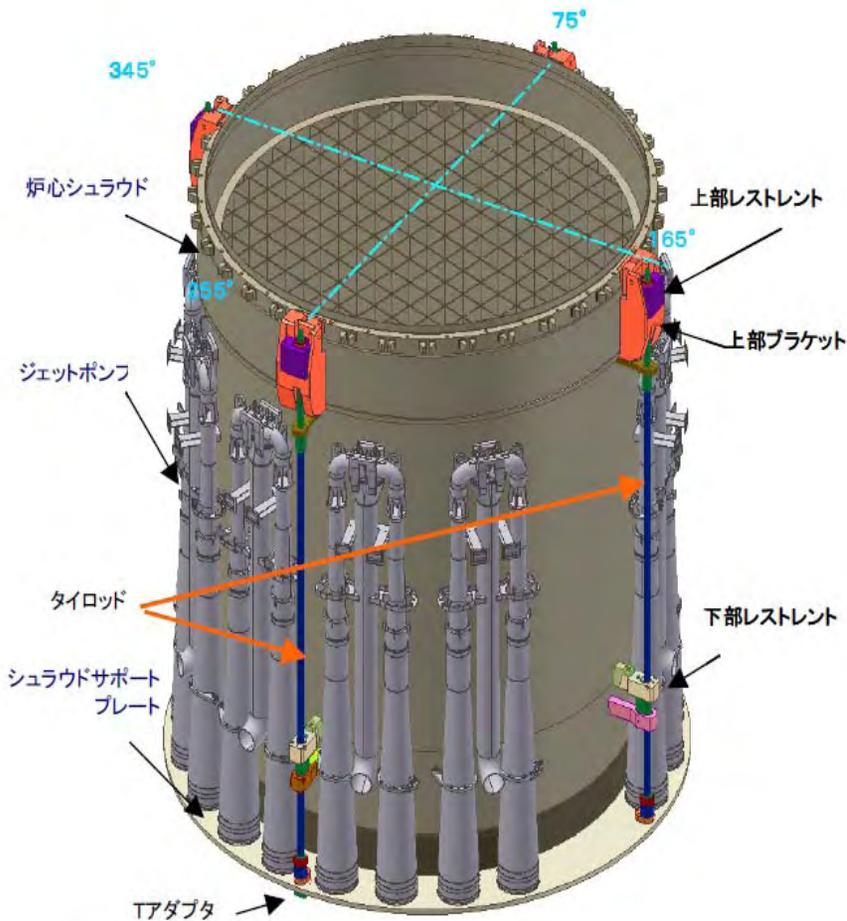
既設の原子炉再循環系配管等への応力腐食割れ防止対策としては、高周波誘導加熱応力改善法 (IHSI) を施工している。

— : IHSI施工継手
— : 配管取替時に予防保全対策実施済みの継手

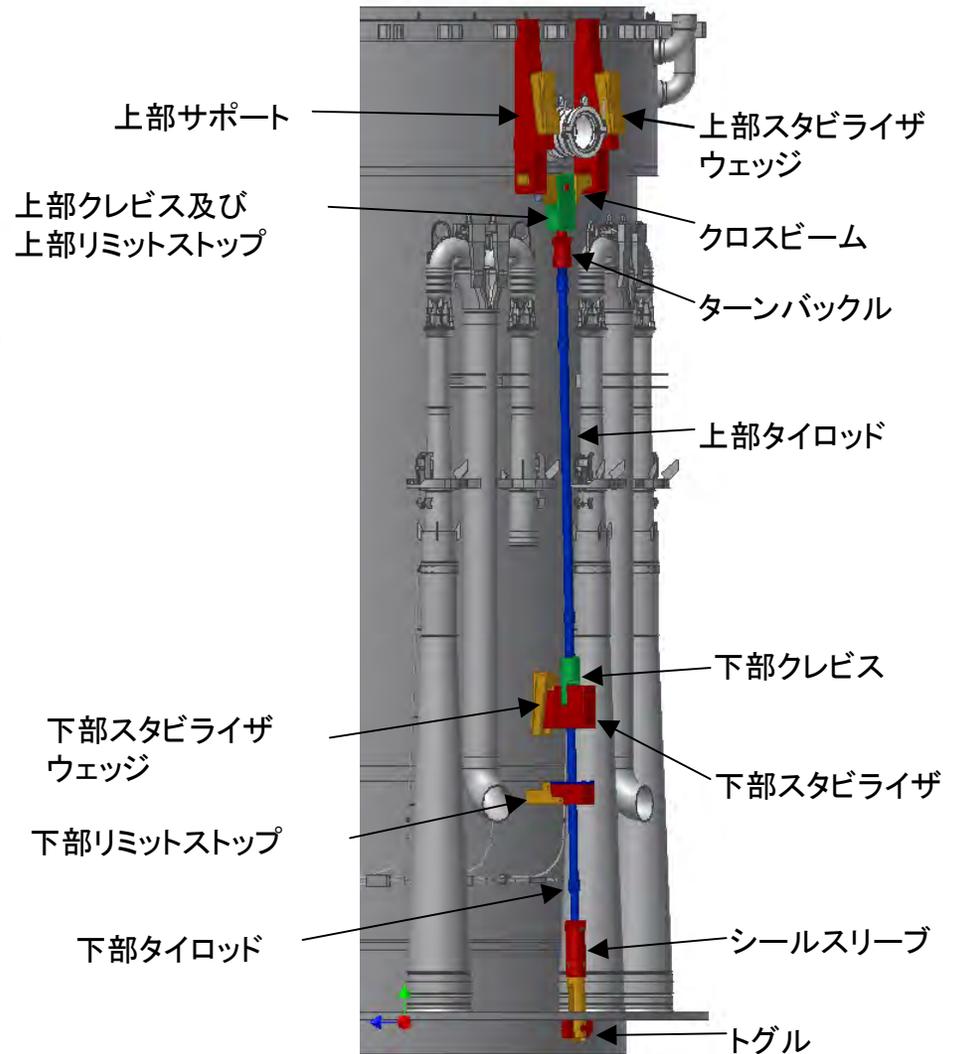


原子炉再循環系配管等へのIHSI施工例 (福島第一 2号機)

炉心シュラウドの補修(支持ロッド)について



支持ロッド設置状況俯瞰図※



※BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド](第4版)
平成20年6月 有限責任中間法人 日本原子力技術協会

炉内構造物の取替について

炉内構造物の取替工事

○工事概要

◆取替理由

応力腐食割れに対する予防保全対策として、SUS304製の炉内構造物を応力腐食割れ(SCC)感受性の低いSUS316L製に取替。炉心シュラウドについては溶接を少なくし、併せて残留応力の改善を実施。

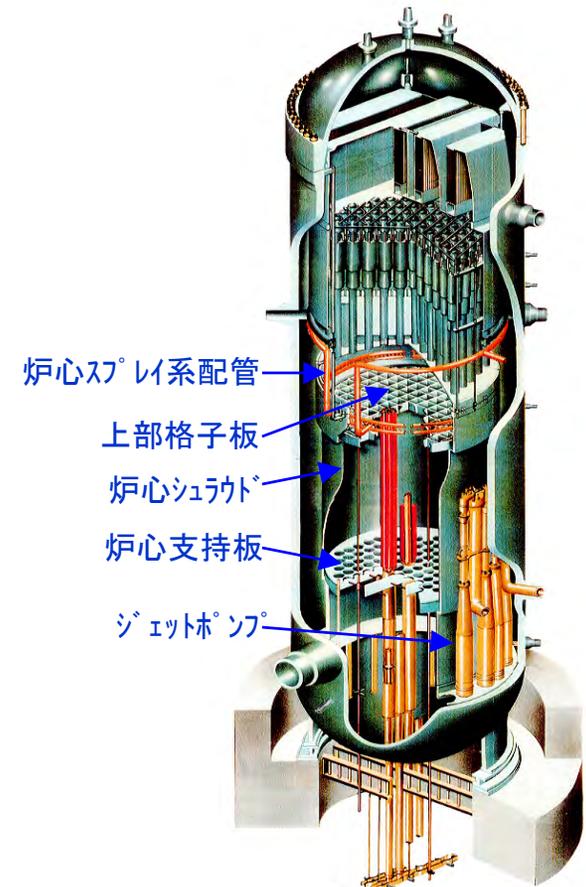
◆主な取替対象

炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、ジェットポンプ、給水スパージャ、炉心スプレイ系スパージャおよび炉内配管

◆実績:福島第一3・2・5・1号機について取替を実施。

◆今後の予定

- ・福島第一4号機(第24回定期検査(平成22-23年度))
- ・福島第一6号機(第24回定期検査(平成23-24年度))



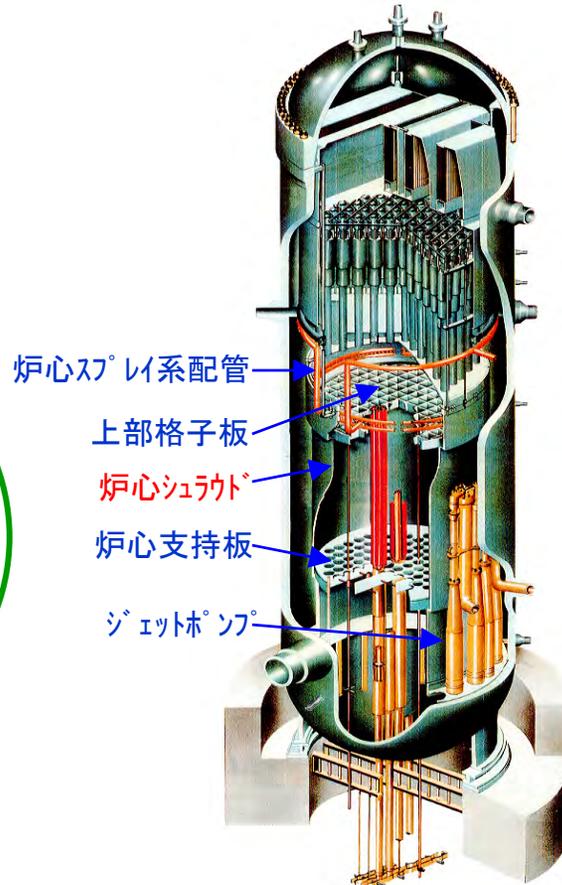
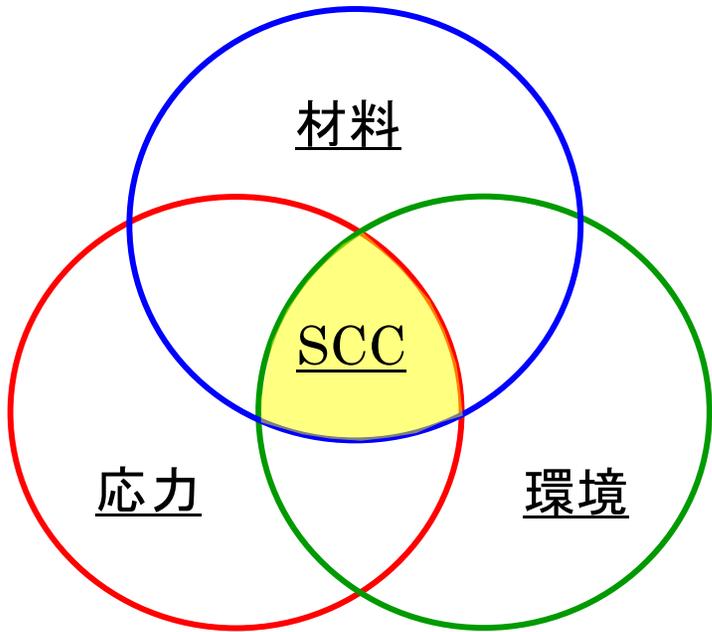
② 炉心シュラウド, 原子炉再循環系配管等の 応力腐食割れ対策

＜低炭素鋼ステンレス鋼における応力腐食割れ
発生・進展メカニズム＞

低炭素鋼ステンレス鋼における 応力腐食割れ発生メカニズム

低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れ(SCC)発生メカニズム

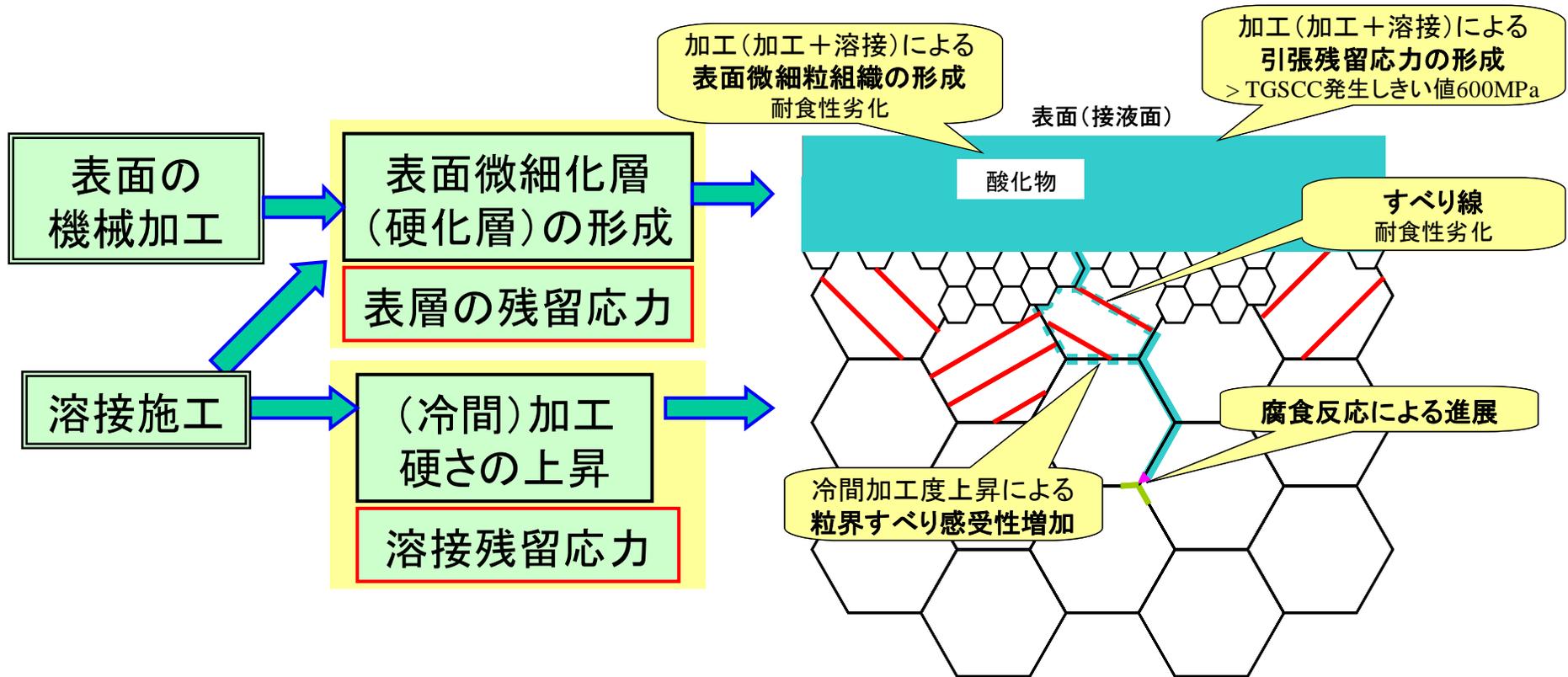
- 材料、応力、環境の重畳事象である。



2F-3炉心シュラウドのSCC

低炭素ステンレス鋼における応力腐食割れ 発生・進展メカニズムの解明

低炭素ステンレス鋼のSCCメカニズム解明のため研究を実施し、機械加工、溶接施工の影響について評価を実施。



低炭素ステンレス鋼のSCCメカニズム研究成果の概念図

低炭素ステンレス鋼における応力腐食割れ発生・進展メカニズムの解明

低炭素ステンレス鋼のSCCメカニズム研究結果の整理

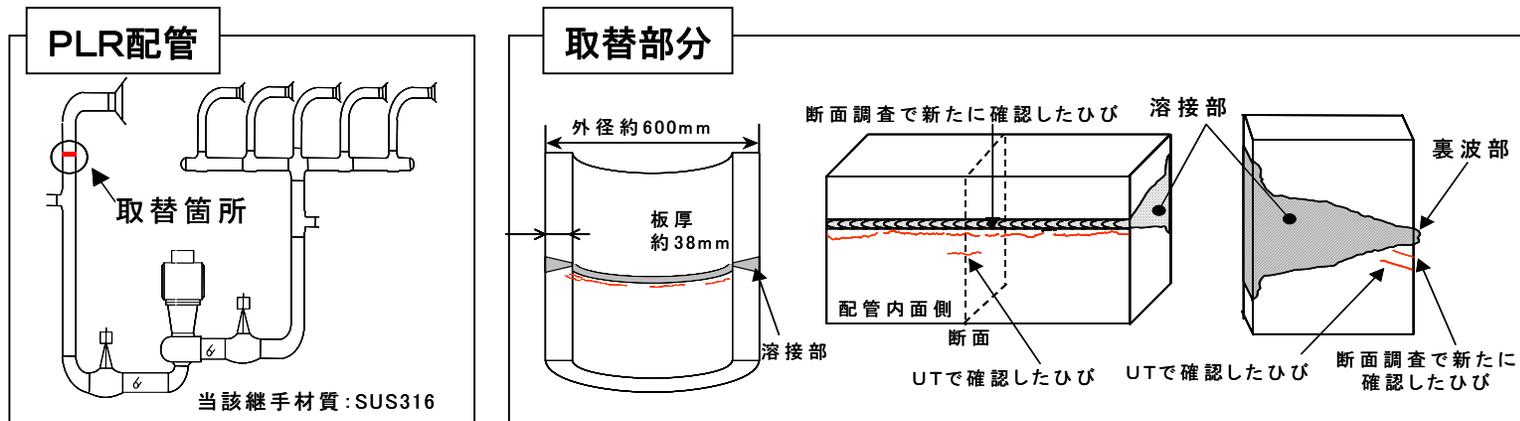
- 機械加工により、表面に微細化層が形成されるとともに表面での引張残留応力が発生。また、溶接施工により冷間加工度が上昇するとともに引張残留応力が発生。
- 表面微細化層の形成により耐食性が劣化し、引張残留応力の存在と重畳してSCC発生感受性が上昇。
- 冷間加工度の上昇により粒界すべり感受性が増加し、引張残留応力の存在と重畳してSCC進展の加速要因となる。
- 現行の実機対策（応力改善、みがき等）の効果がミクロのレベルでも理解された。

② 炉心シュラウド，原子炉再循環系配管等の 応力腐食割れ対策

＜検査精度の向上等，技術開発の動向＞

福島第二3号機のひび誤認事例と再発防止対策

- 第13回定期検査時(H16年12月～H17年12月)に、超音波探傷検査(UT)により原子炉再循環系(PLR)配管のひびを確認、取替を実施。
- 知見拡充のため取替えた配管の断面調査を実施したところ、当初UTによりひびと評価していた箇所以外に、ほぼ全周にわたって新たにひびを発見。
- 当時、断面調査で新たに確認されたひびによる信号については、配管溶接部の形状の変化部(裏波部)によるものと誤認していた。



【ひびの誤認の原因】

- 内面形状(裏波)かどうか判断する際に、溶接部の中心位置(内面形状の位置)が不明確であった。
- 過去の知見等から、ひびは無いものと思いついた。

ひびの
検出性
の向上

【再発防止対策】

- ① 溶接中心が不明確な場合には、**詳細な内面形状の調査を実施し、溶接部の中心位置を明確**にしたうえで、裏波部からの信号か否かの確認を実施。
- ② 基本探傷により疑わしい反射波が検出された場合に行う詳細な探傷*1に信号が確認された場合には、**他の手法による追加探傷*2を実施し、ひびかどうか判断することに加えて、判断に偏りが生じないように、当社および担当検査会社に第三者(他の検査会社等)を加えた会議で評価を実施。**
- ③ 今回の事例を今後の検査に活用するため、**当社および検査会社にて事例集を作成し、日本電気協会等への情報提供を実施。**

*1: 2次クレーピング波法

*2: 端部エコー法

ひび誤認事例を踏まえた検査の信頼性向上への取組み

◆ 改良UTの採用

- ✓ 「ひびの深さ」を測定するためには、従来の横波に加えて新たに縦波等を用いた改良UTの適用が必要
- ✓ 改良UTが必要な測定精度を有することを国で評価、確認

◆ 手順の改善(板厚調査等)

裏波形状の適切な把握(2F-3の反省)

◆ 第三者レビューの導入

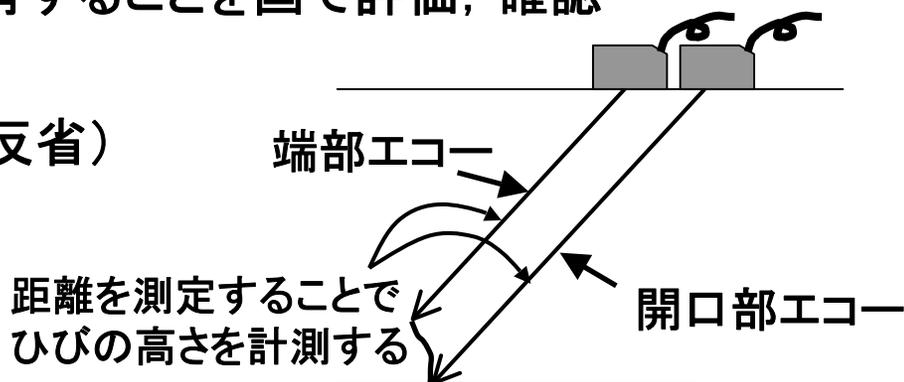
専門家レビューによる客観性

◆ PD制度の構築

- ✓ 検査精度の確保のためには、検査員個人の技術のみを対象にした従来の技能確認では不十分
- ✓ 欧米で実施されている①検査装置、②検査要領(手順書)および③検査員が一体となった検査システム全体としての性能実証を行うPD認証制度が日本においても整備された(H18.3)

◆ 検査情報の共有化

BWR事業者協議会等の活用による情報の共有化



ひびの深さ測定における技量認定制度の活用

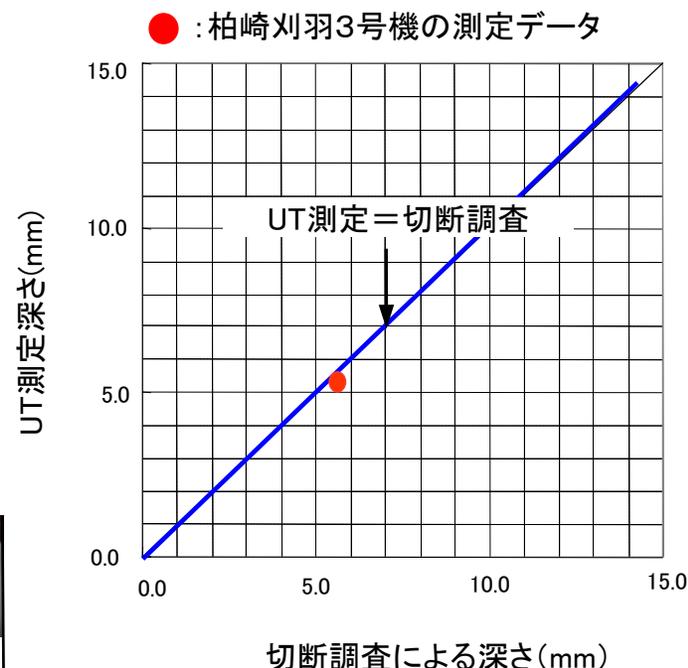
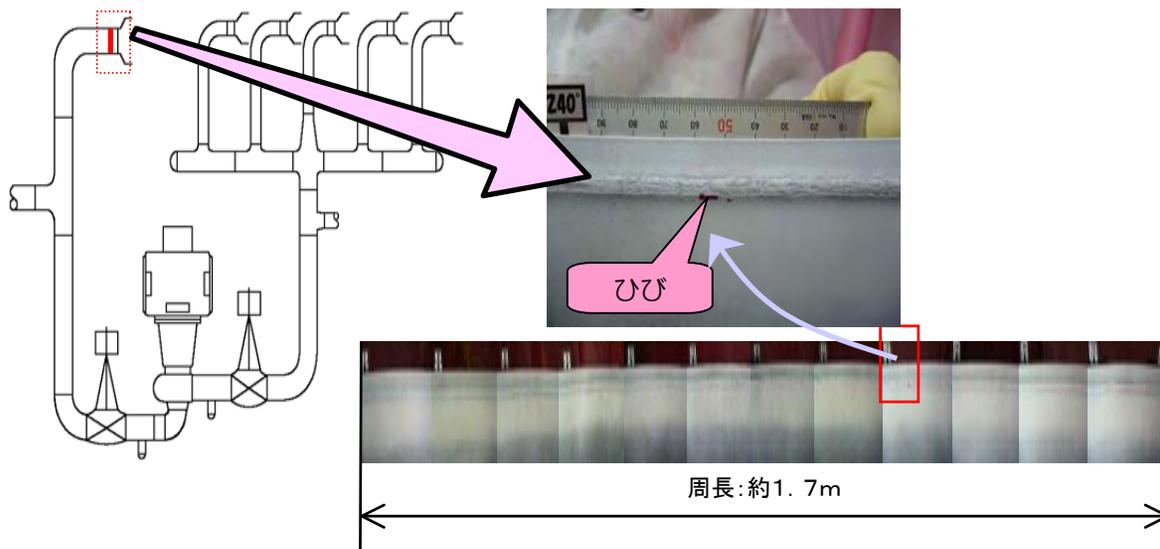
- 原子炉再循環系配管溶接部において、超音波探傷検査によるひびの検出（ひびの有無）については、日本非破壊検査協会により認証された資格を有する検査員が探傷し、同じく資格を有する評価員が評価している。
- 検出されたひびに対する健全性評価においては、超音波探傷によりひびの寸法（深さ）を精度良く測定することが必要。
- 超音波探傷によって一定の精度でひびの寸法（深さ）を測定するには高度の技術を要するため、従来の検査員の技量認証制度に加え、検査装置、検査要領、検査員の技量を一体としたシステムを認証する仕組みが平成18年3月までに整備された。
寸法測定 of 技量認証制度：PD（Performance Demonstration）認証制度
- H21.8.31までに31名が認証されており、当社においても平成18年4月以降、PD認証制度を活用し、認証者によるひびの寸法測定を実施してきている。
- また、事例集を用いた教育の実施や、社外講習会への参加などの取組みを行い、事業者のUT検査・評価技術レベルの向上を図っている。

ひびの検出性・深さ測定精度に関する調査結果 (柏崎刈羽3号機の事例)

柏崎刈羽3号機においては、約1年間の継続使用後の断面観察によるひびの深さの比較から、超音波探傷検査(UT)の信頼性について確認した。

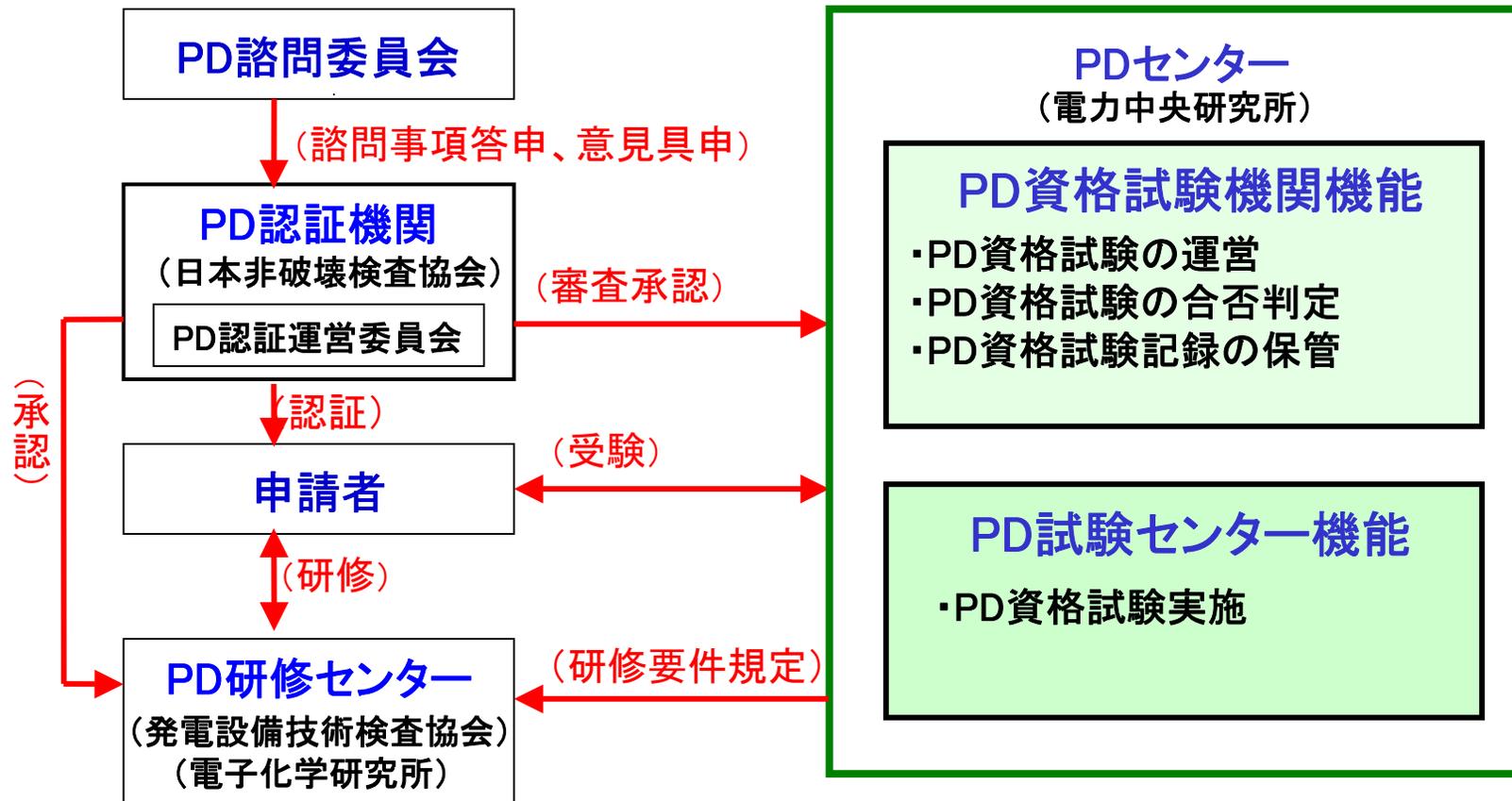
- 配管内表面について浸透探傷検査 (PT) を行った結果、PTでの指示模様 (ひび) は超音波探傷で検出しており、超音波探傷検査において検出できていることを確認。
- 超音波探傷検査結果と断面観察結果の比較 (下表) から、超音波探傷検査における深さの測定値は切断調査による深さ測定値と同程度であり、超音波探傷検査において十分な測定精度で深さが測定されていたことを確認。

配管外径	配管肉厚	ひび長さ		ひび深さ	
		切出前UT結果	内面観察結果	切出前UT結果	断面観察結果
625.4mm	38.9 mm	29mm	約12mm	5.3mm	約5.6mm



(参考) PD認証制度について

- PD (Performance Demonstration) 認証制度とは、健全性評価の前提となる、非破壊検査員の技量(欠陥寸法測定能力)を認証する制度。



改良した超音波探傷検査の測定技術の取り扱いには高度の技術を要するものであるため、従来の検査員認証制度に加えて、検査装置、検査手順書、測定者の技量を一体とした検査システムを専門機関が認証するPD認証制度が整備された。

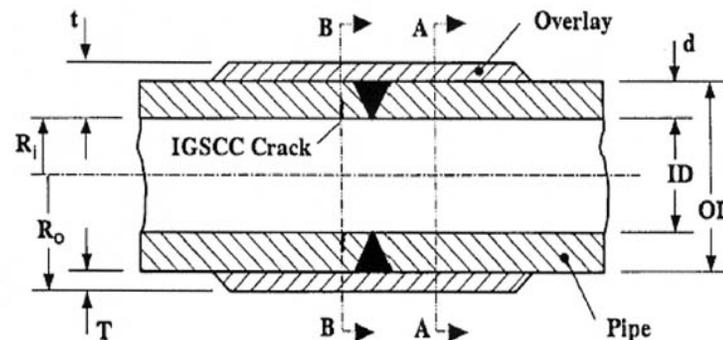
原子炉再循環系配管の補修技術

◆ 配管取替

- ✓ 配管内面のポリッシング(みがき)により機械加工面の硬化層を除去
- ✓ 狭開先の採用による溶接入熱の低減
- ✓ HSW, IHSIによる残留応力改善

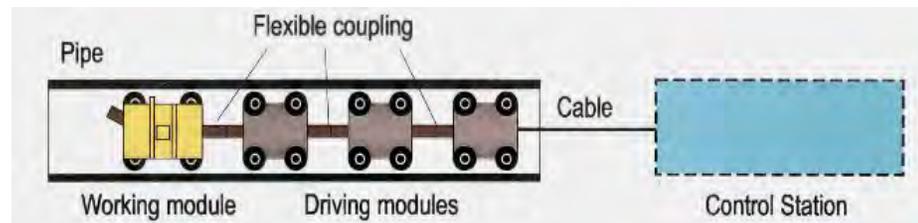
◆ Weld Overlay (WOL)

- 配管表面を肉盛り溶接する。肉盛り溶接部は耐圧部材となる。
→維持規格60度制限の撤廃により適用可能



◆ 内面研削・・・検討中

- Wheel Manipulatorを使用し、配管内面の欠陥部分を除去する。
→施工性、検査性を確認中



◆ 補修高周波加熱処理（補修IHSI）・・・検討中

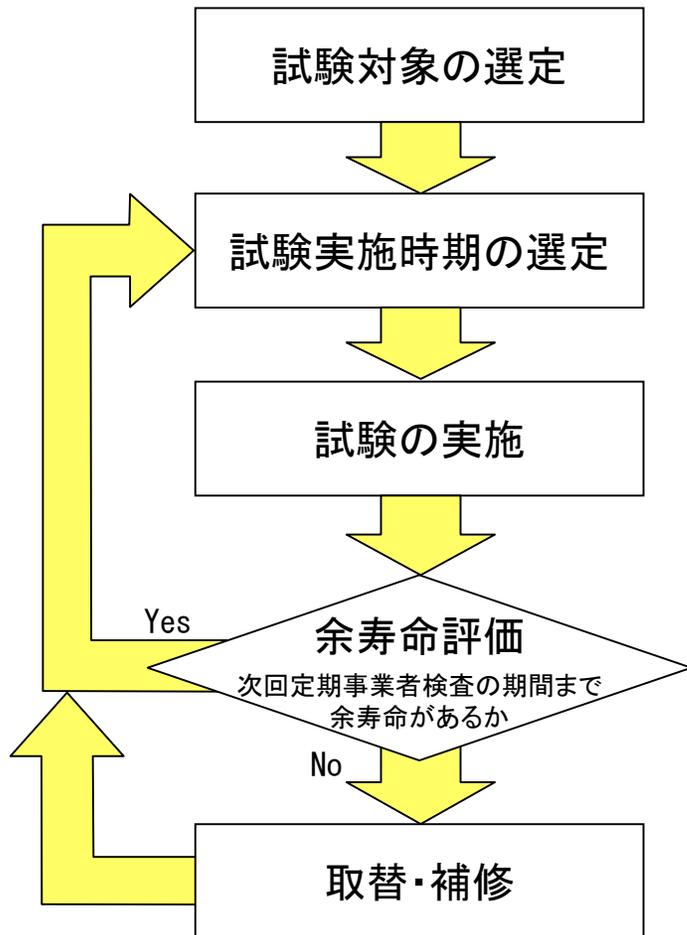
- 高周波誘導加熱によるひびの進展抑制
→施工方法の基準化

③ 配管減肉管理

<現状の配管減肉管理の概要>

配管減肉管理(1)

配管減肉管理の考え方



配管減肉管理フロー

• 試験対象の選定

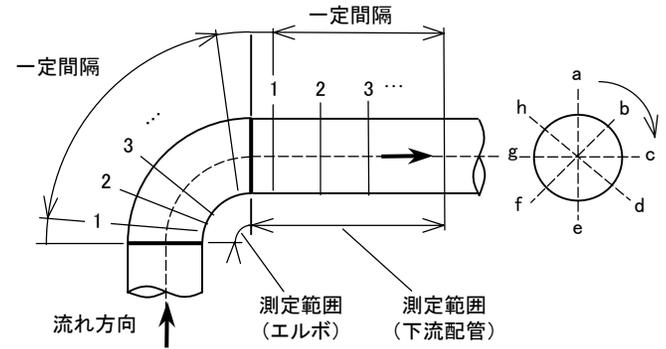
- 流れのある系統のうち、流れの乱れによりFAC(流れ加速型腐食)、液滴衝撃エロージョン(浸食)が発生する箇所が対象
- 対象系統: 主蒸気系, 復水系, 給水系 等
- 対象箇所: エルボ, ティ等およびその下流直下配管

• 試験実施時期の選定

- 余寿命を割らない時期を選定
(余寿命-5年等, 余裕をもって)

• 試験の実施

- 超音波厚さ測定等により肉厚を測定



エルボおよびその下流配管の測定点(例)

• 余寿命評価

$$\text{余寿命} = \frac{\text{現在の肉厚値} - \text{必要最小厚さ}}{\text{減肉率}}, \quad \text{減肉率} = \frac{\text{前回からの減肉量}}{\text{運転時間}}$$

- 初回の場合は公称肉厚との差を前回からの減肉量とする
- 3回目以降は最小自乗法により減肉率を求める
- 余寿命算定にあたっては、部位全体の測定点のなかから最大の減肉率と最小の肉厚値を選定し、保守的に評価する
- 余寿命が次回定期事業者検査の期間以上ある場合は次回試験実施時期の選定へ、余寿命に余裕がない場合は取替・補修を行い、健全性の維持を図る

配管減肉管理(2)

配管減肉管理の状況

- 社内の配管減肉管理指針を制定(H16.11)
 - 現在, 約5,000部位/プラントを管理
- 配管減肉データベースを整備
 - 大量の管理部位に対して点検実績を入力, 配管減肉管理部位の仕様, 履歴等の検索が容易となり, 点検漏れを防止した適切な点検計画を策定
- 自他社で得られた新知見, 日本機械学会が策定した配管減肉管理に関する技術規格(JSME規格)を社内配管減肉管理指針に反映
 - 自他社で得られた主な新知見
 - 液滴衝撃エロージョン(浸食): 福島第一4号機 原子炉給水ポンプ駆動タービン(RFP-T)ドレンライン損傷, 柏崎刈羽1号機 主蒸気(MS)リード管ドレンライン損傷等
 - 低温度FAC(流れ加速型腐食): 福島第二1号機 制御棒駆動水圧(CRD)系配管減肉, 島根-1 復水フィルター(CF)出口ヘッダ配管減肉等

配管減肉管理(3)

配管減肉管理の状況(つづき)

– JSME規格の制定・反映

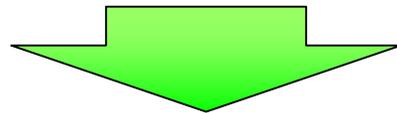
- JSME規格はH18に制定, 原子力安全・保安院(NISA)によりH20.6に技術評価(エンドース)されたため, 社内減肉管理指針に反映

JSME規格の管理方法

管理ランク	考え方	測定箇所	初回測定	2回目以降測定
FAC-1	流れ加速型腐食(FAC)が想定される部位	サブ系統毎に1箇所以上(定点観測)	5年以内	10年以内
FAC-2		偏流発生箇所全数(類似箇所は代表部位の測定で代用可)		余寿命に応じた時期
FAC-S				
LDI-1	液滴衝撃エロージョン(LDI)が想定される部位	偏流発生箇所全数(代表部位の測定不可)		
LDI-2				

*過去の知見から減肉の発生メカニズム(FAC/LDI)に応じて管理を最適化

*サブ系統:環境条件(内部流体流速,温度等)がほぼ同じであり,減肉状態を整理可能とする集団(例:制御弁から復水器まで)



- 新知見等を逐次反映しながら管理の信頼性向上を図っており, 現在では必要最小肉厚以下となるような事例は発生していない

配管減肉管理(4)

(参考)減肉管理データベースの管理状況

DB条件検索結果画面

系統	サブ系統	ライン名	測定箇所番号	管理アイコンID	材質	JSME番号	代表箇所	隣代表箇所	測定箇所	測定年度	測定回数
AC	130-1	013	AS-13-033-E	1F1_1F1A507_1	B	LD2	AS-13-000	AS-13-000	11		1
AC	130-1	013	AS-13-033-P	1F1_1F1A507_1	B	LD2	AS-13-000	AS-13-000	14		1
AC	130-1	014	AS-14-003-F	1F1_1F1A507_1	B	LD2	AS-14-000	AS-14-000	21		1
AS	163-4	003	ES-SP-151-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-151-T1	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-151-T2	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AC	163-4	003	ES-SP-152-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	ES-SP-152	ES-SP-152	3		1
AS	163-4	003	ES-SP-152-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	ES-SP-152	ES-SP-152	3		1
AS	163-4	003	ES-SP-153-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-153-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-154-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-154-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AC	163-4	003	ES-SP-155-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	ES-SP-155	ES-SP-155	3		1
AS	163-4	003	ES-SP-155-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	ES-SP-155	ES-SP-155	3		1
AS	163-4	003	ES-SP-156-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	003	ES-SP-156-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AC	163-4	003	ES-SP-157-P	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	ES-SP-157	ES-SP-157	3		1
AC	163-4	003	AS-36-400-F	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	AS-36-400	AS-36-400	3		1
AS	163-4	012	AS-72-4P-F	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	AS-72-4P	AS-72-4P	2		1
AC	163-4	012	AS-72-4P-R2	1F1_1F1A515E_1	B	LD2	AS-72-4P	AS-72-4P	2		1
AS	163-4	008A	ES-SP-140-E	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
AS	163-4	008A	ES-SP-150-F	1F1_1F1A515E_1	B	LD2			3		1
C	571	001	C-571-013-F	1F1_1F1C15_1	D	LD2	C-571-013	C-571-013	3		1
C	571	001	C-571-013-P	1F1_1F1C15_1	D	LD2	C-571-013	C-571-013	3		1
C	571	001	C-571-013-R2	1F1_1F1C15_1	D	LD2			3		1
C	571	001	C-571-013-R1	1F1_1F1C15_1	D	LD2			3		1
C	571	001	C-571-009-P	1F1_1F1C15_1	D	LD2			22		1
C	571	001	C-571-009-F	1F1_1F1C15_1	D	LD2			22		1

測定結果詳細

管理アイソメ図

測定ピッチ詳細図

※DBとして様々な機能を装備(図は一例)

- ・全プラントの全測定実績および関連資料を格納
- ・自社・他社で発生した減肉事象の類似箇所調査、減肉傾向分析に活用
- ・余寿命評価機能, 次回検査時期推奨機能
- ・定型出力により点検計画を作成, 運用

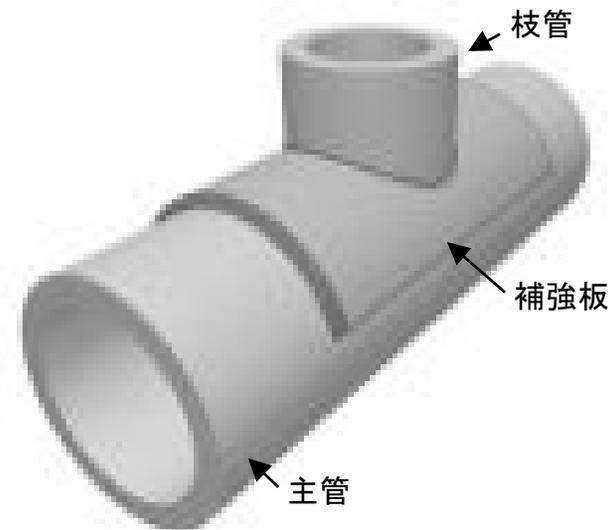
③ 配管減肉管理

<管理方法の高度化等, 今後の技術開発>

配管減肉管理(5)

配管減肉管理の高度化, 検査性向上等の取組み

- 配管減肉管理に関する他社との情報共有を実施。他社情報を迅速に入手, 反映することで配管減肉管理の信頼性を向上
- 配管分岐合流部の検査技術開発, 管理の高度化に向けた研究を実施中
 - 配管分岐合流部の合理的な肉厚管理方法の開発
 - 補強板下の肉厚測定手法の開発 等



配管分岐合流部

高経年化対策に係る保守管理・運営面での取り組み

- 品質保証や保守管理・運営面における劣化防止などソフト的な取り組み
 - ・ 過去の保全経験や運転経験をユニット操作手順書等に的確に反映
- 原子力技術レベルの維持向上への取り組み
(施設・設備の保守管理を行う人材・組織の技術レベルの維持向上)
 - ・ 技術者の世代交代に伴う技術レベルの維持向上対策として、業務遂行能力向上を目的とした体系的教育訓練手法(SAT)に基づいた教育訓練プログラムを運転員以外の技術系部門にも拡大
 - ・ 失敗に学ぶ教室など体験型の研修施設を設置し教育を実施
- 日常の運転管理におけるリスク・予兆の的確な把握と、事故発生防止に結び付けていく取り組み
 - ・ 設備の前兆、予兆事象を早期に発見するために、年に数回程度、中央制御室のパラメータ等のデータを採取し、プラント健康診断を実施
 - ・ 不適合管理の仕組みの定着化による軽微な事象を含めた一元的な管理と、他プラントへの適切な反映