

新潟県中越沖地震及び東北地方太平洋沖地震による 原子力発電所設備の被災状況から得た知見

The knowledge got suffering situation of Nuclear Power Plants in 2007 Niigata-ken Chuetsu-Oki Earthquake and 2011 Great East Japan Earthquake

東京電力 HD(株) 長澤 和幸
東京電力 HD(株) 川口 善之
東京電力 HD(株) 古谷 賢

Kazuyuki NAGASAWA Member
Yoshiyuki KAWAGUCHI
Masaru FURUYA

The Niigata-ken Chuetsu-Oki Earthquake occurred in 2007 with a hypocenter very close to Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.. TEPCO's subsequent plant investigation, earthquake response analysis using observation records and large-scale shaking table tests have provided us valuable experiences, including the fact that safety related components were undamaged and non-safety-related components sustained only limited damage.

The Fukushima Daiichi (1F) accident in unit 1 to 4 was likely to be caused by the tsunami induced loss of emergency power and seawater heat sink that is consistently elucidated based on the performance of the plants until the tsunami hit after the seismic SCRAM by Great East Japan Earthquake. However it is fact that the actual damages of components have difficulty to be completely inspected under high radioactivity, and to make clear distinction between tsunami induced damage and seismic induced damage.

The result of seismic response analysis using observed seismic motion shows all safety related components fulfill the seismic criteria and seem to maintain structural integrity.

Key words : Niigata-ken Chuetsu-Oki Earthquake, Kashiwazaki-Kariwa(KK) NPS, Ductility factor, Great East Japan Earthquake, Fukushima Daiichi (1F) NPS, Seismic design, Structural integrity,

1. 緒 言

2007年7月16日に発生した新潟県中越沖地震（以下、「the NCO earthquake」という。）により被災した柏崎刈羽原子力発電所（以下、「KK NPS」という。）の設備の点検、検査及び解析において、安全上重要な施設に地震による損傷や機能喪失は確認されず、原子炉安全上の問題は生じなかった。一方、新潟県中越沖地震においては内陸地殻内地震に特異とされるパルス状の波形が観測されており、これが低耐震クラスの設備の損傷につながった可能性があるものと考えられた。

また、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（以下、「the GEJE」という。）により被災した福島第一原子力発電所（以下、「1F NPS」という。）の安全上重要な設備に対する地震による影響を地震応答解析結果等に基づき考察するとともに、同発電所において観測された地震動の記録を分析し、耐震設計が施された原子力設備に対する東北地方太平洋沖地震による影響を整理した。

2. 新潟県中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所への影響

2.1 地震の概要

原子炉建屋基礎版上の地震観測記録では、1号炉において観測された680Galが全号炉の中で最大であった

(Table 1 参照)。また、各号炉の原子炉建屋基礎版上の観測記録を見ると、15秒から20秒の間に顕著なパルス状の波が発生しているのが確認できる (Fig.1 参照)。1号炉ではこのパルス状の波の大きさである680Galが基礎版上での最大加速度となっている。

また、代表として1号炉と7号炉について、原子炉建屋基礎版における観測記録と建設時の設計用の床応答スペクトルを比較した (Fig.2 参照)。

これら設計用の床応答スペクトルは耐震安全上重要な設備に対して適用されるものであるが、1号炉、7号炉とも原子炉基礎版上で観測された記録は、建設時の設計用の地震動を一部の周期帯を除き上回っている。

連絡先：古谷 賢，〒945-8601 新潟県柏崎市青山町
16-46, 東京電力ホールディングス(株),
E-mail : masaru.furuya@tepcoco.jp

Table 1 Observed maximum acceleration at base mat of reactor buildings

Unit	NS (Gal)		EW (Gal)		UD (Gal)	
	Observation	Design	Observation	Design	Observation	Design*
1	311	274	680	273	408	(235)
2	304	167	606	167	282	(235)
3	308	192	384	193	311	(235)
4	310	193	492	194	337	(235)
5	277	249	442	254	205	(235)
6	271	263	322	263	488	(235)
7	267	263	356	263	355	(235)

* Static coefficient is used as UD design value.

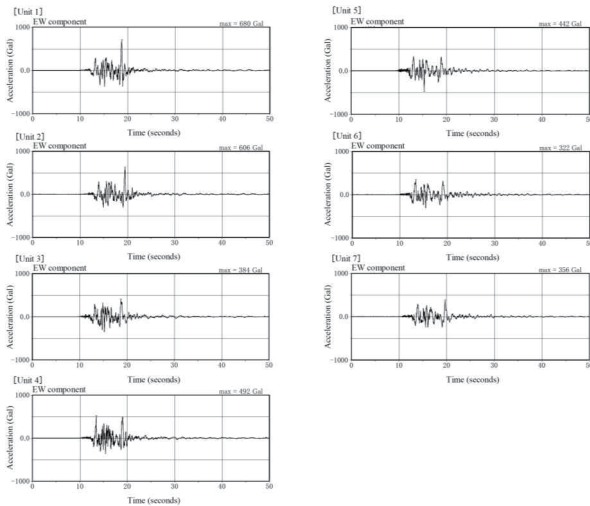


Fig.1 Time historical ground motion at each reactor building base mat

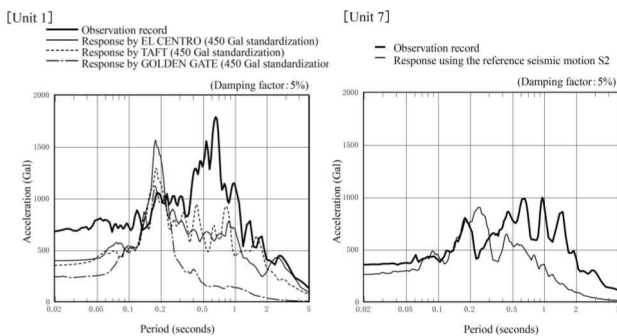


Fig.2 Comparison of observed records and design basis (EW direction) for the base mat of reactor buildings (unit 1/7)

2.2 地震被害の概要

東京電力(株)はスクラム対応等の初動活動の後、地震を受けた設備の被害状況の確認のため速やかにプラントワークダウンを実施するとともに、電気事業法に基づく事業用電気工作物の工事計画書に記載のあるすべての設備を対象として、基本点検ならびに詳細点検を実施した。これらの点検は、(i) 設備の型式とその支配的な損傷モードを分類し、(ii) 設備の分類に応じた点検手法を確立して、実施した。基本点検では、目視点検、漏えい試験、機能確認等を実施し、基本点検においてさらなる点検が必

要であると判断した設備に対して、分解点検、非破壊検査等の詳細点検を実施した結果、耐震Sクラス設備、すなわち安全上重要な設備には異常は確認されなかった。

さらに、1号炉から7号炉までの点検結果を俯瞰すると、地震を起因とした設備の異常は、以下のように分類できる (Fig.3, Table 2 参照)。

- ① 地震加速度による損傷
- ② 地震による設備構成部品間の変位によるずれ、接触、その他の異常
- ③ 地盤変状 (液状化、地盤沈下、支持地盤相対変位) による損傷

Table 2 Summary of inspection result after NCO earthquake at unit 1 and unit 7

	Unit 1	Unit 7	Note
Total number of inspected components	2001	1362	
Components with abnormality	268	71	
due to the NCO Earthquake *1	68	29	Limited to non-safety related components such as transformer anchor bolt damage, turbine blade wear marks, etc.
Influence to components integrity*1	36	9	
Safety related components *1	0	0	No damage to safety related components

*1 Unit 1 data does not include 86 components' abnormalities due to internal flooding caused by rupture of the fire protection piping.

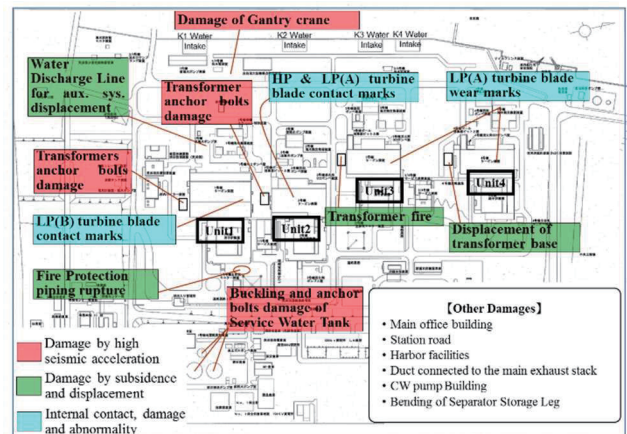


Fig. 3 Overview of NCO damage state at Arahama Area in Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station (unit 1-4)

①の代表例としては、廃棄物処理系焼却炉に付随するセラミックフィルタの破損、変圧器類の基礎ボルトの損傷、ろ過水及び純水タンクの胴板座屈及び基礎ボルトの損傷、屋外クレーンの変形等が挙げられる。

②の代表例としては、低圧タービンの内部構造物の接触、損傷、主発電機内部構造物の接触、損傷、原子炉建屋クレーンケーブルベアのレールからの逸脱等が挙げられる。

③の代表例としては、1号炉原子炉建屋近傍で埋設された消火系配管の継手の脱離に伴う原子炉建屋への水の

侵入，3号炉所内変圧器の火災，トレンチと建屋を跨ぐ配管及び支持構造物変形等が挙げられる。

また，損傷のほとんどは屋外の低耐震クラスの設備で発生しており，原子炉建屋，タービン建屋などの屋内においては，低耐震クラスの設備を含め，損傷は限定的であった。特に地震加速度による設備の損傷は，建屋内では確認されなかった。

なお，特に社会的な反響が大きかった3号炉の所内変圧器の火災については，地盤変位に伴いブスタクト部に相対変位が生じ，漏えいした絶縁油に引火したことが原因と考えられるが，当時の基準に従って低耐震クラスの設備の火災は想定されるべきものであり，原子炉建屋等の安全上重要な設備への延焼防止が図られていた。

2.3 設備の損傷と新潟県中越沖地震地震動の分析

2.3.1 塑性率を用いた設備損傷の分析

前項に示した塑性率スペクトルによる静的震度と設備損傷との関係を分析するため，ここでは柏崎刈羽原子力発電所の屋外の変圧器とろ過水及び純水タンクの基礎ボルトの損傷事例に着目する (Fig.4 参照)。損傷を受けた変圧器は荒浜側ヤード (敷地南側：1~4号炉を設置) の1号炉所内変圧器，1号炉及び3号炉励磁電源変圧器，2号炉及び3号炉主変圧器である。



Fig.4 Anchor bolts fracturing of Filtered Water Tank and transformer

また，損傷を受けたタンクは荒浜側ヤードのNo.1及びNo.2純水タンク，大湊側ヤード (敷地北側：5~7号炉を設置) のNo.3ろ過水タンクである。これらの設備はすべて耐震Cクラスである。

損傷を受けた設備の近傍では，荒浜側ヤードと大湊側ヤードの地震計 (1G-1 及び 5G-1) で観測記録が得られており，最大で1223 Gal (EW 方向) の加速度を記録している (Table 3 参照)。この記録は大湊側ヤードの地震計の記録であるが，前述した通り，荒浜側ヤードの地震計は地盤変位の影響で実際の揺れを正しく観測しておらず，Table 1 に示した原子炉建屋基礎版上の記録の傾向から推測す

ると，荒浜側ヤードの地震計 1G-1 は，大湊側ヤードの地震計 5G-1 よりも高い加速度を受けていた可能性が高いと考えられる。従って，本評価においては大湊側ヤードより対象設備を選定することとし，荒浜ヤードで確認された変圧器の損傷事例は参考扱いとする。評価の対象とした設備は，1号炉の所内変圧器，励磁電源変圧器，3号炉の主変圧器ならびに，大湊側エリアのNo.3ろ過水タンクとしたが，特にNo.3ろ過水タンクと同一設計で隣接するNo.4ろ過水タンクについては基礎ボルトが伸びたものの損傷を逃れたことから，比較のため評価の対象に追加した (Table 4 参照)。

Table 3 Observed peak acceleration and static design seismic coefficient at typical locations

Accelerometers		Observed Max. acceleration (Gal)					Design basis static seismic coefficient		
		NS	EW	UD	Resultant horizontal Max. acceleration (Gal)	Normalized by 980 Gal	Class S	Class B	Class C
Unit 1 yard #1	1G-1	890	890	715	926	0.9449	0.576	0.324	0.216
Unit 5 yard	5G-1	964	1223	539	1248	1.2735	0.576	0.324	0.216

*1 Actual acceleration would exceed recorded data due to attenuation effect at base mat of seismometer and soil.

対象とした設備の基礎ボルトの損傷形態は，いずれも伸びを伴うせん断破壊と観察されている。従って，対象設備の諸元から，基礎ボルトがせん断破壊を生じる震度 (加速度) を求め (以下，「限界震度」という)，これを静的震度とみなしたバイリニアモデルに対して観測記録を用いた弾塑性応答解析を行うことで，塑性率スペクトルを算出するとともに，各設備の固有周期から求まるそれぞれの設備の塑性率の他に塑性率スペクトルも算出した。

Table 4 Specification of damaged transformers and water tanks

Record	Components	Anchor bolts			Weight ¹ (Kg)	Minimum estimated critical shear acceleration (Limit static seismic coefficient Sc)	Natural period (s)	Ductility factor
		Material	Size	No. of bolts fracturing				
1G-1	Unit 1 Exciter Trans.	SS400	M24	4 / 4	37700	0.52	0.2	5
	Unit 1 House Trans.	SS400	M36	4 / 4	76000	0.59	0.2	4
	Unit 3 Main Trans.	SS400	M42	16 / 16	770000	0.32	0.2	22
5G-1	No. 4 Filtered Water Tank	S45C	M42	2 / 12	1044000	0.26	0.16	30
	No. 3 Filtered Water Tank ²	S45C	M42	0 / 12	1044000	0.26	0.16	30

¹ Weight of the tanks include water mass inside.

² Bolts of No.3 Filtered Water Tank deformed plastically without fracturing (reference data to No.4 tank)

地震計 5G-1 の観測記録を用いて大湊側ヤードに設置されるNo.3及びNo.4ろ過水タンクの塑性率スペクトルを求めた結果を Fig.5 に示す。Table 4 と合わせて，当該タンクの損傷限界の静的震度 (Sc) は0.26であると推定される。当該タンクの固有周期は0.16秒，塑性率は Fig.5 より約30であることから，この値が基礎ボルトの損傷を生じる境界のレベルであったものと考えられる。とこ

ろで、これら二つのタンクは、同一基礎上に設置されており、容量も同じであり、地震応答も等しいと推定された。

なお、Table 4 のうち荒浜側ヤードに設置される変圧器については、実際の地震動が計算に用いたものより相当に大きかったであろうことを考慮すると、さらに大きな塑性率であるものと考えられるので参考値とする。

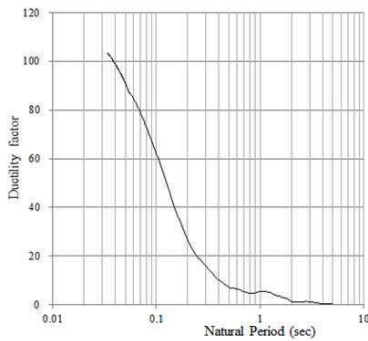


Fig.5 Ductility factor spectrum for Filtered Water Tank (Sc=0.26, 5G-1)

2.3.2 柏崎刈羽原子力発電所建屋内設備の分析

ここでは1号炉と7号炉の原子炉建屋に設置された設備について評価を行うこととするが、先に示した通り、耐震安全上重要な設備に地震加速度による損傷は確認されておらず、また、原子炉建屋においては安全上重要な設備に属さない機器についても損傷は確認されなかった。

1号炉と7号炉の原子炉建屋には、Fig.6に示す通り基礎版上と中間階の2つの床に地震計を設置しており、新潟県中越沖地震の観測記録が得られていることから、当該床に設置される設備を全33機器選定して評価を行った。評価の手法は前項に示した方法と同様であり、各設備の基礎ボルトに着目して塑性率を算出した。

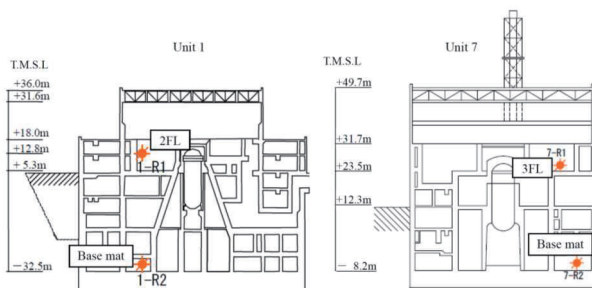


Fig.6 Location of seismometer in unit 1 and 7 reactor building

評価対象機器を耐震クラス、機器種別（動的機器、静的機器）により分類し、各分類の限界震度の評価結果を

Table 5 に示した。1号炉 SD（非放射性ドレン）収集タンク、7号炉 CUW（原子炉冷却材浄化系）再生熱交換器といった典型的な設備の限界震度と塑性率の算出に用いた塑性率スペクトルを Fig.7 に示す。

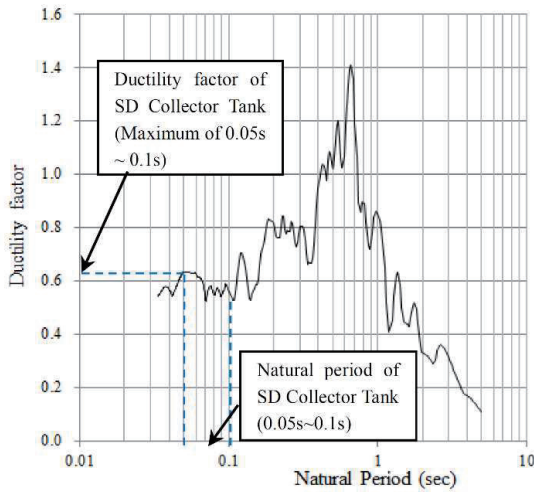
Table 5 Estimated ductility factors of components located in reactor buildings in NCO earthquake

Unit	Seismic class	Category	Minimum estimated critical shear acceleration (Limit static seismic coefficient Sc)	Required design basis static seismic coefficient (Reference)	Estimated ductility factor of component with min. critical acc.	Component with min. acceleration (Location)
1	S	Active	4.3	0.9	0.35	SGTS Exhaust Fan (2FL)
		Static	7.0	0.9	Approx. 0	HPIW Surge Tank (2FL)
	B	Active	25.4	0.4	Approx. 0	CUW F/D Pre-coat Pump (2FL)
		Static	1.5	0.3	0.55	HCW Collector Tank (base mat)
	C	Active	7.0	0.3	Approx. 0	Ventilation Machine Area Blower (2FL)
		Static	1.3	0.2	0.65 ^{*1}	SD Collector Tank (base mat)
7	S	Active	10.6	0.8	Approx. 0	SLC Pump (3FL)
		Static	2.4	0.8	0.25	SLC Tank (3FL)
	B	Active	20.3	0.3	Approx. 0	CUW Pump (base mat)
		Static	1.6	0.3	0.35 ^{*2}	CUW Heat Exchanger (base mat)
	C	Active	7.1	0.3	Approx. 0	R/B Purge Fan (3FL)
		Static	4.4	0.3	Approx. 0	HWB Back up Heat Exchanger (3FL)

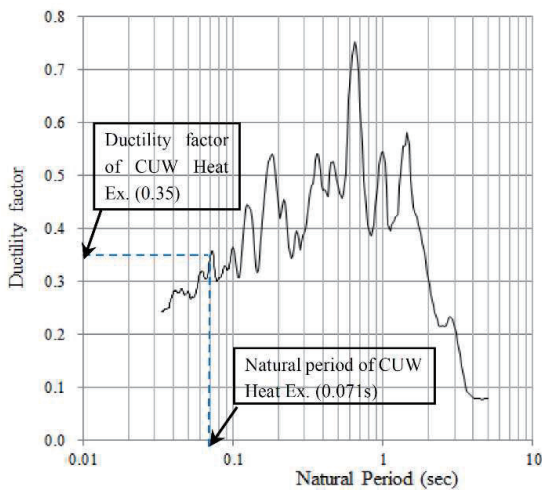
*1 See (a) in Fig.11

*2 See (b) in Fig.11

Table 5 には合わせて設計用の静的震度を記載したが、どの設備についても限界震度は設計用静的震度に比べて相当大きな値となっている。これは、動的機器においては振動、静的機器においては熱伸びに対する配慮といった耐震以外の入力条件が支配的となり設計されたことによるものであり、結果として地震に対しては余裕をもって設計されたということである。観測記録を用いた塑性率の評価でも最大で0.65程度と損傷に至るレベルには全く到達しておらず、基準地震動を大きく超える新潟県中越沖地震においても、低耐震クラスの機器を含め原子炉建屋内での機器の損傷を防止できたことが裏付けられた。



(a) Unit 1 R/B base mat (Sc = 1. 3, 1R-2)



(b) Unit 7 R/B base mat (Sc = 1. 6, 7R-2)

Fig.7 Ductility factor spectrum

2.3.3 E-ディフェンスにおける試験結果の分析

東京電力は基礎ボルト等、機器基礎定着部の健全性評価のため、独立行政法人防災科学技術研究所の大型振動台を用いて、新潟県中越沖地震の知見を踏まえた限界耐力試験を行った (Fig.8 参照) [17]。本論文では、この試験結果を用いて前項と同様に限界震度とボルトの損傷の関係を分析する。

Fig.8 は、コンクリート平板に 4 本の炭素鋼製基礎ボルトで固定した 12 体の試験体 (ボルトの公称直径 8mm, ウェイト重量 2.9t~8.1t の 3 パターン) を示す (Table 6 参照)。この試験は、最大加速度値を 1270Gal に正規化した新潟県中越沖地震、柏崎刈羽原子力発電所 1 号原

子炉建屋の基礎版上で観察された時刻歴加速度波形 (EW 方向) で加振する方法で実施された。この結果、限界震度 0.25 に相当する 2 体の試験体 (II-1-4) で基礎ボルトがせん断破壊したが、限界震度が 0.41 に相当する試験体には全く損傷が見られなかったことが確認された。

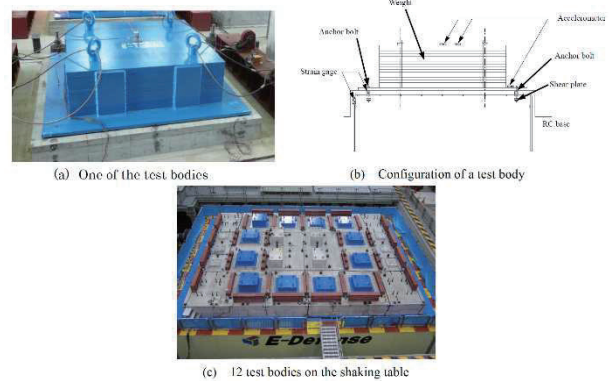


Fig.8 Dynamic shear loading test of anchor bolts at E-Defense

Table 6 Summary of the test bodies and result of E-Defense shaking table test

Test body No.*1	Anchor bolt Size (Material)	Weight (ton)	Minimum estimated critical shear acceleration (Limit seismic coefficient)	Test result	Note
II-1-2 (2)	M8 (SS400)	2.9	0.70	No damage	2 test bodies in this category
II-1-1 (2)		4.9	0.41	No damage	8 test bodies in this category
II-1-3 (2)					
II-1-5 (2)					
II-1-6 (2)					
II-1-4 (2)		8.1	0.25	Damage	2 test bodies in this category

*1 Numbers in the parentheses show the number of test bodies.

この試験体についてバイリニアモデルを用いて前項までと同様の手法により塑性率スペクトルを導出した (Fig.9 参照)。基礎ボルトのせん断破壊は限界震度が 0.25 と 0.41 の 2 本の曲線で表される塑性率の間で発生していることになり、また、試験体の弾性域での固有振動数は約 8.8Hz (固有周期: 約 0.11 秒) と評価されていることから、基礎ボルトのせん断破壊の限界となる塑性率は、約 30 から約 70 までの間に存在するものと評価された。

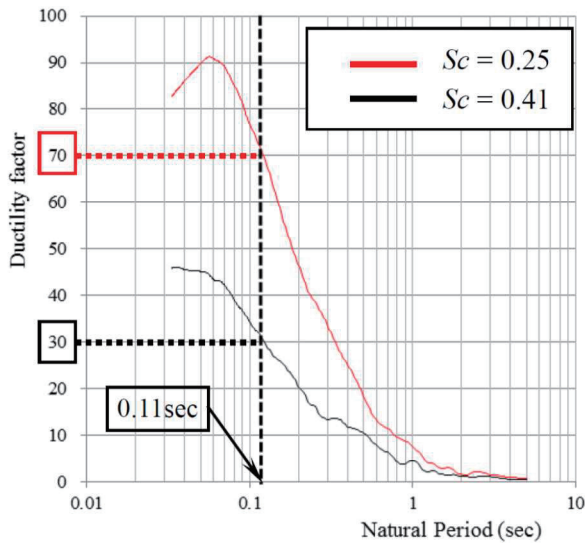


Fig.9 Ductility factor Spectrum of test case at E-Defense

3. 福島第一原子力発電所1号, 2号及び3号炉の地震による影響分析

3.1 地震応答解析

3.1.1 地震動の特徴

東北地方太平洋沖地震は最大震度7, 福島第一原子力発電所の立地する大熊町, 双葉町で震度6強を観測している。福島第一原子力発電所各号炉の原子炉建屋に設置された地震計は, 最大水平加速度550Gal, 最大鉛直加速度302Gal (いずれも2号炉) を記録しているが, 水平加速度は現行の基準地震動Ssを約2割上回る程度であり, 各号炉の加速度を俯瞰すると, 概ね基準地震動Ssと同程度の地震動を受けたと考えられる (Table 7 参照)。

Table 7 Peak acceleration recorded in each unit of 1F Daini NPS in the GEJE

		Observed records of maximum acceleration at Reactor Building Base Mat (Gal)			Estimated maximum acceleration of Design Basis Earthquake (Ss) (Gal)		
		NS	EW	UD	NS	EW	UD
Fukushima Daiichi NPS	Unit 1	460 ⁰¹⁰²	447 ⁰¹	258 ⁰¹	487 ⁰²	489 ⁰²	412
	Unit 2	348 ⁰¹	550 ⁰¹⁰²	302 ⁰¹⁰²	441	438	420
	Unit 3	322 ⁰¹	507 ⁰¹	231 ⁰¹	449	441	429 ⁰²
	Unit 4	281 ⁰¹	319 ⁰¹	200 ⁰¹	447	445	422
	Unit 5	311 ⁰¹	548 ⁰¹	256 ⁰¹	452	452	427
	Unit 6	298 ⁰¹	444 ⁰¹	244	445	448	415
Fukushima Daini NPS	Unit 1	254	230 ⁰¹⁰²	305 ⁰²	434 ⁰²	434 ⁰²	512 ⁰²
	Unit 2	243	196 ⁰¹	232 ⁰¹	428	429	504
	Unit 3	277 ⁰¹⁰²	216 ⁰¹	208 ⁰¹	428	430	504
	Unit 4	210 ⁰¹	205 ⁰¹	288 ⁰¹	415	415	504

※1 Seismometers stopped recording after 130 to 150 seconds of the earthquake.
 ※2 Maximum values of observed records and design values by each direction in each NPS

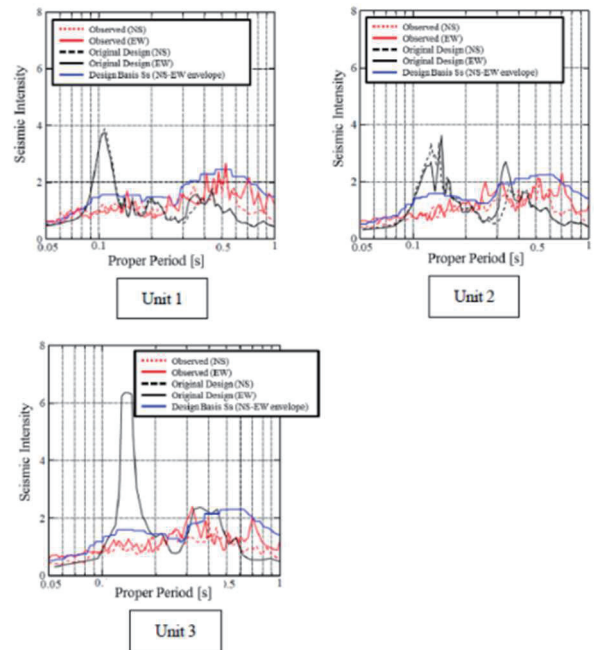


Fig. 10 Floor Response Spectrum of observed record at Fukushima Daiichi NPS (Reactor building base mat)

また, 地震動のスペクトルについては, 観測記録が基準地震動Ssに概ね包絡されている。また, 福島第一原子力発電所は1967年に1号炉を着工し, 1971年(1号炉)から1979年(6号炉)にかけて供用を開始したが, 各号炉の建設時に用いられた, 当時の観測記録(エルセントロ, タフト波)等をベースとした設計用地震動は, 設備の設計に大きな影響を与える0.1~0.2秒の領域で, 現行の基準地震動Ssと比較して大きな応答加速度を想定しており, 従って, 各設備は今回の地震に対して大きな余裕をもって設計されたということである (Fig.10 参照)。

今回, 観測された地震は, 設備の耐震設計の観点からは, 設備の地震による損傷や機能喪失に対するリスクを生ずるレベルではなかった。

3.1.2 安全上重要な設備の地震応答解析

観測された地震動を用いて福島第一原子力発電所1号, 2号及び3号炉の安全上重要な設備の地震応答解析を, 通常的设计で用いられる手法に準じて実施した。

(1) 評価用地震動

東北地方太平洋沖地震(本震)の観測記録による。

(2) 地震応答計算

(1)の地震動の時刻歴データを建屋モデルに入力

し、地震応答解析を配管等についてはスペクトルモーダル解析、原子炉压力容器（炉内構造物を含む）、原子炉格納容器等については原子炉建屋と連成させた2次元梁モデルの時刻歴解析により実施した。

(3) 床応答スペクトル

床応答スペクトルは、周期方向に±10%拡幅したものをを用いた。

(4) 減衰定数

機器、配管等の減衰定数は「原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）」（日本電気協会、2008）[8]に基づき、溶接構造物及びポンプ、ファン等の機械装置は水平方向、垂直方向ともに0.05、配管についてはTable 8 に解析結果を代表で示した主蒸気系、残留熱除去系について、それぞれ0.02、0.03を用いた。

これらの手法を用いて、各号炉とも耐震安全上重要な設備を網羅する約100 機器に対して解析を実施した結果、算出された各設備の応答は、すべて許容基準を下回るものであり、各設備が東北地方太平洋沖地震において損傷を受けた可能性は低いことを示している（Table 8 参照）。

Table 8 Example results of seismic response analysis for safety related components of Fukushima Daiichi NPS

Components	Evaluation Point	Item	Unit 1		Unit 2		Unit 3	
			Calculation value	Evaluation criteria	Calculation value	Evaluation criteria	Calculation value	Evaluation criteria
RPV	Foundation Volt	Primary Stress (MPa)	93	222	29	222	50	222
Core Support Structure	Slirond Support	Primary Stress (MPa)	103	196	122	300	100	300
PCV	Drywell Body	Primary Stress (MPa)	98	411	87	278	158	278
Main Steam Line System	Piping	Primary Stress (MPa)	269	374	208	360	151	378
Residual Removal System (Shut Down Cooling System for Unit 1)	Piping	Primary Stress (MPa)	228	414	87	315	269	363
	Volt of Pump	Primary Stress (MPa)	8	127	45	185	42	185
Control Rod	Fuel Assembly	Relative Displacement (mm)	26.4	40	33.2	40	24.1	40

3.2 類似号炉の評価

1号, 2号及び3号炉については, 上記の地震応答解析を確認する実物の点検が困難であることから, 2号及び3号炉と炉型が同じ5号炉を類似号炉として選定し設備の基本点検を実施した。

3.2.1 基本点検

5号炉について, 耐震安全上重要な設備を内包する原子炉建屋のみならず, 耐震重要度分類の低いクラスの設備が内包されるタービン建屋についてもウォークダウンによる設備の外観目視点検を実施した。点検の結果, 原子炉建屋内では津波の浸水と思われる水たまりが確認されたものの, 低耐震クラスの設備を含め地震の影響による設備の異常は確認されなかった。また, タービン建屋内の低耐震クラス設備についても, 外観による確認ができたおおよそ190機器について, 地震の影響による設備の異常は確認されなかった。(Fig.11 及び Table 9 参照) 異常を確認したのは, 耐震Bクラスの小口径配管の破断(1箇所)のみであり, 低耐震クラス設備についても, 想定以上の頑健性を発揮したものと評価できる。本事象については次項で詳述する

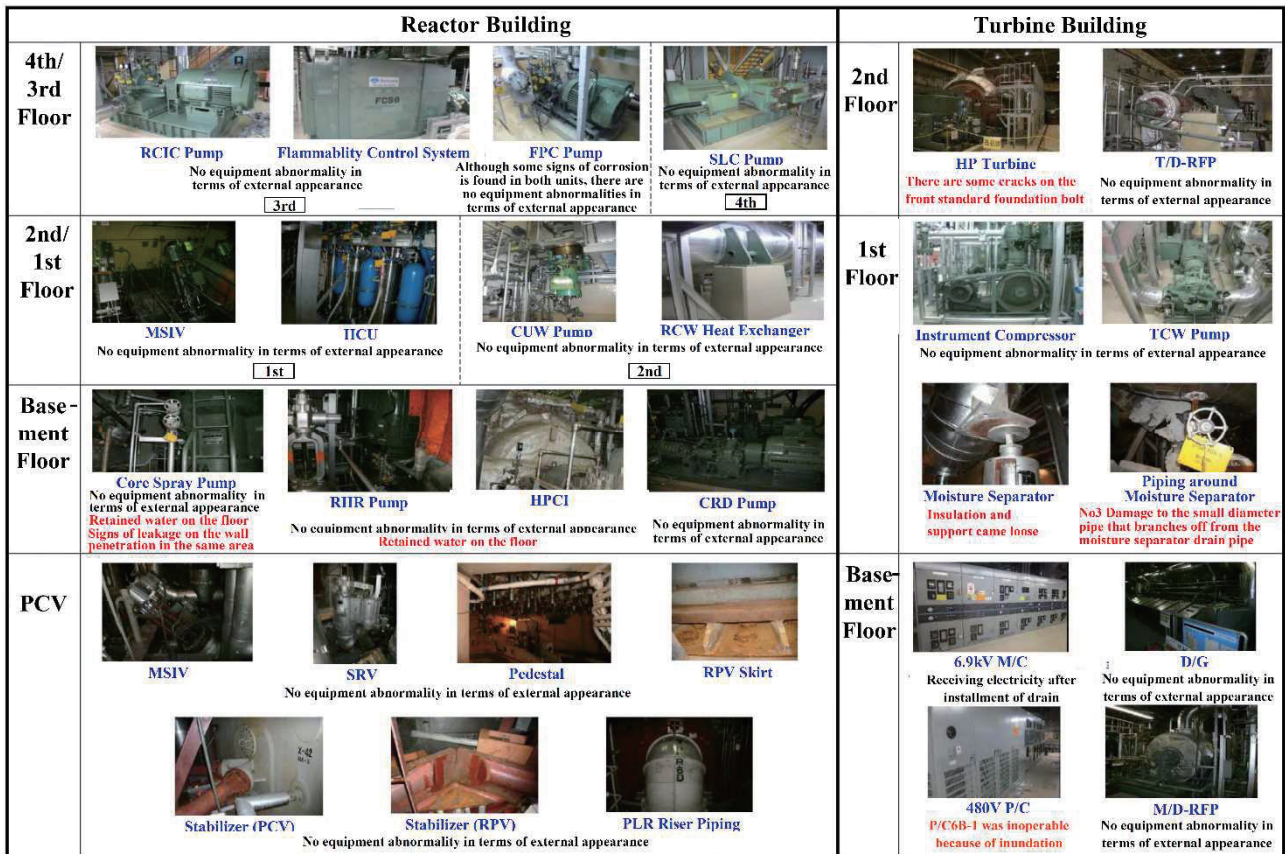


Fig. 11 Result of plant walk down at unit 5

Table 9 Result of visual inspection at walk down (unit 5)

Area and Seismic class		Reactor Building			Turbine Building		
		S	B	C	S	B	C
Inspection for components	Number of components inspected	41	40	38	32	102	88
	Components with abnormality due to the earthquake	0	0	0	0	0	0
Inspection for piping and valve	Area inspected	All accessible area			All accessible area		
	Components with abnormality due to the earthquake	0	0	0	0	1	0

3.2.2 地震による損傷箇所の分析

Table 9 に示した 5 号機の基本点検結果において損傷が確認された 1 箇所は、タービン建屋 1 階ヒータールーム内に設置された耐震 B クラスの湿分分離器ドレン配管（配管口径 25A）のソケット溶接部近傍での配管破断事象であった。

当該の湿分分離器の周囲には地震時の揺れに伴い落下した保温材が散乱していたが、破断したドレン配管（配管口径25A）は、湿分分離器母管（配管口径350A）の真下に位置しており、母管の保温材及びドレン配管に目立った打痕が確認されていないことから、落下した保温材が接触したことによる破断への影響は無いと推定される。（Fig.12 参照）

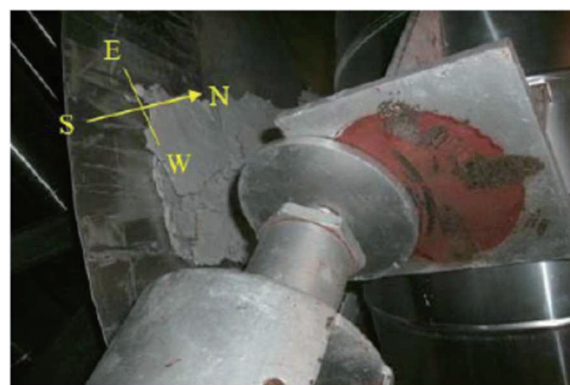


Fig.12 Photo of Moisture Separator after the earthquake

Fig.13(a) に示す通り、母管のコラムサポートは斜めに傾くとともに、アンカ部にも浮き上がりを生じており、地震により系統に過大な変位を生じたことが推察される。図 Fig.13(b)に示すサポートの接触痕から、南北方向に相対的に大きな変位が生じていたことが推定される。ただし、湿分分離器のサポート埋込部の損傷、サポートの折損、湿分分離器の接触痕などから、系全体として東西方向にも大きな変位が生じていたものと推定される。



(a) Fig.12 arrow A



(b) Fig.12 arrow B

Fig. 13 Photo of supporting structure of Moisture Separator after the earthquake

3.3 静的震度で設計された設備の耐震裕度

我国の原子力発電所の設備は、耐震安全上の重要度に応じて耐震 S, B, C クラスに分類されている。耐震 S クラス設備（及び一部の B クラス設備）では基準地震動を用いた動的解析に基づく耐震設計が施される。これに加えて、耐震 S, B, C クラスの設備に対して静的震度を用いた耐震設計が行われている。前章では、基準地震動による動的解析に基づく設計手法にならない福島第一原子力発電所 1 号、2 号及び 3 号炉の耐震 S クラス設備の健全性を、観測された地震動を用いて動的に評価した。

また、類似号炉での設備点検の結果から耐震 B, C クラス設備についても損傷がごく一部に限られることを確認した。本章では、基準地震動と同程度と考えられる地震動においても、耐震 B, C クラス設備の損傷が限定的であったことを分析するため、系統的な地震観測が実施された 6 号機の観測記録をもとに、静的震度を動的な視点から評価して地震時の設備の損傷の可能性を論じる。

3.3.1 プラント設備の地震時損傷評価(初通過破壊)

塑性域の損傷評価では、対象とする設備のクリティカルとなる部位の塑性変形の度合いが重要な因子であり、原子力発電所の機器・配管設備の1自由度系バイリニアモデルFig.14で最大変形と降伏変形の比 μ として定義される「塑性率」を用いた評価を試みる。Table 10に示す各観測点について、耐震S, B, C クラスの設備に生じる塑性率を解析した結果をFig.15 に示す。弾塑性地震応答では、弾性振動域の応答によって降伏荷重を超える点が重要であり、図には弾性振動域の固有周期を変化させたときの塑性率をスペクトルの形で示している。

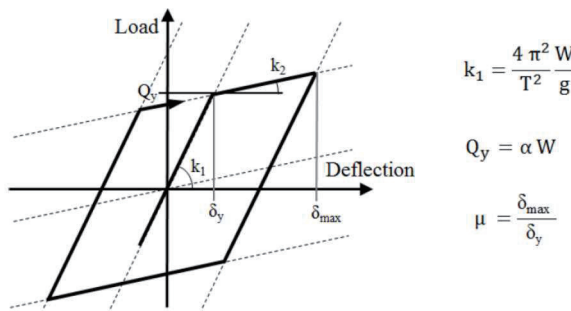


Fig.14 Load-deflection characteristic (Bi-linear model)

Table 10 Observed peak acceleration and static design seismic coefficient at typical locations

No.	Accelerometers		Observed Max. Acceleration (Gal)			Resultant Horizontal Max. Acceleration (Gal)		Static Seismic Coefficient		
	Location	Point	NS	EW	UD	(Gal)	Normalized by 980 Gal	Class S	Class B	Class C
1	R/B Roof	P1	962	661	353	965	0.985	1.008	0.504	0.336
2	R/B 6 th Floor	P2	575	487	334	612	0.624	0.864	0.432	0.288
3	R/B 2 nd Floor	P8	358	390	209	418	0.427	0.634	0.317	0.211
4	R/B Base Mat	P3	290	431	163	459	0.468	0.576	0.288	0.192
5	T-G Pedestal	P9	728	790	262	791	0.807 ⁹³⁾	0.662 ⁹³⁾	0.331	0.221
6	T/B Base Mat	P6	299	505	211	521	0.532	0.576	0.288	0.192
7	Ground Surface	GN1	570	699	239	726	0.741 ⁹³⁾	0.576 ⁹³⁾	0.288	0.192

※1 Resultant horizontal maximum acceleration exceeds static seismic coefficient at T-G pedestal and ground surface.

なお、弾性振動における減衰定数は0.05としている。

Fig.15 では、地表面及びT-G 架台を除き、耐震S クラスの設備の塑性率はその固有周期によらずほぼ1 (ほぼ弾性範囲) を保っていることを示しており、破壊が生じる可能性はない。また、Fig.14に示すように、荷重-変形曲線の第一象限では、塑性状態に入ると変位が増す方向の変化はあたかもすべり免震装置のように二次剛性直線を移動することになるが、変位が減じる方向では一次剛性の直線状で振動を再開することになる。従って、塑性域での移動量(相対変位量)は入力となる地震動の特性に大きく依存している。一方、静的震度を一定、すなわち降伏荷重を一定とすると降伏変位は固有周期の2乗に比例して大きくなるので、固有周期が大きくなると塑性率が小さくなる傾向が、Fig.15 の耐震B, C クラス

の特性に現れている。

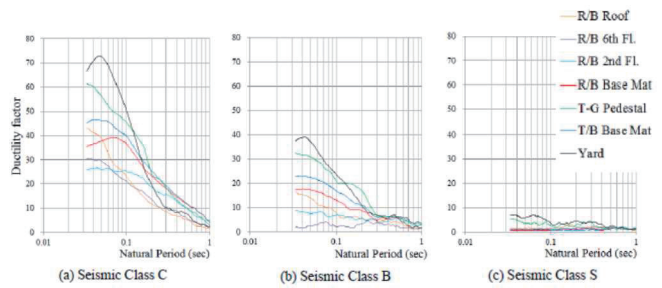


Fig.15 Ductility simulated at the earthquake observation points (Damping ratio: 0.05)

また、塑性率の応答が大きくなる位置は、地表面、T-G 架台、タービン建屋基礎版上、原子炉建屋基礎版上であり、振動応答が大きくなる建物上階の値を上回っている。原子炉建屋基礎版上で観測された継続時間が1 秒程度のパルス状の波形は原子炉建屋6 階床では消えて、建物の固有周期の正弦状の波形が連続していることが分かる (Fig.16 参照)。前者では塑性変形がこのパルス状の波形によって荷重制御的に進行し、一次応力の性質によって閾値を超えると初通過破壊に至る。一方後者は地震慣性力の交番性によって、塑性域の変位の進行は歪制御的であり、二次応力の性質によって延性破壊が抑制される。

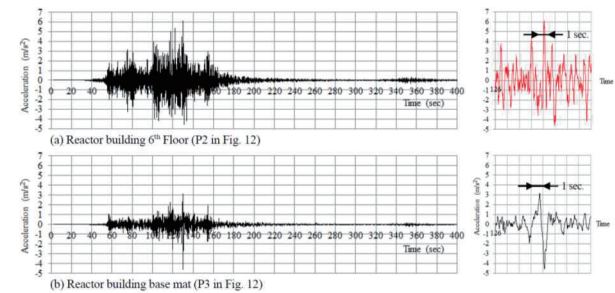


Fig.16 Resultant horizontal acceleration time-histories

塑性率が閾値を超えて設備の最弱部が損傷する(初通過破壊)と考えられる状態は設備の細部の構造、強度によって異なる。過去の地震経験から最も地震損傷が生じ易い部位の一つであり、初通過破壊の代表例といえる基礎ボルトのせん断破壊については、2007 年新潟県中越沖地震後に東京電力が実施した大型振動試験によって、保守的な試験体に対しても塑性率が60 程度までは損傷が生じないことが確認されている(落合, 長澤, 2014) [7]。この塑性率とFig.15 の各耐震クラスで解析された塑性率応答スペクトルを比較すると、東北地方太平洋沖地

震におけるプラントの状態は、①耐震 S クラスの設備はほぼ弾性振動を繰り返して破壊に至ることはなく、②耐震 B クラスの設備は塑性域に入ることはあっても基礎ボルトの延性破壊のような初通過破壊が発生することはない。③地表面、T-G 架台上、建物基礎部などに設置された剛な耐震 C クラスの設備については初通過破壊を生じる可能性があるが、実際の耐震設計では応力を算出する過程での各種の余裕や設計者の判断によって実応力が低く抑えられることなどもあって、耐震 C クラスの設備の損傷は限定的であると結論される。

なお、主要動の継続時間の長い東北地方太平洋沖地震に対する累積疲労損傷という観点からも分析した結果、地震慣性力により累積疲労破壊が発生する可能性は限られた位置に設置される耐震 C クラスの範囲に限られると判断されたにも拘わらず、福島第一原子力発電所に設置する耐震 B、C クラスの設備についても、地震慣性力による疲労が原因と思われる損傷は報告されていない。これは、静的震度法による耐震設計の実施により塑性変形が抑えられ、かつ、塑性変形が生じても繰返し数が小さかったためと考えられる。

4. 結 言

2007 年に発生した新潟県中越沖地震に被災した柏崎刈羽原子力発電所の構築物、系統及び設備に関しては、地震後の詳細な調査と地震応答解析を通じて多くの貴重な知見が得られた。基準地震動を大きく超える地震動でさえ、設備の被害は主に屋外の低耐震クラスの設備に見られ、建屋内の設備については、被害は限定的であった。特に、耐震安全上重要な設備については地震による影響は見られず、原子力発電所設備の耐震性の高さを示す結果となった。

そして、新潟県中越沖地震の観測記録と設備が損傷に至らなかった状況を踏まえ、塑性率というパラメータで地震による設備の損傷を表現できないか評価を試みた。地震により屋外で損傷したタンク及び変圧器の評価では、損傷を生ずる塑性率は 30 程度であると評価した。また、新潟県中越沖地震を踏まえた E-ディフェンスの試験では、塑性率が約 30～70 で損傷が生じたと推定した。さらに、柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉と 7 号炉の原子炉建屋内の設備については、地震のもとでの塑性率はごく僅かであり設備が損傷に至らなかった結果を裏付けた。

また、東北地方太平洋沖地震における東京電力福島第

一原子力発電所の設備に対する影響を分析するため、安全上重要な設備に対して観測された地震動を用いた地震応答解析を実施した結果、すべての設備について地震による応答値は許容値を下回る結果となった。

合わせて、観測された地震動に対して、設備の静的震度設計に着目し、塑性率をパラメータとした初通過破壊、塑性エネルギーをパラメータとした低サイクル疲労について、それぞれ分析した結果、低耐震クラスの設備であっても、地震慣性力によりこれら損傷モードが発生する可能性は、ごく一部の範囲に限られるとの評価結果を得た。

以上の被災状況を分析した結果、新潟県中越沖地震又は東北地方太平洋沖地震で被災した原子力発電所の設備が地震による影響をほぼ受けなかったとの結論を裏付けるとともに、原子力発電所の諸設備に求められる静的震度による耐震設計が、設備の損傷を防止する観点で極めて重要な意味を持つことを示唆している。

文献

- [1] International Atomic Energy Agency, Earthquake preparedness and response for nuclear power plants, IAEA Safety Report Series No.66 (2011), available from <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1473_web.pdf>, (参照日 2016 年 2 月 13 日) .
- [2] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, 最終報告書 (本文編) (2012).
- [3] 小林 正英, 奈良林直, 辻雅司, 千葉豪, 長田泰典, 下江知弘, 福島第一原子力発電所 1 号機の事故分析, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.14, No.1(2015), pp.12-14.
- [4] 小林 正英, 奈良林直, 福島第一原子力発電所第 1 号機～第 3 号機の地震から津波来襲までの時系列評価 (その 1), 日本保全学会, 保全学, Vol.12, No.2 (2013), pp. 84-93.
- [5] 小林 正英, 奈良林直, 福島第一原子力発電所第 1 号機～第 3 号機の地震から津波来襲までの時系列評価 (その 2), 日本保全学会, 保全学, Vol.12, No.4 (2014), pp. 69-78.
- [6] Nagasawa, K., Structural integrity of Fukushima-Daiichi SSCs after the 2011 Great East Japan Earthquake, IAEA experts' meeting on protection against extreme earthquakes and tsunamis in the light of the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, PR21, IAEA (2012), available from

- <<https://gnsn.iaea.org/actionplan/Shared%20Documents/Action%202011%20-%20Safety%20Assessments/IEM%20on%20Protection%20against%20Extreme%20Earthquakes%20and%20Tsunamis%20in%20the%20Light%20of%20the%20Accident%20at%20the%20Fukushima%20Daiichi%20NPP/Presentations/Technical%20Session%20II/Nagasawa.pdf>> , (参照日2016年2月20日) .
- [7] 落合兼寛, 長澤和幸, 機械設備耐震設計における静的震度の物理的意味について, 日本機械学会2014年度年次大会講演論文集(2014), J1010204.
- [8] 一般社団法人日本電気協会, 原子力発電所耐震設計技術規程, JEAC4601-2008, 日本電気協会(2008).
- [9] 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会, 調査報告書【本編】(2012), pp. 228 – 236.
- [10] 東京電力株式会社, 東北地方太平洋沖地震発生時の福島第一原子力発電所プラントデータ集, Available from <<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>>
- [11] U.S.NRC, NUREG/CR-6909, Rev.1, Effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials (2014), p.41, available from <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6909>>, (参照日2016年3月31日)
- [12] Electric Power Research Institute, Standardization of the cumulative absolute velocity, EPRI TR-100082 (1991).
- [13] International Atomic Energy Agency, Earthquake preparedness and response for nuclear power plants, IAEA Safety Report Series No.66 (2011), available from <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1473_web.pdf>, (accessed on 11 August, 2016).
- [14] The Japan Electric Association, The technical code for seismic design of nuclear power plants, JEAC4601-2008, JEA(2008) (in Japanese).
- [15] The Japan Society of Mechanical Engineers ed., Seismic design and structural dynamics (1985), pp.223–237, The Japan Society of Mechanical Engineers (in Japanese).
- [16] Nagasawa, K., Narabayashi, T., Seismic response and its analysis for components of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants in 2011 Great East Japan Earthquake, Transactions of the JSME (in Japanese), Vol. 82, No. 837 (2016), DOI:10.1299/transjsme.16-00007.
- [17] Nagasawa, K., Orita, S., Ohshima, N., Tohyama, N., Nakanishi, K., Orito, Y., Vibration test for integrity of equipment foundations affected by dynamic load, Journal of Japan Society of Civil Engineers, Ser. A1 (Structural Engineering & Earthquake Engineering (SE/EE)), Vol. 65, No. 1 (2009), PP 354-367 (in Japanese), available from <https://www.jstage.jst.go.jp/article/jscejsee/65/1/65_1_354/_article>, (accessed on 11 August, 2016).
- [18] Ochiai, K., Nagasawa, K., Some considerations on the physical meaning of static seismic coefficient for mechanical components, Mechanical engineering congress, Japan 2014, The Japan Society of Mechanical Engineers, J1010204 (2014) (in Japanese).
- [19] Ochiai, K., Nagasawa, K., Study on earthquake hazard index in the seismic PRA of mechanical components with damage assessment index as ductility factor, Dynamics and design conference 2016 (D&D2016), OS2-1-1, 202, The Japan Society of Mechanical Engineers (2016) (in Japanese).
- [20] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc., Inspection and evaluation report on component integrity of KK NPS Unit 7 after the NCO Earthquake (2008) (in Japanese), available from <http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu08_j/images/080919d.pdf>, (accessed on 11 August, 2016).
- [21] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. Inspection and evaluation report on component integrity of KK NPS Unit 1 after the NCO Earthquake (Rev. 1) (2010) (in Japanese), available from <<http://www.tepco.co.jp/cc/press/10031901-j.html>>, (accessed on 11 August, 2016).