

女川原子力発電所

第 1 号機

第 1 5 回 定期検査・自主点検報告書

平成 1 5 年 9 月

東北電力株式会社

目 次

1 . 定期検査・自主点検実績の概要	1
2 . 定期検査実績工程	1
3 . 定期検査および自主点検の実績	1
4 . 燃料取替実績	4
5 . 主要改造工事	5
6 . その他	6

(別添)

表 - 1	女川原子力発電所 第1号機 第15回定期検査 主要点検工程表 ..	8
表 - 2	女川原子力発電所 第1号機 第15回定期検査・自主点検結果 ..	12
添付資料	女川原子力発電所 第1号機 第15回定期検査・自主点検 その他公表した情報	80

1．定期検査・自主点検実績の概要

(1) 女川原子力発電所第1号機第15回定期検査は、平成14年9月8日から平成15年8月26日の間（並列は平成15年7月29日、解列から並列まで325日間）に実施しました。また、これと時期を合わせて自主点検を実施しております。

(2) 定期検査および自主点検において、シュラウドにひびが確認されましたが評価の結果、5年後においても十分な構造強度を有していることが確認されました。また、原子炉再循環配管にひびの兆候が確認されたため、ひびの状況を確認するとともに取替えを行いました。その他については、次項以降に述べるとおり異常は認められませんでした。

2．定期検査実績工程

(1) 定期検査の期間

女川原子力発電所第1号機第15回定期検査実績工程は、次表のとおりです。

	計 画	実 績	差
解 列 日	平成14年 9月 8日	平成14年 9月 8日	0日
並 列 日	平成15年 1月25日	平成15年 7月29日	185日
定期検査終了日	平成15年 2月20日	平成15年 8月26日	187日
並列までの期間	140日間	325日間	185日
定期検査終了までの期間	166日間	353日間	187日

なお、燃料設備については平成14年9月3日から実施

(2) 計画との相違

炉心シュラウド修理工事および原子炉再循環配管点検工事、低圧タービン（B）のバランス調整および地震後の設備全般の特別パトロールの実施により、上記の実績となりました。

3．定期検査および自主点検の実績

(1) 定期検査・自主点検の対象範囲

今回の定期検査・自主点検の対象範囲は以下のとおりです。

- a．原子炉本体
- b．原子炉格納施設
- c．燃料設備
- d．原子炉冷却系統設備
- e．計測制御系統設備
- f．放射線管理設備
- g．廃棄設備

- h．非常用予備発電装置
- i．蒸気タービン設備
- j．電気設備
- k．その他
 - ・総合負荷性能検査
 - ・制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管点検

(2) 定期検査・自主点検の実施状況

a．定期検査の概要

定期検査において、異常は認められませんでした。

なお、第3種機器供用期間中検査において、残留熱除去系配管の溶接部付近の厚さが通常より若干薄くなっていること（減肉）が9月30日に確認されましたが、軽度な事象であり、配管の健全性には問題ないことを確認しております。

【主要機器点検情報参照】

№10 残留熱除去系配管における減肉について

b．自主点検の概要

(a) シュラウド

シュラウドについて、国*の指示に基づき水中カメラを用いて目視点検を実施したところ、中間部リングおよび下部リングにひびが確認されました。シュラウドの健全性に関する評価について国に報告を行い、2月18日の原子力安全・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（第5回）にて、当社の評価は妥当であり現時点で補修の必要はないとの評価を頂きました。

現状のまま運転を継続するにあたり、5月21日に「発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可申請書」を経済産業大臣に提出し、7月3日に認可を受けました。

シュラウドのひびについては、国より現時点では補修の必要はないとの評価を受けていますが、今後適切に点検を行い、ひびの進展状況を確認していきます。

なお、ひびの原因調査のためにサンプル採取した部分について、磨き加工による応力改善を行い、国のイ項使用前検査を6月13日、ホ項使用前検査を8月26日に受検し合格しています。

* 国とは、原子力安全・保安院、東北経済産業局を示す。以下、同様。

【主要機器点検情報参照】

№3 シュラウドにおけるひびの発見について

(b) 原子炉再循環配管

第12回および第14回定期検査において原子炉再循環配管の4箇所の溶接継手部にひびの兆候が認められたことから、前述の4箇所以外の溶接継手について今回の定期検査で超音波探傷試験を実施したところ、新たに6箇所の溶接継手部にひびの兆候が確認されました。これまでにひびの兆候が確認された原子炉再循環配管の溶接継手部10箇所全てについて、新しい配管に取替えるとともに加熱による応力改善を行い、国の検査（供用期間中検査）を7月9日に終了しました。

また、従来と異なる超音波探傷検査手法による傷の深さ等の測定および実測を行い、再測定結果と実測データとを比較分析し、7月15日に国に報告を行いました。

【主要機器点検情報参照】

№5 原子炉再循環配管の傷の確認について

№6 原子炉再循環配管の傷の確認について

№7 原子炉再循環配管の傷の確認について

(c) その他

その他、自主点検において、異常は認められませんでした。

なお、下記の事項については、ひびや傷等が認められましたが、各機器の健全性には問題ないことを確認しております。

【主要機器点検情報参照】

№1 原子炉压力容器炉心スプレイ系ノズルにおけるひびの発見について

№2 原子炉压力容器ノズル改造工事中の水の漏えいについて

№4 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁のシート面の接触状態不良について

№8 主蒸気隔離弁弁箱の締め付けボルトにおけるネジ山の傷について

№9 主蒸気隔離弁（2A）弁体のシート面の傷について

№11 残留熱除去系第2注入隔離弁弁体、弁座の浸食について

№12 残留熱除去系注入ライン止め弁開度検出器の誤信号の発生について

№13 高圧注水系タービン蒸気加減弁駆動機構の部品の変形について

№14 高圧注水系タービン蒸気加減弁の弁棒吊り上げ用金具締め付けボルトの損傷について

№15 主蒸気管放射線モニタ（B）検出器とケーブルの接続部緩みについて

№16 残留熱除去系注入ライン止め弁開度検出器不良について

c . 定期検査および自主点検の詳細

定期検査・自主点検の詳細な結果を表 - 2 [P 1 1] に示します。

表で使われている記号の意味は以下のとおりです。

(設備区分の記号説明)

○ : 安全上重要な系統 (原子炉圧力バウンダリ、原子炉本体、非常用炉心冷却系)

： それ以外の系統

(検査区分の記号説明)

法 : 法令に基づき実施する検査

自 : 電力が自主的に実施する検査および点検

(定期検査・自主点検結果の記号説明)

： 点検の過程で発見されたひび・傷等に関する事項

4 . 燃料取替実績

今回の定期検査期間中において、全炉心燃料 3 6 8 体のうち、8 0 体を新燃料に取替えました。

5 . 主要改造工事

今回の定期検査期間中において実施した主要改造工事は、次表のとおりです。

No	件 名	内 容	理 由
1	制御棒駆動機構 (CRD)取替工事	分解点検対象13体のうち、6体について同一設計の予備品と取替えた。	制御棒駆動機構分解点検時の作業時間短縮を図る。
2	出力領域計測装置 (LPRM)取替工事	計測制御系統設備の核計測装置のうち出力領域モニタの検出器集合体20本(検出器個数80個)のうち3本を取替えた。	出力領域計測装置の検出器集合体の性能機能維持を図るため、劣化の見られる検出器集合体3本を取替える。
3	原子炉压力容器ノズル 改造工事	原子炉压力容器計装ノズル(N11A・B、N12A・B、N16A・B)について、応力腐食割れに対する予防保全の観点から、ノズルおよび溶接部の内面を耐応力腐食割れ性に優れた材料で内張り溶接し、信頼性の向上を図った。なお、この溶接を実施するにあたり、ノズルセーフエンドを取替えた。 また、炉心スプレイノズル(N5A・B)および予備ノズル(N9)についても、応力腐食割れに対する予防保全の観点から、溶接部の内面を耐応力腐食割れ性に優れた材料で内張り溶接し、信頼性の向上を図った。なお、この溶接を実施するにあたり、ノズルセーフエンドおよびサーマルスリーブならびに閉止キャップを取替えた。	原子炉压力容器ノズルの溶接部の信頼性向上を図る。
4	残留熱除去系 蒸気凝縮系配管 撤去工事	残留熱除去系の蒸気凝縮機能に係る配管の撤去を行った。	蒸気凝縮機能を用いなくても原子炉を冷却する方法は確立されており、試運転時を除き使用した実績がない。
5	炉心シュラウド 修理工事	炉心シュラウドに発生したひびの原因究明のために、炉心シュラウド中間部リングの溶接部(H2)の外側近傍よりひびの一部を放電加工によりサンプル採取し、調査を行った。このサンプルを採取した放電加工面に対して磨き加工を実施し応力改善を行った。	炉心シュラウドのサンプル採取部の応力改善を図る。

No	件 名	内 容	理 由
6	原子炉再循環配管点検工事	第12回および第14回定期検査において原子炉再循環配管の4箇所の溶接継手部にひびの兆候が認められたことから、前述の4箇所以外の溶接継手について今回の定期検査で超音波探傷試験を実施したところ、新たに6箇所の溶接継手部にひびの兆候が確認された。 新たに確認された6箇所の溶接継手部について、超音波探傷試験によるひびの長さや深さの測定精度の改善を目的として従来と異なる超音波探傷試験手法を用いて測定を実施するとともに当該配管を切断し取替えた。 また、第12回および第14回定期検査において確認された4箇所の溶接継手部のうち、2箇所については流量計交換工事に伴い取替え、他の2箇所についても合わせて取替えた。	従来と異なる超音波探傷試験手法による測定精度の確認のため、当該配管を切断し、ひびの長さや深さを実測した。 このため、切断した配管を取替えた。
7	蒸気タービン低圧内部車室修理工事	蒸気タービンの低圧内部車室水平継手面、隔板嵌合部および抽気仕切板部を耐浸食性の材料にて肉盛加工した。	浸食による漏えい防止。

6. その他

(1) 制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管点検

原子力安全・保安院の指示（平成14年11月27日付）に基づき、制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管点検を実施し、異常のないことを確認しました。

点検結果については、5月27日に国に報告しております。

(2) その他公表した情報

【シュラウド点検】

№1 女川原子力発電所1号機のシュラウド点検状況について

№2 女川原子力発電所1号機のシュラウド点検状況について（続報）

№3 女川原子力発電所1号機のシュラウド点検状況について（続報）

№4 女川原子力発電所1号機シュラウドの超音波探傷検査の結果について

№5 女川原子力発電所1号機炉心シュラウドの健全性および再循環配管材料調査結果の報告について

- №6 女川原子力発電所 1 号機 炉心シュラウドの「発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可申請書」および「工事計画届出書」の提出について
- №7 女川原子力発電所 1 号機炉心シュラウドの「発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可申請書」の認可について

【原子炉再循環配管点検】

- №8 女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管における傷の徴候について
- №9 女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管の点検調査について
- №10 女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管の点検状況について
- №11 女川原子力発電所 1 号機における原子炉再循環配管の点検終了について
- №5 女川原子力発電所 1 号機炉心シュラウドの健全性および再循環配管材料調査結果の報告について [件名のみ再掲]
- №12 女川原子力発電所 1 号機原子炉再循環配管の超音波探傷検査による再測定等の実施について
- №13 女川原子力発電所 1 号機における原子炉再循環配管のひびに関する改良型超音波探傷試験による測定および実測結果について

【その他】

- No.14 女川原子力発電所 1 号機の第 1 5 回定期検査について
- No.15 女川原子力発電所 1 号機の第 1 5 回定期検査開始について
- No.16 女川原子力発電所 1 号機の原子炉設置変更許可について
～ 残留熱除去系の蒸気凝縮配管を撤去～
- No.17 女川原子力発電所 1 号機の原子炉起動について
- No.18 女川原子力発電所 1 号機発電再開の予定変更について
- No.19 女川原子力発電所 1 号機の原子炉再起動について
- No.20 女川原子力発電所 1 号機の発電再開について
- No.21 女川原子力発電所 1 号機の第 1 5 回定期検査終了について

以 上

$$\begin{array}{c} | \\ \infty \\ | \end{array}$$
[illegible]

表 - 1 女川原子力発電所第1号機 第15回定期検査 主要点検工程表

[illegible]

- 10 -

[illegible]

表 - 1 女川原子力発電所第 1 号機 第 1 5 回定期検査 主要点検工程表

[illegible]

表 - 2 女川原子力発電所第 1 号機 第 1 5 回定期検査・自主点検結果

a . 原子炉本体 (1 / 2)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(原子炉本体) 1 . 原子炉压力容器	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・第 1 種機器に含まれる压力容器等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
	○	目視点検 (原子炉圧力 容器ノズル 改造工事)	自	原子炉压力容器ノズル改造工事において、炉心スプレイ系ノズル部の取替または削り取る部分を 確認していたところ、6 箇所のひび (長さ約 3 ～ 2 5 mm) が発見され、ひびの深さは最大で 約 9 . 7 mm であった。 今回の作業は、応力腐食割れに対して優れた材料で一部取替するもので、ひびが確認された箇 所はその取替または削り取る部分であることから、計画どおり作業を継続し、取替を行った。 (№ 1 参照 [P 3 9]) 原子炉压力容器ノズル改造工事を実施中のところ、原子炉压力容器のノズル (N 1 6 B) より、 原子炉格納容器内に水が漏えいしていたことから、ノズルの外部よりゴム閉止栓を取り付け、 漏えいを止めた。 当該ノズルの改造工事を行うために、原子炉压力容器内側に取り付けていた遮水装置内の監視 用カメラ本体が水圧により下方に移動したことによって隙間が生じ、遮水機能が低下したため 漏えいしたものと推定され、カメラ本体の下端に受け架台を新設しカメラが下方に移動しない ように固定して工事を再開し、終了した。 (№ 2 参照 [P 4 2])

a . 原子炉本体 (2 / 2)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
2 . 炉内構造物	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる炉内構造物について供用期間中検査を行い健全性を確認した。
	○	目視点検 (炉心シュラウド修理工事)	自	シュラウドについて、国の指示に基づき水中カメラを用いて目視点検を実施したところ、中間部リングおよび下部リングにひびが確認された。 (No 3 参照 [P 4 6])
3 . 燃料集合体	○	燃料集合体外観 検査 (368 体中 6 体)	法	・ 再装荷する燃料集合体の明らかな損傷・つぶれ・燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等のないことを確認した。
	○	燃料集合体炉内 配置検査	法	・ 燃料集合体が炉内の所定の位置に正しく装荷されていることを確認した。
	○	燃料集合体外観 調査 (368 体中 4 体)	自	・ 使用済燃料として取り出した燃料集合体の明らかな損傷・つぶれ・燃料棒以外の構成要素の有害な損傷・変形等のないことを確認した。
4 . 原子炉本体	○	原子炉停止余裕 検査	法	・ 最大価値を有する制御棒 1 本を全引抜きにした状態においても、原子炉を臨界未満にできることを確認した。

b . 原子炉格納施設 (1 / 2)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(原子炉格納容器)		原子炉格納容器 全体漏えい率 検査	法	・ 格納容器バウンダリを窒素ガスにより加圧し、漏えい率を求め原子炉格納容器の気密性能の健全性を確認した。
1 . 本体				
2 . 隔離弁		原子炉格納容器 隔離弁分解検査 (38 弁中 17 弁)	法	・ 原子炉格納容器隔離弁の弁体、弁座、弁棒にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
		原子炉格納容器 隔離弁機能検査	法	・ 模擬信号を発信させることにより、原子炉格納容器隔離弁 (主蒸気隔離弁と同時に動作する原子炉格納容器隔離弁を除く) が動作することを確認した。
3 . 真空破壊弁		原子炉格納容器 真空破壊弁機能 検査	法	・ 原子炉格納容器真空破壊弁が所定の空気圧力以下で動作することを確認した。
(原子炉建屋)		原子炉建屋 気密性能検査 (起動前)	法	・ 非常用ガス処理系を所定の流量で運転させ原子炉建屋が規定値以上の負圧に維持されていることを確認した。
		原子炉建屋 気密性能検査 (停止後)	自	・ 非常用ガス処理系を所定の流量で運転させ原子炉建屋が規定値以上の負圧に維持されていることを確認した。

b . 原子炉格納施設 (2 / 2)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(可燃性ガス濃度制御系)		可燃性ガス濃度 制御系機能検査	法	(1)昇温検査 ・可燃性ガス濃度制御系の再結合器内ガス温度が水素再結合に必要な温度制御点に所定の時間 内で到達できることを確認し、その機能の健全性を確認した。
(原子炉格納容器 スプレイ系)	○	原子炉格納容器 スプレイ系機能 検査	法	(1)運転性能検査 ・原子炉格納容器スプレイ系を必要な吐出圧力及び流量のもとで運転し、運転状態に異常のな いことを確認した。 (2)弁動作検査 ・操作スイッチを操作することにより注入弁を動作させ、正常に動作することを確認した。
	○	弁分解点検	自	残留熱除去系格納容器冷却ラインの隔離弁を点検していたところ、当該隔離弁のシート面の接触 状態が悪くなっていることが認められた。 本事象は、長年の弁体の手入れ、摺り合わせ等により、弁体がすり減りシート面の接触状態が 悪くなったものであり、弁体を新品へ取替えた。 新品へ取替えたことから、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 4 参照 [P 4 7])

c . 燃料設備 (1 / 1)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(燃料取扱装置) 1 . 燃料交換機		燃料取扱装置 機能検査	法	・ 燃料つかみ具の動力源が喪失した場合においても、模擬燃料が保持されていることを確認した。
2 . 原子炉建屋クレーン		原子炉建屋 クレーン 機能検査	自	・ 原子炉建屋クレーンを各運転モードで運転操作を行い、インターロック機能が動作することを確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (1 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(原子炉再循環系) 1 . 原子炉再循環ポンプ	○	原子炉再循環 ポンプメカニカル シール 健全性確認検査	自	・ 原子炉再循環ポンプに装着するメカニカルシールにき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
2 . 原子炉再循環系	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる配管、弁等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・ 第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
(原子炉冷却材浄化系)	○	非破壊検査 (原子炉再循環 配管点検工事)	自	原子炉再循環配管の溶接継手部に傷および傷の兆候を確認し、これまでに 1 0 箇所確認された溶接継手部について配管の取替を行った。 (No 5 ~ 7 参照 [P 5 0])
	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる配管等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・ 第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (2 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(主蒸気系) 1 . 主蒸気逃がし安全弁	○	主蒸気逃がし 安全弁分解検査	法	・主蒸気逃がし安全弁の弁体、弁座、弁棒、バネにき裂、変形、その他有意な欠陥がないことを目視により確認した。
	○	主蒸気逃がし 安全弁・安全弁	法	・主蒸気逃がし安全弁が所定の圧力で動作すること及びシール機能の健全性を確認した。
	○	機能検査 主蒸気逃がし 安全弁・逃がし弁 機能検査	法	(1)設定値確認検査 ・動作値が許容範囲内であることを確認した。 (2)弁動作検査 ・模擬信号を発信させることにより、主蒸気逃がし安全弁が動作することを確認した。
	○	自動減圧系機能 検査	法	・模擬信号を発信させることにより、自動減圧系が所定の時間内に動作することを確認した。
2 . 主蒸気安全弁	○	主蒸気安全弁 分解検査	法	・主蒸気安全弁の弁体、弁座、弁棒、バネにき裂、変形、その他有意な欠陥がないことを目視により確認した。
		主蒸気安全弁 機能検査	法	・主蒸気安全弁が所定の圧力で動作すること及びシール機能の健全性を確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (3 / 1 0)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
3 . 主蒸気隔離弁	○	主蒸気隔離弁漏えい率検査 (起動前)	法	・ 主蒸気隔離弁の漏えい率が所定の値以下に保たれていることを確認した。
	○	主蒸気隔離弁機能検査	法	・ 模擬信号を発信させることにより、主蒸気隔離弁が所定の時間内に動作することを確認するとともに、原子炉格納容器隔離弁 (原子炉格納容器隔離弁機能検査で実施するものは除く) が動作することを確認した。
	○	主蒸気隔離弁分解検査 (8 弁中 4 弁)	自	・ 主蒸気隔離弁の弁体、弁座、弁棒にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。 主蒸気隔離弁 (2 A) を分解作業中、弁箱の締め付けボルトを取り外していたところ、20本あるボルトのうち1本のボルトのネジ山 (端部の一山) を傷付けたことから、ボルトの傷ついたネジ山部を修復した。 本件は、ボルトの取り外し時に発生したものであり、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 8 参照 [P 6 4]) 主蒸気隔離弁 (2 A) の分解点検において、液体浸透探傷検査を行ったところ、弁体シート面に指示模様 (傷) が観察された。 傷は軽微なものであり、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 9 参照 [P 6 5])

d . 原子炉冷却系統設備 (4 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
4 . タービンバイパス弁	○	主蒸気隔離弁 漏えい率検査 (停止後)	自	・主蒸気隔離弁の漏えい率を測定した。
		タービン バイパス弁 分解検査	自	・タービンバイパス弁の弁体、弁座、弁棒等にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
		タービン バイパス弁 機能検査	自	・模擬信号を発信させることにより、弁の動作状況に異常がないことを確認した。
5 . 主蒸気系	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・第 1 種機器に含まれる配管、弁等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (5 / 1 0)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(残留熱除去系) 1 . 熱交換器	○	残留熱除去系 熱交換器開放 検査 (2 基中 1 基)	自	・ 残留熱除去系熱交換器 (A) の管板、水室等にか裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
2 . 主要弁	○	残留熱除去系 主要弁分解検査 (12 弁中 3 弁)	法	・ 残留熱除去系主要弁の弁体、弁座、弁棒にか裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
3 . 残留熱除去系	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる配管、弁等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・ 第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
	○	第 3 種機器供用 期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 3 種機器に含まれる圧力容器、配管等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 残留熱除去系配管を点検していたところ、A系、B系の2箇所の配管溶接部付近において、配管の厚さが通常より若干薄くなっていること(減肉)が確認された。配管の厚さは通常 12 . 5 mmであるところ、最も薄くなった箇所は約 9 . 8 mmであった。 配管の強度上必要な厚さは 6 . 8 2 mmであり、プラント運転中における配管の健全性には影響ない。 (№ 1 0 参照 [P 6 7])

d . 原子炉冷却系統設備 (6 / 1 0)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
	○	弁分解点検	自	残留熱除去系 (A) 第 2 注入隔離弁 (5 A) を点検していたところ、弁体と弁座が浸食されていることが発見された。 本事象は、系統を流れる水により浸食されたものと推定され、弁体および弁座について摺り合わせを行った。 浸食は軽微なものであり、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 1 1 参照 [P 6 8])
	○	調整運転	-	定格電気出力 (5 2 万 4 千 k W) で調整運転中、残留熱除去系 B 系に關係する警報が発生したため原因を調査したところ、残留熱除去系注入ライン止め弁 (R H R - V - 1 1 B) が全開状態であるものの、その開閉状態を検知する検出器が全開でないことを示す誤信号を出していたことを確認した。 当該弁については、原子炉起動前の点検で全開状態であることを確認した。また、当該検出器から、警報発生用の信号と中央制御室の弁開閉状態表示灯用の信号が出ているが、警報発生時に弁開閉状態表示灯により全開状態であることを確認した。その後、両方の信号の電気回路を点検したところ、警報用の信号の電気回路の不具合であることが判明した。以上のことから、通常運転に支障はないと判断し、当該誤信号を除外して運転を継続している。 保安対策として、中央制御室の制御盤の当該弁の開閉状態表示灯に注意喚起の表示を取り付けるとともに、当該弁の監視強化を行っている。 検出器のみの不具合であり、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 1 2 参照 [P 7 1]) ・ 本件により、総合負荷性能検査にて、下記の保安対策を確実に実行するよう国から指示を受け、実行している。 1 . 制御盤に注意喚起の表示を取り付けること。 2 . 運転員は当該弁について随時確認することとし、確認結果の記録については、2 回 / 直とすること。 3 . 警報を除外することに係る対応について、当該弁の監視強化を運転員に指示すること。 4 . 当該接点回路について、次回プラントを停止した時に点検を実施すること。

d . 原子炉冷却系統設備 (7 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(原子炉隔離時冷却系)		原子炉隔離時 冷却系機能検査	法	(1)運転性能検査 ・模擬信号を発信させることにより、所定の時間内に作動すること及びそのときの運転状況を確認し、その機能の健全性を確認した。 (2)弁動作検査 ・模擬信号を発信させることにより、注入弁が動作することを確認した。
(炉心スプレイ系) 1 . 主要弁	○	炉心スプレイ系 主要弁分解検査 (6 弁中 1 弁)	法	・炉心スプレイ系主要弁の弁体、弁座、弁棒にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
2 . 炉心スプレイ系	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・第 1 種機器に含まれる弁等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
	○	第 3 種機器供用 期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・第 3 種機器に含まれる配管等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (8 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(高圧注水系) 1 . ポンプ駆動用タービン	○	高圧注水系 ポンプ 分解検査	法	・高圧注水系ポンプ駆動用タービンの車室、羽根車、車軸、軸受にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
	○	弁分解点検	自	高圧注水系タービン蒸気加減弁駆動機構のうち、全長約 1 4 c m の棒状の部品を、点検工場へ搬出する際に変形させたことから、新品に取替えた。 新品に取替えたことから、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 1 3 参照[P 7 3]) 高圧注水系タービン蒸気加減弁の点検作業時、部品を吊り上げる器具の締付けボルト (全 8 本) を取り外していたところ、 2 本のボルトのネジ部を損傷させたことから、当該のボルト 2 本は新品に取替えた。 本件は、ボルトの取り外し中にネジ山を傷付けたもので、プラント運転中における弁の健全性には影響ない。 (№ 1 4 参照[P 7 4])
2 . 高圧注水系	○	高圧注水系 機能検査	法	(1) 運転性能検査 ・模擬信号を発信させることにより、所定の時間内に作動すること及びそのときの運転状況を確認し、その機能の健全性を確認した。 (2) 弁動作検査 ・模擬信号を発信させることにより、注入弁が動作することを確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (9 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる弁等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・ 第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
	○	第 3 種機器供用 期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 3 種機器に含まれる配管等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。

d . 原子炉冷却系統設備 (1 0 / 1 0)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(復水給水系) 1 . 原子炉給水ポンプ		原子炉給水 ポンプ 分解検査 (3 台中 1 台)	自	・ 原子炉給水ポンプ (C) の主軸、羽根車、軸受、キーにき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
4 . 高圧給水加熱器		原子炉給水 ポンプ機能検査	自	・ 運転している給水ポンプをトリップさせ、予備機が自動起動することを確認した。
		給水加熱器 開放検査 (10 基中 4 基)	自	・ 高圧第 1 給水加熱器 (A) (B)、高圧第 2 給水加熱器 (A) (B) の水室内部、管板、管端部等にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
5 . 給水系	○	第 1 種機器 供用期間中検査	法	(1)非破壊検査 ・ 第 1 種機器に含まれる配管等の耐圧部について供用期間中検査を行い健全性を確認した。 (2)漏えい検査 ・ 第 1 種機器範囲内の漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。

e . 計測制御系統設備 (1 / 3)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(制御材駆動装置) 1 . 制御棒駆動機構	○	制御棒駆動機構 分解検査 (89 体中 13 体)	法	・ 主要構成部品にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
	○	制御棒駆動機構 機能検査	自	・ 制御棒の全挿入から全引抜までの時間を測定し、制御棒の引抜時間が許容範囲内にあることを確認した。
(制御棒駆動水圧系) 1 . ポンプ		制御棒駆動水圧 系制御棒駆動水 ポンプ分解検査 (2 台中 1 台)	自	・ 制御棒駆動水ポンプ (A) の羽根車、主軸にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
2 . 水圧制御ユニット		制御棒駆動水圧 系水圧制御 ユニット 分解検査 (89 個中 12 個)	自	・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータのシリンダ、ピストンにき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
3 . スクラム弁		制御棒駆動水圧 系スクラム弁 分解検査 (178 弁中 24 弁)	法	・ 制御棒駆動水圧系スクラム弁の弁体、弁座、弁棒にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。
4 . 制御棒駆動水圧系		制御棒駆動水圧 系機能検査	法	・ 制御棒全引抜きの状態からスクラムさせて、所定の時間に制御棒が挿入できることを確認し、その機能の健全性を確認した。

e . 計測制御系統設備 (2 / 3)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(ほう酸水注入系)		第 3 種機器供用 期間中検査	法	(1)漏えい検査 ・制御棒駆動水圧系について漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。
		ほう酸水注入系 機能検査	法	(1)運転性能検査 ・ほう酸水注入系を運転し、その時のポンプ等の運転状態を確認した。 (2)注入弁動作検査 ・操作スイッチを操作することにより注入弁が動作し、ほう酸水注入系ポンプが起動することを確認した。 (3)ほう酸重量確認検査 ・ほう酸水貯蔵タンク水位、濃度を測定し、ほう酸重量が許容範囲内であることを確認した。
		計装用圧縮空気 系機能検査	自	・模擬信号を発信させることにより、予備機が自動起動すること、所内用圧縮空気系バックアップ 弁が動作すること及び警報が発生することを確認した。
		○ 安全保護系設定 値確認検査	法	・中性子源領域計装、中間領域計装、平均出力領域計装、制御棒引抜監視装置が許容範囲内で作動 することを確認した。
		○ 原子炉保護系 インターロック 機能検査	法	・論理回路及びスクラム機能が作動することを確認した。
(計装用圧縮空気系)				
(核計測装置)				

e . 計測制御系統設備 (3 / 3)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(計測制御装置)	○	安全保護系設定 値確認検査	法	・原子炉圧力高、格納容器圧力高、原子炉水位低等の各検出器が許容範囲内で作動することを確認した。
	○	原子炉保護系 インターロック 機能検査	法	(1)原子炉保護系検査 ・論理回路及びスクラム機能が作動することを確認した。 (2)原子炉再循環ポンプトリップ機能検査 ・原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動することを確認した。
	○	安全保護系保護 検出要素性能 (校正) 検査	自	・安全保護系に係る計器及び中央制御室の重要な計器が、許容範囲内に校正されていることを確認した。
		主要制御系 機能検査	自	・原子炉再循環流量制御系、原子炉給水制御系及び原子炉圧力制御系の制御機能に異常のないことを確認した。
		監視機能健全性 確認検査	自	・原子炉格納容器クーラードレン流量、サンプ水位計の指示値が、許容範囲内にあることを確認した。また、警報の動作値が許容範囲内にあることを確認した。 ・制御棒駆動機構位置指示機能について、異常のないことを確認した。
	○	目視点検 (主蒸気管 放射線 モニタ)	自	主蒸気管放射線モニタ 1 箇所(モニタ B)の検出器コネクタとケーブルの接続部に若干の緩みがあることが発見されたため、コネクタを新品に取替えた。 なお、緩みがあったものの放射線量の測定は、正常に行われていたを確認している。 新品に取替えたことから、プラント運転中における検出器の健全性には影響ない。
				(№ 1 5 参照[P 7 5])

f . 放射線管理設備 (1 / 3)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(放射線管理用計測装置)	○	原子炉保護系 インターロック 機能検査	法	・論理回路及びスクラム機能が作動することを確認した。
		プロセス放射線 モニタリング設 備機能検査	法	・プロセス放射線モニタリング設備の検出器が許容範囲内に校正されていること及びインターロックが作動することを確認した。
		監視機能健全性 確認検査	自	・エリア放射線モニタリング設備、プロセス放射線モニタリング設備の検出器が許容範囲内に校正されていることを確認した。また、警報・表示灯の動作値が許容範囲内にあることを確認した。 ・格納容器内雰囲気監視系の監視機能の指示値が、許容範囲内にあることを確認した。また、警報・表示灯の動作値が許容範囲内にあることを確認した。
		野外モニタ 機能検査	自	・野外モニタの各検出器が許容範囲内に校正されていることを確認した。また、警報・表示灯の動作値が許容範囲内にあることを確認した。
(非常用ガス処理系)				
1 . チャコールフィルタ		非常用ガス処理 系フィルタ性能 検査	法	・非常用ガス処理系フィルタ装置の性能が基準値以上であることを確認した。
2 . 非常用ガス処理系		非常用ガス処理 系機能検査	法	・模擬信号を発信させることにより、原子炉建屋通常換気系が隔離され、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非常用ガス処理系の運転に異常のないことを確認した。

f . 放射線管理設備 (2 / 3)

設備名	設備区分	実施内容	検査区分	定期検査・自主点検結果
(制御建屋換気系) 1 . チャコールフィルタ		制御建屋換気系 フィルタ性能 検査	法	・ 制御建屋換気系フィルタ装置の性能が基準値以上であることを確認した。
2 . 制御建屋換気		制御建屋換気系 機能検査	法	・ 模擬信号を発信させることにより、1 号機制御建屋中央制御室非常用送風機および 2 号機中央制御室再循環送風機が自動起動し、非常用循環運転に切り替わることを確認するとともに運転状態に異常のないことを確認した。
		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。
(原子炉建屋換気系)		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した
		分解点検 (継電器)	自	原子炉建屋換気空調系電気回路の点検調査を行ったところ、当該回路に使用されている継電器 (リレー) の端子部分にアークが発生した痕跡を確認した。 この痕跡は端子部分のメッキ材金属がヒゲ状に成長 (ウィスカ現象) し、端子部分で短絡が発生したことによるものと推定。 再発防止対策として、当該端子部分をウィスカ現象が発生しにくい材料で処理し、また、端子間に樹脂製の隔壁を設けた絶縁性の高い継電器 (リレー) に取替えた。 対策品に取替えたことから、プラント運転中における継電器の健全性には影響ない。 (№ 1 6 参照 [P 7 6])
(タービン建屋換気系)		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。

f . 放射線管理設備 (3 / 3)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(廃棄物処理建屋換気系)		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。
(焼却炉建屋換気系)		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。
(サイトバンカ建屋 換気系)		換気空調系 機能検査	自	・ 常用換気空調系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。

g . 廃棄設備 (1 / 1)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(気体廃棄物処理系)		気体廃棄物処理 系機能検査	法	・原子炉熱出力一定運転において、気体廃棄物処理系の運転状態が安定していることを確認した。
(液体廃棄物処理系)		液体廃棄物処理 系機能検査	自	・化学廃液濃縮装置の運転状態に異常がないこと及び各部に漏えいのないことを確認した。
		液体廃棄物貯蔵 設備・処理設備の インターロック 機能検査	自	・液体廃棄物貯蔵設備・処理設備に係るインターロックが作動することを確認した。
		流体状の放射性 廃棄物の漏えい の検出装置及び 警報装置機能 検査	自	・漏えい検出装置に係わる警報が作動することを確認した。
(固体廃棄物貯蔵所)		固体廃棄物 貯蔵所 管理状況検査	自	・固体廃棄物貯蔵所周辺の線量当量率・表面汚染密度の測定および固体廃棄物の保管状況が健全であることを確認した。
(固体廃棄物焼却設備)		固体廃棄物 処理系焼却炉 機能検査	自	・固体廃棄物焼却設備において、可燃性固体廃棄物を焼却処理し、運転状態に異常のないことを確認した。

h . 非常用予備発電装置 (1 / 2)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(非常用ディーゼル 発電設備)	○	非常用ディーゼル発電機等 機能検査 * 1	法	(1)運転性能検査 a.非常用ディーゼル発電機機能検査 ・模擬信号を発信させることにより、非常用ディーゼル発電機が所定の時間内に起動し、各負荷が所定の順序に従い順次投入されることを確認した。 b.炉心スプレイ系機能検査 ・炉心スプレイ系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。 c.低圧注水系機能検査 ・低圧注水系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。 d.残留熱除去海水系機能検査 ・残留熱除去海水系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。 e.非常用補機冷却系機能検査 ・非常用補機冷却系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。 f.非常用補機冷却海水系機能検査 ・非常用補機冷却海水系の運転状態を確認し、その機能の健全性を確認した。 ・ 7 月 1 8 日の非常用ディーゼル発電機等機能検査 * 1 のうち、運転性能検査において、非常用ディーゼル発電機の機関付回転計の校正記録を当日中に検査官に当社から提示できなかったため、非常用ディーゼル発電機の運転性能検査を一時中断した。7 月 2 2 日に国の検査官が記録を確認した後に、非常用ディーゼル発電機の運転性能検査を再開し終了した。 このことから、以下の再発防止対策をとった。 1 . 当該事象に対する対策 (1)非常用ディーゼル発電機の始動時点検等の関連試験の立会時に、測定器の校正記録を確認するとともにその写しを入手することを工事要領書に明記し、関係者へ周知した。 (2)校正されたデジタル回転計を使用することとし、検査実施前に校正記録の確認を確実にを行うこととした。 2 . 水平展開 検査実施箇所の責任者は、検査実施前に測定器具の校正記録が準備されていることを確認するよう再徹底した。

h . 非常用予備発電装置 (2 / 2)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(その他の発電装置)			法	(2)弁動作検査 ・模擬信号を発信させることにより、炉心スプレイ系及び低圧注水系の注入隔離弁が動作することを確認した。 (3) 非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査 ・非常用ディーゼル発電機の容量が確保されていることを確認した。
	○ 非常用ディーゼル発電機分解検査 ○ 直流電源系機能検査^{*2}		法	・非常用ディーゼル機関のピストン、ピストン連接棒、クランク軸、吸気弁、排気弁、シリンダーヘッド、燃料弁にき裂、変形、その他の欠陥のないことを目視により確認した。 ・直流電源設備について、機能の健全性を確認した。 【*1および2の検査の正式名称】 非常用ディーゼル発電機、炉心スプレイ系、低圧注水系、原子炉補機冷却水系、非常用補機冷却系、非常用補機冷却海水系、直流電源系機能検査及び非常用ディーゼル発電機定格容量確認検査

i . 蒸気タービン設備 (1 / 1)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(蒸気タービン)		蒸気タービン 開放検査	法	・ 蒸気タービンの車室、隔板、噴口、車軸、円板、翼、軸受、調速装置及び主要弁、主復水器、湿分分離器等に有意な浸食、損傷がないことを確認した。
		蒸気タービン 性能検査	法	・ 蒸気タービンの組立状況検査、保安装置検査、負荷検査を行い、安定して連続運転ができることを確認した。
		調整運転	自	7月23日に原子炉を起動し、発電再開に先立ち7月25日にタービンの調整運転を実施したところ、低圧タービン(B)の軸振動が警報設定値以下であるものの、通常の値より大きかったことから、今後の運転に慎重を期するためタービンを停止し、タービンのバランス調整を行った。 7月26日にタービンのバランス調整を行い、7月28日に原子炉を再起動後、タービンの軸振動等に問題がないことを確認した。 バランス調整を行ったことから、プラント運転中におけるタービンの健全性には影響ない。
		復水器開放点検	自	・ 27, 688本ある復水器細管全数について点検し健全性について確認した。なお、予防保全の観点から41本の細管について施栓を行った。

j . 電気設備 (1 / 1)

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(電気設備)		発電機点検	自	・主発電機本体の分解点検、漏えい確認試験、固定子・回転子等の絶縁抵抗測定等を実施し、機能の健全性を確認した。
		変圧器点検	自	・主要変圧器（主変圧器・所内変圧器・起動変圧器）の外観点検・性能試験等を実施し、機能の健全性を確認した。
		しゃ断器点検	自	・起動変圧器しゃ断器、断路器、接地開閉器について外観点検および動作確認試験等を実施し、機能の健全性を確認した。

k . その他 （ 1 / 1 ）

設備名	設備 区分	実施内容	検査 区分	定期検査・自主点検結果
(その他)	-	総合負荷性能 検査	法	・原子炉熱出力一定運転において、プラントが安定した連続運転ができることを確認した。
	-	総合負荷検査	自	・原子炉熱出力一定運転において、プラントが安定した連続運転ができることを確認した。
		制御棒駆動水圧 系配管等 ステンレス製 配管点検	自	・東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 3 号機および 4 号機において発生した、制御棒駆動水 圧系配管の塩化物に起因する応力腐食割れ事象に対する原子力安全・保安院の指示（平成 1 4 年 1 1 月 2 7 日付）に基づき、制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管について塩分測定および 目視点検等を実施し、異常がないことを確認した。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

(1/2)

No. 1

1. 件 名: 原子炉圧力容器炉心スプレイ系ノズルにおけるひびの発見について

2. 月 日: 平成 14 年 10 月 21 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 原子炉圧力容器
タービン発電機を廻すために蒸気を発生させる容器。

5. 所 見: ・原子炉圧力容器の配管取付け部 (ノズル) 一部取替え作業において、炉心スプレイ系^{注1}ノズル部の取替えまたは削り取る部分を確認していたところ、6 箇所のひび (長さ約 3 ～ 25 mm) が発見されました。ひびの深さは最大で約 9.7 mm でした。

・調査の結果、ひびの原因は応力腐食割れ^{注2}であると確認されました。

・今回の作業は、応力腐食割れに対して優れた材料で一部取替えするもので、ひびが確認された箇所はその取替えまたは削り取る部分であることから、計画どおり作業を継続することとしました。

・ノズル部の厚さは通常 25 mm であり、ノズルの強度上必要な厚さは 7.2 mm であることから、ひびの深さ最大 9.7 mm を考慮しても、安全上直ちに問題となるものではありません^{注3}。

・この件については国に対して内容を連絡済みです。

注1：炉心スプレイ系

冷却材喪失事故時等に作動し炉心を冷却するための非常炉心冷却設備（ECCS）の一つであり、冷却材喪失事故時等に炉心過熱の恐れのある場合、ポンプで原子炉圧力容器へ送水、スプレイし冷却する。

注2：応力腐食割れ

金属に腐食環境下で応力が働いている場合、その腐食環境にない場合より低い応力で割れが生じることを応力腐食割れという。発生原因は材質的要因（材質の鋭敏化：溶接の熱影響によって結晶粒界にクロム欠乏層を生じ耐食性が劣化する現象）、応力要因（溶接残留応力の存在）、環境要因（溶存酸素の存在）の3要因が重複した場合である。

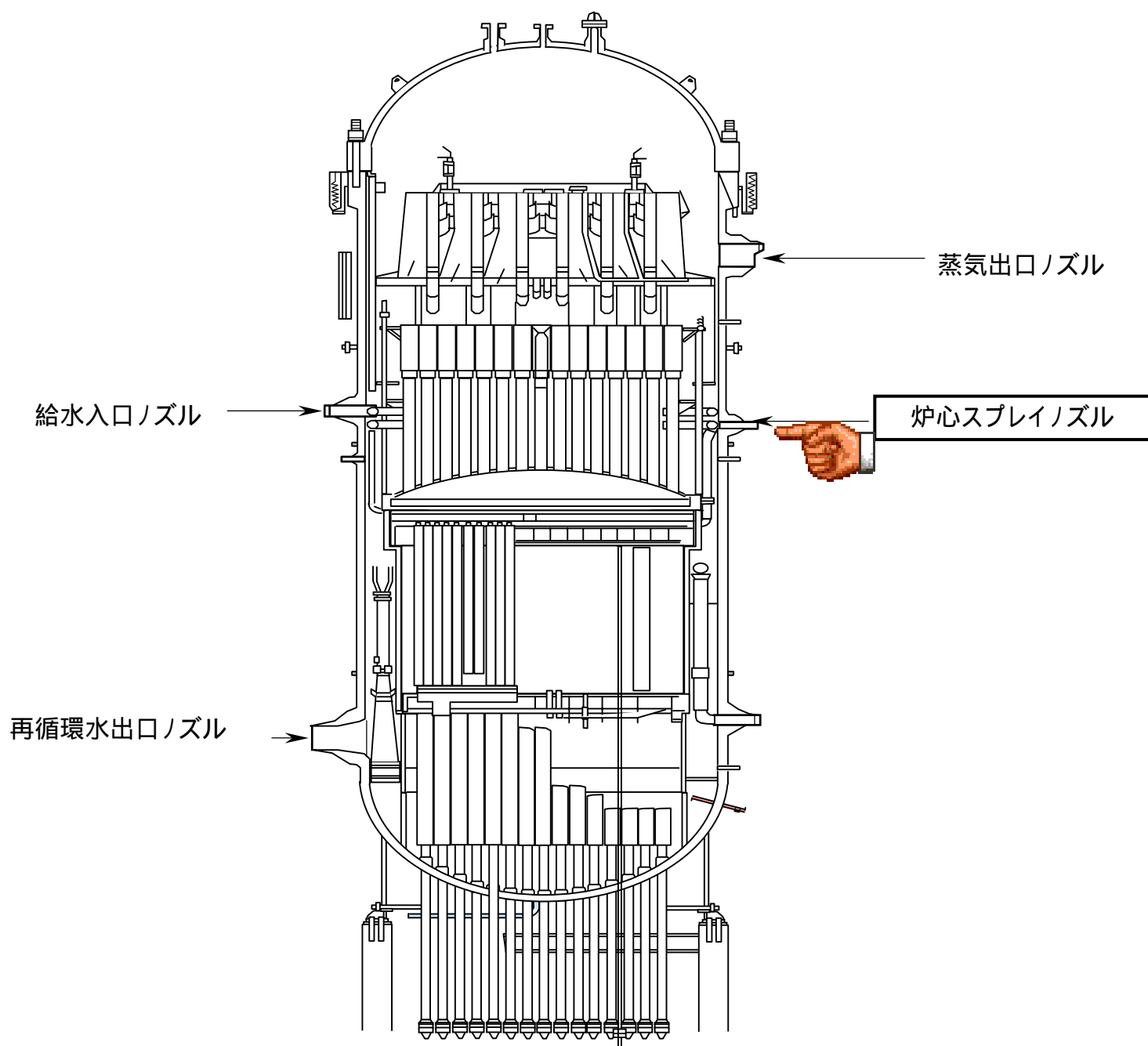
注3：ひびの深さを考慮し～

$$(\text{通常厚さ}) \ 25 \text{ mm} - (\text{ひび深さ}) \ 9.7 \text{ mm} = 15.3 \text{ mm}$$

↓

$$(\text{強度上必要な厚さ}) \ 7.2 \text{ mm} < (\text{残存厚さ}) \ 15.3 \text{ mm}$$

原子炉压力容器概要図



女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 12 月)

No. 2

1. 件 名: 原子炉圧力容器ノズル改造工事中の水の漏えいについて

2. 月 日: 平成 14 年 12 月 14 日 (土) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 原子炉圧力容器ノズル

原子炉水位の計装用配管が原子炉圧力容器に接続されている部分であり、応力腐食割れに対して優れた材料への取替え工事を行っております。

5. 所 見: ・原子炉圧力容器ノズル改造工事を実施中のところ、12月14日18時35分頃に原子炉圧力容器のノズル(N16B)より、原子炉格納容器内に水が漏えいしていることを確認しました。漏えいを停止させるため、ノズルの外部よりゴム閉止栓を取り付け、20時20分頃に漏えいが停止したことを確認しました。

なお、漏えいした水は原子炉格納容器床ドレンサンプに収集された後、放射性液体廃棄物処理系に移送され処理されました。

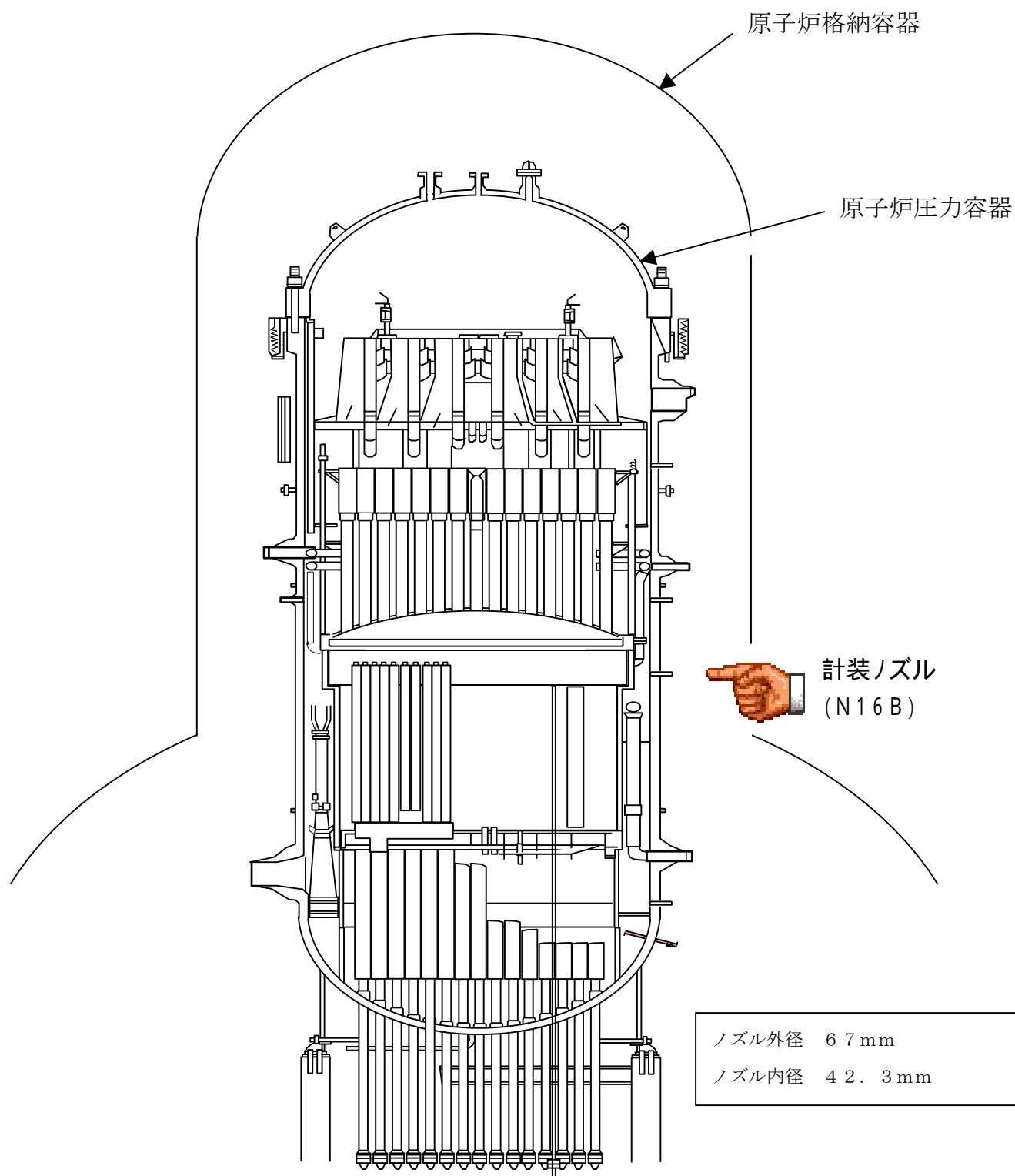
・当該ノズルの改造工事を行うために、原子炉圧力容器内側に取り付けていた遮水装置内の監視用カメラ本体が水压により下方に移動したことによって隙間が生じ、遮水機能が低下したため漏えいしたものと推定されます。

・カメラ本体の下端に受け架台を新設しカメラが下方に移動しないように固定し、工事を再開しました。

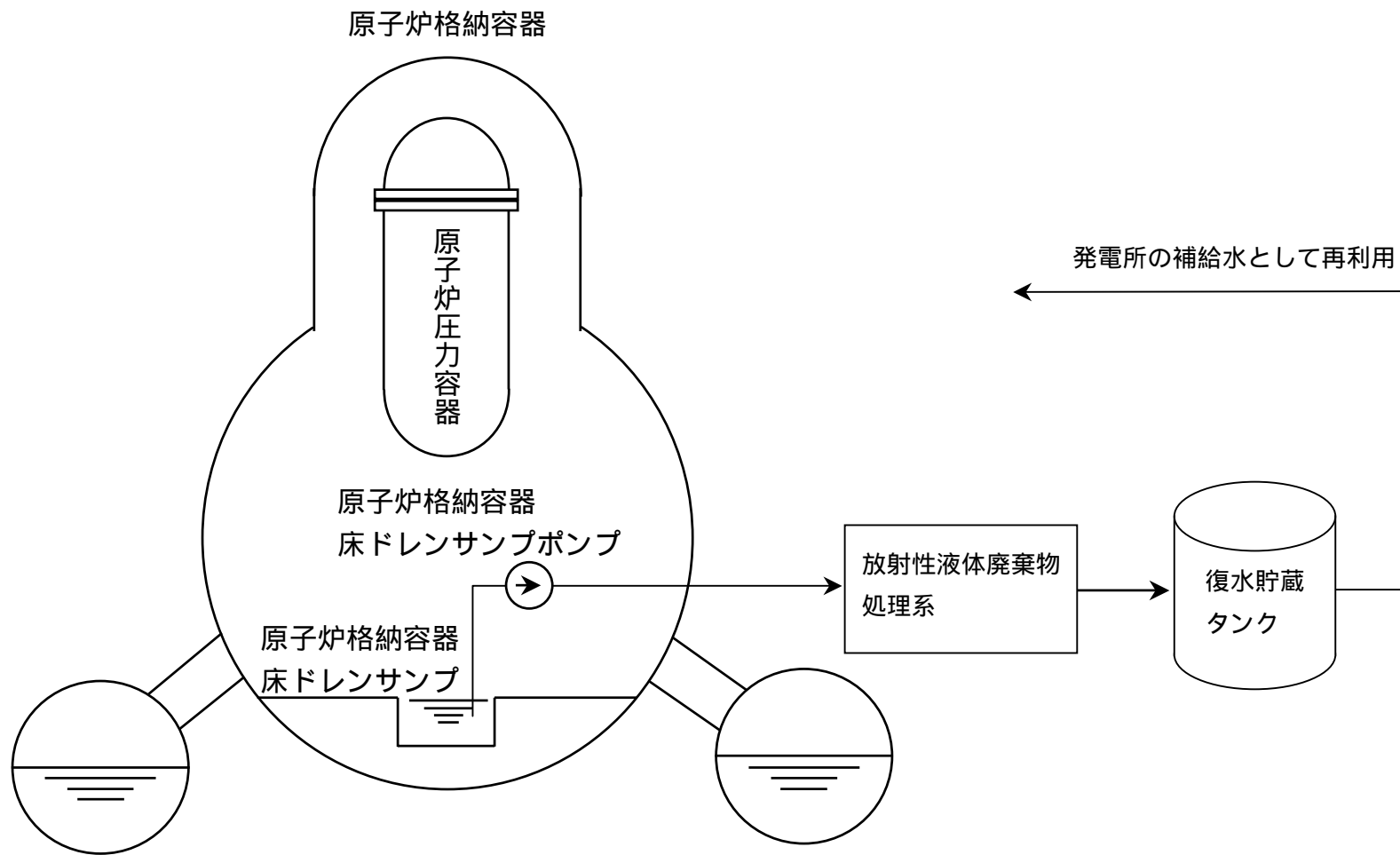
・本事象による外部への放射能の影響はありません。

・漏えい量は約 10 m³で、漏えいした放射エネルギーは約 1.7×10^6 Bq です。なお、全ての燃料は原子炉から取り出されており、また、漏洩した水の放射能濃度は通常運転中の炉水の 3000 分の 1 程度です。

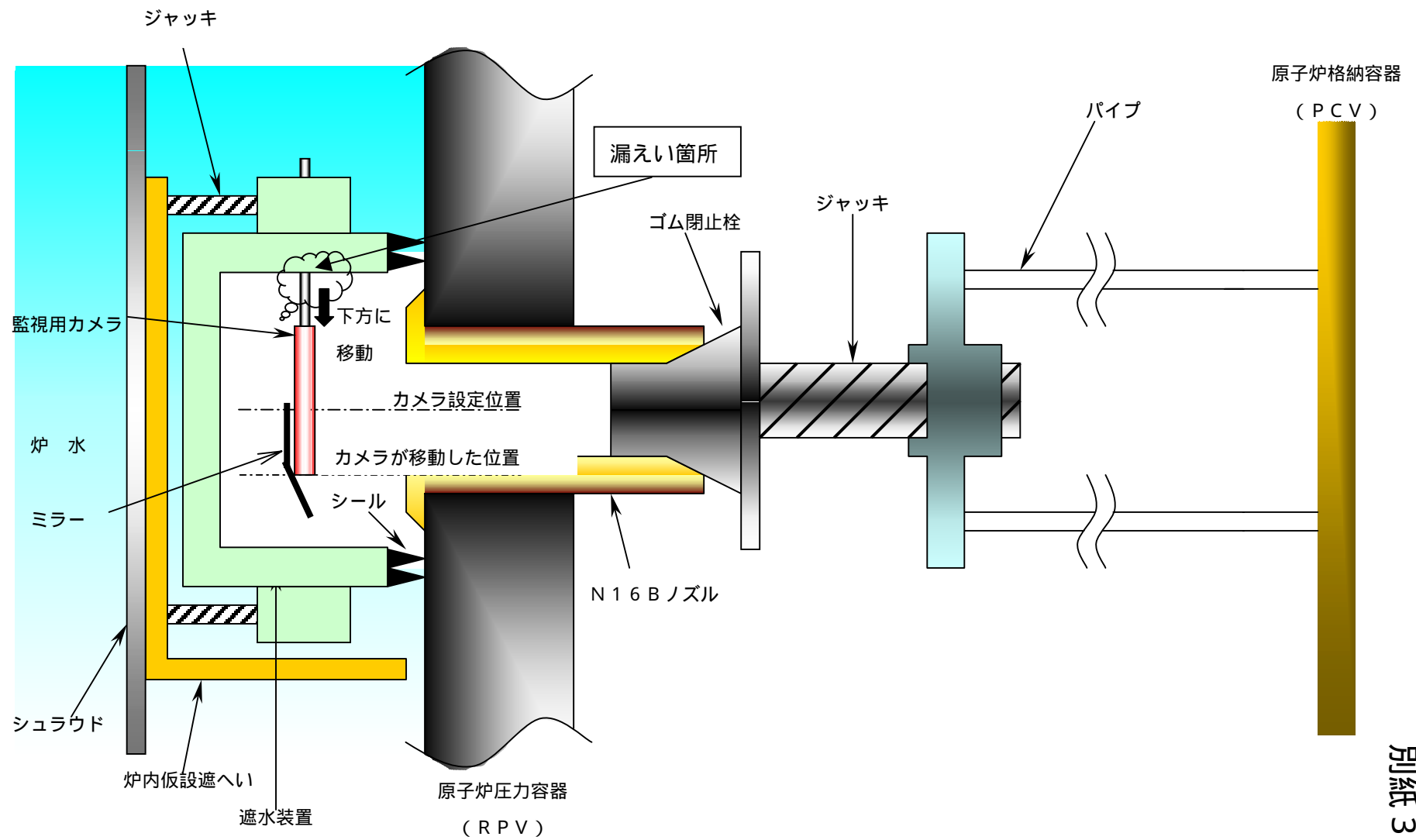
・この件に関しては国に対して内容を報告済みです。



原子炉压力容器断面図



原子炉格納容器床ドレン系



原子炉圧力容器ノズル部のゴム閉止栓取付状況

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 3

1. 件 名: シュラウドにおけるひびの発見について

2. 月 日: 平成 14 年 9 月 23 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 炉内構造物

原子炉圧力容器内に組み込まれていて、炉心の支持、炉内の冷却材流路の形成等の機能を持つ原子炉内の構造物。炉心隔壁（シュラウド）はその一つで、炉心部を構成する燃料集合体や制御棒を内部に収容する円筒状の構造物。

5. 所 見: ・シュラウドについて、国（原子力安全・保安院）の指示に基づき水中カメラを用いて目視点検を実施したところ、シュラウドの中間部リング溶接線（H2 溶接線）付近に 12 箇所、および下部リング溶接線（H6a 溶接線）付近に 61 箇所のひびを発見しました。

・今後、超音波探傷検査^{注1}によるひびの深さ測定などの詳細調査を行う予定です。
また、その結果を国に報告し、国の指導を受けながら、適切な対応をしてまいります。

6. その他: 9 月 23 日 (月) ひびの発見および箇所数についてプレス実施
9 月 26 日 (木) ひびの詳細確認結果についてプレス実施

注 1: 超音波探傷検査 (UT)

構造物の内部にある欠陥検出における非破壊試験法の一つで、X線検査と並ぶ代表的な欠陥検査法である。

超音波が構造物の内部を伝搬し、欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を観察することにより、欠陥の形態、形状、寸法を調べる。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 11 月)

No. 4

1. 件 名: 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁のシート面の接触状態の不良について

2. 月 日: 平成 14 年 11 月 14 日 (木) (発生 (発見) 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 残留熱除去系 格納容器冷却ライン

格納容器内に蒸気等が漏れた場合、格納容器の内側に取り付けたドーナツ型の水管（スプレーヘッダー）から水をスプレーすることにより、漏れた蒸気を冷却して格納容器内の圧力を下げると同時に格納容器内に浮遊している放射性物質を大幅に減少させる。

5. 所 見: ・残留熱除去系格納容器冷却ラインの隔離弁を点検していたところ、当該隔離弁のシート面の接触状態が悪くなっていることが認められました。

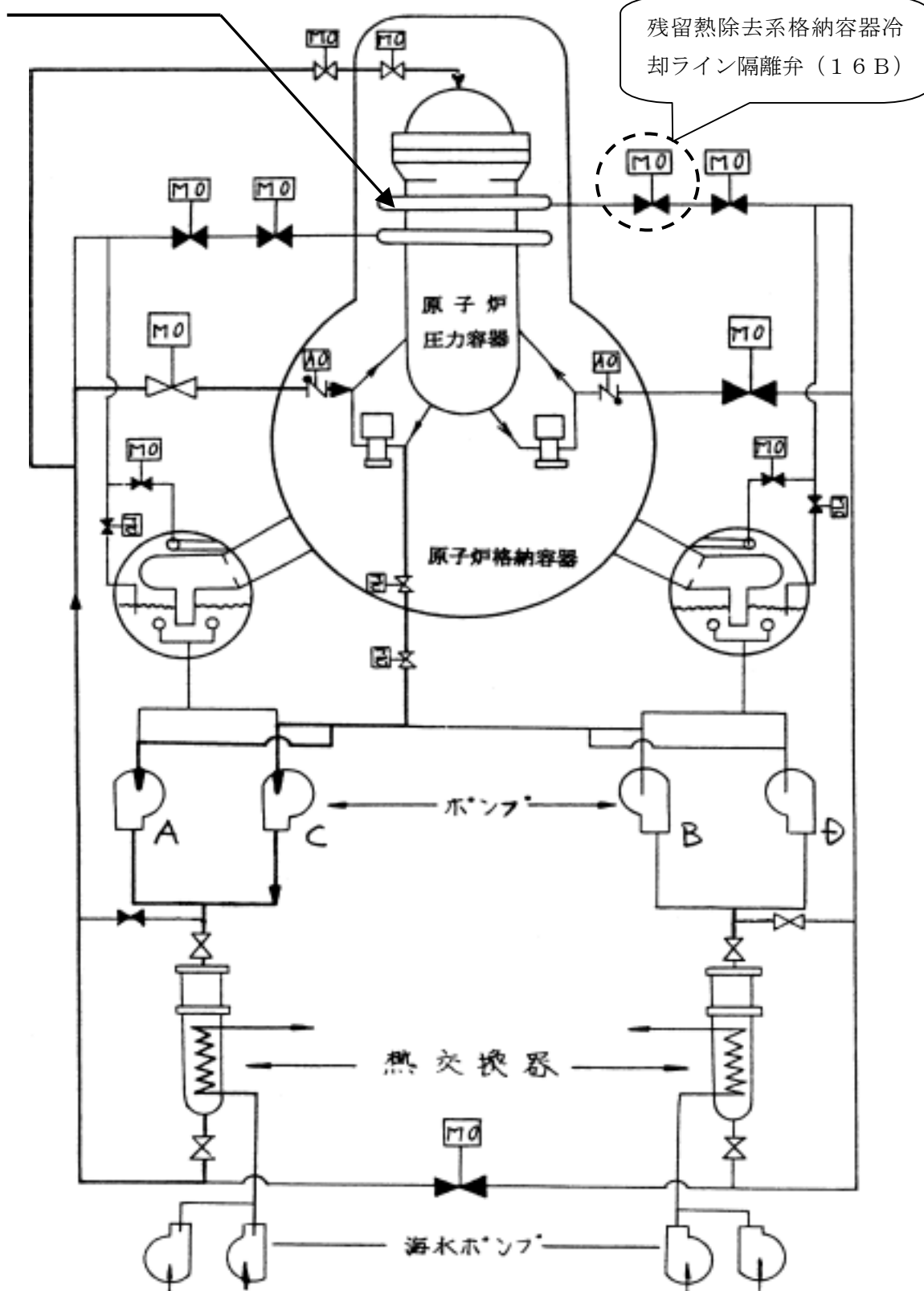
※ シート面；流体（水）を止めるために弁体と弁座が接触する面。

・本事象は、長年の弁体の手入れ、摺り合わせ等により、弁体がすり減りシート面の接触状態が悪くなったものであり、弁体を新品と交換することとしました。

・通常運転中において当該隔離弁の両側は、ほぼ大気圧と同じであり、プラント運転中の安全性に問題のある状態ではありませんでした。

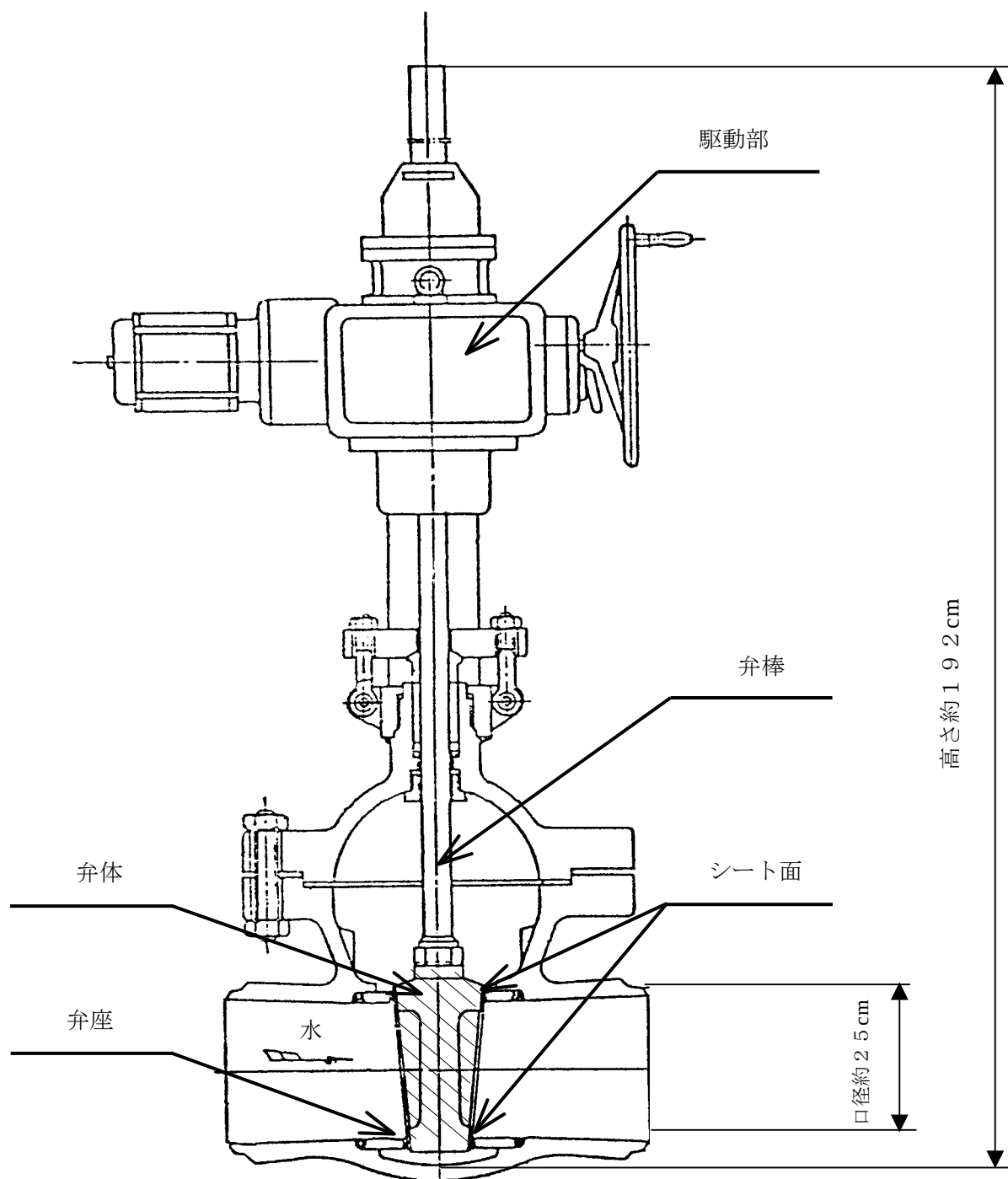
スプレーヘッダー

残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (16B)



残留熱除去系

残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁
(RHR-MV-16B)



女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

(1/2)

No. 5

1. 件 名： 原子炉再循環配管の傷の確認について

2. 月 日： 平成 14 年 10 月 30 日 (水) (発生 発見 確認)

3. 場 所： 原子炉建屋

4. 設 備： 原子炉再循環系

原子炉内の炉心で発生する熱を効率的に除去するため、原子炉冷却材(水)を強制的に循環させる系統。原子炉再循環ポンプ、配管、ジェット・ポンプ等から構成されている。

5. 所 見： ・原子炉再循環配管においては、過去の定期検査時に、超音波探傷検査^{注1}により、配管溶接部付近に傷の兆候が確認されていました。以降自主的に傷の有無や傷の進展状況について確認してきました。

・当該兆候箇所の確認作業を行ってきたところ、配管内面からの液体浸透探傷検査^{注2}により傷であることが確認されました。

・引続き、傷の点検調査作業を継続するとともに、未確認箇所の検査を行っていきます。

また、その結果を国に報告し、国の指導を受けながら、適切な対応をしてまいります。

6. その他： 9月20日(金) 傷の兆候についてプレス実施
10月25日(金) 傷の兆候の調査開始についてプレス実施

注 1：超音波探傷検査（U T）

構造物の内部にある欠陥検出における非破壊試験法の一つで、X線検査と並ぶ代表的な欠陥検査法である。

超音波が構造物の内部を伝搬し、欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を観察することにより、欠陥の形態、形状、寸法を調べる。

注 2：液体浸透探傷検査（P T）

液体浸透探傷検査は、金属表面の欠陥を検出する非破壊試験法の一つで、金属表面の割れやピンホール等の欠陥の有無を液体の毛細管現象を利用して検査する方法。

欠陥のある検査物表面に浸透液を塗布すると、浸透液は毛細管現象で欠陥の中に浸透する。次に表面の余分な浸透液を除去した後、現像液を塗布することにより微細な傷も肉眼で発見することができる。

この方法は、表面欠陥に関し数ミクロンの傷でも検知でき、また作業性に優れていることから広く用いられている。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 11 月分)

(1/2)

No. 6

1. 件 名： 原子炉再循環配管の傷の確認について

2. 月 日： 平成 14 年 11 月 14 日 (木) (発生 発見 確認)

3. 場 所： 原子炉建屋

4. 設 備： 原子炉再循環系

原子炉内の炉心で発生する熱を効率的に除去するため、原子炉冷却材(水)を強制的に循環させる系統。原子炉再循環ポンプ、配管、ジェット・ポンプ等から構成されている。

5. 所 見： ・原子炉再循環配管においては、過去の定期検査時に、超音波探傷検査^{注1}により、4箇所配管溶接継手部付近に傷の兆候が確認されていました。(9月20日お知らせ済み)

・当該兆候箇所を配管内面から液体浸透探傷検査^{注2}により確認作業を行ってきたところ、4箇所の溶接継手部に19個の傷(最大長さ203mm)が確認されました。(11月28日お知らせ済み)

・上記4箇所の溶接継手部以外についても超音波探傷検査を実施したところ、11月末までに新たにB系の4箇所の溶接継手部に傷の兆候が確認されました。(11月28日お知らせ済み)

・傷および傷の兆候が確認された配管については、何れも配管の必要厚さを満足していることを確認しています。(11月28日お知らせ済み)

・引続き、傷の点検調査作業を継続するとともに、未確認箇所の検査を行っていきます。また、その結果を国に報告し、国の指導を受けながら、適切な対応をしていきます。(11月28日お知らせ済み)

- 6 . その他 :** 9月20日（金）傷の兆候についてプレス実施
 10月25日（金）傷の兆候の調査開始についてプレス実施
 11月28日（木）原子炉再循環配管の点検状況についてプレス実施

注1：超音波探傷検査（UT）

構造物の内部にある欠陥検出における非破壊試験法の一つで、X線検査と並ぶ代表的な欠陥検査法である。

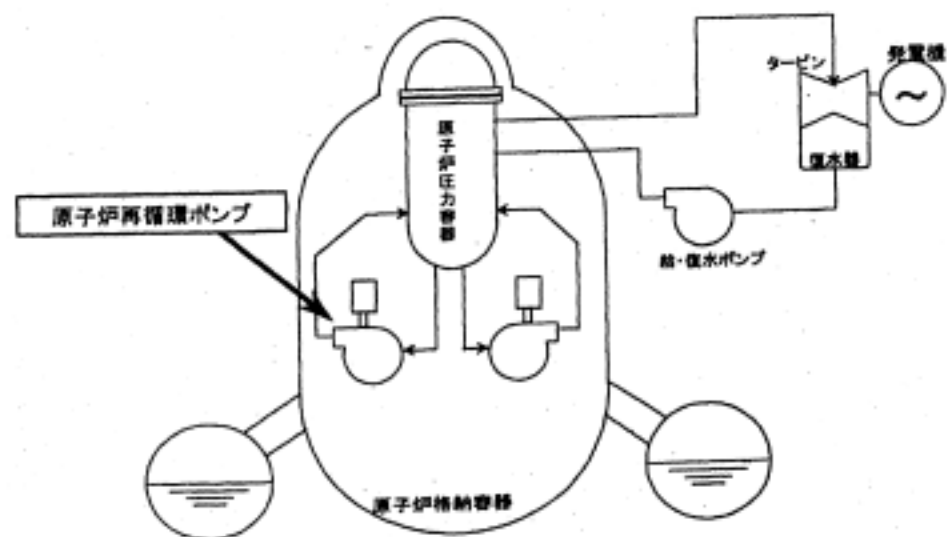
超音波が構造物の内部を伝搬し、欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を観察することにより、欠陥の形態、形状、寸法を調べる。

注2：液体浸透探傷検査（PT）

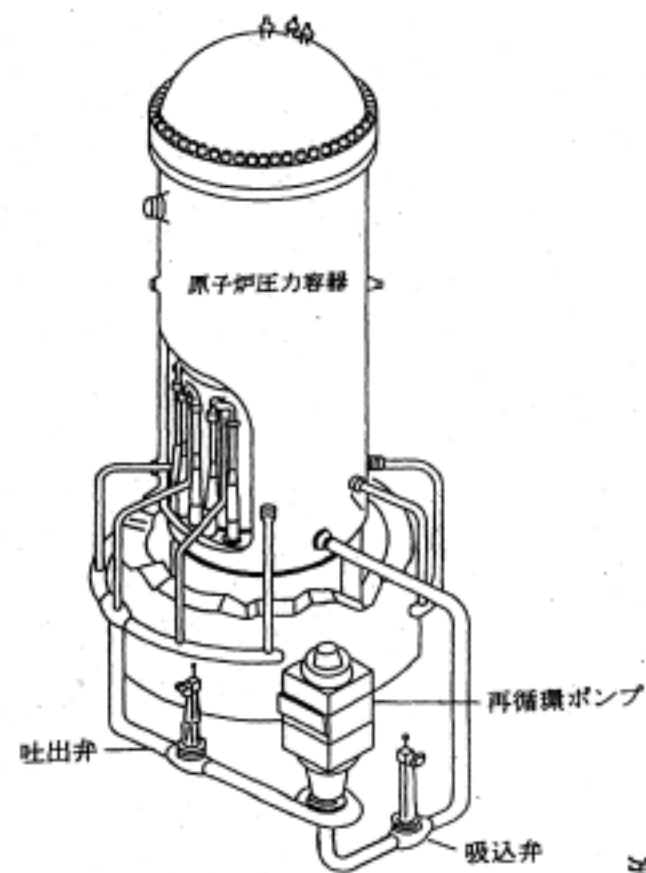
液体浸透探傷検査は、金属表面の欠陥を検出する非破壊試験法の一つで、金属表面の割れやピンホール等の欠陥の有無を液体の毛細管現象を利用して検査する方法。

欠陥のある検査物表面に浸透液を塗布すると、浸透液は毛細管現象で欠陥の中に浸透する。次に表面の余分な浸透液を除去した後、現像液を塗布することにより微細な傷も肉眼で発見することができる。

この方法は、表面欠陥に関し数ミクロンの傷でも検知でき、また作業性に優れていることから広く用いられている。

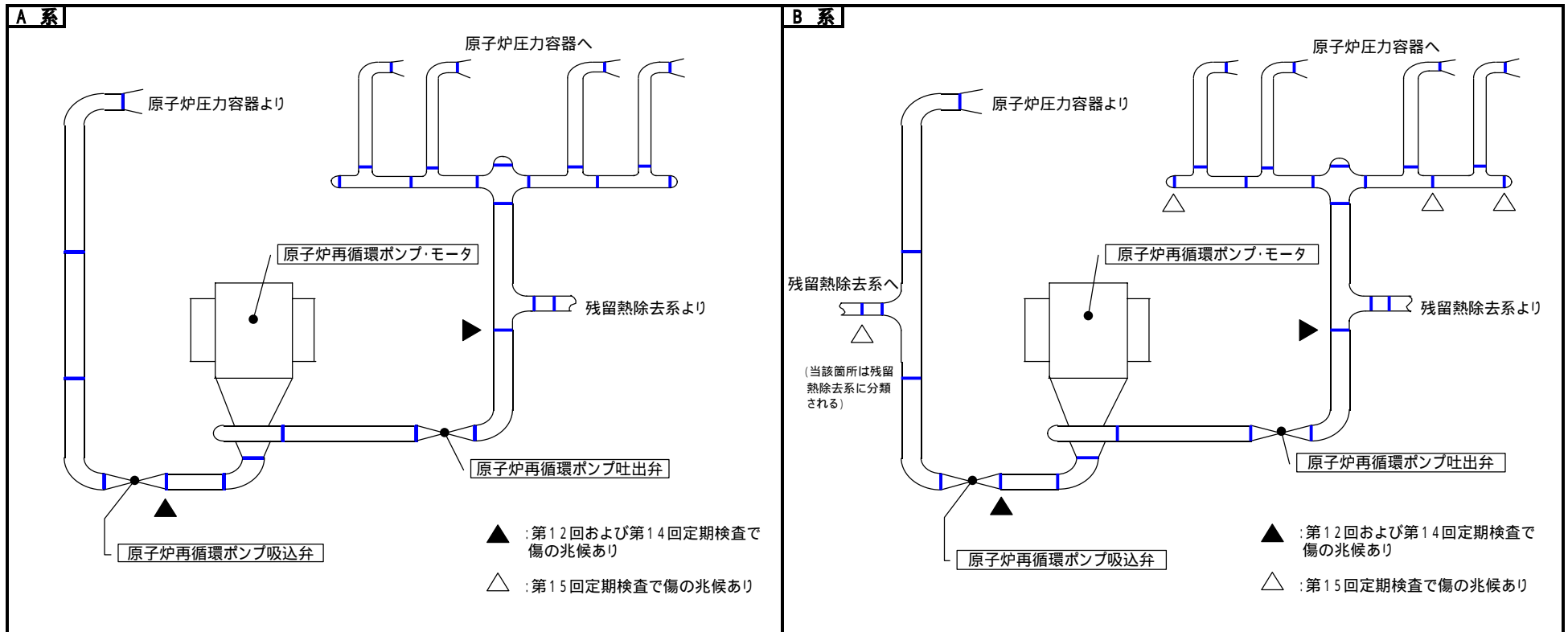


系統概略図



原子炉再循環配管 鳥瞰図

別紙1



女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

女川原子力発電所 1 号機 原子炉再循環配管 傷の点検結果一覧表

	溶接継手	点検時期	傷の長さ(mm) 1	最大深さ (mm)	箇所数	備 考
A 系		第15回定検	4	6.1以下	4	内面より研削し、 確認
			118			
			104			
			35	5.0以下		
		第15回定検	11	7.2	2	サンプルを採取 し、確認
			23.5			
B 系		第15回定検	38	4.9以下	9	内面より研削し、 確認
			6			
			31			
			13			
			29			
			13			
			32			
			158	12.2以下		
			203			
		第15回定検	19	- 2	4	サンプルを採取 し、確認
			39	9.0		
			38	8.5		
			6			

1: 浸透探傷検査による

2: 調査対象外

配管厚さ一覧表 (mm)

溶接継手	必要厚さ (A)	実測厚さ (B)	傷の深さ (C)	(B) - (C)
	20.46	35.5	6.1以下	29.4
	23.13	39.0	7.2	31.8
	20.46	37.0	12.2以下	24.8
	23.13	37.8	9.0	28.8

女川原子力発電所 1 号機 原子炉再循環配管 傷の超音波探傷検査結果一覧
(第 1 5 回定検における新たな傷の兆候)

溶接継手	点検時期	傷の兆候		箇所数
		長さ(mm) 2	深さ(mm)	
	第15回定検	13	4.0	1
	第15回定検	49	4.5	1
1	第15回定検	52	3.5	1
			3.8	
	第15回定検	4	4.0	1
			4.3	

配管厚さ一覧表 (mm)

溶接継手	必要厚さ (A)	実測厚さ (B)	傷の深さ (C)	(B) - (C)
	16.77	26.2	4.0	22.2
	16.77	28.9	4.5	24.4
1	17.40	33.0	3.8	29.2
	16.77	29.0	4.3	24.7

1: 当該箇所は残留熱除去系に分類される

2: DAC (距離振幅補正曲線) 100%を超える長さ

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 12 月分)

(1/2)

No. 7

1. 件 名： 原子炉再循環配管の傷の確認について

2. 月 日： 平成 14 年 12 月 4 日 (火)・18 日 (水)

(発生 (発見) 確認)

3. 場 所： 原子炉建屋

4. 設 備： 原子炉再循環系

原子炉内の炉心で発生する熱を効率的に除去するため、原子炉冷却材（水）を強制的に循環させる系統です。原子炉再循環ポンプ、配管、ジェット・ポンプ等から構成されています。

5. 所 見： ・原子炉再循環配管においては、過去の定期検査時に、超音波探傷検査^{注1}により、4 箇所の配管溶接継手部付近に傷の兆候が確認されました。
(9 月 20 日お知らせ済み)

・当該兆候箇所を配管内面から液体浸透探傷検査^{注2}により確認作業を行ってきたところ、4 箇所の溶接継手部に 19 個の傷（最大長さ 203 mm）が確認されました。(11 月 28 日お知らせ済み)

・上記 4 箇所の溶接継手部以外についても超音波探傷検査を実施したところ、11 月末までに新たに B 系の 4 箇所の溶接継手部に傷の兆候が確認されました。(11 月 28 日お知らせ済み)

・引き続き溶接継手部の超音波探傷試験を実施していたところ、12 月に入り新たに A 系および B 系の各 1 箇所の溶接継手部に傷の兆候が確認されました。今回の定期検査で、これまでに傷の兆候が確認された溶接継手部は、A 系 1 箇所、B 系 5 箇所となります。

・傷および傷の兆候が確認された配管については、何れも配管の必要厚さを満足していることを確認しています。

- ・今後も引き続き、傷の点検調査作業を継続するとともに、未確認箇所の検査を行います。また、その結果を国に報告し、国の指導を受けながら、適切な対応をします。

- 6．その他：**
- 9月20日（金）傷の兆候についてプレス実施
 - 10月25日（金）傷の兆候の調査開始についてプレス実施
 - 11月28日（木）原子炉再循環配管の点検状況についてプレス実施

注1：超音波探傷検査（UT）

構造物の内部にある欠陥検出における非破壊試験法の一つで、X線検査と並ぶ代表的な欠陥検査法である。

超音波が構造物の内部を伝搬し、欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を観察することにより、欠陥の形態、形状、寸法を調べる。

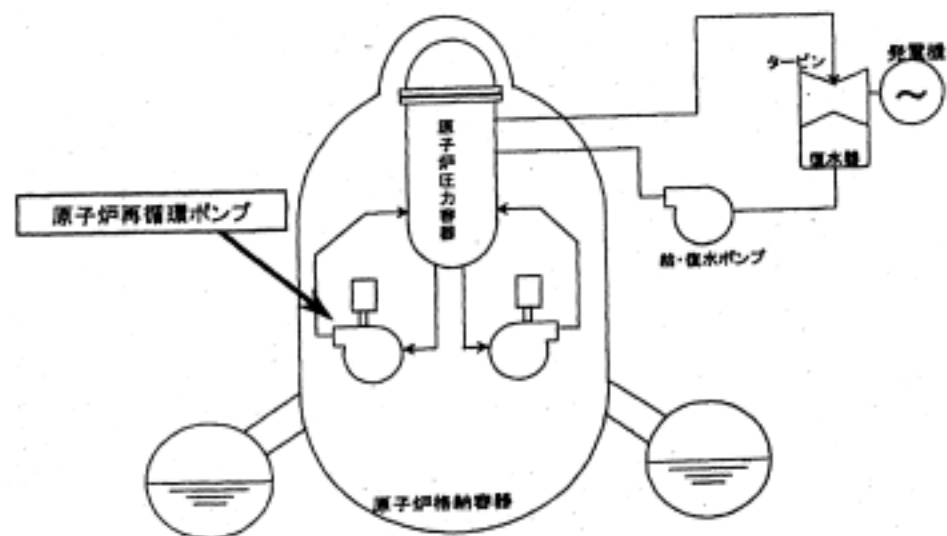
注2：液体浸透探傷検査（PT）

液体浸透探傷検査は、金属表面の欠陥を検出する非破壊試験法の一つで、金属表面の割れやピンホール等の欠陥の有無を液体の毛細管現象を利用して検査する方法。

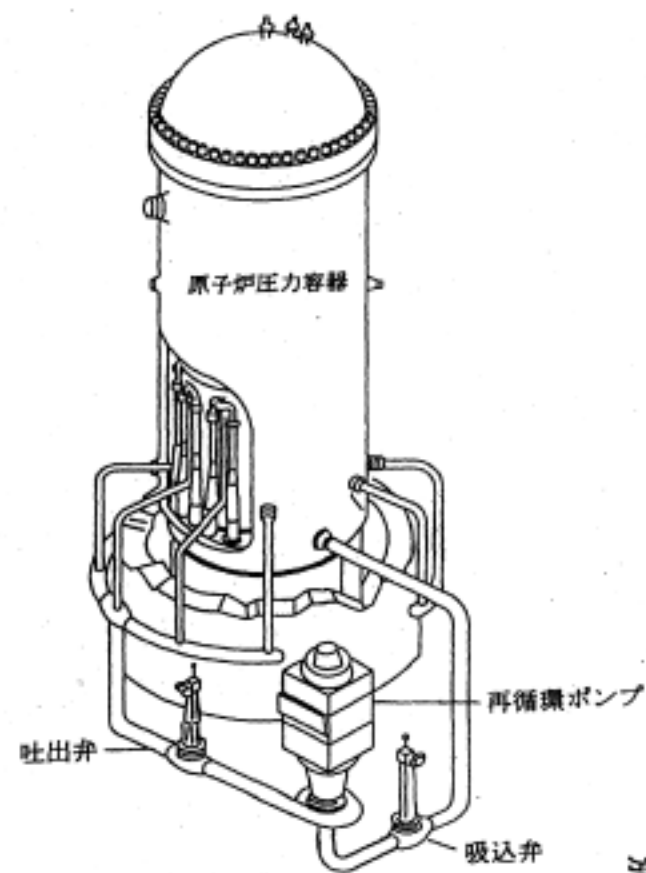
欠陥のある検査物表面に浸透液を塗布すると、浸透液は毛細管現象で欠陥の中に浸透する。次に表面の余分な浸透液を除去した後、現像液を塗布することにより微細な傷も肉眼で発見することができる。

この方法は、表面欠陥に関し数ミクロンの傷でも検知でき、また作業性に優れていることから広く用いられている。

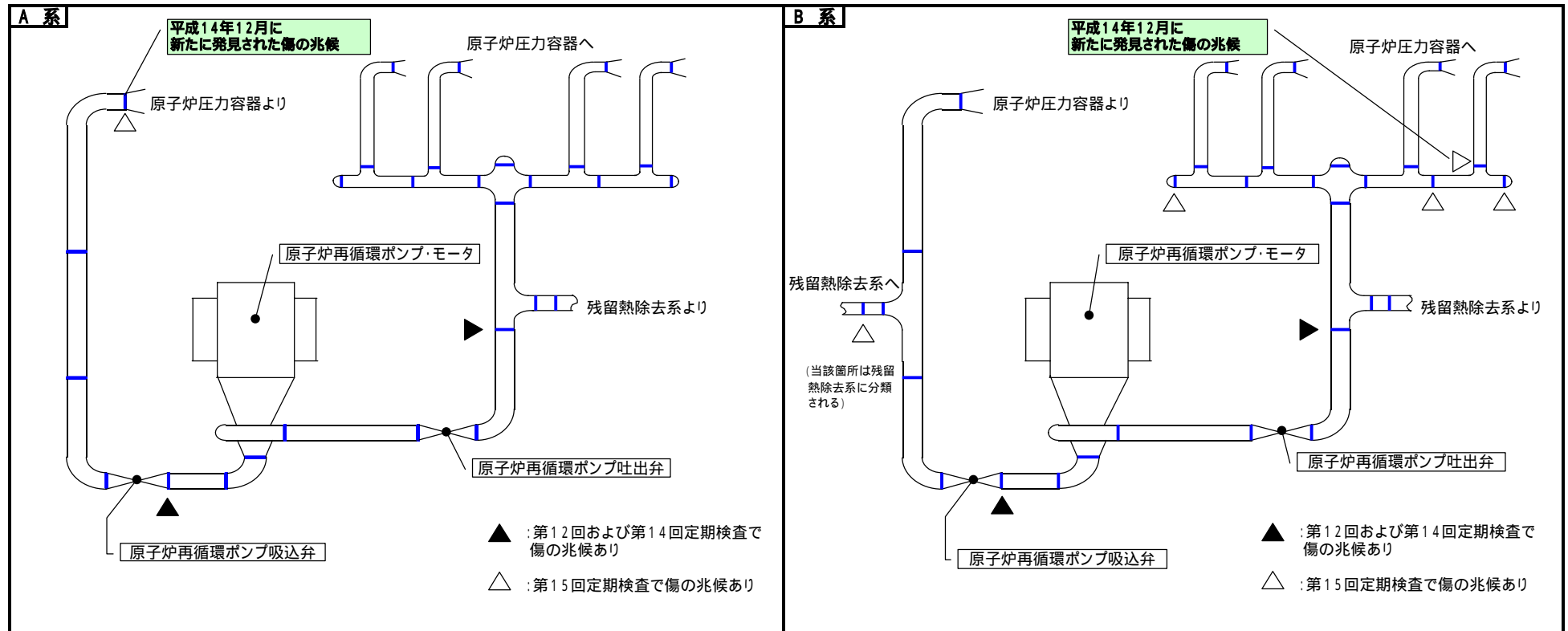
注3：ここでは、超音波探傷検査により間接的に確認したものを「傷の兆候」と記載し、液体浸透探傷検査により直接確認したものを「傷」と記載している。



系統概略図



原子炉再循環配管 鳥瞰図



女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

女川原子力発電所 1 号機 原子炉再循環配管 傷の点検結果一覧表
(第 1 2 回 , 第 1 4 回定検時に確認された傷の兆候の点検結果)

	溶接継手	点検時期 (3)	傷の長さ (mm) 1	最大深さ (mm)	箇所数	備 考
A 系		第15回定検 (第12回定検)	4	6.1以下	4	内面より研削し， 確認
			118			
			104			
			35	5.0以下		
		第15回定検 (第14回定検)	11	7.2	2	サンプルを採取し， 確認
			23.5			
B 系		第15回定検 (第12回定検)	38	4.9以下	9	内面より研削し， 確認
			6			
			31			
			13			
			29			
			13			
			32			
			158	12.2以下		
			203			
		第15回定検 (第14回定検)	19	- 2	4	サンプルを採取し， 確認
			39	9.0		
			38	8.5		
			6			

1 : 浸透探傷検査による

2 : 調査対象外

3 : () 内は傷の兆候を確認した定検時期

配管厚さ一覧表 (mm)

溶接継手	必要厚さ (A)	実測厚さ (B)	傷の深さ (C)	(B) - (C)
	20.46	35.5	6.1以下	29.4
	23.13	39.0	7.2	31.8
	20.46	37.0	12.2以下	24.8
	23.13	37.8	9.0	28.8

女川原子力発電所 1 号機 原子炉再循環配管 超音波探傷検査結果一覧 (第 1 5 回定検において確認された新たな傷の兆候)

溶接継手	点検時期	傷の兆候		箇所数
		長さ(mm) 2	深さ(mm)	
	第15回定検	13	4.0	1
	第15回定検	49	4.5	1
1	第15回定検	52	3.5	1
			3.8	
	第15回定検	4	4.0	1
			4.3	
3	第15回定検	129	4.0	1
			5.5	
3	第15回定検	25	2.0	2
		10	3.0	

配管厚さ一覧表 (mm)

溶接継手	必要厚さ (A)	実測厚さ (B)	傷の深さ (C)	(B) - (C)
	16.77	26.2	4.0	22.2
	16.77	28.9	4.5	24.4
1	17.40	33.0	3.8	29.2
	16.77	29.0	4.3	24.7
3	11.37	19.5	5.5	14.0
3	20.46	34.0	3.0	31.0

1: 当該箇所は残留熱除去系に分類される

2: DAC (距離振幅補正曲線) 100%を超える長さ

3: 平成14年12月に新たに発見された傷の兆候

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 8

1. 件 名: 主蒸気隔離弁弁箱の締め付けボルトにおけるネジ山の傷について

2. 月 日: 平成 14 年 9 月 19 日 (木) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 主蒸気隔離弁

原子炉で発生した蒸気がタービンへ流れる配管(主蒸気管)に設置され、それが閉じることで原子炉をタービン設備から隔離するための弁。運転の異常を示す信号の発信により自動的に閉鎖される。

5. 所 見: ・主蒸気隔離弁(2A)を分解点検作業中、弁箱の締め付けボルトを取り外していたところ、20本あるボルトのうち1本のボルトのネジ山(端部の一山)を傷付けました。

・ボルトの傷ついたネジ山部を修復しました。

・本件は、ボルトの取り外し中にネジ山を傷付けたもので、運転中の安全性には影響ありません。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 12 月分)

No. 9

1. 件 名: 主蒸気隔離弁 (2A) 弁体のシート面の傷について

2. 月 日: 平成 14 年 12 月 3 日 (火) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 主蒸気系 主蒸気隔離弁

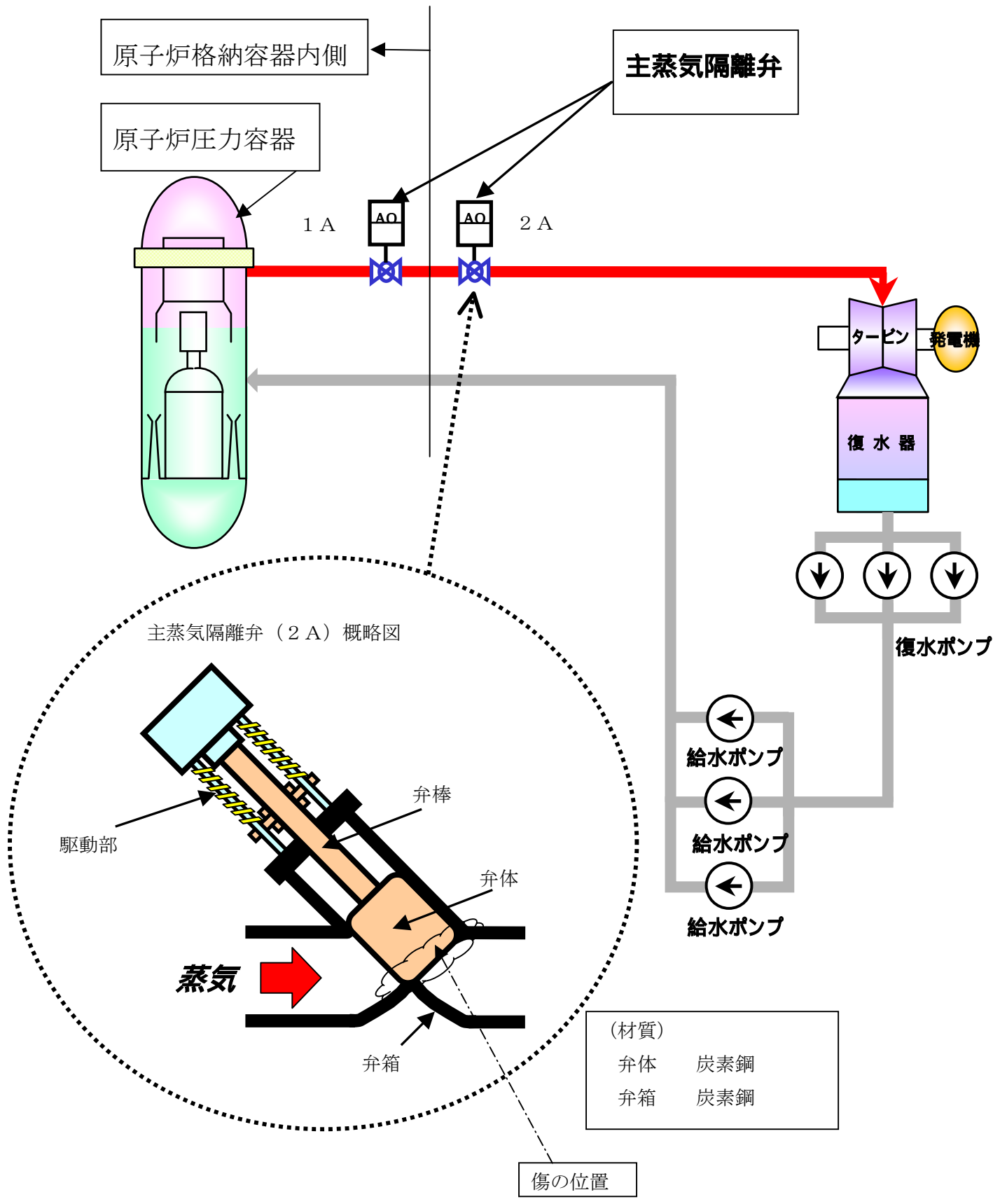
主蒸気隔離弁は、原子炉で発生した蒸気をタービンへ導く配管（主蒸気配管）に設けられている弁です。原子炉格納容器の内側と外側に設置されており、主蒸気配管から主蒸気が漏えいした場合等に隔離する機能をもっています。

5. 所 見: ・8 弁ある主蒸気隔離弁のうち 4 弁の分解点検において、液体浸透探傷検査を行ったところ、1 弁 (2A) の弁体シート面に指示模様（傷）が観察されました。

・傷は軽微なものであり、弁の機能には影響を与えるものではありません。

・今後、国の機能検査および漏えい率検査を受検し、主蒸気隔離弁の健全性を確認します。

原子炉系概略図



女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 10

1. 件 名: 残留熱除去系配管における減肉について

2. 月 日: 平成 14 年 9 月 30 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 残留熱除去系

原子炉が停止した後に、炉心より発生する崩壊熱を除去・冷却するための系統。

また、冷却材喪失事故時は非常用炉心冷却系 (ECCS) として機能するように設計されている。

5. 所 見: ・残留熱除去系配管を点検していたところ、A系、B系の2箇所の配管溶接部付近において、配管の厚さが通常より若干薄くなっていること (減肉) が確認されました。配管の厚さは通常 12.5 mm であるところ、最も薄くなった箇所は約 9.8 mm でした。

・配管の強度上必要な厚さは 6.82 mm ですので、プラント運転に直ちに支障を及ぼすものではありません^{注1}。

・今後も継続監視していくこととしております。

・この件については国に対して内容を連絡済みです。

注 1: プラント運転に直ちに支障を及ぼさない。

(強度上必要な厚さ) 6.82 mm < (残存厚さ) 9.8 mm

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 12 月分)

No. 11

1. 件 名: 残留熱除去系第 2 注入隔離弁弁体, 弁座の浸食について

2. 月 日: 平成 14 年 12 月 3 日 (火) (発生 (発見) 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 残留熱除去系第 2 注入隔離弁

残留熱除去系は、原子炉を停止した後に、炉心より発生する崩壊熱を除去・冷却するための系統で、冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系（ECCS）や原子炉格納容器を冷却する系統として機能するように設計されています。

第 2 注入隔離弁は、原子炉停止時に崩壊熱を除去する時に系統を流れる水の流量調整を行います。

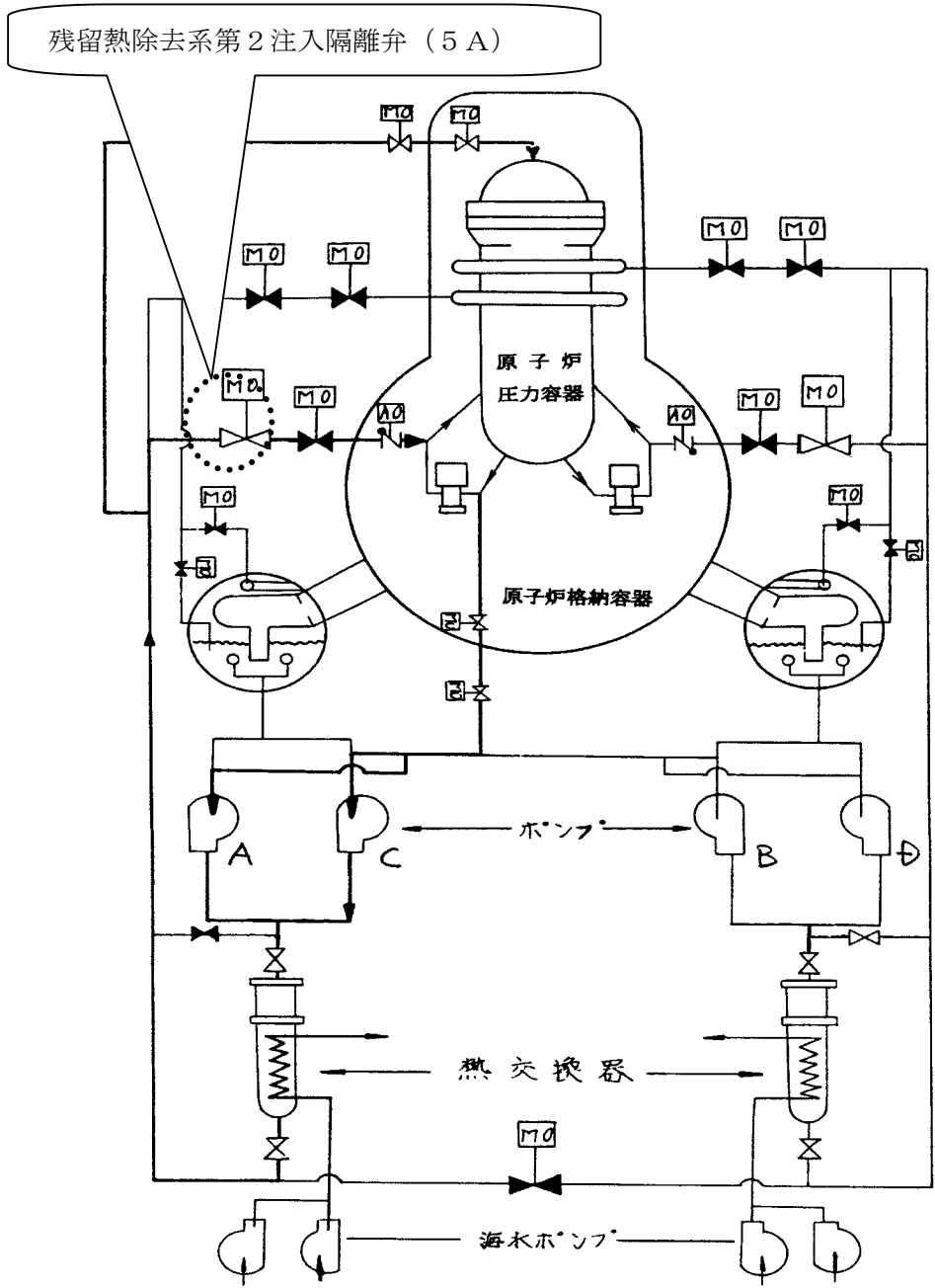
5. 所 見: ・残留熱除去系（A）第 2 注入隔離弁（5A）を点検していたところ、弁体と弁座が浸食されていることが発見されました。

・本事象は、系統を流れる水により浸食されたものと推定され、弁体および弁座について摺り合わせを行いました。

・浸食は軽微なものであり、弁の機能に影響を与えるものではありませんでした。

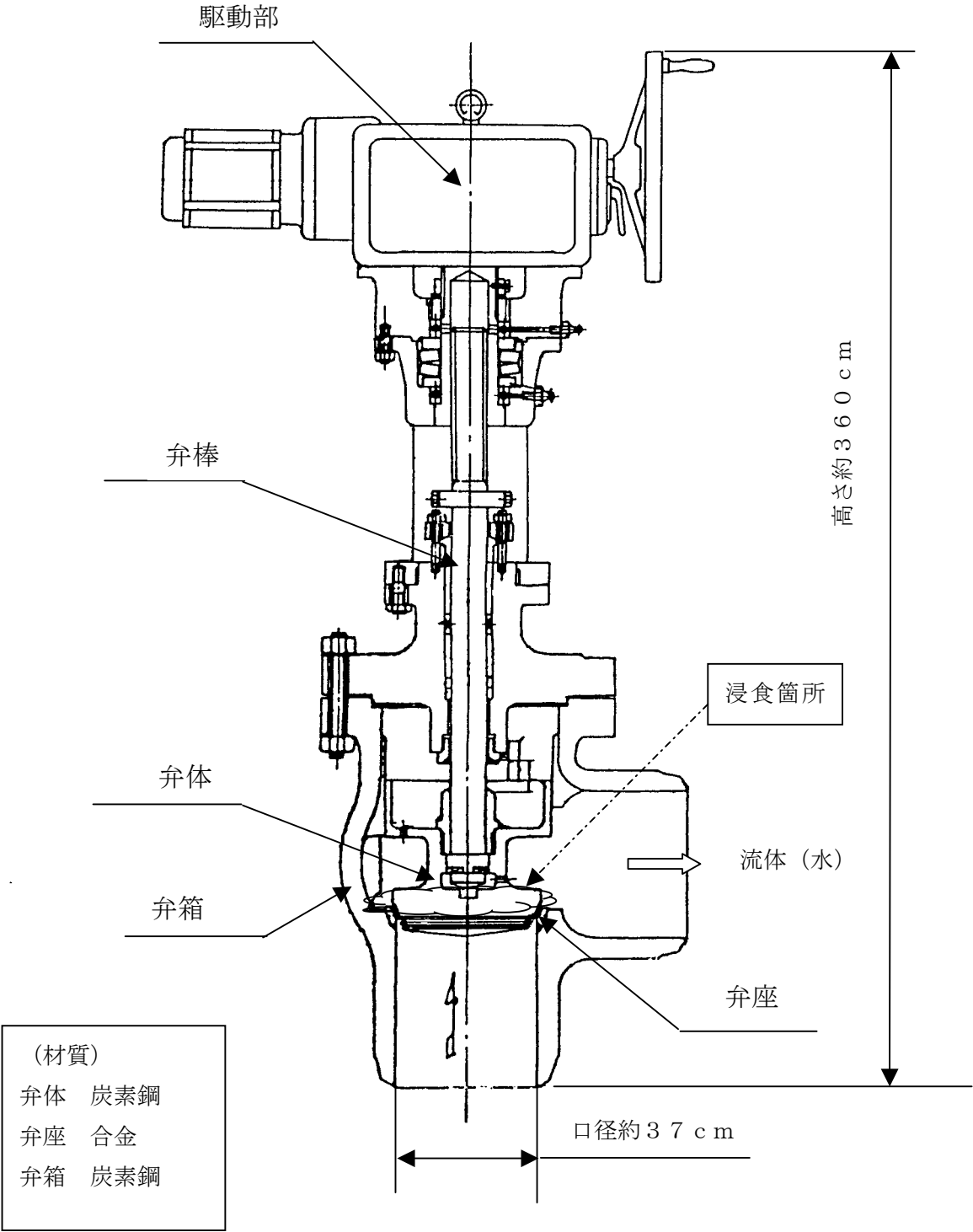
* 摺り合わせ: 研磨材を塗布し、工具を使用して弁体と弁座を研磨して、弁体・弁座の接触を確保する作業である。

残留熱除去系系統図



残留熱除去系

残留熱除去系第 2 注入隔離弁（5 A）構造図



女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 15 年 8 月分)

No. 12

1. 件 名: 残留熱除去系注入ライン止め弁開度検出器の誤信号の発生について

2. 月 日: 平成 15 年 8 月 4 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋 (原子炉格納容器内)

4. 設 備: 残留熱除去系 注入ライン止め弁

残留熱除去系は、原子炉を停止した後に、炉心より発生する崩壊熱を除去・冷却するための系統で、冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系 (ECCS) や原子炉格納容器を冷却する系統として機能するように設計されています。

注入ライン止め弁は、原子炉格納容器内にある、口径約 50 cm、高さ 1.8 m の手動弁で発電所運転中は常時開いており、定期検査時等において当該系統の機器を点検する際には、この弁を閉めて点検を行います。

5. 所 見: ・定格電気出力 (52 万 4 千 kW) で調整運転中、残留熱除去系 B 系に関する警報が発生したため原因を調査したところ、残留熱除去系注入ライン止め弁 (RHR-V-11B) が全開状態であるものの、その開閉状態を検知する検出器から、当該弁が全開でないことを示す誤信号が出されていることを確認しました。

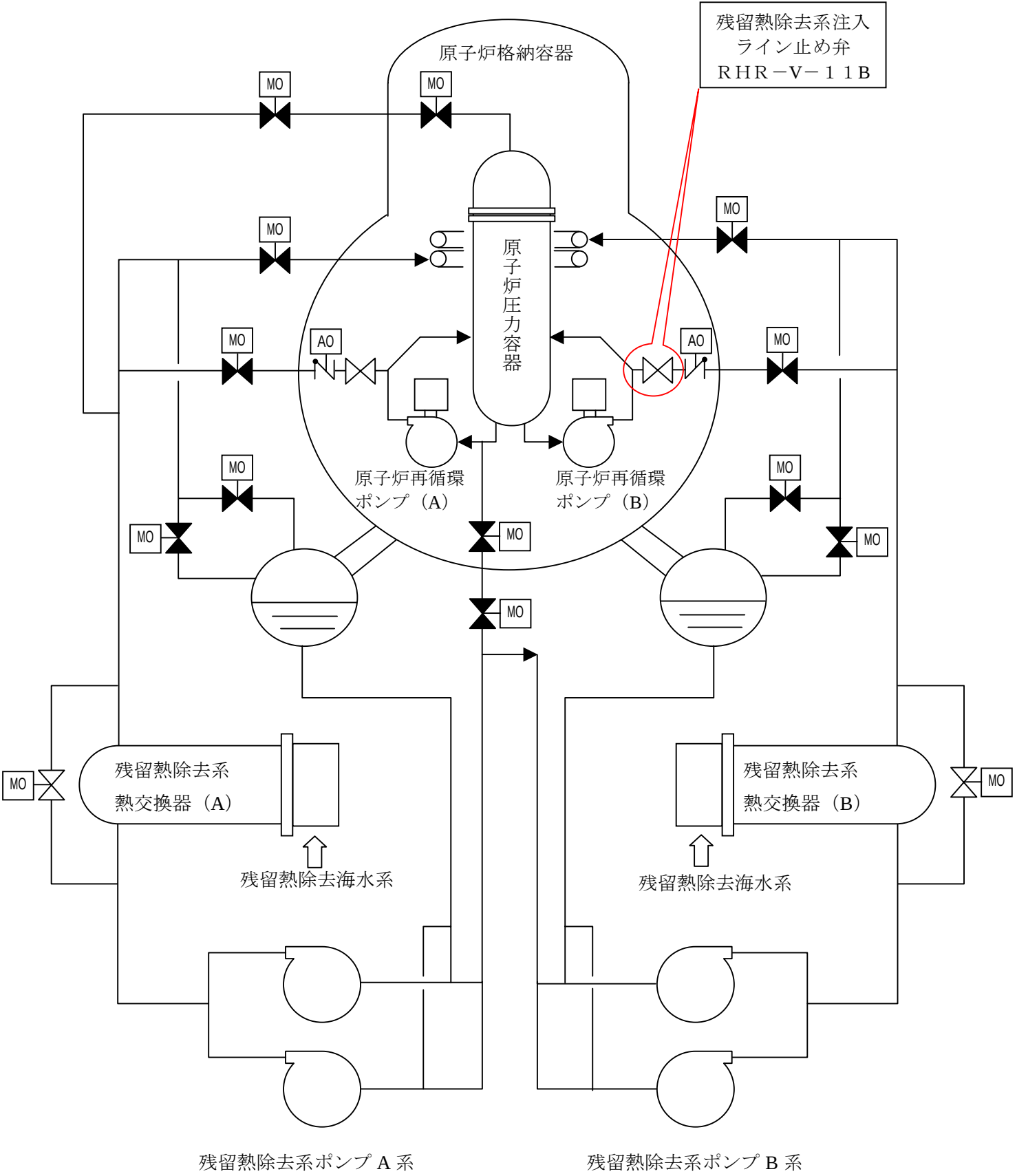
・当該弁については、原子炉起動前の点検で全開状態であることを確認しています。また、当該検出器から、警報発生用の信号と中央制御室の弁開閉状態表示灯用の信号が出ていますが、警報発生時に弁開閉状態表示灯により全開状態であることを確認しました。その後、両方の信号の電気回路を点検したところ、警報用の信号の電気回路の不具合であることが判明しました。以上のことから、通常運転に支障はないと判断し、当該誤信号を除外して運転を継続しています。

・当該事象については、総合負荷性能検査にて、次の4項目について保安対策を確実に実施するよう指示を受けております。

- (1) 制御盤に注意喚起の表示を取り付けること。
- (2) 運転員は当該弁について随時確認することとし、確認結果の記録については、2回／直とすること。
- (3) 警報を除外することに係る対応について、当該弁の監視強化を運転員に指示すること。
- (4) 当該電気回路について、次回プラントを停止した時に点検を実施すること。

以上の指示事項については、確実に実施していきます。

残留熱除去系系統図



女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 13

1. 件 名： 高圧注水系タービン蒸気加減弁駆動機構の部品の変形について

2. 月 日： 平成 14 年 9 月 19 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所： 原子炉建屋

4. 設 備： 高圧注水系

非常用炉心冷却系 (ECCS) を構成するものの一つで、原子炉冷却系配管の異常時に、高圧力で冷却水を炉内に注入する系。

5. 所 見： ・高圧注水系タービン^{注1}蒸気加減弁^{注2}駆動機構のうち、全長約 14 cm の棒状の部品^{注3}を、点検工場へ搬出する際に、変形させた (約 5 mm の曲がり) ことが分かりました。

・変形の生じた部品は、新品に取り替えることとしています。

・今後、輸送する際の部品の取扱いについては十分注意するよう、注意喚起することとしました。

注 1：高圧注水系タービン

高圧力で冷却水を炉内に注入するポンプを回転させるタービン。

注 2：蒸気加減弁

タービンを回転させる蒸気量を制御する弁。

注 3：駆動機構のうち棒状の部品

蒸気加減弁の開度を調整するための駆動機構において、駆動力を伝達する部品 (連結棒)。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 14

1. 件 名: 高圧注水系タービン蒸気加減弁の弁棒吊り上げ用金具締付けボルトの損傷について

2. 月 日: 平成 14 年 9 月 30 日 (月) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 高圧注水系

非常用炉心冷却系 (ECCS) を構成するものの一つで、原子炉冷却系配管の異常時に、高圧力で冷却水を炉内に注入する系。

5. 所 見: ・高圧注水系タービン^{注1}蒸気加減弁^{注2}の点検作業時に、部品を吊り上げる器具の締付けボルト (全 8 本) を取り外していたところ、2 本のボルトのネジ部を損傷させました。

・損傷させたボルト 2 本は新品と取替えました。

・本件は、ボルトの取り外し中にネジ山を傷付けたもので、運転中の安全性には影響ありません。

注 1: 高圧注水系タービン

高圧力で冷却水を炉内に注入するポンプを回転させるタービン。

注 2: 蒸気加減弁

タービンを回転させる蒸気の量を制御する弁。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 14 年 9 月および 10 月分)

No. 15

1. 件 名: 主蒸気管放射線モニタ (B) 検出器とケーブルの接続部緩みについて

2. 月 日: 平成 14 年 9 月 13 日 (金) (発生 発見 確認)

3. 場 所: 原子炉建屋

4. 設 備: 主蒸気管放射線モニタ

原子炉で発生した蒸気がタービンへ流れる配管 (主蒸気管) 内の放射線の量を測定する検出器 (全 4 個)。

5. 所 見: ・主蒸気管放射線モニタ 1 箇所 (モニタ B) の検出器コネクタとケーブルの接続部に若干の緩みがあることが発見されました。なお、緩みがあったものの放射線量の測定は、正常に行われていたことを確認しております。

・これに対し当社では念のため、コネクタを新品に交換することとしました。

・なお、検出器からケーブルが外れた場合には警報が発報し、不具合の発生を知ることができ、また、運転中に修理することもできます。

女川原子力発電所 1 号機第 15 回定期検査主要機器点検情報

(平成 15 年 1 月分)

(1/2)

No. 16

1. 件 名： 原子炉建屋換気空調系電気回路の継電器のアーキ痕跡について

2. 月 日： 平成 15 年 1 月 9 日 (木) (発生 発見 確認)

3. 場 所： 制御建屋

4. 設 備： 原子炉建屋換気空調系

原子炉建屋は建屋内の圧力を外気より低く保つため、通常は原子炉建屋換気空調系により換気されており、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなった場合などに電気回路が作動し、原子炉建屋換気空調系を停止し、非常用ガス処理系^{*1}に切り換えることになります。

* 1 : 非常用ガス処理系

事故等で原子炉建屋内の放射能レベルが高くなった場合に、原子炉建屋内の圧力を外気より低く保ちながら原子炉建屋内の放射性物質をフィルタで除去したのちに外部へ排出する空調設備です。

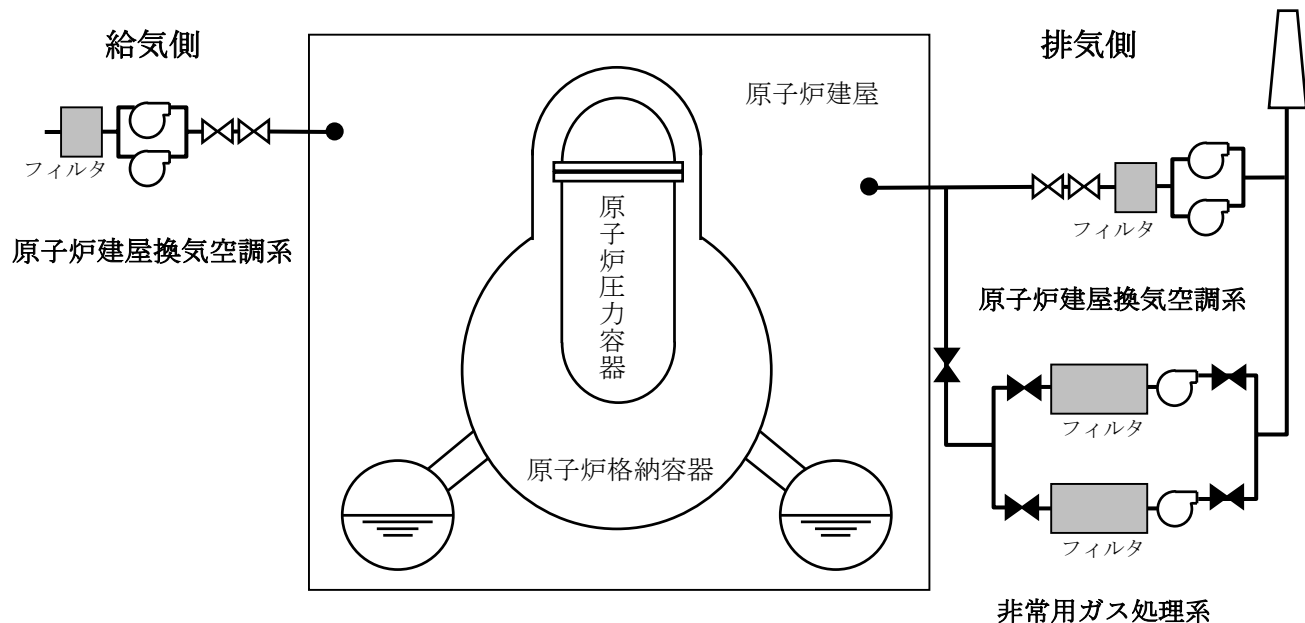
5. 所 見： ・平成 14 年 6 月 5 日に原子炉建屋換気空調系電気回路のヒューズ切れが発生しましたが、当該回路を点検したところ、問題のないことが確認されたことから当該ヒューズを新品に取替えました。

・第 15 回定期検査において、当該回路の点検調査を行ったところ、当該回路に使用されている継電器(リレー)の端子部分にアーキが発生した痕跡が確認されました。

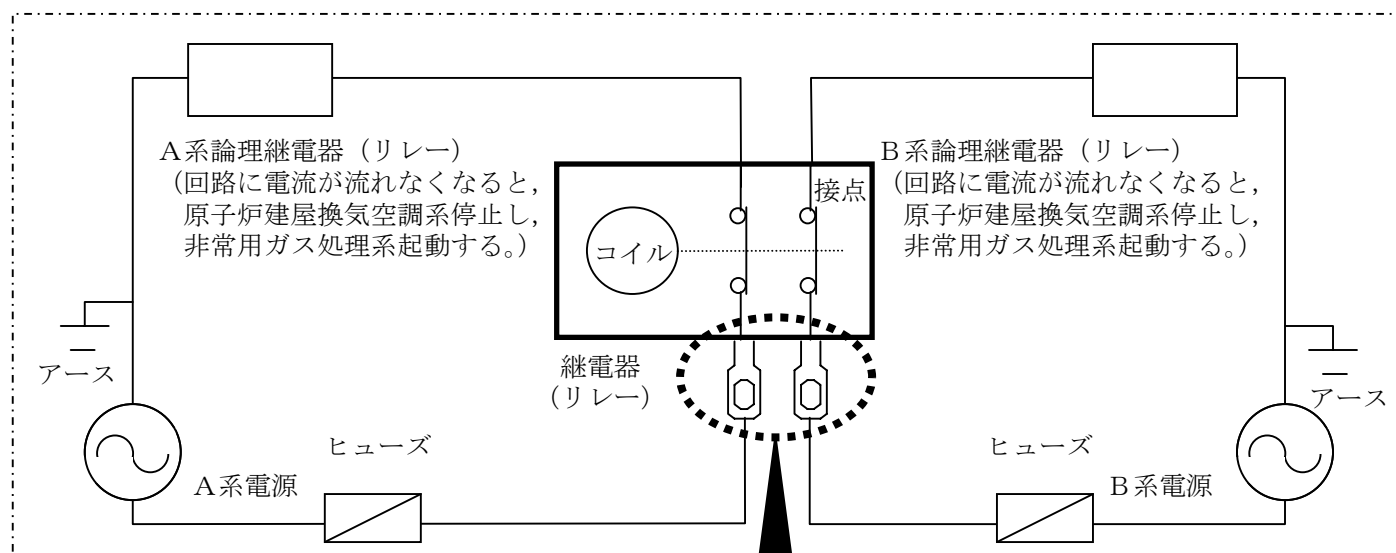
・この痕跡は端子部分のメッキ材金属がヒゲ状に成長(ウィスカ現象)し、端子部分で短絡が発生したことによるものと推定されました。

・この短絡により当該回路のヒューズが切れたものと推定されました。

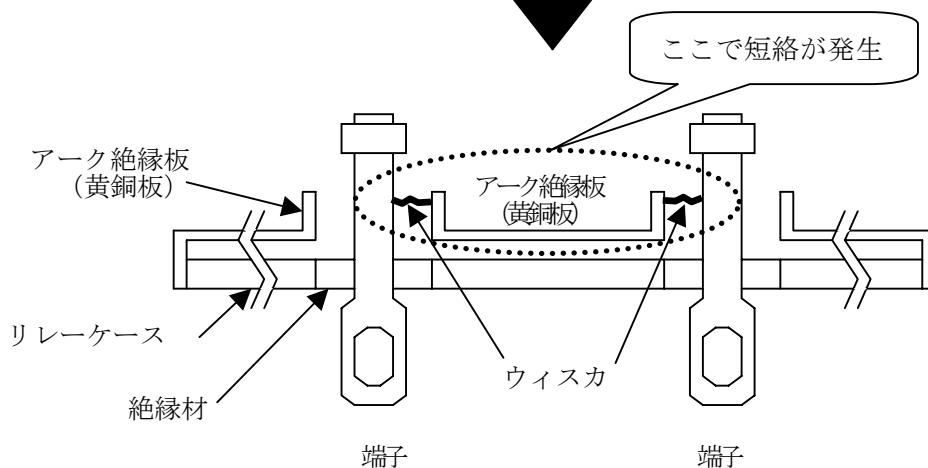
- ・再発防止対策として、当該端子部分をウヰスカ現象が発生しにくい材料で処理し、また、端子間に樹脂製の隔壁を設けた絶縁性の高い継電器(リレー)に取替えます。
- ・また念のため、女川2・3号機も含め、重要機器の動作電気回路に使用している当該継電器(リレー)と同じ型式のものを至近の定期検査時に取替える予定です。



原子炉建屋換気空調系概略系統図



原子炉建屋換気空調系電気回路図



短絡事象の推定概要図

女川原子力発電所 第 1 号機 第 1 5 回定期検査・自主点検
その他公表した情報

平成 14 年 9 月 23 日

東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機のシュラウド点検状況について

当社，女川原子力発電所 1 号機（沸騰水型軽水炉，定格出力 52 万 4 千 kW）については，平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査を実施しておりますが，原子炉圧力容器内のシュラウド（注 1）について，原子力安全・保安院の指示（注 2）に基づく点検を行っていたところ，本日 10 時 16 分頃，中間部リングの溶接線近傍にひびがあることが認められました。

なお，引続き今回点検対象の残りの溶接線について点検を行い，その結果についてもお知らせいたします。

以 上

（注 1） シュラウドは，原子炉圧力容器内に取り付けられている燃料集合体（炉心）を囲むように設置されている円筒状の機器であり，原子炉内の冷却水の流れを分離する仕切板の役割をするものです。

（注 2） 平成 13 年 7 月に東京電力（株）福島第二原子力発電所 3 号機のシュラウドにひびが確認されたことから，その水平展開として，平成 13 年 9 月に原子力安全・保安院より，当該発電所でひびが認められた箇所と類似の箇所について至近の定期検査にあわせ点検を実施するよう指示があったものです。

なお，女川 1 号機は第 9 回，第 10 回定期検査時にシュラウド点検を行い，異常のないことを確認しております。

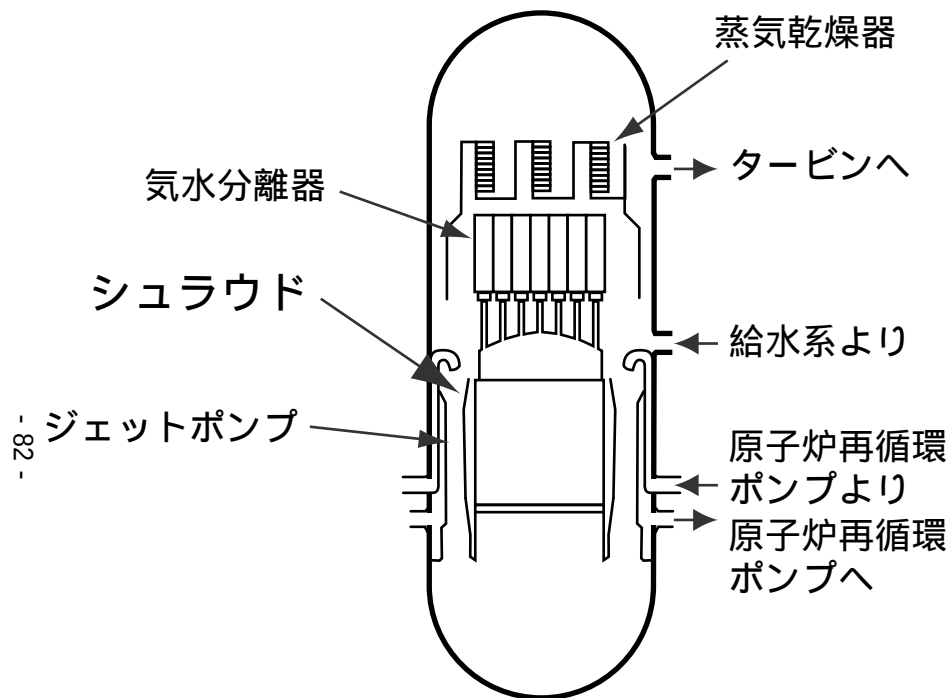


図 1 原子炉圧力容器概略図

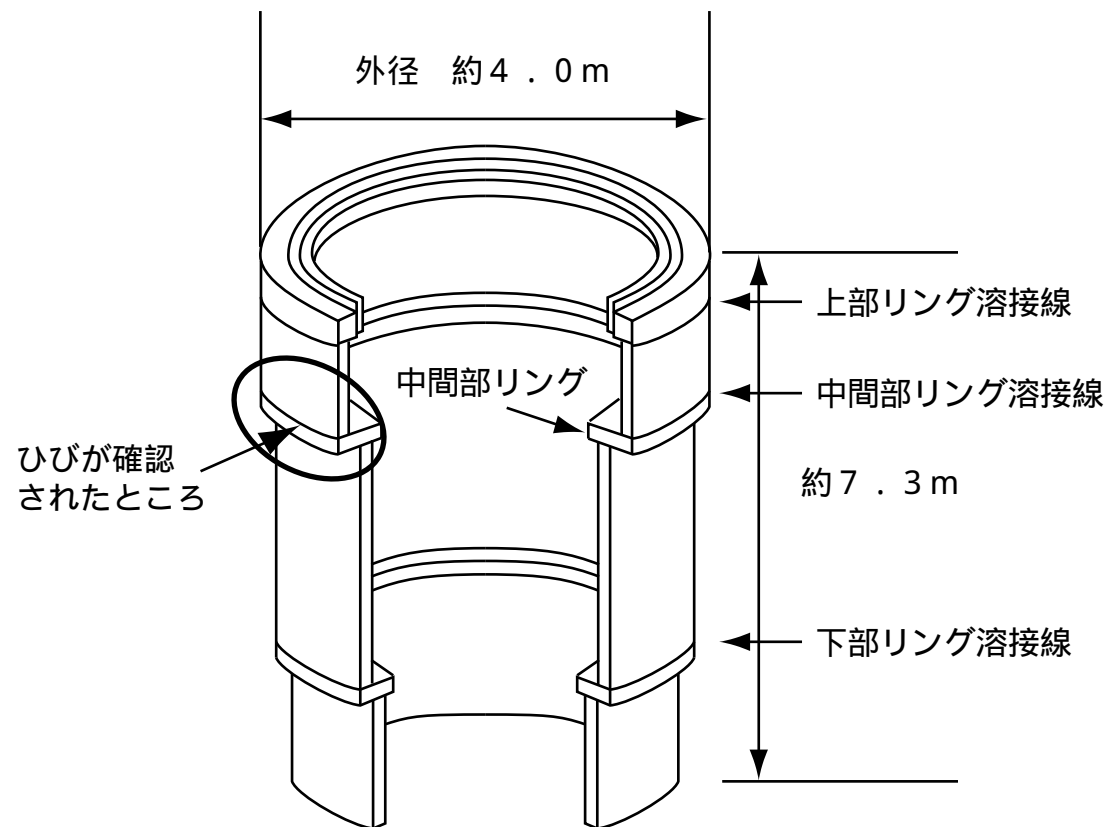


図 2 シュラウド構造図

【シュラウドの主な仕様等】

材 料	低炭素ステンレス鋼 (S U S 3 0 4 L)		
寸 法	全胴高さ	約 7 . 3 m	
	上部胴内径	約 3 . 9 m	
	中間部胴内径	約 3 . 6 m	
	下部胴内径	約 3 . 5 m	
	肉厚 (胴部)	上部	3 2 mm
		中間部	3 8 mm
		下部	3 8 mm
	肉厚(リング部)	上部リング	1 5 2 mm
		中間部リング	5 1 mm
		下部リング	1 0 2 mm

No. 2

平成 14 年 9 月 23 日
東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機のシュラウド点検状況について（続報）

シュラウド下部リングについては、本日 14 時頃から点検を実施してきましたが 18 時 30 分頃作業を終了しました。

中間部リングの溶接線近傍において、長さ数 cm から最大 14 cm 程度のひびが 12 箇所部分的に点在していることが認められました。

下部リングの溶接線近傍においては、目視可能な範囲で長さ数 cm 程度から最大 13 cm 程度のひびが 50 数箇所点在しているのが認められております。

なお、ひびの詳細については、確認出来次第お知らせいたします。

以 上

女川原子力発電所 1 号機のシュラウド点検状況について（続報）

当社，女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）において認められた，原子炉压力容器内のシュラウドの中間部リングおよび下部リングの溶接線近傍のひびの詳細（個所，長さ）について，お知らせいたします。

中間部リングの溶接線近傍のひびは 12 個所点在しており最大の長さは約 10 cm^{（注）}です。

また，下部リングの溶接線近傍のひびは 61 個所点在^{（注）}しており，最大の長さは約 13 cm です。

今後は，当該ひびの深さについての点検を行っていく予定です。

以 上

（注）既報のひびの個所数および長さは，水中カメラを移動させながら，現場に設置したモニターで画面の揺れや時間的制約の中で確認した暫定値です。事務所にビデオにより，詳細に確認した結果，既報の個所数および長さとは若干の変更があったものです。

（9 月 23 日のお知らせ内容）

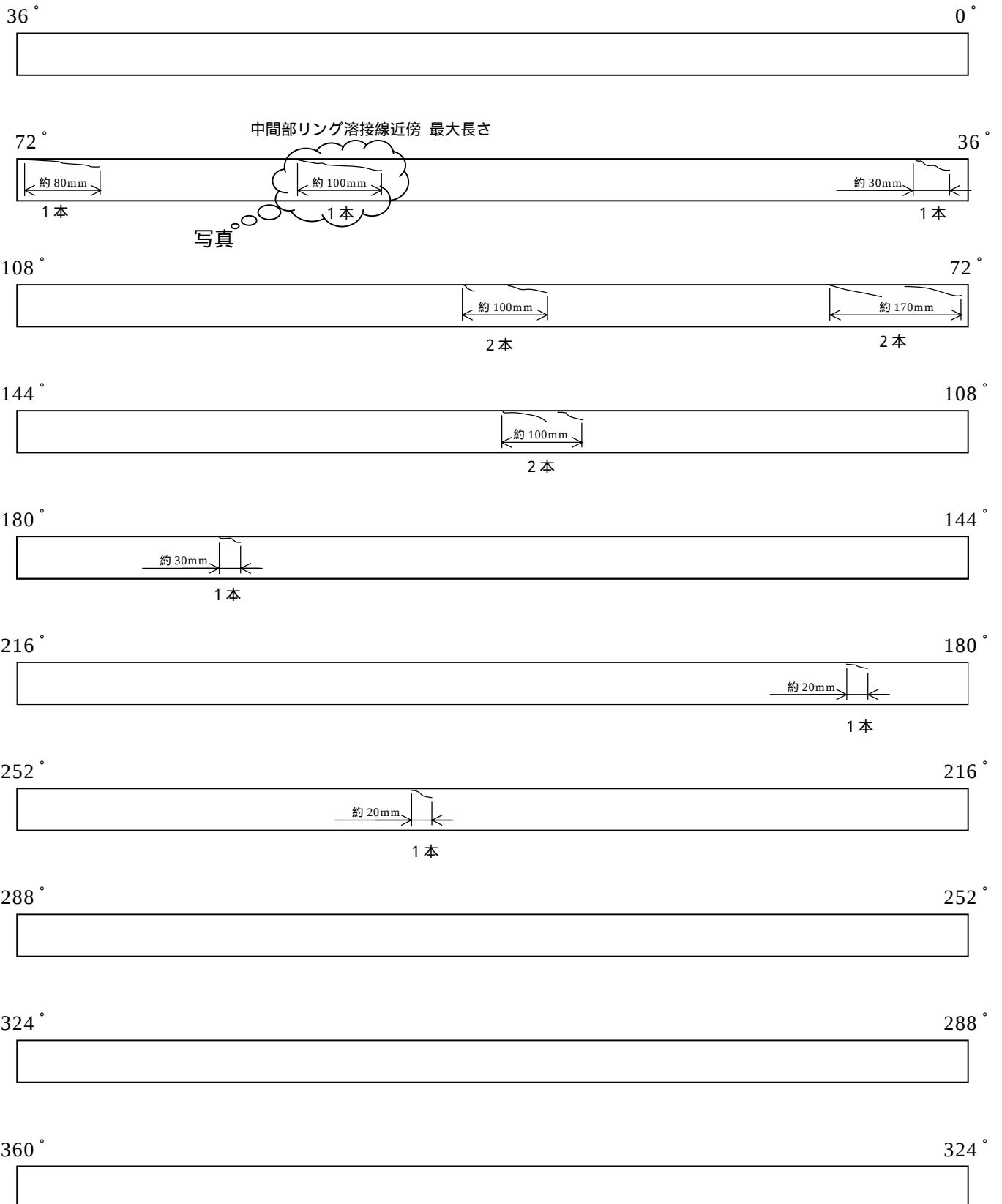
原子炉压力容器内のシュラウドについて，原子力安全・保安院の指示に基づく点検を行っていたところ，10 時 16 分頃，中間部リングの溶接線近傍にひびがあることが認められました。引続き今回点検対象の残りの溶接線について点検を行い，その結果についてもお知らせいたします。

（9 月 23 日続報のお知らせ内容）

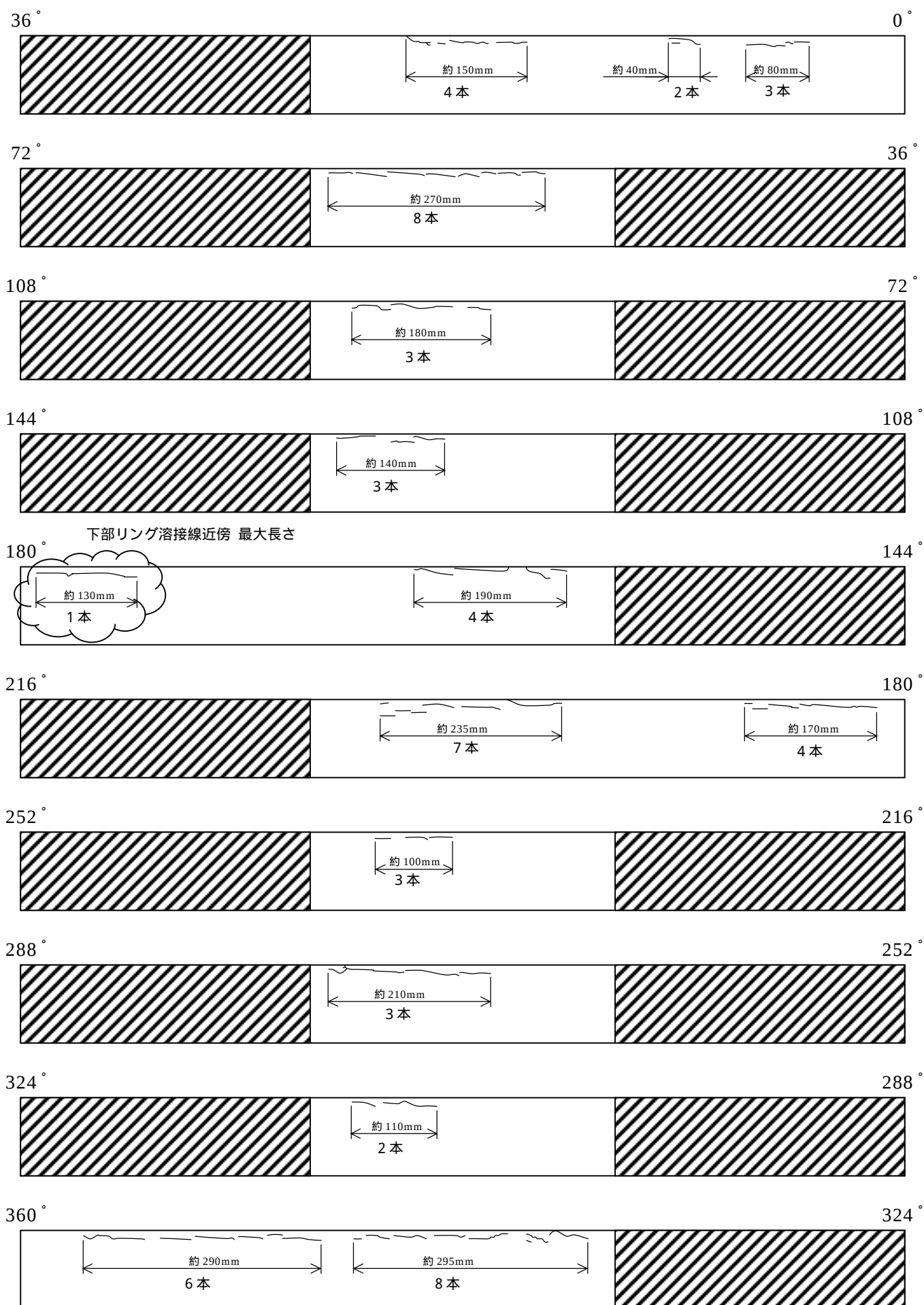
中間部リングの溶接線近傍において，長さ数 cm から最大 14 cm 程度のひびが 12 個所部分的に点在していることが認められました。

下部リングの溶接線近傍においては，目視可能な範囲で長さ数 cm 程度から最大 13 cm 程度のひびが 50 数個所点在しているのが認められております。ひびの詳細については，確認出来次第お知らせいたします。

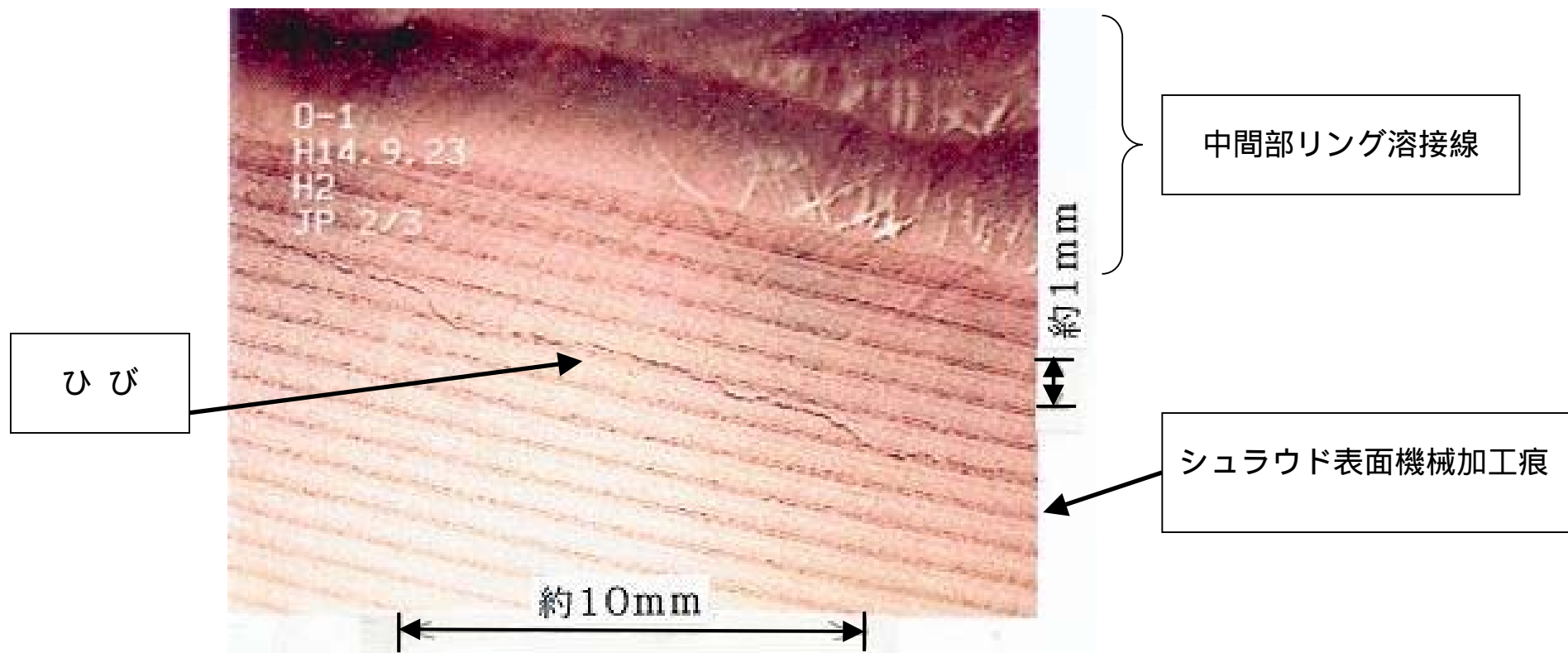
ひびのスケッチ（中間部リング溶接線近傍）



ひびのスケッチ（下部リング溶接線近傍）



下部リング溶接線近傍 最大長さ



中間部リング溶接線近傍ひび（拡大写真）

平成 15 年 1 月 23 日

東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機シュラウドの超音波探傷検査の結果について

当社、女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）の原子炉圧力容器内にあるシュラウドに関して、超音波探傷検査によるひびの深さの測定結果が纏まりましたのでお知らせいたします。

超音波探傷検査によるひびの深さの測定結果は、中間部リングについては深さ最大約 17 mm、平均約 7 mm、また、下部リングについては深さ最大約 25 mm、平均約 14 mm でした。

測定結果の詳細は別紙のとおりですが、シュラウドの全周について、5 度ごとの測定結果の平均値と最大値を図示しております。

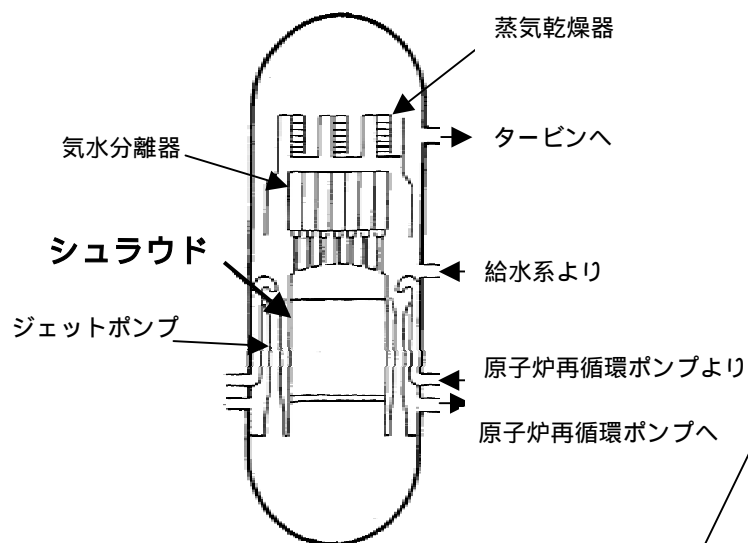
当該データは、1 月 21 日開催の原子力安全・保安部会「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」において、原子力安全・保安院から報告がなされております。

なお、今後、本データも踏まえたシュラウドの健全性について検討を行い、原子力安全・保安院に報告し、上記小委員会の評価を受けることとなっております。

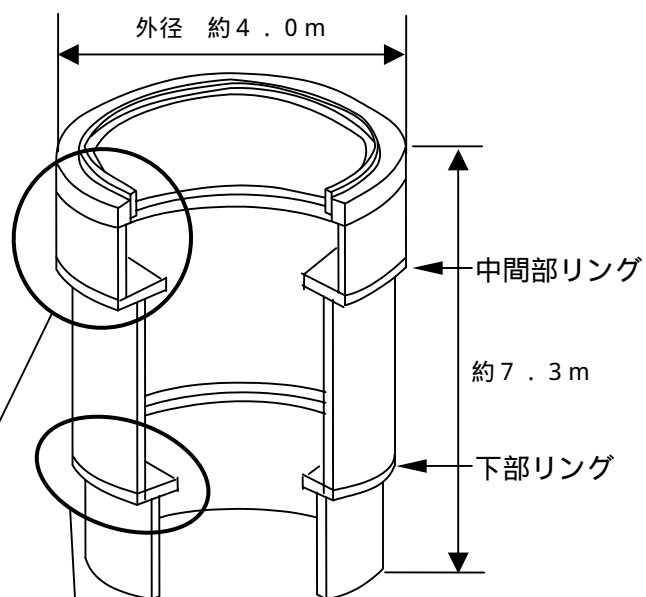
以 上

（これまでのお知らせ内容）

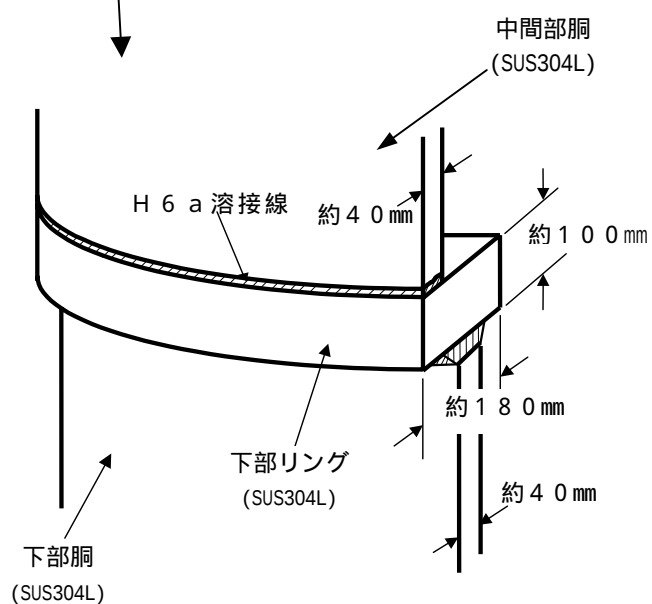
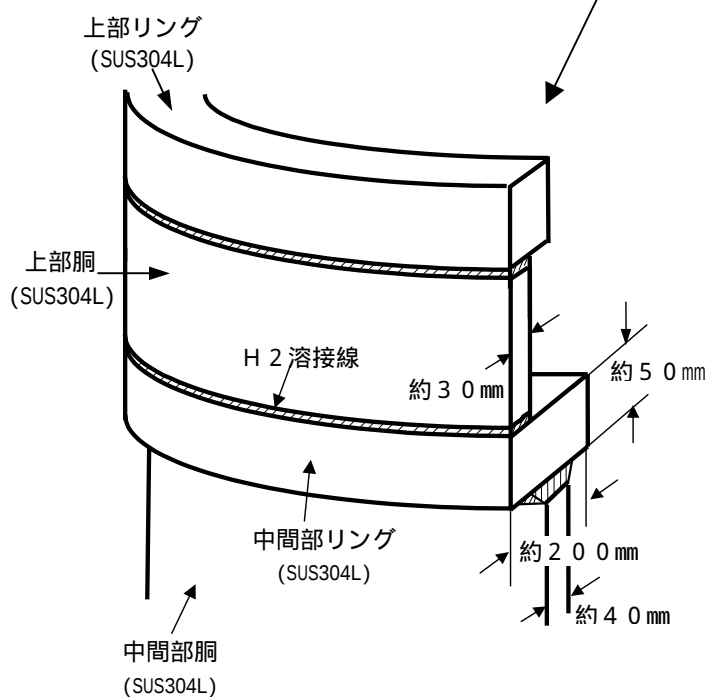
原子炉圧力容器内のシュラウドについて、原子力安全・保安院の指示に基づく点検（水中カメラによる目視点検）を行ったところ、中間部リングの溶接線近傍に 12 個のひび（最大の長さは約 10 cm）、下部リングの溶接線近傍に 61 個のひびを確認（最大の長さは約 13 cm）しております。（平成 14 年 9 月 26 日お知らせ）



原子炉压力容器概略図



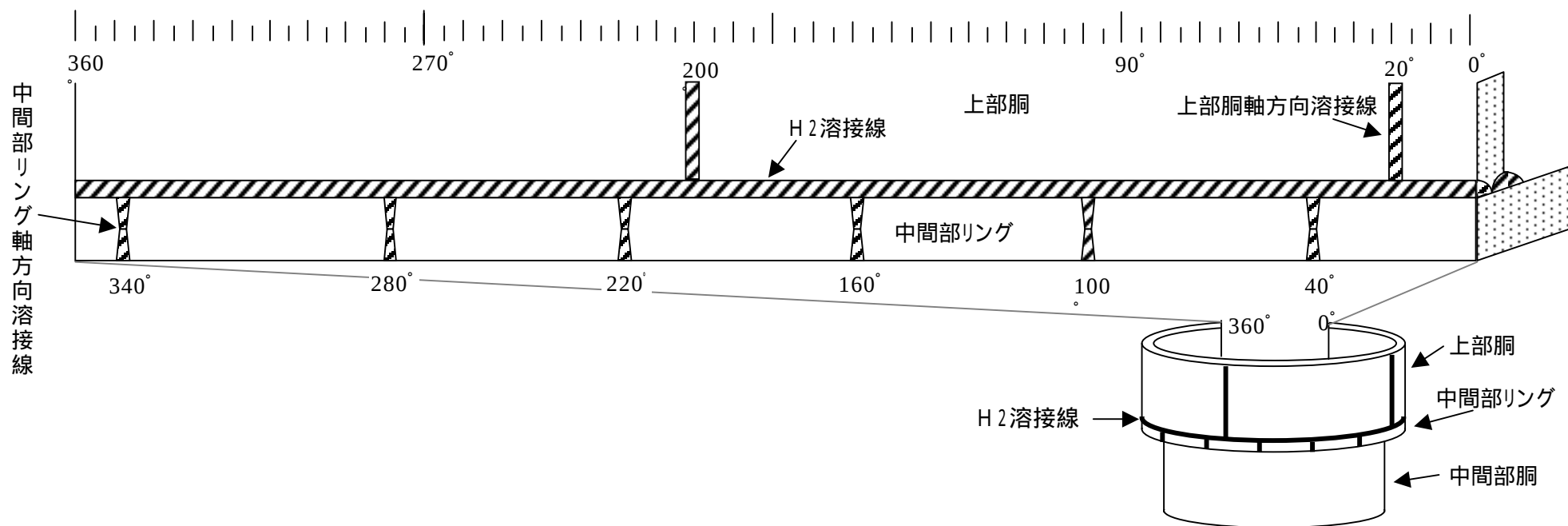
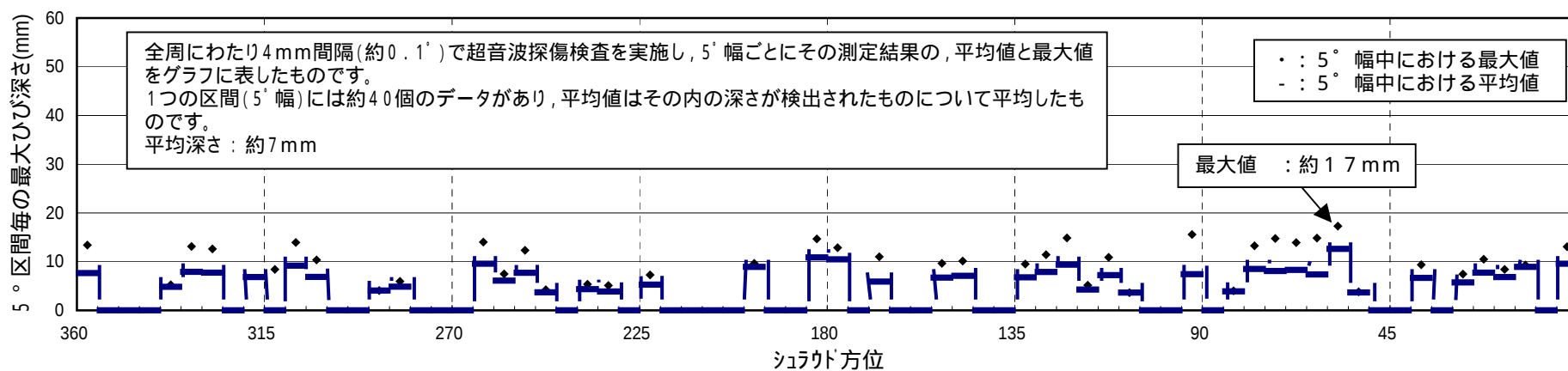
シュラウド構造図



(注) SUS304L : 低炭素ステンレス鋼

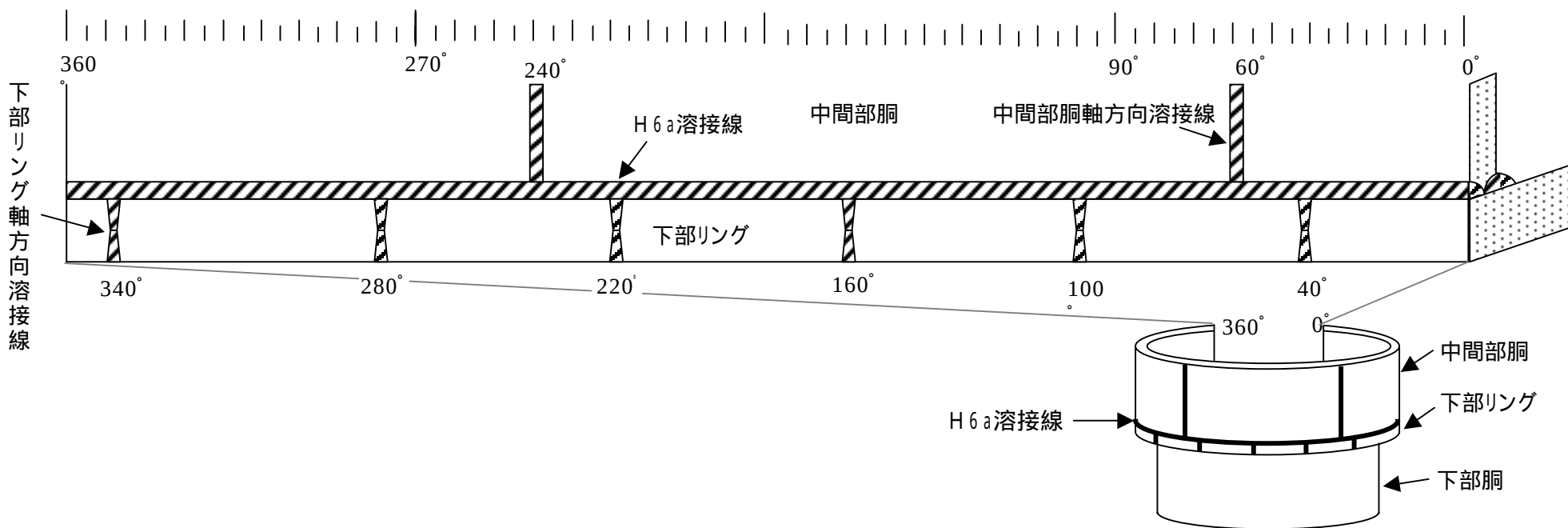
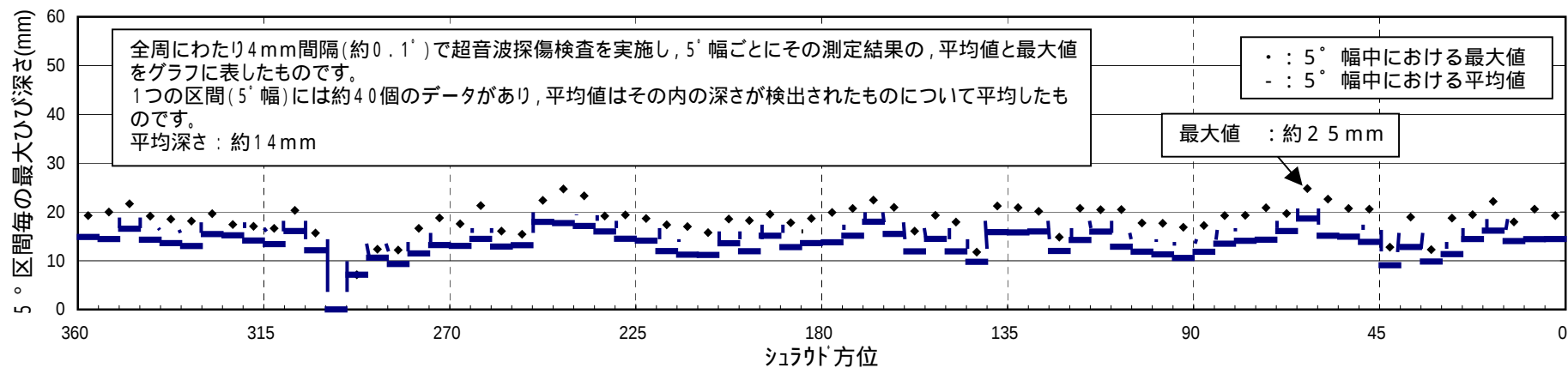
女川原子力発電所 1 号機 シュラウド全体概略図

中間部リングH 2 溶接線近傍ひびの超音波探傷検査による深さ測定結果



下部リングH 6 溶接線近傍ひびの超音波探傷検査による深さ測定結果

下部リングH 6 a 溶接線近傍ひびの超音波探傷検査による深さ測定結果



平成15年2月18日

東北電力株式会社

女川原子力発電所1号機炉心シュラウドの健全性および 再循環配管材料調査結果の報告について

当社、女川原子力発電所1号機（平成14年9月8日から第15回定期検査中）の原子炉圧力容器内にあるシュラウドおよび原子炉再循環配管で確認されたひびに関しましてこれまで調査・検討を進めてまいりましたが、このほどシュラウドの健全性に関する評価および再循環配管の材料調査結果がまとまり、本日、原子力安全・保安院に以下の内容の報告を行いましたのでお知らせいたします。

これらの報告内容については、国において評価される予定です。

1. 炉心シュラウドの健全性について（別紙1）

中間部リングおよび下部リングに発生したひびについて発生要因の調査を行った結果、応力腐食割れの可能性が高いと推定されました。

健全性評価を行った結果、至近の発電所の運転において強度上の問題となるものではなく、運転継続が可能と評価いたしました。

今後、ひびの影響が十分小さく問題とならない期間内に炉心シュラウドの再点検または補修を行うことといたします。

2. 再循環配管の材料調査結果について（別紙2）

ひびが確認された再循環配管のうち、代表部位から材料サンプルを採取し、外観観察、断面観察等の調査を行いました。

その結果、ひびは配管内面の溶接部近傍から発生し、枝分かれをしながら進展しており、ひびの先端部分が溶接金属内に進展しているものも認められました。

今後は、再循環配管で確認されたひびの長さや深さの測定精度分析や改善等について検討を進めてまいります。

別紙1：女川原子力発電所1号機炉心シュラウド中間部リング及び下部リングのひびについて

別紙2：女川原子力発電所1号機再循環配管の材料サンプル調査結果について

以上

女川原子力発電所 1 号機 炉心シュラウド中間部リング及び下部リングのひびについて

1. 事象の概要

女川原子力発電所 1 号機は、平成 14 年 9 月 8 日より実施中の第 15 回定期検査において、原子力安全・保安院の指示「沸騰水型原子炉炉心シュラウドの応力腐食割れに関する対応について」(平成 13.09.05 原院第 3 号)に基づき炉心シュラウドの目視点検を実施した結果、炉心シュラウドの中間部リング溶接線近傍に 12 個(最大長さ約 10 cm)および下部リングの溶接線近傍に 61 個のひび(最大長さ約 13 cm)を確認した。

さらに、超音波探傷検査によるひびの深さ測定を行ったところ、中間部リング(厚さ約 200 mm)については深さ最大約 17 mm、平均約 7 mm、また、下部リング(厚さ約 180 mm)については深さ最大約 25 mm、平均約 14 mmであることを確認した。

なお、その他の溶接部は、目視可能な範囲について全て目視点検を行ったが、異常は認められなかった。

2. 原因調査

(1) ひび発生要因の調査

中間部リングおよび下部リングにひびが発生した原因について、中間部リングのひびの一部をサンプル採取し(図 1 参照)調査を行った結果、以下のことが確認されたことから、ひびの発生原因は応力腐食割れの可能性が高いと推定される。

- a. サンプルの断面・破面を調査した結果、表層部には粒内割れが観察され、内部では粒界割れが観察された。
- b. 材料成分は JIS 規格を満足している。
- c. 腐食や浸食の痕跡がない。
- d. 疲労による破面は認められなかった。

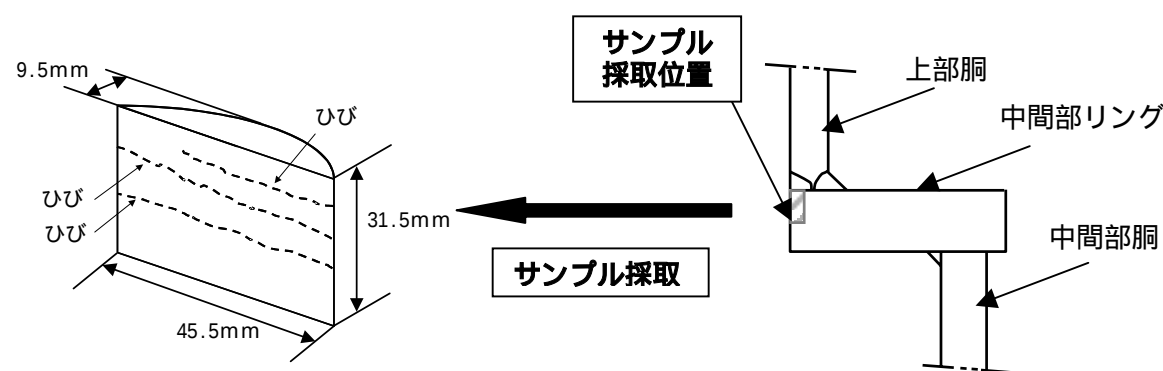


図 1 サンプル採取位置

(2) 応力腐食割れに関する調査

ひびの発生原因が応力腐食割れの可能性が高いことから更に調査した結果、以下のことが確認された。

- a. サンプルの硬さ^{注1}測定を行った結果、表層部^{注2}に硬化層が認められた。硬化層は、粒内型応力腐食割れ^{注3}が発生するといわれる硬さを超えていた。これはシュラウド製造時の機械加工^{注4}による硬化と考えられる。
- b. ひびが確認された溶接部近傍で、溶接による残留応力^{注5}の解析を行った結果、中間部リングおよび下部リングの外表面近傍に、引張り応力が発生している。
- c. 低炭素ステンレス鋼は粒界型応力腐食割れ^{注6}が発生しにくいことが確認されているが、ひび割れが発生した場合には粒界型応力腐食割れが進展する旨の知見が得られている。
- d. 応力腐食割れは通常の原子炉運転環境における原子炉水の溶存酸素濃度^{注7}でも発生する可能性がある。

3. 推定原因

原因調査結果から、以下の条件が重なり、表層部に粒内型応力腐食割れが発生し、さらに表層部の粒内割れを起点として粒界型応力腐食割れへ進展したものと推定される。

(図 2 参照)

- a. 製造時の機械加工による表層部の硬化
- b. 溶接部近傍の外表面の引張り残留応力
- c. 通常運転中の原子炉水の溶存酸素濃度

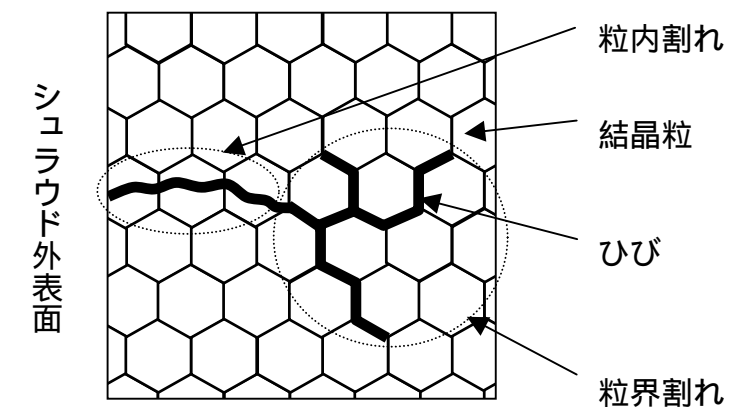


図 2 応力腐食割れの進展イメージ

注1 硬さ : 材料の硬さ測定では、正四角錐のダイヤモンド圧子を一定の荷重で試験体に押し付け、その荷重で生じた試験面のくぼみの表面積から硬さを求める方法を採用した。

注2 表層部 : シュラウド表面から 0.3 mm の部分。

注3 粒内型応力腐食割れ : 応力腐食割れの形態の一つで、結晶粒の内部を貫通して割れを起こす現象。

注4 製造時の機械加工 : シュラウド製作時、所定の形状、寸法に仕上げるため切削加工を行っている。

注5 残留応力 : 材料を加工した際や溶接の熱の影響により材料内に応力が発生し、加工や溶接を終えた後もその応力が材料に残る現象。

注6 粒界型応力腐食割れ : 応力腐食割れの形態の一つで、結晶粒どうしの境界が腐食を受け、結晶粒の境界に沿って割れを起こす現象。

注7 溶存酸素濃度 : 原子炉水中に溶けている酸素の濃度。

4．炉心シュラウドの健全性評価結果

(1) 現時点での健全性評価

大小さまざまな深さのひびが有ることから，ひびの平均的な深さを算出し，ひびが確認されない箇所も含めて，その平均的な深さのひびが炉心シュラウドの全周にあるものと仮定した（図3参照）。また，リングの板厚は，シュラウド胴部板厚と同じものと仮定し，実際の板厚よりも薄いものと仮定した。その仮定の下で，ひびのない健全な部分の面積（残存面積）を求めた。

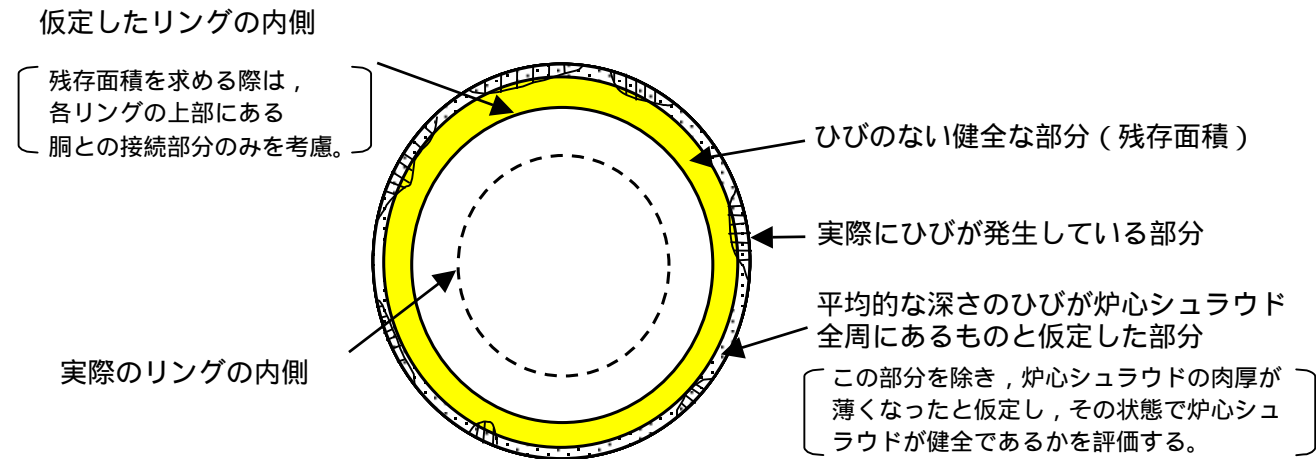


図3 炉心シュラウド断面図（イメージ）

次に，運転中に炉心シュラウドにかかる差圧^{注9}，自重，地震などの応力を考慮しても，炉心シュラウドが壊れず，構造上の強さを確保するのに必要な面積（必要残存面積）を通商産業省告示^{注8}に基づき評価した。

その結果，中間部リングの現在の残存面積は必要残存面積の約1.1倍を有し，また，下部リングについては，約4倍を有していることから，炉心シュラウドの構造上の必要な強度を確保していると評価した。（表1参照）

表1 現時点の残存面積

	中間部リング	下部リング
現時点の残存面積 （平均ひび深さ）	$3.1 \times 10^5 \text{ mm}^2$ （7.0 mm）	$2.8 \times 10^5 \text{ mm}^2$ （13.7 mm）
必要残存面積 （平均ひび深さ）	$2.7 \times 10^4 \text{ mm}^2$ （29.8 mm）	$6.6 \times 10^4 \text{ mm}^2$ （32.2 mm）
必要残存面積 に対する裕度	約1.1倍	約4倍

(2) 5年後の健全性評価

ひびの進展評価結果を基に中間部リングおよび下部リングの5年後の残存面積を評価した結果，中間部リングでは必要残存面積の約6倍，また，下部リングは約3倍を有していることから，炉心シュラウドの構造上の必要な強度を確保していると評価した。（表2参照）

表2 5年後の残存面積

	中間部リング	下部リング
5年後の残存面積 （平均ひび深さ）	$1.7 \times 10^5 \text{ mm}^2$ （18.3 mm）	$2.2 \times 10^5 \text{ mm}^2$ （19.0 mm）
必要残存面積 （平均ひび深さ）	$2.7 \times 10^4 \text{ mm}^2$ （29.8 mm）	$6.6 \times 10^4 \text{ mm}^2$ （32.2 mm）
必要残存面積 に対する裕度	約6倍	約3倍

5．対策等について

中間部リングおよび下部リングにおいて確認されたひびは，その進展を考慮しても，至近の原子炉の運転には問題なく，運転継続に支障がないと評価した。

今後，ひびの影響が十分小さく問題とならない期間内に炉心シュラウドの再点検，または補修を行うこととする。

以上

注8 通商産業省告示：通商産業省告示501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」

注9 差圧：運転中にシュラウドの内側と外側にかかる圧力の差。

女川原子力発電所 1 号機再循環配管の材料サンプル調査結果について

1. 事象の概要

女川原子力発電所 1 号機は、平成 14 年 9 月 8 日より実施中の第 15 回定期検査において、過去の定期検査でひびの兆候が確認されていた原子炉再循環配管の内面から点検調査を行った結果、4 箇所の溶接継手部に 19 箇所のひびが確認された。

ひび発生の原因を究明するため、ひびが認められた当該配管のうち、代表部位から材料サンプルを採取し、調査を行った。(図 - 1 参照)

2. 調査内容

採取した材料サンプルを用いて、以下の調査を行った。

- (1) 外観観察・・・ひびの状態を確認するため、目視および浸透探傷検査^{注1}を行った。
- (2) 断面観察・・・ひびの詳細調査のため、断面を目視および顕微鏡で観察した。
- (3) 破面観察・・・ひびの詳細調査のため、破面を顕微鏡で観察した。
- (4) 硬さ測定・・・加工および溶接による影響を確認するため硬さ測定を行った。
- (5) 化学成分分析等・・・配管の材質を確認するため、材料サンプルの化学成分分析、JIS 規格との比較等を行った。

3. 調査結果

- (1) 浸透探傷検査の結果、溶接部近傍にひびが認められた。
- (2) 断面観察の結果、ひびは溶接部近傍の母材から発生しており、配管の極表層(深さ約 0.1 mm 以内)では粒内割れ^{注2}が発生し、その後は枝分かれを伴いながら粒界に沿って進展する粒界型応力腐食割れ^{注3}の様相を呈していた。また、ひび先端の一部が溶接金属内に進展しているものも見られた。
- (3) ひびが認められた部位は、他の部位に比べて硬化していることが確認された。

以上

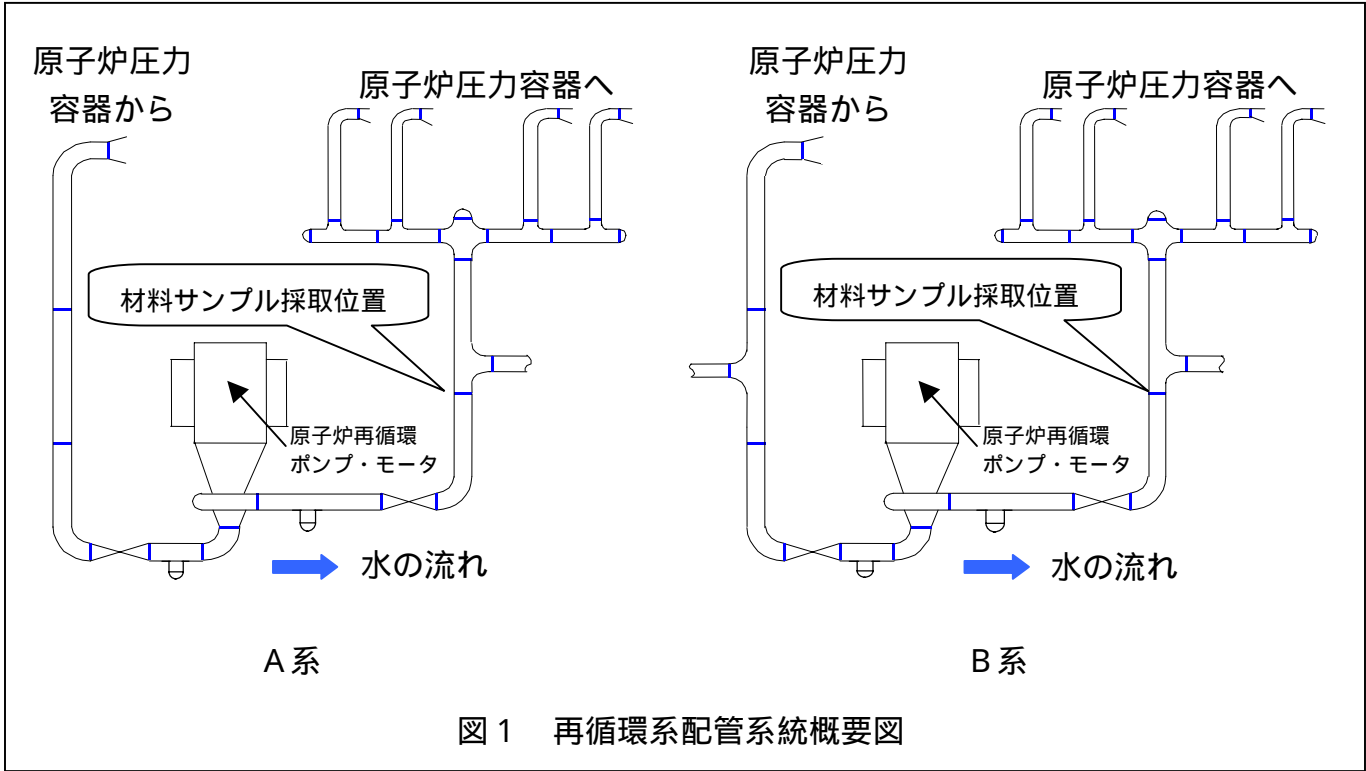


図 1 再循環系配管系統概要図

注1 浸透探傷検査 : 試験体の表面に開口しているひびについて、赤色の浸透液を吹き付け、一旦拭取った後に白色の現像液を吹き付け、ひびから染み出てくる赤色の浸透液を確認することでひびを検出する検査。
注2 粒内割れ : 結晶粒の内部を貫通して割れを起こす現象。
注3 粒界型応力腐食割れ : 応力腐食割れの形態の一つで、結晶粒どうしの境界が腐食を受け、結晶粒の境界に沿って割れを起こす現象。

平成 15 年 5 月 21 日
東北電力（株）広報部
（代）022(225)2111

**女川原子力発電所 1 号機 炉心シュラウドの「発電用原子力設備技術基準
特殊設計施設認可申請書」および「工事計画届出書」の提出について**

当社は本日、女川原子力発電所 1 号機の炉心シュラウドに関して、「発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可申請書」（以下「特認申請書」）および「工事計画届出書」を経済産業大臣に提出いたしました。

当社女川原子力発電所 1 号機におけるシュラウドのひびについては、国より現時点では補修の必要はないとの評価を受けており、当社としても今後適切に点検を行いひびの進展状況を確認していくこととしております。

当社が行ったひびの進展を考慮した炉心シュラウドの構造評価手法および評価結果については、平成 15 年 2 月 18 日の「原子力設備の健全性評価等に関する小委員会」において、妥当との見解が示されておりますが、その後、原子力安全・保安院より当該評価手法について経済産業大臣の特別の認可が必要である旨の法令上の手続きが示されました。こうしたことから、今後、現状のままで運転を継続するにあたり、「発電用原子力設備に関する技術基準（省令第 62 号）」第 3 条の規定^{（*1）}に基づき、特認申請を行ったものです。今回提出した特認申請書については、今後、その内容について国の審査を受けることとなっております。

一方、当社では女川原子力発電所 1 号機のシュラウドに確認されたひびの原因調査のため、ひびの一部をサンプル（縦約 32 mm × 横約 46 mm × 深さ約 10 mm）として採取しましたが、この採取面に応力改善のための磨き加工^{（*2）}を実施するため、「電気事業法」第 48 条に基づき、炉心シュラウドの応力改善に関する工事計画の届出を行ったものです。

以 上

（*1）「発電用原子力設備に関する技術基準（省令第 62 号）」第 3 条の規定

健全性の評価に当たっては、ひび割れの進展評価に係る評価手法に関する規定が「発電用原子力設備に関する技術基準（省令第 62 号）」に定められておらず、このような技術基準に定めのない評価手法等を用いる場合には、同省令第 3 条の規定に基づく経済産業大臣の特別の認可が必要となります。

（*2）磨き加工

回転する研磨ディスクにより表面を磨くことによって、表面の残留応力改善を図る方法。

平成 15 年 7 月 3 日
東北電力(株)広報・地域交流部
(代)022(225)2111

**女川原子力発電所 1 号機炉心シュラウドの「発電用原子力設備技術基準
特殊設計施設認可申請書」の認可について**

当社は、女川原子力発電所 1 号機の炉心シュラウドに関して、5 月 21 日に「発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可申請書」(以下「特認申請書」)を経済産業大臣に提出していましたが、本日、提出した当該「特認申請書」に対する経済産業大臣の認可を受けました。

当社が行ったひびの進展を考慮した炉心シュラウドの構造評価手法および評価結果については、平成 15 年 2 月 18 日の「原子力設備の健全性評価等に関する小委員会」において、妥当との見解が示されておりますが、その後、原子力安全・保安院より当該評価手法について経済産業大臣の特別の認可が必要である旨の法令上の手続きが示されました。こうしたことから、今後、現状のままで運転を継続するにあたり、「発電用原子力設備に関する技術基準(省令第 62 号)」第 3 条の規定^(※1)に基づき、特認申請を行ったものです。

女川原子力発電所 1 号機における炉心シュラウドのひびについては、国より現時点では補修の必要はないとの評価を受けておりますが、当社としても今後適切に点検を行いひびの進展状況を確認していくこととしております。

以 上

(※1)「発電用原子力設備に関する技術基準(省令第 62 号)」第 3 条の規定

健全性の評価に当たっては、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(告示第 501 号)」に評価手法に関する規定がないことから、「発電用原子力設備に関する技術基準(省令第 62 号)」第 3 条の規定に基づき、告示第 501 号に定めのない評価手法等を用いることについて、経済産業大臣の特別の認可が必要となります。

平成 14 年 9 月 20 日

東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管における傷の徴候について

当社，女川原子力発電所 1 号機においては，第 1 2 回定期検査時（平成 1 0 年 9 月～1 2 月）に原子炉再循環配管の溶接継手部に超音波探傷試験による自主点検を実施した際，2 箇所の溶接継手部に傷の徴候が確認されました。

傷の進展を考慮した場合でも，今後 4 0 年以上運転しても配管必要厚さを十分確保しており，運転上支障はないと判断し，国へは報告しておりませんでした。

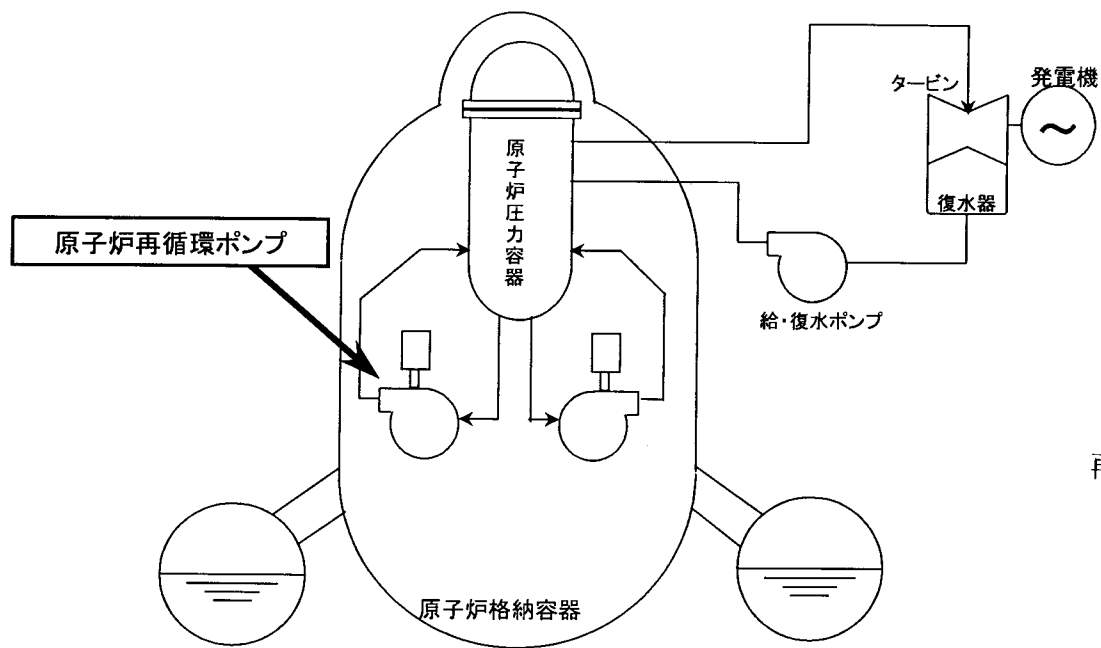
第 1 3 回定期検査時（平成 1 2 年 1 月～4 月）に，この傷の徴候について超音波探傷試験を実施し，進展は認められないことを確認しました。

第 1 4 回定期検査時（平成 1 3 年 4 月～8 月）に，他の 2 箇所の溶接継手部にも傷の徴候が発見されましたが，第 1 2 回定期検査時に確認された傷の徴候よりも小さかったことから，運転に支障はないと判断しました。

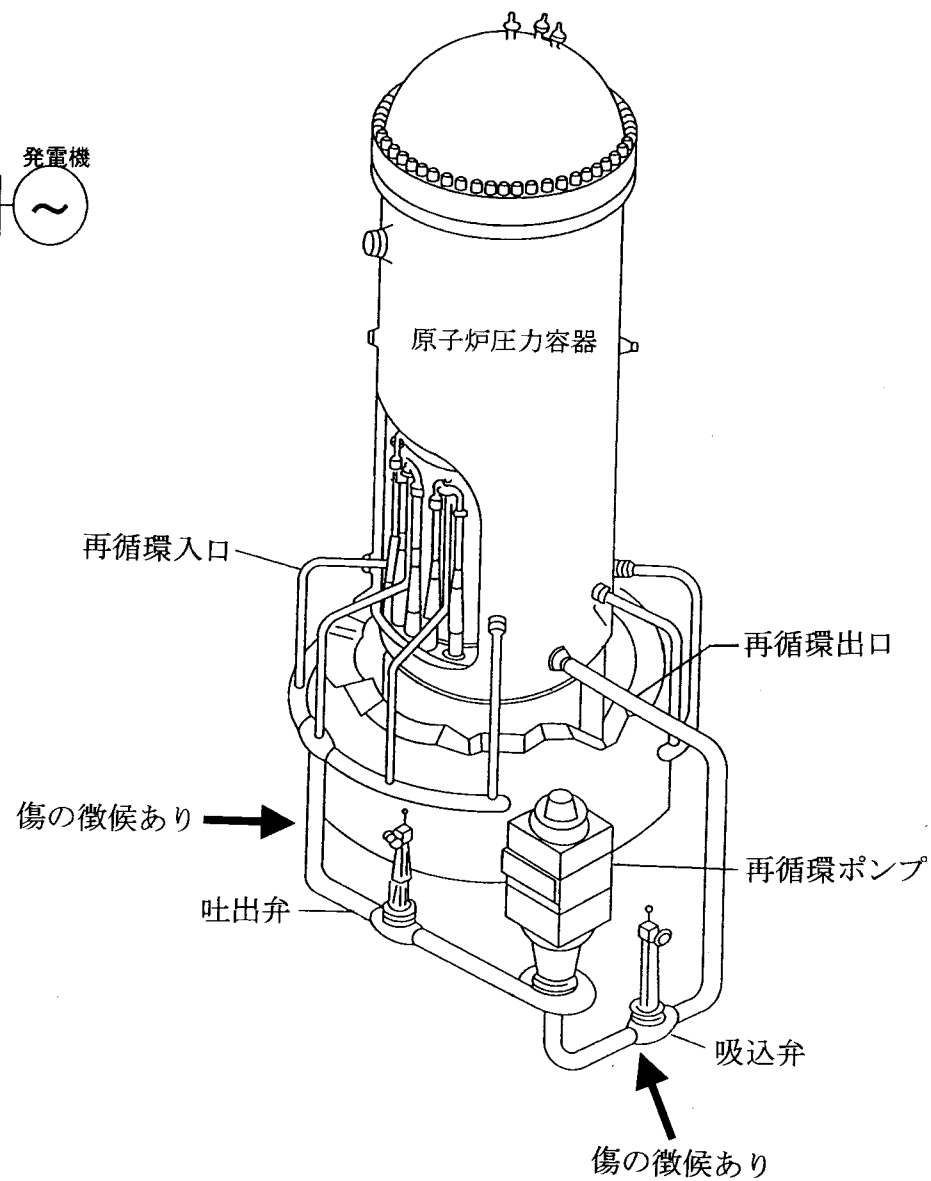
なお，今回の第 1 5 回定期検査（平成 1 4 年 9 月 8 日より開始）において，配管の内面から傷の徴候を詳細に確認することとしております。

今後の予定としては，1 0 月下旬頃，内面から傷の徴候を詳細に確認できますので，その状況については別途お知らせいたします。

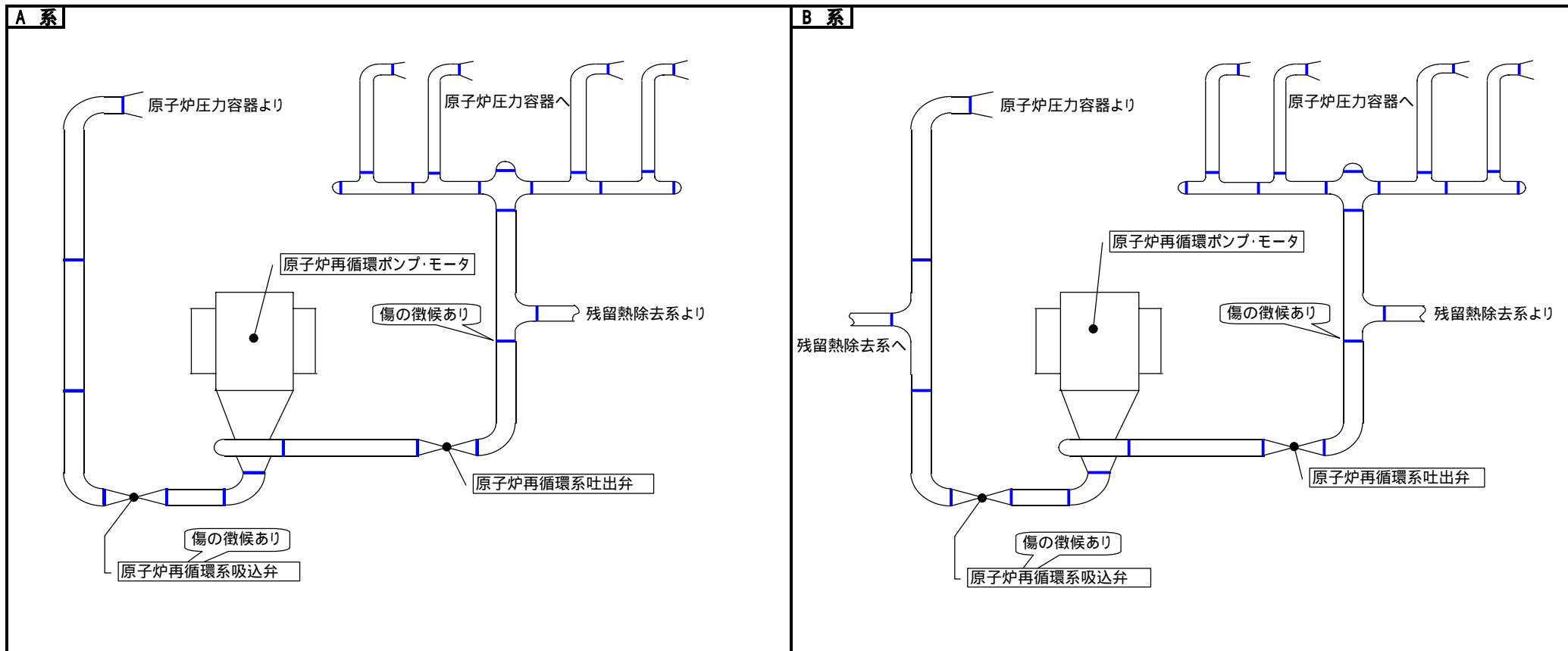
以 上



系 統 概 略 図



原子炉再循環配管 鳥瞰図



女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

平成 14 年 10 月 25 日

東 北 電 力 株 式 会 社

女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管の点検調査について

当社，女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）は，第 1 2 回および第 1 4 回定期検査において原子炉再循環配管の 4 箇所の溶接継手部に傷の兆候が認められたことから，今回の定期検査で配管の内面から詳細な点検調査を実施することとしておりました。
（ 9 月 2 0 日お知らせ済み）

このたび点検調査の準備が整ったことから，10 月 27 日（日）より当該配管の内面からの点検調査（目視検査^{注1}，浸透探傷検査^{注2}，超音波探傷検査^{注3}，材料調査^{注4}）を開始しますので，お知らせいたします。

なお，4 箇所全ての点検調査が終了するのは 1 1 月中旬以降の予定ですので，結果については，まとまり次第別途お知らせいたします。

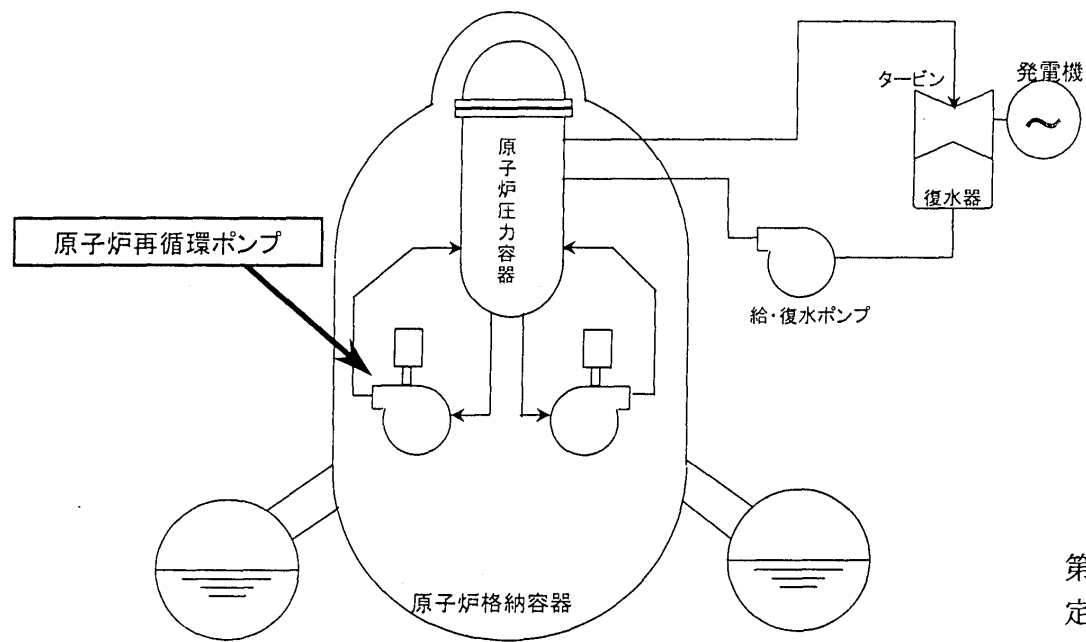
以 上

（注 1） 目視検査では 材料表面に見える 傷の位置確認および長さの測定を行います。

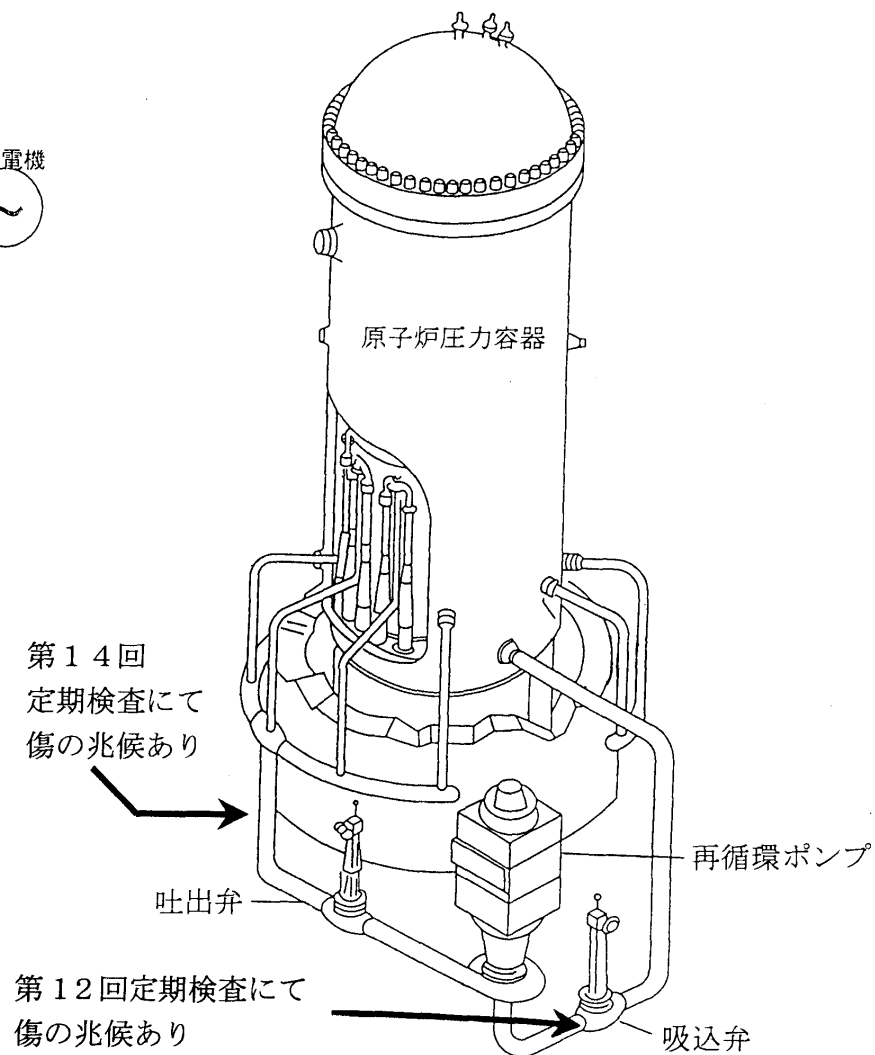
（注 2） 浸透探傷検査は，材料表面について，浸透液の指示模様によって，傷の有無，傷の位置確認および傷の長さの測定を行います。

（注 3） 超音波探傷検査では，超音波の反射を利用して傷の深さ測定を行います。

（注 4） 材料調査では，断面観察，硬さ測定，破面観察等を行います。



系 統 概 略 図



原子炉再循環配管 鳥瞰図

平成 14 年 1 月 28 日
東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管の点検状況について

当社，女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）の原子炉再循環配管について，第 12 回および第 14 回定期検査において 4 箇所の溶接継手部に傷の兆候が認められたことから 10 月 27 日（日）より当該配管の内面からの点検調査（目視検査^{注1}，浸透探傷検査^{注2}，超音波探傷検査^{注3}，材料調査^{注4}）を行っております。（10 月 25 日お知らせ済み）

その結果，現在までに浸透探傷検査により前述の 4 箇所の溶接継手部に 19 個の傷が確認されました（最大長さ 203 mm）。なお，撤去配管の 2 箇所の溶接継手部からサンプルを採取し，現在，発電所および外部機関において詳細調査を実施しております。

また，前述の 4 箇所の溶接継手部以外の溶接継手部についても超音波探傷検査を実施したところ，現時点で B 系に新たに 4 箇所の溶接継手部に傷の兆候が確認されました。何れも配管の必要厚さを満足していることを確認しております。

なお，今後も調査を継続し，国の指導も受けながら，適切に対応してまいります。

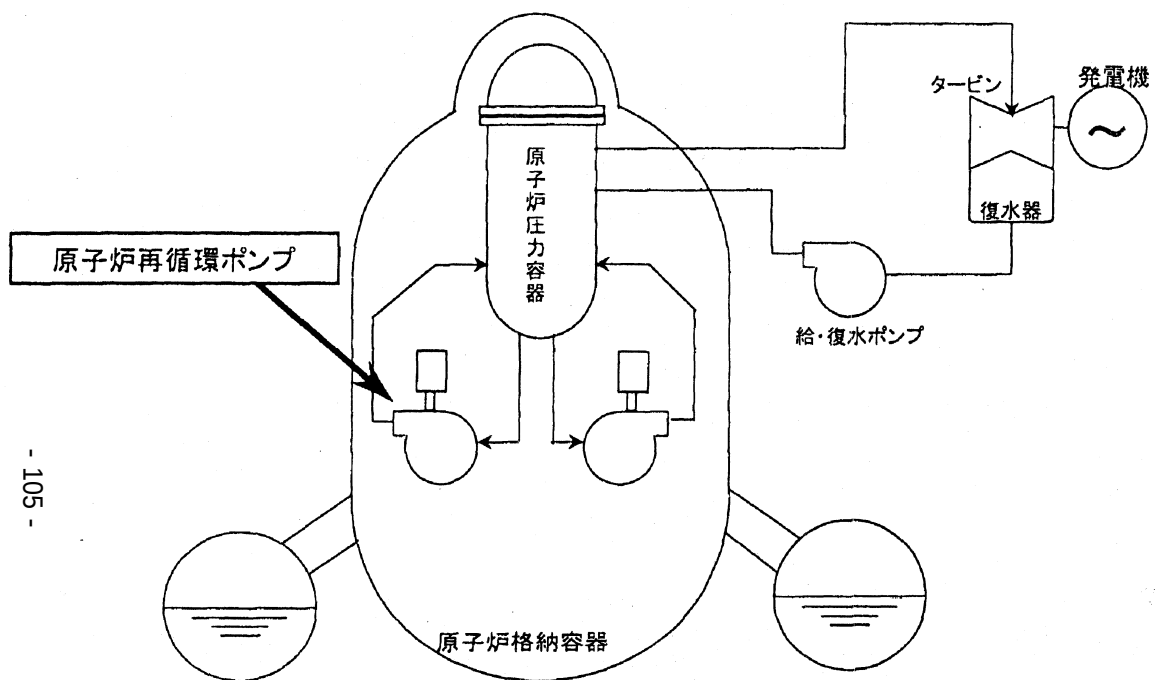
以 上

（注 1） 目視検査では，配管内面の傷の有無，位置確認を行います。

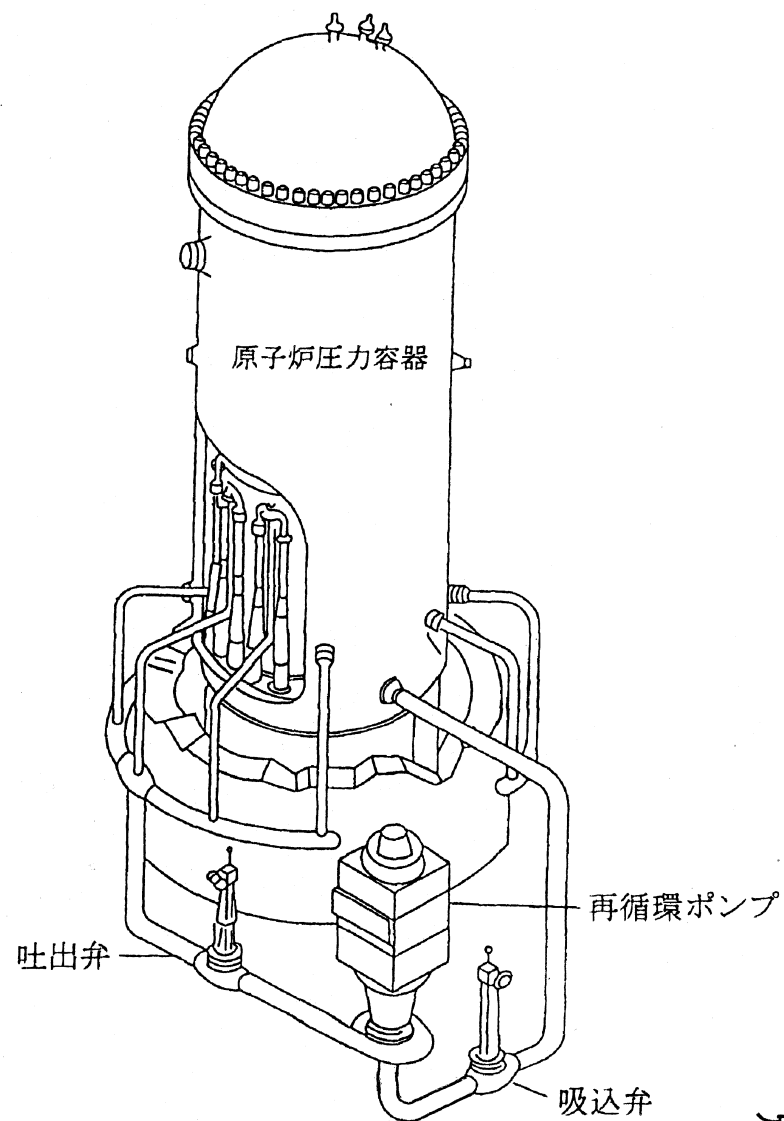
（注 2） 浸透探傷検査は，浸透液の指示模様によって，傷の有無，傷の位置確認および傷の長さの測定を行います。

（注 3） 超音波探傷検査では，超音波の反射を利用して傷の深さ測定を行います。

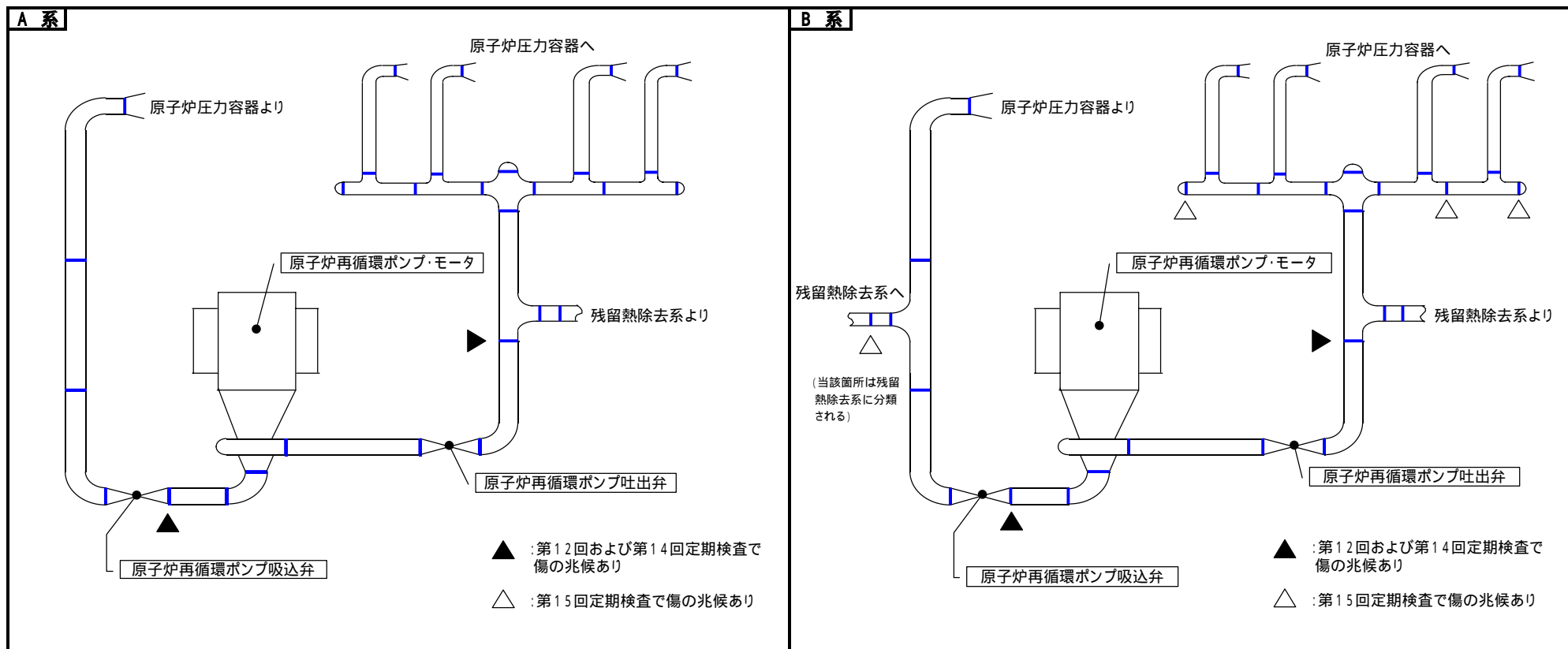
（注 4） 材料調査では，断面観察，硬さ測定，破面観察等を行います。



系 統 概 略 図



原子炉再循環配管 鳥瞰図



女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 傷の点検結果一覧表

	溶接継手	点検時期	傷の長さ(mm) 1	最大深さ (mm)	箇所数	備 考
A系		第15回定検	4	6.1以下	4	内面より研削し， 確認
			118			
			104			
			35	5.0以下		
		第15回定検	11	7.2	2	サンプルを採取 し，確認
			23.5			
B系		第15回定検	38	4.9以下	9	内面より研削し， 確認
			6			
			31			
			13			
			29			
			13			
			32			
			158	12.2以下		
			203			
		第15回定検	19	- 2	4	サンプルを採取 し，確認
			39	9.0		
			38	8.5		
			6			

1: 浸透探傷検査による

2: 調査対象外

配管厚さ一覧表(mm)

溶接継手	必要厚さ(A)	実測厚さ(B)	傷の深さ(C)	(B) - (C)
	20.46	35.5	6.1以下	29.4
	23.13	39.0	7.2	31.8
	20.46	37.0	12.2以下	24.8
	23.13	37.8	9.0	28.8

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 傷の超音波探傷検査結果一覧 (第15回定検における新たな傷の兆候)

溶接継手	点検時期	傷の兆候		箇所数
		長さ(mm) 2	深さ(mm)	
	第15回定検	13	4.0	1
	第15回定検	49	4.5	1
1	第15回定検	52	3.5	1
			3.8	
	第15回定検	4	4.0	1
			4.3	

配管厚さ一覧表(mm)

溶接継手	必要厚さ(A)	実測厚さ(B)	傷の深さ(C)	(B) - (C)
	16.77	26.2	4.0	22.2
	16.77	28.9	4.5	24.4
1	17.40	33.0	3.8	29.2
	16.77	29.0	4.3	24.7

1: 当該箇所は残留熱除去系に分類される

2: DAC (距離振幅補正曲線) 100%を超える長さ

平成 15 年 2 月 3 日
東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機における原子炉再循環配管の点検終了について

当社，女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）の原子炉再循環配管について，点検が終了しましたのでその結果についてお知らせします。

女川原子力発電所 1 号機の原子炉再循環配管については，第 12 回および第 14 回定期検査において 4 箇所の溶接継手部に傷の兆候が認められたことから 10 月 27 日より当該配管の内面からの点検調査（目視検査^{注1}，浸透探傷検査^{注2}，超音波探傷検査^{注3}，材料調査^{注4}）を行った結果，4 箇所の溶接継手部に 19 個の傷が確認されました。

（9 月 20 日，11 月 28 日お知らせ済み）

また，前述の 4 箇所以外の溶接継手部について超音波探傷検査を実施したところ，12 月までに A 系 1 箇所，B 系 5 箇所の溶接継手部に 7 個の傷の兆候が確認されました。

（11 月 28 日，1 月 16 日お知らせ済み）

1 月 30 日，全ての点検を終了しましたが，上記以外の傷の兆候は認められませんでした。これまでの点検結果の詳細については別紙のとおりです。

今後はこれらの調査結果に基づき健全性の評価を行ってまいります。また，当該評価については，国へも報告し評価されるものと認識しております。

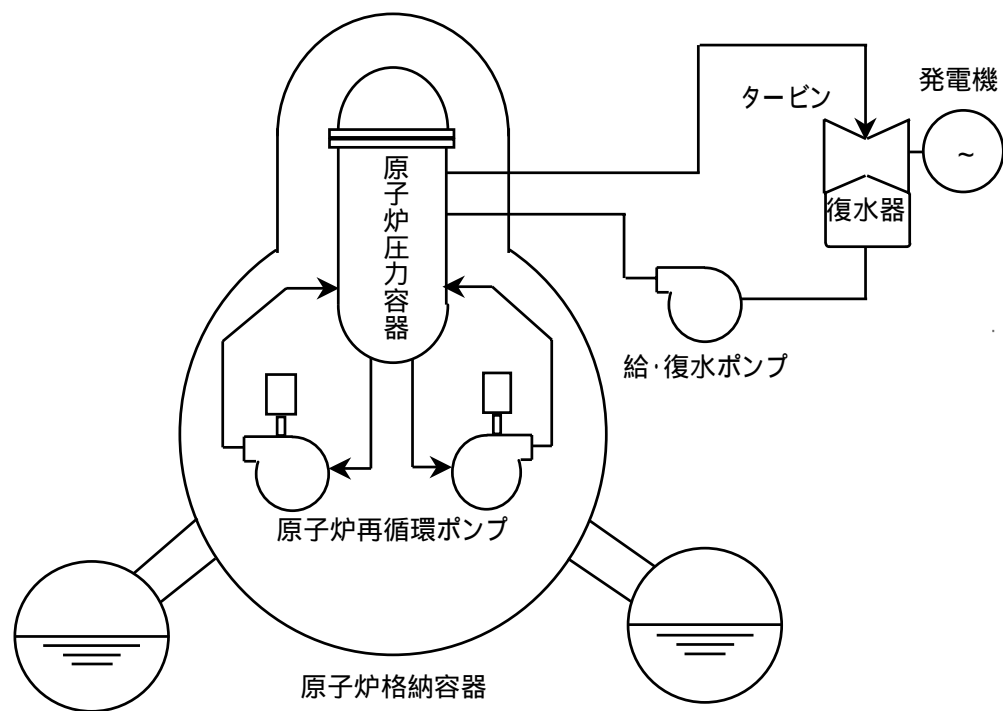
以 上

（注 1） 目視検査では，配管内面の傷の有無，位置確認を行います。

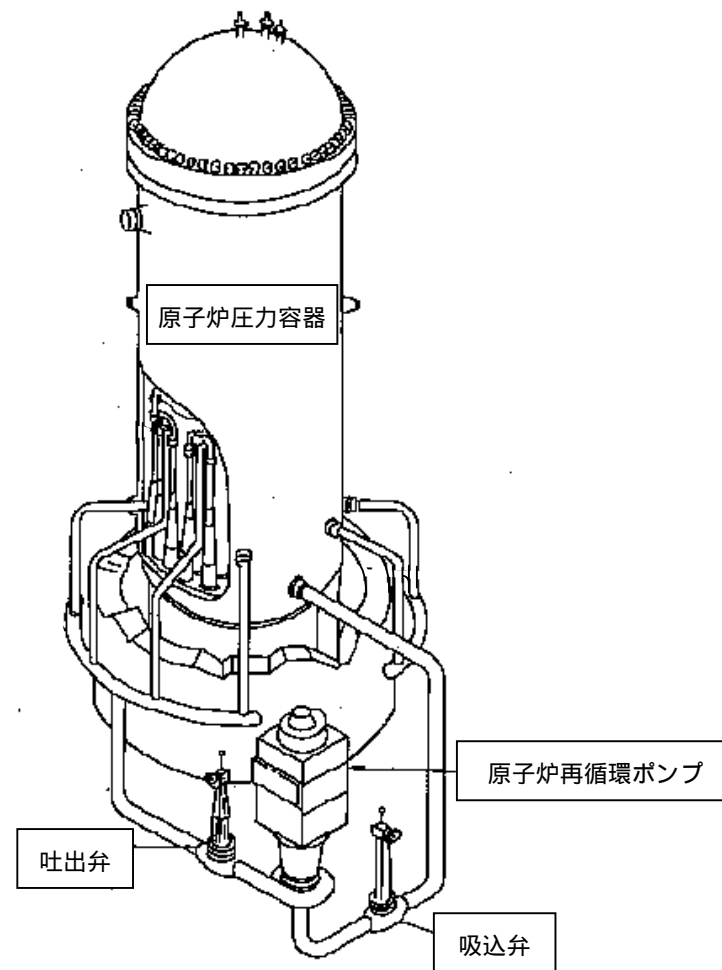
（注 2） 浸透探傷検査は，浸透液の指示模様によって，傷の有無，傷の位置確認および傷の長さの測定を行います。

（注 3） 超音波探傷検査では，超音波の反射を利用して傷の深さ測定を行います。

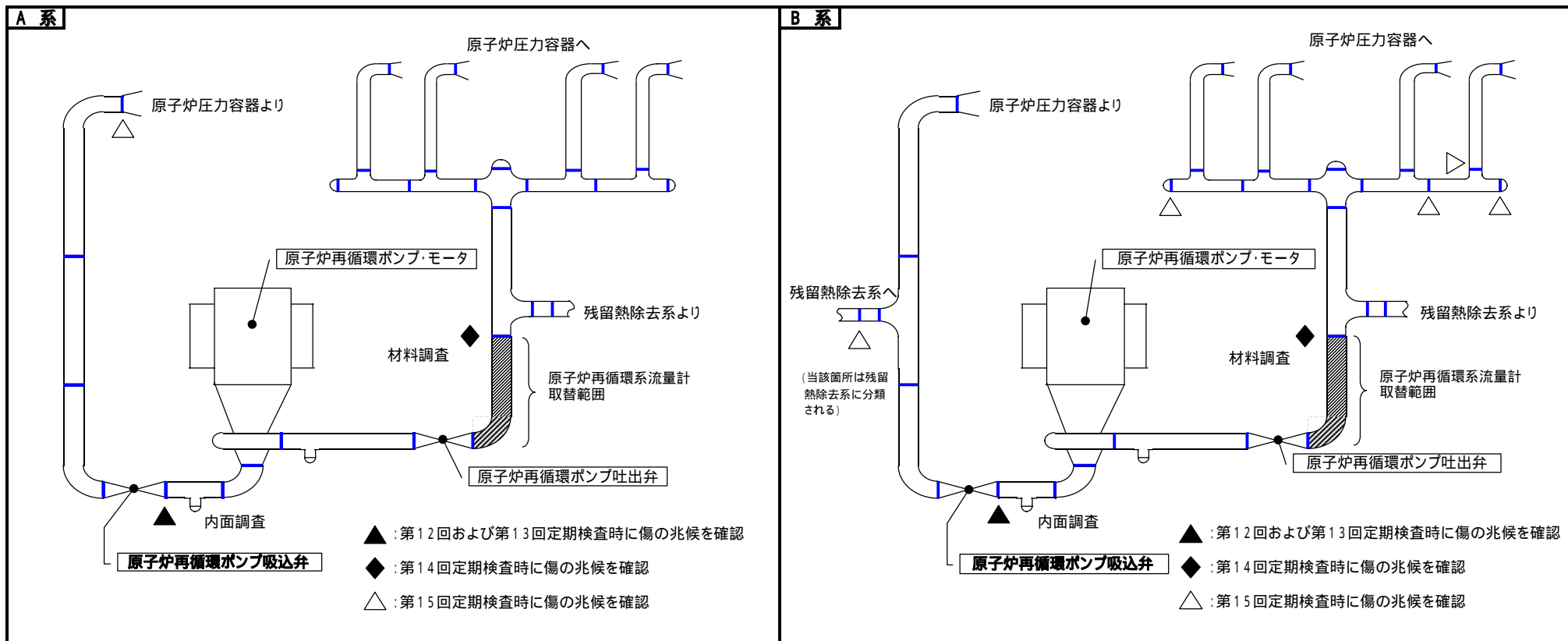
（注 4） 材料調査では，断面観察，硬さ測定，破面観察等を行います。



系 統 概 略 図



原子炉再循環配管 鳥瞰図



注: ~ は、溶接継手番号を示す。

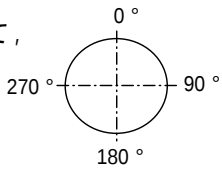
女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 傷の点検結果一覧表
(第12回,第14回定期検査時に確認された傷の兆候の点検結果)

別紙3

溶接 継手 番号	必要 厚さ (mm)	実測 厚さ (mm)	指示 位置 1	第12回定期検査			第13回定期検査			第14回定期検査			第15回定期検査									
				超音波探傷検査			超音波探傷検査			超音波探傷検査			超音波探傷検査			内面調査						
				長さ(mm) 2		深さ (mm)	長さ(mm) 2		深さ (mm)	長さ(mm) 2		深さ (mm)	長さ(mm) 2		深さ (mm)	長さ(mm)	深さ(mm)	備考				
				DAC20% 3	DAC100% 3		DAC20% 3	DAC100% 3		DAC20% 3	DAC100% 3		DAC20% 3	DAC100% 3		(浸透探傷検査)	(研削又は実測)					
	20.46	35.5	180° 付近	132	29	3.0	130	18	3.5				496	31	—	4 118 104	6.1以下 4	内面調査				
			300° 付近	45	15	4.0	53	43	3.5					13	—	35	5.0以下 4					
				45	15	3.5	53	43	3.0													
	23.13	39.0	240° 付近							504	22	—	424	25	—	11 23.5	7.2 5	材料調査				
	20.46	37.0	120° 付近	—	—	5.5	36	—	2.0				31	—	2.0	38 6 31 13 29 13 32	4.9以下 4	内面調査				
			31	6	5.5	34	7	5.0	20				—	4.0								
			330° 付近	546	172	3.0	540	100	3.5				194	5	3.0	158	12.2以下 4					
						2.5			9					2.0								
						18		4.5						16	2.0							
						27		3.5						17	2.0							
	23.13	37.8	60° 付近										29	—	—	24	—		—			材料調査
														25	15	—	28		13	—	19	
											22	—	—	23	—	—						
											34	—	—	35	—	—						
											141	14	2.5	57	13	2.0	39	9.0 5				
											0° 付近				64	37	3.0	65	34	1.0	38 6	

1:指示位置は,指示深さを確認した位置。角度は,配管の上流側から見て,
水平配管は上部側を0°,垂直配管は原子炉格納容器側を0°とする。



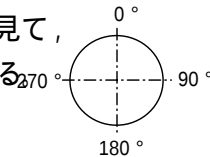
2:超音波探傷検査による長さは,DAC20%,DAC100%をそれぞれ超える傷の兆候の長さ。
3:超音波探傷検査を行う前に,試験片に設けた穴から戻った超音波の信号高さを検出し,その高さを
DAC100%とし,DAC100%の信号高さを1/5(20%)にしたものをDAC20%とする。
画面上に表示された信号高さがDACを超えたものを傷と判断する。DAC20%はDAC100%よりも
低い信号のものまで傷と判断する。

4:グラインダによる研削後の最大深さを記載しており,実際の傷の深さは,この記載値以下である。
5:サンプルからの実測値。
6:溶接継手番号 については, 5を代表箇所として調査を行ったためサンプルを採取せず。
7:表中の「 - 」は,深さについては傷の先端部を特定できない場合を,長さについてはDACを超える信号がない場合を示す。

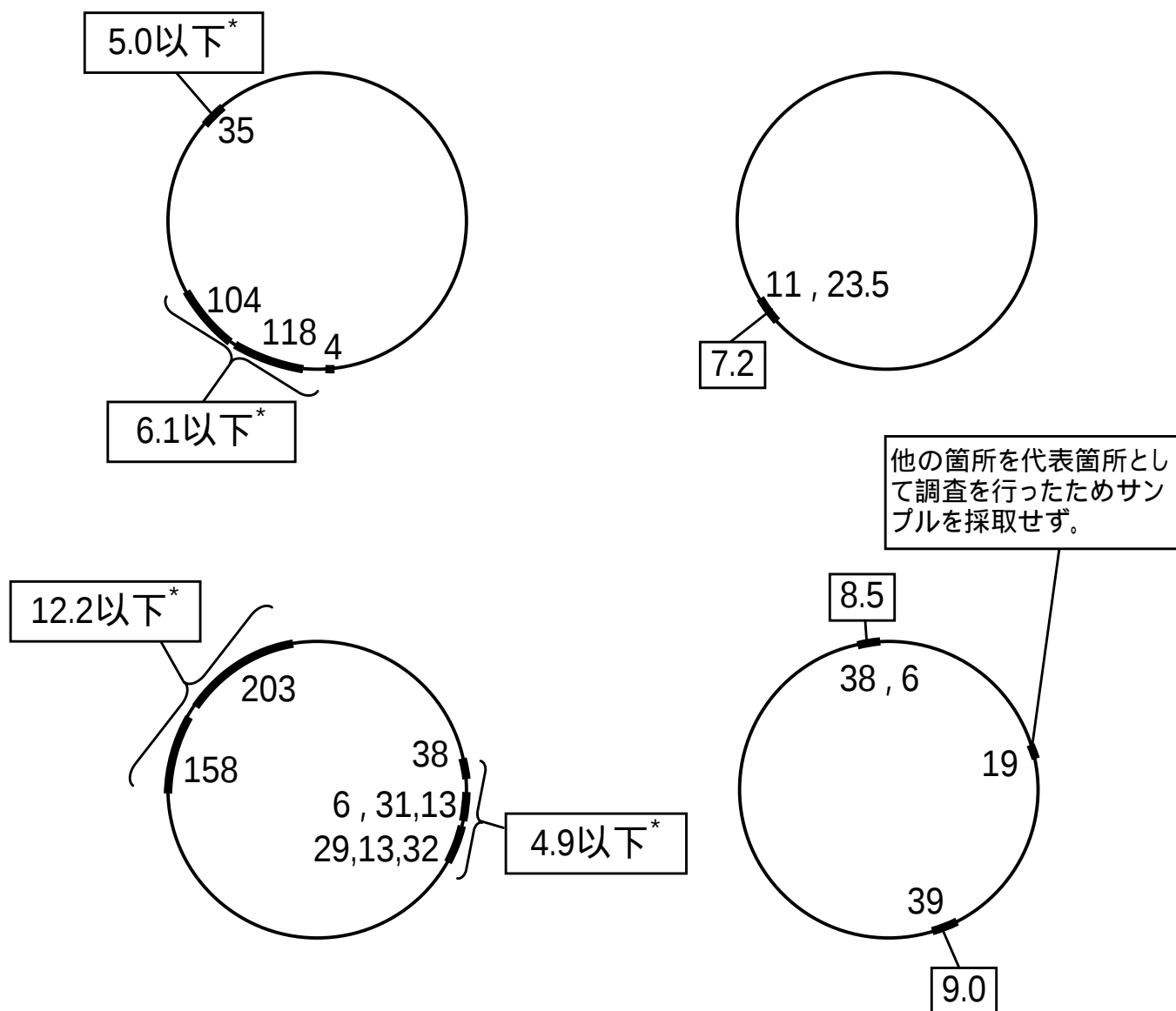
女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 超音波探傷検査結果一覧表
(第15回定期検査において新たに発見された傷の兆候)

溶接継手番号	必要厚さ (mm)	実測厚さ (mm)	指示位置 1	第15回定期検査		
				超音波探傷検査		
				長さ(mm) 2		深さ(mm)
				DAC20% 3	DAC100% 3	
	16.77	26.2	210°付近	30	13	4.0
	16.77	28.9	180°付近	59	49	4.5
4	17.40	33.0	120°付近	70	52	3.5
						3.8
	16.77	29.0	180°付近	36	4	4.0
						4.3
	11.37	19.5	0°付近	165	129	5.5
						4.0
	20.46	34.0	30°付近	35	25	2.0
			60°付近	20	10	3.0

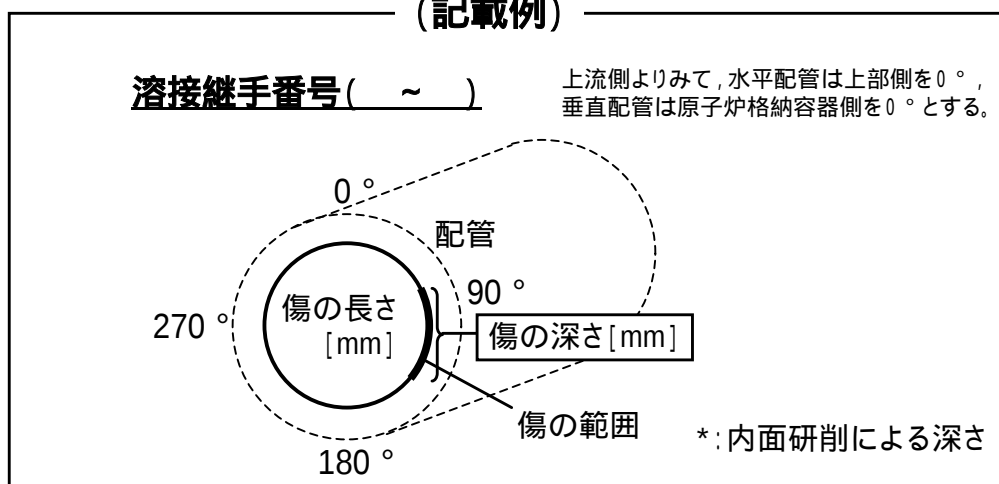
1: 指示位置は、指示深さを確認した位置。角度は、配管の上流側から見て、
 水平配管は上部側を0°、垂直配管は原子炉格納容器側を0°とする



- 2: 超音波探傷検査による長さは、DAC20%、DAC100%をそれぞれ超える傷の兆候の長さ
- 3: 超音波探傷検査を行う前に、試験片に設けた穴から戻った超音波の信号高さを検出し、その高さをDAC100%とし、DAC100%の信号高さを1/5(20%)にしたものをDAC20%とする。
 画面上に表示された信号高さがDACを超えたものを傷と判断する。DAC20%はDAC100%よりも低い信号高さまで傷と判断する。
- 4: 当該箇所は残留熱除去系に分類される



(記載例)



女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管点検結果概要図
(内面調査及び材料調査)

平成 15 年 2 月 26 日
東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機原子炉再循環配管の超音波探傷検査による 再測定等の実施について

超音波探傷検査によるひびの長さや深さの測定精度の分析や改善を目的として、女川原子力発電所 1 号機の第 15 回定期検査において、新たにひびの兆候が確認された原子炉再循環配管の 6 箇所の溶接継手部（別紙）について、準備が整い次第、自主的に従来と異なる超音波探傷検査手法^{（注）}を用いて再測定を行うことといたしました。また、その精度確認のため、当該配管を切断し、ひびの長さ、深さの実測を行うこととしております。

以 上

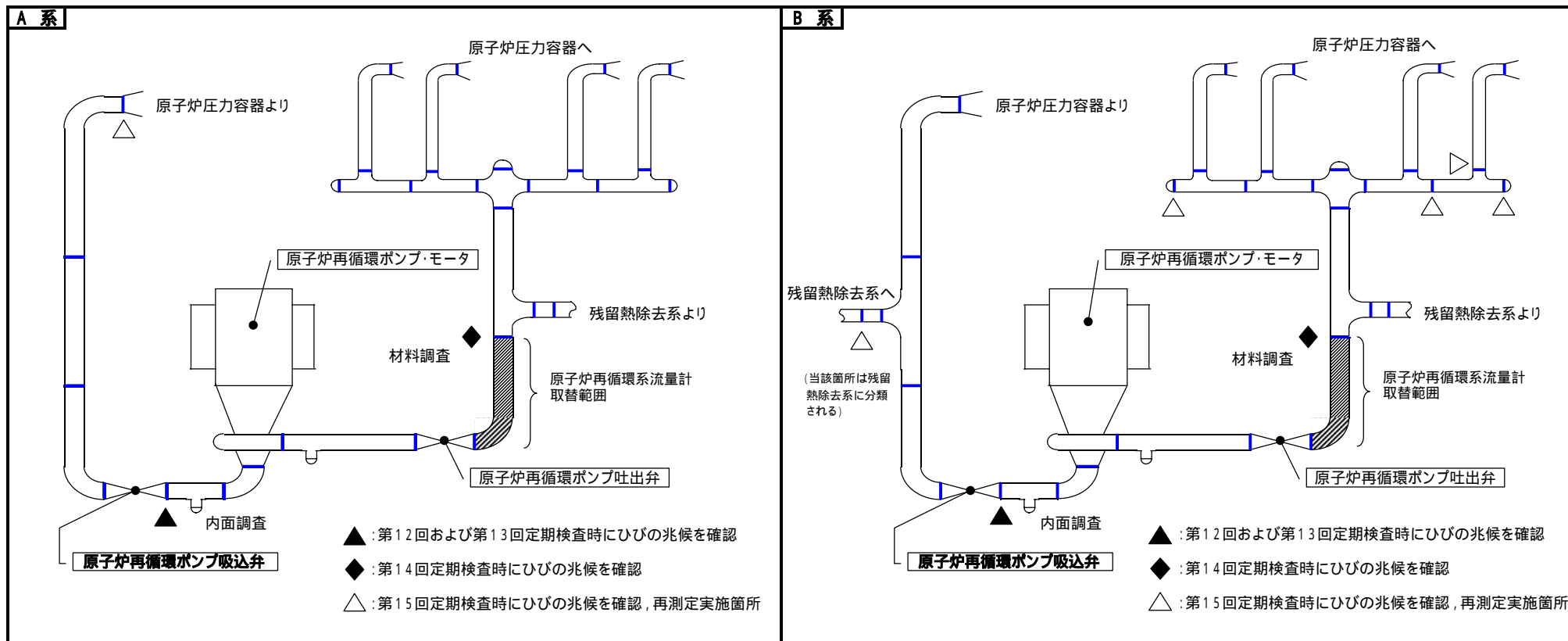
（注）従来と異なる超音波探傷検査手法

（１）縦波斜角法

従来の超音波探傷検査では、横波の超音波を用いているが、縦波斜角法では、ひびの先端部分からの反射波の強度が大きくなるように、縦波の超音波を用いている。縦波の超音波は横波よりも減衰しにくく、結晶粒が大きな溶接金属内にあるひびの探傷に有利である。

（２）フェーズドアレイ法

従来の超音波探傷検査では、一個の超音波発振子を用いているが、フェーズドアレイ法では、複数の超音波発振子を用いて、超音波の角度を変えることにより、種々の形状のひびからの反射波を捉えることが出来る。



注: ~ は, 溶接継手番号を示す。

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

平成 15 年 7 月 15 日

東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機における原子炉再循環配管のひびに関する 改良型超音波探傷試験による測定および実測結果について

当社、女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日から第 15 回定期検査中）において、新たにひびの兆候が確認された原子炉再循環配管の 6 箇所の溶接継手部について、改良型超音波探傷試験^{（注）}によるひびの測定を行うとともに、その精度確認のため、当該配管を切断してひびの実測を行いました。（2 月 26 日お知らせ済み）

測定結果および実測結果について別紙のとおりまとめ、本日、原子力安全・保安院に報告しましたので、お知らせいたします。

今回の結果から、当社としては、改良型超音波探傷試験により原子炉再循環配管のひびの有無を、従来の超音波探傷試験と同様に確認できること、加えて、ひびの深さ等について一定の精度で測定できると考えております。

また、ひびの深さを実測した結果、全ての溶接継手部について必要厚さを満足していることを確認しております。

なお、ひびの実測のために切断した配管は、全て新品に交換いたしました。

今後、当社、東京電力および中部電力の 3 社で実施している改良型超音波探傷試験に関する調査結果は、国の原子力安全・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」において評価される予定です。

以 上

（注）改良型超音波探傷試験

（１）端部エコー法（横波斜角法および縦波斜角法による試験）

横波斜角法は、横波の超音波速度が遅いため、小さい欠陥の検出に有効であり、縦波斜角法は、ひびの先端部分からの反射波の強度が大きくなるように、縦波の超音波を用いており、縦波の超音波は横波よりも減衰しにくいため、結晶粒が大きな溶接金属内にあるひびの検出に有効であるとされている。

（２）フェイズドアレイ法

従来の超音波探傷試験は一個の超音波探触子を用いているが、フェイズドアレイ法では、複数の超音波探触子を用いており、超音波の角度を変えることにより、種々の形状のひびからの反射波を捉えることが出来る。

（３）２次クリーニング波法

２次クリーニング波法は、配管の内表面に沿って超音波が伝搬するため、配管の内表面付近に開口部があるひびの検出に有効であるとされており、従来は、ひびの確認に用いられてきた。今回は、横波斜角法で確認されたひびについて、この２次クリーニング波法を用いてひびの長さを測定。

女川原子力発電所 1 号機 原子炉再循環配管のひびに関する改良型超音波探傷試験による測定および実測結果について（概要）

改良型超音波探傷試験の調査結果（測定値と実測値の比較）

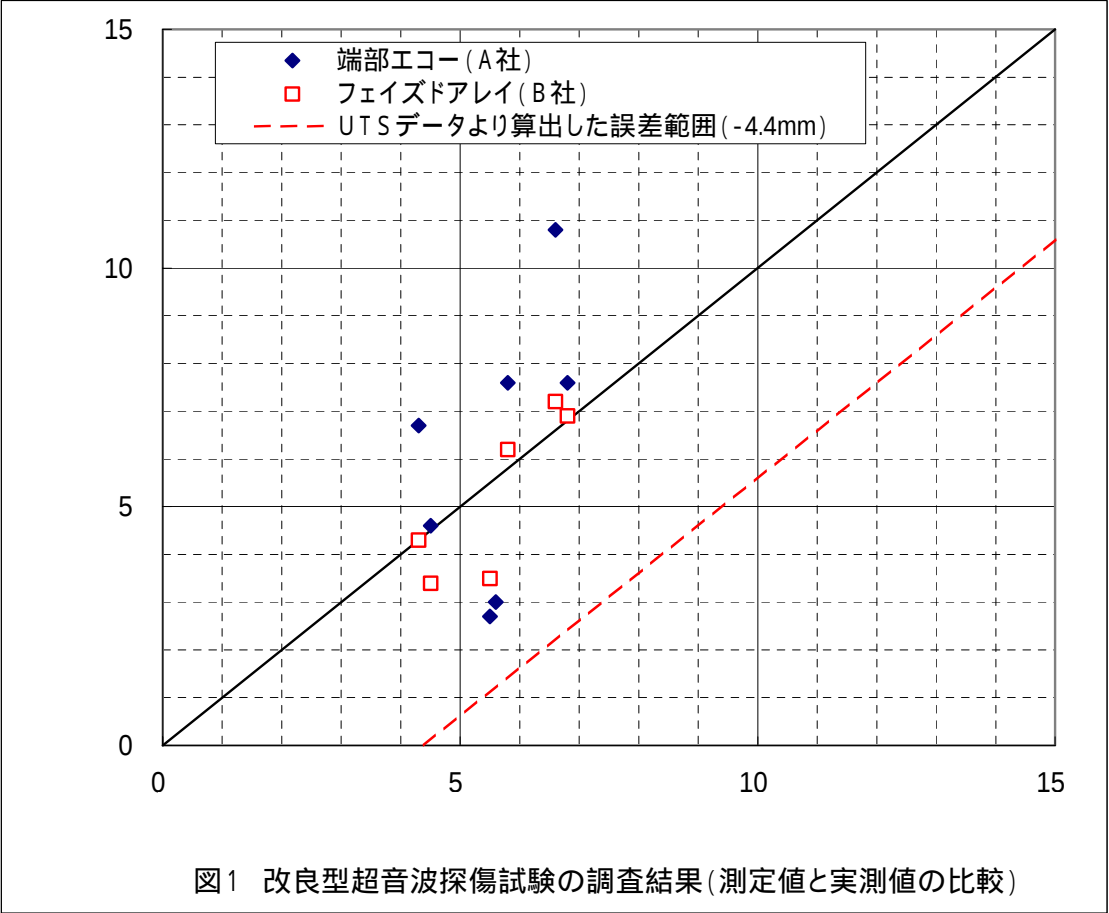


図1 改良型超音波探傷試験の調査結果（測定値と実測値の比較）

- 1. 今回実施した改良型超音波探傷試験の結果は，図1に示すようにいずれもUTS（＊）のデータより算出した誤差範囲（-4.4mm）を満足している。
- 2. 溶接継手番号 210° 付近のひびについて，B社の試験で端部からのエコーが検出されなかったため，深さが特定できなかったことからグラフから除いている。
- 3. また，実測結果でひびのなかった継手 についてはグラフから除いている。

＊：（財）発電設備技術検査協会「超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験」

ひびの実測長さと実測深さの関係

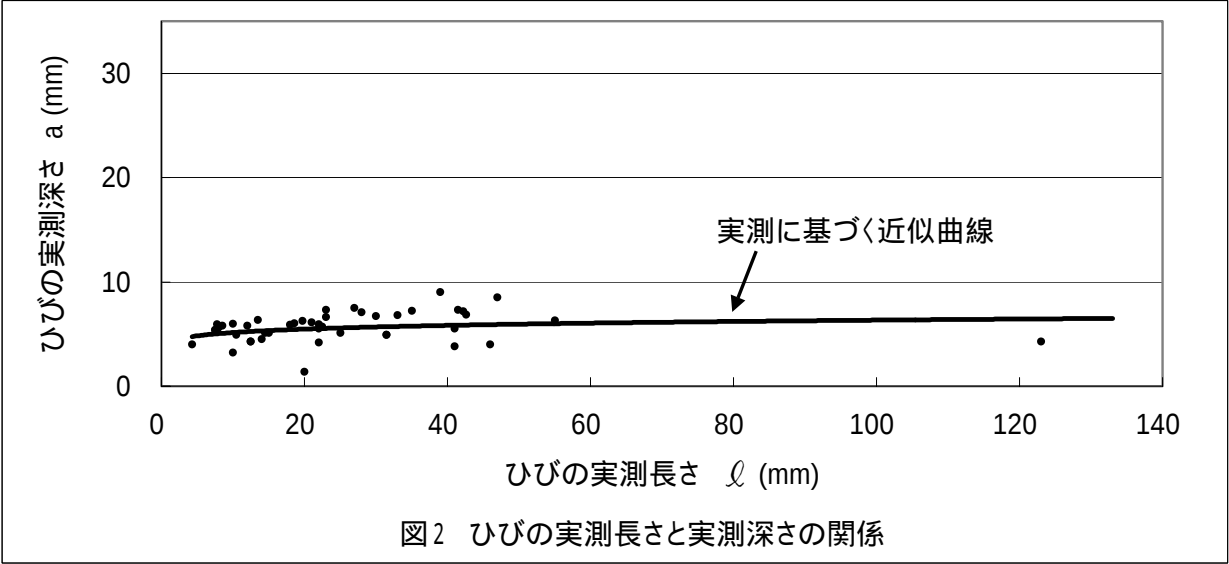


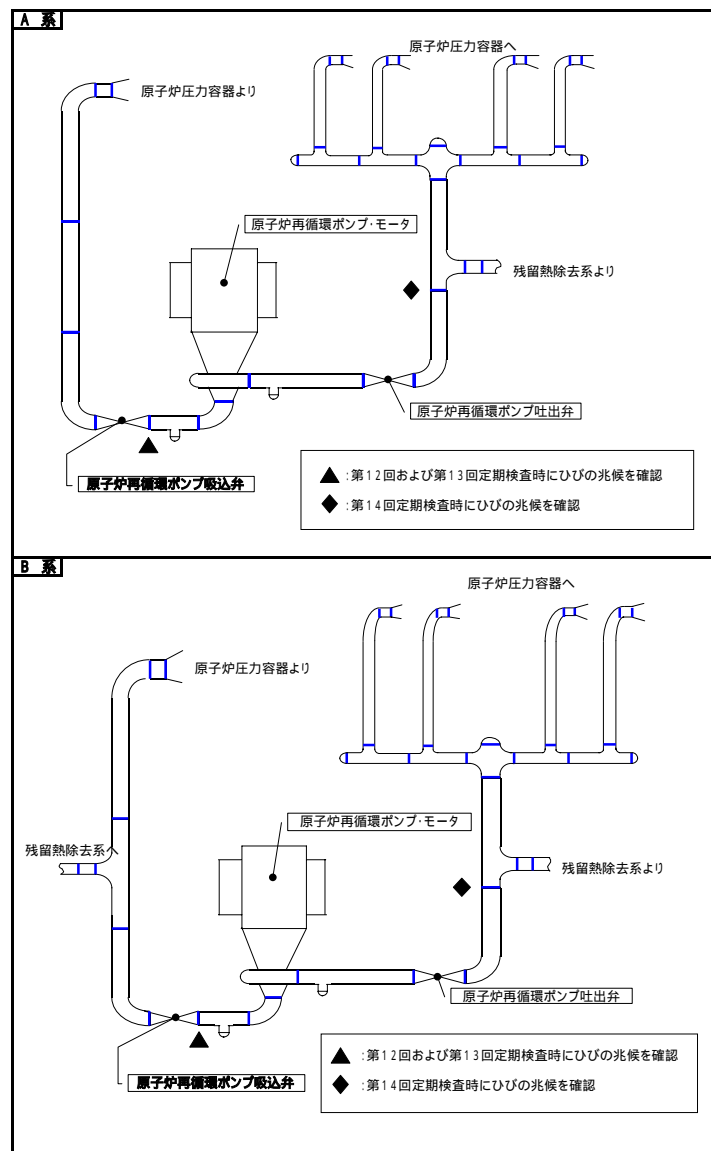
図2 ひびの実測長さと実測深さの関係

- 1. 女川1号機での今回の実測結果および「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」に報告された値から，ひびの実測長さと実測深さとの関係をグラフにしたものを図2に示す。
- 2. 図2よりひびは長さ方向に進展しても，深さ方向にはあまり進展しないことが示されている。なお，図2において今回得られたデータでは，深さ10mmを超えるものはない。
- 3. 研削により求めたひびの深さについては，測定方法が異なることからグラフには載せていない。

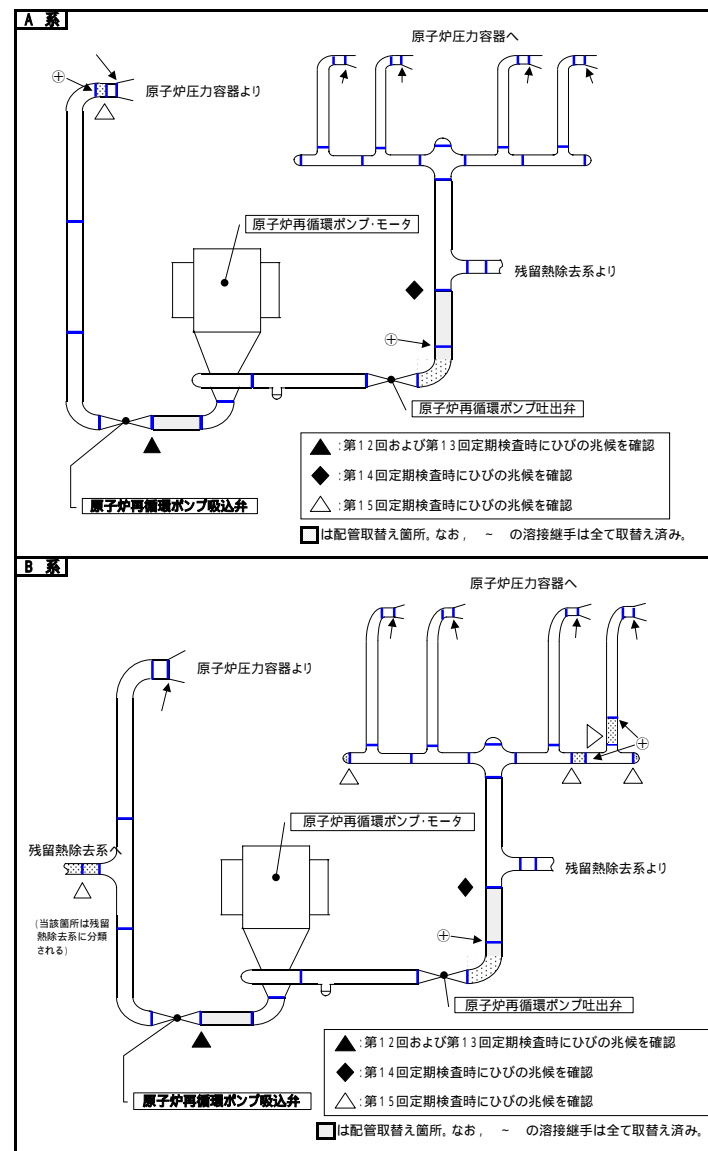
溶接金属への進展長さ

表1 溶接金属への進展長さ		
溶接継手番号	位 置	溶接金属への進展（mm）
	210° 付近	無し
	180° 付近	無し
	120° 付近	1．0
	180° 付近	無し
	0° 付近	0．2
	30° 付近	0．7
	60° 付近	1．3
	210° 付近	無し

- 1. ひびの溶接金属への進展長さを表1に示す。
- 2. 溶接金属へのひびの進展は，最大で1．3mmであった。



第15回定期検査開始前



第15回定期検査(現在)

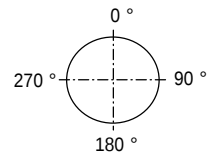
△ : 溶接継手番号
○ : 第15回定期検査で点検を実施していない溶接継手(原子炉压力容器に分類される溶接継手)
⊕ : 取替えにより新たに追加された溶接継手

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管 概要図

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管のひびに関する改良型超音波
探傷試験による測定および実測結果 一覧表

溶接継手 番号	必要厚さ (mm)	実測厚さ (mm)	配管外周長さ (mm)	指示位置 ¹	長さ(mm)				実測値	深さ(mm) ²				実施期間
					従来型超音波探傷試験		改良型超音波探傷試験			従来型 超音波 探傷試験	改良型超音波探傷試験		実測値	
					DAC20%	DAC100%	A社	B社			A社	B社		
							フェイズド アレイ法	2次クリーピン グ波法			端部エコー法 ³	フェイズド アレイ法		
	16.77	26.2	約1,290	210° 付近	30	13	17	22	14	4.0	4.6	3.4	4.5	改良型超音波探傷 試験期間 平成15年2月～4月 配管切断・実測期間 平成15年4月～6月
	16.77	28.9	約1,290	180° 付近	59	49	42	49	33	4.5	7.6	6.9	6.8	
	17.40	33.0	約1,440	120° 付近	70	52	56 ⁴	61	41	3.8	2.7 ⁴	3.5	5.5	
	16.77	29.0	約1,290	180° 付近	36	4	なし	181 ⁵	なし	4.3	なし	3.2	なし	
	11.37	19.5	約880	0° 付近	165	129	151	164	123	5.5	6.7	4.3	4.3	
8	20.46	34.0	約1,810	30° 付近	35	25	29	28	23	2.0	10.8	7.2	6.6	
				60° 付近	20	10	13	21	12	3.0	7.6	6.2	5.8	
				210° 付近	12 ⁶	4 ⁶	9	8	8	6	3.0	7	5.6	

1: 指示位置は、指示深さを確認した位置。角度は、水平配管は上部側を0°、垂直配管は原子炉格納容器側を0°として、配管の上流側から見て時計まわりとする。ただし、の角度については上部側を90°として、配管の上流側から見て時計まわりとする。

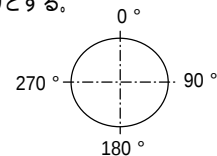


- 2: 当該指示位置における最大深さを示す。
3: 45°横波斜角法および60°縦波斜角法による試験。
4: は異種金属部のため、45°斜角法(縦波、横波)および60°縦波斜角法による試験。
5: 大部分は形状エコーと判断できるが、その中の一部がひびであると推定した。
6: 改良型超音波探傷試験を実施後に長さ測定のみを実施した。
7: ひびの先端部からのエコーが検出されなかったため、深さは特定できなかった。
ただし、実プラントデータの蓄積と改善により、その後(財)発電設備技術検査協会で開催した「超音波探傷試験による再循環系配管サイジング精度 向上に関する確信試験」では良好な結果が得られている。
8: 前回(第14回)の定期検査時に実施した自主点検ではひびがないと判断した溶接継手。

女川原子力発電所1号機 原子炉再循環配管のひびに関する
改良型超音波探傷試験による測定および実測結果 一覧表

溶接継手 番号	必要厚さ (mm)	実測厚さ (mm)	指示位置 1	深さ(mm) 2				実施期間
				従来型 超音波 探傷試験	改良型超音波探傷試験		実測値	
					B社			
					端部エコー法			
					縦波端部	横波端部		
	16.77	26.2	210° 付近	4.0	4.0	3	4.5	改良型超音波探傷 試験期間 平成15年2月～4月 配管切断・実測期間 平成15年4月～6月
	16.77	28.9	180° 付近	4.5	5.5	4.5	6.8	
	17.40	33.0	120° 付近	3.8	4.0	5.0	5.5	
	16.77	29.0	180° 付近	4.3	3	3	なし	
	11.37	19.5	0° 付近	5.5	4.0	3	4.3	
6	20.46	34.0	30° 付近	2.0	3.5	2.5	6.6	
			60° 付近	3.0	2.5	2.5	5.8	
			210° 付近	4	5	5	5.6	

1: 指示位置は、指示深さを確認した位置。角度は、水平配管は上部側を0°、垂直配管は原子炉格納容器側を0°として、配管の上流側から見て時計まわりとする。ただし、の角度については上部側を90°として、配管の上流側から見て時計まわりとする。



2: 当該指示位置における最大深さを示す。

3: エコーは検出されたが、ひびの先端からのエコーではないと評価したため、深さは測定できなかった。

4: 改良型超音波探傷試験を実施後に長さ測定のみを実施した。

5: ひびの先端からのエコーが検出されなかったため、深さは特定できなかった。

6: 前回(第14回)の定期検査時に実施した自主点検ではひびがないと判断した溶接継手。

平成 14 年 9 月 6 日
東北電力（株）広報部
(代)022(225)2111

女川原子力発電所 1 号機の第 15 回定期検査について

女川原子力発電所 1 号機は、平成 14 年 9 月 8 日（日）より第 15 回定期検査を約 6 ヶ月の予定で実施いたします。

定期検査は電気事業法に基づき、原子炉およびその附属設備等が国の定める技術基準に合致し、健全性が確保されていることを確認するために実施されるものです。

女川原子力発電所 1 号機においては、昭和 59 年 6 月に営業運転を開始して以来、15 回目の定期検査となりますが、今回の定期検査期間中においては、主に、原子炉圧力容器ノズルの改造、残留熱除去系の蒸気凝縮配管の撤去（蒸気凝縮機能の削除）および燃料集合体の取替えなどを実施することとしております。

原子炉圧力容器ノズル^(＊１)の改造については、応力腐食割れに対する予防保全の観点から、ノズルおよび溶接部の内面を耐応力腐食割れ性に優れた材料で内張り溶接し、信頼性の向上を図ることとしております。なお、作業にあたっては原子炉内の水を全て抜いて行う必要があるため約 3 ヶ月の期間を要することとなります。

また、残留熱除去系^(＊２)の蒸気凝縮配管の撤去については、平成 14 年 5 月 13 日付で原子力安全・保安院より沸騰水型原子炉を保有する電力会社に指示のありました「中部電力株式会社浜岡原子力発電所 1 号機の余熱除去系^(＊２)配管破断に関する再発防止対策について」に基づき、再発防止策を検討した結果、今回の定期検査において実施することとしたものです。なお、これは原子炉施設の基本設計の変更にあたることから国の許可が必要となるため、平成 14 年 6 月 21 日付けで「女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（1 号原子炉施設の変更）」を経済産業省に提出しております。

さらに、燃料集合体の取替えについては、今回の定期検査期間中に、368 体ある燃料集合体のうち 80 体を新燃料に取替える計画としております。

このほか、今回の定期検査中には、制御棒駆動機構の点検、出力領域計測装置の取替え、主復水器細管の点検も実施することとしております。

今回の定期検査の概要は別紙のとおりです。

< 女川原子力発電所 1 号機の概要 >

- ・ 所 在 地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・ 電 気 出 力 5 2 万 4 千キロワット
- ・ 原子炉型式 沸騰水型軽水炉
- ・ 運 転 開 始 昭和 5 9 年 6 月 1 日

以 上

(* 1) 原子炉圧力容器ノズル

原子炉圧力容器ノズルとは、原子炉圧力容器と配管とを接続する際にその間に用いられるもので、一般的に管台と呼ばれるものです。

(* 2) 残留熱除去系・余熱除去系

通常の原子炉停止時や復水器が使用できない時に原子炉の崩壊熱等を取り除き、原子炉冷却材喪失時には炉心の冷却を行う系統で、電力会社により「残留熱除去系」、「余熱除去系」と 2 つの呼び方がありますが、同じ系統のことです。

(別紙)

女川原子力発電所 1 号機 第 15 回定期検査の概要

1. 定期検査の期間

平成 14 年 9 月 8 日 (日) から約 6 ヶ月間

2. 主要な点検ならびに作業計画

(1) 原子炉圧力容器ノズルの改造

応力腐食割れに対する予防保全の観点から、ノズルおよび溶接部の内面を耐応力腐食割れ性に優れた材料で内張り溶接し、信頼性の向上を図ることとしております。

(2) 残留熱除去系の蒸気凝縮配管の撤去

平成 14 年 5 月 13 日付の原子力安全・保安院の指示に伴う再発防止策として、残留熱除去系の蒸気凝縮機能に係る配管の撤去を行うこととしております。

(3) 燃料集合体の取替え

今回の定期検査期間中に 368 体ある燃料集合体のうち、80 体を新燃料(9×9 燃料)に取替える計画としております。

(4) 制御棒駆動機構の点検

89 体ある制御棒駆動機構のうち、今回の定期検査では 13 体について分解点検を実施いたします。

なお、分解点検の対象となる 13 体のうち、6 体については予備品と取替えることにより、作業時間の短縮を図ることとしております。

(5) 出力領域計測装置の取替え

20 本ある出力領域計測装置については、中性子照射量の程度に応じて取替えることとしており、今回の定期検査では 3 本について取替えを実施いたします。

(6) 主復水細管の点検

27,688 本ある復水器細管全数について点検し、必要に応じて補修を実施いたします。

以 上

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所 1 号機 (52 万 4 千キロワット)	9 月 8 日から定期検査予定
2 号機 (82 万 5 千キロワット)	運転中
3 号機 (82 万 5 千キロワット)	運転中

平成 14 年 9 月 8 日
東北電力(株)広報部
TEL022(225)2111(代)

女川原子力発電所 1 号機の第 15 回定期検査開始について

女川原子力発電所 1 号機は、平成 14 年 9 月 8 日（日）午前 1 時に発電を停止し、予定どおり第 15 回の定期検査に入りましたのでお知らせいたします。

なお、定期検査の期間は、約 6 ヶ月の予定です。

< 女川原子力発電所 1 号機の概要 >

- ・所在地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・電気出力 52 万 4 千キロワット
- ・原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・運転開始 昭和 59 年 6 月 1 日

以上

< 参考 > 当社女川原子力発電所の現況

女川原子力発電所 1 号機（52 万 4 千キロワット）	本日より定期検査開始
2 号機（82 万 5 千キロワット）	運転中
3 号機（82 万 5 千キロワット）	運転中

平成14年9月12日
東北電力(株)広報部
(代)022(225)2111

**女川原子力発電所1号機の原子炉設置変更許可について
～ 残留熱除去系の蒸気凝縮配管を撤去 ～**

当社は、女川原子力発電所1号機の残留熱除去系^(※1)蒸気凝縮配管の撤去について、平成14年6月21日、「女川原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書(1号原子炉施設の変更)」を経済産業大臣あてに提出していましたが、平成14年9月12日付で許可をいただきましたので、お知らせいたします。

本変更は、平成14年5月13日付で原子力安全・保安院より沸騰水型原子炉を保有する電力会社に指示のありました「中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機の余熱除去系^(※2)配管破断に関する再発防止対策について」に基づき再発防止対策を検討した結果、類似配管である女川1号機の残留熱除去系蒸気凝縮配管を撤去(蒸気凝縮機能の削除)するものであります。

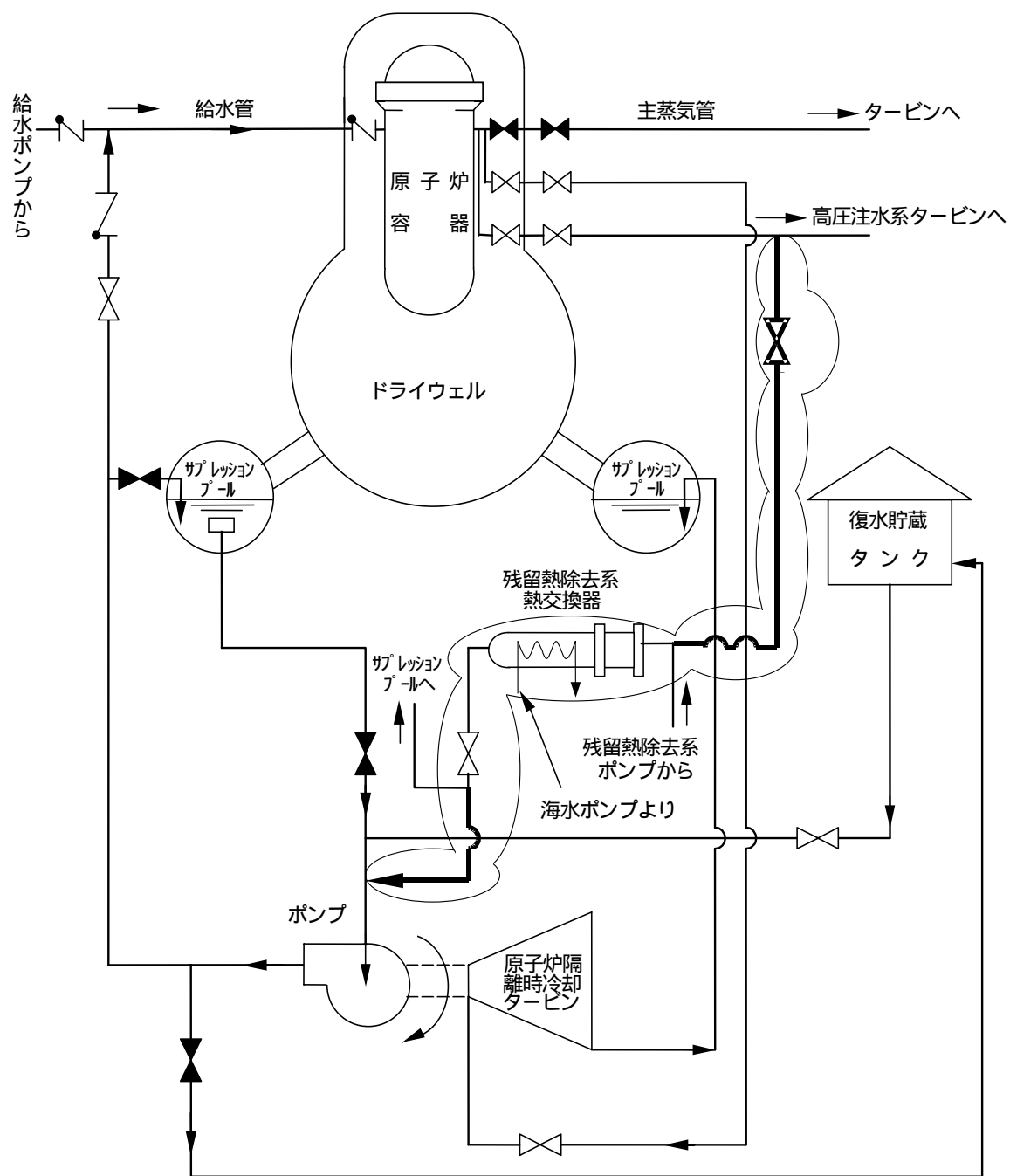
なお、本配管につきましては、9月8日より実施している第15回定期検査期間中に撤去することとしております。

以 上

(※1) 残留熱除去系、(※2) 余熱除去系

通常の原子炉停止時や復水器が使用できない時に原子炉の崩壊熱等を除去し、原子炉冷却材喪失時には炉心の冷却を行う系統で、電力会社により「残留熱除去系」、「余熱除去系」と2つの呼び方がありますが、同じ系統のことです。

なお、蒸気凝縮機能は、原子炉隔離時に原子炉の崩壊熱等を除去するものですが、撤去した場合においても主蒸気逃し安全弁および原子炉隔離時冷却系により原子炉の崩壊熱等の除去が可能なことから、安全上問題はありません。



○：蒸気凝縮ラインを示す。

本ラインはA系、B系の2系統ある。

—：撤去範囲を示す。

残留熱除去系蒸気凝縮機能概要図

女川原子力発電所1号機の原子炉起動について

女川原子力発電所1号機は、平成14年9月8日(日)より第15回定期検査を実施しておりますが、宮城県、女川町および牡鹿町等の関係自治体^(※1)のご理解を頂き、本日、7月23日(水)18時00分に原子炉を起動しました。

今後は、7月25日(金)を目途に発電を再開し、定期検査の最終段階である調整運転を続けた後、8月中旬に経済産業省による最終検査を受けて、定期検査を終了する予定です。

女川原子力発電所1号機の定期検査において、ひびが認められた原子炉再循環配管については、全て新しい配管に交換しました。

炉心シュラウドについては、今後、適切に点検を行い、ひびの進展状況を確認していくこととしております。なお、シュラウドの健全性については、国より5年後においても十分な構造強度を有しており、現時点では補修の必要はないとの評価を受けております。また、シュラウドを現状のまま運転を継続することについて、発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可を頂いております。

以上

(※1)「関係自治体」

宮城県、女川町、牡鹿町、石巻市、雄勝町、河北町

< 女川原子力発電所1号機の概要 >

- ・所在地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・定格電気出力 52万4千キロワット
- ・原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・運転開始 昭和59年6月1日

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所1号機(52万4千キロワット)本日、原子炉起動

2号機(82万5千キロワット)平成15年5月22日から定期検査中

3号機(82万5千キロワット)運転中

平成 15 年 7 月 25 日
東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機発電再開の予定変更について

女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日（日）から第 15 回定期検査中）は、7 月 23 日（水）に原子炉を起動し、発電再開に先立ち 7 月 25 日早朝からタービンの調整運転を実施したところ、低圧タービン（B）の軸振動が、警報設定値以下であるものの、通常値より大きかったことから、今後の運転に慎重を期するため、タービンを停止し、タービンのバランス調整を行うことといたしました。これに伴い、原子炉を一旦停止する予定です。

このため、発電の再開は当初の予定（7 月 25 日）よりも遅れることとなりました。

なお、今後、タービンのバランス調整が終了次第、原子炉を再起動し再度タービンの調整運転を実施後、発電を再開することとします。

以 上

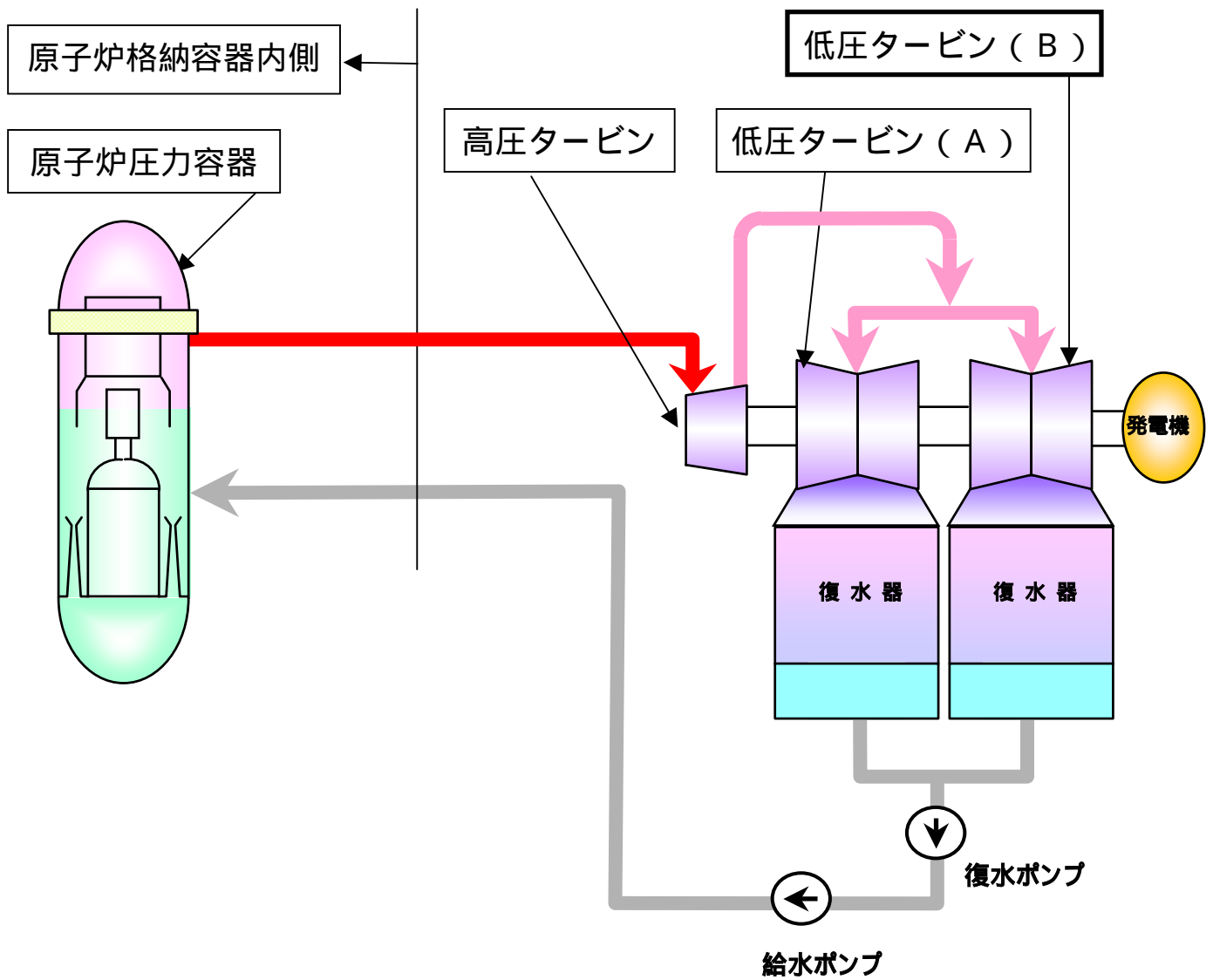
< 女川原子力発電所 1 号機の概要 >

- ・ 所 在 地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・ 定格電気出力 52 万 4 千キロワット
- ・ 原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・ 運 転 開 始 昭和 59 年 6 月 1 日

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所 1 号機（52 万 4 千キロワット）平成 14 年 9 月 8 日から定期検査中
2 号機（82 万 5 千キロワット）平成 15 年 5 月 22 日から定期検査中
3 号機（82 万 5 千キロワット）運転中

タービン概略図



平成 15 年 7 月 28 日

東北電力株式会社

女川原子力発電所 1 号機の原子炉再起動について

女川原子力発電所 1 号機（平成 14 年 9 月 8 日（日）から第 15 回定期検査中）は、7 月 23 日（水）に原子炉を起動し、発電再開に先立ち 7 月 25 日（金）早朝からタービンの調整運転を実施したところ、低圧タービン（B）の軸振動が、警報設定値以下であるものの、通常値より大きかったことから、今後の運転に慎重を期するため、タービンを停止し、タービンのバランス調整を行うことといたしました。

（7 月 25 日にお知らせ済み）

これに伴い、原子炉を一旦停止いたしました。低圧タービン（B）のバランス調整を行い、7 月 28 日（月）午前 2 時 00 分、原子炉を再起動いたしました。

また、7 月 26 日に宮城県北部を震源とする地震が発生したことから、原子炉再起動に先立ち、電気・機械設備全般についてパトロールを実施し、設備の異常がないことを確認しております。

なお、今後、再度タービンの調整運転を行い、軸振動等を確認後、発電を再開いたします。

以 上

< 女川原子力発電所 1 号機の概要 >

- ・ 所 在 地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・ 定格電気出力 52 万 4 千キロワット
- ・ 原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・ 運転開始 昭和 59 年 6 月 1 日

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所 1 号機（52 万 4 千キロワット）平成 14 年 9 月 8 日から定期検査中
2 号機（82 万 5 千キロワット）平成 15 年 5 月 22 日から定期検査中
3 号機（82 万 5 千キロワット）運転中

平成15年7月29日
東北電力㈱広報・地域交流部
TEL022(225)2111(代)

女川原子力発電所1号機の発電再開について

女川原子力発電所1号機(平成14年9月8日(日)から第15回定期検査中)は、7月23日(水)に原子炉を起動し、発電再開に先立ち7月25日(金)早朝からタービンの調整運転を実施したところ、低圧タービン(B)の軸振動が、警報設定値以下であるものの、通常の数より大きかったことから、今後の運転に慎重を期するため、タービンを停止し、タービンのバランス調整を行うことといたしました。

(7月25日にお知らせ済み)

これに伴い、原子炉を一旦停止いたしました。低圧タービン(B)のバランス調整を行い、7月28日(月)午前2時00分、原子炉を再起動いたしました。

また、7月26日に宮城県北部を震源とする地震が発生したことから、原子炉再起動に先立ち、電気・機械設備全般についてパトロールを実施し、設備の異常がないことを確認しております。

(7月28日にお知らせ済み)

原子炉再起動後、タービンの軸振動等に問題がないことを確認したことから、本日7月29日(火)午前8時00分に発電を再開し、定期検査の最終段階である調整運転を開始しました。

今後は、調整運転を続けた後、8月中旬以降に経済産業省による最終検査を受けて、定期検査を終了する予定です。

以上

< 女川原子力発電所1号機の概要 >

- ・所在地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・定格電気出力 52万4千キロワット
- ・原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・運転開始 昭和59年6月1日

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所1号機(52万4千キロワット) 本日より発電再開

2号機(82万5千キロワット) 平成15年5月22日から定期検査中

3号機(82万5千キロワット) 運転中

平成15年8月26日
東北電力(株)広報・地域交流部
TEL022(225)2111(代)

女川原子力発電所1号機の第15回定期検査終了について

女川原子力発電所1号機は、平成14年9月8日(日)より第15回定期検査を実施しておりましたが、本日、8月26日(火)15時40分、経済産業省による最終検査が終了し、定期検査を完了しました。定期検査の概要は別紙のとおりです。

なお、女川原子力発電所1号機は、調整運転中の8月11日から定格熱出力一定運転を実施しております。

以上

< 女川原子力発電所1号機の概要 >

- ・所在地 宮城県牡鹿郡女川町および牡鹿町
- ・定格電気出力 52万4千キロワット
- ・原子炉形式 沸騰水型軽水炉
- ・運転開始 昭和59年6月1日

< 参考 > 当社原子力発電所の現況

女川原子力発電所1号機(52万4千キロワット)平成15年8月26日定期検査終了
2号機(82万5千キロワット)平成15年5月22日から定期検査中
3号機(82万5千キロワット)運転中

女川原子力発電所 1 号機 第 1 5 回定期検査の概要

1. 定期検査の期間

平成 1 4 年 9 月 8 日 (日) ~ 平成 1 5 年 8 月 2 6 日 (火) 3 5 3 日間

(発電停止期間 : 平成 1 4 年 9 月 8 日 ~ 平成 1 5 年 7 月 2 9 日 3 2 5 日間)

2. 主要な点検ならびに作業の結果

(1) 炉心シュラウドの点検

原子力安全・保安院の指示に基づき点検を実施したところ、中間部リングおよび下部リングの溶接線近傍にひびが確認されました。このため、ひびの進展を考慮した炉心シュラウドの健全性評価を行い、国に対し報告しました。

その結果、国の「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」より「現時点および 5 年後においても十分な構造強度を有しており、直ちに補修等の対策を講ずる必要はない」との評価を受けました。

また、今後、現状のままで運転を継続するにあたり、国から発電用原子力設備技術基準特殊設計施設認可を受けております。

炉心シュラウドのひびについては、今後、適切に点検を行い、ひびの進展状況を確認していくこととしております。

(2) 原子炉再循環配管の点検

第 1 2 回 (平成 1 0 年 9 月 ~ 1 2 月) および第 1 4 回 (平成 1 3 年 4 月 ~ 8 月) 定期検査において 4 箇所の原子炉再循環配管の溶接継手部にひびの兆候が認められたことから、当該配管の内面からの点検調査を行った結果、4 箇所の溶接継手部にひびが確認されました。また、これら 4 箇所以外の全溶接継手部についても超音波探傷試験を実施したところ、6 箇所の溶接継手部にひびの兆候が確認されました。

このため、これら 1 0 箇所の溶接継手部については、今回の定期検査において全て新しい配管に交換しました。

(3) 原子炉圧力容器ノズルの改造

応力腐食割れに対する予防保全の観点から、炉心スプレイノズルおよび予備ノズルを応力腐食割れに対して優れた材料へ取替えました。

(4) 残留熱除去系の蒸気凝縮配管の撤去

平成 1 4 年 5 月 1 3 日付の原子力安全・保安院の指示に伴う再発防止策として、配管内に水素等の非凝縮性ガスが滞留しないように残留熱除去系の蒸気凝縮機能に係る配管を撤去しました。

(5) 制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の点検

東京電力 福島第一原子力発電所 3 号機および 4 号機において発生した、制御棒駆動水圧系配管の塩化物に起因する応力腐食割れ事象に対する原子力安全・保安院の指示（平成 1 4 年 1 1 月 2 7 日付）に基づく点検を実施し、問題のないことを確認しました。

(6) 燃料集合体の取替え

今回の定期検査期間中に 3 6 8 体ある燃料集合体のうち、8 0 体を新燃料（9 × 9 燃料）に取替えました。

(7) 制御棒駆動機構の点検

8 9 体ある制御棒駆動機構のうち、今回の定期検査では 1 3 体について分解点検を実施し、その健全性を確認しました。

なお、分解点検の対象となる 1 3 体のうち、6 体については予備品と取替えました。

(8) 出力領域計測装置の取替え

2 0 本ある出力領域モニタのうち、今回の定期検査では 3 本について取替えを実施しました。

(9) 主復水器細管の点検

2 7 , 6 8 8 本ある復水器細管全数について点検を実施し、健全性を確認しました。

なお、予防保全の観点から 4 1 本の細管について施栓を行いました。

(1 0) 低圧タービン（ B ）のバランス調整

7 月 2 3 日に原子炉を起動し、発電再開に先立ち 7 月 2 5 日にタービンの調整運転を実施したところ、低圧タービン（ B ）の軸振動が警報設定値以下であるものの、通常の数より大きかったことから、今後の運転に慎重を期するため、タービンを停止し、タービンのバランス調整を行うこととしました。

7 月 2 6 日にタービンのバランス調整を行い、7 月 2 8 日に原子炉を再起動後、タービンの軸振動等に問題がないことを確認しました。

(1 1) 地震発生に伴う点検

5月26日および7月26日に発生した地震後、発電所全設備についてパトロールを実施し、特に問題のないことを確認しました。

以 上

(参 考)

定格熱出力一定運転とは

従来は、発生する電気が一定になるように原子炉で発生する熱を調整して運転しています。これに対して、原子炉で発生する熱を一定に保つと、海水温度が低い冬季にはより多くの電気を作ることができます。このように、原子炉で発生する熱を定格(=100%)付近で一定に保つ運転方法を「定格熱出力一定運転」といいます。この運転を行えば、原子力発電所の安全運転を確保しながら、より多くの電気を作れるので、二酸化炭素排出量を増やすことなく発電電力量を増やすことができます。