

女川原子力発電所における東日本
大震災およびその津波の後の系
統，構造物および設備の性能を調
査するための I A E A ミッション

[東北電力和訳版]

“IAEA MISSION TO ONAGAWA NUCLEAR POWER STATION TO EXAMINE
THE PERFORMANCE OF SYSTEMS, STRUCTURES AND COMPONENTS
FOLLOWING THE GREAT EAST JAPANESE EARTHQUAKE AND TSUNAMI”
translated by Tohoku Electric Power Co., Inc.

女川および東京，日本

2012年7月30日 - 8月11日

IAEA ミッション報告書

免責事項：本文書は、IAEA報告書“IAEA MISSION TO ONAGAWA NUCLEAR POWER STATION TO EXAMINE THE PERFORMANCE OF SYSTEMS, STRUCTURES AND COMPONENTS FOLLOWING THE GREAT EAST JAPANESE EARTHQUAKE AND TSUNAMI Onagawa and Tokyo, Japan 30 July – 11 August 2012” ©The International Atomic Energy Agency 2013 の参考和訳である。本参考和訳は、東北電力により作成されたものである。本文書の正式版は、2013年に国際原子力機関により配布された英語版であり、オンライン上 <http://www.iaea.org/newscenter/focus/actionplan/reports/onagawa0413.pdf> で入手可能である。IAEAおよび東北電力株式会社は、本和訳およびその発行物に係る正確性、品質、正当性または仕上がりについて如何なる保証もせず、責任を負うものでもなく、また、本和訳の使用から直接的にあるいは間接的に生じる如何なる損失や損害、結果的に発生しうること等の如何なることについても一切責任を負うものではない。

Disclaimer: This is a Japanese translation of the IAEA report “IAEA MISSION TO ONAGAWA NUCLEAR POWER STATION TO EXAMINE THE PERFORMANCE OF SYSTEMS, STRUCTURES AND COMPONENTS FOLLOWING THE GREAT EAST JAPANESE EARTHQUAKE AND TSUNAMI Onagawa and Tokyo, Japan 30 July – 11 August 2012” ©The International Atomic Energy Agency 2013, for reference. This translation has been prepared by Tohoku Electric Power Co., Inc. The authentic version of this document is the English language version distributed by the IAEA in 2013 and being available online at: <http://www.iaea.org/newscenter/focus/actionplan/reports/onagawa0413.pdf>. Neither the IAEA nor Tohoku Electric Power Co., Inc. makes any warranty and assumes no responsibility for the accuracy or quality or authenticity or workmanship of this Japanese translation and its publication and accepts no liability for any loss or damage, consequential or otherwise, arising directly or indirectly from the use of this Japanese translation.

本和訳版公表にあたっての注意事項

本和訳版は、IAEAによる女川原子力発電所の耐震性能等の調査結果について、広く理解を深めることを目的とし、参考として作成したものである。作成にあたっては、理解を深めることを目的としているため、文法的な厳密さを追及することで難解な訳文となるものは、わかり易さを優先して、本来の意味を誤解することのない範囲で意識を行っている箇所もある。また、必要に応じ、理解するために必要な情報について、各頁下部に訳注を追加している。

東北電力株式会社

国際原子力機関 (IAEA)
日本国政府への
報告書

女川および東京, 日本
2012年7月30日 - 8月11日

国際原子力機関 (IAEA)

日本国政府への

報告書

派遣日: 2012年7月30日 - 8月11日
規制当局: 原子力安全・保安院 (NISA)
場所: 女川および東京, 日本
組織: 国際原子力機関 (IAEA)

IAEA 調査チーム

SAMADDAR, Sujit Kumar	チームリーダー, IAEA
COMAN, Ovidiu	主任技術安全専門官, IAEA
YLLERA, Javier	主任技術安全専門官, IAEA
RICKWOOD, Peter	報道広報専門官, IAEA
VIDELA, Maria Laura	アソシエイトプロジェクト分析官, IAEA
NAMMARI, Nadia	プロジェクトアシスタント, IAEA



国際専門家チーム

CHAKRABORTY, Manas	原子力規制委員会, 米国
CLARK, Gerald	Pell Frischmann, 英国
COURTNEY, Tim	Lloyd's Register, 英国
EPSTEIN, Steven Allan	Scandpower AS, 日本
KADAK, Andy	Exponent, 米国
LOWISIN, Carl	Scandpower AB, スウェーデン
PRABHU, Ashu	Pell Frischmann, 英国
RANGELOW, Peter	AREVA NP, ドイツ
SWAN, Sam	Private Consultant, 米国
TARDIVEL, Jean-Philippe	IRSN, フランス
XU, Jim	原子力規制委員会, 米国
YANEV, Alex	YANEV Assoc., 米国
YANEV, Andrew	YANEV Assoc., 米国
YANEV, Peter Ivanov	YANEV Assoc., 米国

目次

全体概要	6
1. 任務の背景, 目的および範囲	11
1.1 背景	11
1.2 目的	12
1.3 範囲	13
2. 任務の遂行	14
3. 結論	15
4. 推奨事項	16
5. 建造物のレビュー	17
5.1 女川原子力発電所の全体説明	17
5.2 耐震設計基準の重要度分類	17
5.2.1 2006年以前の基準	19
5.2.2 2006以降の基準	19
5.2.3 基準地震動 (DBEGM) Ss	19
5.3 SSCに対する設計要求	24
5.4 東北地方太平洋沖地震 (GEJ 地震) に対する建造物応答	25
5.5 2011年3月11日に記録された地震応答	28
5.6 応答記録と構造体応答の比較	30
5.7 Sクラス建造物の所見	34
5.7.1 1, 2および3号機原子炉建屋	34
5.7.1.1 まとめ	34
5.7.1.2 1号機	34
5.7.1.2.1 背景情報	34
5.7.1.2.2 踏査と詳細観察	35
5.7.1.3 2号機	36
5.7.1.3.1 背景情報	36
5.7.1.3.2 踏査と詳細観察	36
5.7.1.4 3号機	37
5.7.1.4.1 背景情報	37
5.7.1.4.2 踏査と詳細観察	38
5.7.1.5 アンカーとサポート	38
5.7.1.6 2号取水路と海水ポンプ室	38
5.7.1.6.1 背景情報	39
5.7.1.6.2 踏査と詳細観察	39
5.7.1.7 2, 3号機排気筒	40
5.7.1.7.1 背景情報	40
5.7.1.7.2 踏査と詳細観察	41
5.7.1.8 2号 SGTS カルバート	41
5.7.1.8.1 背景情報	41
5.7.1.8.2 踏査と詳細観察	42
5.8 耐震 B クラス建造物の踏査	42
5.8.1 1, 2号機タービン建屋	42
5.8.1.1 2号機	42
5.8.1.2 背景情報	42
5.8.1.3 踏査と詳細観察	43

5.8.1.4	1号機.....	44
5.8.1.5	背景情報.....	44
5.8.1.6	踏査と詳細観察.....	44
5.9	耐震Cクラス構造物の踏査.....	45
5.9.1	放射性固体廃棄物貯蔵建屋.....	45
5.9.1.1	背景情報.....	45
5.9.1.2	踏査と詳細観察.....	45
5.10	防潮堤の踏査.....	46
5.10.1	背景情報.....	46
5.10.2	踏査と詳細観察.....	47
6.	運転員と保修士へのインタビュー.....	48
6.1	設計変更調査.....	49
6.2	地震後停止のまとめ.....	50
7.	システムのレビュー.....	52
7.1	システムチームレビューの目的.....	52
7.2	レビュー範囲.....	52
7.3	Sクラスシステムの所見.....	54
7.3.1	反応度制御.....	54
7.3.2	炉心冷却.....	54
7.3.3	熱除去.....	57
7.3.4	格納容器の健全性.....	57
7.3.5	位置検出スイッチの位置ずれ（主蒸気逃がし安全弁）.....	58
7.3.6	回転式留め具の傾斜（ステンレス鋼の水門）.....	58
7.3.7	地絡（直流125V回路）.....	59
7.4	Bクラスシステムの所見.....	60
7.4.1	動翼摩耗と中間軸受損傷（蒸気タービン）.....	60
7.4.2	軸受と運転席フレームの損傷（天井クレーン）.....	63
7.4.3	ケーブル保持キャタピラの移動（燃料交換機）.....	64
7.5	Cクラスシステムの所見.....	64
7.5.1	避圧弁の作動（変圧器）.....	65
7.5.2	変圧器ラジエーターからの漏えい（起動変圧器）.....	65
7.5.3	部分的な焼損（避雷器）.....	66
7.5.4	過電流焼損（6.9kV電源系）.....	67
7.5.5	ヒューズ焼損（120V交流回路）.....	69
7.5.6	転倒設備（CRT）.....	69
7.5.7	指示不良（燃料交換フロア放射線監視システム）.....	70
7.5.8	ラッチの曲がり（原子炉遮へい壁ハッチ）およびプラグの移動（コンクリート遮へい）.....	70
7.5.9	埋設配管損傷（消火配管）.....	71
7.5.10	その他.....	72
7.6	その他の所見.....	73
7.6.1	燃料チャンネルボックス損傷.....	73
7.6.2	地震以前の燃料リーク.....	73
7.6.3	燃料チャンネルボックス損傷の推定原因.....	73
7.7	機器損傷と機能喪失のまとめ.....	73
7.8	津波影響のレビュー.....	76
7.8.1	2号機における浸水.....	78
7.8.2	1号機における浸水.....	82
7.8.3	3号機における浸水.....	82
7.8.4	津波による浸水のまとめ.....	83
7.9	損傷の所見のまとめ.....	83
7.9.1	システムにおける地震損傷.....	84
7.9.2	システム相互作用.....	85

7.9.3	地震による相互影響	86
7.9.4	圧力バウンダリと接続部の維持	87
7.10	地震経験データの収集	87
8.	参考文献.....	90

附属 CD 目次

付属書 I	参加者リスト
付属書 II	ミッションプログラム
付属書 III	カウンターパートリスト
付属書 IV	1号原子炉建屋地震動データ
付属書 V	2号原子炉建屋地震動データ
付属書 VI	3号原子炉建屋地震動データ
付属書 VII	構造物写真
付属書 VIII	地震、津波に対する運転員の対応
付属書 IX	耐震評価作業シート

図のリスト

表 5-1	女川原子力発電所 ユニット完成日	17
表 5-2	新旧NSC規制指針に従った分類分け概要	18
表 5-3	女川原子力発電所の敷地固有の“検討用地震”	22
表 5-4	新旧原子力安全委員会の規制指針による設計用地震力の概要	25
表 5-5	GEJ地震による原子炉建屋の構造物応答の非線形解析に対する東北電力の手法	26
図 5-7	東北電力のGEJ地震に対する構造応答の非線形解析結果	28
図 5-8	3月11日地震による鉛直方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	30
図 5-9	3月11日地震による南北方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	30
図 5-10	3月11日地震による東西方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	31
図 5-11	3月11日地震による南北方向の2号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	31
図 5-12	3月11日地震による南北方向の2号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	32
図 5-13	3月11日地震による南北方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	32
図 5-14	3月11日地震による南北方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	33
図 5-15	3月11日地震による東西方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過	33
表 5-6	女川原子力発電所における3月11日および4月7日地震の加速度記録(ガル)	34
表 5-7	女川原子力発電所における3月11日および4月7日地震の加速度記録(ガル)	36
表 5-8	女川原子力発電所における3月11日および4月7日地震の加速度記録(ガル)	37
図 7-1	水圧制御ユニット	54
図 7-2	RCIC蒸気駆動ポンプ, 低圧炉心スプレイポンプ(A), これら系統の電動弁	55
図 7-3	1号機高圧炉心注入ポンプとその配管サポート	56
図 7-4	復水貯蔵タンク, No.2 サプレッションプール水貯蔵タンク	56
図 7-5	ケーブルトレイサポートの例と非常用ディーゼル発電機	56
図 7-6	RHRポンプおよびRHR電動弁	57
図 7-8	主蒸気逃がし安全弁上部のピストンアクチュエータ機構	58
図 7-9	使用済み燃料プールゲート	59
図 7-10	地絡損傷概略図	60
図 7-11	2号中間軸受基礎プレート下の破砕されたコンクリートグラウト	61
図 7-12	2号中間軸受基礎プレートのわずかに曲がったボルト	61
図 7-13	3号軸受箱の基礎プレートの浮き上がり	62
図 7-14	3号蒸気タービン翼の摩耗	62
図 7-15	天井クレーン	63
図 7-16	1号天井クレーンのレール車輪部品の油受けの中に軸受破片を発見	64
図 7-17	3号燃料交換機のレールから移動したケーブル収納キャタピラ	64
図 7-18	1号起動変圧器で作動した避圧弁	65
図 7-19	2号起動変圧器の放熱器フィン	66
図 7-20	275kV線へのSF-6系サージ避雷器の概略図および写真	67
図 7-24	固定されていない机とラック設置設備	69
図 7-25	燃料交換フロア放射線モニタ, 信号調整器, 記録計の概略図	70
図 7-26	ハッチの鋼製ラッチでの曲がり	70
図 7-27	コンクリート製遮へいプラグ	71
図 7-28	消火系配管損傷	71
図 7-29	しゃ断器接続のためにスイッチを押すインターロックローラーのずれ, 調整後のインターロックローラー	72
図 7-30	放射線モニタリングステーション	73
表 7-1	損傷や機能喪失のまとめ(地震振動によるもの)	74
図 7-31	海水取水路と海水ポンプピット	77
図 7-32	2号機浸水経路	78
図 7-33	2号機の壊れた海水位トランスミッターボックスと新しいタイプのトランスミッターボックス蓋	79
図 7-34	2号海水取水ピット	79
図 7-35	RSWピットからRSWトレンチへの配管貫通部	80
図 7-36	2号機の水密扉 海水ポンプピット, RCW熱交換器室	81

図 7-37 1号海水取水ピット	82
図 7-38 3号海水取水ピット	83

全体概要

世界の原子力安全を強化するため、原子力安全に関する IAEA 行動計画は、

- (1) 東京電力の福島第一原子力発電所の事故の観点から、プラントの安全性に関する IAEA 技術的ピアレビューサービスの利用を推奨し、そして
- (2) 加盟国が IAEA のレビューサービスを活用することを推奨しており、（このサービスを通して、）原子力発電所（NPP）のパフォーマンス¹およびサイト固有の過酷な自然災害（外部ハザード²）に対して設計された保護対策のパフォーマンスに関する情報を収集し広め、世界中の原子力発電所の安全性を向上させるような教訓を利用していく。

日本国政府と IAEA は、情報収集の目的で、東北電力株式会社が所有、運転する女川原子力発電所に、2 週間に渡るミッションを派遣することに同意した。このミッションでは、加盟国が外部ハザードに対する施設のパフォーマンスを将来評価することを目的に使用する地震経験データベースの情報収集の他、2011 年 3 月 11 日東日本大震災（GEJE）およびその後の余震の際の女川原子力発電所の構造物、系統および設備のパフォーマンスに係る情報を収集することが含まれている。

女川原子力発電所には、3 基の沸騰水型原子炉があり、初号機は 28 年間運転している。1 号機は 1984 年 6 月に営業運転を開始した。2 号機は 1995 年 7 月に、3 号機は 2002 年 1 月に営業運転を開始した。3 基で合計 2,174 メガワットの総発電容量³を有している。

太平洋に面した日本の東海岸に位置しているため、女川原子力発電所は巨大な M9.0 を観測した東日本大震災の震源地に最も近い原子力発電所であった。震源に近いこと、プラントは、これまで原子力発電所が地震によって経験した中でも最大の揺れを経験したが、プラントは安全に停止した。

ミッションの目的は、今回受けた高いレベルの地震動に対する構造物、系統および設備の応答を確認することである。収集した情報は、世界の強い地震時の構造物、系統および設

【訳注】

- ¹ Performance：設計上の性能および外部ハザード時等の機能発揮実績に関する情報。以後、本訳では“パフォーマンス”と表記する。
- ² External hazards：地震、津波、台風、大雨、火山、竜巻、洪水等の自然現象による過酷な環境条件である。
- ³ Combined electric generation capacity：3 基の定格電気出力の合計値である。

備の挙動あるいはパフォーマンスを把握するために構築されたデータベースとして活用される。

加えて、本ミッションでは、地震直後に襲った津波の影響についても確認し、いくつかのシステムの機能喪失を引き起こした一部の場所で浸水に至った一連の事象の因果関係についても調査した。これら事象に対する作業員の復旧活動についても確認した。

ミッションチームは、東北電力による「3月11日地震とそれに続く津波によって引き起こされた構造上の損傷」、「災害後の設備の点検結果および所見」、「津波の評価と女川原子力発電所での対策」、「3月11日（の本震）と4月7日の余震の観測記録および主要設備の評価」のプレゼンテーション資料により、情報を得た。更なる情報は発電所内のウォークダウン実施期間中の議論を通じて提供された。

ミッションチームは、3つのチームに分けられた：

1. インタビューチーム：上級運転員、技術スタッフへのインタビューにより、ミッションチームがその後のウォークダウンでどの機器に着目すべきかを決定した。あわせて、東日本大震災発生時およびその後の運転員による系統機能に係る運転操作状況についての情報を収集した。
2. ストラクチャーチーム：さまざまな設計基準による建物の構造的要素のパフォーマンスに関する情報を観察し収集した。
3. システムチーム：パフォーマンスを観察し、プラント設備の代表的サンプル、構造的健全性、アンカー、他の設備との相互作用に関する現場情報を収集した。このグループの目的は、地震と津波発生時およびその後の重要な安全機能を維持するためのシステムの健全性に関する情報を収集することである。

2週間のウォークダウンの間、東北電力によるコーディネートの下、ミッションチームは1, 2, 3号機の選定したエリアを訪れた。これらエリアは原子炉建屋（全号機の格納施設を含む）、タービン建屋、種々の付属構造物を含むが、これらに限定されるものではなかった。東北電力は、重要なエリアへのアクセスの提供やミッションメンバーの質問・要望への回答において、非常に協力的であった。

ストラクチャーチームの観察によると、安全に関わる建物（Sクラス）の構造物は、女川発電所の3基全て、非常に良いパフォーマンスであったことを示していた。施設の中には壁に小さなひびが観察されたが、全体の構造健全性を損なうものは一つもなかった。チームによる安全に関わる全ての建物の調査において、構造上のパフォーマンスの劣化につながるような、重大な損傷は全く見られなかった。

安全に関わる建物に比べてより低い構造性能要求のもとに設計されたタービン建屋（Bクラス）において、上層階の壁にひびが見られた箇所があったが、独立したトラス構造の変

形に沿ったものであった。非安全系構造物としての設計であることに加えて、地震による地盤と建屋の揺れが非常に大きかったことを考慮すると、こうした観察結果は、建物要素のパフォーマンスとして想定範囲内であった。2, 3号機のタービン建屋において、(建設工事に設置した)トラス構造の最下部を接合していたボルトがせん断したが、運転開始後の構造安定性を損なうものではなかった⁴。加えて、非安全系のタービン発電機の間軸受は、2号機の軸方向地震力による大きな荷重で損傷した。

ストラクチャーチームは、今回の大地震で経験した地震動の大きさと継続時間にも関わらず、発電所の構造物は驚くほど損傷がなかったと結論付けた。

女川原子力発電所において、記録された大量の計器データがミッションチームに提供された。この記録は、地表面およびボーリング内の地中深くの記録のみならず、実際の建屋挙動を含んでいる。このデータが処理されると、地震裕度の評価と構造物、系統および設備の壊れやすさに関する貴重な知見を提供する—これらは施設の安全評価に不可欠な情報である。

システムチームにおいては、臨界制御、炉心の熱除去、二次的な熱除去、そして格納容器の健全性に係る重要な安全機能に分類される安全系についてレビューを行った。各々の重要な安全機能は、起こりうるプラント状況下で、地震時および地震後において運転可能であると評価された系統および設備によりサポートされる。システムチームは非安全系についても、Bクラス、Cクラスの耐震能力をより理解するために、また、とりわけSクラス(安全系)のパフォーマンスとの比較のために、レビューを実施した。これらは建屋のパフォーマンスのレビューを実施したストラクチャーチームのサポートのもと行われた。

システムチームの所見では、地震の際、制御棒は要求どおり挿入され、3基すべてが臨界制御の安全機能を満足しながら停止した。地震発生時、2号機はちょうど再起動を開始したところであった。1号機および3号機の炉心冷却は、原子炉隔離時冷却系および(主蒸気)逃がし安全弁による減圧によってなされ、残留熱除去系により冷温停止に至った。それゆえ、炉心冷却および二次的な熱除去の重要な安全機能は1, 3号機で確保された。格納容器の健全性に影響はなかった。これまでの格納容器の点検では、構造上の損傷は確認されていない。東北電力による2, 3号機ベローズシールの内部目視点検により、損傷は確認されなかった。

いずれの号機においても地震によって冷却材喪失事故は起こらなかったため、非常用炉心冷却系は必要とされなかった。高圧および低圧炉心注入系の地震後機能試験は冷温停止状

● _____
【訳注】

⁴ せん断破壊したボルトは建設時においてのみ構造強度を期待されるトラス構造に用いられているものであり、通常運転中に構造強度を期待される構造要素ではない。

態のプラント状況において可能な範囲で実施され、機能喪失は報告されなかった。具体的には要求どおりポンプは起動し、バルブは開閉した。

システムチームは3基の制御室とそこに設置してある計測制御設備の耐震性能についても確認した。いずれの号機においても安全に関する計測制御機能の喪失はなかったとチームは報告を受けた。それぞれの制御室において、いくつかの照明カバーが天井から落ちたことが報告された。中央制御盤の確認が行われ、内部の機器は確実に取り付けられ、制御盤もきちんと設置されていたとの総合的な結果を得た。

B クラスのタービン建屋内に設置されている主蒸気止め弁はタービンバイパス弁と同様に、必要な機能を果たした。確認の結果、タービン停止に必要な機器は、構造上の問題はなく、操作性を維持していた。(安全には関連しない) 2, 3号のタービンでは、動翼と中間軸受の支持構造物とベースプレートに地震による損傷が確認された。1号タービンは未だ点検されていないため、これまでのところ損傷は報告されていない。

システムチームは、発電所員により確認された61項目の機器損傷と機能低下についても確認し、最も重要な事象は、地震によって1号機で発生した電源盤の火災と津波によって2号機で発生した原子炉補機冷却水系(RCW)の2系のうちの1系(B系)での浸水であった。浸水は、(当該の部屋から水が漏れ出すことを防ぐというより、当該の部屋の外からの水の浸入を防ぐように設計された)水密扉からの漏れと他の浸水経路の存在によって悪化した。当該の部屋から隣接したエリアに浸水が広がった結果、高圧炉心スプレイ補機冷却水系(HPCW)の機能喪失を起し、さらにRCWのもう1つの系(A系)も脅かした。この結果、発電所の最終ヒートシンク機能を危うくした。津波は非安全系である3号機のタービン補機冷却海水系(TSW)の浸水も引き起こした。

発電所の電気設備についても確認を行った。地震または津波により外部電源5回線のうち4回線が喪失した。発電所では、号機間のタイラインが相互に接続されており、地震直後から外部電源は喪失しなかった。しかし、6.9kVしゃ断器の短絡によって発生した過電流により1号機の起動変圧器が停止したため、1号機では直接的な外部電源が喪失した。全ての非常用ディーゼル発電機が起動または待機状態となり、うち1号機だけが非常用電源の供給を必要とした。地震があつたにも関わらず全てのディーゼルが起動したという事実は非常にポジティブな発見である。水タンク、安全系のディーゼル燃料(軽油)貯蔵タンク、およびこれらに関連する配管に損傷は見られなかった。

C クラスの消火設備についても確認した。1号機軽油タンクにつながる埋設消火配管の部分で唯一の損傷が確認された。他の全ての地下の配管・ケーブルは、コンクリート製のトレンチの中に設置されていた。全ての安全系の配管とケーブル用トレンチに、損傷や破損は発生していなかった。いくつかの非安全系のケーブルトレンチで変位が確認された。このため、非常冷却用の水源は必要があれば使用することができた。

S クラス（ろ過脱塩装置については B クラス）の使用済燃料プール冷却系についても確認を実施した。プール水の揺動（スロッシング）によりリミットスイッチまたはポンプの圧力センサーの動作によって使用済燃料冷却ポンプが全号機で停止した。全てのプールでスロッシングにより（数リットルの）プール水が限定的に喪失した。使用済燃料プールの健全性は維持された。3号機で（プールの）ゲート留め具が傾いたが、機能は維持された。

1号機の原子炉開放を妨げた、1号機の原子炉建屋天井クレーンの軸受損傷が報告された。燃料交換機も軽微な損傷があった（計測制御装置の損傷であり、システムリセットとレールに沿ったスライドによって復旧した）。3号機の燃料交換機ではケーブルキャタピラーの部分的な移動が報告されたが、電気接続部の損傷はなかった。

3号機炉心から取り出された燃料チャンネルの部分的な欠けが報告され確認した。正確な原因は未だ確定していないが、地震に起因するものではない。いずれの原子炉においても、地震による燃料リークはないことを確認している

システムチームは、プラントの安全系は地震時も地震後も機能維持に成功したと総括的に評価した。プラントの非安全系および耐震クラスの低い系統においても、設計に十分な余裕があることが示され、通常のプラント停止のために機能した。チームの所見では、地震よりも津波の方がプラントへより大きなダメージを与え、2号機の標準的な停止冷却系の機能低下を引き起こした。地震による最も顕著な損傷は2, 3号機のタービンで確認されたが、それらは非安全系の設備であり、より低い地震基準で設計されている。

インタビューチームは、上級運転員および技術スタッフへのインタビュー実施の責任があり、情報を収集した。結果として、チームは各号機のプラント状態時系列および運転員の行動をレビューし、地震後、全3基が冷温停止に至る過程をまとめた。

今回の最初のミッションは、極限状況下での構造物やプラントの実際のパフォーマンス観察の価値を証明したものである。大部分の事例では、プラント機器の成功したパフォーマンスから学ぶことができ、少数の事例においては、失敗から学ぶことができる。女川原子力発電所でのミッションで収集された情報は、IAEAのデータベースとして利用可能となり、加盟国が運転施設を評価する際に活用されることになる。他の地震経験に関する情報収集のために更なるミッションが行われ、データベースの拡充が図られていく。ミッションチームは、東北電力がデータベース構築のための計測データを迅速に提供したことに感謝した。そのデータベースは加盟国自身の発電プラントによる将来の安全性評価の助けとなる。このデータベースには、より低いマグニチュードを経験した世界中のデータと同様に、いろいろな地震のマグニチュードを経験した日本の他の原子力発電所からの実績データが補われうる。

1. 任務の背景, 目的および範囲

1.1 背景

世界的な原子力安全を強化するために、IAEAの原子力安全行動計画は、加盟国がサイト固有の過酷な外部ハザードに対する原子力発電所（NPP）の設計について国家的な評価を速やかに実施すること、および全世界の原子力発電所の安全強化における教訓を利用しながら、時宜を得た方法で必要な是正処置を履行することを奨励している。

日本国政府とIAEAは、現地で2週間に渡り情報を集める目的でIAEAミッションを女川原子力発電所に派遣することに同意した。

日本のエネルギー必要量は、主として原子力発電所からの電力により供給されてきた（全電力の29パーセント）。原子力電力は17地点の54基の原子炉（加圧水型原子炉（PWR）24基、沸騰水型原子炉（BWR）30基を含み、2基は建設中）により生み出された。地震と津波は日本では一般的であるため、原子力発電施設は特にそのような外部ハザードを考慮して設計されている。

2011年3月11日、協定世界時5:46（日本標準時14:46）に、2011年東北太平洋沖地震が発生した。地震のマグニチュード（M_w）は9.0であった。非常に激しい揺れ（地震動）と津波がこの大地震により発生した。日本の東海岸に沿って広範囲に被害が発生したため、この地震は一般的に東日本大震災（GEJE）として知られている。

女川原子力発電所は、震源からおよそ125kmに位置している。震源は北緯38.1度、東経142.9度（牡鹿半島から東南東130km）、北アメリカプレートと太平洋プレートの間の沈み込み帯上の中心深さ24kmに位置している。地震は、長さ510km以上、幅はおよそ210kmの沈み込み帯域の破砕から発生したと推定される。

地震衝撃の主要部は強い動きの前震の後で起こり、数多くの余震が長い期間に渡り続いた；これらの揺れのいくつかは女川原子力発電所の地震計で記録された。一部の発電所敷地を冠水させた巨大津波は、この地震により発生した。

女川原子力発電所は女川町と石巻市両方に位置し、太平洋に沿っており、直線距離で仙台中心部の東約60kmに位置している。敷地面積はおよそ1,730,000平方メートルである。敷地は発電所建屋を深く堅い岩盤と人工岩に設置するために掘削された。当初から、原子炉建屋やタービン建屋、制御建屋のような女川原子力発電所の主要建屋は、自然を考慮して配置されてきた。女川原子力発電所は、O.P.⁵+14.8mの津

⁵ O.P.(Onagawa Peil)は女川原子力発電所工事用基準面であり、基準となる東京湾平均海面より-0.74m下である。

波高さに対処するよう設計された。(1号機が設計された当時、想定された津波高さは O.P. +14.8m ではなく、およそ O.P. +3m であった。)津波高さが不明な過去の津波(869年の貞観津波、1611年の慶長津波)を考慮し、敷地高さは十分な余裕を持って決定された。

女川原子力発電所には、18年の間に建てられた3基の沸騰水型原子炉がある。1号機は、1984年6月に営業運転を開始した。2号機は、1995年7月に営業運転を開始し、3号機は2002年1月に営業運転を開始した。プラントの総発電容量は2,174メガワットである。女川原子力発電所の1および3号機は、地震の際運転中で、地震後に自動停止した。地震の後、津波が女川原子力発電所を襲った。それは、日本近辺で発生した最大の津波の1つであった。全3機は安全に停止し、冷温停止状態に達した。現在、女川原子力発電所では設備の詳細調査と評価が期日まで継続(している)。

1.2 目的

この任務の唯一の目的は、国際原子力機関(IAEA)の国際耐震安全センター(ISSC)(参考文献[1])によって構築された地震経験データベースに取り込むために、地震経験データを収集することだった。この取り組みの間、津波による被害に関する情報を収集し、この報告書の中にも加えた。

歴史的な地震経験情報が収集され、小さなマグニチュードの地震からのデータと、それらの地震による主に米国の一般産業と原子力関連の設備への影響(一般に米国電力研究所(EPRI)の地震経験データベースとして知られている)を含んだデータベースにまとめられた。原子力施設は一般産業の施設に比べて本来的に極めて頑健であるため、これまでに経年的に蓄積されてきたデータベースは、(今回)日本で経験したように大きなマグニチュードの地震時における原子力の構造物、系統および設備(SSC)のパフォーマンスに関わる、より必要とされているデータを提供することはなく、同様に日本の原子力(開発)計画の絶頂期の間にも得られた膨大な量の試験データからも一般産業は恩恵を得ることができない。

女川原子力発電所は今までのところマグニチュード9.0地震に遭った数少ないプラントの一つで、そして、地震の震源に最も近いので、データ収集開始のための最高の候補地として選定された。

IAEAの地震経験データベースの完成に向けて、このミッションで収集したデータは世界中からのデータと共に、さまざまなマグニチュードの地震を経験してきた女川や他の日本の原子力発電所からの追加データで補強され、あらゆるデータ要求に対応していく。

地震パフォーマンスデータベースを IAEA の国際的な広がりを通して発展させ、広めるこの努力が、日本と他の原子力発電所からの支援で前進していくことが期待される。結果として得られる、地震事象の間の原子力の SSC の真のパフォーマンスデータを提供するデータベースは、「現実的な」確率論的リスク評価への入力として、そして再稼動を含む地震後の活動のための手段として重要な財産となる。

1.3 範囲

このミッションの範囲は、インタビューおよび観察を通して 3 つの原子炉ユニット（1, 2 および 3）とその補助設備からなる女川原子力発電所の SSC の、東日本大震災の間のパフォーマンスの証明に限られている。

SSC のパフォーマンスは、以下の特定の範囲に焦点が当てられる:

- SSC の構造的な挙動に関するパフォーマンス、損傷状況や損傷が無い状況として観察することができるもの；
- 停止および稼動中の系統、設備の試験に関わる発電所員へのインタビューから裏付けられる操作性に関する SSC のパフォーマンス；
- 修理が行われている、あるいは完了した SSC について、修理前後の写真と記録

(以上を) このデータ収集の取組みの一環として確認した。

このミッションは、参考文献[2], [3], [4], [5], [6], [7]に示す IAEA 安全基準を参考として使用する。

2. 任務の遂行

女川原子力発電所1, 2および3号機における, 東日本大地震 (GEJE) と津波による構造物, 系統および機器 (SSC) への損傷を調査するために, 議論, 発表および踏査の間, 東北電力社員の密接な協力を得て任務は遂行された。

最初の概要説明において, 「3-11地震とその後の津波による構造上の損傷」, 「災害後の機器の調査結果および所見」, 「3-11および4-7余震の原子力発電所における観測記録および主要機器の評価」といった東北電力による発表を通して, 予備知識がミッションチームに伝えられた。

各号機は全て冷温停止状態にあったので, 系統と設備の操作性を視覚的に確かめることはできなかった。地震後停止操作に関与した発電所員のインタビューを通して, この確認がなされることでカウンターパート (東北電力) と意見が一致した (付録Ⅷ参照)

発表された情報を元に, 調査団は3つのより小さなチームに分けられた:

第一のインタビューチームが上級運転員と技術スタッフとのインタビューを行うことについて責任を持ち, 以下の情報を収集する。1) 発電所が地震時および地震後にどのように運転されたか, 2) 発電所系統が地震時および地震後にどのように機能したか, 3) 3月11日以降, 実施された発電所系統の全試験。

第二のストラクチャー (構造物) チームは, 異なる設計基準を持つ建物の構造要素のパフォーマンスに関する情報を観察し, 収集することとした。このチームは, 壁に埋め込まれた主要な構造部材, 壁, 固定具そして特に構造要素との接続部において, 荷重方向に沿った損傷を特定することに焦点を当てた。

第三の最後のチームは, 個々の系統設備の代表例に対して, パフォーマンスを観察し, 構造健全性, 固定具, 他の設備との相互影響に関する現場情報を収集することに専念したシステム (系統) チームであった。

各踏査前に, 各チームに対する概要説明が東北電力社員によって行われ, 踏査経路や経路沿いにあるSSCの仕様についての情報が提供された。

その後数日にわたって, 1, 2および3号機の選定された場所の踏査が, 東北電力社員による調整のもと, 異なるチームで実施された。多くの場所で進行中の建設活動のため, 当初, 踏査によって集められる情報は限定されるものであった。しかしながら, 進行中の活動にも関わらず, 東北電力社員が調整し, ミッションチームの全ての要求が受け入れられた。

それぞれの踏査終了後, 3つのチームにより実施された観察と収集されたデータの解釈に関し, カウンターパートに対して簡単な報告がなされた。

専門家は, 横断する問題に対処するために必要である場合に, 異なる (チームで行われた) 発表に出席した。ミッションレポートの最終化に先立って, 問題を明らかにし, 今回の発電所の対応について完全に理解するために, カウンターパート (東北電力) との間で可能な限り多くの情報を交換した。

最後に, 上述された3つの技術チームに加え, レポーティング (報告) チームが報告書の入力および下書きのためのIAEA文書専門家1名, 後方支援のためのIAEA管理専門家1名, プレス対応—数多くあったが—のための広報専門官1名で構成され, そし

て嚴重な警備要求を守りながら、視覚的にチームの観察結果を把握するために、ストラクチャーチームおよびシステムチーム両方にカメラマンが配置された。

3. 結論

今回の調査の目的が女川原子力発電所の構造物、系統および機器（SSC）の地震経験に関するデータ収集であったので、結論を出すことはミッションチームに求められていなかったが、東日本大震災による女川原子力発電所のパフォーマンスに関する情報を集めた結論を本レポートに示すことは有益であるととらえ、ミッションメンバーのIAEA職員メンバーは、集められたデータから以下の結論を導いた。

- 長時間にわたる地面の揺れと、原子力発電施設に加えられた相当大きな地震エネルギーにも関わらず、女川原子力発電所の構造物、系統および機器は、大きな損傷を受けず、要求された機能を発揮した。全ての耐震設計された施設に深刻な損傷が無いことが、過酷な地震の揺れに対するこれらの施設の頑健性を証明している。女川原子力発電所の施設は、地震動の規模、（震源からの）距離、継続時間にも関わらず「驚くほど損傷を受けていない」と結論づけた。
- 女川原子力発電所の全3基の原子炉建屋で集められた計器データによれば、2011年3月11日時点の耐震設計基準をわずかに、あるいはある程度超過したことを示している。発電所設備に加えられた動的なエネルギーを指標として用いると、計器記録から、相当量のエネルギーを持つ揺れが発電所設備に加えられたことが分かる。しかし、残留熱除去系の1系統を使用不能にした津波による幾つかの事象にも関わらず、全3基を（冷温）停止させることに成功した。
- 耐震Sクラスの建屋で観察された損傷は、原子炉建屋で記録されたように、耐震設計基準をある程度超過したことと符合する。すなわち現在の設計基準は、少なくともマグニチュード（地震のエネルギー）に関して、東日本大震災と同程度の潜在的な地震と整合している。しかしながら、この地域での予測される津波は、より小さなマグニチュードの、同じ沈み込み帯に沿った地震により検討されてきた。
- この頑健さが日本における耐震設計手法の結果として得られたものであったか、先の地震の後に東北電力が積み重ねてきた設備の耐震性向上によって得られたものであったか、もともとの設計基準であったかどうかについて検証することは、価値があるだろう。この情報が検証された際は、日本の他の原子力発電所の頑健性向上にあたって非常に有益なものになるであろう。

加えて頑健さに係る検証は、気象庁（JMA）震度や、累積絶対速度（CAV）のような損傷指標（DIP）と、今回のミッションで集められた女川のデータとの意味のある関連性構築に役立つ。他の記すべき結論としては、プラントへの最も重大な影響は、地震振動というよりは、実際のところ津波による浸水の直接的あるいは間接的な結果であった。主復水器の循環水（CW）⁶が全3基で喪失したが、安全系の冗長性

【訳注】

⁶ Circulating water (CW)：循環水。主タービンを回した後の蒸気を主復水器において冷却凝縮させるための冷却水として取水路から循環水ポンプ（CWポンプ）により汲み上げている海水。非安全系。

の幾層かは残った。CWポンプは2, 3号機の浸水, 1号機の短絡サージ電流⁷による起動用変圧器の機能喪失によって停止し, そして, 2号機において, 残留熱除去系の2系のうちの(1系)は浸水により機能喪失した。女川の経験は, 共通要因故障モードとして, 津波による浸水を考慮すべきであることを明らかにしている。

4. 推奨事項

東北電力は構造物のひび割れ位置図を既に作成している。大地震に伴い, 相当な期間余震が続く。今後の地震によってひび割れが進展し, 構造部材の健全性を損なわないよう「IAEA安全報告66:地震への準備と対応」で言及されているような, ひび割れ位置図作成による確認を, 東北電力が継続していくことを推奨する。

SSCへの損傷が耐震Sクラス建屋よりも多い耐震B, Cクラスの建屋に対し, これらの建屋に設置された設備の地震性能を確認するために, 構造物の応答スペクトルを評価することは有益となろう。

IAEAのデータベースを完成させ, 女川原子力発電所が成功事例となった根拠を証明するためにも, フォローアップ調査が必要である。

● _____
【訳注】

⁷ 3.11地震による揺れにより, 1号機タービン建屋地下1階で発生した常用高圧電源盤の短絡焼損事象における短絡サージ電流。

5. 建造物のレビュー

5.1 女川原子力発電所の全体説明

女川原子力発電所は、東北電力株式会社によって運営されている。表 5-1 に示すように3つの BWR の原子炉を持っており、総電気出力は 2174Mw/h である。

表 5-1 女川原子力発電所 ユニット完成日

号機	女川 1 (1号機)	女川 2 (2号機)	女川 3 (3号機)
出力 (MW)	524	825	825
炉型	BWR4 Mark-I	BWR5 改良型 Mark-I	BWR5 改良型 Mark-I
原子炉系 ⁸	東芝	東芝	東芝
タービン系 ⁹			日立
商業運転開始	1984.06	1995.07	2002.01

5.2 耐震設計基準の重要度分類

2006 年以前の規制指針では、その機能に応じて SSC の耐震分類のための 4 つの区分があり、各区分に分類される典型的な機器を特定している。表 5-2 参照。

As クラス 損傷により冷却材喪失を引き起こす可能性がある施設；原子炉の緊急停止のために必要であり、安全な状態で原子炉の停止状態を維持するために必要となる施設；使用済燃料の貯蔵のための施設；原子炉格納容器

A クラス 原子炉事故の場合に（年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量を超える）放射線被ばく¹⁰から公衆を保護するために必要な施設、およびその機能不全が

⁸ NSSS (Nuclear boiler Steam Supply System)：原子炉ボイラーによる蒸気供給システム

⁹ BOP (Balance Of Plant)：ボイラーから供給された蒸気によりタービン発電機を回転させ、復水器で凝縮した上で復水給水系を介して水をボイラーに供給する蒸気タービン発電システム

¹⁰ Radioactive hazard：放射線被ばく等のハザード

公衆への（年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量を超える）放射線被ばくを引き起こす可能性のある施設であるが，Asクラスに分類されていない施設¹¹

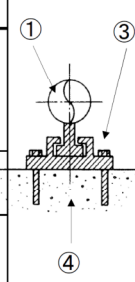
Bクラス 高レベル放射性物質に関連しているが，AsおよびAクラスに分類されていない施設¹²

Cクラス 放射性物質に関連しているが上記耐震クラスに分類されていない施設，および放射線安全に関連していない施設¹³

参考文献[8]によると改訂された原子力安全委員会の規制指針は，AsとAクラスのSSCを合わせて，Sクラスで表される新たな分類を規定している。加えて，SクラスのSSCは基準地震動（DBEGM）Ssと弾性設計用地震動（EDEGM）Sdと呼ばれる2つの地震動レベルで設計される。

表 5-2: 新旧N S C規制指針に従った分類分け概要

Seismic Design Guide for Nuclear Power Plant Seismic Design Class		原子力発電所の耐震設計指針 耐震重要度分類		
Equipment is classified into 5. ※ ①Main equipment, ②Auxiliary equipment, ③Direct supporting structures, ④Indirect supporting structures, ⑤Equipment which can influent on upper class one.] ※Shows the typical ones below.		設備は5つに分類される。※ ①主要設備, ②補助設備, ③直接支持構造物, ④間接支持構造物 ⑤波及的影響を考慮すべき設備 ※以下に代表的なものを示す。		
Seismic Design Class		① Main equipment	③ Direct supporting equipment	④ Indirectly supporting structures
New Guide	Old Guide		Buildings	Structures
S	As	RPV, PCV, SFP, SF rack, Heat exch. Sea Water Pumps	RPV skirt	- R/B (Unit 2&3) - C/B (Unit2) - Hx/B(Unit3) - Sea water pump pit (Unit 2) : 2号海ポンプ室 - SGTS culvert : 排気ダクト - Reactor auxiliary equipment cooling seawater culvert : 補機冷却配管ダクト (Reactor auxiliary equipment cooling seawater intake : 補機取水路)
	A	R/B, C/B(Unit1) Stack 排気筒		- Stack foundation : 排気筒基礎
B	B	Main steam sys. T/B (Unit1), Rw/B(Unit1), *Rw	Main steam system's support	- T/B (Unit 2&3) - S/B (Unit3) - Suppression pool water storage tank foundation : SPT基礎 - Condensate water storage tank foundation : CST基礎
C	C	Circulating water sys.		



- 11 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）より抜粋）
- 12 上記において、影響、効果が比較的小さいもの（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）より抜粋）。ここで上記とは、Aクラスに記載する機能を有するもの。
- 13 Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）より抜粋）

参考資料[8]の改訂された原子力安全委員会の規制指針によると、日本での基準地震動の策定の基準は次のように分類できる

- 2006年以前：既存の原子力発電所の設計に利用された基準
- 2006年以降：新たに改訂された原子力安全委員会の規制指針に基づく、更新された基準

5.2.1 2006年以前の基準

- 2つの地震動レベルが定義されている：S1とS2
- S1は、AsとAクラスの設計用地震動を定義する（再来期間=10000年）
- S2は、Asクラスの地震動を定義する（再来期間=50000年）
- S1とS2は実際の、あるいは仮想の岩盤露出部で定義される
- 岩盤は、（せん断波速度） $V_s > 700\text{m/s}$ で定義される
- ピーク加速度、速度、変位は、経験的關係に基づいて決定される
- 標準的なスペクトルは、（せん断波速度） $V_s > 700\text{m/s}$ で定義されており、 V_s が（700から）1500m/sまでの硬質地盤物性に対する補正係数を持つ
- 不確実性は明示的に扱われていない（決定論的に設定されている）
- 地震動の期間と時間変動は経験的なデータに基づいている
- （鉛直成分は水平成分の2分の1を用いているため）水平成分でのみハザードが導き出される
- 鉛直成分は水平成分から導き出される

5.2.2 2006年以降の基準

（2006年に）改訂された原子力安全委員会の規制指針（参考資料[8]）では、サイトでの地震動が基準地震動を超える可能性が否定できないことから、この可能性（残余のリスクと呼ばれる）を評価し、可能な限り低減することを求めている。

改訂された原子力安全委員会の規制指針は、以下に示す2つの設計用地震動を規定している：

- 基準地震動 Ss
- 弾性設計用地震動 Sd

設計用基準地震動 Ss と Sd を策定するに当たっては、震源およびその他のパラメータを決定するために、敷地内および敷地周辺の広域な調査を実施する。

5.2.3 基準地震動 (DBEGM) Ss

基準地震動 Ss は発生位置、規模および発生確率等を想定した地震として決定論的に評価された結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震動として策定する。

基準地震動 Ss は、以下の2つの手法に基づいた評価を行うことによって決定される。図 5-2 参照。

- a) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」この地震動は以下を考慮し評価される。
 - 過去に発生した地震の大きさおよび震央位置等、活断層の位置、長さ、形状および活動性等、その他の関連情報による検討

- 活断層の活動評価期間について、旧耐震指針では 5 万年前以降としていたものを、保守的に 120,000 から 130,000 年前以降（後期更新世に相当）の活動が否定できないものに拡張した
- 検討する地震を、次の 3 種類に分類する：プレート間地震，海洋プレート内地震，および内陸地殻内地震。図 5-2 参照。

以上の検討結果から策定された地震動は、「検討用地震」と呼ばれる。図 5-2 参照。女川原子力発電所の敷地に固有な検討用地震を表 5-3 に示す。

- b) 「震源を特定せず策定する地震動」この地震動は、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の（内陸地殻内）地震の記録に基づいて策定する。ここで用いる応答スペクトルは、震源近傍の強震記録に敷地固有の地盤特性を加味して策定される。




Year	~1978	1978	2005	2006	2011
Regulation	In-house Guide	Regulatory Guide		New Regulatory Guide	
Event			Miyagi Offshore Earthquake(2005.8.16)		3.11EQ/4.7EQ
Action			Seismic Integrity Evaluation	Evaluation for all the existing facilities (Back-Check)	Seismic Integrity Evaluation(under way)
Unit1 Commercial operation:1984	【Design】 ・Design Basis Earthquake Ground Motion (DBEGM): 250Gal※ ・GM for Safety Check: 375Gal (=250×1.5) <small>※ Taft, El Centro, Onagawa</small>	【Back-Check】 ・DBEGM S1: 250Gal ・DBEGM S2: 375Gal (Evaluation of earthquake ground motions with response spectra)	・Observed Record at Onagawa NPPs  ・Ground motion A for Miyagi-oki earthquake expected: 302Gal(NS),308Gal(EW) (Evaluation of earthquake ground motions by the method with fault models)	【Earthquake ground motion with the site specific epicenter】 ・Ss-D:580Gal(H), 387Gal(V) (Evaluation of earthquake ground motions with response spectra) ・Ss-F:445Gal(H),209Gal(V) (Evaluation of earthquake ground motions by the method with fault models)	・Observe record at Onagawa NPPs 3.11EQ/4.7EQ 
Unit2 Commercial operation:1995	—	【Design】 ・DBEGM S1: 250Gal ・DBEGM S2: 375Gal (Evaluation of earthquake ground motions with response spectra)	・Ground motion B for Miyagi-oki earthquake expected: 370Gal (Evaluation of earthquake ground motions with response spectra)	【Earthquake ground motion with no specific epicenter】 ・Ss-B:450Gal(H), 273Gal(V)  Seismic Improvement Work by Tohoku's own decision. (Implemented in 2008 - 2009) Total:6600 points (approx.)	Seismic Improvement Work by Tohoku's own decision. (Started in 2012)
Unit3 Commercial operation:2002	—		・Earthquake Ground motion for Safety Check:580Gal		

図 5-1 女川原子力発電所における耐震再評価と耐震性向上工事の歴史

The flow chart of formulation of the DBEGM Ss in Onagawa

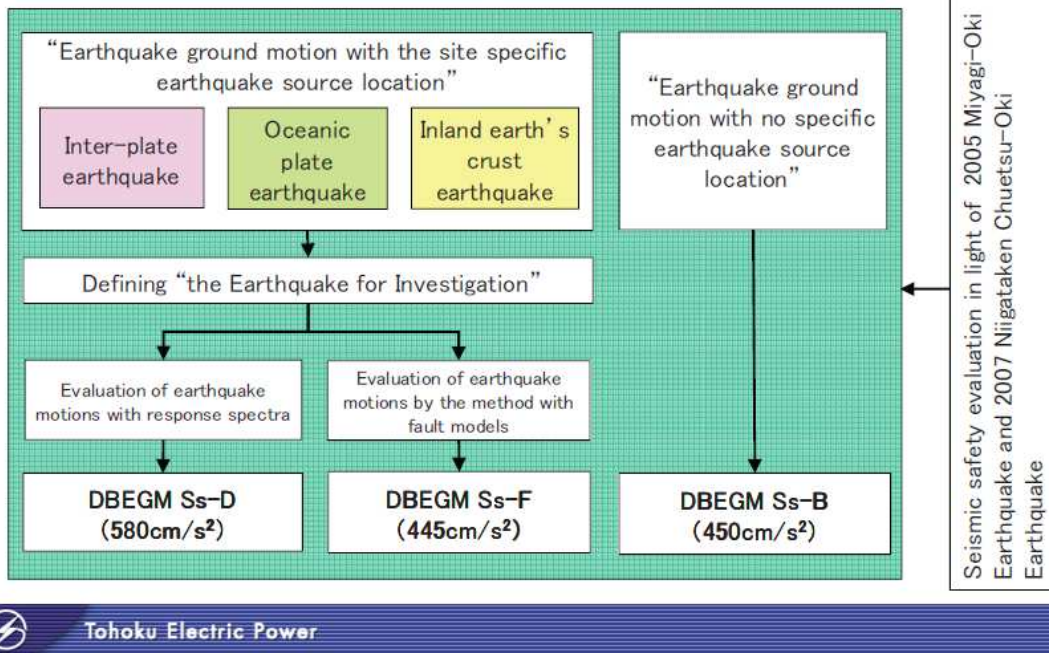
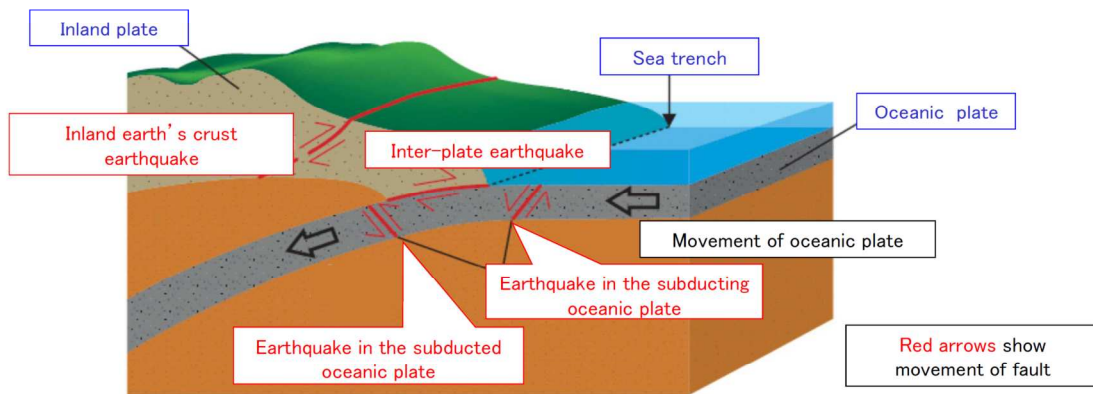


図 5-2 基準地震動 (DBEGM) Ss の評価

Classifying earthquake

12

Classifying earthquake in the vicinity by outbreak modes



Quote from booklet of the Ministry of Education, Culture, Sports, Science & Technology (retouch)

Earthquakes in the vicinity are classified into inter-plate earthquakes, inland earth's crust earthquakes and earthquakes in the subducted (subducting) oceanic plate.

Tohoku Electric Power

図 5-3 基準地震動(DBEGM) Ss の評価の際に考慮する震源の種類

表 5-3 女川原子力発電所の敷地固有の"検討用地震"

Earthquakes for investigation of DBEGM S1-D, S2-D, S2-N, Ss	
DBEGM	Earthquakes for investigation
S1-D	<ul style="list-style-type: none"> ○The earthquake occurred off Sendai in 1897 (M 7.4, Epicentral distance 48km) ○The earthquake of the Sanriku occurred in 869 (M 8.6, Epicentral distance 201km)
S2-D	<ul style="list-style-type: none"> ○The earthquake by active fault F-6 (Fault length 6.4km, M 6.2, Epicentral distance 12.1km) ○The earthquake by active fault F-7 (Fault length 9.2km, M 6.5, Epicentral distance 21.0km) ○The earthquake by active fault F-15 (Fault length 14.2km, M 6.8, Epicentral distance 36.1km) ○The inter-plate earthquake of the sea near Miyagi (M 7.6, Epicentral distance 20.0km, Hypocentral depth 45km)
S2-N	<ul style="list-style-type: none"> ○The earthquake located just below the site (M 6.5, Hypocentral distance 10km,)
Ss	<ul style="list-style-type: none"> ○Miyagi-ken Oki Consecutive Earthquake (Mw 8.2), that is the largest Inter-plate Earthquake that is assumed to occur off Miyagi Pref. and links with the faults. ○Oceanic plate Earthquake located just below the site, that is 2003 Miyagi-ken Oki earthquake (Mj 7.1) which is the largest in Tohoku district, and is located just below the site, considering uncertainty ○The Earthquake by Active fault F-6 ~ F-9 (Mj 7.1), that is the largest in the area near the site from relationship with distance and magnitude

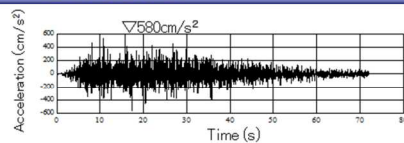
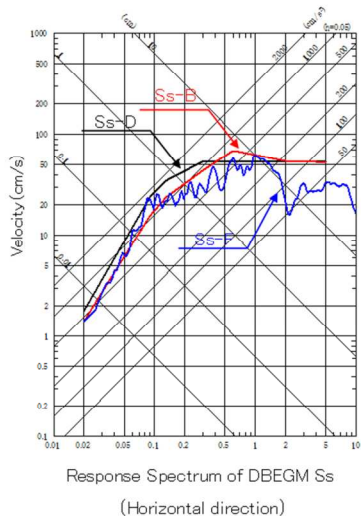
基準地震動 Ss の（策定に必要な）その他の主な要素は以下のとおり

- 不確かさ — 不確かさを考慮するにあたっては、その原因や基準地震動 Ss の決定に与える影響を考慮して、適切な手法を適用する。確率の概念は基準地震動 Ss 超過の確率を決定する際に重視する必要がある。
- コントロールポイント — 地震動は、解放基盤表面（実際または仮想の露頭表面）上で策定される。ここでいう基盤とは、せん断波速度が $V_s \geq 700\text{m/s}$ の値を持つ硬質地盤のことである。
- 敷地固有の特性 — 例えば地盤構造 — を考慮する。
- 水平方向および鉛直方向の地震動の両方が決定される。

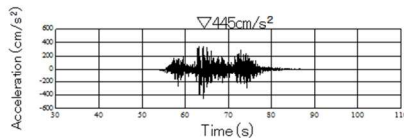
女川原子力発電所の敷地に固有な検討用地震の一覧を表 5-3 に示す。敷地固有の基準地震動 Ss については、図 5-4 に水平成分の PGA 値、応答スペクトルおよび時刻歴を示す。また、水平成分の応答スペクトルの拡大図を図 5-5 に示す。

基準地震動 Ss-F の応答スペクトルは、断層モデルを用いた手法によって得られた時刻歴波形から計算される。

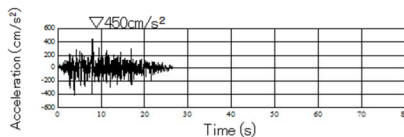
基準地震動 Ss-B および Ss-D の時刻歴波形については、応答スペクトルに適合するように作成する。



Time history (acc.) of DBGM Ss-D (Horizontal direction)



Time history (acc.) of DBGM Ss-F (Horizontal direction)



Time history (acc.) of DBEGM Ss-B (Horizontal direction)

DBEGM Ss		Horizontal	Vertical	
Earthquake ground motion with the site specific epicenter (敷地ごとに震源を特定して策定する地震動)	Evaluation with response spectra (応答スペクトルに基づく手法)	Ss-D	580	387
	Evaluation by the method with fault models (断層モデルを用いた手法)	Ss-F	445	209
Earthquake ground motion with no specific epicenter (震源を特定せず策定する地震動)		Ss-B	450	273



Tohoku Electric Power

図 5-4 女川原子力発電所敷地固有の基準地震動(DBEGM) Ss – 水平方向

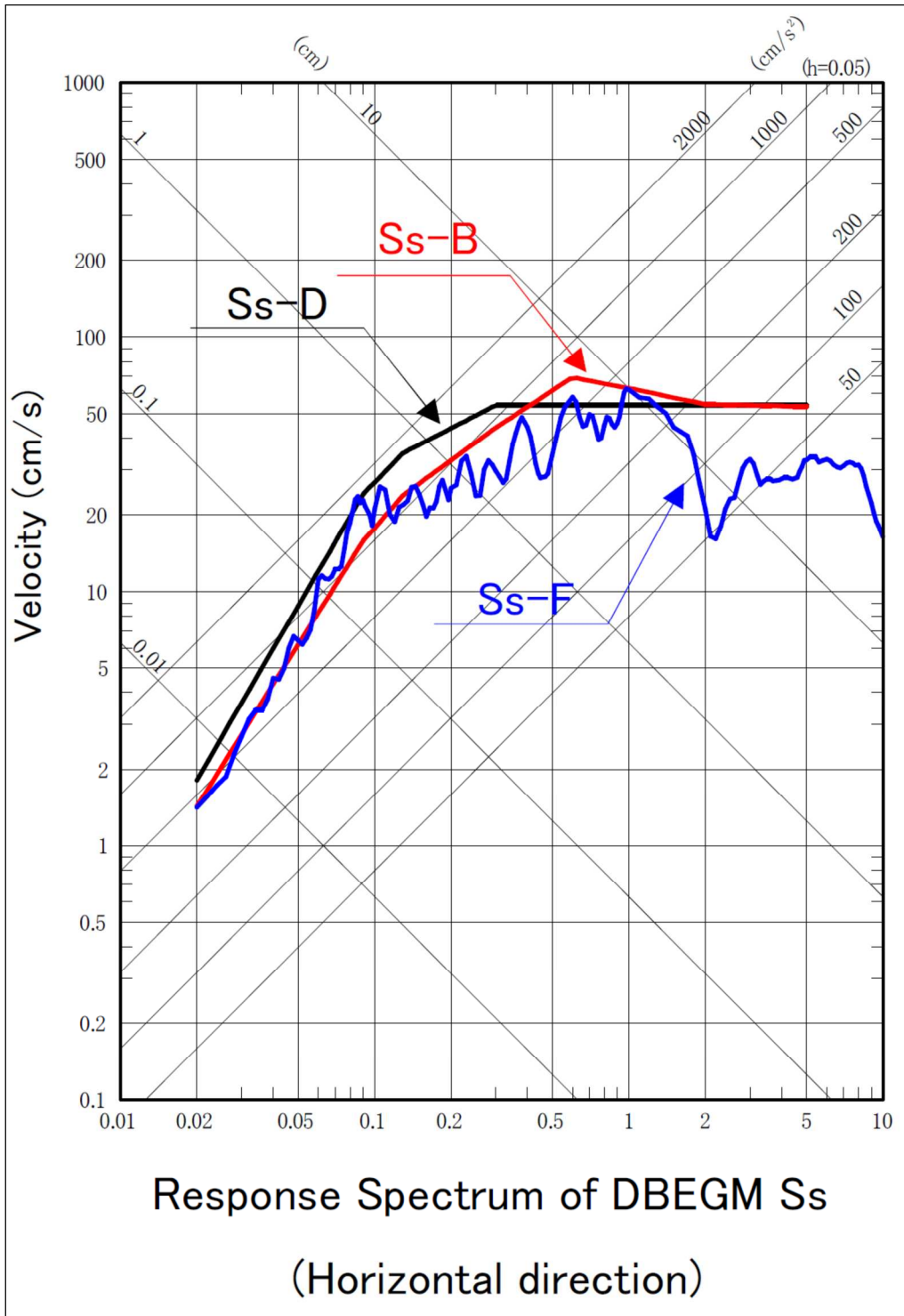


図 5-5 女川原子力発電所敷地固有の基準地震動(DBEGM) Ss の応答スペクトル

5.3 SSC に対する設計要求

前節で論じたように、原子力安全委員会の新たな規制指針（参考資料[8]）の基準は As と A クラスを組み合わせて S クラスとし、また、新たに基準地震動の対：基準地震動 Ss と基準地震動 Sd を定義している。

一般的には、S クラスの SSC は、静的解析値と Sd 地震動による動的解析結果の最大値に対して弾性状態を保つように設計されるべきである。

SクラスのSSCはさらに基準地震動Ssでの機能維持が評価される。表5-4は、原子力発電所の建物における地震力への要求をまとめたものである。

動的解析は、2セットの解析で仮定される、一つは鉛直地震動を含む各水平方向に対するもの。最大値は、その後構造設計または評価のために使用される。

静的解析における追加の考慮事項は以下のとおり：

- 層せん断力係数 C_i は、さらに構造物が配置されている地震発生域、土壌条件、構造物の振動特性、鉛直力分布に関連するパラメータ、最後に標準せん断力係数 ($C_0=0.2g$) の関数として定義される。
- K_v (鉛直地震係数)：値は、基本値として $K_v=0.3$ に決定され、構造体の動的特性、土壌条件などが考慮されている。
- 下位グレードの一部構造に対する水平力の低減が認められている。下位グレードの一部構造物に対する静的な係数を変更する方法の重要な詳細は、NSCの規制指針(参考資料[8])に記載されている。

SクラスのSSCの設計は、静的地震力 $3 \times C_i$ あるいは動的な力が支配的であり、表5-4に示すとおり、BクラスとCクラスのSSCは同等の静的な手順で設計される。

表 5-4: 新旧原子力安全委員会の規制指針による設計用地震力の概要

Seismic Design Guide for Nuclear Power Plant Design Seismic Force		原子力発電所の耐震設計指針 設計用地震力	
Class	Design Seismic force (設計力)		
	Static force (静的)	Dynamic force (動的)	
	New and Old Guide(新旧指針)	New Guide (新指針)	Old Guide (旧指針)
S (As)	$3.0 C_i$: horizontal (水平) $K_v = 0.3$: vertical (鉛直) C_i : story-shear coefficients (層せん断力係数) $C_i = R_t \cdot A_i \cdot C_0$ C_0 : standard shear coefficient (標準せん断力係数) = 0.2 R_t : characteristic coefficient (振動特性係数) = 0.8 A_i : distribution coefficient towards the height of the shearing force (高さ方向の層せん断力の分布係数)	Design Basis Earthquake Ground Motion (DBEGM), Ss. (基準地震動Ss) : horizontal and vertical motions respectively (水平・鉛直動) Elastically Dynamic Design Earthquake Ground Motion (EDEGM), Sd. (弾性設計用地震動Sd)	S_2 : horizontal (水平) $\frac{1}{2} S_2$: vertical (鉛直)
A	As same as Class As (Asクラスと同じ)		S_1 : horizontal (水平) $\frac{1}{2} S_1$: vertical (鉛直)
B	$1.5 C_i$: horizontal (水平)	$\frac{1}{2} S_d^*$	$\frac{1}{2} S_1^*$: horizontal (水平)
C	$1.0 C_i$: horizontal (水平)	-----	-----

Note: * Class B structures which can be resonate are required dynamic design.
共振のおそれのあるBクラス構造物は動的設計が要求される。

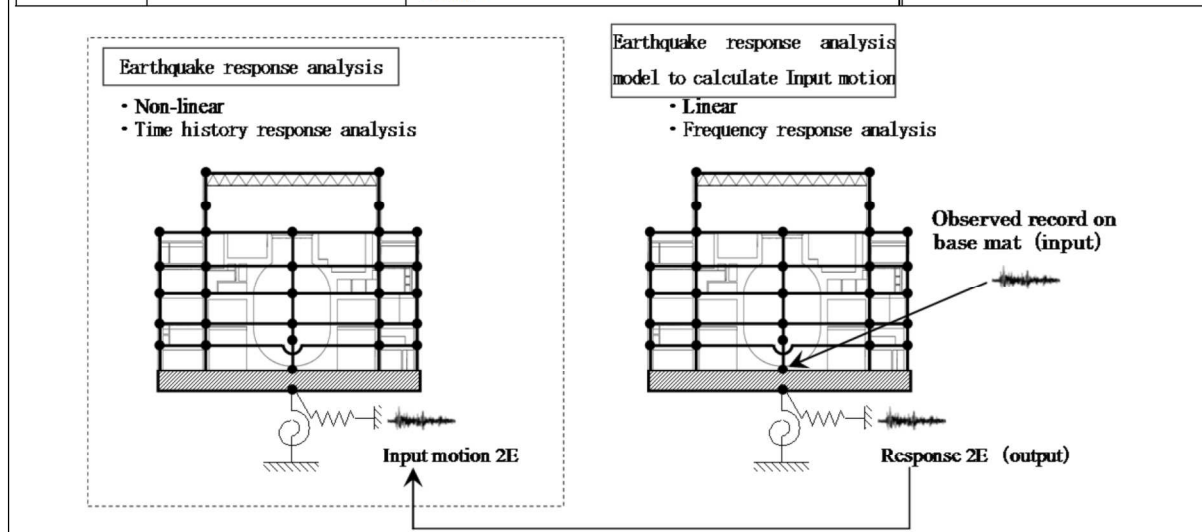
Horizontal maximum acceleration (水平最大加速度) Ss-D: 580 gal, Ss-B: 450 gal, Ss-F: 445 gal S2-D: 325 gal, S2-N: 375 gal, S1-D: 250 gal	Occurrence period considered Ss : the latter period of Pleistocene S2 : 50 thousand years S1 : 10 thousand years	考慮した発生期間 後期更新世 5万年 1万年
---	---	---------------------------------

5.4 東北地方太平洋沖地震 (GEJ 地震) に対する構造物応答

表 5-5 に東北地方太平洋沖地震 (以下、GEJ 地震) による原子炉建屋の構造物応答の非線形解析に対する東北電力の手法の概要を示す。

表 5-5 GEJ 地震による原子炉建屋の構造物応答の非線形解析に対する東北電力の手法

		Earthquake response analysis model	Earthquake response analysis model to calculate Input motion
Response calculation method		Non-linear time history response analysis	Linear frequency response analysis
Input motion		Calculated wave(Earthquake response analysis to calculate Input motion	Observed record on base mat
Input Location		Outoside the bottom spring	On base mat
Physical property values of concrete (design values)	Fc	Unit1 : 22.1 N/mm ² (225 kgf/cm ²) Unit2 : 32.4 N/mm ² (330 kgf/cm ²) Unit3 : 32.4 N/mm ² (330 kgf/cm ²)	←
	Ec	Unit1 : 2.06×10 ⁴ N/mm ² (2.10×10 ⁶ tf/m ²) Unit2 : 2.65×10 ⁴ N/mm ² (2.70×10 ⁶ tf/m ²) Unit3 : 2.65×10 ⁴ N/mm ² (2.70×10 ⁶ tf/m ²)	←
Damping	Reinforced concrete	5%	←
Analysis model	Soil-structure interavtion	Sway-rocking model	←
	model	Multi-cantilever and multi-lumped mass system with the rigid basemat slab and main earthquake-resisting walls substituted by equivalent bending-shear beams	←



- 建屋底面の露頭岩盤における地震応答（時刻歴）は、各原子炉建屋の基礎版上の記録信号（時刻歴）から周波数領域（線形解析）で計算される；
- 計算された地震応答は、連結された地盤－構造系の非線形解析の入力として使用される；
- 基礎版は剛体と仮定している。すなわち 6 自由度の地盤インピーダンスは基礎版中央の質点に集中している；

- 非線形挙動は、構造物の材料（弾塑性）非線形性と地盤－構造境界における幾何学的非線形性（すなわち基礎の浮き上がり）に限定されている；
- 構造物は質点を持った棒モデルでモデル化されている；
- エネルギーは指定された数値マクロ棒要素内でのみ、弾塑性挙動によって消費される。これらのマクロ要素は、特定の種類の構造系（例えば、耐震壁）で経験的に設定される。地震時の予想ひずみ量および応力値の下でこのシステムのヒステリシス挙動（エネルギー散逸）を正しく表すことができるはずである；
- 耐震壁の能力曲線（せん断スケルトン曲線）は、JEAC（日本電気協会規程）4601に基づき、耐震壁ごとに設定される。
- 耐震壁の能力曲線は、耐震壁の変形と、耐震壁のせん断力の関数である。高さとしせん断面積によって、それぞれ、両方の量を規準化することができる。
- GEJ 地震による非線形動的時刻歴解析から、最大応答値としてのデータ（耐震壁の変形とせん断力）が求められる。
- 能力曲線（せん断スケルトン曲線）と同じグラフにこのデータ点をプロットすることにより、我々は特定の地震に対する構造物のパフォーマンスを確認する。地震のデータポイントが曲線の直線範囲内であったなら、いかなる損傷も想定しない。線形範囲を超えていれば（両分析が正しいと仮定して）、どの程度弾性限界を超えているかに応じて、損傷を想定する；

図 5-6 の曲線群は原子炉建屋（1～3 号機）の異なる階の能力曲線を表している。この図で、GEJ 地震による非線形動的時刻歴解析の結果を表す丸も確認することができる。ほとんどの丸が曲線の弾性範囲内にある。1 号機および 2 号機のクレーン階のようないくつかのデータは、わずかに弾性限界を超えている。3 号機の 3 階のデータは大幅に弾性限界を超えている。

しかしながら、ダメージは非常に局所的な現象であることに注意すべきである。それは層間変形のような包括的な性能基準ではうまくとらえられない。局所的な性能基準（例えば、コンクリートと鉄筋の両方の材料の応力の超過やコンクリートのひび割れ幅）も、同様に使用されるべきである。

したがって、GEJ 地震の強い揺れでの構造物のパフォーマンスを把握するためにより洗練されたモデル（例えば 3D 有限要素法モデル）が必要である。

図 5-7 は、非常に包括的な方法で、GEJ 地震により必要となった鉄筋量と比較し、設計配筋量の妥当性を実証している。繰り返しになるが、局所的な損傷は、鉄筋に対する極端に局所的な要求によって起こるかもしれないが、このモデルは、このような異常を予測することはできない。

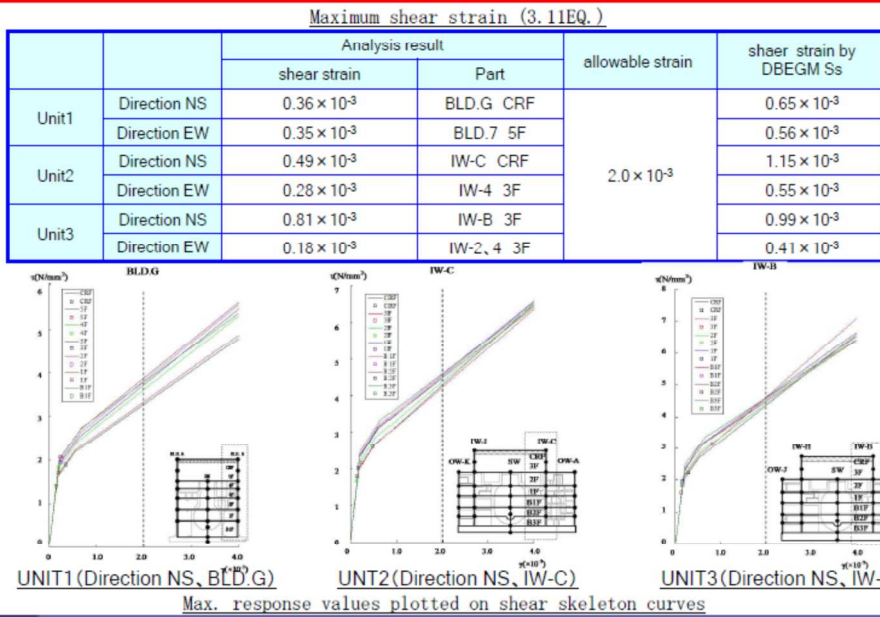


図 5-6 東北電力の GEJ 地震に対する原子炉建屋構造応答の非線形解析結果

The shear force of R/B (3.11EQ.)

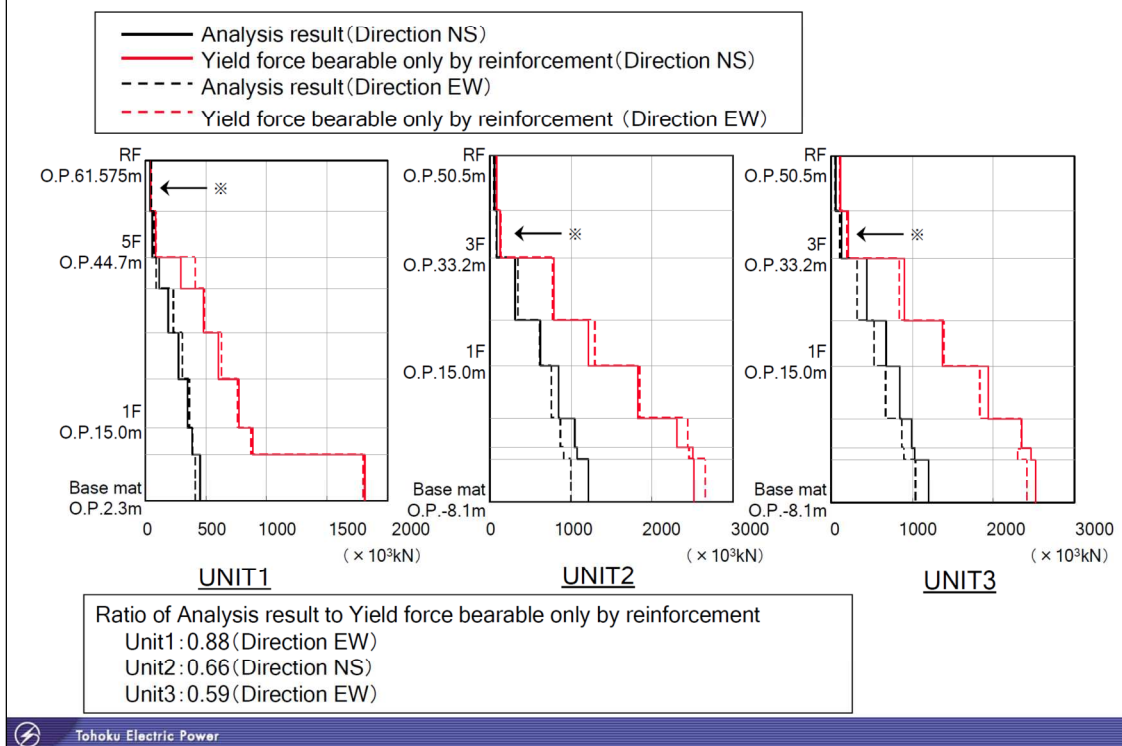


図 5-7 東北電力の GEJ 地震に対する構造応答の非線形解析結果

5.5 2011年3月11日に記録された地震応答

東北電力は、2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震および2011年4月7日の余震の女川原子力発電所における地震観測記録を提供した [4]。この記録は、解放基盤、ボアホール内の異なる深さ位置、1から3号機の原子炉建屋の重要な高さに対し利用可能である。地震記録は以下を計算することにより処理された：

- ピーク加速度
- 強い震動の継続時間
- 損傷指標累積絶対速度（CAV）とアリアス強度
- フーリエおよびパワースペクトル
- 5%減衰の弾性応答スペクトル

これらは、付録 IV～VI にて提供されており、選定された SSC の耐震性能評価のため、デザインレビューや運転員のインタビュー、耐震踏査の情報と合わせて使用される。

5.6 応答記録と構造体応答の比較

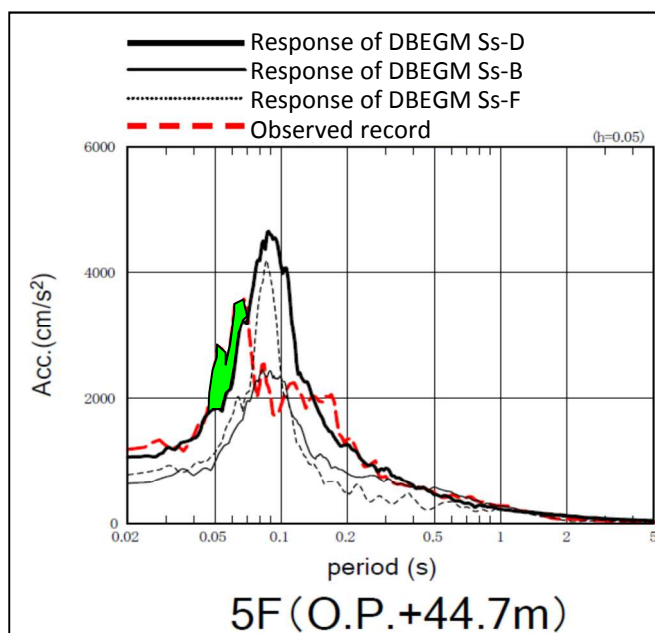


図 5-8 3月11日地震による鉛直方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過 — 14から22Hz範囲で超過。例えば20Hzで1.40倍(1830 cm/s²に対し2580 cm/s²)の超過¹⁴

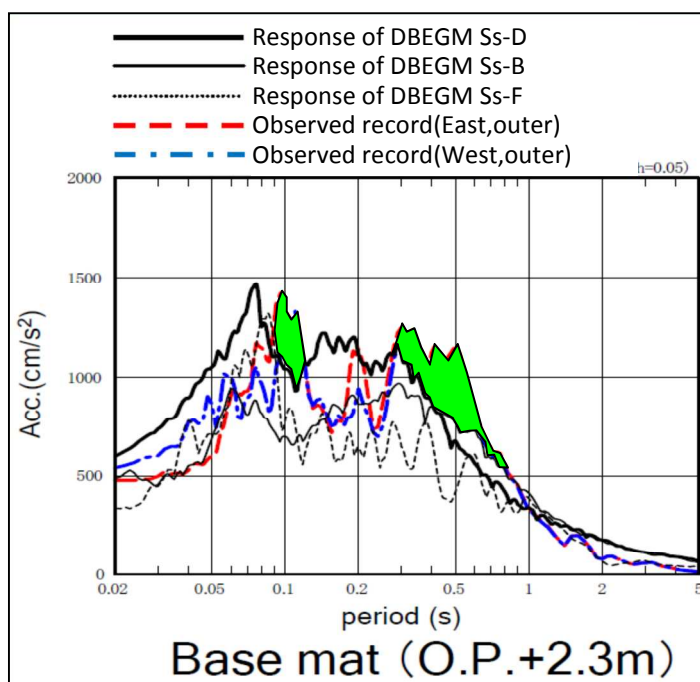


図 5-9 3月11日地震による南北方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過 — 8から11Hz, 1.3から3.6Hz範囲で超過。例えば10Hzで1.33倍(1045 cm/s²に対し1395 cm/s²) , 2Hzで1.50倍(770cm/s²に対し1155cm/s²)の超過

¹⁴ 図 5-8 から図 5-15 は東北電力によって作成され, IAEA が設計超過を示すために着色部分を追加した。* 参考[11]参照

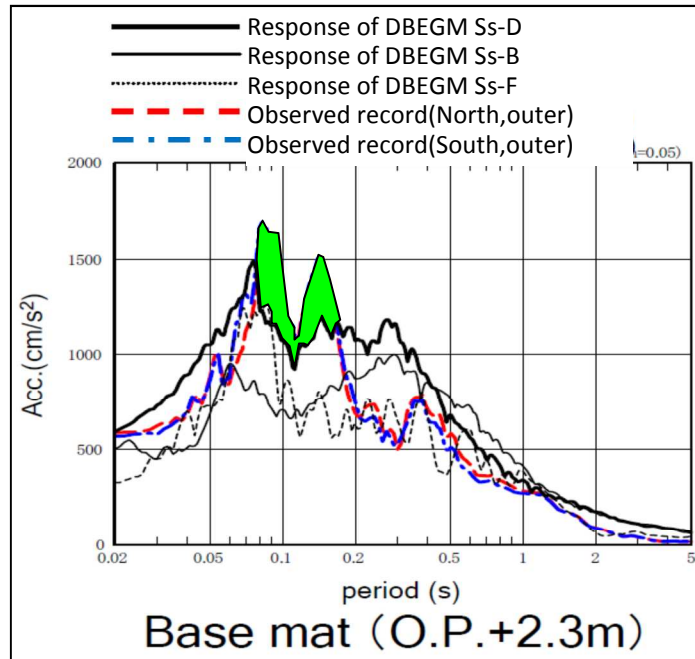


図 5-10 3月11日地震による東西方向の1号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過
 — 6から13Hz範囲で超過。例えば12.5Hzで1.37倍（1230 cm/s²に対し1690 cm/s²），
 6.7Hzで1.25倍（1155cm/s²に対し1450cm/s²）の超過

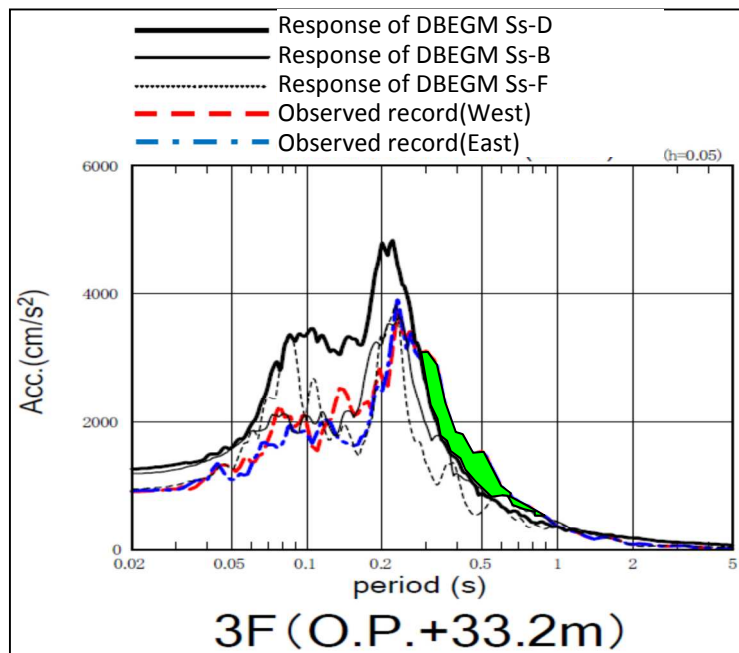


図 5-11 3月11日地震による南北方向の2号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過—1.1
 から3.5Hz範囲で超過。例えば2.0Hzで1.63倍（950cm/s²に対し1550cm/s²），3.3Hzで1.20倍
 （2575 cm/s²に対し3100 cm/s²）の超過

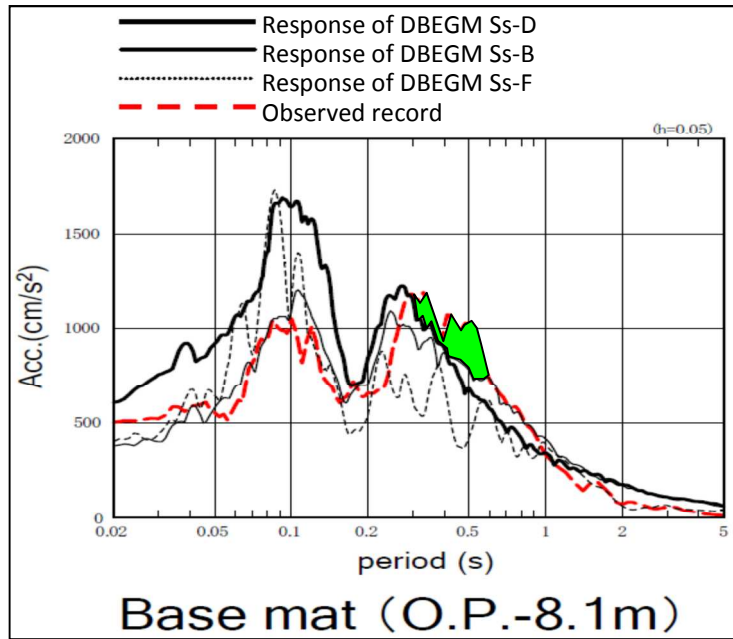


図 5-12 3月11日地震による南北方向の2号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過
 — 1.7 から 3.3Hz 範囲で超過。例えば 2.0Hz で 1.32 倍 (775 cm/s^2 に対し 1030 cm/s^2) の超過

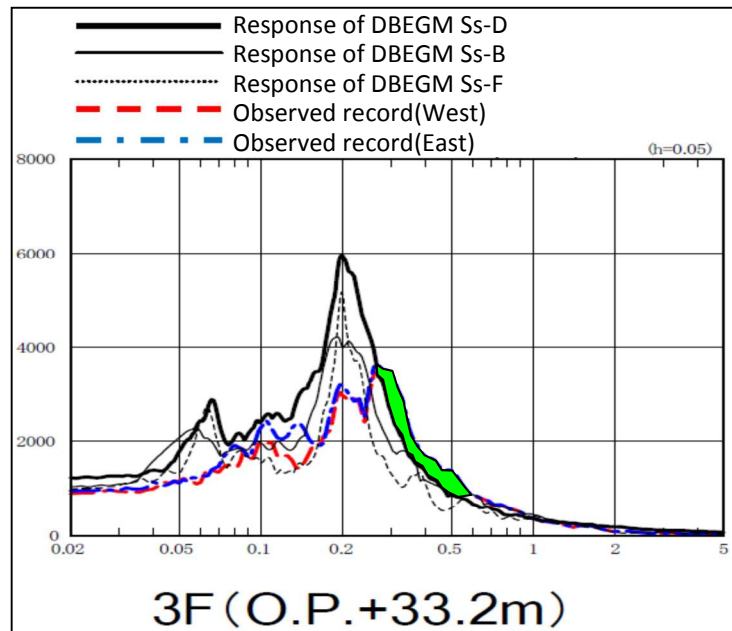


図 5-13 3月11日地震による南北方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過
 — 1.7 から 3.7Hz 範囲で超過。例えば 2.0Hz で 1.54 倍 (910 cm/s^2 に対し 1400 cm/s^2) の超過

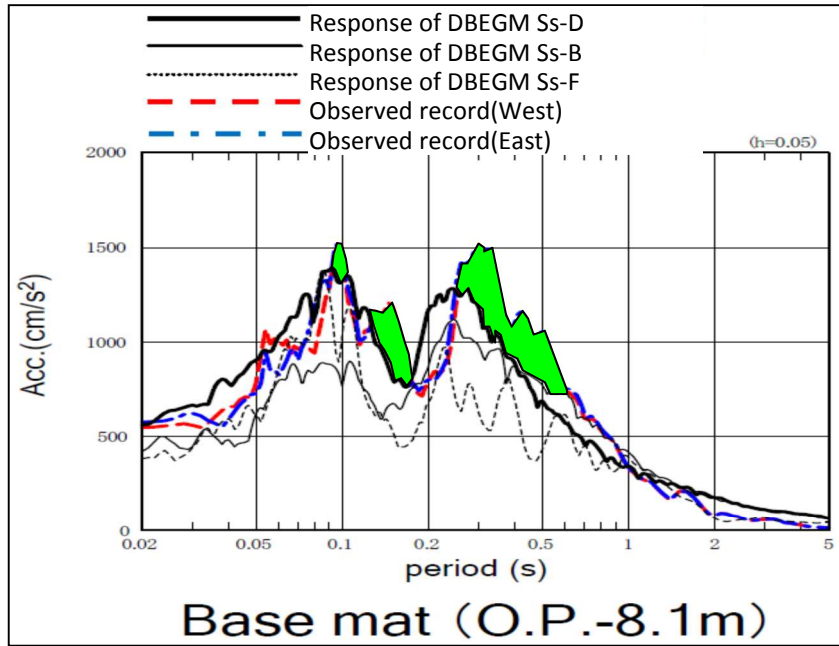


図 5-14 3月11日地震による南北方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過—
1.7から11Hz範囲で超過。例えば3.0Hzで1.40倍(1060cm/s²に対し1495cm/s²)，6.8Hzで
1.40倍(1060cm/s²に対し1495cm/s²)，10.5Hzで1.15倍(1340cm/s²に対し1525cm/s²)の
超過

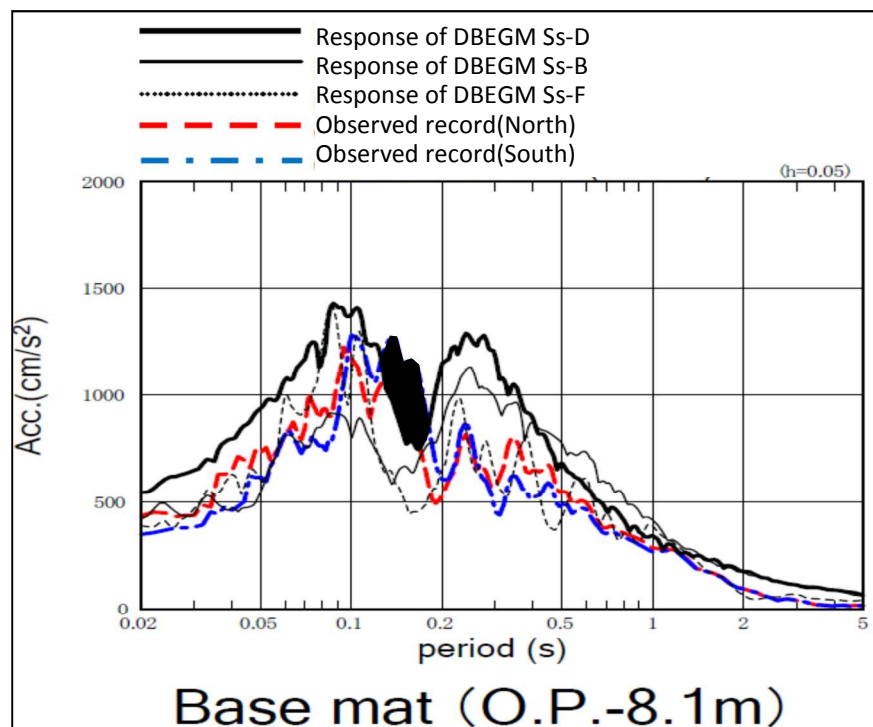


図 5-15 3月11日地震による東西方向の3号原子炉建屋加速度床応答スペクトルの超過—
5.6から8Hz範囲で超過。例えば6.2Hzで1.46倍(785cm/s²に対し1145cm/s²)の超過

5.7 S クラス建造物の 所見

5.7.1 1, 2 および 3 号機原子炉建屋

5.7.1.1 まとめ

地震と余震の建造物（機器とシステムの埋め込みと固定部を含む）に対する影響を観察するために、ストラクチャーチームは、3つの原子炉建屋の多くの部分を踏査した。安全系の建屋として、これらの構築物は、耐震 S クラスに設計された。ストラクチャーチームの収集された観察結果に基づくと、建造物の全体的な健全性は、損なわれていなかった。損傷は細かいひびに限られ、いずれも建物の構造健全性に影響を及ぼさなかった。建造物の踏査による 1 から 3 号機の原子炉建屋の写真を付録 VII に示す。

5.7.1.2 1 号機

5.7.1.2.1 背景情報

運転開始:	1984
外部寸法:	53.3m x 43.8m
全高:	63.67m
埋め込み深さ:	16.0m
基礎種類:	岩盤上に造られた 3.5m 厚さのべた基礎
建設種類:	鋼製トラス支持鉄筋コンクリート屋根（15cm）を有する鉄筋コンクリート耐震壁

表 5-6 女川原子力発電所における 3 月 11 日および 4 月 7 日地震の加速度記録（ガル）

	3/11 地震（本震）			4/7 地震（余震）		
	南北	東西	鉛直	南北	東西	鉛直
屋上	>2000 (2202)	1636 (2200)	1389 (1388)	>2000	1494	1212
オペレーティングフロア (5F)	1303 (1281)	998 (1443)	1183 (1061)	1280	901	724
1F	573 (660)	574 (717)	510 (527)	403	513	385
基礎版上	540 (532)	587 (529)	439 (451)	378	373	381

太字の数字は地震が設計値を超えたもの
括弧内は基準地震動（DBEGM）Ss に基づく設計値

5.7.1.2.2 踏査と詳細観察

高さ 44.7m の原子炉建屋最上階は、地震の間、最大の加速度を受けた。チームの観察によれば、地震は壁の構造健全性に影響を及ぼさなかった。

今回の地震とは無関係な以前の修理、たとえば縮み効果による修理は印を付けられ、壁のより高い位置で主に観察された。それらはこの地震に関係するものでなかったため、チームはこれらを基本的に無視した。しかし、それは地震により既存の損傷からひびが更に広がったかどうか理解するために有益であるだろう。

5 階面において、壁の幾つかのひびを観察し、その大部分は取るに足らない小さなひびであり、それらの多くは女川原子力発電所員により既に確認され、印が付けられていた。下の階では、チームは床面から簡単に観察可能だったひびを確認するだけであった。壁のひびは軽微であり、典型的には幅<0.3mm のもので、幾つかは 0.6mm までであった。女川原子力発電所の社内基準では、構造健全性や遮蔽等の包括的な目的のために許容される最大のひび幅は 1mm である。チームも女川原子力発電所員も、この制限を上回るひびは認めなかった。確認された、重要ではないひびの幾つかは壁面の埋め込み金具、アンカープレートに近接したり通過したりしていたが、これはどんな形であれそれらのパフォーマンスに影響を与えそうにない。

建屋の西の壁で、せん断ひび（鉛直から 45 度角度の『十字』または斜めのひび）は明らかであった。これはおそらく、床の加速度が E-W 方向よりも N-S 方向で高かったからである。女川原子力発電所員によると、天井クレーンは西側の壁の近くで止められていたため東側の壁より、西側の壁へより大きなせん断荷重がかかったと思われる。

今回観察されたひびの多くが以前の地震によるものと通常のコンクリートの縮みによるものであると、チームは考えている。3/11 の地震以外に、2005 年の M7.2 宮城県沖の地震もまたプラントに影響を及ぼし、それは重要な事例の 1 つと言われている。

全体として、現在までひびを確認し、一覧を作成する女川原子力発電所員の取り組みは、入念であったと考えられる。一部で、石膏または塗料がコンクリート表面を覆っていたため、それらを取り除くことなくコンクリート自体のひびの正確な範囲を観察することはできなかった。

原子力発電所員によると、地震の直後、所員は構造物の健全性を詳しく調べた。次に、より詳細な点検（現在も進行中）で、建屋で観察されたあらゆる損傷とひび範囲の一覧を作成した。ひびとひびの幅が最も集中した箇所であると所員が述べたものを含むひびの位置図の幾つかをチームは確認した。原子力発電所員によると、典型的な地震によるひびは、他の階と同様に 5 階の壁にあった。

原子炉建屋の天井クレーンが利用できないため、原子力発電所員は、オペレーティングフロアからの目視確認以外、鋼製屋根トラスの詳細な検査を行っていなかった。

地震の後、原子力発電所員はクレーンを点検し、軸受が損傷していると確認したため、クレーンは機能していないと判断した。

原子炉建屋の一階に下りながら、低層階の簡易なチェックにおいて、チームはより少ないひびを確認した。これは、原子力発電所員による、より詳細な確認結果と一致していた。

5.7.1.3 2号機

5.7.1.3.1 背景情報

運転開始: 1995
 外部寸法: 77.0m x 84.0m
 全高: 64.6m
 埋め込み深さ: 28.9m
 基礎種類: 岩盤上に造られた 6m 厚さのべた基礎
 建設種類: 鋼製トラス支持鉄筋コンクリート屋根 (15cm) を有する鉄筋コンクリート耐震壁

表 5-7 女川原子力発電所における 3 月 11 日および 4 月 7 日地震の加速度記録 (ガル)

	3/11 地震 (本震)			4/7 地震 (余震)		
	南北	東西	南北	東西	南北	東西
屋上	1755 (3023)	1617 (2634)	1093 (1091)	1975	1657	1386
オペレーティングフロア (3F)	1270 (1220)	830 (1110)	743 (968)	1173	686	1002
1F	605 (724)	569 (658)	330 (768)	465	516	426
基礎版上	607 (594)	461 (572)	389 (490)	387	388	373

太字の数字は地震が設計値を超えたもの
括弧内は基準地震動 (DBEGM) Ss に基づく設計値

5.7.1.3.2 踏査と詳細観察

1号機と同様に、2号機においてチームは軽微なひびと斜めのせん断ひびを確認した。

チームは、中間階の燃料交換制御室から、オペレーティングフロア（3 階面）を確認した。原子炉ヘッドは取り出されていたので、チームはより高い線量率のためにオペレーティングフロアに入らなかった。制御室のガラスの窓は、3/11 の地震により壊れた。

地震は、天井クレーンにも燃料交換機にも影響を及ぼさなかった。

屋根トラス（建設時のサポートのために使われた特定の鋼部材）が地震で変形したと、女川原子力発電所員は説明した。制御室内の視認に有利な場所から、チームは非常に軽微な変形だけを確認した。

2 階では、チームは、広い床開口部の角で軽微な斜めの（1mm より幅の広い）ひびを確認した。（構造格子線 RF-RH/R8-R10 において）

5.7.1.4 3号機

5.7.1.4.1 背景情報

運転開始:	2002
外部寸法:	80.5m x 77.0m
全高:	64.6m
埋め込み深さ:	28.9m
基礎種類:	岩盤上に造られた 6m 厚さのべた基礎
建設種類:	鋼製トラス支持鉄筋コンクリート屋根（15cm）を有する鉄筋コンクリート耐震壁

表 5-8 女川原子力発電所における 3 月 11 日および 4 月 7 日地震の加速度記録（ガル）

	3/11 地震（本震）			4/7 地震（余震）		
	南北	東西	南北	東西	南北	東西
屋上	1868 (2258)	1578 (2342)	1004 (1064)	1959	1775	963
オペレーティングフロア (3F)	956 (1201)	917 (1200)	888 (938)	750	1019	1333
1F	657 (792)	692 (872)	547 (777)	420	688	477
基礎版上	573 (512)	458 (497)	321 (476)	396	398	311

太字の数字は地震が設計値を超えたもの
括弧内は基準地震動（DBEGM） S_s に基づく設計値

5.7.1.4.2 踏査と詳細観察

1, 2号機と同様, 3号機の損傷は, 斜め方向のせん断ひびを含む, 微小ひびのみであった。

チームは地上1階, 地上2階と同様に, 地下2階, 地下3階の踏査を実施した。2号機と同様に原子炉ヘッドが取り外されていたので, 高線量となることからオペレーティングフロアには入らなかった。2号機と3号機の全体的な構造の類似性から, 地震の時に2つの原子炉建屋では同程度の加速度を経験しており, チームとしては3号機オペレーティングフロア特有の調査を実施する必要は無いと考えた。

全般として幾つかの場所ではおよそ0.8mmのひびがあったものの, 鉄筋コンクリート壁には幅0.3mm以下のひびがあった。これら小さなひびは構造物全体の健全性に影響を与えない。また, チームは設備のアンカーを支える埋設部分で微小なひびのみ確認した。

1階では, 構造格子線RG/G7において, およそ2m×2mの壁範囲で充填されたコンクリートブロック壁(コンクリートレンガで埋められた元の開口壁)の境界に沿うひびがあったが, このような充填コンクリートレンガ壁は強度部材として考慮されていないため, そのひびは重要ではないと判断した。壁付近に安全系の設備は全くなかった。

2階では, 構造格子線RB/R10に沿って, 鉄筋コンクリートスラブと壁の接合部に幅およそ0.3mmの軽微な損傷ひびを確認した。

5.7.1.5 アンカーとサポート

チームは多数の壁面のアンカー(主として埋め込みの鋼製プレートを使用), サポート, 配管支柱, 電線管, ダクト, 機器等を観察した。ほとんどの配管サポート, HVAC(換気空調系), ケーブルトレイは予め埋められたアンカープレートに溶接されている。建設後に設置された幾つかのサポートは, コンクリート構造物にケミカルアンカーで固定されている。チームは, アンカーに如何なる損傷も認めなかった。

5.7.1.6 2号取水路と海水ポンプ室

ストラクチャーチームは, 本震と余震が構造物および隣接構造物との接続部に与えた影響を観察するため, 2号機の取水路全長と海水ポンプ室を調査した。この安全系の構造物は耐震Sクラスで設計されていた。ストラクチャーチームの観察結果によると, 構造物全体の健全性は損なわれていなかった。取水路踏査時の写真を付録VIIに示す。

5.7.1.6.1 背景情報

3月11日の地震やその津波の前、全3基の取水路は約13ヶ月ごとに、2-3ヶ月にわたり定期点検されていた。点検員は、コンクリート構造物の全ての既存のひび割れの進展を調査し、また、新たなひび割れも特定し、記録した。2定検毎に、取水路はコンクリート表面における生物の生長¹⁵を防ぐために塗装された。塗装は、点検員がひび割れを確認する妨げにはならなかった。点検により確認された幅0.4mm以上のひび割れは補修された。女川原子力発電所員によると、3月11日地震によって、幅0.4mm以上のひび割れは確認されていない。

水路とポンプ室を含む取水設備全体は、岩盤上の無筋コンクリートの上、または岩盤に直接設置されている。2号機の構造物は原子炉建屋側でおよそ20m、取水口側でおよそ11mの基盤深さに埋められている。水路の主構造は、幅13.4m×高さ5.5mの2連のボックスカルバートで、各内空断面は幅5m×高さ3mである。

取水路は、コンクリートブロック間に厚さ2cmのゴムシールの伸縮目地があり、水流を制限している。これにはオメガ型の耐水伸縮継手も特定の場所に含まれる。取水口前面では、モジュール式のコンクリート製カーテンウォールが漂流物が取水口へ侵入して損傷することを防止し、防波堤のような役目を果たしている。

2号機取水路を調査対象に選定したのは、水路とポンプ室が、更なる耐震補強工事のために既に抜水されていたからである。チームは、この(2号機)構造物が女川原子力発電所員が点検済みの1および3号機を代表する構造物であると考えている。

5.7.1.6.2 踏査と詳細観察

チームは、取水口前面の古いカーテンウォールと、更に海洋側にある新しいカーテンウォールを調査した。

古いカーテンウォール構造物は現在使われてはいないものの、構造物上部の通路はまだ残っている。使われていないカーテンウォールの支持梁と栈橋通路の接合部の一箇所に損傷が認められたが、栈橋には損傷がなかった。しかしながら、チームはこの損傷は、地震や津波の負荷によるものであると考えている。

新しい稼働中のカーテンウォールは、他の構内場所同様、地殻変動により1mの沈下を経験した。水面上に新しい鋼製ブラケットとコンクリート版を設置し、壁高さを増す改造を確認した。3月11日地震による目に見える唯一の損傷は、護岸が片方に約40cm移動したことのみであった。

取水口のコンクリート製角落しは、海水浸入がほとんど無く、ゲートの稼働を邪魔するようなずれ挙動の痕跡が無いことから、よく機能を果たしているように見えた。

●
¹⁵ コンクリート表面に貝等が付着すること。これにより海水の流れが乱される。

水路内において、通常点検中に確認され、分類されたひび割れは明確に印が付けられ、点検記録と一致しているようだった。特定されたひび割れの大部分は3月11日の地震より前に存在し、ほとんどが収縮や熱応力等によって発生したものであった。収縮や熱応力等による最大のひび割れは、およそ幅 0.2-0.35mm であった。女川原子力発電所員がチームに提供した情報によると、幅 0.4mm 以上のひび割れは修理されるが、これまでのところ3月11日後に、このようなひび割れは全く確認されていない。女川原子力発電所員との議論の結果、3月11日地震、津波は、従来より存在していたひび割れ幅が広がることについて、非常に限定的あるいは全く影響がなかったことを意味した。

伸縮継手では、継手部を跨ぐ配置において、いくらかの非常に限定されたずれがあった。ずれは重大なものではなく、また、地震および津波の直接的な影響かどうかは明確ではない。将来のずれ量を監視するために、女川原子力発電所員は伸縮継手の両側に目印を設置していた。

海水ポンプ室への入り口において、女川原子力発電所員は、想定される DBEGM の改訂と強化に備えるため、内部隔壁にせん断補強筋を設置する改造を実施中である。しかし壁はなんら地震損傷を受けていないように見えた。

取水路の底版には、ひび割れ等の重大な証拠は無く、岩盤と無筋コンクリート間の如何なるずれ兆候も無かった。

5.7.1.7 2, 3号機排気筒

ストラクチャーチームは、2, 3号機排気筒の鋼管支持構造物の下3層（プラットフォーム）を調査した。この安全系構造物は耐震 S クラスで設計されていた。地震発生当時、耐震設計審査指針の改定に応じて排気筒の補強工事が実施中であった。したがって工事の一部は3月11日の地震の後に完了した。ストラクチャーチームは、確認したどのエリアにおいても地震による損傷が無いことを確認した。排気筒踏査時の写真を付録 VII に示す。

5.7.1.7.1 背景情報

外部寸法（基礎部）：	38.0m x 38.0m
全高：	160m (筒身), 147m (鋼管製支持鉄塔)
埋め込み深さ：	18.8m
基礎種類：	岩盤上に高さ 5.0m の直接基礎（3月11日地震直前に、地表面まで、コンクリートで充填されている）
建設種類：	鋼管製支持形式

排気筒支持構造物は鋼管製鉄塔である。現在、5つのプラットフォームに、地震時に排気筒の動きを抑えるためのダンパーがある。地震発生時、最下層プラットフォームのダンパーのみが設置されていた。

コンクリート基礎は、基礎スラブに地中梁と柱を結したフレーム構造として元々設計された。3月11日の地震直前、ボックス構造の“空洞”はコンクリートで完全に充填された。

5.7.1.7.2 踏査と詳細観察

排気筒の踏査において、いかなる種類の構造上の損傷も観察されなかった。

振動減少位置においては、各塔身毎に4つの弾塑性ダンパーが排気筒周りに等間隔で設置されている。一对のダンパー（排気筒で各々反対側に位置している）は、一方向にのみ自由に移動できる。排気筒と支持鉄塔間の相対的な動きを許容するために、20cmのクリアランスが元々設計されており、地震後もそのまま存在している。地震前にダンパーが設置された最下層プラットフォームでは、支持鉄塔と排気筒との間に、いかなる接触痕もなかった。

設置された弾塑性ダンパーは、基本的に、太い円形の鋼製ロッドであり、非拘束方向にダンパーが動くのを案内する矩形のパッドが付いている。これらのダンパーは支持鉄塔に接続され、ロッドの弾性および塑性変形を通じて、支持鉄塔と排気筒間の相対運動が起こった場合にエネルギーを散逸させるよう設計されている。

最下層において、円形の鋼製ダンパーは上層のものよりも著しく細かった。女川原子力発電所員によると、最下層のダンパーは3月11日の地震後に取り替えられた。チームは、地震時に設置されていたダンパーを調査し、鋼製ロッドに変位がないことを確認した。これは、地震時のダンパー効果は弾性変形が支配的であったことを確認した。これはまた、地震時に排気筒と支持鉄塔の間の大きな相対運動は無く、両者の応答は剛であったことを意味する。

チームは指示鉄塔の支柱材に溶接された追加鋼板等の工事も確認した。これらの改良は、構造物の安全裕度を増すために3月11日地震前に追加され始めた。

5.7.1.8 2号 SGTS カルバート

ストラクチャーチームは本震と余震が構造物および隣接構造物との接続部に与えた影響を観察するために、2号機の非常用ガス処理系（SGTS）カルバート全長を調査した。この安全系の構造物は耐震Sクラスで設計されていた。ストラクチャーチームの観察結果によると、構造物は地震によって本質的に損傷を受けていなかった。SGTS カルバート踏査時の写真を付録 VII に示す。

5.7.1.8.1 背景情報

2号機 SGTS カルバート全長のおおよそ3分の2は、岩盤内に掘削されたトンネルであり、3分の1は岩盤上に設置されている。この構造物は全長おおよそ190mであり、2号機原子炉建屋と2号機排気筒を接続している。カルバートは原子炉建屋側で深さおおよそ25m、排気筒側で深さ15mの岩盤上に設置され、埋め戻されている。これは耐震Sクラスで設計された。

5.7.1.8.2 踏査と詳細観察

SGTS カルバートにアクセスする階段室入り口で、津波の浸水を防護するために改造されたシール付きの鋼製ドアを確認した。

カルバートは長さ約 7m のセグメントから構成されている。これらセグメント間の調査で、カルバートの排気筒側（地表面に近いところ）に向かって長手方向、鉛直方向の軽微な相対変位が観察された。チームが確認した大部分のひび割れは、主として幅 0.3mm 以下であり、女川原子力発電所員により既に確認されていた。ひび割れの大部分は、収縮や鉄筋コンクリートに典型的な他の影響によるものと思われる。より長く、より幅の広いひび割れが局所的に確認された（例えば、276-3 番のひび割れは、幅 0.5mm、長さ 7.8m）。しかしながら、周辺土壌からの些細な湿気の浸み出し以上の痕跡は全くなかった。チームは地震によるいかなる重大な損傷も確認しなかった。鋼製の床がカルバート全長に渡って覆っていたため、チームはカルバートの底版は調査することが出来なかった。

カルバート構造物と排気筒基礎および原子炉建屋との接合部は、オメガ型防水ジョイントで分離されている。チームはこれらジョイントに全く損傷が無いことを確認した。

5.8 耐震 B クラス構造物の踏査

5.8.1 1, 2 号機タービン建屋

ストラクチャーチームは地震と余震が、機器や系統の埋設物とアンカーを含む構造物に与える影響を確認するため、1, 2 号タービン建屋のほとんどを踏査した。タービン建屋は耐震 B クラス（すなわち耐震 S クラスの安全系の構造物に対する要求のおよそ半分）で設計された非安全系構造物である。日本の原子力基準によると、耐震設計に垂直方向の加速度は考慮されていない。ストラクチャーチームの収集観察結果から、構造物全体の健全性は損なわれていなかった。改善の工事が必要とされると考えられる場所は全くなく、幾つかのケースでは補修工事が既に実行されていた。タービン建屋踏査時の写真は付録 VII に提供されている。

5.8.1.1 2 号機

5.8.1.2 背景情報

外部寸法:	96.0m x 57.7m
全高:	49.5m
埋め込み深さ:	17.0m
基礎種類:	岩盤上に造られた 3.0m 厚さのべた基礎
建設種類:	鋼トラス支持の鉄筋コンクリート屋根（17cm）の鉄筋コンクリート耐震壁。上部柱間水平安定性は屋根トラスを支持している鋼製フレームによる

5.8.1.3 踏査と詳細観察

ストラクチャーチームは 1, 2 号タービン建屋で、建屋全体の健全性を損なういかなる損傷も確認しなかった。

OP+24.8m とタービン建屋で最も高いレベルであるオペレーティングフロア（2 階）から踏査を開始した。

原子炉建屋と同様、チームは外側耐震壁および内部柱の下層で非常に多くの小さなひびを観察した。大部分のひびは女川原子力発電所員による地震後点検で既に特定されていた。観察された幾つかの軽微なひびは壁の埋設部やアンカープレート近傍に存在、あるいはそれらを通過していた。ベースプレートの目に見える変位は全くなく、軽微なひびはそれらのパフォーマンスに全く影響を与えていないと考えられる。

上層の壁柱間は女川原子力発電所員によりひび調査が間もなく行われる。しかしながら、およそ 1 mm 幅の縦のひびが外部壁の防水コーティングに確認され、耐震性の観点から詳細調査が行われている。女川原子力発電所員はこれらひびが、鋼製屋根トラス構造物を支える鋼製柱近傍に、幅約 1mm、長さ約 5m に渡るものであることを確認した。チームはオペレーションフロアレベルから、これら詳細を確かめるためにひびに近づいて観ることは出来なかった。

チームは、グリッド位置 TG-T1（オペレーティング格子線 G-1）の支持柱と主要ビーム鋼材周囲の接続部で孤立したひびの実例を観察した。通常状況下において、このひびはジョイントの構造健全性に影響を与えるとは思えないが、しかしながら、このひびの程度を更に詳細に調査することは、価値があると思われる。

全体的に見れば、女川原子力発電所員の点検の一環として全てのひびが記録されたわけでは無いと思われるが、非常に限られたひびがスラブに確認された。

主鋼製トラス構造（短い軸に沿って屋根を支えている）には、目に見える損傷はその構造鋼材に全く認められなかった。サブトラス（縦の軸に沿って屋根を支えている）において、チームはグリッド線 T1 周辺壁近接の対角線上の鋼材を観察したが、それは曲がっていた。

チームはまた、構造トラスのボトムの弦に繋がった幾つかの曲がった水平方向の筋交い鋼材を確認したが、女川原子力発電所員は建設時の「一時的な」ものだと説明した。オペレーティングフロアからは、個々の鋼製構材に繋がったガセット板（補強用鉄板）に損傷は全くなかった。

サブトラスのボトムの柱の、4 つのサポート接続部において、接続ボルトがせん断変形していた。チームはこれら鋼材曲げおよびボルトせん断は、おそらく耐震設計 B クラス構造物の地震力の考慮不足から引き起こされたものとする。

本来備わっている冗長性が高かったため、屋根トラスはその全体の構造健全性を維持したと考えられる。しかしながら、せん断変形したボルトは慎重な修理がなされる。女川原子力発電所員はこの損傷を計画的に修復することを決めた。

チームの訪問の間、タービンは分解され、修理中だった。修理がすでに行われていたため、チームはこのエリアを詳細に点検することは出来なかったが、チームはタービンサポート近傍のコンクリートの表面と同様に、タービン基礎の幾つかのボルトが損傷を受けたことを聞いた。ボルトは地震の結果として明らかに曲がったが、改善のための地震後作業の一環として、それらは交換された。

女川原子力発電所員との議論において、タービンペデスタルと周囲の床の間に25mmのギャップがあったことが示された。しかしながら、地震によるこれら要素間の衝撃の結果として、少しの損傷も現れなかった。これは、タービンと周辺のオペレーティングフロア間における、限定された差動運動を持つ堅固な組み合わせ応答を示している。

階段中心を降りたので、チームは多数の重要ではない小さなひびを確認し、それらの幾つかは埋め込み物の間に位置していた。

地下1階床レベル(OP+7.6m)での軽微なひびが他の位置のものと一列に並んで観察された。しかしながら重要と考えられるものは全くなかった。

建屋を通して、コンクリートブロックレンガ充填壁がある。高さ3m以下の充填壁に対し、継続的な閉鎖工事がなされている。しかしながら、より大きな充填壁に対して、それらのうち幾つかは6-7mの高さがあるのだが、潜在的に危険な地震ハザードを避けるため、レンガはビーム/柱システムで分割されている。

5.8.1.4 1号機

5.8.1.5 背景情報

外部寸法:	93.8m x 61.1m
全高:	38.65m
埋め込み深さ:	20.0m
基礎種類:	岩盤上に造られた2.5m厚さのべた基礎
建設種類:	鋼製トラス支持鉄筋コンクリート屋根(15cm)を有する鉄筋コンクリート耐震壁

5.8.1.6 踏査と詳細観察

2号機に関する概略観察記録は、特に軽微なひびと斜めのせん断ひびに関して、1号機の踏査にも適用可能であった。しかしながら、チームは建屋の屋根トラスにおいて、曲がりがないことを確認した。

T5-/T6-TB 柱間内で、外部壁周囲の全範囲の中間に、ビームの全深さに沿った、収縮により生じた垂直ひびがあった。ひび幅を測定することは不可能であったが、オ

ペレーティングフロアから見る事ができ、ビームのベースでおそらく 1mm 程度であった。グリッド点 T5-TB では、柱と耐震壁の間に垂直の割れ（これも約 1mm）があった。柱間 T2/T3-TB 内で、チームは斜めのせん断ひび割れを周囲壁で見つけた。このひびは構造物全体の健全性に影響を全く与えない。

5.9 耐震 C クラス構造物の踏査

5.9.1 放射性固体廃棄物貯蔵建屋

ストラクチャーチームは地震とそれに続く余震が構造物と接続部に与えた影響を観察するために、放射性固体廃棄物貯蔵建屋の 3 つのエリアを調査した。この非安全系構造物は耐震 C クラスで設計された。ストラクチャーチームが収集した観察記録によると、伸縮継手部の弱部の幾つかの損傷にも関わらず、構造物全体の健全性は損なわれなかった。放射性固体廃棄物貯蔵建屋踏査時の写真は付録 VII に掲載している。

5.9.1.1 背景情報

	Area A	Area B	Area C
運用開始:	1982	1993	1999
外部寸法:	A, B エリアは一体で 95m x 36m		32m x 36m
全高:	13.7m	10.3m	15.3m
基礎種類:	岩盤上の杭基礎		
建設種類:	内部梁と柱フレームがある鉄筋コンクリート耐震壁		

放射性固体廃棄物貯蔵建屋は、A, B, C エリアから成る 3 つのフェーズで建てられ、それらは伸縮継手で分けられている。A, B エリアは 2 階構造であり、C エリアは 3 階構造である。ある位置は床面の積載荷重条件は非常に高く、30kN/m² 以上である。放射線遮へいのため、外部境界壁は 60cm 厚さ、屋根スラブは厚さ 40cm である。

5.9.1.2 踏査と詳細観察

地震による直接的な、唯一の目に見える損傷は、A, B エリア間の継ぎ手部だった。壁間の伸縮継手は損傷がなかった。しかし、継ぎ手は床まで続いていなく、地震時の建屋の差動運動が幾つかの損傷を引き起こし、床スラブ内の補強鉄筋を露出させた。この損傷はまた、壁の基礎内に拡大したが、そこには継ぎ手に近接した負荷に耐える柱の健全性を失う、目に見える証拠は全くなかった。損傷はスラブ内の弱部の結果であり、それは両側のスラブ間の差動運動を許容した。

チームは 1 階面を支持している主要なビームの幾つかに全長にわたるひびを確認した。概して均等な間隔があり、収縮効果の発生を示している。構造物周辺の別の場所で軽微なひびがあったが、その安定性に影響を与えるものは全く無かった。

Cエリア3階で、チームは3層高さに積まれた多数の放射性廃棄物貯蔵バレルを見せられた。地震でバレルの拘束が緩み、2本が床に落ち、2本がその場で転倒した。これらの落下物が構造物に与えた損傷はなく、バレルも開かなかった。女川原子力発電所員は、地震の結果としてバレルラックの一部でわずかな位置ずれがあったと推定した。位置ずれはおよそ5cmであると確認された。

外部で、建屋周辺の埋め戻し土が地震で沈降し、建屋を支える杭基礎上の多数のフーチング基礎が露出した。構造上の損傷は全く観察されなかった。

5.10 防潮堤の踏査

プラントを防護している元々の敷地造成レベルは海拔14.8mであった。3月11日の地震により、日本の東海岸の一部は、海水面に対しておよそ1m沈下した。結果として、津波の際、敷地高の有効高さは、海拔13.8mであった。地震の後、東北電力は海拔17mまで、高さ3mの盛土を築いた。ストラクチャーチームは一段高くなった敷地の海側と法面補強構造において損傷、沈下、機能不全が無いことを確認した。防潮堤踏査時の写真は付録VIIに掲載している。

5.10.1 背景情報

東北電力は、津波対策を重要課題と認識し、女川原子力発電所の津波対策を講じてきた。

1号機計画当時、過去の記録に基づき敷地での津波高さは3m程度と推定した。しかし専門家による議論結果を踏まえて、東北電力は敷地高さを津波高さへの余裕を考慮し、海拔14.8mとした。2号機計画時には、東北電力は日本で初めて869年貞観津波に関する古地震学的調査を実施した。

2, 3号機の敷地高さは、津波の数値シミュレーションにより津波高さを9.1mと評価した上で、1号機と同じ高さ(14.8m)に設計された。

2002年、土木学会手法に基づき、東北電力は社内で津波高さを13.6mと試算し、敷地の安全性を確認した。GEJEの津波高さは13.0m(潮位計)であり、土木学会手法による結果と同程度の高さであった。

外部寸法(基礎部):	発電所敷地の海側縁全長
海拔:	14.8m 当初設計 13.8m (3月11日地震後、半島の1m沈降による) 17.0m (3月11日後、3.2mの防潮堤追加後)
建設種類:	元々の敷地造成地盤(14.8m) - コンクリートで法面補強された盛土 3月11日後一セメント混合土盛土(100kg/m ³)による防潮堤

表 5-9 女川原子力発電所における津波評価の概要

1.The process of Tsunami evaluation and measures of Onagawa NPS

	Contents	Outlines	Tsunami height*1	Measures	Notes
1970.5	Unit1 Installation License Application	1. Literature search & Interview survey 2. Tsunami measures were argued by a internal committee by specialists. (1968~1980)	About 3m —	-The site height (O.P.+14.8m) -Layout of structures(O.P.+1 5.0m) -Tide gauge	Literature search & Interview survey
1987.4	Unit2 I.L.A.	1. Vestigial investigation of Jogan Tsunami(A.D.869) in Sendai Plain 2. Numerical simulation of tsunamis	O.P.+9.1m	-Slope protection (O.P.+9.7m)	Evaluation by the reproduction calculation of the biggest historical tsunami
1994.5	Unit3 I.L.A.	1. Numerical simulation of tsunamis	O.P.+9.1m		
2002.2	Tsunami evaluation technique(JSCE)	1. Numerical simulation based on evaluation technique by Japan Society of Civil Engineers.	O.P.+13.6m	- Tsunami height is below the site height.	Estimation by the virtual tsunami considering indeterminacy
2006.9	Revision of the Regulatory Guide *2	1. Tsunami evaluation compared with a new guideline is being carried out based on directions from the government (Sep. 20 th , 2006).	Now under evaluation	—	
2010.3	Tide gauge for backup	1. A tide gauge was added for prevention of data missing.	—	-Tide gauge for backup	—
2011.3	The 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake	1. Reproduction analysis of the tsunami which attacked Onagawa N.P.S.	O.P.+13m (Tide gauge)	Relocation of devices to a high place	—

*1 : O.P. is Onagawa N.P.S. datum plane for construction, and is the height of the -0.74m from standard mean sea level of Tokyo Bay (T.P.)

*2: Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities (The Nuclear Safety Commission of Japan (NSC))

5.10.2 踏査と詳細観察

ストラクチャーチームは敷地の海側法面と法面補強構造においていかなる損傷、沈下、機能不全も見つけられなかった。

現在、防潮堤に対する設計基準は無いが、元々の女川原子力発電所盛土斜面は一部 JEAG4601&2008 に基づいて設計された。土木学会手法（原子力発電所の津波評価技術、2002）に基づき、女川サイトにおける理論上の津波高さは 13.6m と計算された。3月11日に観測された津波高さは 13m であった。暫定の追加裕度を確保するために、3月11日以降、新たに高さ 3m の防潮堤が、従来の盛土敷地上に設置された。現在評価中の結果によっては、さらに高くなるかもしれない。

女川原子力発電所員によると、防潮堤の沈下量測定は年一回、さらに目視確認が毎月行われる計画である。

6. 運転員と保修員へのインタビュー

プラント停止に用いられた系統と、安全な停止状態を保つために用いられた系統のパフォーマンスを独立して評価するために、2011年3月11日に任務に当たった原子力発電所の運転員およびシフト監督者に対し、インタビューを実施した。各号機のプラント状態と運転操作の時系列を評価した。各号機の状態を以下にまとめた。地震発生時、発電所外における地震による損傷のため、送電線5系列のうち1系列のみが利用可能であった。この1系列（松島幹線）は、交流電源の共通母線があるため、全3基に電源を供給することが出来た。全号機が地震信号で14時46分に停止した。各号機の制御室における操作の詳細は付録VIIIに記載する。

1号機:

両方のディーゼル発電機が待機モードで起動した。14時55分、地震により高圧しゃ断器が故障したことで、275kV 起動変圧器が機能喪失した。これにより1号機で電源を喪失したが、同時にディーゼル発電機が非常用交流電力をユニットに供給した。14時59分、運転員は炉心冷却のためにRCIC系を起動し、原子炉水位および圧力を制御するために主蒸気逃がし安全弁を使用した。冷温停止を達成するために、運転員は原子炉を手動減圧し、15時にRHR系を手動起動した。3月12日0時58分、原子炉は冷温停止に到達した。地震の間、制御室は非常に大きな揺れに見舞われたが（手摺りとヘルメットが必要となった）、外部電源を喪失した状況であっても、安全機能や設備操作性に関する事故を起こすことなく運転操作が行われた。プラントを停止し、安全な停止状態を保つために必要となる中央制御室計器類が機能喪失することは全く無かった。起動変圧器は3月12日2時5分に復旧した。

2号機:

地震発生時、2号機は起動操作を開始したところであり、臨界に到達していなかった。外部電源は利用可能であった。2号機は14時49分に冷温停止した。しかしながら、2号機は津波により海水ピットが浸水した。この事象は5.8節に詳述する。津波は15時23分に到達し始めた。2号機のCWPは15時23分に水位低誤信号で停止した。運転上の観点からは、原子炉補助エリア外壁の配管貫通部からのリークによって、RCW 熱交換器およびポンプ(B)室、さらには隣接するHPCW 熱交換器およびポンプ室が浸水し、15時34分にRCW(B)ポンプ、15時41分にHPCW ポンプがそれぞれ停止した。HPCW ポンプは下層階に設置されている。RCW (B) ポンプおよびHPCW ポンプが停止すると、非常用ディーゼル発電機B系が15時35分に、HPCS ディーゼル発電機が15時42分に冷却水不足により停止した。2号機では外部交流電源が利用できた。原子炉はちょうど起動したところだったので、原子炉冷却材温度はおよそ78°C (172°F)であった。その後運転員は炉心を冷却するために非再生熱交換器の設定温度を下げ、原子炉冷却材浄化系(CUW)を使用した。RCW/RSWのA系がCUW非再生熱交換器の冷却に使用された。RHRのようなA系のシステムが3月12日12時12分まで炉心冷却に使用された。

3号機:

地震発生時、3号機は定格熱出力で運転中であった。3号機における事象のシーケンスは地震計器からの SCRAM 信号で始まり、原子炉自動停止、タービン停止がそれに続いた。非常用ディーゼル DG (3A) は当日(地震の前)、月例の機能試験を終えたところであった。外部交流電源は地震発生時および発生後も利用可能であった。復水器にバイパスされたタービン蒸気は当初炉心からの熱除去に利用された。15時21分に津波が到達し、海水ピットエリアの浸水によりタービン補機冷却海水系ポンプが15時22分に停止した。3号機海水除塵ピットの浸水が引き起こした超音波センサの地絡により、循環水ポンプが数分後に停止した。循環水ポンプを失ったが、15時26分、運転員は手動にて主蒸気隔離弁を閉止し、それから RCIC 系を炉心冷却のために起動した。RPV は減圧され、RHR 系が 23 時 51 分に起動した。原子炉は 3 月 12 日 1 時 17 分に冷温停止を達成した。

3号機の運転員は地震の間、他の系統も使用したが、このことが地震後もそれらが機能していることを証明している。

運転員と全て詳細に評価する十分な時間は無かったが、プラントを安全に停止状態にするために必要な機能は実行され、これら系統や制御に明らかな地震損傷は全く認められなかった。

6.1 設計変更調査

東北電力の設計エンジニアと、ストラクチャーおよびシステムチームの合同ミーティングが行われた。この調査の目的は女川原子力発電所の設計および建設に用いられた設計基準の理解であった。耐震設計の参照指針は日本電気協会により策定された JEAC と呼ばれる。3-11 地震および 4-7 余震の最大加速度は、原子炉建屋の幾つかの高さおよび幾つかのスペクトル周期で設計基準 (DBEGM Ss) を超過しているが、主要機器の耐震健全性評価の値は JEAC 判定基準を超えていなかった。3-11 地震の地震健全性評価例として、エンジニアは女川 3 号機の主蒸気系の解析を説明し、最大応力が配管系に発生したことを特定した。最大応力は T ジョイント部 (主蒸気逃がし安全弁と主蒸気配管の接続部) で発生した。応力計算値は 240 (N/mm²) であった。JEAC の許容値 375 (N/mm²) より小さく、相当なマージンを示している。もしこれが他の設備や系統の代表であるならば、地震動スペクトルが超過したにも関わらず、プラントの設計マージンは非常に大きかったと言える。そして耐震設計 S クラス基準で設計された構造物、系統および設備の損傷が全く無い理由を説明することができる。

2005 年 8 月 16 日、女川原子力発電所近くで発生した宮城県沖地震の後、東北電力は女川原子力発電所の設計地震動を増加させ (最大加速度 580Gal) 、評価を行い、健全性を確認した。2006 年に改訂された規制指針および 2007 年新潟県中越沖地震で得られた知見に基づき、東北電力は耐震安全評価 (耐震バックチェック) を実施し、3 基の SSC の応力計算値が JEAC で定められた許容値を満足していることを確認した。しかしながら、耐震信頼性をより向上させるための改良工事の実施を

決定した。この工事は、2008年から2009年にかけて全6600箇所（下表参照）に対し実施された。下表は順に実施されたサポート改良工事数をまとめたものである。

	改造数	配管	ケーブルトレイ	計器	実施順
1号機	3,600	800	2300	500	1
2号機	900	300	500	100	3
3号機	2,100	500	1500	100	2

2号機改良工事数は試験結果（例：ケーブルトレイ接続部の強度試験）を反映したため最小になった。

6.2 地震後停止のまとめ

2011年3月11日に女川原子力発電所を襲った地震とそれに続く津波の主要な影響は、以下のようにまとめられる

- 地震は全号機の安全な停止に影響を与えたり、重要な安全系統に損傷を発生させたりすることはなかった。必要とされた安全系統は設計どおり動作し、非常用ディーゼル発電機は炉心冷却と冷温停止状態到達に必要な電力をプラントに供給した。1号機だけが非常用ディーゼル発電機を必要とした。2、3号機では外部電源1回線が利用可能であった。
- プラント自体が海拔（約）15mにあったので、プラントの主要な影響は、津波の直接影響によって引き起こされたわけではなかったが、津波が引き起こした海水ピットの浸水に伴い、幾つかのプラント系統が影響を受けた。
- 浸水は RCW/RSW（原子炉補機冷却水系／原子炉補機冷却海水系）熱交換器およびポンプ室、HPCW/HPSW（高圧炉心スプレイ補機冷却水系／高圧炉心スプレイ補機冷却海水系）熱交換器およびポンプ室と名づけられた2号機原子炉建屋補助エリア地下階の全3系列で発生した。浸水により RCW/RSW の B 系，HPCS/HPSW 系でポンプが停止した。
- 津波で2号機 RCW(B)系および HPCW が喪失したことにより、待機状態で起動していたディーゼル発電機3台中2台への冷却水が断たれた。2号機は外部送電網より電源供給を受け続けていたので、ディーゼル2台の喪失で原子炉停止が遅れることはなかった。
- 海水取水口の超音波水位計からの浸水が、2、3号機の主復水器循環水ポンプの停止用センサーを地絡させた。浸水は3つのタービン補機冷却海水系

ポンプが設置されている 3 号機海水ピットでも発生した。1 号機起動用変圧器の停止により，1 号機主復水器循環水ポンプが停止した。それゆえ主復水器の運転は喪失したが，主復水器は地震の様な通常ではない事象後の停止には使用されない。

- 6.9kV 開閉装置しゃ断器で短絡が発生し，1 号機への外部電源供給停止となる過電流サージが発生した。しかし 1 号機の 2 基の（非常用）ディーゼル（発電機）が，タービン発電機トリップで自動起動し，非常用交流電源を供給した。
- 発電所運転員との議論および 3 基の運転日誌の英訳を基に，地震後全 3 基を冷温停止に導いた過程は付録 VIII にまとめられている。

7. システムのレビュー

7.1 システムチームレビューの目的

2011年3月11日の地震・津波時およびその後の操作性に関し、選定した系統の S, B および C クラス（耐震設計クラス）設備の安全性能を評価する報告書を作成することが目的である：更なる実地踏査あるいは IAEA 安全基準に基づく評価を必要とする課題の特定、および地震経験データベースへの知見収集のために。

安全系および非安全系に係る設備に関し、発電所は 61 の損傷や機能喪失事例を特定した。適用可能であれば、各々耐震性能および安全上の重要性に関し評価された。加えて、地震およびその後の津波の間、運転員が直面した難題に関する知見を得るために、運転員インタビューが行われた。全 3 基（そのうち 1 基では非常用ディーゼル発電機を必要とする外部電源喪失を経験）における詳細な運転操作をレビューした（第 6 章に記述）。耐震性能に関しより理解するために、予備の確率的耐震安全解析結果と同様、設計エンジニアと共に耐震解析のサンプル評価を実施した。

チームはまた、浸水によるサイトの津波被害を評価した。津波に対して防護するために海水面から 14.8m の高さに敷地は位置していたので、原子力発電所には津波による直接的な被害は全くなかったが、2号機海水ピットから原子炉補機冷却水系室への浸水、3号機海水ピットのタービン補機冷却水系に影響を与える浸水が報告された。海水レベルの埠頭および非安全系の油貯蔵タンクを含む港湾施設が津波により損傷した。

7.2 レビュー範囲

S クラス系統

主な安全機能とそのサポートを担う主要な機器を確認するために、このレビューは以下を対象とする：

臨界および反応度制御

制御棒駆動系、ほう酸水注入系および関連計器と制御機能を含む系統および設備

炉心冷却

原子炉隔離時冷却系（RCIC）、高圧および低圧注水系（HPCI および LPCI）、主蒸気逃がし安全弁（SRV）、所内直流電源、非常用交流電源、計器および制御機能、関連する水タンクおよび配管系を含む系統および設備

熱除去

残留熱除去系（RHR），海水冷却系と補機冷却系（RHRS/RSW/RCW）に関連する主要系統

格納容器

格納容器（ドライウエル），ダウンコマ，ベローズシール，サブプレッションチェンバ，主蒸気隔離弁，非常用ガス処理系および強化ベントを含む主要系統

使用済み燃料プール冷却系（1号機）

Bクラス系統

Bクラス系統はSクラス系統と比較して，より低い安全機能を担い，また，より低い耐震基準に基づき設計されている。これらはSクラスより低い頑健性であるため，これら系統の耐震性能を理解することは重要である。Bクラス系統はタービン，発電機，使用済み燃料プール冷却系（2，3号機），放射性廃棄物貯蔵系等を含んでいる。

Cクラス系統

裕度に関するもう一つの基準は，一般産業基準で設計されて，最も低い耐震基準に基づくCクラス系統の地震時挙動である。Cクラス系統は，代表的な系統として消火系，起動変圧器を含む。

系統に対する耐震設計基準のレビュー

設計限界を超えないような系統設計への女川のアプローチについて概略レビューが説明された。設計裕度の例が説明され，5.2節に報告されている。

運転員インタビュー

地震と津波の間の運転員の行動に関する知見を得る目的で，各号機における事象と運転員の行動のシーケンスをレビューするために，運転員と発電課長のインタビューが行われた。系統と計装設備の操作性に関する論点は，このレポートにおける所見を確かめるために議論された。概要をこのレポートの6節に示す。

損傷事象 61 件のレビュー

このレビューには，損傷状態とプラント安全への影響を理解するために東北電力によって準備された，参考文献[9]に示される各項目に関する議論が含まれた。このレビューにより，チームが現場調査すべきエリアも特定した。このレポートの7節で調査結果をまとめている。

津波影響のレビュー

プラントの敷地高さがプラントを直接的な津波から防御した一方で、海水ピットにきた水により海水系の一部が浸水し、循環水ポンプを動作不能にし、3号機海水ピットの浸水と同様、2号機の海水ピットの一つを浸水させ、RCW室と隣接する部屋の内部浸水を引き起こした。この浸水の原因に関して詳細な確認を実施した。海水レベルセンサーを設置したエリアの浸水が地絡を引き起こし、2、3号機の復水器循環水ポンプのトリップに至った。この事象もレビューし、7.8節で報告する。

3号機燃料チャンネル損傷のレビュー

原子炉から取り除かれた後の使用済燃料プールでの検査により、3号機燃料集合体チャンネルが欠けていたと報告された。

7.3 Sクラス系統の所見

7.3.1 反応度制御

制御棒を挿入する地震自動停止システムによって、全基は自動的に停止した。すべての制御棒は挿入され、そしてプラントは未臨界とその後冷温停止状態を達成した。地震の間、機能を果たすために適切な耐震性を持つ水圧制御ユニットの耐震サポートを図7-1に示す。



図 7-1 水圧制御ユニット

7.3.2 炉心冷却

各々のユニットの状況に応じて、プラントの炉心冷却機能は異なる挙動を示した。各々のプラントの応答は以下のとおりまとめられる：

1号機:

プラント停止後、高圧しゃ断器および起動用変圧器の故障によりプラントは交流電源を喪失し、要求に応じて負荷を取る非常用ディーゼル発電機が必要とされた。運転員は、低圧の残留熱除去系（RHR）が運転可能な圧力に減圧されるまで、炉

心冷却のために原子炉隔離時冷却系（RCIC）を使用した。炉心冷却のための水は、復水貯蔵タンクから供給された。すべての系統は設計どおり故障の報告なく機能した。安全系の水を含む配管やタンクでの大きな水漏れはなかった。多数の警報にも関わらず、制御室機能および重要なシステムの監視は維持された。

2号機:

2号機はちょうど起動操作を開始したところだったため、炉心は臨界状態ではなかった。原子炉停止信号の3分以内に冷温停止となったことが確認された。2号機は電気系統のプラント内相互接続を通して外部交流電源を維持することができた。RCWのB系は、津波が引き起こした浸水によって使用不能となった。

3号機:

3号機も外部交流電源を維持することができた。これにより、津波がタービン補機冷却海水系（TSW）と循環水系（CW）を動作不能にするまで、通常の停止シーケンスが可能となった。3号機の海水除塵ピットの浸水により超音波センサーの地絡が引き起こされ、循環水ポンプが使用不能となり、炉心の熱除去のための復水器使用を妨げた。その後、運転員は原子炉を冷やすために、RCICとRHRを手動で使った。配管系やタンクから地震による水のリークは全くなく、設計どおり全ての系統は機能した。これらを、図7-2、図7-3、図7-4および図7-5に示す。



図7-2 RCIC 蒸気駆動ポンプ（左上），低圧炉心スプレイポンプ（A）（右上），これら系統の電動弁（下）



図 7-3 1号機高压炉心注入ポンプ（左）とその配管サポート（右）

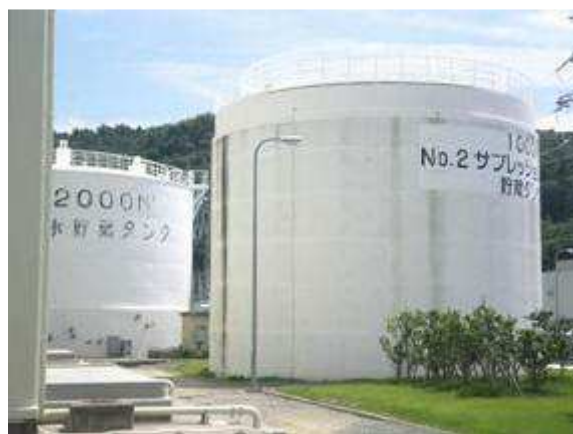


図 7-4 復水貯蔵タンク（左），No.2 サプレッションプール水貯蔵タンク（右）



図 7-5 ケーブルトレイサポートの例（左）と非常用ディーゼル発電機（右）

7.3.3 熱除去

1号機:

原子炉は冷却系の一つとして運転される残留熱除去系が使用可能となるよう減圧された。原子炉補給水と冷却系統（RHR, ECW そして ECW）は正常に機能した。

2号機:

プラントは地震時に運転していなかったが、それでも炉心冷却は必要とされる。原子炉補機冷却水系（RCW）熱交換器 B, D 室と隣接した部屋（7.10 節で論じられる）の浸水により、B 系の RCW ポンプは停止し、それにより非常用ディーゼル発電機 B も停止した。その直後、HPCW ポンプと高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、隣接した部屋の浸水によりトリップした。これにより、残留熱除去系ポンプに冷却水を供給するための RCW の A 系のみが残った。これら事象は直接地震によって引き起こされたものではないが、海水ピットの浸水が補機室に漏えいし、引き起こされた。7.8 節でより詳細に記述する。

3号機:

運転員は冷却水を炉心に送るため、そして十分な減圧のために RCIC を起動し、炉心冷却は RHR（A 系）によって維持された。如何なる系統においても、地震損傷の証拠は全く観察されなかった。図 7-6 参照。



図 7-6 RHR ポンプおよび RHR 電動弁

7.3.4 格納容器の健全性

格納容器の健全性は、どの号機でも、地震による影響を受けなかった。プラントは主蒸気隔離弁の内側で、冷却材喪失事故または蒸気配管の破損を経験しなかった。点検は 2, 3 号機のペローズシールで実施され、損傷の徴候は全くなかった。図 7-7 参照。圧力抑制室（トーラス）は、いかなる漏えいも経験しなかった。プラントが起動前検査を再開するまで、完全な格納容器の健全性を確認する耐圧試験は実行されない。主蒸気隔離弁は、圧力を保持した。



図 7-7 格納容器 トーラス上 — 耐震サポート

7.3.5 位置検出スイッチの位置ずれ（主蒸気逃がし安全弁）

主蒸気逃がし弁 C の開閉両方を示す、不具合の兆候が 1 号制御室で表示された（閉表示であるべきところ、中間開度表示）。明らかに、ピストンアクチュエータの上のレバーの振動で、閉側スイッチが少し下に動き、スイッチが弁の閉位置を正しく検知することができなくなり、中央制御室制御盤のバルブ位置は開閉両方を示した。しかし、運転員は排気配管温度と原子炉圧力容器の圧力傾向から、主蒸気逃がし弁が実際に閉まったままであることを容易に確認できた。後に、保修員がその位置ずれを確認した。図 7-8 参照。

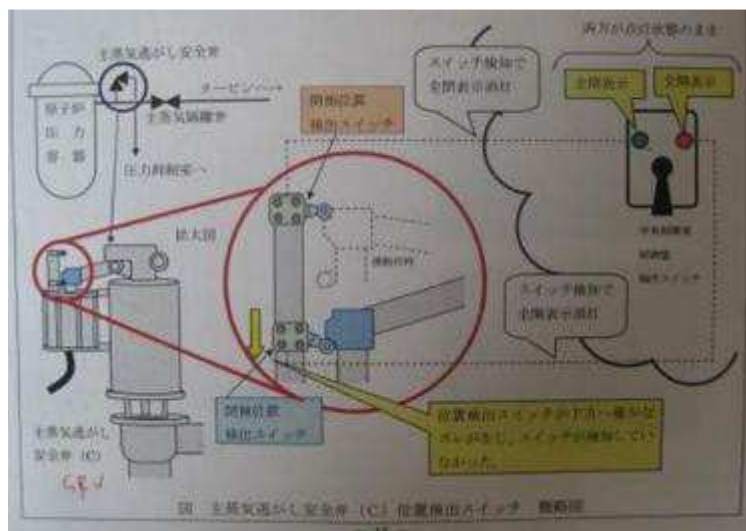


図 7-8 主蒸気逃がし安全弁上部のピストンアクチュエータ機構

7.3.6 ゲート留め具の傾き（ステンレス製のゲート）

3 号機原子炉建屋の燃料交換フロアでは、使用済燃料プールの水と、原子炉ウェルにつながるドライカナルおよび使用済燃料キャスクピットの水門を形成する垂直

のステンレス製水密ゲートに異常が見つかった（下図参照）。保守員の説明によると、ゲートの両側が水で満たされたとき、浮力によってゲートが持ち上がるのを防ぐため、大きなボルトでゲートの頂部を下に締め付けている。2箇所、ゲート上部の締め付けたボルトが緩んだと判明したが、プール壁に溶接された L 型保持具と、ゲート左右に高さ方向 4 箇所溶接された円筒形の棒によって、ゲートは適切な位置にあった。ボルトは回り継ぎ手アタッチメントの一方に傾いているのを発見された。ボルトまたはその部品の顕著な損傷や、ゲートのシールの漏洩のいずれもなかった。図中の燃料プール側のゲートの部品の絵は、ボルトを締めることでゲートを特定の位置からの浮き上がりに対し押し付けるカギ状のサポートを示す。図 7-9 参照

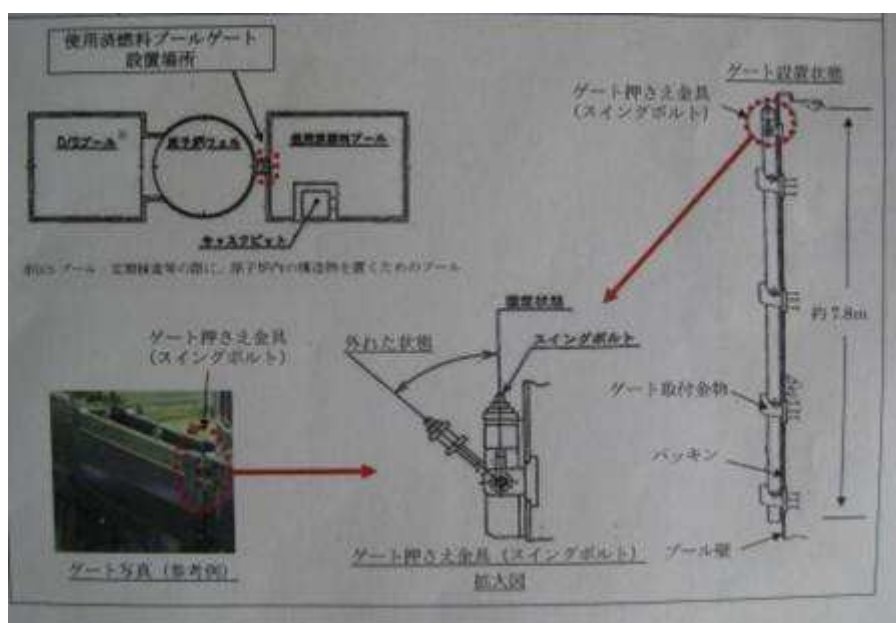


図 7-9 使用済み燃料プールゲート

7.3.7 地絡（直流 125V 回路）

125 ボルト直流回路での地絡により過電流が発生したが、1 号制御建屋、2 号制御建屋、3 号原子炉建屋内の種々のキャビネット内の、直流電源盤内のしゃ断器は接続されたままであり、これはしゃ断器の仕様と一致していた。津波で浸水したエリアにおいて、種々の機器の導体に海水が接触し、地絡が発生した。明らかに、1 号機の直流地絡によって、保護リレーの直流回路を含む A 系 6.9kV 開閉装置において、アークと火災の二次的な影響が発生した。

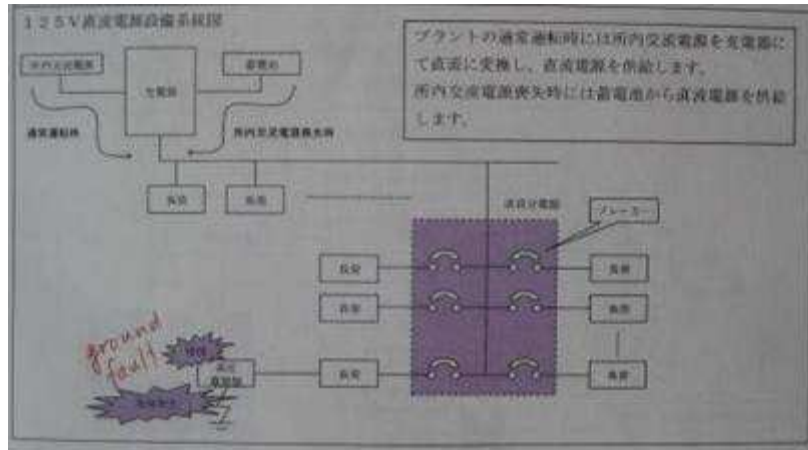


図 7-10 地絡損傷概略図

概略図は 125V 直流電源盤の地絡を示している。原因は明らかに、海水と補助建屋の浸水エリアに設置された装置の導体の接触であった。図 7-10 参照。

7.4 B クラスシステムの所見

B クラスシステムは S クラスシステムより下位の役割を持つ安全系のシステムで、下位の地震基準で設計されている。B クラスシステムの詳細なレビューはなされていないが、損傷を受けた B クラスシステムについては以下でレビューされる。全般的に、主要設備で唯一損傷を受けたのは蒸気タービンであったとすることができる。地震の後に操作されたことから、蒸気系をサポートしているタービンバイパスとタービン止め弁を含むシステムは損傷を受けていなかった。これらの調査結果は、これらのシステムと構造物の設計上の裕度を示している。

7.4.1 動翼摩耗と中間軸受損傷（蒸気タービン）

地震発生時、2 号機のタービン発電機は起動準備のため、ターニングギアにより低速で回転していた。回転中、タービン・ローターは油の膜に基本的には浮かんでいる。地震の後、中間軸受（スラスト軸受）は工場での点検、修理するために分解された。軸のベアリングは摩耗していると報告されたが、交換の必要はなかった。高圧タービンと低圧タービン A の間の中間軸受箱の基礎で、基礎部コンクリート表面（グラウト）は砕かれたが、グラウト除去後の点検によると、鉄筋コンクリート（強度鋼材）は全く損傷していなかった。軸受箱のベースプレートを固定しているボルトも、わずかに曲がっていた。低圧タービンの動翼が静翼のノズルと接触した所で、接触痕が認められた。2 号タービンの接触による損傷は、動翼、静翼の交換を必要としなかった。

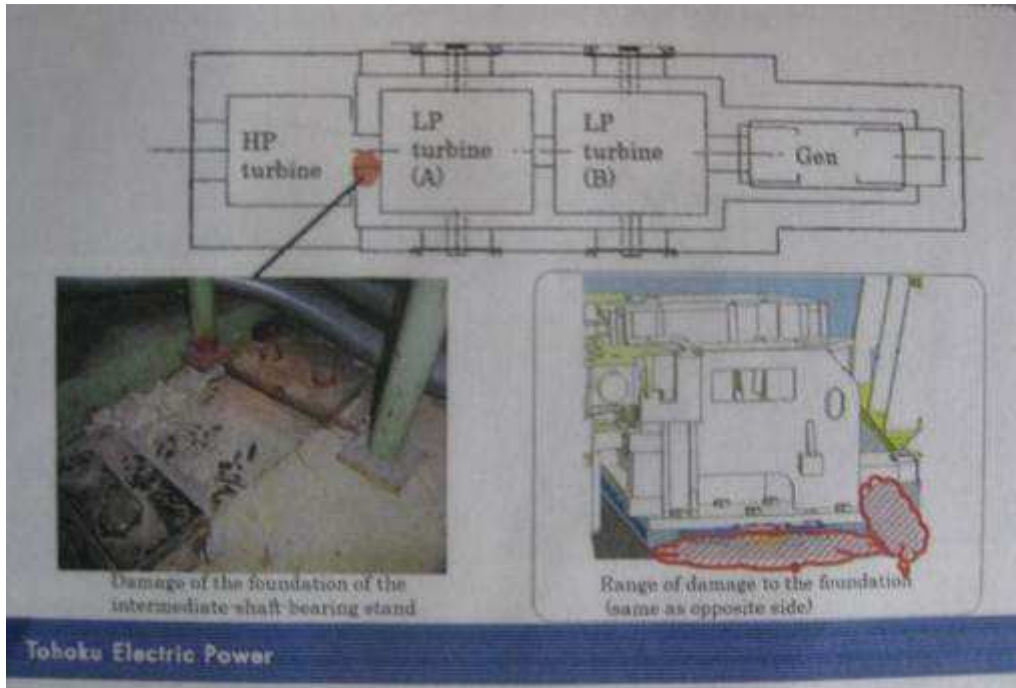


図 7-11 2号中間軸受基礎プレート下の破碎されたコンクリートグラウト

図は高圧タービンと第1段低圧タービンの間の軸受箱の砕けた基礎コンクリートの場所を示す。図 7-11 参照。

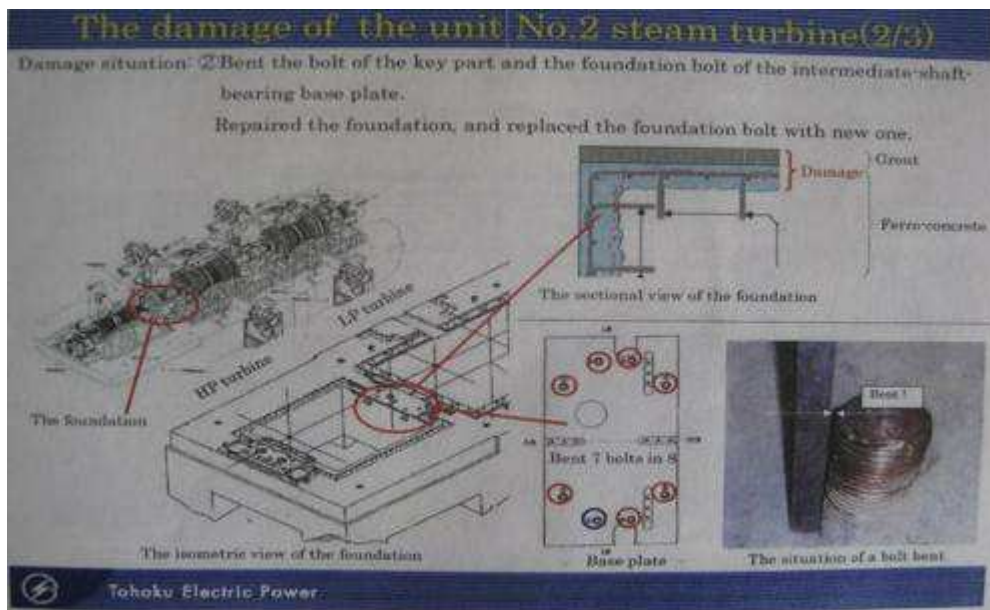


図 7-12 2号中間軸受基礎プレートのわずかに曲がったボルト

図 7-12 の写真は 2 号軸受箱のベースプレートのボルトの曲がりを表す。より極端な損傷は、地震時に定格速度 (1500rpm) で回転中の 3 号タービンで認められた。3 号タービンのスラスト軸受も工場では修理された。高圧タービンと低圧タービン A の間の軸受箱ベースプレートにおいて、ボルトが 3~6mm 程度延びた。回転するローターに埋め込まれた動翼は周囲のもの、たとえばノズル、と接触し、摩耗した。蒸気発生効率 (熱効率) の観点から、耐震裕度向上工事と翼交換作業の期間を考慮し、翼の一部を交換することが決定された。

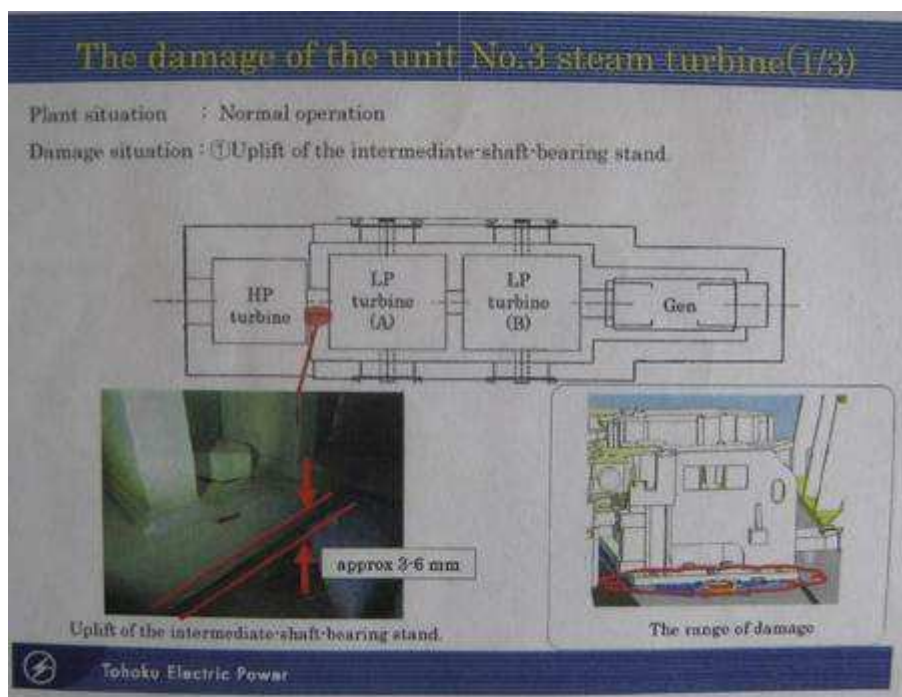


図 7-13 3号軸受箱の基礎プレートの浮き上がり

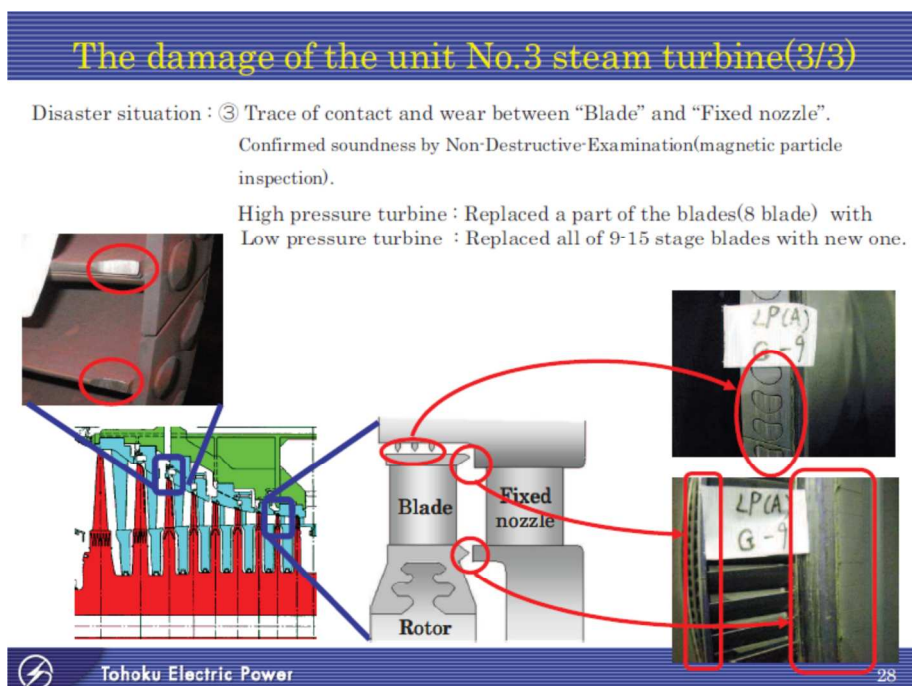


図 7-14 3号蒸気タービン翼の摩耗

回転するタービン動翼とノズルの接触により，3号高圧，低圧タービンのブレードの損傷に至った。図 7-13，図 7-14 参照。運転員は 1号タービンはまだ点検していないと報告した。

7.4.2 軸受と運転席フレームの損傷（天井クレーン）

1号および2号の原子炉建屋の天井クレーン上の運転席を支える鋼の支持フレームの一部で、曲げとひび割れが生じた。いずれの場所も、運転席はフレームの下で片持ち梁で支えられている。クレーンのレール高さにおける動きによって、片持ち梁が揺れ、鋼にひび割れが発生した。サポート・フレームの損傷が運転席の分離点に延びていたので、運転席が落下した場合に下方の燃料交換フロアの機器に重大な影響を及ぼす恐れもあったため、東北電力はフレーム補強といった対策を検討している。図7-15参照。



図7-15 天井クレーン

1号および2号の天井クレーンの運転席すなわちコックピットは、クレーンのメインブリッジに接続された鉄鋼のフレームから片持ち支持されている。両方の号機で、地震の間の運転席の揺れは鋼部材にひび割れを生じさせ、溶接修理が必要となった。

地震後、1号原子炉建屋天井クレーンはブリッジ移動の際、音を立てていることが確認された。しかしこの6月、車輪のギア駆動部内、4つの駆動車軸の軸受のうち1つが壊れていることが分かった。破損した軸受破片は図7-16に示すようにクレーン走行部の油受けの中で発見された。

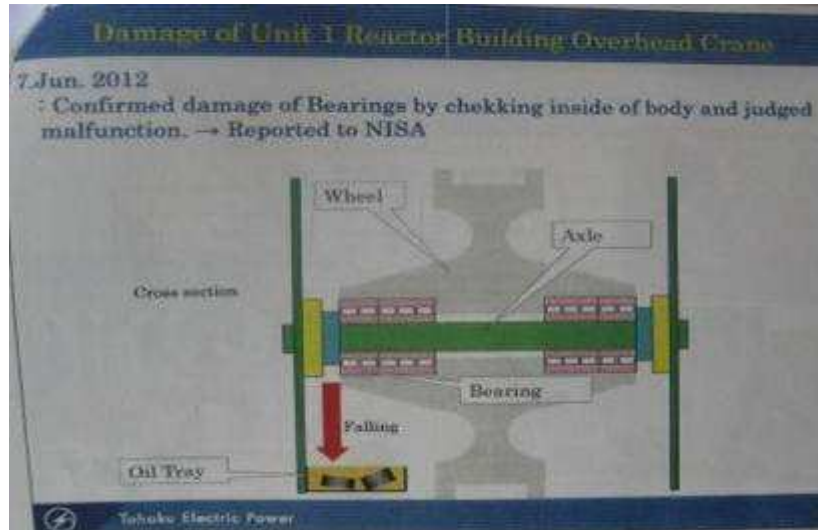


図 7-16 1号天井クレーンのレール車輪部品の油受けの中に軸受破片を発見

3号原子炉建屋のオペフロの天井クレーンはレール表面および駆動輪の引っかかり跡が示すように、地震の間そのレールに沿って明らかにスライドした。

7.4.3 ケーブル収納キャタピラの移動（燃料交換機）

3号原子炉建屋の燃料交換機のケーブルを収納しているキャタピラが、おそらく横方向のねじれにより移動した。図 7-17 参照。

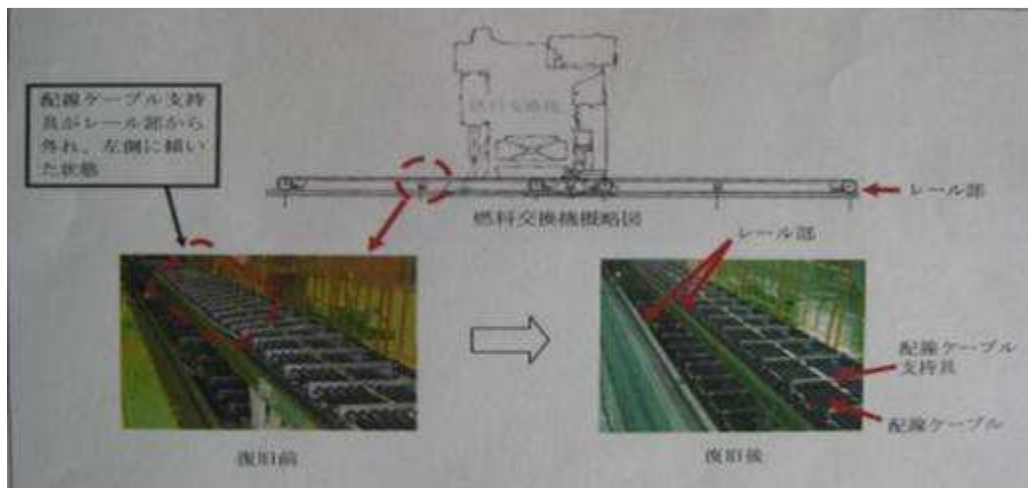


図 7-17 3号燃料交換機のレールから移動したケーブル収納キャタピラ

7.5 Cクラス系統の所見

Cクラス系統は安全系システムの約3分の1の耐震基準で設計されている。一般的な所見として、Cクラスの全系統は一部で損傷したものの機能は維持し、プラントに十分な耐震上の裕度があることを示した。この節ではシステムチームの所見をまとめる。報告された損傷は比較的軽微である。

7.5.1 避圧弁の作動（変圧器）

3月11日の地震時、全3基の主変圧器、1、2号機の起動変圧器、2号機の所内変圧器および補助ボイラー変圧器は避圧弁が作動し、変圧器タンク内の絶縁油のスロッシングによる過圧警報が鳴った。4月7日の最大余震の際、全3基の主変圧器および所内変圧器、2号機起動変圧器、補助ボイラー変圧器、励磁電源変圧器が上記と同様の事象を経験した。スロッシングによる油絶縁変圧器の圧力スイッチの作動は、地震時に発生する一般的事象である。

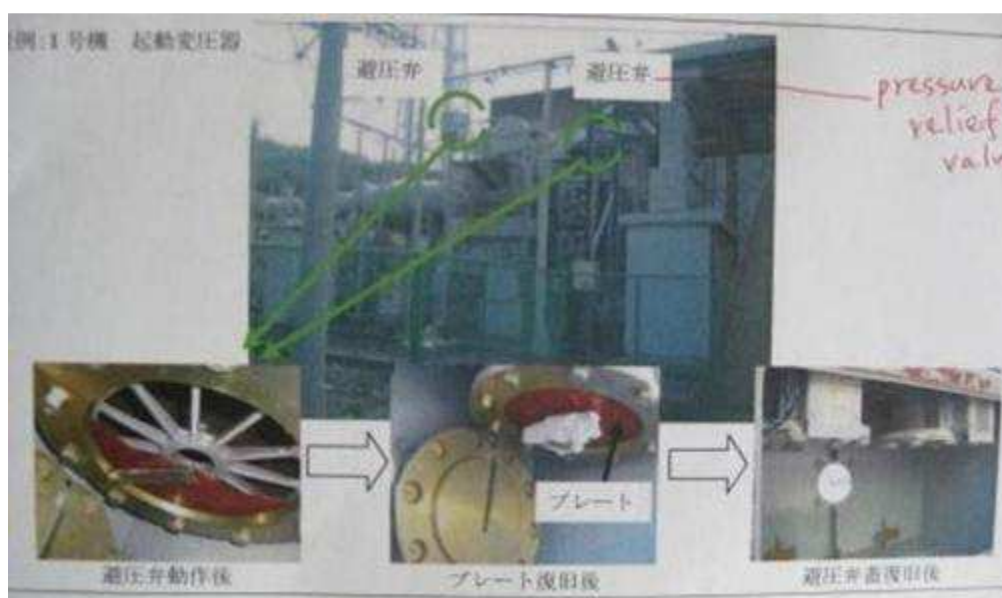


図 7-18 1号起動変圧器で作動した避圧弁（例）

写真は避圧弁の場所と、シールが開放した弁を示す。図 7-18 参照。

7.5.2 変圧器放熱器からの漏えい（起動変圧器）

2号機の起動変圧器の放熱器のフィンにひび割れが生じ、少量の油が漏れた。油のリークは変圧器放熱器では一般的であるが、通常片持ちにされた放熱器のフランジ接続部で発生している。放熱器配管付属物ではなく放熱器のフィンでリークが起こったことから、放熱器と隣接した鋼材が接触した可能性もある。図 7-19 参照。

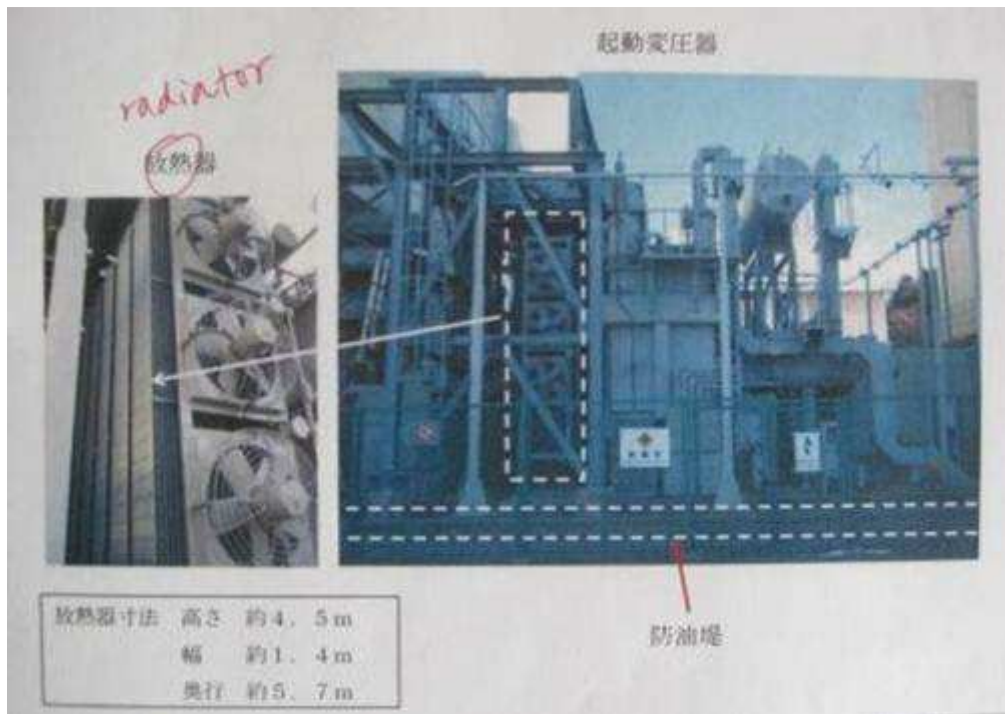


図 7-19 2号起動変圧器の放熱器フィン

リークはおそらく隣接した構造鋼材と放熱器の接触により、2号機起動変圧器の放熱器フィンに発生した可能性がある。

7.5.3 部分的な焼損（避雷器）

275kV 線の六フッ化硫黄（SF-6）開閉所の2つの避雷器で部分的な焼損が発生した。突然の過電流は2つの牡鹿幹線に接続された避雷器の揺れによって、励磁部分（分圧シールド）と避雷器エレメント（酸化亜鉛）の絶縁ギャップの減少により発生した。サージ避雷器は、より少ないモーメントアームと堅い耐震サポートを持つ、耐震性のある改良型に交換されていた。図 7-20 参照。

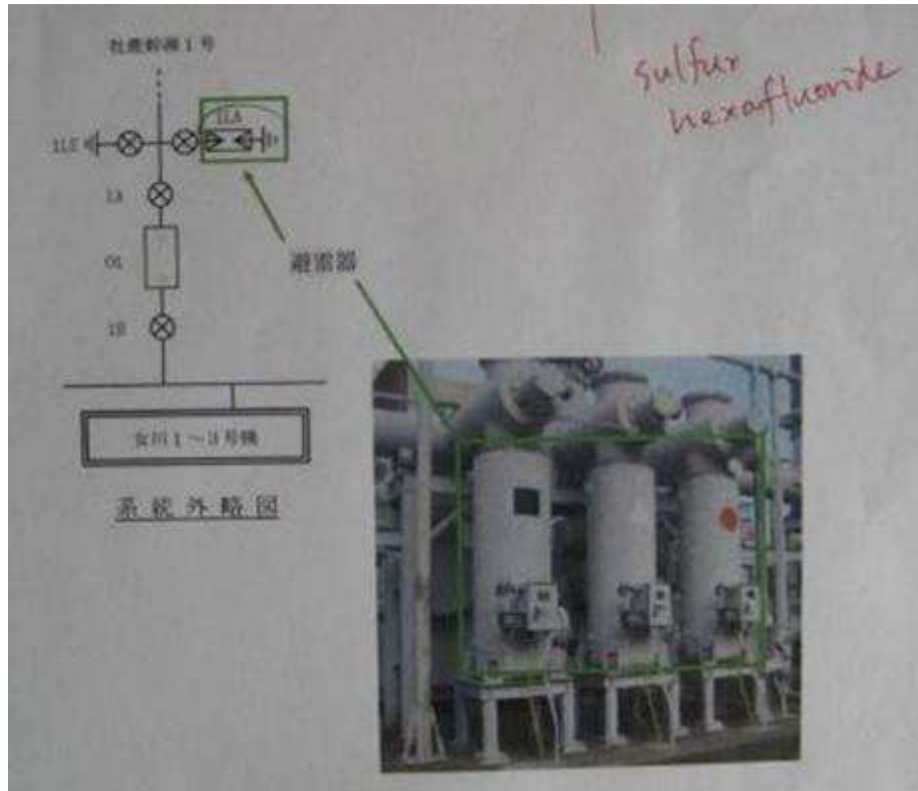


図 7-20 275kV 線への SF-6 系サージ避雷器の概略図および写真

7.5.4 過電流焼損 (6.9kV 電源系)

1 号の 6.9kV (大きなモーターのための電圧) 電源系には 5 つの開閉装置アセンブリ (全 3 号機の単線結線図は下を参照) がある。1 号機の非安全系電源の A 系は垂直ラック型しゃ断器で構成され、安全系のように水平ラック型しゃ断器ではなかった。垂直ラック型しゃ断器の揺れにより、ブレーカー上部の母線とキャビネット鋼板でバスクランプを囲んでいる絶縁体を破損させた。地絡と短絡の火花により、キャビネット内で小さな火災が発生し、キャビネット内でケーブル絶縁体と他の幾つかの可燃性材料が焼損した。このアークと火災による損傷は A 系のしゃ断器を使用不能とした。起動変圧器の保護リレー動作により、1 号で外部電源が喪失した。図 7-21、図 7-22 と図 7-23 参照。

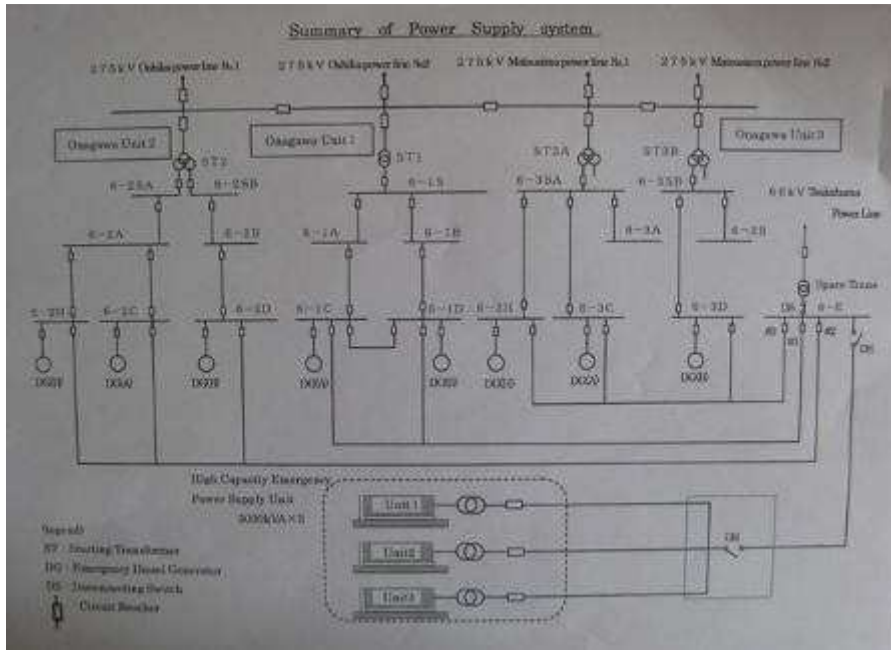


図 7-21 損傷した 1 号 6.9kV の A 系を含む，女川発電所への電力供給の電気単線結線図

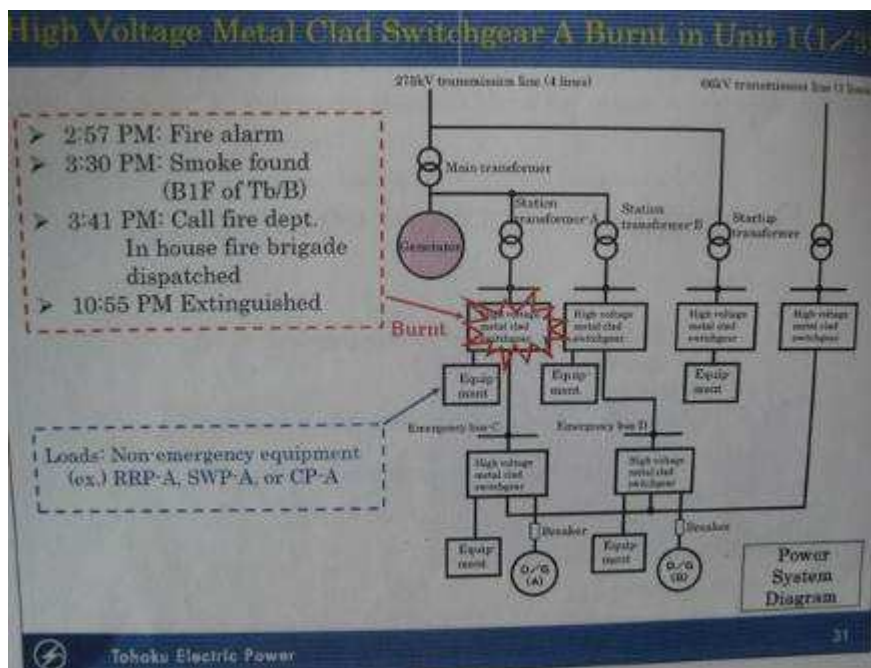


図 7-22 簡略単線結線図と A 系 6.9kV しゃ断器地絡からの火災事象シーケンス

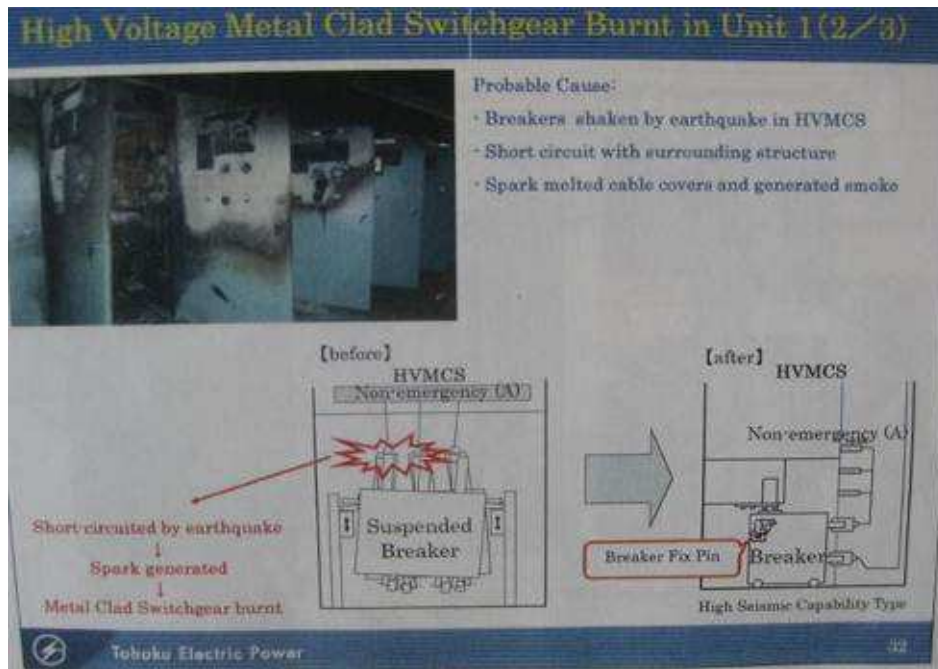


図 7-23 垂直ラック型しゃ断器を損傷させた地絡の写真およびイラスト，東北電力提供

7.5.5 ヒューズ焼損（120V 交流回路）

1号主制御盤で，1号ほう酸水タンク水位検知系の信号変換器に電源供給している120ボルト交流電源回路のヒューズが焼損した。運転員によるとヒューズ焼損を引き起こした120V回路のサージ電流は，1号開閉装置A系の地絡と火災の二次的な影響であると推定された。

7.5.6 転倒設備（CRT）

2号機中央制御室において，固定されていないCRTモニタ1台が主制御盤から倒れた。運転員がそれを再び立てたすぐ後，運転員はモニタによって港湾エリアの津波光景を目撃した。1号機の燃料交換機制御室において，固定されていないモニタ1台がラックから倒れた。図7-24参照。3号機原子炉建屋の燃料交換機制御室の机において，固定されていないロジックコントローラ（地上操作装置）が倒れた。



図 7-24 固定されていない機とラック設置設備

7.5.7 指示不良（燃料交換フロア放射線監視システム）

3号機の中央制御室制御盤において、燃料交換フロア放射線監視システム用ストリップ・チャート記録計（耐震 C クラス）の交換が必要となった。この記録計は、原因不明だが地震後使用不能となっているのが見つかった。（記録計は非安全系だったので、損傷や原因の調査をせずに交換された）

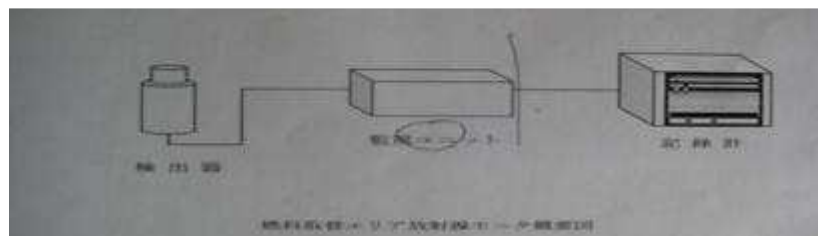


図 7-25 燃料交換フロア放射線モニタ，信号調整器，記録計の概略図

交換が必要となった 3号機中央制御室の燃料交換フロア（オペフロ）放射線モニタ，信号調整器と記録計の概略図を図 7-25 に示す。

7.5.8 ラッチの曲がり（原子炉遮へい壁ハッチ）およびプラグの移動（コンクリート遮へい）

3号機で使用済み燃料キャスクピットと使用済燃料貯蔵プールから水の侵入を防ぐスライディングゲートは、キャスクピットが水で満たされた際、浮力によりゲートが持ち上がるのを防ぐため、その上部に締め付けボルト対がある。地震の際、プール水のスロッシングでゲートが持ち上がり、ボルトが緩んだ。3つの原子炉建屋の7つのドアで、ハッチの鋼製ラッチで曲げが観察された。ラッチの曲げは、2号機および3号機の原子炉熱遮へい壁を通る、給水ラインの貫通部を含む点検ハッチで観察された。図 7-26 参照。



図 7-26 ハッチの鋼製ラッチでの曲がり



図 7-27 コンクリート製遮へいプラグ

レール上のハッチのすべり挙動によってロック装置が損傷し、2号機原子炉格納容器の機器ハッチのコンクリート遮へいプラグが移動した。図 7-27 参照。

7.5.9 埋設配管損傷（消火配管）

図 7-28 に示す 1 号埋設消火用配管の一部でのみ、配管損傷が確認された。敷地周りで顕著であった地盤沈下により損傷したものと考えられる。すべての安全系の配管は損傷を予防するためコンクリートの経路内に納められている。

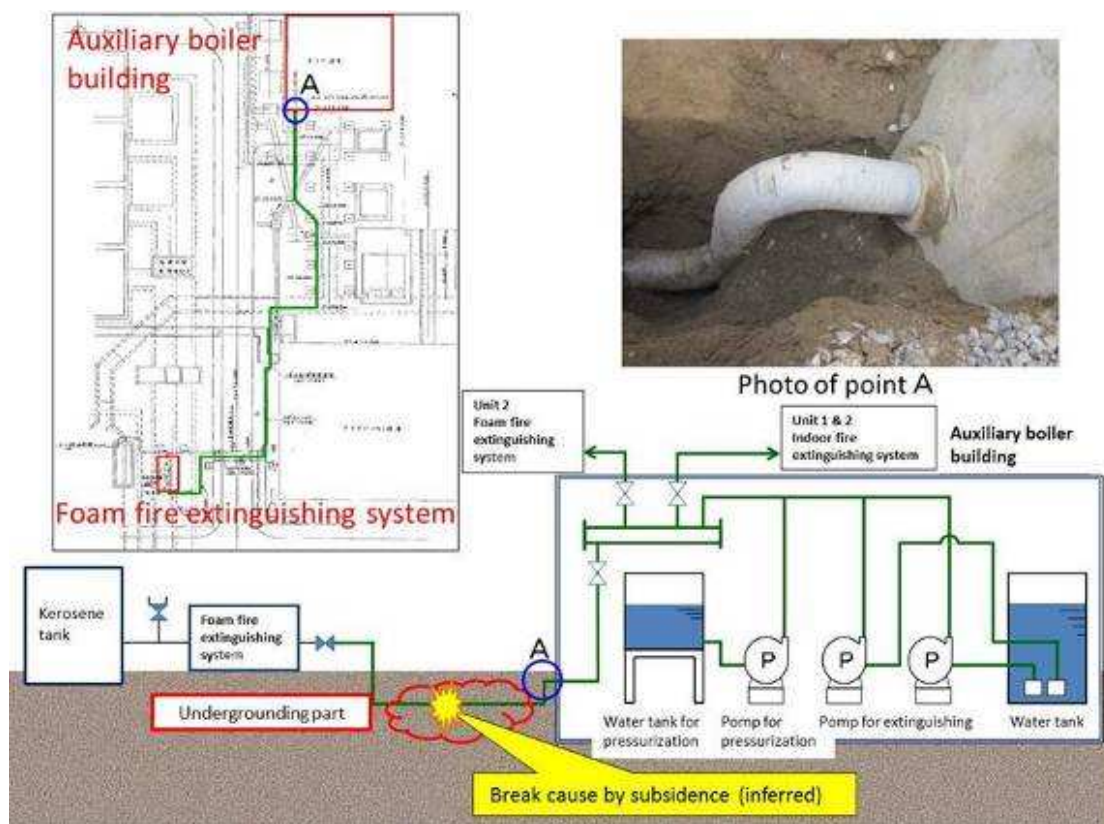


図 7-28 消火系配管損傷

7.5.10 その他

1号機タービン建屋の6.9kV垂直ラック型しゃ断器の明らかな揺れにより、機構を通してしゃ断回路に繋がるスイッチを押すインターロックローラーの位置をずらした。図7-29参照。それ以外では、スイッチギアは損傷していないと報告された。

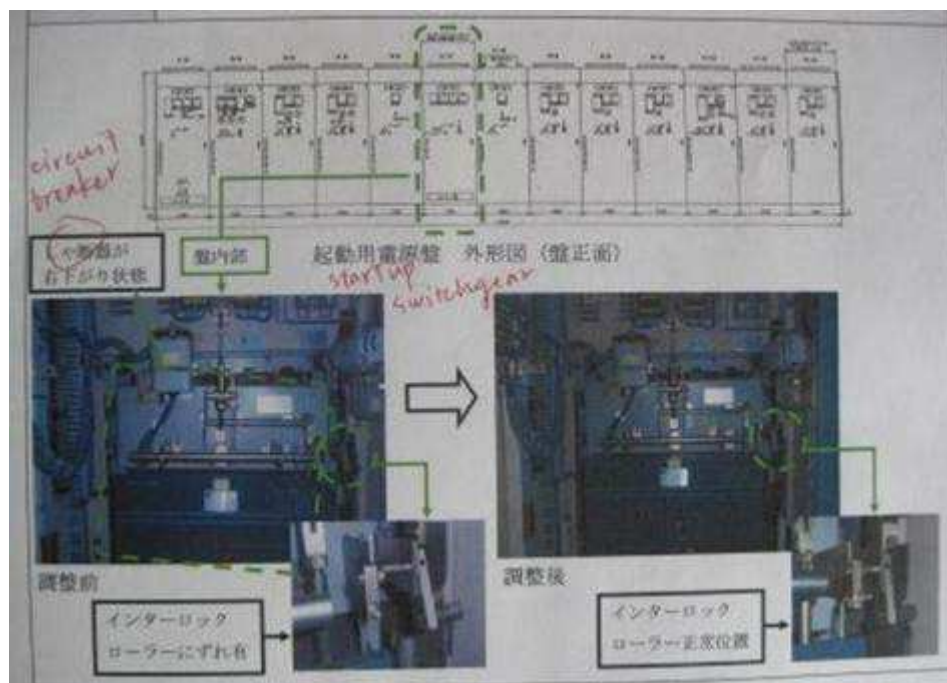


図7-29 しゃ断器接続のためにスイッチを押すインターロックローラーのずれ（左），調整後のインターロックローラー（右）

放射線モニタリングポスト No.6（敷地境界に沿って敷地内に設置している6つのポストのうち1つ）は、モニタリングポスト局舎内のラックに据え付けられている測定装置と変換装置からのケーブルの接続部が緩んだことにより、中央制御室への信号を失っていることが判明した。この事象にも関わらず、コンピューターシステムによるNo.6放射線モニタリングは、他のケーブル線（この系統には断線はなかった）によって適切に機能を維持した。

地震と津波によって、敷地から8km内に分散設置された全4基の放射線モニタリングステーションの電気および信号変換ラインが損傷した。4つのモニタリングステーションは稼働可能であると確認されたため、電気および信号の復元作業の後、放射線モニタリングとホームページ上へのデータ公表を再開した。

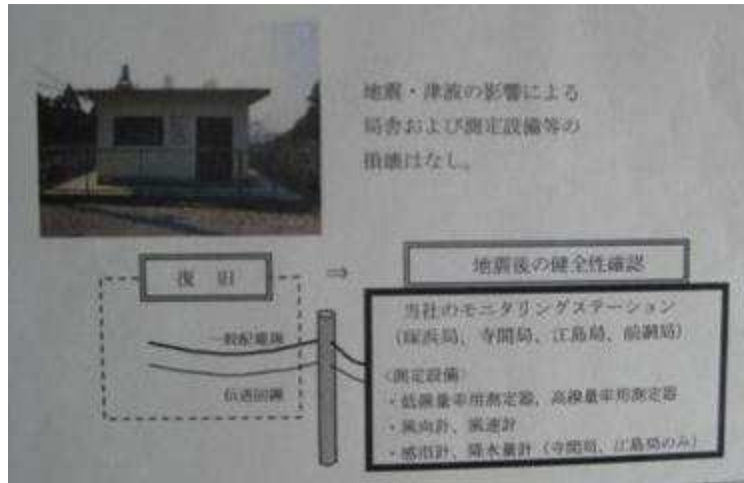


図 7-30 放射線モニタリングステーション

海水放水口の近くの沖合に位置する放射線モニターは、津波によって流された。

7.6 その他の所見

7.6.1 燃料チャンネルボックス損傷

東北電力は燃料チャンネルボックス損傷の一事業をNISAに報告した。根本原因調査は完了していなく、原因はNISAに報告されていない。損傷は単に燃料チャンネルボックスに発生しており、燃料棒そのものではない。燃料チャンネルボックス頂部に溶接された板に損傷があった。燃料チャンネルボックスは燃料に冷却水路を形成するが、損傷は機能に全く影響を与えなかった。燃料棒は地震時に損傷を受けなかった。地震後の燃料 SHIPPING の際に、新たな損傷は全く検知されなかった。

7.6.2 地震以前の燃料リーク

地震より前に、3号機では燃料リークがあった。地震後の点検で、一つの燃料ピンでリークしたことが確認されたが、地震で引き起こされた損傷は全くなかった。

7.6.3 燃料チャンネルボックス損傷の推定原因

東北電力の社内調査は終了していなく、損傷原因の予備的な評価はまだない。根本原因調査が完了する前には、結論を導かないということは重要である。燃料チャンネルボックス損傷の根本原因は、たいてい各事象特有であり、一般的な結論が導かれることはないだろう。

7.7 機器損傷と機能喪失のまとめ

驚くべきことに、そのシステムを動作不能にするところまで損傷を受けた機器は6つだけであった。これらの機器は、6.9kV 開閉装置1基、蒸気タービン2基、ほう酸

水タンク水位監視システムのヒューズ1つ，放射線監視システムのチャート記録計1台，ホイール軸受損傷により機能喪失した天井クレーン1基である。地震が3機の何千もの機器を厳しい振動にさらしたことを考えると，これは驚くべき機能維持率である。しかし，全般的に機器は標準的な産業設備と同じであるのにも関わらず，女川のプラントにおける機器はその補強や固定によって，疑う余地なく地震時の機能維持機会を向上させたことを記しておくべきである。

下の表は，東北電力から提供されたリストに含まれる，損傷および機能喪失事例の要約である。

表 7-1 損傷や機能喪失のまとめ（地震振動によるもの）

損傷や機能喪失の原因	事象数	耐震設計クラス	コメント
主蒸気逃がし安全弁位置スイッチのずれ	1	S	地震動によると思われる位置スイッチのずれにより，1号制御室で間違った指示が表示された。（閉表示であるべきところ，中間開度表示。排気配管温度，原子炉圧力容器圧力から弁の閉状態を確認）
ゲート留め具*の傾き	2	S	3号原子炉建屋使用済燃料プールでゲート留め具の傾きが確認された。（漏えいや留め具の損傷無し） *：ウェル水張り，水抜き時などプールゲート前後の水位差が少ない時期のゲートシール漏えい量を抑える為の留め具。使用済燃料プール満水・ウェル水抜き状態では，必要なし。
地絡（直流 125V 回路）	8	S	直流 125V 系の電流サージは，主に間接的な津波影響としての海水接触，あるいはアークと火災の二次的な影響としてのケーブル絶縁焼損により引き起こされた
翼摩耗，中間軸受損傷（（2，3号）蒸気タービン）	5	B	動翼と静的なノズル・ダイヤフラムの摩耗，タービン中間軸受（スラスト軸受），ソールプレートおよびその取り付けボルトの塑性変形が揺れの強さを表している。
シャフト軸受，運転席	3	B	1，2号原子炉建屋天井クレーン運転席

フレーム損傷（天井クレーン）			を支える鋼製フレーム部分でひび割れがあった。（補強策を検討中） 1号原子炉建屋天井クレーン駆動シャフト軸受で損傷が確認された。	
ケーブル収納キャタピラ移動（燃料交換機）	1	B	3号燃料交換機のケーブル保持キャタピラの移動はアンカー点のずれによると思われる。	
避圧弁動作	主変圧器	3 (3.11 地震)	C	全3基の変圧器で、変圧器タンク内絶縁油の揺動（スロッシング）によって避圧弁が（設計どおりに）動作した。
		3 (4.7 余震)		
	起動変圧器	2 (3.11 地震)		
		1 (4.7 余震)		
	所内変圧器	1 (3.11 地震)		
		3 (4.7 余震)		
補助ボイラー用変圧器	1 (3.11 地震)			
励磁電源変圧器	1 (4.7 余震)			
変圧器放熱器のリーク（起動変圧器）	1	C	地震時の変圧器放熱器からのリークは一般的である。大抵はラジエーター重量を支えるフランジ部で発生する。	
部分的な焼損（避雷器）	2	C	275kV 超高压送電線牡鹿幹線開閉所の2つの過電流サージ避雷器で部分的な焼損が発生した。（震災翌日、使用に耐えることを確認し復電）	
過電流焼損	1	C	地震により（同型の）高圧しゃ断器での発生が懸念されていた事象。（次回定検での）交換を計画。	
ヒューズ焼損（120V 交流回路）	1	C	1号常用制御盤で、1号ホウ酸水タンクのレベル検知系の信号変換器に電源供給している120ボルト交流電源回路のヒューズが焼損した。（火災の影響の可能性有り）	
設備の転倒（CRT, 地上操作装置）	2	C	固定されていない設備の転倒は2例のみ報告されているが、設備の転倒は他	

			の場所でも見られただろう。
指示不良（燃料交換フロア放射線監視システム）	1	C	3号主制御盤記録計損傷が制御系への直接的な揺れによる損傷の唯一の事例である。（監視機能は正常）
ラッチの曲がり（原子炉遮へい壁点検扉）、プラグの移動（格納容器生体遮へい）	5	C	（2, 3号原子炉遮へい壁点検扉および2号格納容器生体遮へいプラグの）ロックおよびラッチ機構の曲がり揺れの強度を示している。
埋設配管損傷（消火配管）	1	C	1号埋設消火配管の一部で配管損傷が確認された。（消火系の圧力は維持されており、消火活動に支障無し）
（制御棒駆動機構落下）事故時に（落下量を制限する）支持装置のずれ	3	C	地震により制御棒駆動機構下の支持装置がずれたが、元々の機能は維持されていた。
揺動（スロッシング）によるトリップ	3	B	全ての事例において、揺動（スロッシング）は燃料プール冷却浄化系ポンプをトリップさせたが、運転員は中央制御室での温度監視により使用済み燃料プールの温度トレンドが即座に増加していないことを把握していたので、彼らは十分な時間余裕を持ってポンプを再起動することができた。
その他	7	C	（港湾部および構外の）幾つかの放射線モニターが（津波による浸水あるいは設備の流出により）信号を失った。

7.8 津波影響のレビュー

女川原子力発電所は、13.6mの津波を受けた。14.8mの敷地高さによる津波防護は、3月11日の事象の間、プラントパフォーマンスの鍵となった。最初の津波は15:21、地震の35分後に発電所サイトに到達し、全3機のトラベリングスクリーンを含むコンクリートのピットを浸水させた。図7-31参照。

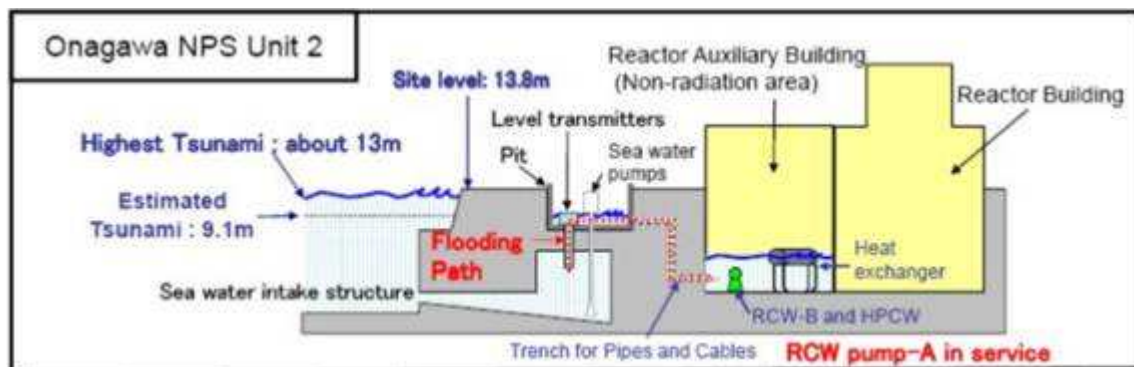


図 7-31 海水取水路と海水ポンプピット

津波高さによって、2号海水ポンプピットの床スラブ下の取水路内に正の圧力を生じ、取水路超音波水位計コンテナ内に海水が浸入した。津波はまた、取水路の開口部を通じて、3号タービン海水ポンプ室を浸水させた。水位計の電気回路に水が接触し、主復水器の大きな循環水ポンプは自動停止した。

時系列:

2011年3月11日

14:46 地震

15:21 津波襲来

15:22 水位低でCWPトリップ（トランスミッタのショート）

15:25 RCW(B)室のSWSDトリップ

15:29 HPCW室のSWSDトリップ

15:34 RCW(B)トリップ

15:40 エレベータ室のNSDがRSW(A)トレンチのドレン開始

15:40 RCW(A)室のSWSDがRSW(A)トレンチのドレン開始

15:41 HPCWトリップ

15:45 ポンプピットを含むエレベータ室の浸水によりNSDトリップ

RSW(A)トレンチの水の除去は12分間（15:29から15:41）で非常に少ない。HPCW室の水位は1m以上に上昇し、1.5m位置のケーブルトレイがHPCW室からRCW(A)室にリークし始める。

16:50 RCW(A)室の浸水によりSWSDトリップ

20:00 地下階排水のため階段室に仮設ポンプ設置

20:00 RSW(B)ポンプピットを調査。空であった。

24:00 RCW(A)の遠くの角に仮設ポンプを設置

3月14日階段室とHPCW室のドアが開けられた

3月16日全ての水が除去された。3月16日RCW(B)室のドアが開けられた。

3月16日高い水位の痕跡の調査

7.8.1 2号機における浸水

2号機では、超音波ウェットウェル水位計が原子炉補機冷却海水系（RSW）B系のピットに設置されている。取水路内の正の圧力が、ポンプピット床に設置された水位計の鋼製容器を開放した。加圧された取水路からの水が、ポンプピット床を貫通している水位計容器を通して流れ込んだ。RSW（B）ピットの浸水は、やがてRSWポンプ電動機の下にまで到達した。浸水した海水はB系トレンチを通過したが、そこには配管およびケーブルが設置されており、原子炉建屋補助エリアと海水ポンプピットが繋がっている。2号機の浸水経路は図7-32に示すとおりである。

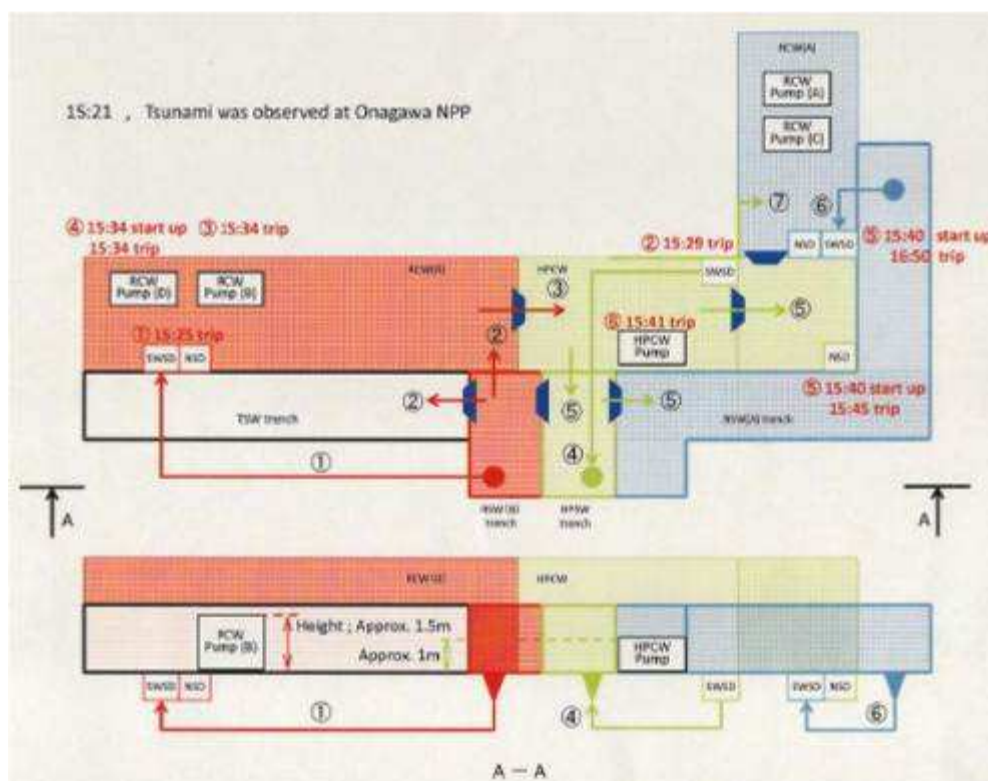


図 7-32 2号機浸水経路

2号機のRSWのB系ピットを浸水した水は、配管、ケーブルトレイのトレンチを伝って原子炉建屋補助エリア地下階に伝播した。それゆえ、原子炉補機冷却水系（RCW）B系熱交換器およびポンプ室、高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）熱交換器およびポンプ室は高さ2.5mまで浸水した。2号機のRCW（B）は、RHR（B）を冷却し、また6.9kVの非常用電源母線に供給する2台のディーゼル発電機のうち1台を冷却する。HPCWは、2号機の高圧炉心スプレイ（HPCS）へ非常用電力を供給するディーゼルを冷却する。RCW（B）ポンプとHPCWポンプの浸水は、それゆえに、HPCSディーゼル発電機を含む2号機の3台の非常用ディーゼル発電機の1台の停止原因となった。2号機の停止操作において、1つの送電線からの外部電力が使用され、更に他の号機間で非常用母線のタイラインがあったが、これは使用されなかった。外部送電線から電気の供給が継続していたので、2号機ディーゼル発電機（A）だけが待機状態で運転していた。したがって、2台のディーゼル発電機の喪失は、2号機の交流電源運用に影響を与えなかった。2号機の非

常用電源は1および3号機ディーゼルから、号機間6.9kV母線のタイラインにおけるしゃ断器を閉じることで供給が可能であったことを記さなければならない。

海水レベルのトランスミッター箱を貫通した水は図7-33に示されている。

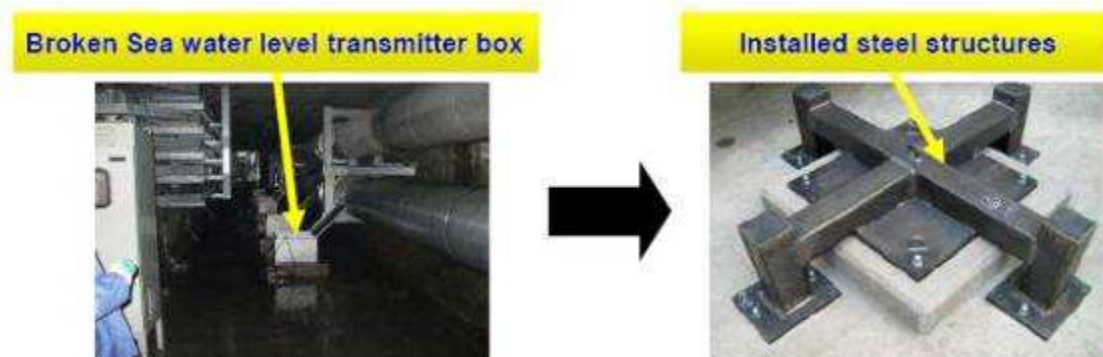


図 7-33 2号機の壊れた海水水位トランスミッターボックスと新しいタイプのトランスミッターボックス蓋

3号機の建設期間中に、海水取水路構築物の水位計測の新しい要求事項が規制当局により決められた。安全系機器のためにCWPをトリップし、取水路内の水を保護することが目的である。この新しい要求事項を満たすため1号および2号はこの（水位計の）設置が要求された。超音波水位測定点がそれぞれの取水路トンネルに設置された。取水路の末端は6つのトンネルに分割されている。1号機と3号機ではトラベリングスクリーンを含むピットに設置された。2号機ではトラベリングスクリーンのピットにスペースがないことから、RSW(B)のSクラスの機器とともに設置された。図7-34参照。

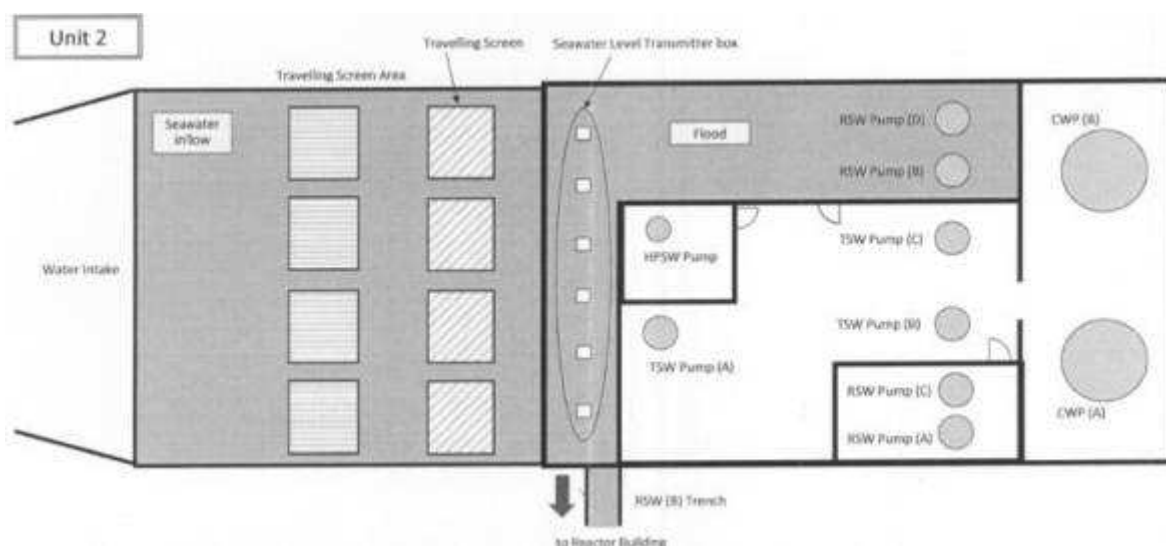


図 7-34 2号海水取水ピット

RSWの配管とケーブルトレイの壁貫通部が、床から約1.5m高さにある。水は配管貫通部とケーブルトレイ貫通部を通過してRSW(B)のトレンチに流入した。これらの貫通部は、配管の周りに10cmの隙間があり、障害物のない経路である。RSW

トレンチでは、水除去のためのサンプドレンがある。このドレンは、RSW室のサンプポンプに接続されている。この（浸水による）水圧と水量はたちまちサンプポンプを覆い尽くし、サンプピットを満杯にした。水位高警報が設定されており、ポンプ停止はサンプピットの底から約10cm上方に設定されていた。水が水位高警報に到達したとき、サンプポンプは停止した。浸水後の点検によると、RSW配管のR/Bへの貫通部の樹脂シールは損傷し、内側に曲がりさらに流れ込みエリアを増加させていた。図7-35参照。



図 7-35 RSW ピットから RSW トレンチへの配管貫通部
2号機で樹脂シール（壁貫通部と RSW 配管の間のダークグレイの環）が
3/11 の津波の後設置された

9分間で水位はRCWポンプが設置されている地下階の床から1mに到達した。水密扉にもかかわらず、水は隣接したHPCWを格納する部屋に伝播した。HPCW室のサンプポンプは水位高の指示により停止した。水位高はRCW室サンプポンプ停止4分後、床から1.5mに設置されているRCW停止5分前に到達した。扉は金庫室タイプであり、鋼製の枠で支えられたネオプレン（ゴム）の縁を備えている。図7-36参照。所員は（地震から）5日後、十分な水を取り除いたあとに実施した調査の際、この扉は閉まっていたと述べた。彼らはまた、事象の後、扉の水密性の調整が必要だったと述べた。



図 7-36 2号機の水密扉 海水ポンプピット（左），RCW 熱交換器室（中央，右）

この事象は水密扉の機能が十分でないことを示した。いずれのタイプの水密扉も唯一 1 方向（閉方向）の水密として機能する。図 7-36 参照。赤色の扉は人員用で、緑色の扉は、真ん中の人員用の小さい扉（開側表面にオレンジ着色）と、機器用の約 4m×4m かそれ以上の大きなフレームの扉の 2 つから成り、より長い絶縁物があるためリークし得る。サンプドレン系の配管も、異なる部屋やトレンチへの浸水拡大の一因であった。

HPCWからの水は流れ続け、他の水密扉を通り、エレベーターと階段室を含む部屋の3番目のサンプポンプを停止させた。HPCW室からHPCWトレンチへの壁に配管貫通部がある。貫通部のゴムシールはトレンチ側に押し出され、明らかな流路を形成した。

エレベーターエリアの浸水は、RCW（A）室への2番目の金庫タイプ水密扉の同じ貫通部により発生した。

水位は、階段室を通してポンプでくみ上げたときに、RCW（B）室、HPCW室、階段室の3部屋で同じ割合で減少した。

RCW（A）室には、浸水エリアからRCW（A）室への水の通り道が3つある。1番目は、緑の水密扉で外部からの水の流入の阻止は目的どおり機能した。RSW（A）のトレンチのサンプドレンはRSW（A）のサンプピットにつながっている。最後の経路は高さ1.5mにあるHPSW室からのケーブル通路である。仮に水位が1mを超えた場合、RCW（A）ポンプはトリップする。運転員は、RCW（A）室の浸水を検知し水位を低く保つために可搬型ポンプを持ち込んだ。幸いにも、外部交流電源が使用可能で、RCW/RHR2系列のうちの1系列が機能維持された。

7.8.2 1号機における浸水

1号機のトラベリングスクリーンを含むピット（除塵ピット）は浸水した。水はピットの床の4箇所大きな開口部から浸水した。図7-37にグレーで示した部分が浸水した。CWPは1号起動変圧器の停止によりトリップした。CWPは外部電源喪失と超音波水位計の短絡により後々まで使うことができなかった。

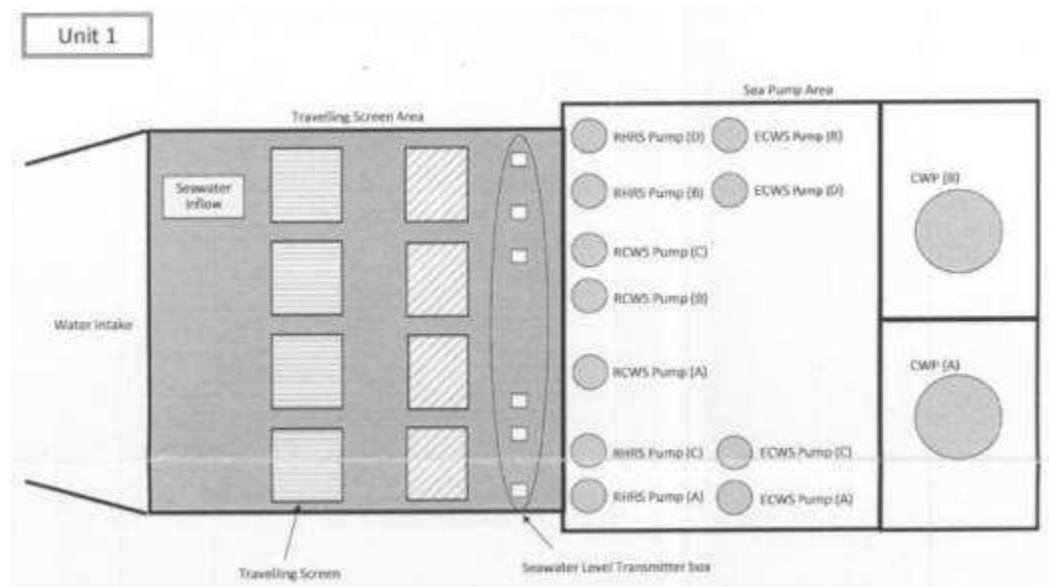


図 7-37 1号海水取水ピット

7.8.3 3号機における浸水

3号機のトラベリングスクリーンを含むピットは浸水した。図7-38に示すように水はピットの床の4箇所大きな開口部から浸水した。TSWポンプA、B、C号機があるピットは開口部により浸水した。TSWはタービン系に不可欠なタービン冷却設備の海水側である。浸水エリアはいずれも原子力の安全性に影響するものではなかった。図7-38にグレーで示した部分が浸水した。トラベリングスクリーンエリアの水位計の浸水により循環水ポンプ（CWP）がトリップした。この短絡はCWPの起動を妨げる水位低の警報を出し続けた。また、CWPに冷却水を供給するTSWポンプの浸水と短絡という2番目の理由によってCWPは再起動できなかった。

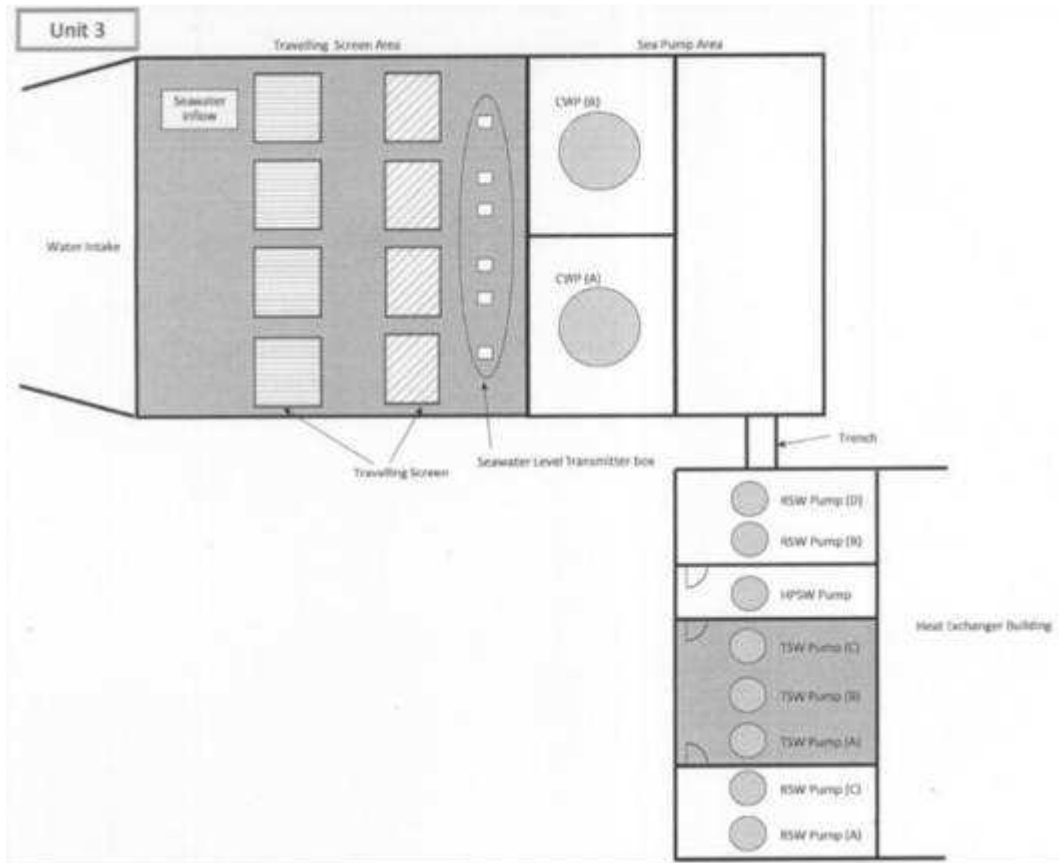


図 7-38 3号海水取水ピット

このことは、1号機も3号機も冷温停止に到達するための炉心冷却の通常システムを使えなかったことを意味した。両号機ともRCICを手動起動し、圧力容器を減圧し、RHRを運転した。

7.8.4 津波による浸水のまとめ

津波による浸水は、システムの冗長性に影響する、またその時に崩壊熱の除去を要求される（安全系の）RHRの機能低下を招く共通要因事象を生じさせた。起こり得る一時的な最終熱除去能力の喪失は、2号機のただ一つのRHRシステムの運転で起こり得た。2号機は起動途中で、原子炉はまだ臨界に到達していなかった。これはシャットダウン以降の崩壊熱除去のための冷却の要求は、大きくはないことを意味した。

7.9 損傷の所見のまとめ

以降の節では女川原子力発電所に対する2011年3月11日の地震影響の主要な観察の要約である。所見はおおよそその重要性の順に説明される。このプラントで観察されたすべての影響を記載している訳ではないが、安全性への重要性がより大きなもの、または地震による損傷によりプラントに損失となるもの（修理費、停止期間）については記載している。

7.9.1 システムにおける地震損傷

システムチームの3つの号機の調査に基づくと、地震により安全機能に影響を与える機器故障はなかった。1つの号機の直接の外部電源受電を喪失したにもかかわらず、プラントは安全に停止した。軽微な損傷だけが非安全系の系統で特定された。より低い耐震設計要求のBクラスおよびCクラスへの損傷の痕跡が限定的であったことから、耐震設計の頑健性は相当あったと考えられる。

(浸水ではなく)地震の揺れによる機器に対する最も重大な損傷は、6.9kV開閉装置の故障であった。非安全系のタービン建屋開閉装置内の垂直型のしゃ断器は、しゃ断器の揺れと上部の母線クランプ周りの絶縁物損傷によって、短絡とそれに続くアークを発生させた(プラント系統と機器に対する61の文書化された影響を論じた節の図を参照)。短絡のアークは隣接する3,4体のキャビネットを焼損させながら開閉装置内を焼損させた。開閉装置の焼損は、1号機タービン建屋の2つの6.9kV共通母線のうちの1つを喪失させた。短絡によって誘発されたサージは最終的に直接の外部電源喪失につながる起動変圧器の保護を引き起こした。これは非安全系のタービン系の一部を停止させた。しかし、電源を失ったタービン建屋の機器のほとんどは、ひとたび発電所が停止したら稼働を求められない機器であった。

原子炉建屋の安全系に供給する6.9kV開閉装置でも同様の損傷があった場合、安全系の1系列が機能喪失していたかもしれない。基本的に片持ち梁で支持された部分が、主として上部の母線との接続部によって揺れが抑制されたことにより、しゃ断器の損傷は悪化した。プラントの安全系に電源供給するスイッチギアはより耐震性のある水平型ラックのしゃ断器であり、母線との接続はしゃ断器の後ろ側で、しゃ断器の重さは、鉄筋コンクリートに固定された金属板に溶接されたチャンネルベースにボルト締めされたキャビネットの水平レールにより支えられる。

しゃ断器の損傷の主要な影響は、1号機の起動変圧器のトリップである。したがってしゃ断器の損傷の影響により、1号機非常用ディーゼル発電機による所内電源供給が要求された。

最も保修が高価な損傷は、おそらくブレードの磨耗とボルトの曲がり、2号機および3号機の高圧および低圧タービンAの間のスラスト軸受のソールプレートのずれであった。3号機は地震発生時、タービンが1500rpmで運転中であった。低圧タービン動翼と周囲の静翼ノズルのギャップが拡大し、タービン効率を低下させると考えられるため、カウンターパート(東北電力)は低圧タービンの9から15段のブレードの交換を決定したと言った。2,3号機の高圧タービンと低圧タービンAの間のスラスト軸受は修理のため工場に送られた。地震による回転するタービンの軸受に対するずれの力は、ボルトの伸び、ベースプレートの曲げ、そして高圧タービンと低圧タービンAの間の軸受箱周りのコンクリートの欠けによって示された。同種だが軽度な損傷は2号機の蒸気タービンで記録されたが、このタービンは地震時10rpmで起動回転中であった。1号機の蒸気タービンは詳細な点検がなされていないため、損傷状況は分からない。

蒸気タービンの損傷は、明らかに回転しているローターのズレ，静翼との接触，および軸受ボルトの過負荷によるもので，他の原子力発電所でも観察されている。しかし，女川原子力発電所では過去のどんなプラントで観察されたレベルよりも強い揺れを経験したと思われる。この揺れの強さは，損傷のしきい値を超え，回転しているタービンの損傷の要因となったと考えられる。

上で概略を示した 6.9 kV 開閉装置の焼損に加えて，重要ではないが過電流による焼損の事例について以下に示す。

- 牡鹿幹線 1，2 号線の接続を制御するガス絶縁開閉所の 275kV の避雷器が一部焼損した。避雷器の焼損は，2 つの牡鹿幹線に繋がる避雷器の揺れによって絶縁ギャップが減少したことにより発生した。3 つの号機すべてで，地絡によるしゃ断器トリップまたは直流 125V 配電盤の保護ヒューズ焼損が発生した。報告によれば，地絡は取水路または浸水したポンプ室での直流回路におけるむき出しの導体への海水の接触によるものである。しゃ断器のトリップやヒューズ切れによる直流電源の喪失はいかなる安全系の系統にも影響を与えなかった。
- 1 号機のほう酸水タンクのレベル計に電源供給する 120V 交流電源で，ヒューズが焼き切れたと報告された。ヒューズが焼き切れた原因は特定されなかった。

7.9.2 システム相互作用

3 つの号機への地震の影響によるシステム間の相互作用についていくつかの事例があった。原子炉の停止への影響は全くなかったので，相互作用は単純な事象であり，実際には問題とならない。観察されたシステム間の相互作用の概要は以下のとおりである。

- 3 つの号機すべての使用済燃料プールのサージ部分の水のスロッシングは水位低のレベルスイッチを停止し，使用済燃料プール冷却系ポンプを停止した。このポンプの停止は地震の数時間後に確認され，ポンプは再起動された。報告によると，使用済燃料プールの水温はポンプの停止中，それほど上昇しなかった。
- 2 号 RSW の B 系ポンプピット，3 号除塵ピットそれぞれの浸水による超音波センサーの地絡によって，主復水器循環水ポンプ（CWP）は自動停止した。最初の津波の到達すぐ後に循環水ポンプが停止したことが，2 号および 3 号で報告された。
- 3 号機のサプレッションプール水のスロッシングは，高圧炉心スプレイ（HPCS）ポンプの吸い込み配管の電動弁を動作させる圧力スイッチを動作させた。HPCS ポンプ自体は起動しなかった。報告によれば，駆動部は弁開度約 80% で止まった。駆動部への電源供給はサプレッションプールの圧力

スイッチにより開閉でき、プール水のスロッシングによる瞬間的な圧力の急増はその弁を動作させるのに十分なものだった。

- 報告によれば、全3基の絶縁油変圧器の一部（3基の主および所内変圧器、3号を除く1, 2号機の起動変圧器、2号補助ボイラーおよび励磁電源変圧器）は、絶縁油のスロッシングにより避圧弁を開放した。変圧器圧力開放動作は、1, 2号機の起動変圧器、2号機の補助ボイラー変圧器の運転に影響を与えなかった、何故ならこれら変圧器は、地震後に電線を接続するための十分な絶縁油をタンク内に保有していたからである。油入り変圧器の避圧弁または圧力高リレーの動作は、過去の地震において、一般的な事象である。
- 1号の制御室の誤表示は、主蒸気逃がし安全弁のアクチュエーター・ピストン上部の閉側スイッチのわずかな動きにより発生したものである。制御室の弁状態の指示は、開、閉の両方を示した。おそらくピストンの垂直方向の動きにより、付属する下方の位置スイッチがずれた。アクチュエーター・ピストンの動きは、アクチュエーターの上方向の慣性によって発生したことは明らかである。他の考慮すべき原因として、アクチュエーターの圧力変動はアクチュエーター・ピストンを上方向にのみ動かすので、スイッチを下方向に押すことは無いだろう。実際、地震により原子炉が停止した直後、高い圧力によってバルブが作動した後、閉まったままであったので、その影響は圧力逃がし弁の意図しない挙動ではなく、単純な制御室での指示不良であった。

7.9.3 地震による相互影響

地震の相互影響は、普通は機器の落下や、固定されていない周辺機器による安全系の機器への影響を伴う。地震の相互影響による、女川の3つの号機の安全系の機器への損傷事例は全くなかった。注目に値する地震の相互影響の例は、驚くほど少ない。この理由の一部には、プラント内でのほとんどの設備の固定の実施、およびプラント運転上重要ではない余分な設備を除いたことが挙げられる（プラントが綺麗であることに要注目）。地震の相互影響の実例を以下に示す。

- 3つの号機の中央制御室で、およそ3分の1の吊り下げ天井設備が落下した。落下した設備は、天井の鋼製フレームで支持された蛍光灯カバーや蛍光灯自体を含んでいた。制御盤の損傷や運転員の負傷は全くなく、プラントの運転にも全く影響はなかった。
- 2号機の主制御盤から固定されていないCRTモニタが倒れ、1号機原子炉建屋5階の中2階、燃料交換機の制御盤ラックから、固定されていないCRTモニタが落下した。加えて、個々に表記するのはあまりに取るに足らないのだが、本やバインダーのような固定されていないものは棚や机から落下したと報告された。

- 地震により、制御棒駆動機構下に配列された支持装置の位置ずれが発生したが、機能は維持していた。この鋼製の棒と板で作られた、制御棒駆動系ハウジング支持（金具）と呼ばれるこの装置は、CRD 落下事故の際に使用される。支持装置はグリッド鋼製構造を有し、事故の際、落下した CRD 装置のフランジと接触する。グリッドは鋼構造の上で、バネのついた棒で吊り下げられている。カウンターパート（東北電力）によると、地震後もこの装置はその構造を維持していたので、装置の機能は確認されたという。

7.9.4 圧力バウンダリと接続部の維持

非常に広範囲の高圧配管、タンクおよび容器が地震にさらされたにも関わらず、配管の損傷事例は 1 件のみが確認された。おそらく敷地周辺で広く見られた地盤沈下により、泡消火系タンクと建屋最寄出口の間の 1 号機埋設消火配管が損傷した。敷地内に設置された配管の大部分は、地下トレンチに通されており、消火配管だけが地面に埋設されていた。トレンチに通された配管は、地上の配管と同じく、地震に対して良好なパフォーマンスを示した。外部の（地上の）配管の損傷はプラントのどこでも報告されていない。しかし、上述の 1 号泡消火系以外の全ての系統は、水、油や酸といった系統媒体の明らかな損失も無く、それぞれの運転圧を維持していたため、プラントの配管の耐圧試験はまだ実施されていないことを述べなければならない。

同様に、加圧あるいは非加圧のタンクや容器の割れも全く報告されていない。ひとつ例外があり、港湾に設置されていた重油タンクは津波でさらわれた。圧力容器は地震以降検査されていないが、これはプラント運転員、保守とメーカーのエンジニアが地震後踏査を実施し、リークの跡は無いことを確認し、また、運転員の日常のパラメーター確認でレベルの傾向から如何なるタンクからも漏えいが全く無いことが裏づけられたからである。

いくつかの軽微な事例を除いて、配電設備、計器内のケーブルおよび配線の伝導性は維持されていた。ケーブルトレイや電線管の損傷事例は全くなかった。伝導性の喪失は、これまでの節で議論した、地絡による過電流焼損のいくつかの事例に限定された。

7.10 地震経験データの収集

踏査の調査結果で補完された地震計器の初期対応記録から得られた情報に加え、女川原子力発電所の設計基準の情報、運転員とプラント技術スタッフへのインタビューに基づく、このミッションの間に取り上げられた、選定された SSC の耐震性能の評価の基礎が得られる。付録 IX に示される 40 の地震データシートは、女川 3 基に設置されている一部機器を代表していることを記す必要がある。

女川の 3 つの号機の典型的な機械的、電気的、電子的機器とそれらの耐震性能を示すために 40 のデータセットを付録 IX に提示する。各データセットは 3 月 11 日の地震と 4 月 7 日の余震で生き残った 1 機器またはほぼ同一機器の 1 グループを

解説している。この意図は、ものすごい揺れにさらされた典型的な BWR に設置された機器の代表的な詳細を示すことである。

3月11日と4月7日の地震の影響は振動台試験と非常によく一致する。基礎盤上と3つの原子炉建屋の上層階の強い揺れの記録は3月11日の地震では平均的な水平方向の最大加速度が0.38gから1.9gに及ぶ。この揺れの激しさのレンジは、耐震試験のための大型機器の振動台試験の典型である。動きは直接機器の基礎で記録されていないが、大抵、機器の設置位置から理にかなった距離で記録されていた。建屋や開放地盤での40箇所の揺れの記録の全体的な一貫性から、最も近い記録が、機器が実際経験した揺れを的確に推定していることが分かる。

女川の機器への地震の影響は、従前の振動台試験を超える確かな裕度を示した。全3基は3月11日の地震時、1および3号機は運転中、2号機は起動中と、いくつかの運転状態にあった。これは地震にあった機器のほとんどは通常の機能負荷状態にあったことを意味する。機器の種類によっては、これは機械システムでは流体の運転圧力および温度を、電気機器および計測機器では電流および電圧を、回転機器では回転負荷をそれぞれ意味している。その上、機器は系統設備を構成しており、したがって地震がもたらす系統の相互作用の影響を受ける。個別の節で地震影響を説明したように、3月11日の地震で観察されたほとんどの損傷および機能不全は、系統の相互作用による影響である。例としては電氣的焼損やしゃ断器のトリップ、そしてスロッシングによるスイッチの動作を含む。一般的な振動台試験には、電流のサージや圧力サージ、振動による故障、地震による機器の落下のような系統の相互作用の（あったとしても）一部分しか含まれない。系統の相互作用の可能性を代表するためには運転状態のプラント全体で地震を受ける必要がある。

付録の各データセットは以下を提供している：

- 同種グループの設備あるいは事例の写真
- 設備位置、および最も近くにある、測定加速度ピークと累積絶対速度 (CAV) の強い振動記録
- 大きさ、質量、運転容量、加えて建屋構造への付属物（アンカー）を示す、各アイテムの一般的な記述
- 設備の知られている、あるいは明らかである地震時運転状況
- 地震以降、設備が運転可能であると考えられる根拠
- 後日追加質問を許容する、設備の詳細を収集した IAEA 調査チームメンバー

地震後、設備に損傷が無く、操作可能であると見なす根拠は、もちろん、とりわけ重要である。設備の重大な損傷や機能喪失は東北電力より示され、そしてそれには重大な地震影響事象61件の記録が含まれていた。実際、系統を運転不能にするという観点では6つの設備だけが損傷を受けた、具体的に言うと、6.9kV開閉装置1基、蒸気タービン2基、ほう酸水タンク水位監視システムのヒューズ1つ、放射線監視システムのチャート記録計1台、そしてホイール軸受損傷により機能喪失した天井クレーン1基である。地震が3機の何千もの機器を厳しい振動にさ

らしたことを考えると、これは驚くべき機能維持率である。しかし、全般的に機器は標準的な産業設備と同じであるのにも関わらず、女川のプラントにおける機器はその補強や固定によって、疑う余地なく地震時の機能維持機会を向上させたことを記しておくべきである。

説明データセットに選定した設備は地震を通して運転した系統、あるいは地震後に運転可能性を確認された系統に焦点を当てた。設備に損傷はないものの、地震後運転性を確認した文書記録がないデータセットも一部ある。3基は3月11日地震以降、運転を再開していないため、大部分のプラント設備は明らかに損傷を受けていないが、運転できると証明されていない。例えば大部分の配管と圧力容器は定格運転圧力と温度で試験されていない。

明らかに損傷の兆候を示していない設備は、実際は運転可能であるが、地震時、好ましくは地震後に運転した設備のみ運転可能であると判断できる。

8. 参考文献

- [1] IAEA, TERMS OF REFERENCE of IAEA Mission to Onagawa NPS, Vienna, 2012.
- [2] IAEA, Safety Fundamentals No. SF-1 Fundamental Safety Principles, Vienna, 2006.
- [3] IAEA, SAFETY REQUIREMENTS No. NS-R-3 Site Evaluation for Nuclear Installations, Vienna, 2003.
- [4] IAEA, Safety Reports Series No.66 Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants, Vienna, 2011.
- [5] IAEA, SAFETY GUIDE No. NS-G-1.6 Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, Vienna, 2003.
- [6] IAEA, Safety Guide No. NS-G-2.13 Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, Vienna, 2009.
- [7] IAEA, Specific Safety Guide No. SSG-9 Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, Vienna, 2010.
- [8] The Nuclear Safety Commission of Japan, “NSCRG: L-DS-I.02 Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities,” 2006.
- [9] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Investigation Results & Findings after Disaster,” Jul. 2012.
- [10] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Tsunami evaluation and measures at Onagawa NPS,” Jul. 2012.
- [11] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Observed records at Onagawa NPP of Great East Japan Earthquake on March 11,2011 and the after shock on April 7,2011 and evaluation for major equipment.,” Jul. 2012.
- [12] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Damage in Onagawa NPS in 3.11 Earthquake and Tsunami and Emergency Safety Measures,” Aug. 2012.
- [13] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa Nuclear Power Station Structural Damages caused by 3-11 Earthquake and Subsequent Tsunami,” Jul. 2012.
- [14] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Unit 2 Flood,” Aug. 2012.
- [15] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Unit 3 Reactor Building Map,” Aug. 2012.
- [16] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Seismic Re-evaluation and Improvement Work at Onagawa Nuclear Power Station,” Aug. 2012.
- [17] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Unit 3 Reactor Building Map - AK,” Aug. 2012.
- [18] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Situation of Main Control Rooms (MCR) Units 1&2 -

- AK,” Aug. 2012.
- [19] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Fuel Assembly small fracture at top of Channel box - AK,” Aug. 2012.
- [20] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Fuel Assembly small fracture at top of Channel box - AK+AY,” Aug. 2012.
- [21] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Operation Management Sec. -organizational system (Mar, 2011),” Aug. 2012.
- [22] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS - AK,” Aug. 2012.
- [23] Tohoku Electric Power Co., Inc., "Formulation of Design Basis Earthquake Ground Motion Ss (New Guide DBEGM Ss) and Old Guide DBEGM S1,S2," Aug.2012
- [24] Tohoku Electric Power Co., Inc., "Formulation of Design Basis Earthquake Ground Motion Ss (New Guide DBEGM Ss) and Old Guide DBEGM S1,S2," Aug.2012
- [25] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Stack Units 2&3 Seismic Dampers,” Aug. 2012.
- [26] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Public Relations Center Damages' locations,” Aug. 2012.
- [27] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Map of tsunami flooding,” Aug. 2012.
- [28] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Electric Power Supply diagrams,” Aug. 2012.
- [29] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Fire Protection System details,” Aug. 2012.
- [30] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Onagawa NPS Cooling Chains flowchart diagrams,” Aug. 2012.
- [31] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Seismic Re-evaluation and Improvement Work at Onagawa Nuclear Power Station,” Aug. 2012.
- [32] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Tohoku-Epcoc : Conditions for use of the data,” Aug. 2012.
- [33] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Organization Chart of Onagawa Nuclear Power Station as of July 1, 2012,” Aug. 2012.
- [34] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Unit 2 Reactor Building Flooded Area,” Aug. 2012.
- [35] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Damage to Unit 2 Steam Turbine,” Aug. 2012.
- [36] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Map of Yard Walk-down; Aug 6&7 Systems Team,” Aug. 2012.

[37] Tohoku Electric Power Co., Inc., “Reactor Building Unit 1 Map (Systems Team),” Aug. 2012.

[38] Tohoku Electric Power Co., Inc., “New Admit Base Isolated Building,” Aug. 2012.