

A  
甲第294号証

# The Fukushima Daiichi Accident



**Technical Volume 2/5**  
Safety Assessment



**IAEA**  
International Atomic Energy Agency

# THE FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT

TECHNICAL VOLUME 2  
SAFETY ASSESSMENT

The following States are Members of the International Atomic Energy Agency:

AFGHANISTAN	GERMANY	OMAN
ALBANIA	GHANA	PAKISTAN
ALGERIA	GREECE	PALAU
ANGOLA	GUATEMALA	PANAMA
ARGENTINA	GUYANA	PAPUA NEW GUINEA
ARMENIA	HAITI	PARAGUAY
AUSTRALIA	HOLY SEE	PERU
AUSTRIA	HONDURAS	PHILIPPINES
AZERBAIJAN	HUNGARY	POLAND
BAHAMAS	ICELAND	PORTUGAL
BAHRAIN	INDIA	QATAR
BANGLADESH	INDONESIA	REPUBLIC OF MOLDOVA
BELARUS	IRAN, ISLAMIC REPUBLIC OF	ROMANIA
BELGIUM	IRAQ	RUSSIAN FEDERATION
BELIZE	IRELAND	RWANDA
BENIN	ISRAEL	SAN MARINO
BOLIVIA, PLURINATIONAL STATE OF	ITALY	SAUDI ARABIA
BOSNIA AND HERZEGOVINA	JAMAICA	SENEGAL
BOTSWANA	JAPAN	SERBIA
BRAZIL	JORDAN	SEYCHELLES
BRUNEI DARUSSALAM	KAZAKHSTAN	SIERRA LEONE
BULGARIA	KENYA	SINGAPORE
BURKINA FASO	KOREA, REPUBLIC OF	SLOVAKIA
BURUNDI	KUWAIT	SLOVENIA
CAMBODIA	KYRGYZSTAN	SOUTH AFRICA
CAMEROON	LAO PEOPLE'S DEMOCRATIC REPUBLIC	SPAIN
CANADA	LATVIA	SRI LANKA
CENTRAL AFRICAN REPUBLIC	LEBANON	SUDAN
CHAD	LESOTHO	SWAZILAND
CHILE	LIBERIA	SWEDEN
CHINA	LIBYA	SWITZERLAND
COLOMBIA	LIECHTENSTEIN	SYRIAN ARAB REPUBLIC
CONGO	LITHUANIA	TAJIKISTAN
COSTA RICA	LUXEMBOURG	THAILAND
CÔTE D'IVOIRE	MADAGASCAR	THE FORMER YUGOSLAV REPUBLIC OF MACEDONIA
CROATIA	MALAWI	TOGO
CUBA	MALAYSIA	TRINIDAD AND TOBAGO
CYPRUS	MALI	TUNISIA
CZECH REPUBLIC	MALTA	TURKEY
DEMOCRATIC REPUBLIC OF THE CONGO	MARSHALL ISLANDS	UGANDA
DENMARK	MAURITANIA	UKRAINE
DJIBOUTI	MAURITIUS	UNITED ARAB EMIRATES
DOMINICA	MEXICO	UNITED KINGDOM OF GREAT BRITAIN AND NORTHERN IRELAND
DOMINICAN REPUBLIC	MONACO	UNITED REPUBLIC OF TANZANIA
ECUADOR	MONGOLIA	UNITED STATES OF AMERICA
EGYPT	MONTENEGRO	URUGUAY
EL SALVADOR	MOROCCO	UZBEKISTAN
ERITREA	MOZAMBIQUE	VENEZUELA, BOLIVARIAN REPUBLIC OF
ESTONIA	MYANMAR	VIET NAM
ETHIOPIA	NAMIBIA	YEMEN
FIJI	NEPAL	ZAMBIA
FINLAND	NETHERLANDS	ZIMBABWE
FRANCE	NEW ZEALAND	
GABON	NICARAGUA	
GEORGIA	NIGER	
	NIGERIA	
	NORWAY	

The Agency's Statute was approved on 23 October 1956 by the Conference on the Statute of the IAEA held at United Nations Headquarters, New York; it entered into force on 29 July 1957. The Headquarters of the Agency are situated in Vienna. Its principal objective is "to accelerate and enlarge the contribution of atomic energy to peace, health and prosperity throughout the world".

# THE FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT

TECHNICAL VOLUME 2  
SAFETY ASSESSMENT

## COPYRIGHT NOTICE

All IAEA scientific and technical publications are protected by the terms of the Universal Copyright Convention as adopted in 1952 (Berne) and as revised in 1972 (Paris). The copyright has since been extended by the World Intellectual Property Organization (Geneva) to include electronic and virtual intellectual property. Permission to use whole or parts of texts contained in IAEA publications in printed or electronic form must be obtained and is usually subject to royalty agreements. Proposals for non-commercial reproductions and translations are welcomed and considered on a case-by-case basis. Enquiries should be addressed to the IAEA Publishing Section at:

Marketing and Sales Unit, Publishing Section  
International Atomic Energy Agency  
Vienna International Centre  
PO Box 100  
1400 Vienna, Austria  
Fax: +43 1 2600 29302  
Tel.: +43 1 2600 22417  
Email: [sales.publications@iaea.org](mailto:sales.publications@iaea.org)  
<http://www.iaea.org/books>

©IAEA, 2015

Printed by the IAEA in Austria  
August 2015  
STI/PUB/1710

### IAEA Library Cataloguing in Publication Data

The Fukushima Daiichi accident — Vienna : International Atomic Energy Agency, 2015.

v. ; 30 cm.

STI/PUB/1710

ISBN 978-92-0-107015-9 (set)

Includes bibliographical references.

1. Nuclear reactor accidents — Analysis. 2. Nuclear power plants — Accidents — Analysis. 3. Nuclear reactor accidents — Japan — Fukushima-ken. 4. Radioactive pollution — Health aspects — Japan — Fukushima-ken. 5. Radioactive waste management. 6. Emergency management. I. International Atomic Energy Agency.

#### EDITORIAL NOTE

*This publication has been prepared from contributions submitted by many international experts to the five Working Groups for the preparation of the technical volumes. The content does not necessarily reflect the views of LAEA Member States, or the organizations nominating experts.*

*Great care has been taken to maintain the accuracy of information contained in this publication. Neither the LAEA, nor its Member States, however, assume any responsibility for consequences that may arise from its use, nor are any warranties made of any kind in connection with this publication.*

*This publication is not intended to address issues of responsibility, legal or otherwise, for acts or omissions on the part of any person or entity.*

*Extracts from this publication may be freely used elsewhere, provided that acknowledgement of the source is made. If any attribution in this publication indicates that the information (including photographs and graphics) is from a source or site external to the LAEA, permission for reuse must be sought from the originating source.*

*The use of particular designations of countries or territories does not imply any judgement by the LAEA as to the legal status of such countries or territories, or of the delimitation of their boundaries, or of their authorities and institutions.*

*The mentioning of names of specific companies or products, whether or not indicated as registered, does not imply any intention to infringe proprietary rights, nor should it be construed as an endorsement or recommendation on the part of the LAEA.*

*The LAEA assumes no responsibility for the accuracy or continued existence of URLs for external or third party Internet web sites referred to in this publication and does not guarantee that any content on such web sites is, or will remain, accurate or appropriate.*

## ACKNOWLEDGEMENTS

Financial assistance was provided by Canada, Japan, the Russian Federation, the United Kingdom and the United States of America.

In-kind contributions were received from Argentina, Australia, Belarus, Brazil, Canada, China, Cuba, the Czech Republic, Finland, France, Germany, Ghana, Iceland, India, Indonesia, Israel, Italy, Japan, the Republic of Korea, Malaysia, Mexico, Morocco, the Netherlands, New Zealand, Norway, Pakistan, the Philippines, Poland, the Russian Federation, Slovakia, South Africa, Spain, Sweden, Switzerland, the Syrian Arab Republic, Turkey, Ukraine, the United Arab Emirates, the United Kingdom, the United Republic of Tanzania and the United States of America. In-kind contributions were also received from the European Commission, the Food and Agriculture Organization of the United Nations, the International Commission on Radiological Protection, the International Labour Organization, the International Nuclear Safety Group, the OECD Nuclear Energy Agency, the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, the World Association of Nuclear Operators and the World Meteorological Organization.

The Government of Japan provided invaluable support by making available a considerable amount of information, arranging for Japanese experts to support the work on the report and ensuring logistical assistance for bilateral meetings in Japan.

The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation supported the IAEA by sharing the relevant database of references from its 2013 report and allowing information and figures from this report to be reproduced.

The IAEA thanks the large number of experts who were involved in this report. It is the result of the dedicated efforts of many people. All participants listed at the end of this technical volume made valuable contributions, but a particularly heavy load was borne by the Co-Chairs and coordinators of the working groups. The efforts of many expert reviewers, including members of the International Technical Advisory Group, are also gratefully acknowledged.

## THE REPORT ON THE FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT

At the IAEA General Conference in September 2012, the Director General announced that the IAEA would prepare a report on the Fukushima Daiichi accident. He later stated that this report would be “an authoritative, factual and balanced assessment, addressing the causes and consequences of the accident, as well as lessons learned”.<sup>1</sup>

The report is the result of an extensive international collaborative effort involving five working groups with about 180 experts from 42 Member States (with and without nuclear power programmes) and several international bodies. This ensured a broad representation of experience and knowledge. An International Technical Advisory Group provided advice on technical and scientific issues. A Core Group, comprising IAEA senior level management, was established to give direction and to facilitate the coordination and review. Additional internal and external review mechanisms were also instituted. The organizational structure for the preparation of this publication is illustrated in Fig. 1.

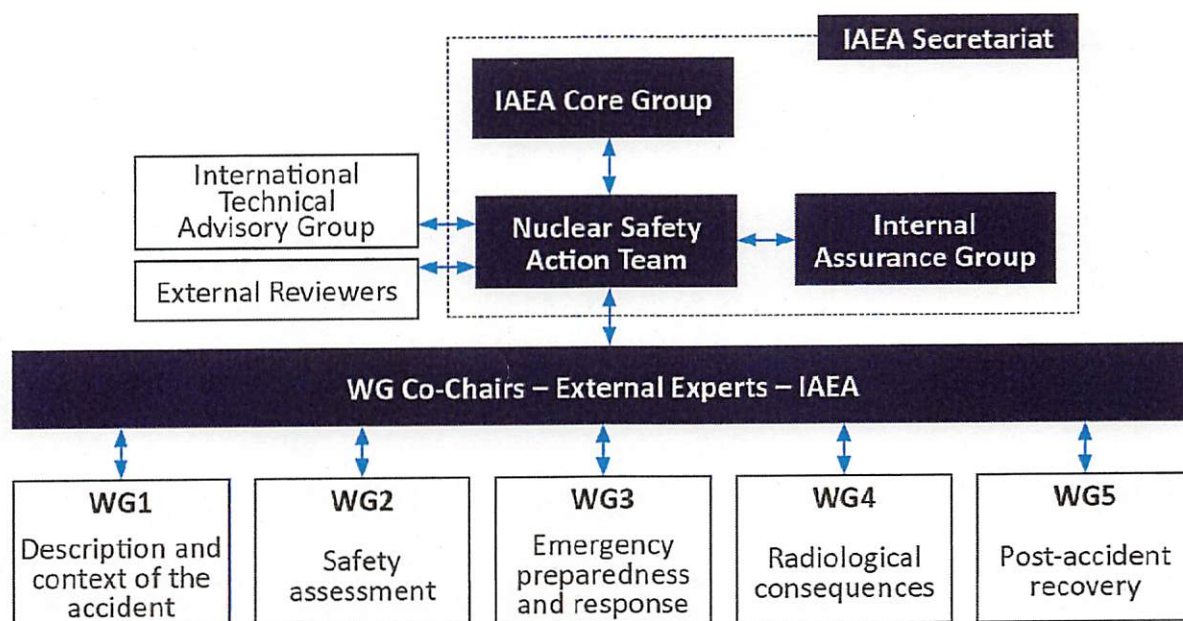


FIG. 1. IAEA organizational structure for the preparation of the report on The Fukushima Daiichi Accident.

The Report by the Director General consists of an Executive Summary and a Summary Report. It draws on five detailed technical volumes prepared by international experts and on the contributions of the many experts and international bodies involved.

The five technical volumes are for a technical audience that includes the relevant authorities in IAEA Member States, international organizations, nuclear regulatory bodies, nuclear power plant operating organizations, designers of nuclear facilities and other experts in matters relating to nuclear power.

<sup>1</sup> INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Introductory Statement to Board of Governors (2013), <https://www.iaea.org/newscenter/statements/introductory-statement-board-governors-3>.



The relationship between the content of the Report by the Director General and the content of the technical volumes is illustrated in Fig. 2.

<b>Section 1: Introduction</b>	The Report on the Fukushima Daiichi Accident					
<b>Section 2: The accident and its assessment</b>	Description of the accident	Nuclear safety considerations	<b>Technical Volumes 1 &amp; 2</b>			
<b>Section 3: Emergency preparedness and response</b>	Initial response in Japan to the accident	Protecting emergency workers	Protecting the public	Transition from the emergency phase to the recovery phase and analyses of the response	Response within the international framework for emergency preparedness and response	<b>Technical Volume 3</b>
<b>Section 4: Radiological consequences</b>	Radioactivity in the environment	Protecting people against radiation exposure	Radiation exposure	Health effects	Radiological consequences for non-human biota	<b>Technical Volume 4</b>
<b>Section 5: Post-accident recovery</b>	Off-site remediation of areas affected by the accident	On-site stabilization and preparations for de-commissioning	Management of contaminated material and radioactive waste	Community revitalization and stakeholder engagement		<b>Technical Volume 5</b>
<b>Section 6: The IAEA response to the accident</b>	IAEA activities	Meetings of the Contracting Parties to the Convention on Nuclear Safety	<b>Technical Volumes 1 &amp; 3</b>			

FIG. 2. Structure of the Summary Report and its relationship to the content of the technical volumes.

## CONTENTS

SAFETY ASSESSMENT.....	1
2. INTRODUCTION.....	1
2.1. ASSESSMENT OF THE PLANT IN RELATION TO EXTERNAL EVENTS.....	3
2.1.1. Site characteristics: Reassessment of the design bases for the Fukushima site and selection of the main plant grade level.....	3
2.1.2. International safety standards in relation to earthquake and tsunami hazard assessments and design aspects.....	7
2.1.3. Japanese regulatory practices in relation to earthquake and tsunami hazards and design aspects.....	10
2.1.4. Design basis and reassessments of the earthquake hazards and remedial actions taken during the operational life of the Fukushima Daiichi NPP.....	15
2.1.5. Design basis and reassessments of tsunami hazards and remedial actions taken during the operational life of the Fukushima Daiichi plant.....	24
2.1.6. Extreme external events in a multi-unit site and multiple sites in the same region.....	45
2.1.7. Summary.....	46
2.1.8. Observations and lessons.....	49
2.2. ASSESSMENT OF THE FAILURE TO MAINTAIN FUNDAMENTAL SAFETY FUNCTIONS.....	52
2.2.1. Introduction.....	52
2.2.2. Electrical power supply systems.....	53
2.2.3. Ultimate heat sink (emergency seawater system).....	59
2.2.4. Main control room and instrumentation and control.....	60
2.2.5. Design features of Units 1–3 for maintaining fundamental safety functions.....	61
2.2.6. Reactivity control.....	61
2.2.7. Maintenance of core cooling.....	62
2.2.8. Maintenance of containment integrity.....	69
2.2.9. Design features of Unit 4.....	72
2.2.10. Design features of Units 5 and 6.....	72
2.2.11. Spent fuel storage facilities at the Fukushima Daiichi NPP.....	73
2.2.12. Application of defence in depth.....	75
2.2.13. Summary.....	79
2.2.14. Observations and lessons.....	81
2.3. ASSESSMENT OF THE TREATMENT OF BEYOND DESIGN BASIS EVENTS.....	81
2.3.1. Introduction.....	81
2.3.2. Review of deterministic safety assessment.....	83
2.3.3. Review of the probabilistic safety assessment.....	85
2.3.4. Summary.....	89
2.3.5. Observations and lessons.....	89
2.4. ACCIDENT MANAGEMENT PROVISIONS AND THEIR IMPLEMENTATION.....	90
2.4.1. Introduction.....	90
2.4.2. Accident management provisions available at the Fukushima Daiichi NPP.....	90
2.4.3. Comparison of accident management provisions at Fukushima Daiichi Units 1–4 with IAEA safety standards.....	95
2.4.4. Evaluation of accident management actions at the Fukushima Daiichi NPP and identification of key factors leading to severe consequences of the accident.....	102
2.4.5. Summary.....	104
2.4.6. Observations and lessons.....	106
2.5. ASSESSMENT OF THE EFFECTIVENESS OF REGULATORY PROGRAMMES.....	106
2.5.1. Introduction.....	106
2.5.2. Governmental, legal and regulatory framework for nuclear safety in Japan.....	106

2.5.3. Organization and staffing of the regulatory body .....	110
2.5.4. Regulatory management systems and safety culture.....	111
2.5.5. Authorization of facilities and activities by the regulatory body .....	111
2.5.6. Severe accident assumptions and countermeasures .....	112
2.5.7. Authorization of long term operation: Requirements for periodic safety review and backfit.....	113
2.5.8. Inspections of facilities and activities .....	114
2.5.9. Regulatory requirements and guidance.....	116
2.5.10. International cooperation .....	117
2.5.11. Current status of regulatory requirements in Japan.....	118
2.5.12. Summary.....	120
2.5.13. Observations and lessons .....	121
2.6. HUMAN AND ORGANIZATIONAL FACTORS .....	121
2.6.1. Introduction.....	121
2.6.2. Methodology.....	122
2.6.3. Basic assumptions of the main stakeholders regarding nuclear safety and their impact on the conditions for the Fukushima Daiichi accident.....	124
2.6.4. The impact of basic assumptions on the accident response .....	136
2.6.5. Human and organizational assessment .....	141
2.6.6. The implications for the nuclear community .....	142
2.6.7. Summary.....	145
2.6.8. Observations and lessons .....	146
2.7. APPLICATION OF OPERATING EXPERIENCE TO IMPROVE PLANT DESIGN AND OPERATION.....	147
2.7.1. Significant operating experience events relevant to the accident at the Fukushima Daiichi NPP.....	148
2.7.2. Effectiveness of application of TEPCO's operating experience programme.....	150
2.7.3. Regulatory oversight of TEPCO's operating experience programme.....	156
2.7.4. Summary.....	157
2.7.5. Observations and lessons .....	158
REFERENCES.....	159
CONTENTS OF CD-ROM .....	166
ABBREVIATIONS .....	167
CONTRIBUTORS TO DRAFTING AND REVIEW .....	170
INTERNATIONAL TECHNICAL ADVISORY GROUP .....	173
MEETINGS.....	174

## SAFETY ASSESSMENT

### 2. INTRODUCTION

Technical Volume 1 of this report has described what happened during the accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant (NPP). The accident exceeded the design basis of the Fukushima Daiichi units in several respects. It was a severe accident, it affected multiple units and it was an accident which left the operators with little indication of what was happening, rendering them unable to control the situation. This volume describes why the accident occurred the way it did. To do so, multiple assessments have been performed to answer the following questions:

- Why did the site suffer from an extended station blackout?
- Why was site staff unable to cool the reactors and maintain the containment function?

The methodology used in this assessment is based on the IAEA safety standards in force at the time of the accident. The IAEA Safety Standards Series provides a system of Fundamental Safety Principles, Safety Requirements and Safety Guides. As the primary publication in the IAEA Safety Standards Series, the Fundamental Safety Principles No. SF-1 [1] establishes the basic safety objectives and principles of protection and safety for ensuring the protection of the public and the environment, now and in the future, from the harmful effects of ionizing radiation. Safety Requirements publications establish the requirements that must be met to ensure the protection of people and the environment, both now and in the future, in accordance with the objective and principles of the Safety Fundamentals. Safety Guides provide recommendations and guidance on how to comply with the safety requirements, indicating an international consensus on the measures recommended. The IAEA Statute makes the safety standards binding on the IAEA in relation to its own activities. They are not by default binding on Member States, but any State entering into an agreement with the IAEA concerning any form of IAEA assistance is required to comply with the requirements of the safety standards that pertain to the activities covered by the agreement. Many States elect to use IAEA safety standards as templates for their own legislation and regulations. Many other States, including Japan, use legislation and regulations adapted to their own situation and traditions.

All nuclear accidents result from a failure to maintain one or more of three fundamental safety functions, as described in IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, [2]:

- Control of reactivity;
- Removal of heat from the core;
- Confinement of radioactive material and control of operational discharges, as well as limitation of accidental releases.

The accident at the Three Mile Island NPP occurred owing to the loss of the second safety function, but releases were minimized because the containment successfully prevented any significant radioactive release to the environment. The Chernobyl accident occurred owing to the loss of the first safety function, and in this case no containment was available, resulting in the core being exposed to the environment and a very large release of radioactive material. The accident at the Fukushima Daiichi NPP occurred owing to the loss of the second and third safety functions as a result of an unanticipated severe external event — an earthquake followed by a resultant tsunami of extreme height. In this volume, the reasons behind the failure to maintain the second and third safety functions at the Fukushima Daiichi reactors are assessed in detail.

The volume begins (Section 2.1) with a review of how the design basis of the site for external events was assessed initially and then reassessed over the life of the NPP. The section also describes the physical changes that were made to the units as a result. The remainder of the volume describes the

treatment of beyond design basis events in the safety assessment of the site, the accident management provisions, the effectiveness of regulatory programmes, human and organizational factors and the safety culture, and the role of operating experience. Further background information is contained in three annexes included on the CD-ROM of this Technical Volume which describe analytical investigations of the accident along with information on topics such as system performance, defence in depth and severe accident phenomena.

Section 2.2 provides an assessment of the systems that failed, resulting in a failure to maintain the fundamental safety functions in Units 1–3, which were in operation at the time of the tsunami and in which the reactor pressure vessels (RPV) and containment vessels failed. The section also describes Units 4–6, which were shut down at the time of the tsunami, and the site's central spent fuel storage facility.

Section 2.3 discusses the probabilistic and deterministic safety assessments of beyond design basis accidents (BDBAs) that had been performed for the plant and the insights from these assessments that had led to changes in the plant's design. The section pays particular attention to the assessment of extreme natural hazards, such as the one which led to the total loss of AC power supply on the site. The additional loss of DC power supply in Units 1 and 2 played a key role in the progression of the accident because it impeded the diagnosis of plant conditions and made the operators unaware of the status of safety systems.

Section 2.4 describes the accident management provisions and their implementation. All components of accident management are discussed, both preventive (before core melt) and mitigative (after core melt or severe accident). The section covers hardware provisions, emergency operating procedures, severe accident operating procedures, human resources and organizational arrangements, including training and drills. Interface with the off-site emergency arrangements is also discussed.

Section 2.5 deals with the governmental, legal and regulatory framework for nuclear safety in Japan up to the time of the Fukushima Daiichi accident. It evaluates this framework and its contribution to the accident, and identifies lessons learned.

Section 2.6 analyses the human and organizational aspects of the accident. It examines the main stakeholders of nuclear safety in Japan and shows how their actions were interrelated and interconnected, thereby reinforcing basic assumptions about nuclear safety that prevented them from adequately preparing for such an accident. The section analyses why the accident happened despite advancements in nuclear safety in areas such as solid design, peer reviews, regulatory frameworks, safety assessment methodologies, years of successful operating experience, defence in depth, emergency preparedness, severe accident management guidelines (SAMGs) and a strong international commitment to nuclear safety.

Finally, Section 2.7 addresses the role of operating experience in improving plant design and operation in order to continuously improve nuclear safety and support defence in depth. The section assesses the TEPCO operating experience programme and the extent to which lessons were learned from events both in Japan and internationally, and the design changes made.

## 2.1. ASSESSMENT OF THE PLANT IN RELATION TO EXTERNAL EVENTS

### 2.1.1. Site characteristics: Reassessment of the design bases for the Fukushima site and selection of the main plant grade level

#### 2.1.1.1. Reassessment of the design bases of the site

The Fukushima Daiichi NPP site was selected for the location of six reactor units at the beginning of the 1960s. The site permissions were issued for Unit 1 in 1966, Unit 2 in 1968, Unit 3 in 1970, Unit 5 in 1971 and for Units 4 and 6 in 1972. With the exception of Unit 1, which was connected to the grid in November 1970, all of the other units were constructed and put into operation during the 1970s.

The process of site selection and site evaluation followed the practice and regulations at the time. Detailed information on this aspect as well as on the site characteristics is given in Technical Volume 1 in accordance with the information obtained from the Establishment Permit document [3, 4] drawn up for all six units. It can be considered as being equivalent to the section on site characteristics in a safety analysis report (SAR) for NPPs, as outlined, for example, in IAEA Safety Standards Series No. GS-G-4.1, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants [5]. However, attention should be paid to the age of the data provided in the Establishment Permit, checking, in particular, that they have been updated regularly, as needed (see, for example, Ref. [4]). In this case, the population data originate from the end of the 1960s, the meteorological data are more recent, and the data and studies on seismic matters for some structures, systems and components (SSCs) date from the beginning of the 2000s.

During the operational life of the units, a comprehensive reassessment of the site characteristics and all its aspects was not required by the regulatory authority, regardless of evidence on new hazards or new hazard levels, updated regulatory requirements on periodic safety reviews or the availability of new scientific and technical findings or experiences [6]. However, the Tokyo Electric Power Company (TEPCO) performed the reassessment of specific subjects related to seismic and tsunami hazards, as described later in this volume.

Before March 2011, safety reviews in Japan resulting from a regulatory request were mainly conducted in relation to specific hazards or issues — called ‘backchecking’ in Japanese practice — rather than as a comprehensive reassessment and implementation of physical plant upgrading or ‘backfitting’.<sup>1</sup> Thus, the backchecking of seismic hazards had been requested since 2006, while tsunami hazards were not given the same priority. This was confirmed by the newly established Nuclear Regulation Authority (NRA) during the IAEA Consultancy Meeting on Regulatory Activities and Operating Experience held in Tokyo from 20 to 24 January 2014. The implementation of physical upgrades to enhance safety were carried out only for specific aspects, with a grace period of five years being granted for executing the relevant plant upgrading [7]. This situation changed after March 2011 and the current regulatory system requires the mandatory implementation of safety backfits.

Thus, prior to the Fukushima Daiichi NPP accident, no formal legal or regulatory requirements existed in Japan that required the comprehensive reassessment of the original site related design basis and site characteristics, either periodically or in response to new knowledge that might have been gained. This situation precluded periodic safety reassessment of the full range of external hazards that may affect plant safety under new conditions. On the other hand, since the beginning of the 1990s, periodic safety reviews have been an established practice in several Member States, where comprehensive

---

<sup>1</sup> Assessment is a process aimed at providing information that forms the basis of a decision on whether or not something is satisfactory. Reassessment is a new assessment, performed after the original assessment and triggered by any of the reasons described above. The final decision on whether or not something is satisfactory may lead to the launch of a plan for determining effective corrective measures, including implementation of physical plant upgrading.

reassessments of site related aspects have been implemented on a regular basis. Furthermore, relevant guidance has been provided in IAEA safety standards [8], including technical and scientific support services. In this regard, the IAEA site and design Safety Requirements and related Safety Guides have been updated to take account of developments in the methodology, new requirements from regulatory authorities and new data. Such safety review and reassessment programmes must include consideration of the site related aspects of existing operating nuclear installations in a systematic and comprehensive manner. All topics and potential hazards are to be considered in this process, and the subsequent execution of safety upgrades has to enhance significantly the safety of those installations. A comprehensive reassessment of site related aspects would generally include the following aspects:

- Geological and geotechnical hazards (e.g. surface faulting, soil liquefaction, cavities);
- Earthquake hazards;
- Volcanic hazards, which are of particular importance in Japan due to its high volcanic risk;
- Hydrological hazards, such as external flooding hazards, from several potential sources (e.g. tsunamis, storm surges, downbursts with heavy precipitation);
- Extreme and rare meteorological phenomena (e.g. hurricanes, cyclones, typhoons, tornadoes);
- Human induced events of accidental origin (e.g. aircraft crash, explosion pressure waves).

Many of the safety reassessment programmes of existing nuclear installations have had the support and guidance of the IAEA and have resulted in modern and updated safety standards [8]. An important example of such measures to assess and enhance safety is the re-evaluation of site related safety aspects (mainly seismic) that was carried out for most of the water cooled water moderated energy reactor (WWER) type reactors in Eastern European countries mainly during the 1990s.

Before the accident, due to the lack of a regulatory framework for updating and upgrading plant safety in relation to the characteristics of the site, the Fukushima Daiichi NPP's site related characteristics were not reassessed in a systematic and comprehensive manner. Such a reassessment would have considered all site related aspects and external events (i.e. seismic and geological, meteorological and hydrological, volcanic, and human induced hazards) as well as environmental issues. Regarding the specific regulatory framework for assessing tsunami hazards, at the time of the issuance of the Establishment Permit and during the entire operational period, the regulatory authorities did not issue any requirements or guidance concerning the need to reassess the tsunami hazards and, correspondingly, the plant safety with regard to these extreme natural events. The new guidance developed and released by the Nuclear Safety Commission (NSC) of Japan in 2006 [9] as part of the seismic safety guidelines does not contain any requirements, criteria or methodology that could be used in the reassessment of tsunami hazards in view of new and updated methodologies, data, evidence or concerns, except for a generic statement on the need to take into account concurrent events, in addition to the seismic hazards.

The situation described above led to an underestimation of the tsunami hazards that affected the site and the plant. It also resulted in a lack of appropriate measures to cope with higher than design basis tsunami hazards. It was characterized, in addition, by the absence of systematic reviews, as well as by the lack of interim measures before confirmation of emerging information from trial calculations.

#### *2.1.1.2. Selection of the main grade level of the plant units*

The decision on the finished top level of the ground at the location of the main plant buildings — at an elevation defined with respect to a reference level as, for example, the mean sea level — is an important aspect of the site that affects plant safety owing to its significance in relation to flooding hazards. This aspect refers to the adoption of the main plant grade level<sup>2</sup> at the time of the design and

---

<sup>2</sup> The main plant grade level is the top level of the ground, as finished, after plant construction.

construction of the plant with respect to the natural topographical situation prevailing on land and offshore.

The reference marker for all plant elevations in the region corresponds to the Onahama Port datum line (Onahama Port, or OP)<sup>3</sup>, located about 50 km south of the Fukushima Daiichi NPP. TEPCO selected a main plant grade level of OP +10.00 m for the nuclear island and main buildings of Units 1–4 when the ‘natural’ ground level, i.e. the terrain topography, was approximately +30–35 m, well above such a level. For Units 5 and 6, this main plant grade level was defined as OP +13.00 m. The selection of such main plant grade levels implied the removal of a significant portion of natural soil/rock to reach that grade level.

Some general considerations about the main plant grade level are worth noting. Many factors are usually taken into consideration for a decision on that grade level, in view of the requirement of maintaining, throughout the operational life of the plant, a ‘dry site’ concept. The dry site concept implies that all items important to safety will be constructed above the level of the design basis flood, taking into account wind wave effects and any accompanying event(s) that may affect the reference level of the water at the time of the design basis flood (such as storm surge, sea level rise, tectonic movement, accumulation of debris, sediment transportation and ice). This can be accomplished by locating the plant at a sufficiently high elevation or, if necessary, by means of construction arrangements that raise the ground level at the site above the estimated maximum flood level. The site boundary should be monitored and maintained to keep such dry conditions during the operational life of the plant. In particular, if any filling is necessary to raise the plant above the level of the flood conditions for the design basis flood, this engineered plant item should be considered as an item important to safety and should therefore be adequately designed and maintained.

The dry site concept is considered a key measure against site flooding hazards that may affect safety. The original plant layout is to be defined on such bases, and it should be reassessed during the operational life of the plant to confirm these conditions. If the reassessment yields negative results, adequate protective measures and mitigation actions should be implemented in a timely manner.

If the above conditions are not met, the site is considered a ‘wet site’, where the level of the design basis flood is determined to be above the plant main grade level. Consequently, permanent site protective measures must be taken during the construction and operational stages, and, as mentioned above, these engineered plant protective measures are to be considered as items important to safety and should therefore be appropriately designed and maintained. Thus, the factors that are usually taken into account for the decision on the main plant grade level include the following:

- Specific plant design aspects (e.g. the plant and building layout, particularly the layout of the reactor building and reactor room level);
- Maximum and minimum levels of the estimated flooding caused by storm surges, rare meteorological phenomena (e.g. typhoons, hurricanes) or tsunamis (generated by, for example, earthquakes, landslides or volcanoes), i.e. as a result of the evaluation of all hydrological hazards;
- Geotechnical aspects related to foundation soil properties, the competent soil layers for the foundation of the buildings and, accordingly, the type (shallow or deep) of the selected foundation system;
- Hydrogeological aspects related to the presence of the groundwater table (aquifers), with its influence during the construction and operation stages;
- Construction methods and costs for digging, excavation and backfill, as well as considerations regarding the transport and assembly of heavy components;

---

<sup>3</sup> Onahama Port datum lines are 0.727 m below Tokyo Bay standard mean sea level as indicated in section 2.2.2 of the Establishment Permit [3].



- Operational aspects, e.g. those related to pumping water in and out to the main condensers, with its impact on in-house energy consumption;
- Embedment effects of the main buildings in the site response to seismic loads and the soil-structure interaction effects in the dynamic response of the SSC.

In the civil construction of the plant, TEPCO considered these factors, as indicated in the TEPCO Fukushima Nuclear Accident Analysis Report [10], through interviews with former employees who were involved in this work [10]. Although the topography provided a natural ground level of OP +30–35 m, TEPCO decided to build the plant at OP +10.00 m, i.e. much closer to the sea water level. This decision entailed the removal of soil and rock layers with a thickness of more than 20 m over a large area.

Figure 2.1–1 shows a cross-section of the construction site, including soil characteristics, based on the figure included in the Establishment Permit [3], to illustrate this discussion.

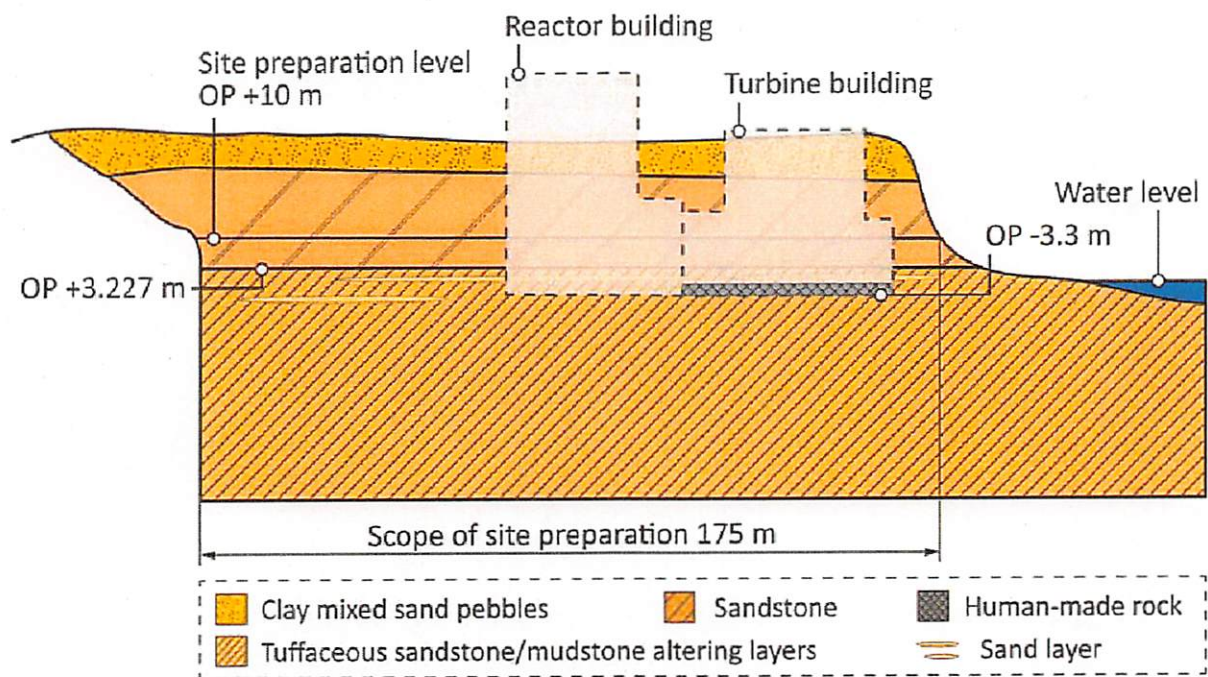


FIG. 2.1–1. Cross-section of the Fukushima Daiichi construction site showing soil characteristics (all levels are above mean sea level) [3].

Figure 2.1–2 shows a typical cross-section of the main buildings of Unit 1, illustrating the location of the grade level at OP +10.00 m and the relationship with the layout of the buildings.

The TEPCO report on the accident [10] indicated that the main plant grade level was defined in accordance with the information available from the historical records on tsunamis in the Fukushima Daiichi region and the topographical and bathymetric conditions of the shoreline in the area. In terms of construction costs, it would have been preferable not to excavate to a low level, though on the other hand, the lower level provided access advantages for water intakes and loading wharfs as well as significantly lower installation (i.e. required pump power) and operating costs for pumping cooling water. The report [10] also listed economic factors. These included the total excavation cost to develop the power station site area, including road access and the work area required, as well as the need to remove the clay and sandstone upper layers to reach the stable strata to obtain firm foundation soil where the major buildings were founded.

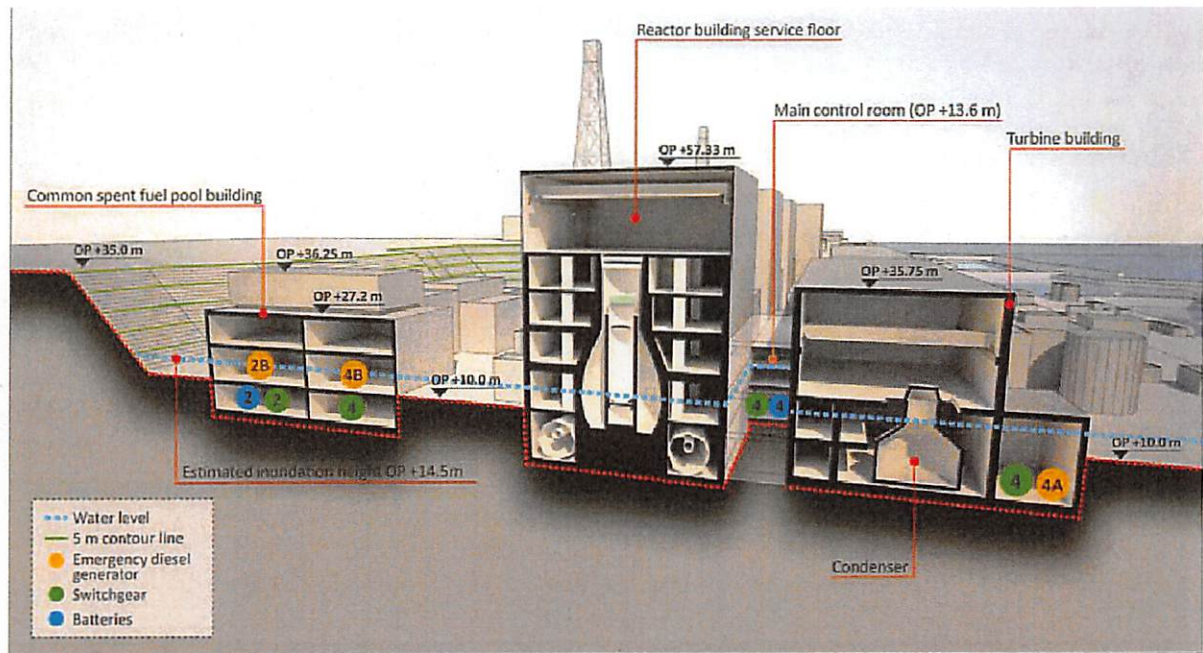


FIG. 2.1-2. Cross-section of the main buildings at Unit 1 of the Fukushima Daiichi NPP [3].

Thus, the main reason for the decision on the main plant grade level would have been the economics of water cooling supply (i.e. installation cost during the construction stage and transport energy cost during the operational life of the installation) based on the assumption that the external flooding levels would not impose a risk according to recent historical records in this area [10].

These plant grade elevations, particularly those at OP +10.00 m and +4.00 m, played a key role in the runoff to the flooding from the tsunami in March 2011. Thus, a site that was considered as a dry site in the original design basis became a wet site during its operational period as result of the analyses of the flood levels performed before March 2011. These analyses were under review in March 2011.

### 2.1.2. International safety standards in relation to earthquake and tsunami hazard assessments and design aspects

#### 2.1.2.1. Earthquakes: Hazards and design considerations

The IAEA has issued a number of publications focusing on earthquake and flood hazards since the 1970s through its Nuclear Safety Standards (NUSS) programme. These publications include Safety Requirements and Safety Guides, which were developed on the basis of consensus among Member States and recognized engineering practices. The safety standards in these areas, of generic and specific nature, have been periodically updated in accordance with scientific and practice developments, and considering also the lessons learned from occurred external events in the world.

IAEA safety standards require that, before the construction of an NPP, site specific external hazards, such as earthquakes and tsunamis, need to be identified, and the impacts of these hazards on the NPP need to be evaluated as part of a comprehensive and full characterization of the site. Adequate design bases are required to be established to provide sufficient safety margins over the life of the NPP. These margins need to be sufficiently large to address the high level of uncertainty associated with the evaluation of external events. Site related hazards need to be periodically reassessed in order to identify any need for change as a result of new information and knowledge during the life of the plant.

The guidance provided in the IAEA safety standards on seismic hazards (fault displacement and ground motion hazard) has been revised three times.

The first Safety Guide on this topic was published in 1979 as Safety Series No. 50-SG-S1, Earthquakes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting [11]. At that time, the concept of capable fault was first introduced to differentiate those active faults which may have the potential for relative displacement at or near the ground surface.

In the 1960s and 1970s, it was common international practice to use historical records when applying methods for estimating seismic and concomitant (e.g. tsunami) hazards. This common practice included increasing safety margins by increasing the maximum recorded historical seismic intensity or magnitude in the site region, and assuming that such an event would occur at the closest distance to the site [11]. This was done to account for the uncertainties in the observations of intensities or magnitudes, as well as to compensate for the fact that the maximum potential values might not be attained in a relatively short period of observation when, typically, the observation period needs to include pre-historical data in order to provide robust estimates for the hazard assessment. However, the seismic hazard assessment for the design of Units 1 and 2 at the Fukushima Daiichi NPP was conducted mainly on the basis of regional historical seismic data without increasing the safety margins as described above. During the process of obtaining construction permits for the later units, a new methodology was applied using a combination of historical earthquake information and the geomorphological fault dimensions [3, 4]. At that time, the regulations on deterministic seismic hazard assessment in many countries did not require a given frequency of occurrence for this extreme event. However, later, in the 1990s, studies demonstrated that the mean period of recurrence of those design bases spanned from 1000 to 100 000 years, with the median being 10 000 years [12]. These studies were performed in support of the revision of siting regulations in some countries based on a comparison of the original design basis for earthquakes with the available probabilistic hazard results.

The first version of the Safety Guide on seismic hazard assessment [11] was substantially revised in 1991 and published as Safety Series No. 50-SG-S1, Rev. 1 [13]. At this time the concept of seismic hazard analysis based on a seismotectonic model using a reliable geological, geophysical, geotechnical and seismological data set was established. This meant that the seismic hazard at an NPP site would be controlled not only by seismicity (i.e. the historical record of occurred earthquakes), but also by tectonics, which gives an indication of the long term potential for geological structures to generate earthquakes. This concept has been retained in the subsequent revisions of this Safety Guide, first in 2002 [14] and, finally, in 2010 with the current Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9, Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations [15].

In the Safety Requirements publication IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, Site Evaluation for Nuclear Installations [16], a preference was indicated for probabilistic hazard analyses for external events in order to take into consideration the potential for hazards beyond the design basis and, as a consequence, the need to avoid cliff edge effects affecting safety. Following this requirement, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 [15] provides detailed recommendations for a probabilistic seismic hazard analysis (PSHA).

Although the probabilistic approach is recognized as an efficient tool to evaluate hazards beyond the design basis, there are examples of deterministic approaches for beyond design basis seismic evaluation. The European Utility Requirements (1998) provide a factor of 1.4 beyond design for checking the adequacy of the plant, while the United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) requires a plant to demonstrate a high confidence of low probability of failure (HCLPF) of 1.67.

### 2.1.2.2. *Tsunami: Hazards and design considerations*

Tsunami waves and associated phenomena may produce severe damage to installations located in coastal areas. With regard to nuclear installations, IAEA safety standards require that the potential for tsunamis that can affect safety and the determination of its characteristics should be assessed, taking into consideration pre-historical and historical data as well as associated hazards, with account taken of any amplification due to the coastal configuration at the site (see paras 3.24–3.28 of Ref. [16]).

If such a potential exists and detailed hazard characterization is done, the facility, installation or plant should be designed to withstand the event according to adequate design bases, including specific performance criteria determined as a result of a tsunami hazard assessment, as indicated in IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, *Safety of Nuclear Power Plants: Design* [2] (see paras 5.16 and 5.17). These aspects have also been considered in the current revision of NS-R-1, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 [17], in Requirement 17.

To comply with these requirements, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-3.5, *Flood Hazard for Nuclear Power Plants on Coastal and River Sites* (2003) [18], and IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.5, *External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants* [19], provided detailed recommendations based on recognized practice and consensus among Member States at that time. Characterization of runup, drawdown and associated phenomena (i.e. hydrodynamic forces, debris and sedimentation) was recommended in NS-G-3.5 [18]. This version of the Safety Guide on flood hazards reflected the operating experience from the flooding affecting the Le Blayais NPP site in France in 1998.

As stated in the IAEA safety standards [18], the dry site concept needs to be applied (as defined in the previous section) particularly in relation to flood events. Thus, all items important to safety should be constructed above the level of the design basis flood, with account taken of wind wave effects and any accompanying event(s) that may affect the reference level of the water at the time of the design basis flood (such as storm surges, sea level rise, tectonic movement, accumulation of debris and ice). In many Member States, this concept is preferred to the alternative solution of permanent external protective barriers such as levees, sea walls and bulkheads, which require being classified as safety related SSCs with strict design and construction engineering, periodic inspections, maintenance and monitoring features, among other aspects important to safety. In both cases, redundant and conservative measures should be implemented owing to the intrinsic cliff edge characteristics involved in surmounting the protective barriers in place. These measures include ensuring waterproofing and the suitable design of items necessary to provide the capability to properly perform the fundamental safety functions of shutting down the reactor and maintaining it in safe shutdown condition [18].

A revision of NS-G-3.5 was recently undertaken to consider new data, information and lessons learned, mainly from the December 2004 Indian Ocean tsunami. The result was IAEA Safety Standards Series No. SSG-18, *Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations* [20], which was published in 2012. This new version maintains the concepts and recommendations from the previous Safety Guides and provides more detailed recommendations related to the protection of NPPs against the hazardous effects of tsunamis. An annex in this safety standard — which is not considered as part of the safety standard — refers to current practices in some Member States, with Japan and the United States of America being the examples.

### 2.1.3. Japanese regulatory practices in relation to earthquake and tsunami hazards and design aspects

#### 2.1.3.1. Earthquakes

At the time the construction permit for Units 1–6 of the Fukushima Daiichi NPP was issued, between 1966 and 1972, the applicable criteria in Japan for defining the site related design bases including the review guidance were, in general, those established in the:

- Regulatory Guide for Reviewing Nuclear Reactor Site Evaluation and Application Criteria, issued by the Japan Atomic Energy Commission (JAEC) in 1964 [21] (revised in 1989).
- Regulatory Guide for Reviewing Safety Design of Light Water Nuclear Power Reactor Facilities, issued by JAEC in 1970. This guidance document was revised in 1977 and 1990 [22] and provides very general requirements on the need for safety functions not to be affected by this type of natural hazard.

Regarding the seismic hazard assessment, a document entitled Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities was issued by the NSC in 2006 [9]<sup>4</sup> which was valid at the time of the Fukushima Daiichi accident.

#### *Active and capable faults — Japan*

Until very recently, the Japanese nuclear regulatory guides and Japanese practice did not make a clear distinction between active faults and capable faults as established by the IAEA. In other words, seismic hazard analyses involved only vibratory ground motion and not fault displacement. Starting with the 16 July 2007 Niigata-Chuetsu-Oki earthquake that affected the Kashiwazaki-Kariwa NPP, and following several IAEA missions that recommended that fault displacement hazard issues be specifically addressed, more attention was given to this topic by TEPCO. In fact, TEPCO agreed to conduct a research study, including performing specific and detailed site investigations in relation to the fault displacement issue at the Kashiwazaki-Kariwa site and to initiate probabilistic fault displacement hazard analysis. This was also identified as a task within the framework of the IAEA Extrabudgetary Programme on Seismic Safety. TEPCO presented their results during a seminar on fault displacement hazards in January 2014 at the IAEA, which was organized as part of the annual Donors' Meeting of the Extrabudgetary Programme of the IAEA's International Seismic Safety Centre (ISSC).

The NSC Regulatory Guidelines of 2006[9] increased the definition of an active fault from 50 000 to 120 000–130 000 years. The latter period refers to the late Pleistocene. This change was significant since the faults near the NPPs, which may have been previously considered not active during the original site selection and design process, had to be considered active after 2006 and the seismic hazard values, consequently, were increased. Even though the older faults were considered to be active by the NSC Regulatory Guidelines of 2006 [9], the Japanese regulatory authority at that time, the Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA), did not have in place specific requirements or regulations regarding fault displacement issues and only required that the vibratory ground motion be re-evaluated.

The regulatory outlook on the fault displacement issue has changed significantly in Japan since the Fukushima Daiichi accident. Fault displacement hazard has now become a subject that is raised frequently by the current Nuclear Regulation Authority (NRA). However, even though regulatory requirements were not in place, NISA had already asked several utilities to investigate the fault displacement hazard at their NPPs. After the 2007 Niigata Chuetsu-Oki earthquake and the

---

<sup>4</sup> Hereafter referred to as the NSC Regulatory Guidelines of 2006

identification of the potential fault displacement issue at the Kashiwazaki-Kariwa site by the IAEA, NISA became more proactive in its oversight of the problem. The issue was formally raised by NISA only after the Fukushima Daiichi accident and in the context of the backcheck programme at the Expert Hearing on Earthquakes and Tsunamis [23].

NISA/NRA have asked for reviews of the following NPPs regarding the potential for fault displacement hazard at the site according to information provided by the official NRA web site:

- On 29 August 2012, NISA directed the Kansai Electric Power Company (KEPCO) to develop an additional plan on the fracture zones at the site of the Mihama NPP.
- In November 2012, the NRA conducted investigations and held evaluation meetings relating to the fracture zones at the site of KEPCO's Ohi NPP. Additional investigations are planned, including a feature called the F-6 fracture zone.
- NISA received additional investigation plans from the Japan Atomic Power Company (JAPC) in May and August 2012 regarding the fracture zones at the site of the Tsuruga NPP. The NRA conducted field investigations related to on-site capable faults at Tsuruga in December 2012.
- NISA directed the Hokuriku Electric Power Company to conduct additional investigations of the fracture zone at the site of the Shika NPP on 18 July 2012.
- NISA received a report on the evaluation results of the fracture zones at the site of the Higashidori NPP from Tohoku Electric Power Company in March 2012.

A new regulation prepared by the NRA in July 2013 defines fault activity. The document puts the new limit for fault capability to 400 000 years in cases where the late Pleistocene dating cannot be established due to the absence of these horizons [24]. This may have some major consequences for Japanese NPPs, as follows:

- Faults in the vicinity of the site, previously not identified as active (or 'capable' in IAEA terminology) under old regulations, may now become a seismogenic source which would be able to generate seismic ground motion and/or be a source for fault displacement hazards.
- In the case of seismic ground motion, there will yet be another increase in the vibratory ground motion hazard with respect to the level for which the SSCs were designed or previously re-evaluated.
- In the case of fault displacement hazards, there would now be a serious issue if they were found at or near an NPP site.

The M 6.5 default earthquake that most of the NPPs in Japan were designed against may have concealed some small faults (or folds) in the site vicinity (i.e. about a 5 km radius around the NPP site) as they contributed much less to the ground motion hazard than the M 6.5 default earthquake. Because fault displacement was not explicitly considered a separate hazard, this did not cause an issue before the new NRA regulations. It is likely that small capable faults may exist in the vicinity of some Japanese NPPs. Without resorting to probabilistic fault displacement hazard analysis, it is difficult to resolve issues related to these faults. The NRA will make deterministic decisions regarding these faults because Japanese regulations do not support probabilistic fault displacement hazard analysis.

### *Vibratory ground motion*

The underestimation of the seismic hazards for the Fukushima Daiichi and Daini NPPs is shown in Tables 2.2-1 and 2.2-2, provided by TEPCO. At these sites, the original design basis as well as the values obtained from recently conducted seismic hazard reassessments were exceeded with respect to the maximum acceleration values recorded in March 2011.

The underestimation of the seismic hazard is related to the reliance of past Japanese practice on basing the seismic hazard assessment mainly on observed earthquakes (recent historical data) and not on the

tectonic potential of the faults (including the subduction zone), coupled with the lack of conservative assumptions for taking into account the uncertainties that exist in the assessment of pre-historical extreme events. In this regard, consideration of an active fault survey for assessing vibratory ground motion has been strengthened after the issue of the NSC Regulatory Guidelines of 2006.

It is important to point out the difference in the Japanese approach with respect to the international practice. As indicated in the previous section, in the 1960s and 1970s, it was common international practice to use historical records when applying methods for estimating seismic and concomitant (e.g. tsunami) hazards. This approach was basically deterministic. The international practice [11] was to add a safety margin to supplement the lack of information on non-observed extreme events of very low annual frequency of occurrence by increasing the maximum historically recorded seismic intensity or magnitude and by assuming that such an event may occur at the closest distance to the site, as explained in detail in Safety Series No. 50-SG-S1 [11]. This was not done in Japan in order to compensate for the fact that the maximum values might not be attained in a relatively short period of observation. The pre-historical data are to be included in order to consider extreme events and provide robust estimates for the hazard assessment of very low annual probability of occurrence events. In addition to the criterion to use pre-historical and historical data commensurate with the low annual frequency of occurrence of these extreme external events, the internationally recognized practice also recommended the use of global analogues in order to cope with the lack of such pre-historical data. This is another important tool, particularly as an earthquake with M 9.5 (the largest in history) had occurred previously in the same tectonic environment of the Pacific tectonic plate.

When the IAEA Fact Finding Expert Mission of 24 May–2 June 2011 [6] said in its report that the “tsunami hazard was underestimated”, it meant that the magnitude associated with the subduction zone was underestimated because of the emphasis on the use of historical data only (see the detailed description in Section 2.1.4.2).

At the beginning of the 1960s, when the first unit of Fukushima Daiichi was designed, there were two major subduction earthquakes (in Chile in 1960 at M 9.5 and in Alaska in 1964 at M 9.2) in the Circum-Pacific Belt, on which Japan is also located. At that time, an integrated approach to large scale seismotectonic modelling was not adopted in Japan. The tectonic potential of faults was not considered because at that time the earthquake occurrence model relied heavily on seismicity data and a belief that a mega earthquake like the M 9.5 earthquake in Chile in 1960 would not occur in this area which proved to be incorrect.

Due to the conservative approach of the Japanese regulatory guides for seismic design of NPPs — e.g. using the static approach with three times the static equivalent seismic loads established for conventional building codes — the site specific seismic hazard may not be the actual design basis. The difference between S1 and S2 earthquake levels<sup>5</sup>, as they were defined by the Japanese regulations, is related to the time frame for which the faults that may generate significant earthquakes are considered to be active. Until the publication of the NSC Regulatory Guidelines of 2006 [9] for calculating S1, it was required to postulate that faults that had moved within the past 10 000 years were to be considered as being active. For the calculation of S2 this time frame was 50 000 years. This meant that many more faults had to be considered active in the calculation of S2. This increased the estimated value of the seismic ground motions hazard.

---

<sup>5</sup> S1 and S2 are the two levels of severity of design basis ground motions that should be taken into account. IAEA Safety Series No. 50-SG-S2 defined the application of these two levels in design as follows: (1) ground motion level 1 (S1), which is the maximum that reasonably can be expected to be experienced at the site area once during the operating life of the nuclear power plant; (2) ground motion level 2 (S2), which is considered to be the maximum earthquake potential at the site area [11, 25].

With the publication of the NSC Regulatory Guidelines in September 2006 [9], the 50 000 year period was increased to 120 000–130 000 years, as was described in the previous section. This meant that every NPP in Japan was required to perform a backcheck in order to understand the impact of the additional faults that needed to be considered to be active for assessing the vibratory ground motion.

Since September 2006, the derivation of the seismic design basis using the seismic hazard approach has stipulated the following approaches:

- Following a methodology similar to the deterministic seismic hazard analysis outlined in IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 [15], using the ground motion prediction equations (GMPEs) approach for the identified seismic sources as formulated, for example, by the Japan Electric Association (JEA) Response Spectrum;
- Using the Green's Function approach for numerical simulation of the ground motion generated by the identified seismic sources;
- Considering diffuse seismicity, formulating the ground motion by collecting and analysing relevant strong motion records that cannot be assigned to an identified seismic source with account taken of site characteristics.

During the preparation of IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 [15], the following paragraph was added in order to represent the Japanese approach regarding the second item in the list above:

“5.14. In seismically active regions for which data from ground motion caused by identifiable faults are available in sufficient quantity and detail, simulation of the fault rupture as well as of the wave propagation path is another procedure that should be followed. In cases where nearby faults contribute significantly to the hazard, this procedure may be especially effective. The parameters needed include:

- (a) Fault geometry parameters (location, length, width, depth, dip, strike);
- (b) Macroparameters (seismic moment, average dislocation, rupture velocity, average stress drop);
- (c) Microparameters (rise time, dislocation, stress parameters for finite fault elements);
- (d) Crustal structure parameters, such as shear wave velocity, density and damping of wave propagation (i.e. the wave attenuation Q value).

“For complex seismotectonic environments such as plate boundaries, thrust zones and subduction zones, and in particular for offshore areas, the specific seismotectonic setting of the earthquake that affects those seismic source parameters mentioned in (a)–(d) should be considered in the characterization of the ground motion.”

#### *Minimum magnitude (M 6.5) event*

Historically, postulating an M 6.5 default earthquake at the site may have had favourable and unfavourable consequences. The favourable consequence is that a certain level of robustness is ensured for every NPP in Japan as a minimum. However, this assumption also had an unfavourable consequence because it led plant operators to ignore nearby faults if they produced lower ground motions that were less than the enveloping response spectrum due to the M 6.5 postulated earthquake. While this had no implication in the evaluation of the vibratory ground motion hazard, it led to the potential for the fault displacement hazard being ignored. As expressed in the previous subsection, this topic was recognized as a regulatory issue in Japan after the 2007 Niigata Chuetsu-Okai earthquake, at the Kashiwazaki-Kariwa site. It has been formally recognized as a regulatory issue in Japan since the Fukushima Daiichi NPP accident, and the corresponding reassessments of several Japanese NPPs to verify safety against earthquake related hazards are ongoing.



## *Ground motion prediction equations for the Niigata-Chuetsu-Oki and Great East Japan earthquakes*

For approximately the same epicentral distance and distance from fault rupture (about 200 km), the base mat motions recorded at the two plants, Fukushima Daiichi and Daini (only 10 km apart), are significantly different (see Tables 2.1-1 and 2.1-2). The soil properties are similar (at ~50 m, a layer with shear wave velocity of  $V_s = 700$  m/s). The plant structures are also similar, as is the embedment depth of ~10–12 m for all units.

The two earthquakes (Niigata-Chuetsu-Oki in 2007 and the Great East Japan in 2011) which were recorded in the basement levels of the reactor buildings of the seven units of the Kashiwazaki-Kariwa NPP and all the units of the Fukushima Daiichi and Daini NPPs show that when the location of the earthquake focus with respect to the NPP is of the same order of magnitude as the causative fault dimensions, the values obtained using the conventional GMPE and site response (considering only soil amplification) will not be accurate in terms of predicting ground motion.

The variability between the records obtained at Units 1–4 and Units 5–7 of the Kashiwazaki-Kariwa NPP during the Niigata-Chuetsu-Oki earthquake is significant and cannot be predicted using conventional tools. As shown in Tables 2.1-1 and 2.1-2, the same is true for the records obtained at the Fukushima Daiichi and Daini units during the Great East Japan Earthquake. This may explain the emphasis given to the fault rupture simulation approach by Japanese scientists.

### *2.1.3.2. Tsunamis and external flooding*

At the time the construction permit for the Fukushima Daiichi NPP was issued, from 1966 to 1972 for Units 1–6, the applicable criteria in Japan for defining the site related design bases including the review guidance, were those established in the:

- Regulatory Guide for Reviewing Nuclear Reactor Site Evaluation and Application Criteria, issued by the JAEC in 1964, (revised in 1989) [21].
- Regulatory Guide for Reviewing Safety Design of Light Water Nuclear Power Reactor Facilities, issued by JAEC in 1970. This guidance document was revised in 1977 and 1990 and provides very general requirements on the need that safety functions must not be affected by natural hazards [22].

Specifically regarding the tsunami hazard assessment, the 1990 version of the Regulatory Guide for Reviewing Safety Design of Light Water Nuclear Power Reactor Facilities [22] provided very generic requirements and only stated that the effect of the tsunami should be considered in the design, but it did not prescribe an approach or methodologies to be used or performance criteria to be fulfilled in that regard. It also stated that the design tsunami should be determined, for example, by numerical simulation.

Later, in 2002, reflecting the advances and progress in the area of numerical simulations for tsunami hazard evaluation, a standard assessment methodology was developed by the Japan Society of Civil Engineers (JSCE) through its Tsunami Evaluation Subcommittee of the Nuclear Civil Engineering Committee. Thus, the Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan [26] was published and its main elements are described in Section 2.1.5.4. It is based on a deterministic approach, and the uncertainties in the tsunamigenic source data are considered by processing a number of studies with a variation of the significantly involved parameters.

However, the most important characteristic of the JSCE methodology, from the point of view of its incidence in the calculations performed before March 2011 by TEPCO and which led to an underestimation of the tsunami wave heights at Fukushima Daiichi, is the fact that the tsunamigenic

sources are fixed or deterministically established by the guidelines, and the applicant should apply only those sources as indicated by the procedure. It should also be highlighted that this standard provides a method for calculating the maximum and minimum tsunami heights, but does not include specific guidance on how to deal with the associated effects such as, for example, hydrodynamical loads, sand drift, or missiles from transported debris (see chapter 2, point 2 of Ref. [26]). Moreover, the JSCE methodology indicates that “it is assumed that the effects of the other phenomena are less important than that of the water level”. These associated effects are only referred to as future challenges in the last sentence of the final chapter.

The JSCE methodology had been applied by TEPCO and all other utilities in Japan since 2002, as described in detail in Section 2.1.5.4 of this volume. It is also included in an annex of IAEA Safety Standards Series No. SSG-18 [20] as an example of practice of a Member State (Japan). Practice in the USA is also included in that annex.

In relation to regulatory requirements and guidance, the new NSC Regulatory Guidelines of 2006 address tsunami safety in chapter 8 as an accompanying event of an earthquake, stating that “safety functions of Facilities shall not be significantly affected by the tsunami which could be postulated appropriately to attack but very scarcely in the operational period of Facilities”. No detailed or specific requirements or guidance is provided on the way to comply with this statement, in particular regarding the meaning of “very scarcely” [9].

Regarding the combination with other flooding hazards, it was indicated that in practice only the high tide is added to the calculated tsunami water levels. In the meeting with NSC authorities at the time of the IAEA Fact Finding Expert Mission, it was clarified that the NSC Regulatory Guidelines of 2006 were not legally binding and they were not regulations, although in practice they were considered as such. It was also expressed that these guidelines would be revised in view of recent experience and lessons learned [6].

No regulatory guidelines existed, also, regarding the consideration of external flooding as a hazard that may result from a combination of meteorological and hydrological phenomena.

#### **2.1.4. Design basis and reassessments of the earthquake hazards and remedial actions taken during the operational life of the Fukushima Daiichi NPP**

##### *2.1.4.1. Background information on seismic hazards*

IAEA safety standards require that the site of a nuclear installation be adequately investigated with regard to all characteristics that could be significant to safety and possible external natural and human induced hazardous phenomena. IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3, Site Evaluation for Nuclear Installations [16] states the key requirements to be complied with, as follows:

“3.2. Information on prehistorical, historical and instrumentally recorded earthquakes in the region shall be collected and documented.

“3.3. The hazards associated with earthquakes shall be determined by means of seismotectonic evaluation of the region with the use to the greatest possible extent of the information collected.

“3.4. Hazards due to earthquake induced ground motion shall be assessed for the site with account taken of the seismotectonic characteristics of the region and specific site conditions. A thorough uncertainty analysis shall be performed as part of the evaluation of seismic hazards.

“3.5. The potential for surface faulting (i.e. the fault capability) shall be assessed for the site. The methods to be used and the investigations to be made shall be sufficiently detailed that a reasonable decision can be reached using the definition of fault capability given in para. 3.6.”

The IAEA Safety Requirements mentioned above, which updated similar safety requirements established in Safety Series No. 50-C-S (Rev. 1), Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Siting [27], published in 1998, are supported by the detailed recommendations provided in the newly revised IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 [15], in which methodologies and criteria for assessing seismic hazards and, particularly, seismic ground motions and the potential for fault capability are provided.

As indicated in IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 [15], the general approach to seismic hazard evaluation should be directed towards reducing uncertainties at various stages of the evaluation process in order to obtain reliable results driven by data. Experience shows that the most effective way of achieving this is to collect a sufficient amount of reliable and relevant data. There is generally a trade-off between the time and effort necessary to compile a detailed, reliable and relevant database and the degree of uncertainty that the analyst should take into consideration at each step of the process. All pre-instrumental data on historical earthquakes (that is, events for which no instrumental recording was possible), extending as far back in time as possible, should be collected. Palaeoseismic and archaeological information on historical and pre-historical earthquakes should also be taken into account.

Since its first revision in 1991, Safety Series No. 50-SG-S1 (Rev. 1), Earthquakes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting [13, 27] recommends the application of a seismotectonic approach which is established on the basis of a database comprising geological, geophysical, geotechnical and seismological information. The integration of the geological data (physical capability of tectonic structures to generate earthquakes) with historical and pre-historical seismicity (empirical data) is the cornerstone of the seismotectonic approach regardless of the method used for the calculation of the seismic hazard specific to the site (deterministic or probabilistic).

After detailed hazard characterization is done, the plant should be designed to withstand the seismic events according to specific design bases determined as a result of this hazard assessment, as indicated in paras 5.16 and 5.17 of IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design [2]. Moreover, para. 5.22 of NS-R-1 [2] states that: “The seismic design of the plant shall provide for a sufficient safety margin to protect against seismic events.”

To comply with such design requirements, mainly applicable to the design of new installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.6, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants [8], provides detailed recommendations for the design of SSCs according to their safety significance and following recognized international engineering practice and consensus at the time.

Finally, and more applicable to the situation at the Fukushima Daiichi NPP, for existing operating power plants the evaluation of seismic safety should be conducted as required by the following factors, as prescribed by para. 2.10 of IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.13, Seismic Safety Evaluation for Existing Installations [28]:

- “(a) Evidence of a seismic hazard at the site that is greater than the design basis earthquake arising from new or additional data (e.g. newly discovered seismogenic structures, newly installed seismological networks or new palaeoseismological evidence), new methods of seismic hazard assessment, and/or the occurrence of actual earthquakes that affect the installation;
- (b) Regulatory requirements, such as the requirement for periodic safety reviews, that take into account the ‘state of knowledge’ and the actual condition of the installation;

- (c) Inadequate seismic design, generally due to the vintage of the facility;
- (d) New technical findings, such as vulnerability of selected structures and/or non-structural elements (e.g. masonry walls), and/or of systems or components (e.g. relays);
- (e) New experience from the occurrence of actual earthquakes (e.g. better recorded ground motion data and the observed performance of SSCs);
- (f) The need to address the performance of the installation for beyond design basis earthquake ground motions in order to provide confidence that there is no 'cliff edge effect'; that is, to demonstrate that no significant failures would occur in the installation if an earthquake were to occur that was slightly greater than the design basis earthquake...;
- (g) A programme of long term operation of which such an evaluation is a part."

#### *2.1.4.2. Design basis in relation to earthquake hazards*

The following is based on the Establishment Permit Report of the Fukushima Daiichi NPP [3] and Nuclear Reactor Establishment Change Permit Application (Nuclear Industry Report to the Government No. 5-11) submitted on 13 April 1993 [4]. The site description parts of the original Establishment Permit Report [3] have been included in Technical Volume 1. Those parts that relate directly to the derivation of the seismic design basis are treated in this section.

The contents of the section on earthquakes in Ref. [4] are as follows:

- Seismic motion earthquakes and earthquake damage that have occurred in Fukushima Prefecture and surrounding areas;
- History of earthquake damage in areas near the Fukushima Daiichi site;
- Ground conditions of the Fukushima Daiichi site;
- Seismic past earthquakes;
- Recent seismic activity;
- Active faults;
- Seismic geotectonics;
- Site ground vibration characteristics;
- Standard seismic motion;
- Reference documents.

#### *Earthquakes and earthquake damage that has occurred in Fukushima Prefecture and surrounding areas*

As indicated in Refs [3] and [4], records of earthquake damage in Japan date back as far as A.D. 599 and have been used to create chronological tables which provide information on the magnitude, hypocentre and degree of damage from each earthquake. Earthquakes around Fukushima Prefecture can be classified into two groups, those with hypocentres in the ocean off the coast of Iwaki and Sanriku, and those occurring inland around Lake Inawashiro.

According to isolines that indicate the number of years between recurrences in the region around Fukushima Prefecture, earthquakes with intensities greater than severe earthquakes and those greater than disastrous earthquakes occur only once every approximately 150 years and once every approximately 400 years, respectively. Furthermore, a very severe earthquake is not known to have occurred in the vicinity of Fukushima Prefecture, making it one of the least earthquake prone areas in Japan.

According to historical research, other than Aizuwakamatsu, in the vicinity of Lake Inawashiro, no other areas in the vicinity of Fukushima Prefecture have suffered damage in the past, and areas around the site of the Fukushima Daiichi and Daini NPPs have never been damaged by an earthquake.

### *History of earthquake damage in areas near the Fukushima Daiichi NPP*

Of all the earthquakes that have occurred in Fukushima Prefecture and its surrounding areas, those that are thought to have caused some damage near the site of the Fukushima Daiichi NPP and for which records of damage still exist have been extracted as follows:

- Aizu earthquake in 1611 (27 September 1611) M 6.9;
- Sendai earthquake in 1646 (9 June 1646), M 7.6;
- Iwashiro-no-kuni Koori earthquake in 1731 (7 October 1731) M 6.6;
- Earthquake off the coast of Shioyazaki to the southeast in 1938 (23 May 1938) with M 7.5 and intensity V in Onahama, Fukushima, Aizu;
- Earthquake off the coast of Fukushima Prefecture to the east in 1938 (5 November 1938), with M 6.5 and intensity V in Onahama, Fukushima, Aizu.

Reference [3] provides a description of the effects of the above mentioned earthquakes and concludes that the area in the vicinity of the Fukushima Daiichi NPP site is a region of Fukushima Prefecture with little seismic activity.

One important point to note is related to the offshore earthquakes that occurred on the subduction zone to the east, the Sendai earthquake in 1646 to the north-east and the earthquake off the coast of Shioyazaki in 1938 to the south-east of the site have been estimated at M 7.6 and M 7.5, respectively. They are both within a distance of 70 km from the Fukushima Daiichi NPP site.

The basic data that have been used in checking the seismic hazard of the site are the historical seismicity starting with an earthquake from the year 1611. This means that the data are constrained to about 400 years.

### *Ground conditions at the Fukushima Daiichi NPP site*

As mentioned in Section 2.1.1, the construction site of the power plant was prepared to an elevation of approximately OP +10.00 m. The main nuclear island structures, such as the reactor buildings of the six units, were built directly on mudstone bedrock that lies near an elevation of OP -4.00 m. This mudstone bedrock belongs to the Sendai Group from the Pliocene Epoch of the Neogene Period and is approximately 400 m thick.

On the basis of the results of the bearing capacity tests and on the values obtained of the compression (P) and shear (S) soil wave velocities, the ground conditions were deemed to be good.

### *Original seismic design basis*

Applying the above described methodology and data available at the time of the licensing of the Fukushima Daiichi NPP units — based more on historical seismicity than on tectonics — the original design basis values for the seismic hazard, expressed in terms of zero period ground acceleration (ZPGA), are quite modest, with values ranging from 245 Gals (~0.25g) to 294 Gals (~0.29g) for the north-south and east-west horizontal components, respectively, for Units 1-5. For Unit 6, higher values of ~0.50g were evaluated as the original design basis.

In addition, and in compliance with the seismic design criteria in Japanese practice, a static horizontal acceleration of 470 Gals (~0.47g) is used for designing the buildings and structures. ZPGA values, measured in Gals, for each unit are included in Tables 2.1-1 and 2.1-2 [6].

#### 2.1.4.3. Reassessment of the earthquake hazards

Information on the evolution of the assessment of seismic hazards was obtained mainly from the chapter on Seismic Motion of the Nuclear Reactor Establishment Change Permit Application (Nuclear Industry Report to the Government No. 5-11) [3, 4].

New investigations were performed in order to obtain a change permit for the construction of structures as described below. The importance of these investigations is that they are based on much more recent earthquake catalogues as well as information on tectonics, i.e. active faults in the region of investigation. A new set of ground motion parameters were derived for these new structures. However, it is not clear whether or not the new parameters were applied to the existing structures, i.e. whether or not backcheck evaluations were performed.

The following explains the methodology used in the determination of the design basis seismic motion as it should be applied to "common facilities used to assist operation, as well as concrete ducts and internal equipment connected to these facilities" mentioned as part of changes made to the Nuclear Reactor Establishment Change Permit Application (Nuclear Industry Report to the Government No. 5-11) [3, 4]. Specifically, these include the establishment of the spent fuel pool and dry storage facility, the establishment of the spent fuel transport vessel storage area and specialization and extra installation of emergency diesel generators.

The change permit application states that the USAMI Catalog (1979), Utsu Catalog (1982) and Meteorological Agency Earthquake Catalog were the most reliable at that time. A figure provided in the change permit application shows the distribution of recent damaging earthquakes having epicentres within 200 km of the site from all of the damaging earthquakes mentioned in the USAMI Catalog and the Meteorological Agency Earthquake Catalog. With regard to the magnitude and epicentre locations of the earthquakes, the USAMI Catalog was used for earthquakes that occurred prior to 1884, the Utsu Catalog was used for earthquakes occurring between 1885 and 1980, and the Meteorological Agency Earthquake Catalog was used for earthquakes that occurred after 1981. This decision was likely made on the basis of the confidence that was placed in the three catalogues for the respective time periods mentioned above.

While there are some differences between the information available earlier and the new earthquake catalogues, the impact of the new seismicity information on the design does not seem to be very significant. Nevertheless, the following important conclusions were made after the review of the recent earthquakes from the Meteorological Agency Earthquake Catalog:

- According to the hypocentre distribution, earthquakes frequently occur around the site in ocean areas offshore of Miyagi, Fukushima and Ibaraki Prefectures.
- According to the vertical distribution, earthquakes that occur on the Pacific Ocean side are generated in conjunction with subduction of the Pacific plate, and the hypocentres get deeper as they near land.
- Earthquakes that occur in conjunction with the subduction of the Pacific plate as mentioned above occur at a depth of between 60 and 90 km near the site.

#### *Active faults*

The latest comprehensive survey on active faults at the time was Active Faults in Japan (New Edition) [29]. The report shows active faults within 100 km of the Fukushima Daiichi NPP site. According to this publication, the main faults having late Quaternary activity in areas around the site are the Futaba fault and the western marginal fault zone of the Fukushima Basin:

(1) Futaba fault:

The length of the Futaba fault (on land) is 18 km, from the vicinity of south-western Kayakura in Soma City to the vicinity of Ogai in Haramachi City. Its activity extends to the late Quaternary.

No connection was considered to have existed between this fault and observed past earthquakes or microearthquakes. As Active Faults in Japan (New Edition) [29] puts the activity level of this fault at Class B, earthquakes occurring on the Futaba fault (M 6.9,  $\Delta = 35$  km) are considered to be extreme design basis earthquakes. This means that deterministically, a design basis earthquake of M 6.9 has been considered to have occurred at a distance of 35 km from the Fukushima Daiichi NPP.

(2) Western marginal fault zone of the Fukushima Basin:

According to Active Faults in Japan (New Edition) [29], there are a number of faults, from the vicinity of Shiroishi City in Miyagi Prefecture to the vicinity of Tsuchiyu in Fukushima Prefecture along the western marginal fault zone of the Fukushima Basin. The longest of these extends 15 km, and all are of Class B in terms of activity level. Earthquakes occurring near this fault zone were the Iwashiro earthquake of 1731 (M 6.6) and one in southern Miyazaki Prefecture in 1956 (M 6.0). Neither of these extended along the full length of the fault zone; the impact on the NPP site is described in section 3.2.1 (Past Earthquakes) of Active Faults in Japan (New Edition) [29]. No connection was found between this fault zone and the observed microearthquakes.

Further consideration of this issue was based on the connection between this fault zone and the seismic geological structure described below. With regard to other faults, their size and distance from the site were considered to have a minimal impact at the site.

### *Seismotectonic structures*

Seismically active tectonic structures near the Fukushima Daiichi NPP site can be classified as follows:

— Earthquakes occurring in north-eastern Japan:

- (1) Near the Japan Trench at shallow depth;
- (2) At plate boundaries;
- (3) In the Earth's crust, mainly onshore;
- (4) Within the sinking Pacific Plate.

The analysis of destructive earthquakes that have occurred in these areas reveals the following:

- The M 8 class earthquakes occurring near the Japan Trench and further eastward have little impact on the NPP site, given the distance.
- Earthquakes of around M 7.5 are occurring off the coast of Miyagi, Fukushima and Ibaraki Prefectures, at the plate boundaries.
- Earthquakes around M 7.0–M 7.5 are thought to be occurring in the Earth's crust west of the Ou Mountains, the Kitakami River Basin and near Nikko.
- No large earthquakes that would impact the NPP site are occurring in the intra-Pacific Plate slab.

While M~8 earthquakes occurring near the Japan Trench would not have much of an impact on the site due to their distance, M~9 earthquakes would likely have an impact on both the seismic hazard as well as the tsunami hazard. The underestimation of the tsunami hazard seems to be based on the assumption of M~8 earthquakes instead of using M~9 for the Japan Trench earthquakes.

— Earthquakes that may occur on seismotectonic structures:

The following earthquakes may occur in seismically active tectonic structures near the Fukushima Daiichi NPP site:

- (1) Earthquakes near the plate boundary: The largest earthquakes occurring in the ocean near the Fukushima Daiichi NPP site were one in Rikuzen in 1646 and an M 7.6 earthquake in Sendai in 1835. The potential magnitude of earthquakes in this area is a maximum of M 7.75. Due to the potential for earthquakes of this maximum magnitude

to occur anywhere near the plate boundary from off the coast of Fukushima Prefecture to the Japan Trench, it is assumed that an M 7.8 earthquake will occur near the plate boundary off the coast of Fukushima Prefecture ( $\Delta = 50$  km, focal depth (H) = 40 km). This means that deterministically, a design basis earthquake of M 7.8 has been considered to have occurred at a distance of 50 km (and at a depth of 40 km) from the site.

- (2) Crustal earthquakes: The largest earthquake occurring on land near the NPP site was one in Nikko in 1683 with a likely magnitude of between M 7.3 and M 7.5. Due to the connection with active faults in the area, an M 7.5 earthquake is expected to occur in the western marginal fault zone of Fukushima Basin ( $\Delta = 65$  km).

Regarding the seismic hazard assessment, there are several aspects of the applied methodology that would be important to understand, as they may have a bearing on the underestimation of the seismic hazards and, consequently, on the eventual underestimation of earthquake concomitant events as the tsunami hazard.

- The estimation of the maximum magnitude was made using a combination of historical earthquake information and the geomorphological fault dimensions. The latter is specifically for ‘on-land’ events and not for those generated at the Japanese Trench in the Pacific subduction zone.
- The information regarding the on-land faults was taken from official sources, but conservative parameters are assumed for the analysis.
- For the Japan Trench, it is assumed that the magnitude would be about M 8. Furthermore, because of the distance from the site, it was assumed that these events would not impact the site, because closer sources would dominate the seismic hazard.

A point that has not been considered here is the fact that the maximum magnitude associated with the Japan Trench was estimated without much tectonic based justification and was based mostly on observed historical data. An approach similar to the on-land faults (deriving maximum magnitudes in relation to physical fault dimensions) was followed for the maximum magnitude estimation (M 8) of the Japanese Trench, but the number of segments to be mobilized during a single event was underestimated.

#### *2.1.4.4. Actions taken to cope with reassessed earthquake hazards*

At the time of the Fukushima Daiichi accident in March 2011, TEPCO was in the process of backchecking or reassessing the seismic safety of the plants in compliance with the requirements from NISA following the issue of the new NSC Regulatory Guidelines of 2006 [9] and as a result of the 2007 Niigata-Chuetsu-Oki earthquake that affected the Kashiwazaki-Kariwa NPP.

Tables 2.1–1 and 2.1–2 [6] present information for all units of the Fukushima Daiichi and Daini NPPs on:

- The original design basis for the seismic horizontal ground motion, including the static horizontal acceleration;
- The revised seismic design bases as part and as a result of the backcheck reassessment process started in 2006;
- The observed maximum acceleration values during the Great East Japan Earthquake. The figures in boxes indicate exceedance with respect to the original design basis values.

As can be seen in Table 2.1–1, for the first two units of the Fukushima Daiichi NPP, the original design basis values are quite modest, with about 0.25g for the ZPGA and with 0.47g for the static horizontal acceleration. The latter is applied for specific design purposes of the building and structures as part of the seismic design process of Japanese NPPs, which is quite conservative, follows three



distinct paths and chooses the most conservative result. This point is illustrated in a recent IAEA publication on the results of a benchmark project conducted for the Kashiwazaki-Kariwa NPP (the KARISMA benchmark project) [30].

Another interesting point to be noted is that, for Unit 6, the original design values of the peak ground acceleration are higher than the reassessed values, in line with the application of the new NSC Regulatory Guidelines of 2006 and also higher than the ZPGA values recorded from the March 2011 event.

Regarding Units 1–5, a significant increase can be observed in the reassessed ground motion (obtained after 2006–2007) as compared with the original design ground motions. This may be attributed to two factors: the use of a more seismotectonic based approach to seismic hazard analysis (less dependence on historical seismicity), as described previously for the new seismic guidelines; and a more conservative estimation of the ground motion for a given set of magnitude/distance pairs due to the availability of a much richer ground motion database feeding into more robust ground motion prediction equations (GMPEs).

The reassessed ground motion parameters for the Fukushima Daiichi NPP were exceeded at Units 2, 3 and 5 in the east–west (E–W) direction. It should be noted that similar exceedance is not observed in the north–south (N–S) and vertical (U–D) components, where a comfortable margin still remains between the reassessed design ground motions and the observed accelerations.

Furthermore, the observed accelerations at the Fukushima Daini units (at least those in the two horizontal directions) are significantly less than those for the Fukushima Daiichi units, although the distance from the causative fault may differ only slightly (about 10%). It can be concluded that some directivity effect (E–W component) or local soil response at the Fukushima Daiichi NPP site may be responsible for this difference in the exceedances observed at the two sites.

It is possible to perform a brief comparison of the consequences of the exceedance of the seismic accelerations and the tsunami heights observed in March 2011 with respect to the re-evaluated seismic and tsunami hazard values. The reassessed seismic hazard was exceeded at three units and only in one direction. While the seismic source parameters of the 11 March 2011 earthquake (e.g. the magnitude of the subduction earthquake) may have been underestimated, the consideration in the seismotectonic model of other seismogenic sources (as part of the regional seismotectonic model which may be located onshore) and the use of new GMPEs for calculating the reassessed hazards may have compensated for part of this underestimation in the maximum magnitude of one of the sources (i.e. in the offshore subduction zone).

Regardless of the underestimation of the seismic hazard, TEPCO's Progress Report No. 2 [31] confirmed that the earthquake did not have a serious impact on plant safety. It did not cause a loss of coolant accident (LOCA) or the loss of emergency diesel generator (EDG) functions in Unit 1, as speculated after the accident and indicated in the Report of the National Diet of Japan [32]. Thus, it has been concluded that pipe breaks causing leakage on a scale that would have affected the development of the accident did not occur. Concerning the loss of EDG functions, it has been shown that this was not caused by the earthquake, since the recorded data clarified that the EDG function loss followed immediately after the loss of function of the seawater pumps, which is considered to have been caused by the tsunami.

Tsunami hazards are caused by tsunami waves generated by fault dislocation at the seabed produced by earthquakes as the root cause. The tsunamitectonic model for calculating the tsunami wave height differs greatly from the seismotectonic model for calculating the seismic hazard expressed in terms of ground accelerations. Only subduction earthquakes which can generate out of plane components of fault displacement are the cause of the generated tsunami water waves. Therefore, the underestimation

of the source parameters (e.g. the magnitude) would be more difficult to compensate. Nevertheless, the tsunami hazard as re-evaluated in the trial calculations shows little difference from the one that actually occurred.

TABLE 2.1-1. MAXIMUM ACCELERATION VALUES OBSERVED AT UNITS 1-6 OF THE FUKUSHIMA DAIICHI NPP, AND COMPARISON WITH ORIGINAL DESIGN BASIS VALUES AND RE-EVALUATION VALUES [6]

Fukushima Daiichi NPP unit	Maximum measured acceleration value (Gal)			Maximum response acceleration value (Gal)					Static horizontal acceleration (Gal)
				Revised design basis (2008)			Original design basis (1966)		
	N-S	E-W	U-D	N-S	E-W	U-D	N-S	E-W	
Unit 1	460	447	258	487	489	412	245		470
Unit 2	348	550	302	441	438	420	250		
Unit 3	322	507	231	449	441	429	291	275	
Unit 4	281	319	200	447	445	422	291	283	
Unit 5	311	548	256	452	452	427	294	255	
Unit 6	298	444	244	445	448	415	495	500	

Note: Values in boxes indicate that the maximum recorded value was beyond the original design basis.

TABLE 2.1-2. MAXIMUM ACCELERATION VALUES OBSERVED AT UNITS 1-4 OF THE FUKUSHIMA DAINI NPP, AND COMPARISON WITH THE ORIGINAL DESIGN BASIS VALUES AND RE-EVALUATION VALUES [6]

Fukushima Daini NPP unit	Maximum measured acceleration value (Gal)			Maximum response acceleration value (Gal)					Static horizontal acceleration (Gal)
				Revised design basis (2008)			Original design basis (1966)		
	N-S	E-W	U-D	N-S	E-W	U-D	N-S	E-W	
Unit 1	254	230	305	434	434	512	372	372	470
Unit 2	243	196	232	428	429	504	317	309	
Unit 3	277	216	208	428	430	504	196	192	
Unit 4	210	205	288	415	415	504	199	196	

Note: Values in boxes indicate that the maximum recorded value was beyond the original design basis.

A final point to be highlighted is related to the design practice to cope with seismic and tsunami hazards. As mentioned before, the Japanese practice of seismic design incorporates several approaches, adopting the one that is most conservative. This results in a robust design of SSCs in NPPs. In the case of the Fukushima Daiichi accident, this design clearly prevented significant consequences from the exceedance of ground motion parameters, which would have been the result if other design criteria, like the application of more than three times the static acceleration of the conventional building codes, had been applied for the design of the buildings at the Fukushima Daiichi site. This was also observed and documented by the IAEA after the Niigata-Chuetsu-Oki earthquake in 2007 at another TEPCO plant, the Kashiwazaki-Kariwa NPP.

However, the design against tsunami hazards is quite sensitive to cliff edge effects, and this leads to less robust solutions than those that can be implemented for seismic events. A minor exceedance of

flood levels may lead to severe consequences by causing internal flooding. This difference was highlighted in the report of the IAEA International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Daiichi NPP [6].

Figure 2.1-3 illustrates the location of the measurement points for the measurements shown in Table 2.1-1 for Fukushima Daiichi NPP units [6].

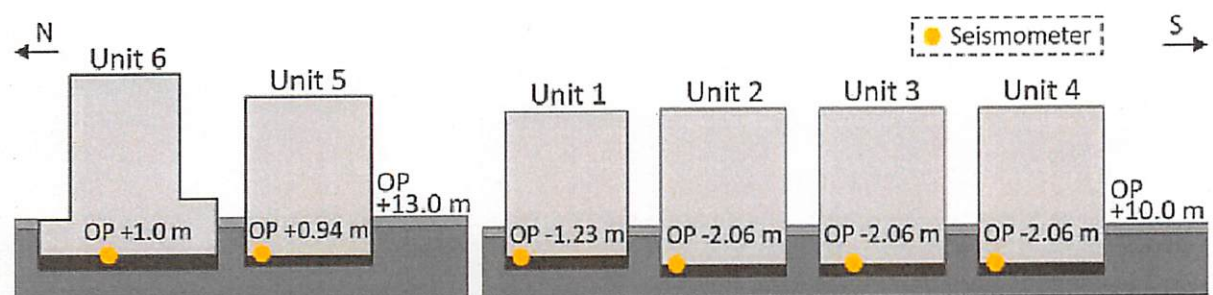


FIG. 2.1-3. Maximum acceleration values observed at Units 1-6 of the Fukushima Daiichi NPP, and comparison with the original design basis values and re-evaluation values [6].

### 2.1.5. Design basis and reassessments of tsunami hazards and remedial actions taken during the operational life of the Fukushima Daiichi plant

#### 2.1.5.1. Characteristics of tsunami hazards

A tsunami — in Japanese meaning a wave ('nami') in a harbour ('tsu') — is a series of travelling waves of long wave length (e.g. from kilometres to hundreds of kilometres) and period (e.g. several minutes to tens of minutes, and, exceptionally, hours), generated by deformation or disturbances of the sea floor (or, in generic terms, underwater floor). Earthquakes, volcanic phenomena, underwater and coastal landslides, rock falls or cliff failures can generate a tsunami. Large meteorites impacting the ocean can also generate a tsunami. All oceanic regions and sea basins of the world, and even fjords and large lakes, can be affected by tsunamis.

Tsunami waves and associated phenomena may produce severe damage to installations located in coastal areas. With regard to nuclear installations, IAEA safety standards require that the characteristics of potential tsunamis that can affect safety be assessed, taking into consideration pre-historical and historical data and other types of associated hazards, with account taken of any amplification due to the coastal configuration at the site, (see paras 3.24-3.28 of Ref. [16]).

Consequently, if the potential of a tsunami exists and detailed hazard characterization is carried out, the facility, installation or plant should be designed to withstand the event according to design bases, including specific performance criteria which are to be determined as a result of a tsunami hazard assessment and the intensity or magnitude of the postulated event.

In addition to the effects produced by a variation in water levels (maximum and minimum), the hazardous effects of tsunami waves include strong currents in harbours and bays, bores in rivers, estuaries and lagoons, and huge hydrodynamic forces. Sedimentation phenomena, including deposition and erosion, may also be generated owing to large forces at the sea floor.

Two important issues should be considered in the process of assessing tsunami hazards when estimating the flooding design basis for a nuclear installation:

- The minimum water level produced by the receding wave of the tsunami plays a key role in safety, since, for a period of time, the cooling water may be disrupted or interrupted.
- Tsunami waves are strongly dependent on the configuration of the coast (bathymetry and topography). Therefore, the hazard assessment (e.g. the runup and water level at the shoreline) not only needs to consider the coastal configuration at the site evaluation stage before the plant has been built, but also — and significantly — it needs to consider the final layout of the installation with all modifications to the ground elevation, slopes, grade levels, etc.

Finally, as shown in Fig. 2.1-4, tsunamis are one of the factors to consider in the assessment of the final flood level (maximum and minimum levels). Thus, the tide height, wave heights produced by other meteorological and hydrological phenomena, tectonic subsidence or uplift have to be considered in combination with the occurrence of the tsunami waves. The final flooding level reaching the site is the combination and result of all those factors at the time of the occurrence of the event.

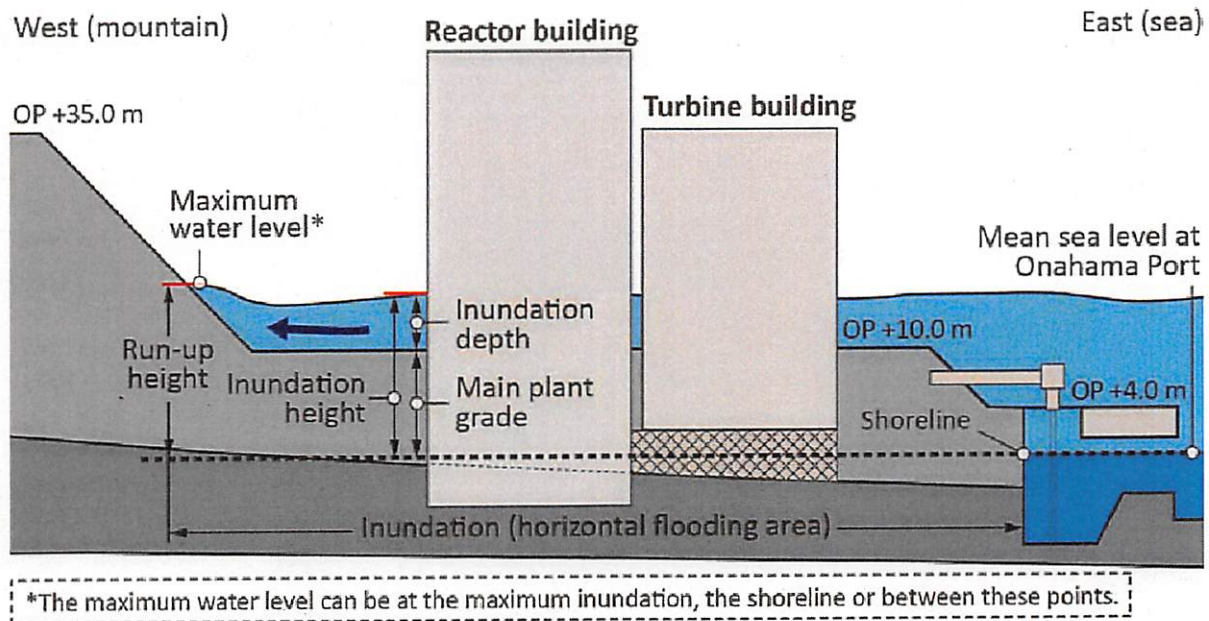


FIG. 2.1-4. Tsunami parameters at the shoreline [20].

#### 2.1.5.2. Design basis in relation to tsunami hazards

As indicated in Section 2.1.2, according to the approach applicable in the 1960s, when the application for the Establishment Permit for the Fukushima Daiichi NPP was submitted, it was common international practice to use historical records for assessing the design basis tsunami height for designing the installation but adding conservative assumptions and using deterministic approaches to count for the potential occurrence of extreme events with very low annual frequency of occurrence. Later, during the 1970s, the methods for assessing the tsunami levels evolved and numerical simulations based on source models of the tectonic mechanisms for characterizing the tsunamigenic sources that generate the sea floor deformations were developed and used. In line with that approach, the design basis tsunami was determined for each site on the basis of the available information on the maximum historical observed tsunamis and the greatest tsunamis induced by submarine active faults (Fig. 2.1-5).

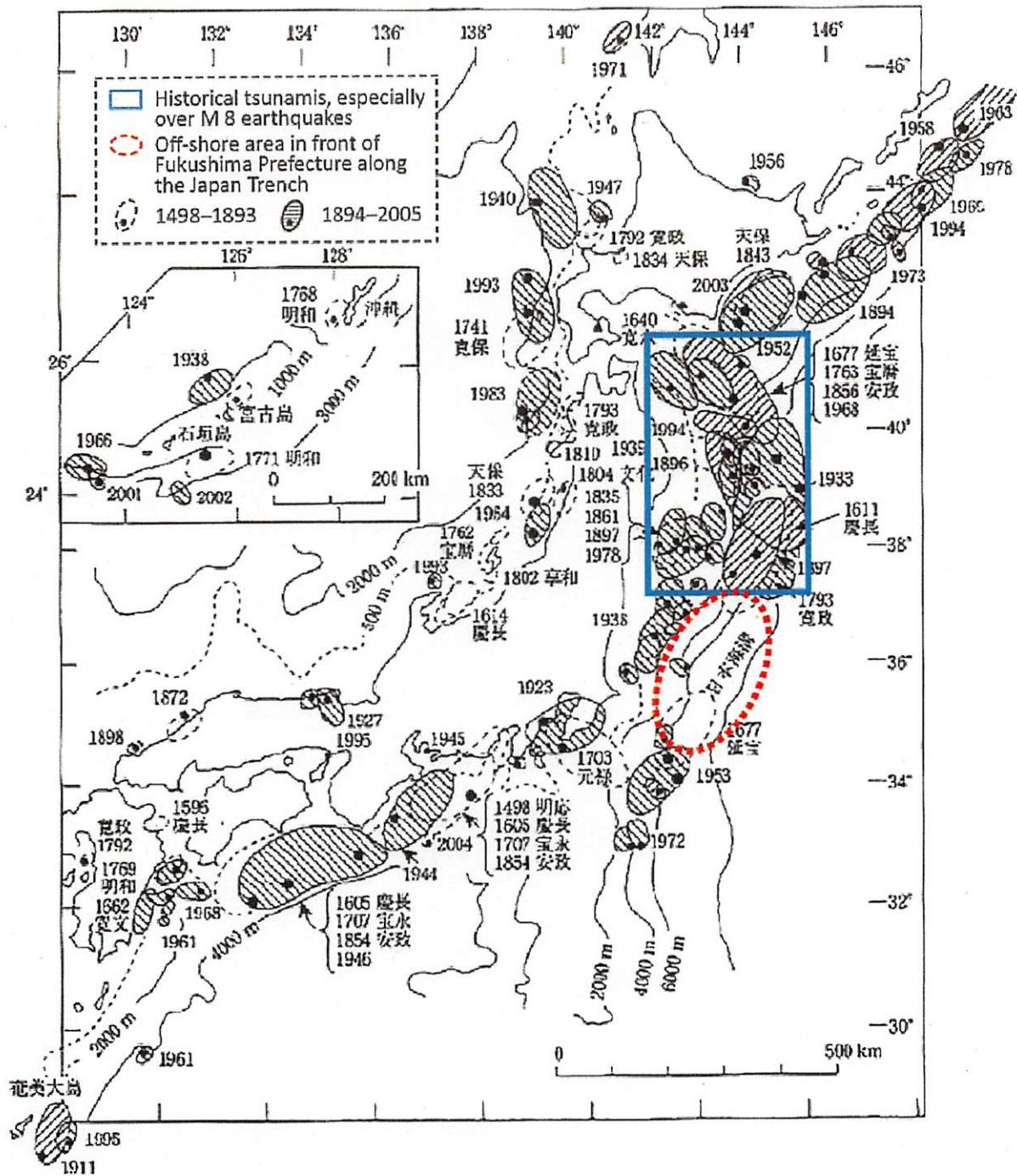


FIG. 2.1-5. Historical earthquakes in the Japan subduction trench [33].

Following these criteria, the tsunami hazard at the Fukushima Daiichi NPP site was initially estimated based on the data and observations from the tsunami generated by the M 9.5 earthquake in Chile in 1960 that reached Japan's east coast. Thus, the design maximum height was defined at OP +3.122 m in accordance with the tide level records observed during that event at Onahama Port, in Fukushima Prefecture, located 50 km south of the site (see also Section 1.2 of Technical Volume 1).

As reported by NISA to the 2011 IAEA Fact Finding Expert Mission [6], this value still represented the licensing design basis for flooding generated by tsunamis at the time of the accident in March 2011. Based on that practice, according to the Japanese reports prior to the accident in

March 2011, the regulatory body had no authority to impose new requirements on the licensee or to change the design bases.

Consequently, the OP +4.00 m of the plant grade level for locating the safety related SSCs at the water intake area corresponding to the location of the seawater cooling pumps would have been considered sufficient by TEPCO to cope with the maximum flood level evaluated as was indicated above. Moreover, the main plant grade levels (i.e. the elevation of the buildings and structures of the nuclear island and balance of plant) that were established at OP +10.00 m for Units 1–4 and at OP +13.00 m for Units 5 and 6 would have been considered enough margin.

Table 2.1–3 summarizes the values of the maximum and minimum tsunami flood levels adopted for the Fukushima Daiichi and Daini NPP sites and for the different units.

TABLE 2.1–3. ORIGINAL DESIGN BASIS: MAXIMUM AND MINIMUM FLOOD LEVELS FOR TSUNAMI HAZARDS AT THE FUKUSHIMA DAIICHI AND DAINI NPP SITES [33]

Site	Unit	Year of Establishment Permit	Rise	Drawdown
Fukushima Daiichi NPP	1	1966		
	2	1968		
	3	1970		
	4	1972	OP +3.122 m	
	5	1971		OP –1.918 m
	6	1972		
Fukushima Daini NPP	1	1974		
	2	1978	OP +3.690 m	
	3	1980		
	4	1980	OP +3.705 m	
OP –1.918 m	Historical low water level			
OP +3.122 m	Height of the tide from the Chilean tsunami at Onahama Port on 24 May 1960			
OP +3.690 m	= OP +1.490 m + 2.2 m			
OP +1.490 m	Mean of high tides at Onahama Port			
2.2 m	Height of the tsunami component from the Chilean tsunami at Onahama Port on 24 May 1960			
OP +3.705 m	= OP +1.505 m + 2.2 m			
OP +1.505 m	Mean of high tides			

At this point, it should be noted that the approach applied used only known historical data, leading to the determination of the plant design basis, as shown in Figs 2.1–5 and 2.1–6:

- Figure 2.1–5 shows the location and rupture areas of the earthquakes that generated those tsunamis at the subduction offshore zone (Japan Trench) of the Eurasian and Pacific tectonic plates. The figure shows that no records were available of earthquakes occurring along the Japan Trench in the offshore area in front of Fukushima Prefecture.
- Figure 2.1–6 shows that at the Fukushima Daiichi site the tsunami flood levels were low (of the order of a few metres) compared with the levels in locations to the north of the site — as in Iwate and Miyagi Prefectures — that had recorded maximum levels of around +38 m for tsunamis that occurred in 1611, 1677, 1896, 1933, 1938 and 1960.

The following points should be highlighted in this approach:

- The use of historical records dating from a very recent period of a few hundred years only. No conservative assumptions were made regarding the need to take account of the potential occurrence of extreme events (i.e. a typical period of recurrence of the order of 10 000 years).
- The correspondence between the lack of historical records of tsunami flood levels at the specific location of the Fukushima Daiichi and Daini sites and the lack of data on the occurrence of earthquakes in the offshore area in front of the sites, i.e. a seismic gap for that seismogenic source which coincides with the lack of a high level of tsunami flooding phenomena.

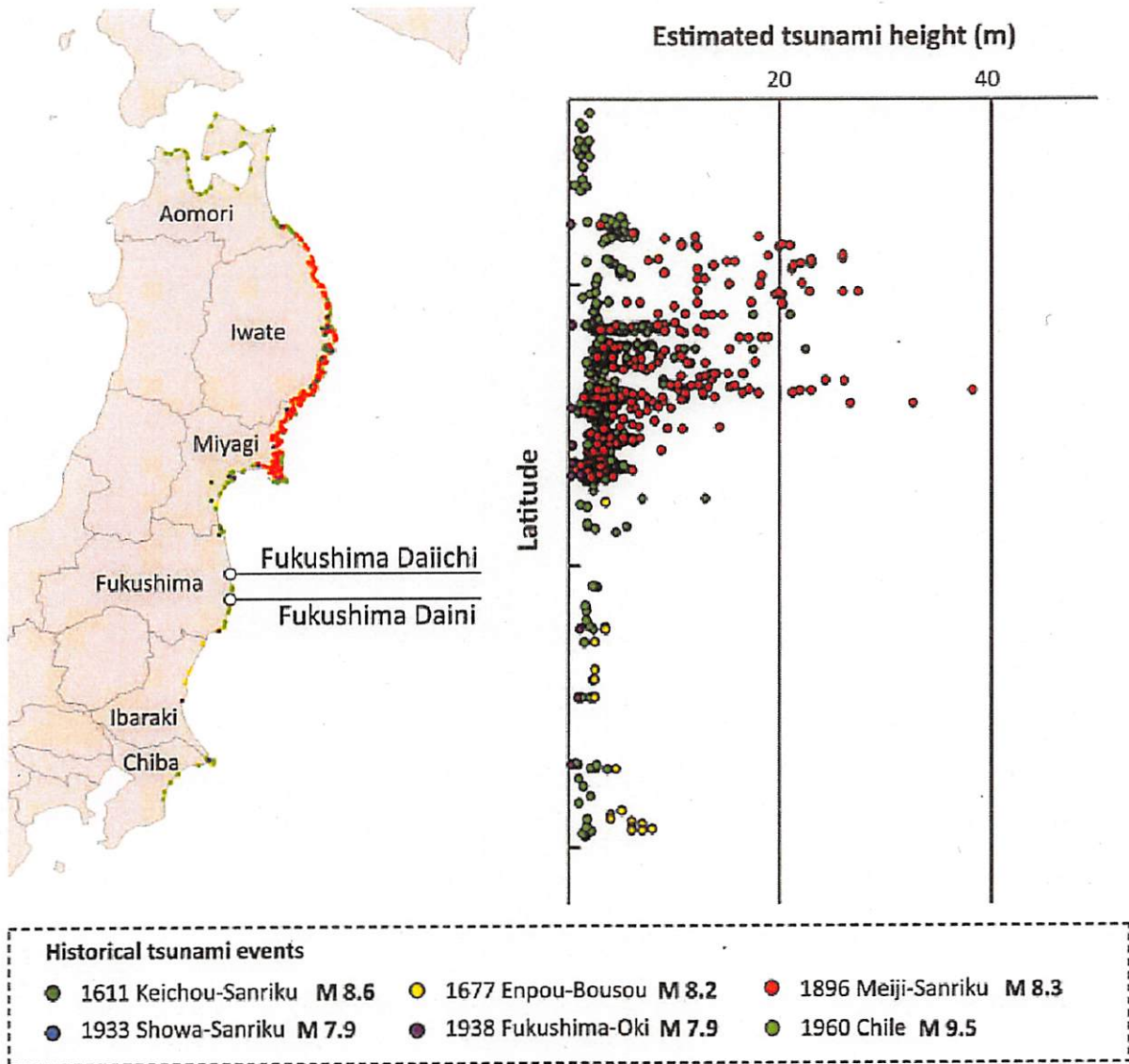


FIG. 2.1-6. Historical tsunami records [33].

The practice in the 1960s, as described above, was not unique to TEPCO. Other utilities in Japan also used the same approach, for example, at the Onagawa NPP operated by the Tohoku Electric Power Company, located about 120 km to the north of the Fukushima Daiichi NPP site in Miyagi Prefecture. In this region, most of the larger earthquakes occurred in historically recorded times in the Japan subduction trench located off the eastern coast, as shown in Fig. 2.1-5, in comparison with the ones recorded at Fukushima Prefecture.

Using the same approach as in the Fukushima Daiichi NPP design basis, the maximum level adopted for the flood design event for Unit 1 of the Onagawa NPP site in 1970 was OP +2.00–3.00 m, as indicated in its Establishment Permit. This level corresponds to values obtained from the literature survey. Later, for Unit 2, in 1987, the highest flood level was determined at OP +9.10 m using numerical simulation techniques. However, the main plant grade level of the Onagawa NPP site is OP +14.80 m. Another reason for the increased level of tsunami runup historically recorded at the north of the Fukushima Daiichi NPP site, in the region of Miyagi and Iwate Prefectures, is the influence of the coastal topography and bathymetry. The Fukushima Daiichi site is located along a rectilinear coastline, while at the Onagawa NPP site, the coastline is a ria (a coastal inlet) with a V shape that would significantly amplify the wave heights of tsunamis. Figures 2.1–7 and 2.1–8, illustrate these issues [33].

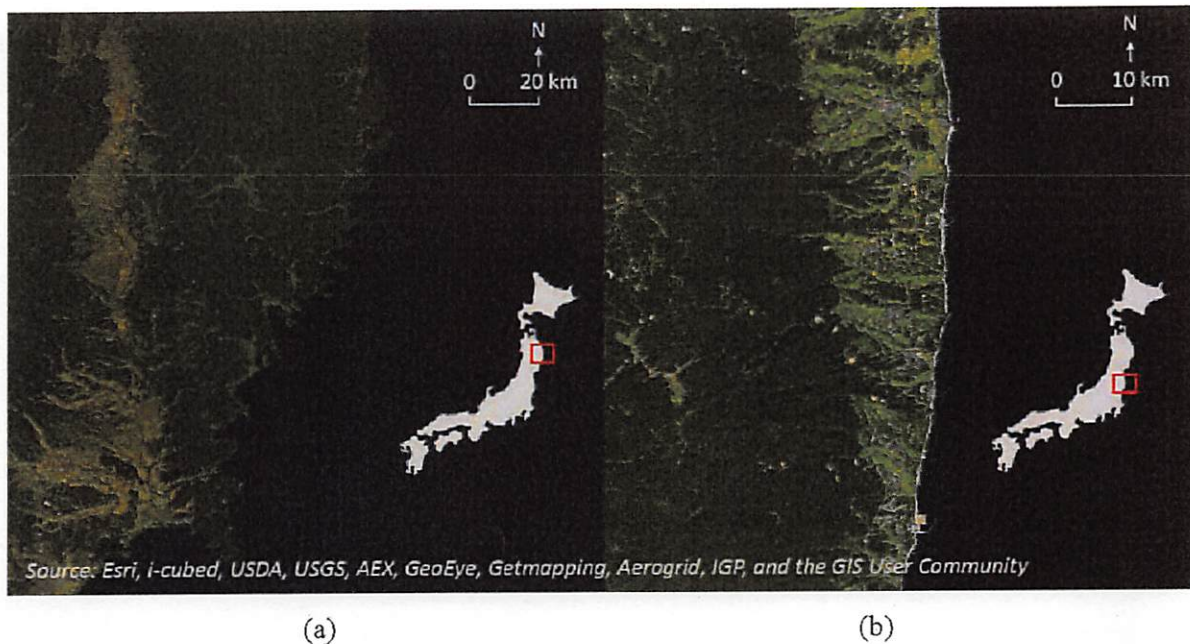


FIG. 2.1–7. (a) Aerial view of Iwate and Miyagi Prefectures; and (b) Fukushima Prefecture.

Finally, there is the issue of floods other than tsunamis. The Establishment Permit [3] document indicates the following in Section 2.2.3:

#### “2.2.3 Wave Height

“Large waves occurring near the site are produced by mainly typhoons or low pressure systems and according to observational records after February 1965 the largest wave was produced by Typhoon #28 (1965) and had a significant wave height at a water depth of 10 m of 6.51 m and a maximum wave height of 7.94m.

“Waves usually hit perpendicular to the coast flowing in an easterly direction and the majority of waves fall between the directions of ESE and ENE.”



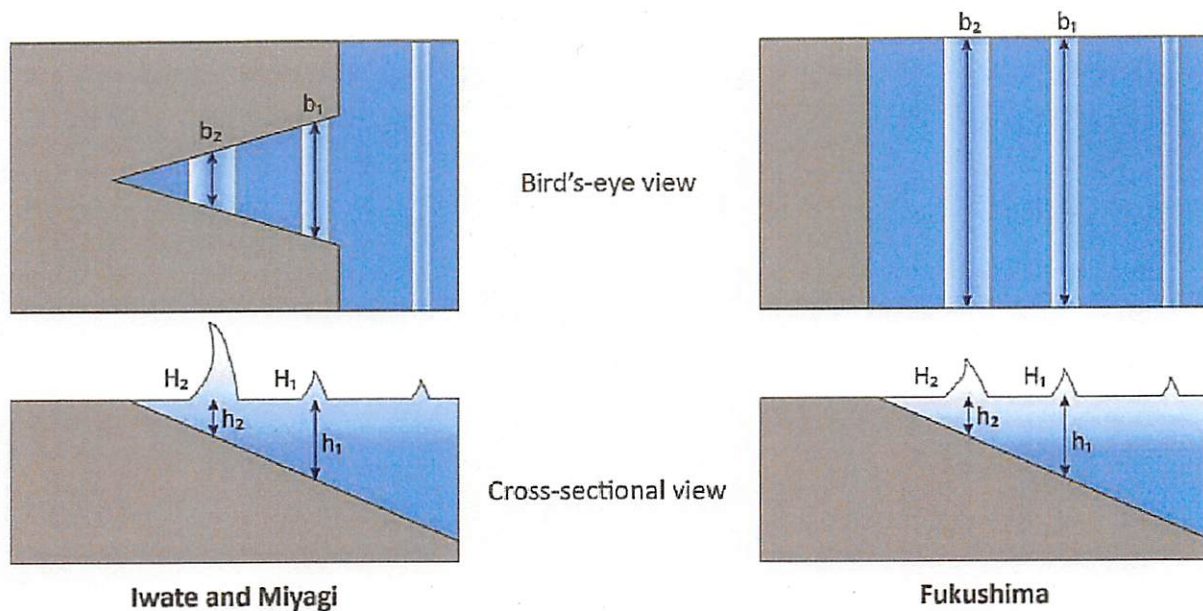


FIG. 2.1-8. Influence of topography and bathymetry in Iwate and Miyagi Prefectures in comparison with Fukushima Prefecture [33].

This would mean that flood levels significantly higher than the estimated value of OP +3.122 m for a tsunami would be considered for other natural phenomena such as the rare meteorological phenomena of powerful typhoons. In this regard, TEPCO has clarified that site protective design countermeasures adopted for coping with the high waves from typhoons include breakwater structures which have the function of damping the waves, and thus the heights of waves in the harbour would stay below the adopted level of OP +4.00 m.

#### 2.1.5.3. Re-evaluation of tsunami hazards

The numerical simulation of earthquake induced tsunamis based on a tectonic mechanism and source modelling was carried out only after the mid-1970s. These simulation techniques involve the characterization of tectonic sources of earthquakes that occur at the bottom of the ocean and which cause the uplift and subsidence of the seabed and, subsequently, lead to the generation of tsunami waves at the sea surface, which propagates in the sea to reach shorelines far away. These relative displacements between both sides of the colliding tectonic plates are the tsunami source. Table 2.1-4 summarizes the evaluations performed by TEPCO after the Establishment Permit, including the remedial measures taken at each time.

As can be seen from the table, from 1966 to 2002, there were no developments and tsunami hazard levels were not reassessed. After 2002, following new guidance from the JSCE in 2002 and 2009 and to strengthen safety according to the disaster prevention plans of the local governments (Ibaraki and Fukushima Prefectures in 2007), the original maximum flood level due to tsunamis was revised upwards from the design basis of OP +3.122 m to the higher level of OP +5.70 m in 2002, and to OP +6.10 m in 2009 using latest bathymetry and tidal data. In addition to those re-evaluations, TEPCO conducted a number of trial calculations using approaches and assumptions different than those proposed by the JSCE. They are described in the following sections.

TABLE 2.1-4 SUMMARY OF TSUNAMI EVALUATIONS PERFORMED BY TEPCO BETWEEN 1966 AND 2009 [33]

Year	Tsunami height	Evaluation method	Countermeasures
1966	OP +3.122 m	Establishment Permit (observed height as result of Chilean tsunami in 1960)	—
2002	OP +5.7 m	Japan Society of Civil Engineers (JSCE) assessment method	To raise elevation of the pumps To make buildings watertight, etc.
2007	OP +4.7 m	Disaster prevention plan by Ibaraki Prefecture	Unnecessary
2007	Approx. OP +5 m	Disaster prevention plan by Fukushima Prefecture	Unnecessary
2009	OP +6.1 m	Latest bathymetric and tidal data on the basis of the JSCE assessment method	To raise pumps' elevation, etc.

#### 2.1.5.4. The JSCE methodology

Using the JSCE methodology, the Fukushima Daini, Tokai and Onagawa NPPs also revised their tsunami flood levels upwards as follows:

- Fukushima Daini NPP: OP +5.20 m (increasing 2.078 m from the original design basis of OP +3.122 m);
- Tokai NPP: OP +4.88 m (with no provisions in this regard in the original design basis);
- Onagawa NPP: OP +13.60 m (increasing 4.5 m from the value of OP +9.10 m estimated in 1987).

Specific aspects of the JSCE methodology included the following:

- It deals only with earthquake generated tsunamis.
- It deals mainly with local or near field tsunamis, i.e. tsunamis generated close to the Japanese shorelines, since the effects of near field tsunamis are greater and more destructive than those of far field tsunamis. It recognizes the occurrence of far field, distant tsunamis (e.g. tsunamis originating in the Alaska/Cascadia subduction zone in North America or in the Nazca plate subduction zone in South America), but it uses them for validating the historical data. The simulation models assume that in those regions of the world the largest historical earthquakes have already been experienced.
- It provides specific guidance only on maximum–minimum wave heights, i.e. on the variation of water levels; it does not provide specific recommendations on how to address the issue of other tsunami related hazards (hydrodynamic forces of the waves, debris impact, sedimentation, etc.) as indicated in chapter 2, point 2 of the JSCE document [26].
- It defines the ‘design tsunami’ as the one that causes the maximum and minimum water waves at the site among all the various possible scenario tsunamis. The scenario tsunamis are a large number of postulated tsunamis for which numerical simulations are performed, each with different characterizations of the source model. Accordingly, a parametric study is conducted, varying some of the source parameters (e.g. fault position, depth of upper edge, strike direction, dip angle, dip direction), with the uncertainties taken into account. The design tsunami should exceed all recorded and calculated historical tsunamis at the target site. The historical tsunami records are used to validate the numerical simulations.
- It specifies standard tsunamigenic sources, i.e. those common to any target sites. This is one of the most critical aspects of this guidance, since the tectonic sources that can generate tsunamis are modelled with all their characteristics provided by the established guidance, which corresponds to historical tsunamis. The scenario tsunamis corresponding to the different tectonic regions around Japan are defined in Table 2.1-5.

TABLE 2.1-5. TSUNAMIGENIC SOURCES FOR JAPAN AS DEFINED IN TABLE 4-1 OF REF. [26]

Classification	Sea area	Types of earthquakes
Tsunamis due to earthquakes along the plate boundaries	Sea areas related to the subduction of the Pacific plate	Typical interplate earthquakes Tsunami earthquakes (slow earthquakes) Intraplate earthquakes with a reverse fault Intraplate earthquakes with a normal fault
	Sea areas related to the subduction of the Philippine Sea plate	Typical interplate earthquakes
Tsunamis due to earthquakes in the eastern margin of the Sea of Japan	Eastern margin of the Sea of Japan	Shallow inland earthquake
Tsunamis due to earthquakes in the submarine active faults	Entire area around Japan	Shallow inland earthquake

An important consideration discussed explicitly in the JSCE methodology is tectonic plate displacement — either subsidence or uplift — produced by the tsunami generating seismic event and affecting the onshore area. This issue is not indicated in the methodology for determining the tsunami flood level, since the main plant grade level changes owing to the crustal movement, although TEPCO has considered it in the model simulation using an elastic theory.

During the 11 March 2011 event, the onshore ground level at the Fukushima Daiichi site experienced a subsidence of approximately 0.66 m, meaning that the main plant grade level had subsided by such an extent. Therefore, instead of an OP +10.00 m main grade level, the plant was located about 0.66 m below, i.e. approximately OP +9.34 m, when the tsunami reached the coast and flooded the plant site. In any case, the new main plant grade level should count for this phenomenon.

In summary, the tectonic subsidence is usually considered in estimating the tsunami flood level, but the level of water reaching a plant grade level is not the difference between the tsunami estimated level minus the original plant grade level, but minus the 'subsided new' plant grade level.

Figure 2.1-9 and Table 2.1-6 illustrate the geodetic measurements after the earthquake, at locations P1 to P5 and T1 to T3 of the main plant grade level and the subsidence values that the plant has experienced at those points, with an average of 0.662 m.

TABLE 2.1-6. GEODETIC MEASUREMENTS AND SUBSIDENCE AFTER THE 11 MARCH 2011 EARTHQUAKE (AFTER THE TEPCO REPORT TO NISA IN OCTOBER 2011) (ORIGINAL IN JAPANESE) [34]<sup>a</sup>

T1	T2	T3	P1	P2	P3	P4	P5
OP +13 m	OP +10 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +10.2 m
OP +12.375 m	OP +9.338 m	OP +3.300 m	OP +3.379 m	OP +3.358 m	OP +3.209 m	OP +3.370 m	OP +9.579 m

<sup>a</sup> Top row: original measurements; bottom row: measurements following the earthquake.



FIG. 2.1-9. Geodetic measurements and subsidence after the 11 March 2011 earthquake (after the TEPCO report to NISA in October 2011) (original in Japanese) [4].

The application of the JSCE methodology in 2002 for re-evaluating the design tsunami at the Fukushima Daiichi NPP is illustrated in Fig. 2.1-10, where the eight zones of potential tsunami sources are indicated. It should be highlighted that the offshore trench fault source in front of the Fukushima Daiichi NPP is not included in that re-evaluation.

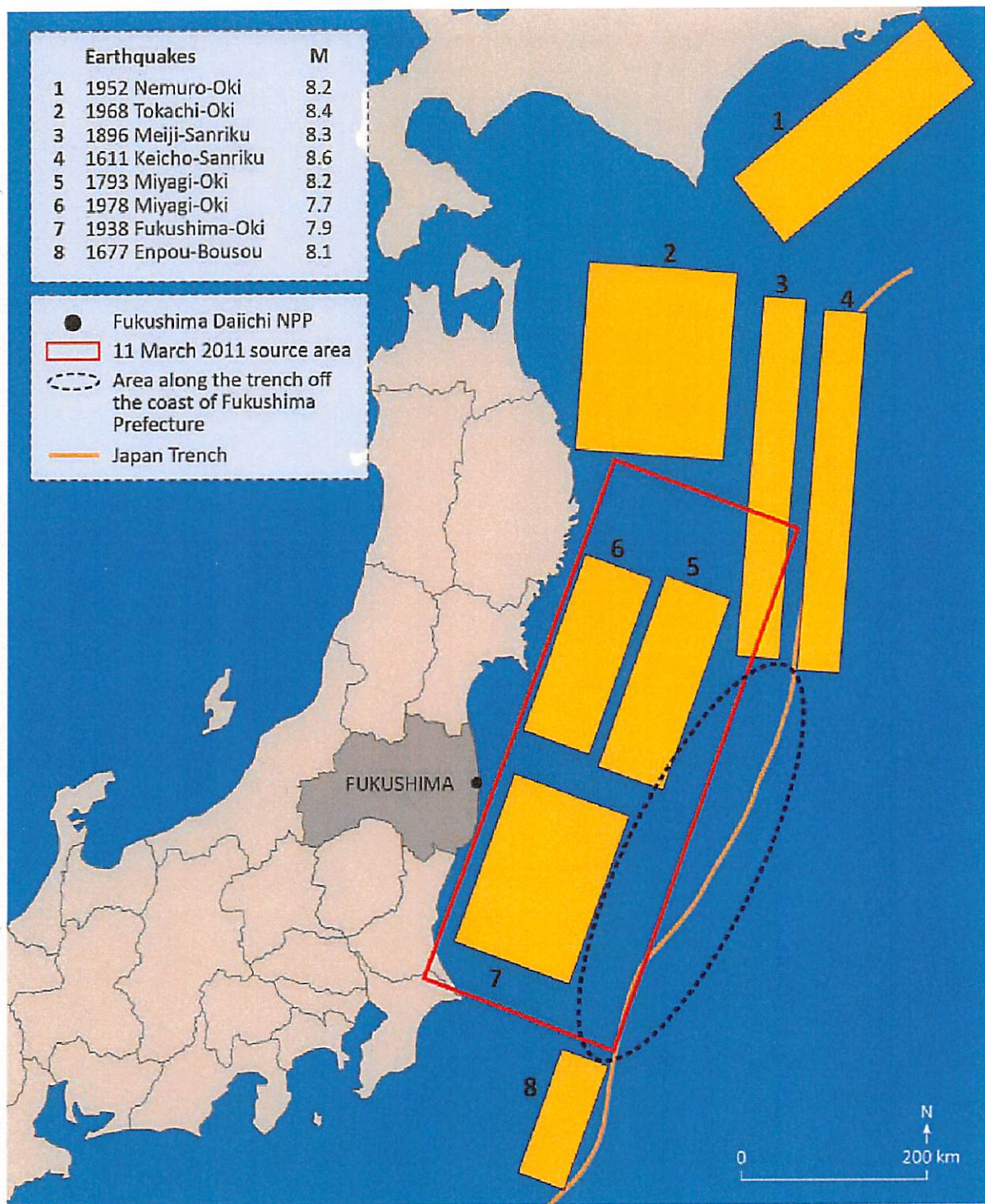


FIG. 2.1–10. Standard source model as defined by JSCE guidance, 2002 [26].

One hundred and forty-five simulations (see Fig. 2.1–11) were performed, with the dominant source being the one identified as No. 7 with M 8, corresponding to the earthquake at Fukushima-Oki (M 7.9) in 1938, which was assumed at M 8 in the calculations.

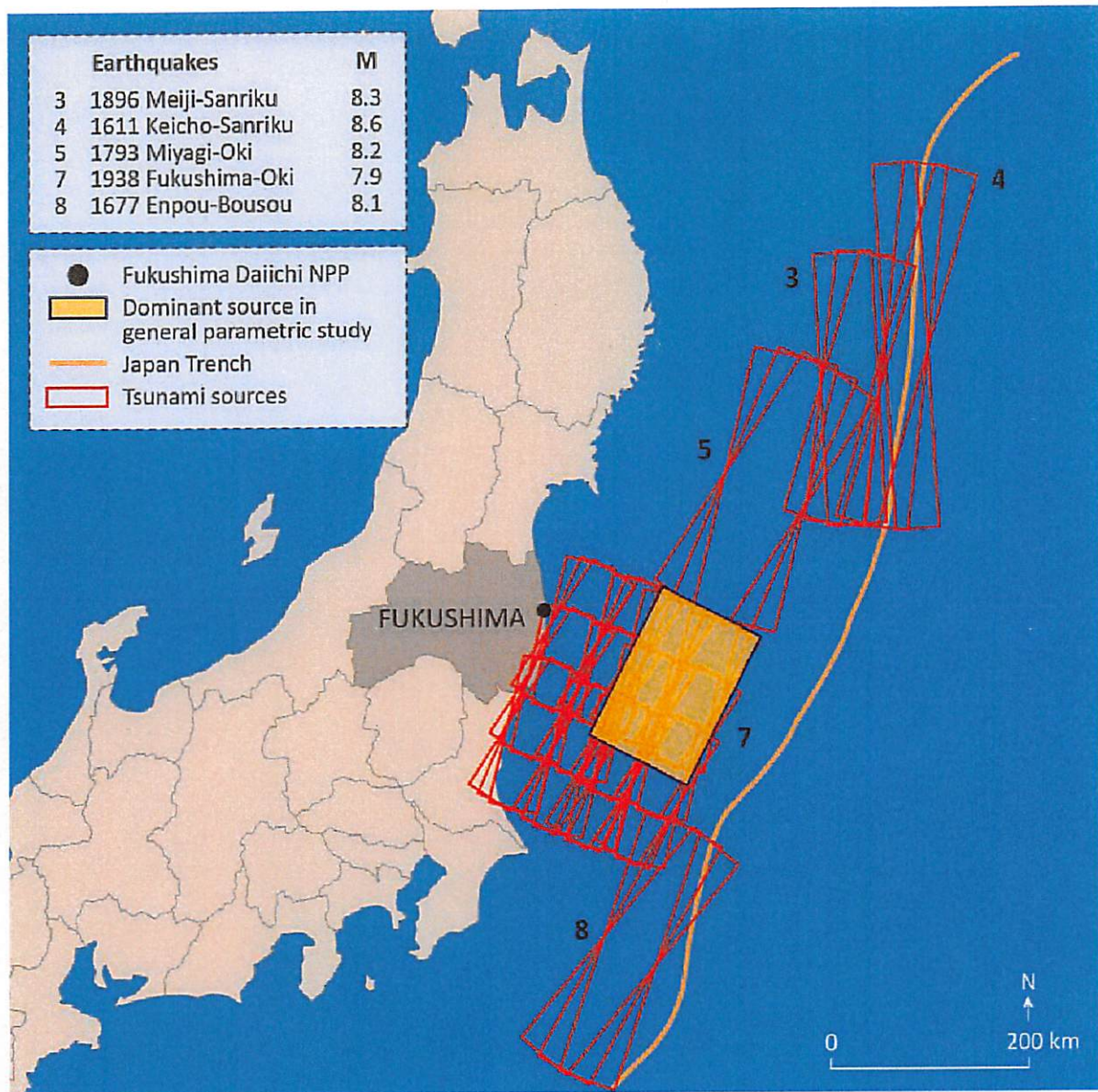


FIG. 2.1-11 Scenario of tsunamis for calculations performed by TEPCO in 2002 [33].

As a result of these calculations by TEPCO, the tsunami hazard water levels (maximum and minimum) were obtained with a maximum high water level of OP +5.7 m, while the minimum water level of OP -3.60 m was calculated on the basis of the 1960 Chile earthquake (M 9.5).

Another important consideration is the runup value, which is the water height, reached at the maximum inundation point, as shown in Fig. 2.1-4. The estimated value corresponds to the tsunami height at the location that can be called the water cooling intake point, which is the point at shoreline at which the water reaches the level of the cooling intake structures. TEPCO indicated [33] that the runup was taken into account and did not significantly increase the calculated value of OP +5.7 m since it did not reach the main grade level of OP +10 m.

In 2007, to confirm the level of nuclear safety in relation to the disaster prevention plans of Ibaraki and Fukushima Prefectures, TEPCO voluntarily performed new evaluations with the source models corresponding to historical tsunamis, which were defined as illustrated in Fig. 2.1-12.

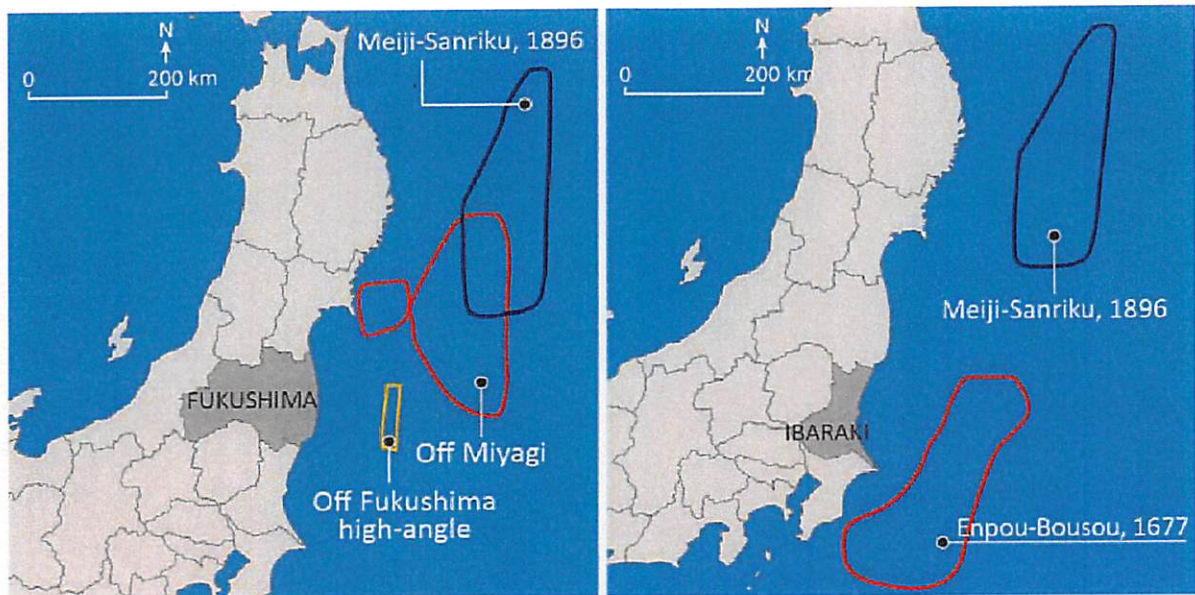


FIG. 2.1–12. Tsunamigenic sources for the evaluations performed in 2007 to ensure safety in relation to the disaster prevention plans of Ibaraki and Fukushima Prefectures [33].

The Japan Atomic Power Company (JAPC), the operator of the Tokai Daini NPP, recalculated the design tsunami heights for its site based on these new wave source models to maintain consistency with the assumptions in the disaster prevention plans. In the case of the Tokai Daini NPP, the results of these evaluations showed maximum water levels of OP +4.70 m and +5.00 m, which were similar to the results obtained in 2002. The design tsunami height had to be revised upwards, and the JAPC decided to construct a 7.0 m high wall at Tokai Daini to protect the emergency seawater pump room [10].

Later, in 2009, with more precise topography (onshore), bathymetry (offshore) and tidal data of the Fukushima Daiichi NPP site, TEPCO again performed this evaluation using the JSCE source models, and obtained the maximum water level of OP +6.10 m. Figures 2.1–13 and 2.1–14 illustrate the results obtained by TEPCO of the tsunami re-evaluations performed between 2002 and 2009 for the Fukushima Daiichi and Daini NPPs.

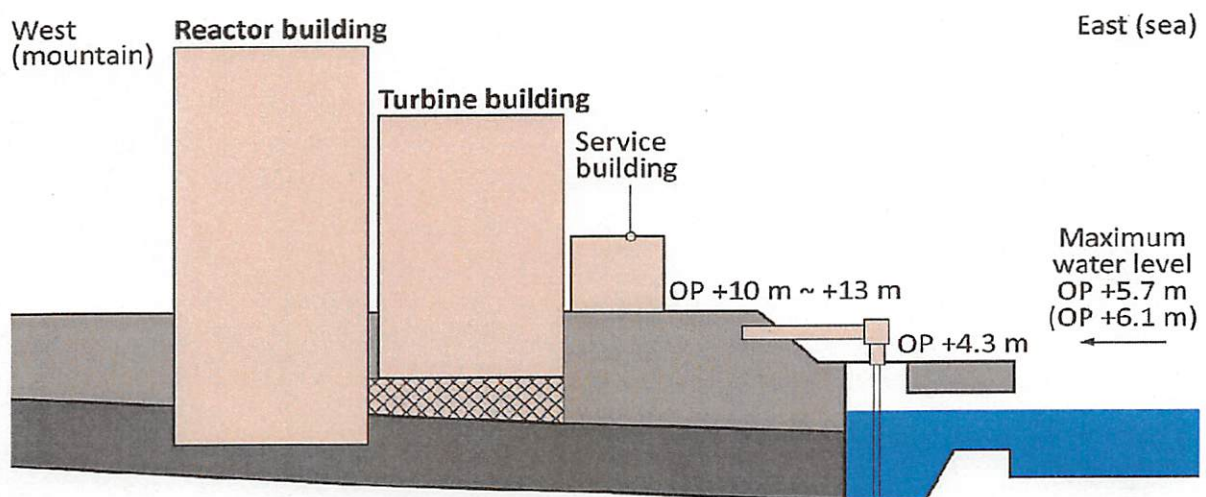


FIG. 2.1–13. Summary of 2002 and 2009 tsunami re-evaluations of the Fukushima Daiichi NPP using the JSCE methodology (topography and tide data were revised in 2009) [33].

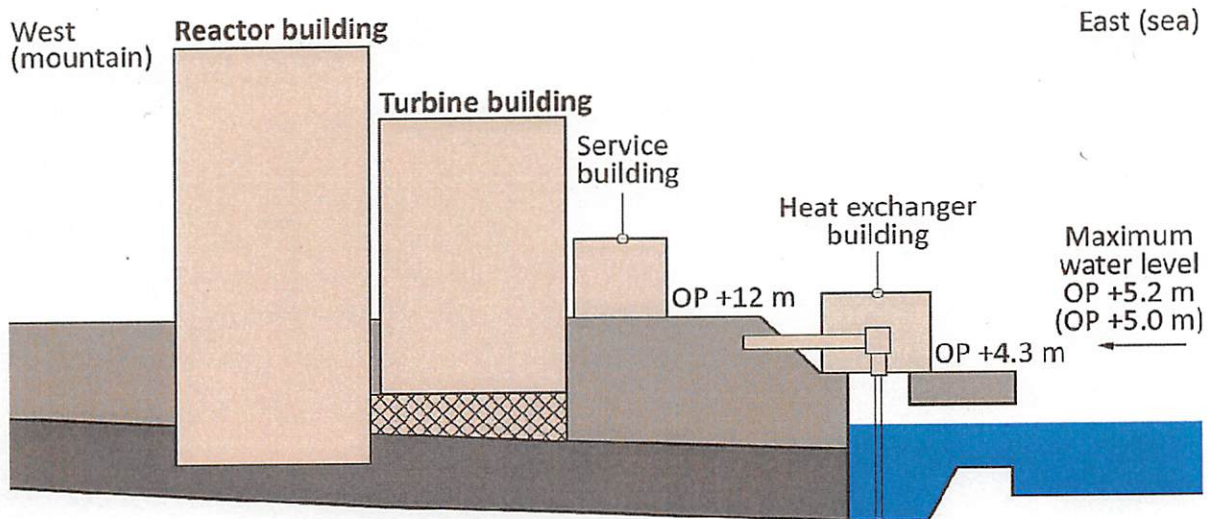


FIG. 2.1-14. Summary of 2002 and 2009 tsunami re-evaluations of the Fukushima Daiichi NPP using the JSCE methodology (topography and tide data were revised in 2009) [33].

In addition to the studies completed by TEPCO between 2002 and 2009 based on the JSCE deterministic methodology and wave source models, as described above, a number of trial calculations were performed using wave source models or methodologies that went beyond the JSCE tsunami assessment method. In the following section, these trial calculations, and the results obtained, are described.

#### 2.1.5.5. First trial analysis using the probabilistic tsunami hazard assessment approach

The first trial analysis was conducted using a probabilistic approach under discussion at the JSCE and identified as a prototype approach. Thus, a probabilistic tsunami hazard assessment was performed by TEPCO to confirm the adaptability and improvement of the JSCE prototype method [33].

This first trial analysis resulted in a mean annual frequency of exceedance of  $10^{-5}$  to  $10^{-6}$  for a tsunami exceeding 10 m at the Fukushima Daiichi NPP site. TEPCO did not interpret this result as the actual frequency of tsunamis that could strike the nuclear power plants at the Fukushima Daiichi NPP site. These results were presented in the International Conference on Nuclear Engineering-14 (ICONE-14) on 17–20 July 2006.

#### 2.1.5.6. Trial analyses using the JSCE methodology with different source models

Two additional trial calculations were performed in 2008–2009 by TEPCO using the JSCE methodology, but with different source models, as described in Fig. 2.1-15:

- Using as a tsunami source the model proposed by the Headquarters for Earthquake Research Promotion (HERP) with an M 8.2 earthquake rupturing an area of  $200 \text{ km} \times 50 \text{ km}$  located anywhere in the offshore zone, as indicated in the figure on the left in Fig. 2.1-15;
- Using as a tsunami source the Jogan 869 earthquake with M 8.4 and with the assumed location as proposed by Satake et al. [35], as indicated in the graph in the figure in the middle in Fig. 2.1-15.

The comparison of these two models with respect to the rupture and magnitude of the 11 March 2011 earthquake is also illustrated in the figure on the right in Fig. 2.1-15, as well as with respect to the 2002 re-evaluation that strictly applied the JSCE prescribed methodology.



The results obtained from these two trial calculations using different source models are described in the following sections.

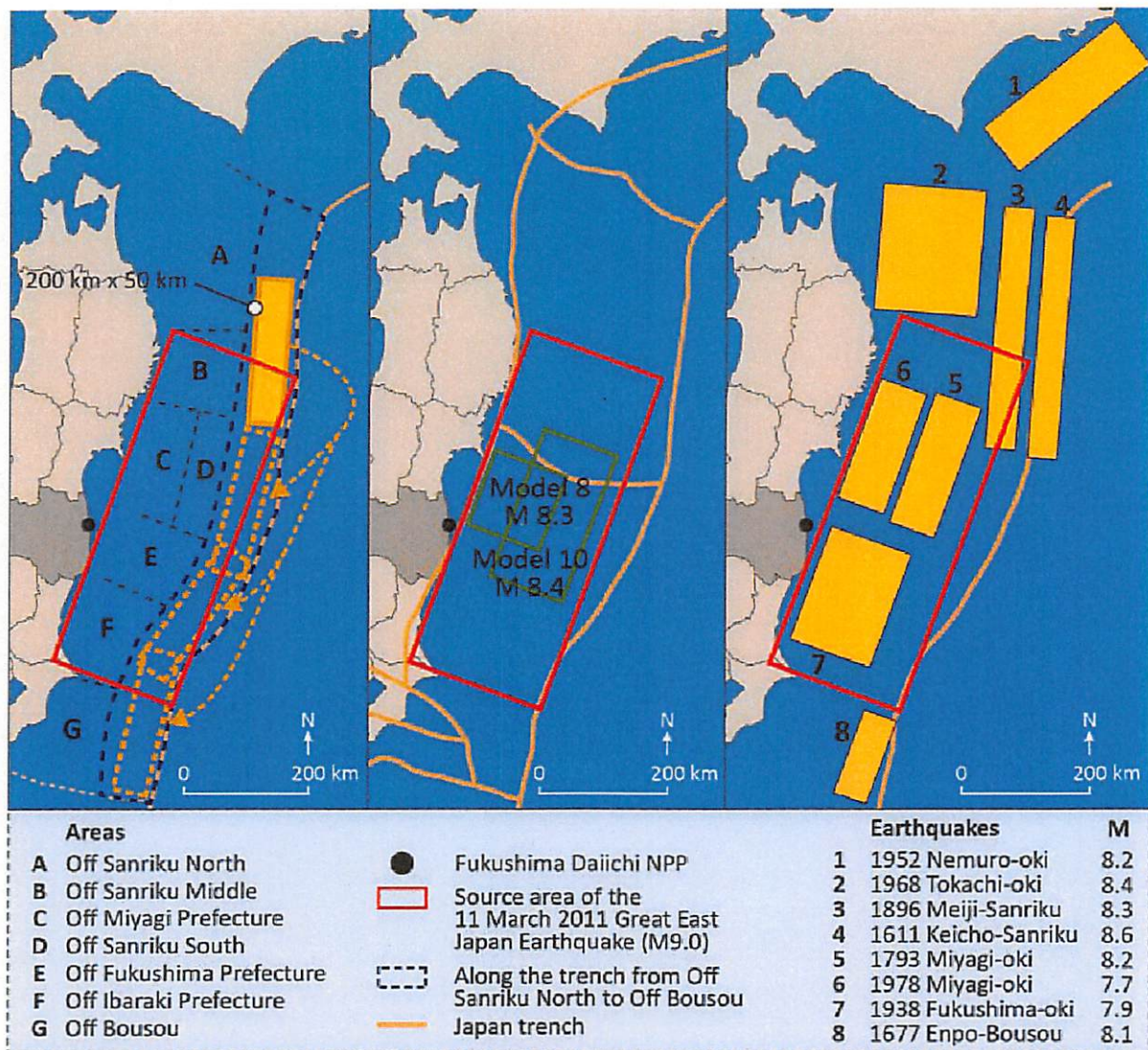


FIG. 2.1-15. Trial calculation performed by TEPCO in 2008. Comparison of source models (see Ref. [36] for the figure on the left, Ref. [35] for the figure in the middle, and Ref. [26] for the figure on the right).

#### 2.1.5.7. Trial analysis based on the JSCE methodology with HERP source models

As stated above, this trial calculation was carried out using the model proposed by the Headquarters for Earthquake Research Promotion (HERP) with an M 8.2 earthquake rupturing an area of 200 km × 50 km, located in the subduction zone. Here, the basic difference with respect to previous re-evaluations by TEPCO applying the JSCE methodology is the assumption that an M 8.2 earthquake may occur in the offshore trench of the Japan subduction fault facing Fukushima Prefecture. This assumption was not considered previously because it was accepted that there was a seismic gap, reflecting that there was no record of a large, M 8 level earthquake off the coast of Fukushima Prefecture.

In 2007, the Central Disaster Management Council (CDMC) of the Cabinet Office discussed the proposal by HERP of the source model and concluded that a large, M 8 level earthquake along the

Japan Trench off the coast of Fukushima Prefecture should not be taken into account because it was unclear whether or not it would be feasible to assume the existence of a wave source in areas where no earthquake had previously occurred. It was decided to use only records available from a given historical time.

Because the HERP proposal did not specify a wave source model, TEPCO conservatively used the wave source model of the M 8.3 Meiji Sanriku earthquake of 1896. This earthquake occurred off the coast of Iwate Prefecture, more than 100 km north of Fukushima, and resulted in a tsunami of 38 m.

The results of this second trial calculation carried out by TEPCO in 2008 for the Fukushima Daiichi and Daini NPPs are shown in Fig. 2.1-16, as presented by TEPCO during the meeting with the IAEA of 10-14 February 2014 [33].

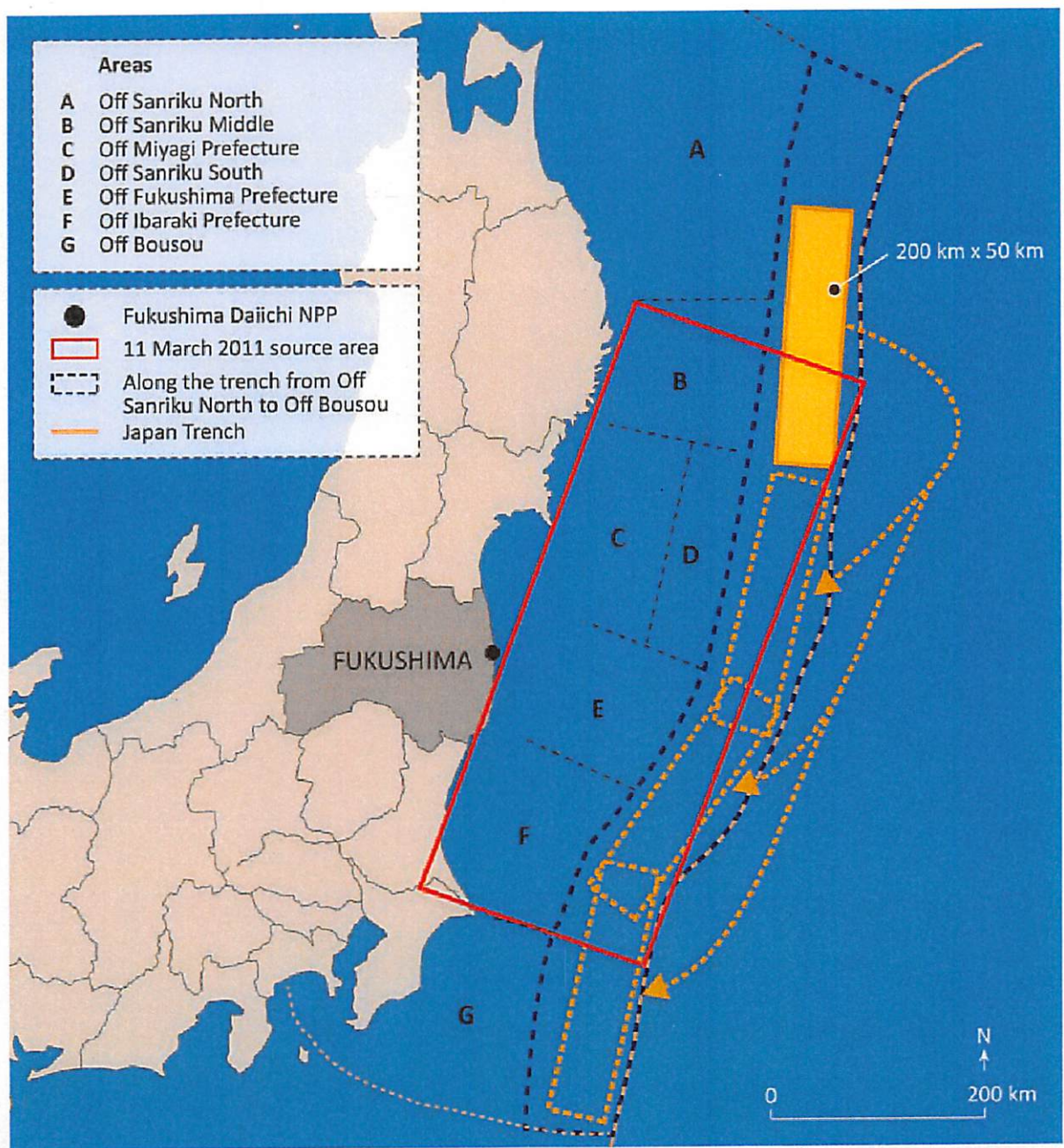


FIG. 2.1-16. Earthquake regions as determined by the Headquarters for Earthquake Research Promotion (HERP) for the Fukushima Daiichi and Daini sites as used by TEPCO in 2008 [36].

TABLE 2.1-7. RESULTS OF THE TRIAL CALCULATIONS FOR THE FUKUSHIMA DAIICHI NPP SITE

Unit	Fukushima Daiichi						Northern part (OP +13 m)	Southern part (OP +10 m)
	1	2	3	4	5	6		
Tsunami height (m)	8.7	9.3	8.4	8.4	10.2	10.2	13.7	15.7

TABLE 2.1-8. RESULTS OF THE TRIAL CALCULATIONS FOR THE FUKUSHIMA DAINI SITE

Unit	Fukushima Daini					(OP +12 m)
	1	2	3	4		
Tsunami height (m)	7.6	7.2	7.8	8.2		15.5 (southern part)

The results of the trial calculation presented in Tables 2.1-7 and 2.1-8 are summarized as follows:

- In front of Units 1-4, at the location of the seawater cooling pumps where a maximum level of OP +5.7 m was calculated in 2002, a maximum tsunami height of OP +9.3 m was estimated.
- In front of Units 5 and 6, the maximum tsunami height was estimated as OP +10.2 m.
- Other locations at the site, at the southern and northern parts, show maximum tsunami heights of OP +13.7 and 15.7 m, significantly higher than the previous re-evaluation values.

#### 2.1.5.8. Trial analysis using Jogan 869 tsunami source models

Regarding the trial calculation with consideration of the Jogan 869 earthquake and tsunami, Fig. 2.1-17 and Table 2.1-9 shows the evolution of the knowledge and hypothesis between 1990 and 2008 about the location of the epicentre in the Japan offshore trench.

TEPCO conducted the trial calculation with magnitude 8.4 and with the assumed location of the tsunami source as proposed by Satake et al. [35]. This model is based on data obtained from soil deposits from the Jogan tsunami through paleo-tsunamigenic investigations. As indicated by TEPCO [33], Satake et al. [35] did not determine the Jogan tsunami source model because of the lack of deposit data of that tsunami and the need to conduct additional tsunami deposit survey investigations in Fukushima and Ibaraki Prefectures.

Five boreholes were dug along the coast in the vicinity of the Fukushima Daiichi and Daini NPPs to investigate the existence of evidence of the Jogan 869 tsunami. Three boreholes, located to the south of the site, yielded no evidence of tsunami deposits, while two boreholes located to the north of the site showed evidence of tsunami deposits at 0.5 m depth in one of them and between 3 m and 4 m depth in the other. TEPCO indicated that the results obtained from the deposit investigations showed some inconsistencies with respect to the trial calculation using the source model proposed by Satake et al. [35]. Therefore, additional investigations were proposed to be carried out.

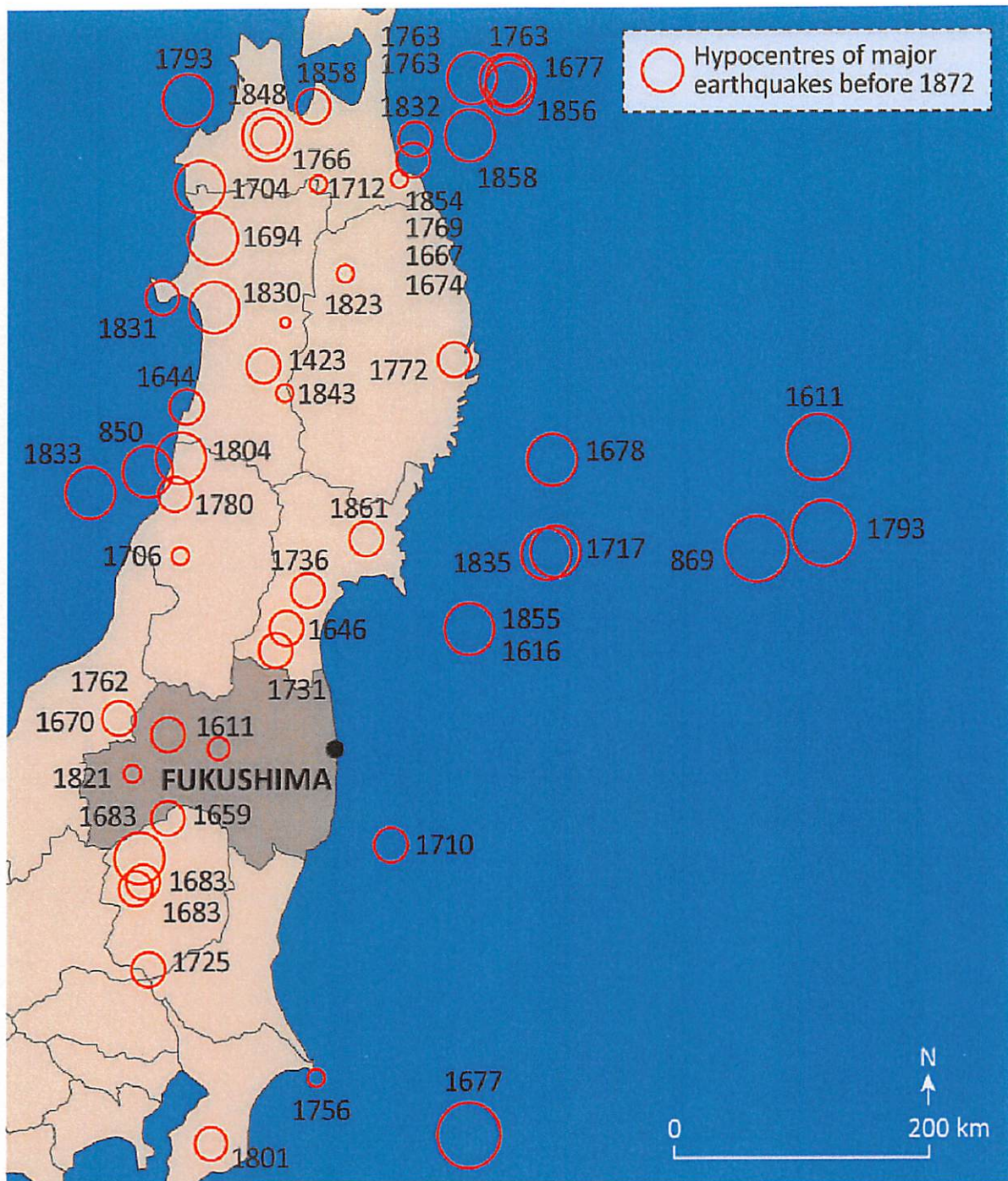


FIG. 2.1-17. Jogan 869 earthquake and tsunami potential locations [33].

TABLE 2.1-9. POTENTIAL LOCATIONS OF THE JOGAN 869 EARTHQUAKE AND TSUNAMI [33]

1990 Abe et al.	Tsunami source was assumed to be located off Sanriku Tsunami height in Sendai plane was smaller than 1611 Keicho Sanriku tsunami
2001 Minoura et al.	Tsunami source was assumed to be located off Miyagi Tsunami height in Fukushima coast was approximately 2-4 m
2006 AIST and Tohoku University	Tsunami deposit survey was carried out in Miyagi Prefecture at first and then in Fukushima Prefecture
2008 Satake et al.	Tsunami source was supposed to be located from off Miyagi Prefecture to off Fukushima Prefecture

Because information about the Jogan tsunami was limited and the source model was uncertain before 2005, the JSCE (2002) [26] did not take the Jogan tsunami into account.

The source model adopted by TEPCO for this calculation assumed an M 8.4 earthquake with a rupture area of 200 km × 100 km for Model 10 and an M 8.3 earthquake with a rupture area of 100 km × 100 km for Model 8 [33]. These were facing Miyagi and Fukushima Prefectures, offshore in the Japan subduction trench.

This trial calculation using the Jogan 869 tsunami resulted in maximum tsunami wave heights of OP +8.7–9.2 m for the six units of Fukushima Daiichi (Table 2.1–10) with no inundation in other northern and southern parts of the site at the grade levels of OP +13.00 m and OP +10.00 m, and tsunami wave heights of OP +7.8–8.00 m for the four units at Fukushima Daini and no inundation for the grade level OP +12.00 m (Table 2.1–11).

TABLE 2.1–10. TRIAL CALCULATION RESULTS FOR THE JOGAN 869 TSUNAMI FOR FUKUSHIMA DAIICHI [33]

Unit	Fukushima Daiichi						Northern part (OP +13 m)	Southern part (OP +10 m)
	1	2	3	4	5	6		
Tsunami height (m)	8.7	8.7	8.7	8.7	9.1	9.2	No inundation	No inundation

TABLE 2.1–11. TRIAL CALCULATION RESULTS FOR THE JOGAN 869 TSUNAMI FOR FUKUSHIMA DAINI [33]

Unit	Fukushima Daini				(OP +12 m)
	1	2	3	4	
Tsunami height (m)	8.0	7.8	7.8	7.9	No inundation

#### 2.1.5.9. Conclusions by TEPCO on the trial calculations

In view of the results obtained from the trial calculations performed, TEPCO management considered that it was necessary to review the appropriateness of the tsunami source models. Thus, electric utilities requested that the JSCE review the suitability of the tsunami sources in 2009. In parallel, in August 2010, TEPCO constituted the Tsunami Measures Working Group as an internal body in the utility to conduct a full scale examination to study measures for reducing the impact of tsunamis.

Each of these trial calculations — performed between 2006 and 2009 — predicted maximum tsunami wave heights considerably greater than either the original design tsunami height of OP +3.122 m or the results of OP +5.7–6.1 m from the re-evaluations performed between 2002 and 2009 using the consensus JSCE methodology. The prediction to be properly considered in this case was for a runup that would reach and flood the main plant grade level at OP +10.00 m and +13.00 m if the HERP data were considered in the source model.

Another issue is the difference between the tsunami heights produced by the Great East Japan Earthquake at the Fukushima Daiichi and Daini NPP sites and for which studies presented by TEPCO show that the rupture that caused the Great East Japan Earthquake was so large that several trains of tsunami waves were generated from different locations along the rupture, as if they had been produced by multiple separate earthquakes. At Fukushima Daiichi, some trains arrived almost in phase, causing them to reinforce each other and produce a much bigger tsunami. The superposition of peaks did not

occur at Fukushima Daini, leading to a lower wave height. The possibility of this phenomenon occurring had not been realized before the Great East Japan Earthquake and was not explicitly considered in the JSCE methodology. As shown by the trial analyses, the JSCE methodology was able to provide conservative predictions of tsunami heights if the correct assumptions were made about the source model and the magnitude of the earthquake in the offshore trench of the Japan fault in front of Fukushima Prefecture (the HERP source model).

#### *2.1.5.10. Actions taken to cope with reassessed tsunami hazards*

##### *Actions taken by TEPCO*

As a result of the reassessment processes of the flood level caused by a tsunami, which were carried out by TEPCO and other utilities in Japan with NPPs operating on the east coast, and which were triggered mainly by: (i) the issue of the 2002 JSCE methodology; (ii) the issue of the NSC Regulatory Guidelines of 2006 and (iii) the Niigata-Chuetsu-Oki earthquake in 2007 affecting the Kashiwazaki-Kariwa NPP, a number of countermeasures, through plant modifications or safety upgrades, were implemented at four NPPs, as summarized in Table 2.1-12.

In the case of the Fukushima Daiichi NPP, considering the fact that safety related items for removing the reactor decay heat (linked to the ultimate heat sink) and for cooling the emergency diesel generators (EDGs) for emergency power supply are located at the plant area at OP +4.00 m, which would be flooded in case of the newly reassessed tsunami flood level of OP +5.70–6.10 m, TEPCO mentioned during the IAEA Fact Finding mission in 2011 [6] that the motors of the safety related pumps (residual heat removal (RHR) system) were accordingly elevated to avoid disruption of function. However, no additional details were provided about the adequacy of these measures to cope with such an event for the protection of all related mechanical, electrical and instrumentation and control (I&C) components of the RHR system. Table 2.1–12 shows that TEPCO raised the pumps. Whether all the pumps or the pump motors were elevated was not clear.

Until 2009, TEPCO carried out actions in response to the newly calculated values for the tsunami flood level which were obtained using only the JSCE methodology. The results of the trial calculations carried out from 2008 using (i) the HERP assumptions of an M 8.3 earthquake in the Japan Trench offshore, facing the Fukushima Daiichi and Daini sites, and (ii) the model proposed by Satake et al. [32] for the Jogan 869 showed significantly higher values of the tsunami wave heights. This implied the need to cope with several more metres of flood, runup and inundation areas, including the main plant grade where the nuclear buildings are located. TEPCO did not implement interim corrective actions to develop protective measures for the plant to cope with such higher levels of flooding resulting from the trial calculations while conducting further examinations of the assessments, based on the following reasons:

- There was no historical record of a large, M 8 level earthquake off the coast of Fukushima.
- The JSCE methodology was the applicable standard developed with the consensus of all participating institutions in Japan, and it was also accepted and used by other utilities.
- Other institutions, not only the JSCE but also the Central Disaster Management Council (CDMC) and the Prefectural Governments in Ibaraki and Fukushima, did not consider the tsunami source located off the coast of Fukushima Daiichi and Daini NPP sites.
- An earthquake with a magnitude higher than 9 was not considered to be a credible event in the Japan Trench by the Japanese scientific community.
- Historical events such as the Jogan 869 earthquake and tsunami, which caused flood levels similar to the ones reached in March 2011, required additional investigation and collection of data for better knowledge of their causes and effects before applying them to assess those hazards for nuclear installation sites.

TABLE 2.1-12. SUMMARY OF THE RESULTS OF TSUNAMI REASSESSMENTS (2002-2009) AND PLANT MODIFICATIONS BY JAPANESE ELECTRICAL UTILITIES [33]

Event	TEPCO		JAPC	Tohoku Co.
	Fukushima Daiichi	Fukushima Daini	Tokai Daini	Onagawa
Ground level of main building	OP +10 or +13 m	OP +12 m	HP* +8.9 m	OP +14.8 m
Establishment Permit	Unit 1 in 1966 OP +3.122 m	Unit 1 in 1972 OP +3.122 m Units 3 and 4 in 1978 OP +705 m	— in 1971	Unit 1 in 1970 OP + 2-3 m (literature survey) Unit 2 in 1987 OP +9.1 m (numerical simulation)
JSCE method in 2002	OP +5.7 m (tsunami off the coast of Fukushima is dominant)	OP +5.2 m	TP* +4.88 m	OP +13.6 m (tsunami off the coast of Sanriku is dominant)
	Countermeasure such as raising the seawater pumps was completed	Countermeasure such as making the buildings watertight was completed	Countermeasure was unnecessary	Countermeasure was unnecessary
Scenario tsunami for disaster prevention was published by Ibaraki Prefectural Government	OP +4.7 m  Countermeasure was unnecessary	OP +4.7 m  Countermeasure was unnecessary	TP* +5.72 m  Countermeasure such as raising the wall around seawater pumps was completed	Unexplained
Scenario tsunami for disaster prevention was published by Fukushima Prefectural Government	Approximately OP +5 m  Countermeasure was unnecessary	Approximately OP +5 m  Countermeasure was unnecessary	Unexplained	Unexplained
Latest bathymetric and tidal data in 2009	OP +6.1 m  Countermeasure such as raising the seawater pumps was completed.	OP +5.0 m  Countermeasure was unnecessary	Unexplained	Unexplained
Tsunami in 2011	OP +13.1 m (tsunami height) OP +15.5 m (inundation height)	OP +9.1 m (tsunami height) OP +14.5 m (inundation height)	TP* +5.4 m	OP +13.8 m

\* See water reference level for Fukushima Daini (HP: Hitachi Port; TP: Tokyo Peil).

Note: JAPC — Japan Atomic Power Company, Tohoku Co. — Tohoku Electric Power Company.

#### *Actions taken by the regulatory authority*

The reassessments of the tsunami hazards at the Fukushima Daiichi NPP site conducted by TEPCO during the operational period values were not requested by NISA (the regulatory authority at that time) according to the information collected at the time of the IAEA Fact Finding Expert Mission in May 2011 [6]. This was also confirmed by NRA (the new regulatory authority established in 2012) during the meetings held in Tokyo in January 2014 [7].

Regarding the actions taken by NISA as a response to the newly developed guidelines for tsunami assessment issued by the JSCE in 2002, NISA and TEPCO concurred that JSCE guidance was

adequate for such a purpose. However, NISA did not issue a specific request to conduct a reassessment based on that methodology [6, 7].

The results of tsunami reassessments performed by TEPCO using the JSCE methodology were not formally submitted to NISA. Consequently, the results were not reviewed, commented, approved or rejected by the regulatory authority, although NISA was aware of their existence [10]. The fact that the tsunami estimate increased by a factor of almost two and the main tsunamigenic source shifted from the distant (Pacific subduction tectonic plate in Chile) to the near (Pacific subduction tectonic plate in the offshore Japan subduction trench Shioyazaki) source did not catch the attention of NISA for a long time (from 2002 until March 2011).

As these reassessments and countermeasures were undertaken by TEPCO voluntarily without any instruction from NISA, they did not lead to changes in the licensing documents, and thus the design bases remained as they were before. Regarding the physical measures taken by TEPCO at the Fukushima Daiichi NPP as a consequence of the reassessed higher tsunami wave heights, described in the previous section, and aimed at enhancing safety measures against tsunami flooding, NISA considered them as sufficient according to the Japanese reports [7].

In general, the actions taken by NISA in relation to reassessment of the external hazards were triggered mainly by the issue of the new NSC Regulatory Guidelines in 2006 [9]. NISA requested all NPP licensees by letter to undergo a backcheck on the basis of the new guidelines. This included the need to re-evaluate the tsunami hazards as an accompanying event, although it was not specifically requested in the letter. By the end of 2010, a few months before the accident, NISA received the reports for Units 3, 4 and 5, but they did not include a tsunami safety evaluation, which was planned to be performed by 2016 [7].

#### **2.1.6. Extreme external events in a multi-unit site and multiple sites in the same region**

The complexity of the events of the Great East Japan earthquake and tsunami stems from the fact that the natural external hazards impacted multiple units in the Fukushima Daiichi NPP. In addition, the four other NPPs along the coast were also affected to different degrees by the earthquake and the tsunami. However, all operating reactor units at these plants were safely shut down.

This meant that 14 reactor units at 4 sites were simultaneously exposed to high intensity natural external hazards (main shock and aftershocks, and tsunami warnings) during a long period of time in a geographical region that was simultaneously affected by those natural hazards and whose infrastructure was severely damaged.

Although the lessons learned from the Kashiwazaki-Kariwa experience in 2007 were very useful, particularly for on-site emergency measures at the Fukushima Daiichi NPP, and despite a significant number of lessons being properly implemented before 11 March 2011, there was still major regional disruption, which hampered immediate recovery actions at the plant. The nature of the destruction and the damage that occurred at the regional level at multiple units at multiple sites caused significant delays and disruptions in recovery actions for all sites and units.

Although many Member States have multi-unit sites, and in some cases have NPP units in a number of neighbouring sites that may be exposed to a large natural hazard simultaneously, guidance is lacking regarding how to deal with the safety of multi-reactor unit sites when affected by external hazards that occur in a continuous sequence of events.

The established general design criteria require that SSCs important to safety not be shared among nuclear reactor units unless it can be demonstrated that such sharing will not significantly impair the performance of the assigned safety functions, including, in the event of an accident in one unit, the



orderly shutdown and cooldown of the remaining units. It should be questioned how these design criteria have been applied, how safety was assessed and how the successful performance criteria were demonstrated in the case of the numerous existing multiple unit sites when most of them were sharing the external electrical power grids, the switchyards and the ultimate heat sinks, and especially for the occurrence of external hazards as common cause failure events. It is known that most of the safety assessments performed consider shared SSCs to be an extra layer of redundancy because of the assumption that the accident occurs only in one unit while the remaining are kept safe.

The common cause nature of these extreme hazards plays an important role in off-site emergency preparedness and response because they affect the feasibility of implementing local, regional and national emergency plans. The situation described above should be carefully considered at the very beginning of an NPP project, from the stage of selection and evaluation of the site to the design and construction of the installation, to the final stage of its operation when all the response procedures and measures are duly established.

IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 [16] provides the following general requirement in para. 2.29:

“The external zone for a proposed site shall be established with account taken of the potential for radiological consequences for people and the feasibility of implementing emergency plans, and of any external events or phenomena that may hinder their implementation”.

The details of the implementation of the measures to fulfil such a requirement in all stages of the nuclear installation's life cycle is the challenge to be faced and resolved, since one of the lessons of the Fukushima Daiichi NPP accident was the occurrence of this complex scenario of extreme natural events affecting many reactor units in many sites located in the same region. This situation should also be analysed in relation to the need to comply with the concept of defence in depth. The question is how well this concept is being applied in such complex scenarios as those described earlier and in all stages of the nuclear installation life cycle.

#### **2.1.7. Summary**

During the pre-accident operational period, the site characteristics of the Fukushima Daiichi NPP were not reassessed in a systematic and comprehensive manner to consider all site related aspects and external events (i.e. seismic and geological hazards, meteorological and hydrological hazards, volcanic hazards and human induced hazards) as well as environmental issues. A regulatory framework for requiring such full reassessment of all site characteristics did not exist. Regarding specific external hazards, only seismic backchecking has been requested in Japan, following the new guidance on seismic safety that was developed and released by the Nuclear Safety Commission in 2006 [9] and as a result of the 2007 Niigata Chuetsu-Oki earthquake that affected the Kashiwazaki-Kariwa NPP. But, specifically for tsunami hazards, this new guidance does not contain any concrete requirements, criteria or methodology that could be used for reassessment purposes, and includes only generic statements and no specific request for reassessment was issued.

The lack of a comprehensive regulatory framework for external hazards is one of the reasons that led to an underestimation of the tsunami hazards and to insufficient measures to cope with extreme external events. The Japanese approach was not in line with international and other national safety standards, resulting in significant discrepancies in the level of assessed hazard. No recommendations were expressed at the international level, since no international reviews had been requested. Even though predicting the height of a tsunami is difficult and subject to a variety of scientific and expert opinions, an international review team of independent experts assessing the Fukushima Daiichi NPP's level of protection against flooding would have recommended use of methodologies consistent with international safety standards. This emphasizes the importance of international cooperation on safety.

International independent peer reviews on site characteristics, external events and design are an effective means in assessing and enhancing the safety level of existing facilities.

The definition of the main plant grade level (i.e. at OP +10.00 m) at the time of the Establishment Permit was of great significance. The prevailing reason for the decision on the plant grade was the economics of the water cooling supply (i.e. installation cost during the construction stage and transport energy cost during the operational life of the installation) based on the assumption that the external flooding levels would not impose a risk according to recent historical records in this area. Thus, a site that was considered a dry site in the original design bases later became a wet site, when the resulting maximum flood levels of the reassessment performed showed values higher than the plant grade levels [10].

Regarding the seismic hazard assessment, the original ground motion design bases were evaluated mainly on the basis of historical seismicity data. During the process of obtaining permits for all the units, and particularly after the issuance of new NSC Regulatory Guidelines of 2006 [9], a methodology using also geomorphological fault dimensions was applied. However, this related specifically to on-land events and not to those generated at the Japan Trench, in the Pacific Ocean, which are the ones that generate tsunamis. The information regarding the on-land faults was taken from official sources, but conservative parameters were assumed for the analysis. Regarding the Japan Trench, the associated maximum magnitude was estimated to be about M 8 without much tectonic based justification, largely based on observed historical data and at the locations where they already occurred. Thus, due to the distance from the site, it was assumed that these offshore events would not be relevant for the seismic hazard at the site because closer on-land faults would constitute the main contributors to the seismic hazard. Although an approach similar to the on-land faults (deriving maximum magnitudes in relation to physical fault dimensions) was followed for the maximum magnitude estimation, M 8, of the Japanese Trench, the number of segments to be mobilized during a single event was underestimated.

The assessment of the maximum flooding levels caused by earthquake generated tsunamis, as done for the original design basis at the time of the issuance of the Establishment Permit in the late 1960s as well as in the reassessments carried out during the operational life of the plant, was underestimated in relation to the potential occurrence of extreme flooding events. The tsunami generated by the Great East Japan Earthquake reached values approximately 10 m higher than the originally estimated value (i.e. OP +3.122 m) and 7 m higher than the highest of the accepted re-estimated value (i.e. OP +6.10 m).

The evaluation by TEPCO of the tsunami flood level at the time of the Establishment Permit used the methodology and criteria prevalent in Japan at that time, which were based only on the study and interpretation of historical records of earthquakes and tsunamis. Although those records covered a period of some thousands of years, the distant tsunami that occurred in the Pacific subduction plate of Chile in 1960 was the event used for design purposes, and the OP +3.122 m level reached at Onahama Port was the adopted as the tsunami flood design level. For near sources located in the Japan Trench facing the east coast, a combination of the lack of historical records of tsunami flood levels at the specific location of the Fukushima Daiichi NPP site and the lack of evidence of the occurrence of earthquakes in the offshore area in front of the site were the basis for supporting this decision.

The Japanese approach, at least until 2006, of using mainly historical data of observed events that were available for a very recent period of a few decades or a few hundred years is the main reason for the underestimation of the earthquake magnitudes in assessing the tsunami hazards. The common international practice at the time of the original plant design was to use historical records when applying methods for estimating seismic and concomitant (e.g. tsunami) hazards. To compensate for the lack of pre-historical data commensurate with the low probability required (the usually accepted period of recurrence on the order of 10 000 years), this practice included the following assumptions:

(i) the rule of increasing the maximum historical recorded intensity or magnitude and (ii) to locate the seismic source closest to the site. This internationally recognized conservative and deterministic approach was also reflected in IAEA Safety Series No. 50-SG-S1 [11], in 1979, which was prepared and discussed according to international criteria applied in the 1970s.

In addition to the criterion to use pre-historical and historical data commensurate with the low annual frequency of occurrence of these extreme external events, the internationally recognized practice recommended the use of global analogues in order to cope with the lack of such pre-historical data. This is another important tool, particularly when an earthquake with M 9.5 (the largest in history) had occurred previously in the same tectonic environment of the Pacific tectonic plate. During the same decade as the site characterization of the Fukushima Daiichi NPP, two major earthquakes occurred on the Circum-Pacific Belt (on which the Japan Trench is also located). These were the Chile earthquake of 1960 with M 9.5 and the Alaska earthquake of 1964 with M 9.2.

Considering the above explanation, the maximum seismic magnitude for the Japan Trench could have been postulated to be M 9+ on the grounds of tectonic similarity.

The need to use pre-historical and historical data and the use of global analogues when data are missing in the area under investigation have been included worldwide since the 1970s in requirements, recommendations and practices for dealing with the assessment of extreme natural external events.

In spite of the lack of regulatory requirements for conducting a reassessment of the tsunami hazards, TEPCO had carried out a number of re-evaluations of the tsunami flood level at the Fukushima Daiichi NPP site since 2002, using numerical simulations. In all these reassessments, the tsunami wave heights were revised upwards, with increases from the original OP +3.122 m design flood level to OP +5.70 m in 2002, to OP +6.1 m in 2009 and to approximately OP +15.7 m in the trial calculations conducted in 2009.

Such reassessments were triggered mainly by the issue of the new guidelines for assessing tsunami hazards for NPP sites published by the JSCE in 2002 as a standard practice accepted by all nuclear utilities in Japan. The JSCE methodology used a standard source model for near tsunamis based on historical data in which no tsunamigenic source was assumed to occur offshore facing the Fukushima Daiichi and Daini NPP sites in the Japan Trench. That assumption was key to all evaluations performed using this standard practice.

Other reassessments were called 'trial calculations', and they were based on different assumptions, supported by other institutions or experts in Japan. One institution in Japan, HERP, has maintained that an M 8.2 earthquake should be considered elsewhere in the Japan Trench. When this position was applied in the trial calculation performed by TEPCO, the resulting tsunami flood level value was very similar to the flood level which occurred in March 2011, and was much higher than those obtained using the standard practice.

Therefore, if either a conservative approach had been followed in Japan as the one applied at the time of the original design and construction, or if global analogues had been used due to lack of specific pre-historical data, the associated generated tsunami height would have been close to the height calculated in the trial calculations.

In summary, assessments using a conservative approach, based on all relevant, domestically and internationally available data, yielded predictions of tsunamis heights close to the level reached during the March 2011 accident.

The remedial actions adopted by TEPCO to cope with the new situation, derived from higher tsunami water heights resulting from the reassessments performed, were only commensurate with the values

obtained by using the JSCE 2002 methodology. The design and implementation of protective measures to cope with higher values than the ones corresponding to the trial calculations, including all associated hazardous phenomena such as hydrodynamic forces and debris impact, remained pending the outcome of the additional studies, investigations and confirmations that were to be carried out.

As a country known for its high level of awareness of natural disasters, Japan has an excellent system of warning, preparedness and response to cope with these external events. However, the magnitude of the 2011 natural disaster was not anticipated in any of the reassessments performed for the NPPs located in the affected region and, consequently, a scenario of extreme natural events affecting the whole region was not included in the design and operation bases of these installations.

Moreover, contingency plans for the failure of multiple units at multiple sites within a regional disaster context were not available. The effective mitigation of common cause mode failures affecting multi-unit plants simultaneously required a large amount of resources in terms of trained experienced people, equipment, supplies and external support. The timely provision of those resources for carrying out the recovery actions was disturbed by the disruption produced at the site and off-site at the regional level due to the earthquake and tsunami.

#### 2.1.8. Observations and lessons

— **The safety of nuclear installations, in general, and the site related aspects, in particular, needs to be reassessed during their operational life in response to new knowledge, new hazards, new regulations and new practices, as part of periodic safety reviews. In this regard, the role of national and/or international independent peer reviews needs to be emphasized as an important tool to assess and enhance safety.**

The requirement for a reassessment process of site related aspects needs to be included in the regulatory framework, and the responsible organization needs to implement the plant safety improvements in a timely manner based on the results of this process. This needs to cover, in a systematic and comprehensive manner, all natural and human induced hazards which may create or exert potential effects on nuclear installation safety, as well as the impact on the environment.

The reassessment process needs to be performed in accordance with periodic safety reviews and international safety standards and recognized engineering practice. In this regard, international peer review missions are key elements for assessing and enhancing safety with another layer of effective actions which may contribute to cope with the lack of timely actions or responses by the responsible organizations and/or the regulatory bodies.

— **National and international standards to cope with external events in siting, site evaluation and design aspects need to be periodically updated and revised in accordance with scientific and technical developments, recognized engineering practices as well as using information from experience of recently occurred extreme natural external events.**

The experience and data obtained during the 11 March 2011 earthquake and tsunami in Japan will be useful in the revision of national regulations in the effort: (i) to bring them in line with modern criteria and methodologies; and (ii) to be able to cope better with the involved uncertainties in the assessment of these extreme natural hazards. Regulatory documents need to ensure that databases take into account pre-historical and historical events commensurate with the low annual frequency of occurrence of the extreme natural phenomena in line with the relevant IAEA safety standards. It has been demonstrated that one reason for the underestimation of the 11 March 2011 tsunami was that only Japanese historical data were taken into account in the evaluations as well as in the use of methodologies applied on the basis of an incorrect consensus approach. Since: (i) the magnitudes of all historical earthquakes were smaller than 9; (ii) the historical earthquake magnitudes and/or intensities were not increased as conservatively done in international deterministic practice; and (iii) none were located in the offshore region facing Fukushima, the earthquake and subsequent tsunami hazards were underestimated. Evaluations using standard practice underestimated the tsunami height that might occur, as happened in March 2011. At the

same time, some experts and institutions using alternative approaches based on the source model proposed by HERP determined tsunami flood levels comparable to the 2011 ones in the Fukushima area. These discrepancies between different expert opinions need to be properly treated, since all of them might contribute to reducing the uncertainties that exist in assessing extreme natural events. Therefore, the use of mainly national historical data is not sufficient to characterize the risk of extreme natural hazards, as highlighted by IAEA safety standards since 2003. The prediction of extreme natural hazards often remains difficult and controversial. Natural hazards assessment, as well as reassessments, should be performed in a conservative way and be updated according to new knowledge, as soon as available.

- **Assumptions of complex scenarios need to be made and adequate conservative estimations need to be applied at the site evaluation, design and different operational stages in relation to the potential occurrence of extreme external events of very low frequency but with high safety consequences. When operating nuclear installations are faced with revised estimates that exceed previous predictions, it is important to take interim corrective actions in a timely manner by the responsible organization and the regulatory authority.**

The consideration of uncertainties involved in the knowledge and determination of the loads on SSCs during the operational life of the installation requires the assumption of complex scenarios in a comprehensive manner from the beginning of the process.

Correspondingly, an appropriate regulatory framework has to be in force and in line with the identified needs to be able to request, control, regulate and provide guidance on the acceptable level of risk and the performance criteria that the installation has to comply with to safely cope with assumptions of extreme external events during the operational life of the plant.

In the case of the Fukushima Daiichi NPP, it has been demonstrated that interim corrective measures were not taken in a timely manner.

- **The assessment of natural hazards needs to be sufficiently conservative. Particularly in relation to the assessment of tsunami hazards, there is a need to use highly conservative assumptions for estimating the tsunami heights (maximum and minimum), runup and other site associated phenomena. They should be based on pre-historical and historical specific data commensurate with the low annual frequency of their occurrence and, if such specific data are not fully available, using appropriate global analogues.**

The consideration of mainly historical data in the establishment of the design basis is not sufficient to characterize the risks of extreme natural hazards. Even when comprehensive data are available, due to the relatively short observation periods, large uncertainties remain in the prediction of natural hazards.

Regarding the need to apply a more conservative approach for tsunami hazards than those used for other external natural hazards, the main reasons are as follows:

- Large aleatory and epistemic uncertainties in parameters involved in tsunami hazard calculations, particularly in the characterization of the tsunamigenic sources;
- Significant variations in inundation levels at different parts of the site considering the specific and detailed plant layout and the elevations of different plant sectors;
- Difficulties in incorporating effective tsunami protection measures for operating plants after an increase in tsunami height estimation resulting from periodic reassessments;
- Inability of SSCs at nuclear plants to cope with increased flood heights with respect to the design levels, with possible flood related cliff edge effects seriously affecting the safety of the nuclear installation.

- **Regarding uncertainties in tsunami hazard calculations, special attention needs to be paid to the aleatory and epistemic uncertainties associated with the maximum magnitude earthquake related to tsunamigenic sources such as major subduction zones.**

In general, the assessments of the magnitude of historical tsunamigenic earthquakes contain large uncertainties because they are inferred from damage caused on land, sometimes at a distance of more than 100 km, as well as on tsunamis that also heavily depend on bathymetry and coastal topography. For these reasons, a higher degree of conservatism may be necessary in the estimation of maximum magnitudes for tsunamigenic seismic sources at the time of the original design in

order to avoid onerous physical upgrades later on during the design, construction or operational stages, or when such hazards are reassessed.

While the prevailing view among Japanese scientists before the earthquake of 11 March 2011 was that an M 9 earthquake could not be generated by the Japan Trench, as it has been for this Pacific tectonic plate in the past (in Chile and Alaska), it is important that diverse expert opinions from recognized scientific or academic institutions (both nationally and internationally) be considered to account for the epistemic uncertainties for assessing natural hazards.

- **There is a need to use a systemic approach in dealing with the design and layout of SSCs for effective protection against flooding hazards.**

The dry site concept is considered to be a crucial element for coping successfully with flooding hazards, and it has to be formulated from the beginning of the NPP project. It needs to be periodically reassessed and maintained, and, if conditions for a dry site change, adequate protective measures need to be taken in a timely manner.

The selection of the main plant grade level during the first stages of the NPP project is a critical aspect which needs to receive careful consideration due to its importance for the dry site concept. Leaktightness and water resistance also have to be ensured through a comprehensive evaluation of all potential waterways, although this measure can only be used as a redundancy, i.e. in conjunction with a dry site or an effective site protection measure. Thus, the main plant grade level has to be determined with sufficiently large safety margins to avoid flooding hazards due to cliff edge effects.

On the other hand, for those plant design aspects which may be seriously affected by external flooding but for which major uncertainties or insufficient knowledge exist, larger conservatisms have to be applied with respect to other site related aspects and external events for which those issues are better controlled. The same is true for those aspects with more difficulties and complexities in executing effective upgrades, or with higher consequences in case of failure that may affect the defence in depth concept.

- **There is a need to act effectively and promptly in implementing upgrading measures to maintain the defence in depth concept of an installation and to ensure the performance of safety functions when an original dry site becomes a wet site during its operational life as result of a reassessment of the flooding hazards at the site (i.e. having a potential for higher flood levels than the main plant grade level).**

Attention has to be paid to the fact that the upgrading measures to protect an operational installation that is now located on a wet site, and the closing of all possible waterways, may be practically more difficult to implement for an existing facility than for a new site, where such measures would form part of its original design and construction.

In the case of indications of evidence of greater hazards than those originally predicted in the design bases, the responsible organizations have to react effectively and promptly, and ensure safety through the implementation of interim measures while final confirmation of such evidence is obtained.

- **Complex scenarios involving consequential or independent occurrences of multiple external hazards affecting multiple units located on a site and, possibly, multiple NPPs at different sites in the same region need to be considered in accident scenarios and actions to be taken.**

Due to the nature of the Fukushima Daiichi accident, the lessons learned will cover a very wide area, which involves a wide variety of findings. Traditional engineering thinking for verifying the adequacy of a design involves characterizing limit states and comparing the effects of the loads on the installation (the demand) with the strength (the capacity) of the installation.

However, the greatest uncertainties in this process are with the definition of the acting loads, i.e. with the demand imposed on the installation. For this reason, design loads are defined to cover credible, possible and likely situations. In this sense, the design loads need to cover the potential of the occurrence of extreme events in the future. They have to be properly and conservatively estimated by the designer.

The designer, in the final design process, may or may not derive the proper design basis criteria with due account taken of complex scenarios of either extreme or severe natural hazards and with

enough conservatism to comply with the defence in depth concept and to ensure adequate safety margins.

The potential for complex scenarios involving multiple external hazards that affect multiple units at the same site and at the regional scale, and possibly multiple sites in the region, needs to be comprehensively considered in the accident scenarios and measures to be taken. If such scenarios cannot be screened out, provisions need to be made for plant layout, site protection measures, design of shared and non-shared SSCs, accident management and off-site emergency preparedness and response in order to protect the plants from natural disasters in an environment where serious disruptions of normal life and infrastructure may occur affecting communications, transportation and utilities (water, electricity, gas, sewage), and logistics, human resources and supplies.

- **Clear procedures establishing measures to be taken before, during and after a tsunami, in particular, and for any external event, in general, adopted for design bases need to be prepared, implemented and exercised during the operation of the nuclear installation.**

For well defined tsunamigenic (fault controlled) sources, a large earthquake will always precede the tsunami and, consequently, if the source is located near the site, the vibratory ground motion will provide a warning. If the source is located at a large distance from the site, warnings from international and national tsunami notification centres are available. For all types of tsunami that may occur at the site, notification from the national and/or international tsunami warning system needs to be transmitted to the control room for immediate operator actions. In addition, a clear procedure needs to be followed by plant management in preparing for a possible tsunami until the warning is lifted. It is also important to coordinate post-earthquake procedures with those of the tsunami response, as an imminent tsunami would likely affect the possible inspections related to post-earthquake actions.

Moreover, as a consequence of a major natural disaster, a severe disruption to the plant may have occurred, and the plant state (with degraded systems and degraded physical conditions of the SSCs) may have lost robustness and may have degraded the defence in depth conditions with respect to the design condition level. The safety profile of the plant needs to be well understood (i.e. the SSCs required for fulfilling the fundamental safety functions) for different plant states (e.g. shutdown), to ensure consistent protection of the plant in case of the occurrence of consequential and/or independent natural events (e.g. aftershocks following the main extreme earthquake or other natural events, such as strong winds) which may be generated during an extended period when plant recovery and upgrading actions are being taken.

## 2.2. ASSESSMENT OF THE FAILURE TO MAINTAIN FUNDAMENTAL SAFETY FUNCTIONS

### 2.2.1. Introduction

This section assesses, on a reactor by reactor basis, what led to the failure to maintain the fundamental safety functions in Units 1–3 of the Fukushima Daiichi NPP. Units 4–6 are also assessed, taking into consideration their shut down at the time of the initiating event. The focus of this section is on a systems based review, leaving the assessment of other factors to subsequent sections in Technical Volume 2. This review was conducted using as a basis the IAEA Safety Requirements publication, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants: Design [2]<sup>6</sup>, which was in effect at the time of the accident. The review was supplemented by reference to relevant Safety Guides as appropriate. Since IAEA safety standards require that a design basis be established, it was instructive to begin this assessment with a review of the design basis of the boiling water reactors (BWRs) in operation at Fukushima Daiichi NPP because this will help to identify why certain equipment was unavailable.

---

<sup>6</sup> It has, in the meantime, been superseded by IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1, published in 2012 [17].

### 3ページ

## 2.1 外部事象との関連における発電所の評価

### 2.1.1. サイト特性：福島サイトの設計基準の再評価と、主プラント地盤高の選定

#### 2.1.1.1. サイト設計基準の再評価

福島第一原発サイト【※翻訳者註：立地地点、敷地】は1960年代初め、原子炉6基の立地場所として選定された。立地許可の発行は1号機が1966年、2号機が1968年、3号機が1970年、5号機が1971年、4号機と6号機が1972年である。1970年11月に送電網に接続された1号機を例外として、他の各号機の建設と供用開始はすべて1970年代である。

サイト選定とサイト評価の手続は、当時の慣行と規制に従って行われた。本項目とサイト特性とに関する詳細情報を、全6基分の設置許可文書[3, 4]から得た情報に準拠して、技術文書第1分冊に記した。これは、例えばIAEA安全基準シリーズNo. GS-G-4.1「原子力発電所安全解析報告書の様式と内容」[5]で概説しているような原発の安全解析報告書(SAR)の中で、サイト特性を扱う項に相当していると考えてよい。ただし設置許可に示されているデータの年代には注意が必要であり、とりわけそれが、必要に応じて定期更新されていることを確認しなければならない(例：文献[4]参照)。本件の場合、人口データは1960年代末のものであり、気象データはもう少し新しく、一部の構造物・設備・機器(SSC)の耐震性に関するデータと研究とは、2000年代初めのものである。

各号機の供用寿命中に、たとえ新たなハザード【※翻訳者註：危険性】や新たなハザードレベルに関する証拠が見つかったり、定期安全審査に関する規制要件が更新されたり、科学技術上の新発見や新しい経験が知られるようになったりした場合でも、サイト特性とその諸項目すべてを包括的に再評価することは、規制当局から義務づけられていなかった[6]。しかし本分冊で後述するように、東京電力株式会社(東電)は、地震・津波ハザードに関連する具体的な問題点につき、再評価を行っていた。

2011年3月以前の日本で、規制上の要請による安全審査は主として、包括的再評価と物理的なプラント高性能化の実施、すなわち「バックフィット」よりはむしろ、特定のハザードまたは問題点に即した形(日本の慣行で「バックチェック」と呼ぶ)で行われていた。<sup>1</sup> また地震ハザードのバックチェックは2006年から要請されていたが、津波ハザードには同等の優先度が与えられていなかった。このことについては、2014年1月20-24日東京で開催されたIAEAの規制活動及び運用経験に関する顧問会合の場で、新規発足



した原子力規制委員会が確認している。安全性を向上させる物理的高性能化の実施は特定項目に対してのみ行われ、関連するプラント高性能化の実施には5年の猶予期間が認められていた[7]。このような事情は2011年3月以降に変化し、現行の規制制度では安全性バックフィットの実施が義務づけられている。

このように福島第一原発事故の発生前には、当初のサイト関連設計基準とサイト特性とを定期的に、または新知見が得られた場合に対応する形で、包括的に再評価することを義務づけるような、正式の法令上または規制上の要件が、日本には存在していなかった。このような事情のため、新たな状況下で発電所の安全性に影響する可能性のある外部ハザード全般に対して、定期的な安全性再評価が行われていなかった。一方で1990年代初めから、定期安全審査は複数の加盟国で慣行として確立しており、そうした国々ではサイト関連諸項目の包括的再評価が定期的実施されている。加えて適切な指針が、技術的・科学的支援サービスを含め、IAEA安全基準[8]の中で示されてきた。この点に関しては、IAEAのサイトと設計の「安全要件」、及び関連する「安全指針」が、手法の発展や、規制当局からの新要件や、新規データを勘案して更新を重ねてきた。このような安全審査・再評価の事業には、既存の供用中原子力施設のサイト関連諸項目を、系統的かつ包括的に検討することを含めなければならない。その過程では、あらゆる問題点と潜在的ハザードとを考慮し、その後の安全性向上策の実施により、こうした施設の安全性を大幅に向上させるのでなければならない。サイト関連諸項目の包括的再評価には、おおむね以下の各項目を含むことになる。

----

<sup>1</sup> 評価とは、何かが十分であるか否かに関する判断の根拠を成すような情報の提供を目的とする手続のことをいう。再評価とは、当初評価の後に、前述した各理由のうちいずれかをきっかけとして新たに実施される評価のことをいう。何かが十分であるか否かに関する最終判断が、物理的なプラント高性能化の実施など、実効性のある是正措置を決定するような計画の開始につながることもある。

#### 4ページ

- 地質ハザード・地質工学的ハザード（地表断層破壊、土壌液状化、空洞など）
- 地震ハザード
- 火山ハザード。火山危険度の高い日本では特に重要
- 複数の潜在源による、外部浸水ハザードなどの水理ハザード（津波、高潮、強度の降水を伴うダウンバーストなど）
- 激甚かつ低頻度の気象現象（ハリケーン、サイクロン、台風、竜巻など）
- 事故性の人災事象（航空機の墜落、爆発による圧力波など）。

既存原子力施設に対する安全性再評価事業の多くは、IAEAから支援・指導を受け、安全基準の近代化や更新につながってきた[8]。このような措置によって安全性を評価し、向上させた重要な例の一つが、東欧諸国の水冷却・水減速型原子炉(WWER)の大部分に対し、サイト関連の安全性諸項目（主に耐震関係）の再評価が主として1990年代に行われたことである。

事故発生前には、サイト特性に関連する発電所の安全性を更新・高性能化するような規制の枠組みがなかったため、福島第一原発のサイト関連特性が系統的かつ包括的に再評価されることはなかった。そのような再評価がなされていれば、あらゆるサイト関連諸項目と外部事象（地震・地質・気象・水理・火山・人災ハザード）や環境問題を考慮することになったと思われる。津波ハザードの評価に限定した規制の枠組みについては、設置許可が出された時点から全供用期間にわたるまで、規制当局は津波ハザードを再評価したり、これに応じて、そのような激甚天災事象に対する発電所の安全性を再評価したりする必要性に関し、いかなる要件も指針も発出したことがなかった。原子力安全委員会が2006年に耐震安全指針の一環として策定・発表した新指針[9]には、地震ハザードに加えて随件事象も考慮しなければならないという一般論が述べられているだけで、手法・データ・根拠や懸念が新規に生じたり、更新されたりするのに鑑みて、津波ハザードを再評価するのに使えるような要件・基準や手法が、何ら盛り込まれていない。

上述の事情は、サイトと発電所とに影響した津波ハザードを、過小評価する原因となった。また、設計基準を上回るような津波ハザードへの適切な対処措置が取られない原因ともなった。さらには、系統的な見直しが行われない上に、試算から新たに明らかになった情報を検証するまでは、暫定措置が取れないという状況も特徴的であった。

#### 2.1.1.2. 発電所各号機の主地盤高の選定

発電所の主要建屋の位置における仕上げ時の地表面水準（平均海水面などの基準高から見た標高値）の決定は、浸水ハザードに関連したその重要性ゆえに、発電所の安全性に影響する重要なサイト項目となっている。この項目は、陸上・海上で卓越的な自然地形の状況を基準にして、発電所設計・建設時の主プラント地盤高<sup>2</sup>を採択する手続のことを指す。

----

<sup>2</sup> 主プラント地盤高とは、プラント建設後の仕上げ時における地表面水準のことをいう。

当該地域における全プラント標高値の基準指標は、福島第一原発の南約50 kmに位置する小名浜港基準線（小名浜港またはOP）<sup>3</sup>に対応する。東電は1-4号機の原子力発電設備及び主要建屋に対し、主プラント地盤高をOP +10.00 mと選定したが、「天然」地盤面、すなわち本来の地形はおよそ+30-35 mであって、この水準よりもはるかに高い。5, 6号機については、この主プラント地盤高はOP +13.00 mと定められた。主プラント地盤高をこのように選定したことは、その地盤高に到達するため、相当量の天然土壌・岩石を除去することを意味した。

主プラント地盤高に関する一般的な検討事項を何点か述べたい。このような地盤高を決定するにあたっては、発電所の全供用寿命にわたって「ドライサイト」の考え方を維持しなければならないという要件に鑑み、数多くの要因を考慮に入れるのが通例である。ドライサイトの考え方とは、設計基準浸水時の基準水位に影響する可能性のある風波効果、及び任意の随件事象（高潮、海面上昇、地殻変動、瓦礫の蓄積、土砂の流送、氷など）を考慮に入れた上で、安全上重要な物件はすべて、設計基準浸水の水位よりも高くに建設するという意味である。このことは、発電所を十分な高標高に立地させることによって、または必要に応じ、敷地内の地盤面を推定最大浸水水位よりも高くまでかさ上げするような建設体制を取ることによって、達成が可能である。発電所の供用寿命中、そのようなドライ条件が維持されるように、敷地境界を監視・保守する必要がある。とりわけ、設計基準浸水時の浸水状況の水位よりも高くまで発電所をかさ上げするために盛り土が必要な場合には、この人工的なプラント物件も、安全上重要な物件と見なす必要があり、従ってそれを適切に設計・保守する必要がある。

ドライサイトの考え方は、安全性に影響しかねない敷地内浸水ハザードへの対策の要点と考えられる。発電所の当初レイアウトはこれをもとに定めるべきであり、また発電所の供用寿命中にもこれを再評価することによって、こうした状況を確認する必要がある。再評価で否定的な結果が出た場合には、適切な防護策及び減災措置を、適時に実施しなければならない。

上述の条件が満たされない場合、サイトは「ウェットサイト」、すなわち設計基準浸水の水位がプラント主地盤高よりも高いと決定されたものと見なされる。従って建設・供用の各段階中、恒久的なサイト防護策を取る必要があり、また上述のように、こうした人工的なプラント防護策は、安全上重要な物件と見なすべきであり、従って適切に設計・保守する必要がある。また、主プラント地盤高の決定時に通常考慮される要因には次のようなものがある。

- 具体的な発電所設計項目（発電所と建屋のレイアウト、特に原子炉建屋と、原子炉室のある階のレイアウトなど）
- 高潮、低頻度の気象現象（台風、ハリケーンなど）や津波（地震、地滑りや火山などが引き起こすもの）が生じさせる推定浸水、すなわち、あらゆる水理ハザードを評価した結果としての推定浸水の最高・最低水位
- 基礎土壌特性、建屋の基礎になる硬質土層、またこれに対応して、選択した基礎系の種別（浅基礎か深基礎か）に関連するような地質工学的諸項目
- 地下水面（帯水層）の存在、及びそれが建設・供用の各段階で及ぼす影響に関連するような水理地質学的諸項目
- 掘削・発掘・裏込めの建設工法と費用、及び重量要素の運搬・組立に関する検討事項

----

<sup>3</sup> 設置許可[3]の2.2.2項に記載のとおり、小名浜港基準線は東京湾の標準平均海面よりも0.727 m低い。

- 主復水器への注水の出入りや、それが所内のエネルギー消費に及ぼす影響に関連するものなど、運用に関する諸項目
- 地震荷重へのサイト応答における主要建屋の埋設効果と、構造物・設備・機器(SSC)の動的応答における地盤と建物の相互作用効果。

発電所の土木工事に際しては、東電がこの工事に関わった元社員らからの聞き取り[10]をもとに、福島原子力事故調査報告書[10]に記しているように、東電はこれらの要因を考慮に入れていた。地形は天然地盤面OP +30-35 mを示していたが、東電ははるかに海水位に近いOP +10.00 mに発電所を建設することを決めた。この決定により、厚さ20 mを超える土層・岩石層を広範囲にわたって除去することになった。

以上の議論を図解するため、設置許可[3]に所載の図をもとに、土壌特性入りの建設敷地断面図を図2.1-1に示す。

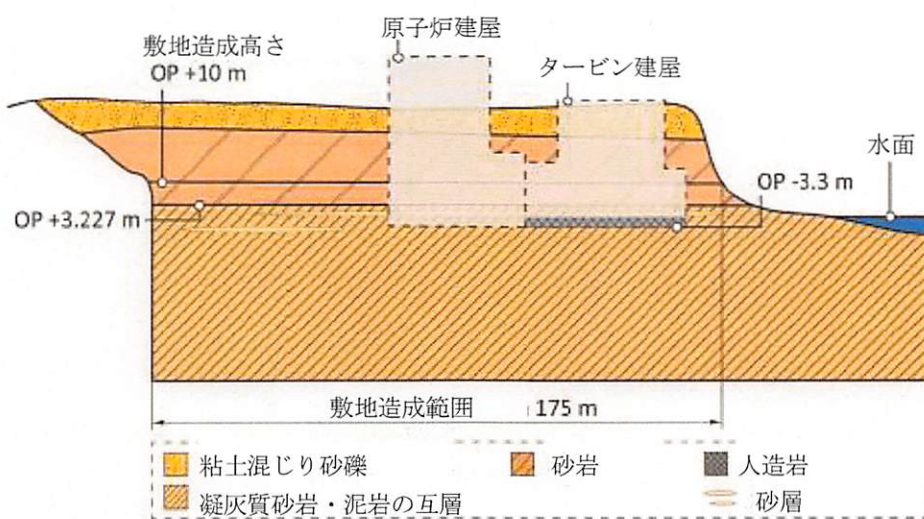


図2.1-1. 土壌特性入りの福島第一建設敷地断面図（高度はすべて平均海水面からの標高）[3]

図2.1-2に、1号機の主要建屋の代表的な断面図を示し、地盤高OP +10.00 mの位置、及び建屋レイアウトとの関係を図解する。

東電事故報告書[10]の記載によれば、主プラント地盤高は、福島第一地域の歴史津波記録から得られる情報、及び当該地域沿岸の陸上地形・海底地形条件をもとに決定した。工事費としてはなるべく低くは削りたくない一方、低いほうが取水や荷揚げの便が良

く、また冷却水の揚水についても、施設（必要とされる揚水電源）の位置や運用経費がはるかに低くて済んだ。報告書[10]では経済的諸要因にも触れている。この中には、必要な進入道路と工事区域とを合わせた、発電所敷地エリアを造成する掘削費の合計額のほか、主要建屋の基礎となる堅固な基礎地盤を確保するために、粘土と砂岩の上部地層を除去して安定地層まで掘り下げる必要があることも含んでいた。

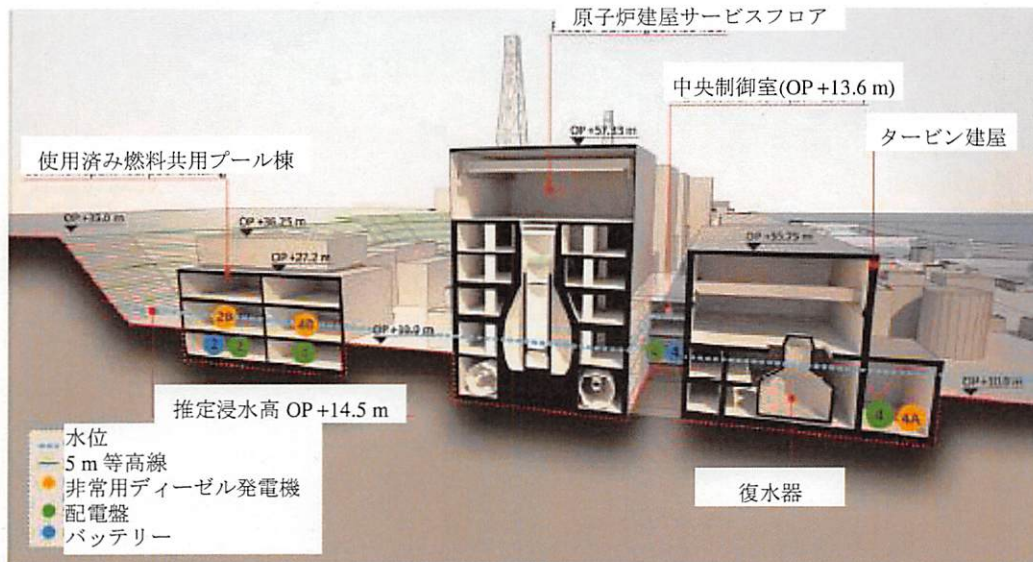


図2.1-2. 福島第一原発1号機の主要建屋の断面図[3]。

このように、主プラント地盤高決定の主な理由は、当該地域の近年の歴史記録による限り、外部浸水水位はリスクにならないという前提のもとで、水冷供給の経済性（建設段階での設置費用と、施設の供用寿命中の輸送エネルギー費用）を考えたことであつたと思われる[10]。

これらのプラント地盤標高値、とりわけOP +10.00 m及び+4.00 mのものは、2011年3月に津波浸水するまでの段階で、重要な役割を演じていた。すなわち、当初設計基準ではドライサイトと考えられていたサイトが、その供用期間中、2011年3月よりも前に実施された浸水水位解析の結果として、ウェットサイトに転じた。この解析結果は2011年3月の時点で、検討中であつた。

## 2.1.2. 地震・津波ハザード評価及び設計の諸項目に関連する国際安全基準

### 2.1.2.1. 地震：ハザードと設計上の検討事項

IAEAは1970年代以降、その原子力安全基準(NUSS)事業を通じて、地震・浸水ハザードに着目した複数の刊行物を発行してきた。そうした刊行物の中には、加盟国間の一致した考え方と、工学上の慣行として認知されているものをもとに策定された「安全要件」と「安全指針」とを含む。これら各分野の安全基準は、総論も各論も含め、科学や慣行の発展に合わせる形で、また、世界で発生した外部事象からの教訓をも考慮に入れつ



つ、定期的に更新されてきた。

IAEA安全基準が定めるところによれば、原発を建設する前に、地震・津波のようなサイト固有の外部ハザードを確認しなければならず、またこうしたハザードが原発に及ぼす影響を、包括的かつ全面的なサイト特性評価の一環として評価しなければならない。適切な設計基準を制定することにより、原発の全寿命にわたって十分な安全余裕を備えさせなければならない。この余裕は、外部事象の評価にまつわる不確定性の高さに対応できるよう、十分に大きなものでなければならない。サイト関連ハザードは、発電所の寿命中に、新たな情報や知見の結果として変更する必要があるかどうかを確認するために、定期的に再評価しなければならない。

地震ハザード(断層変位と地動のハザード)に関してIAEA安全基準で示している指針は、これまでに3度改訂されている。

この問題に関する最初の安全指針は1979年、安全シリーズNo. 50-SG-S1「原子力プラント立地に関連する地震と付随する問題」[11]として刊行されている。活断層のうちで、地表面やその近くで相対変位を起こす可能性があるものを区別するために、「潜在的な断層」という概念がこのとき初めて導入された。

1960年代と1970年代、地震とそれに付随する(津波などの)ハザードの推定手法を適用する際には、歴史記録を用いるのが一般的な国際慣行であった。この一般的慣行の中には、サイト地域で歴史記録のある最大の震度または規模に上乘せし、そのような事象がサイトから最短の距離で起きると想定することにより、安全余裕を大きめに取ることでも含まれていた[11]。このようにするのは、震度や規模の実測値の不確定性を見越してのことであり、併せて、ハザード評価の頑健【※翻訳者註：データの誤差やばらつきなどに左右されにくい】推定値を得るには普通、先史データまで実測期間に含めなければならない以上、比較的短い実測期間では、潜在的な最大値が得られていない可能性があることを割り引いて考えるためであった。しかし福島第一原発1, 2号機設計用の地震ハザード評価は、主として広域的な有史の地震データをもとにし、前述のように安全余裕を大きめに取ることなしに行われた。それ以降の各号機の建設許可を取得する過程では、歴史地震情報と、地形学的に見た断層の大きさを組み合わせて用いる新手法が適用された[3, 4]。当時、決定論的地震ハザード評価に関する規制では、多くの国で、そのような激甚事象が所定頻度で発生すると考えることを義務づけていなかった。しかし後年、1990年代の研究で明らかにされたところによると、こうした設計基準の平均再来期間は1000年から10万年の範囲に及び、中央値は1万年であった[12]。こうした研究の実施は、地震に対する当初設計基準と、確率論的ハザード解析から得られる結果との比較をもとに、一部の国で行われた立地規制の改訂を支持するものとなった。

地震ハザード評価に関する安全指針の初版[11]は1991年に大幅改訂され、安全シリーズNo. 50-SG-S1(初訂版)[13]として刊行された。信頼できる地質・地球物理・地質工学・地震学的データセットを用いた地震構造学的モデルに基づく地震ハザード解析という考え方が、このとき確立された。このことは、原発サイトの地震ハザードが、地震活動度(歴史上、発生した記録のある地震)だけでなく、地質構造が地震を発生させる長期的可能性の指標を与えるような地体構造によっても、今後は規定されるようになることを意味した。この安全指針がその後まず2002年に改訂され[14]、最終的には2010年に現

行の特定安全指針、IAEA安全基準シリーズNo. SSG-9「原子力施設のサイト評価における地震ハザード」[15]に改訂された際にも、この考え方は受け継がれている。

「安全要件」刊行物であるIAEA安全基準シリーズNo. NS-R-3「原子炉等施設の立地評価」[16]では、設計基準を超えるハザードの可能性を考慮し、その結果として、安全に影響するクリフェッジ効果【※翻訳者註：ある限界を超えると状況が急に大きく変わることを避ける必要性を考慮するために、外部事象に対しては確率論的ハザード解析を行うほうが望ましいとされた。この要件に従い、IAEA安全基準シリーズNo. SSG-9 [15]では、確率論的地震ハザード解析(PSHA)向けの詳細な推奨事項を示している。

設計基準を超えるハザードを評価するのに有効なツールとして認知されているのは確率論的手法のほうであるが、設計基準を超える地震の評価に決定論的手法が用いられている例もある。欧州電力要件(1998)では、発電所の適切性を確認するのに設計の1.4倍を定めており、米国原子力規制委員会(NRC)では、発電所が高信頼度低損傷確率値(HCLPF) 1.67を示すことを義務づけている。

### 2.1.2.2. 津波：ハザードと設計上の検討事項

津波とその関連現象は、沿岸域に立地する施設に甚大な被害をもたらすことがある。原子力施設についてIAEA安全基準では、先史・有史のデータと、関連するハザードとを考慮に入れ、サイトの沿岸形状による増幅がある場合には、それも勘案した上で、安全性に影響しうるような津波の可能性と、その特性決定とを評価すべきであると定めている（文献[16]の3.24-3.28項参照）。

IAEA安全基準シリーズNo. NS-R-1「原子力発電所の安全：設計」[2]（5.16, 5.17項参照）に記されているように、もしもそのような可能性が存在し、かつ詳細なハザード特性評価が行われている場合には、当該設備、施設または発電所は、津波ハザード評価の結果として決定される具体的な性能基準まで含めた適切な設計基準に従って、そのような事象に耐えるように設計するのだからなければならない。これらの各項目は、NS-R-1の現行改訂版であるIAEA安全基準シリーズNo. SSR-2/1 [17]の要件17においても考慮されている。

これらの要件に合わせ、IAEA安全基準シリーズNo. NS-G-3.5「沿岸・河川に立地する原子力発電所の浸水ハザード」(2003) [18]、及びIAEA安全基準シリーズNo. NS-G-1.5「原子力発電所の設計における地震以外の外部事象」[19]では、当時慣行として認知されていたものや、加盟国間の一致した考え方をもとに、詳細な推奨事項を示している。NS-G-3.5 [18]では、遡上、引き波、及び関連諸現象（流体力学的な力、瓦礫、土砂堆積）を特性評価することが推奨された。浸水ハザードに関する当該安全指針は、1998年に仏ルブレイエ原発サイトで起きた浸水事故時の運用経験を反映したものであった。

IAEA安全基準[18]にも述べられているように、ドライサイトの考え方を適用（前節で定義したとおり）することが、浸水事象関連ではとりわけ必要である。すなわち、設計基準浸水時の基準水位に影響しうるような風波効果や、それに付随するあらゆる事象（高潮、海面上昇、地殻変動、瓦礫や氷の蓄積など）を考慮に入れた上で、安全上重要な物件はすべて、設計基準浸水の水位よりも高くに建設しなければならない。多くの加盟国では、こちらの考え方のほうが、防潮堤・防波堤・護岸壁といった恒久的な外部防護障壁をつくるという代替解決策よりも好まれている。後者は、安全性関連の構造物・設備・機器(SSC)に分類する必要があるが、安全上重要な諸項目のうちでもとりわけ、厳格な設計と建設工学、定期検査、保守・監視機能を備えることが要求されるからである。いずれの場合にも、設けられた防護障壁を越えてしまう場合に関わる本質的なクリフエッ

ジ特性ゆえに、冗長かつ安全寄りの措置を実施する必要がある。こうした措置の中には、原子炉を停止し、それを安全な停止状態に維持するという基本的な安全機能を正しく実行する能力を提供するために必要な諸物件について、その防水性と設計の適切さを確保することを含む[18]。

主として2004年12月のインド洋大津波から得られた新規データ、情報と教訓を考慮すべく、NS-G-3.5の改訂が最近行われた。その結果が、2012年に刊行されたIAEA安全基準シリーズNo. SSG-18「原子炉等施設の立地評価における気象・水理ハザード」[20]である。この新版では、考え方と推奨事項とをそれ以前の安全指針から引き継いだ上で、津波の災害影響から原発を守ることに関連した推奨事項を、さらに詳しく示している。この安全基準の附属書（安全基準の一部とは見なされていない）では、日本とアメリカ合衆国を例に挙げた上で、一部加盟国における現行の慣行に言及している。

### 2.1.3. 地震・津波ハザードと設計諸項目に関連する日本国内の規制慣行

#### 2.1.3.1. 地震

福島第一原発1-6号機の建設許可が1966年から1972年にかけて出された当時、日本国内で効力を有し、審査指針を含むサイト関連の設計基準を規定していたのは、おおむね以下の各項で定められていた基準である。

- 原子力委員会が1964年に発出した「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」[21]（1989年改訂）
- 原子力委が1970年に発出した「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」。この指針文書は1977年と1990年に改訂され[22]、安全機能がこの種の自然ハザードに影響されないようにする必要性につき、ごく一般的な要件を示している。

地震ハザード評価については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」と題する文書が原子力安全委から2006年に発出され[9]<sup>4</sup>、福島第一事故の時点で効力を有していた。

#### 活断層と潜在的な断層—日本

ごく最近まで日本の原子力規制指針や日本国内の慣行では、IAEAが定める「活断層」と「潜在的な断層」とを明確に区別していなかった。言い換えると、地震ハザード解析では地盤震動のみを扱い、断層変位を扱っていなかった。2007年7月16日の新潟県中越沖地震が柏崎刈羽原発に影響したのを皮切りに、数次にわたるIAEA調査団が断層変位ハザードの問題に具体的に取り組むことを勧告したのを受け、東電はこの問題に、それまでよりも関心を払うようになった。実際に東電は、柏崎刈羽サイトの断層変位問題に関連して、具体的かつ詳細なサイト調査の実施を含めた研究を行い、確率論的な断層変位ハザード解析を開始することに同意した。このことは、IAEAの耐震安全性に関する特別拠出金事業の枠内においても、課題として特定された。東電は、IAEA国際耐震安全センター(ISSC)特別拠出金事業の年次拠出国会議の一環として2014年1月にIAEAで開催された断層変位ハザードに関するセミナーの場で、その成果を発表した。

原子力安全委の2006年審査指針[9]では、活断層の定義を5万年前から12-13万年前まで広げた。後者の年代は、後期更新世を指す。原発近くの断層で、当初のサイト選定・設

計の過程ではもともと活断層ではないと見なされていたものまで、2006年以降は活断層と見なさなければならなくなり、従って地震ハザード値も引き上げられたことから、この変更には大きな意味があった。原子力安全委の2006年審査指針<sup>4</sup>により、年代の古い断層まで活断層と見なされるようになったものの、当時の日本での規制機関であった原子力安全・保安院では、断層変位問題について具体的な要件または規制を設けることがなく、地盤震動の再評価だけを義務づけていた。

断層変位問題に関する日本国内での規制の展望は、福島第一事故以降に一変した。断層変位ハザードは、現行の原子力規制委員会が頻繁に取り上げる問題となった。だが規制上の要件が設けられていなかったにもかかわらず、保安院はすでに電力数社に、自社原発での断層変位ハザードを調査するよう要請していた。2007年に新潟県中越沖地震が起き、柏崎刈羽サイトで断層変位が起きる可能性があるという問題をIAEAが特定すると、保安院はこの問題を監督することにそれまでよりも積極的となった。この問題を保安院がようやく正式に取り上げたのは、福島第一事故の発生後、地震・津波に関する意見聴取会でのバックチェック事業の文脈においてであった<sup>[23]</sup>。

---

<sup>4</sup> 以下「原子力安全委の2006年審査指針」と呼ぶ。

## 11ページ

保安院・規制委はこれまでに以下の各原発について、規制委公式ウェブサイトで示されている情報に準拠し、敷地内断層変位ハザードの可能性について見直しを要請している。

- 2012年8月29日、保安院は関西電力株式会社（関電）に対し、美浜原発の敷地内破砕帯について追加調査の策定を指示。
- 2012年11月、規制委は関電大飯原発の敷地内破砕帯について調査を行い、評価会合を開催。F-6破砕帯と呼ばれる地形を含めた追加調査が計画中。
- 保安院は2012年5月と8月、敦賀原発の敷地内破砕帯に関して日本原子力発電株式会社（原電）から追加調査計画書の提出を受ける。規制委は2012年12月、敦賀敷地内の潜在的な断層に関する現地調査を実施。
- 保安院は2012年7月18日、北陸電力株式会社に対し、志賀原発の敷地内破砕帯の追加調査実施を指示。
- 保安院は2012年3月、東北電力株式会社より、東通原発の敷地内破砕帯の評価結果について報告書の提出を受ける。

規制委は2013年7月に策定した新規制により、断層活動の定義を行っている。この文書では、後期更新世の地層がなく、対応する時期の年代決定ができない場合については、断層の潜在性を新たに40万年前まで遡って調査することとしている[24]。これにより日本国内の各原発は、以下のとおり大きな影響を受ける可能性がある。

- 敷地付近の断層で、旧規制下ではもともと活断層（IAEAの用語では「潜在的な断層」）と指定されていなかったものが新たに、地震動の生成源、及び（または）断層変位ハザード源となりうるような地震発生源とされる可能性がある。
- 地震動については、地盤震動ハザードが構造物・設備・機器(SSC)の設計対象レベル、あるいは過去に再評価されたレベルに比べて、さらに上乘せされることになる。
- 断層変位ハザードについては、原発敷地の内外でそれが見つかった場合に、新たに重大な問題となる可能性がある。

日本国内の大部分の原発はM 6.5のデフォルト地震を対象に設計されているため、敷地付近（原発サイトの半径約5 km圏）にある小規模な断層（または褶曲）の一部が、M 6.5のデフォルト地震に比べれば地動ハザードへの寄与度ははるかに小さいという理由で、陰に隠れてきた可能性がある。断層変位は別建てのハザードとして、明確に分けては考えられていなかったため、規制委の新規制以前には、このことは問題とされてい



かった。日本国内の一部原発の付近には、小規模の潜在的な断層が存在する可能性がある。確率論的断層変位ハザード解析に頼らずに、こうした断層に関する問題を解決するのは難しい。日本国内の規制は確率論的断層変位ハザード解析に対応していないため、規制委はこうした断層について、決定論的判断を行うことになる。

## 地盤震動

福島第一・第二の各原発で地震ハザードが過小評価されていたことを、東電の提供による表2.2-1及び2.2-2に示す。これら各サイトでは、当初設計基準も、近年実施の地震ハザード再評価で得られていた数値も、2011年3月に記録された最大加速度値のほうが上回る結果となった。

地震ハザードが過小評価されていたのは、過去の日本国内の慣行では地震ハザード評価が、主として実測地震（近年の有史データ）に頼り、断層（沈み込み帯を含む）の地体構造学的活動度に頼っていなかったことに加え、先史時代の激甚事象の評価にまつわる不確定性を考慮に入れるような、安全寄りの想定を設けていなかったことと関連する。この点については、原子力安全委の2006年審査指針が出された後、地盤震動を評価するための活断層調査の検討が強化された。

日本国内の手法と国際慣行との齟齬を指摘しておきたい。前節で述べたとおり、1960年代と1970年代には、地震とそれに付随する（津波などの）ハザードの推定手法を適用する際には、歴史記録を用いるのが一般的な国際慣行であった。この手法は基本的に、決定論的なものであった。安全シリーズNo. 50-SG-S1 [11]に詳述されているように、歴史記録のある最大の震度または規模に上乘せし、そのような事象がサイトから最短の距離で起きると想定することにより、安全余裕を大きめに取ることで、年間発生頻度の非常に低い、未実測の激甚事象に関する情報の欠如を補うのが国際慣行であった[11]。比較的短い実測期間では、最大値が得られていない可能性があることを割り引いて考えるためであるが、日本ではこれが行われていなかった。激甚事象を考慮し、年間発生確率の非常に低い事象のハザード評価の頑健推定値を得るためには、先史時代のデータまで含める必要がある。こうした激甚外部事象の年間発生頻度の低さと釣り合うような先史・有史のデータを用いるという基準に加えて、国際的に認知された慣行ではさらに、そのような先史データがない場合に対処するため、世界各地の類似事象を用いるように推奨していた。太平洋プレートという同じ地体構造環境内で過去にM 9.5（史上最大）の地震が起きていただけに、これもまた重要なツールの一つである。

2011年5月24日-6月2日のIAEA原発事故調査団[6]が報告書で「津波ハザードを過小評価していた」と述べたのは、有史データばかりを用いることに重点を置いたあまり、沈み込み帯関連の地震規模を過小評価してしまったという意味であった（2.1.4.2節の詳論参照）。

1960年代初め、福島第一の1号機設計当時、日本もそこに含まれるような環太平洋地帯で、沈み込み大地震が2回発生している（1960年チリM 9.5, 1964年アラスカM 9.2）。大規模な地震構造学的モデル化の統合的手法は、当時の日本では採用されていなかった。断層の地体構造学的活動度は考慮されていなかったが、これは当時の地震発生モデルが、地震活動度のデータと、1960年チリM 9.5地震のような巨大地震はこの地域では起きないという、結果的に間違っていた考え方とに、大きく依存していたためである。

原発の耐震設計について日本の規制指針が安全寄りの手法を取っている（例えば、従来の建築法規で定められた等価静的地震荷重の3倍を取る静的手法を用いている）ため、サイト固有の地震ハザードが実際の設計基準になっているとは限らない。日本国内の規制で定義されている基準地震動S1とS2<sup>5</sup>のあいだの区別は、重大地震を引き起こしかねない断層の想定活動時間枠に関連したものである。原子力安全委の2006年審査指針[9]の発表以前には、S1の算定にあたり、過去1万年内に動いたことのある断層は活断層と見

なさなければならないとの想定が義務づけられていた。S2の算定については、その時間枠が5万年であった。すなわち、活断層と見なさなければならない断層の数は、S2算定時のほうがはるかに多かった。このため、地震動ハザードの推定値が大きくなった。

----

<sup>5</sup> S1, S2とは、考慮しなければならない設計基準地動の2段階の強さを表す。IAEA安全シリーズNo. 50-SG-S2では、設計時のこれら2段階の適用法を次のように定めている。(1)原子力発電所の供用寿命中に立地地域で1度経験することになると合理的に期待可能な最大値としての地動レベル1 (S1)。(2) 立地地域で起きうる最大の地震と考えられる地動レベル2 (S2) [11, 25]。

前節で述べたように、原子力安全委の2006年9月審査指針[9]の発表により、5万年の期間は12-13万年に延長された。これにより日本国内の全原発は、地盤震動を評価するにあたって新たに活断層と見なさなければならなくなった断層の影響を把握するために、バックチェックの実施を義務づけられた。

2006年9月以降、地震ハザードの手法を用いる耐震設計基準の導出に、次の各手法が定められた。

- IAEA安全基準シリーズNo. SSG-9 [15]に概説されている決定論的地震ハザード解析に似た手法に従い、例えば日本電気協会の応答スペクトルで定式化されているような特定震源に対し、地動予測式(GMPE)の手法を用いる。
- 特定震源が引き起こす地動の数値シミュレーションに、グリーン関数の手法を用いる。
- 地震活動を特定しがたい場合を考慮し、サイト特性を勘案した上で、特定の震源に帰せられないような適切な強震動記録を収集・解析することにより、地動を定式化する。

IAEA安全基準シリーズNo. SSG-9 [15]の策定段階では、上記リストのうち第2項目に係る日本の手法を代表させるべく、以下の1項が追加された。

「5.14 特定可能な断層が引き起こす地動に関して、十分な量の、かつ十分に詳細なデータがないような地震多発地域については、断層破壊と波動伝播経路のシミュレーションを、追加手順として踏まなければならない。付近の断層群がハザードに大きく寄与している場合には、この手順が特に効果的となる可能性がある。必要なパラメータには以下のものがある。

- (a) 断層形状パラメータ群 (位置、長さ、幅、深さ、傾斜、走向)
- (b) 巨視的パラメータ群 (地震モーメント、平均ずれ量、破壊速度、平均応力降下)
- (c) 微視的パラメータ群 (各有限断層要素の立ち上がり時間、ずれ量、応力パラメータ群)
- (d) 剪断波速度、密度、波動伝播減衰 (波動減衰のQ値) などの地殻構造パラメータ群。

プレート境界、低角逆断層地帯及び沈み込み帯のように複雑な地震構造環境、とりわけ海域では、(a)-(d)に述べた震源パラメータに影響するような地震につき、それに特有の地震構造学的設定を、地動の特性評価にあたって考慮しなければならない。」

### 最小規模(M 6.5)の地震

歴史的に見て、サイトでM 6.5のデフォルト地震を想定したことは、望ましい結果と、望ましくない結果とをもたらした可能性がある。望ましい結果としては、日本国内の全原発について、ある程度の頑健さが最低限保証されたことが挙げられる。しかしこの想定により、M 6.5の想定地震による包絡応答スペクトルを下回るような地動しか引き起こさない場合には、発電所事業者が付近の断層を無視するという、望ましくない結果をもたらした。このことは地盤震動ハザードの評価には影響しなかったが、断層変位ハザードの可能性が無視される結果となった。前の小節で述べたとおり、この問題点は柏崎刈羽サイトでの2007年新潟県中越沖地震の発生後、日本国内で規制上の問題点として認知されるようになった。福島第一原発事故の発生以降、このことは日本国内で規制上の問題点として正式に認知されるに至り、これに対応して、日本国内の複数の原発につき、地震関連ハザードに対する安全性を確認する再評価作業が進行中である。

## 新潟県中越沖地震及び東日本大震災に対する地動予測式

震央距離と断層破壊からの距離とがほぼ同じ（約200 km）であったにもかかわらず、福島第一と第二（間隔わずか10 km）の両発電所で記録された基礎版地動は大きく異なる（表2.1-1, 2.1-2参照）。土壌特性は似ている（深さ約50 mに剪断波速度 $V_s = 700$  m/sの層）。発電所の構造も似通っており、埋設深さも、全号機とも約10-12 mである。

柏崎刈羽原発の全7基と福島第一・第二の各原発の全基の原子炉建屋地下階における両地震（2007年新潟県中越沖地震と2011年東日本大震災）の記録から、原発から見た震源の位置が震源断層の大きさと同程度である場合には、従来の地動予測式とサイト応答（地盤増幅のみを考慮）とを用いて得られる数値では、地動を正確に予測できないことがわかる。

新潟県中越沖地震発生時に柏崎刈羽原発1-4号機と5-7号機で得られた記録のあいだのばらつきは大きく、従来型のツールでは予測不可能である。表2.1-1と表2.1-2に示すように、東日本大震災発生時に福島第一・第二の各号機で得られた記録についても、同じことがいえる。日本の研究者が断層破壊シミュレーションの手法を重視するのは、このためとも考えられる。

### 2.1.3.2. 津波と外部浸水

福島第一原発1-6号機の建設許可が1966年から1972年にかけて出された当時、日本国内で効力を有し、審査指針を含むサイト関連の設計基準を規定していたのは、以下の各項で定められていた基準である。

- 原子力委が1964年に発出した「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（1989年改訂）[21]
- 原子力委が1970年に発出した「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」。この指針文書は1977年と1990年に改訂され、安全機能が自然ハザードに影響されてはならないという必要性につき、ごく一般的な要件を示している[22]。

津波ハザード評価に限っていえば、1990年版の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」[22]ではごく一般的な要件を示し、津波の効果を設計上考慮しなければならぬと述べているだけで、それに関して用いるべき手法や方法論も、満たすべき

性能基準も、指定していなかった。また、設計津波は数値シミュレーションなどによって決定しなければならないとも述べていた。

その後2002年に、津波ハザード評価用の数値シミュレーション分野での進歩を反映して、土木学会がその原子力土木委員会津波評価部会を通じて、標準評価手法を策定した。すなわち「原子力発電所の津波評価技術」[26]の刊行であり、その主な内容は2.1.5.4節に述べるとおりである。それは決定論的手法をもとにしており、相当にこみ入ったパラメータ群を変化させながら幾とおりもの研究を処理することによって、津波発生源データの不確定性を考慮している。

しかしながら、土木学会の手法で最も重要な特徴は、東電が2011年3月以前に行った計算にそれが用いられ、福島第一での津波高の過小評価につながったという観点からすれば、津波発生源が指針により固定されているか、または決定論的に定められており、適用者は手順に示されているとおりにそうした発生源を適用するほかないという点にある。またこの基準は最高・最低津波高の算出方法を示してはいるけれども、流体力学的負荷、漂砂、または流送瓦礫からの射出物といった関連効果の扱い方については、具体的な指針を盛り込んでいない（文献[26]の第2章(2)参照）ことも注目し値する。さらに土木学会の手法では「水位変化以外の現象による影響は水位変化影響と比較して必ずしも大きなものとは考えられない」とも述べられている。こうした関連効果は、最終章の最後の一文で「今後の課題」として言及されるにとどまっている。

本分冊の2.1.5.4節で詳述するように、日本では2002年以降、東電も他の電力各社も、すべて土木学会の手法を適用していた。またIAEA安全基準シリーズNo. SSG-18 [20]の附属書にも、加盟国（日本）における慣行の例として収録されていた。この附属書には米国の慣行も収録されている。

規制上の要件・指針については、原子力安全委の2006年新審査指針が第8章で「地震随伴事象」として、津波に対する安全性に触れ、「施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性がある」と想定することが適切な津波によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと」と記している。この記述を遵守する方法、とりわけ「極めてまれ」の意味については、詳細な、または具体的な要件や指針が示されていない[9]。

他の浸水ハザードとの組合せについては、津波水位の計算結果に加算するのは事実上、満潮位だけでよいと記されている。IAEA原発事故調査団の際、原子力安全委当局との会合の場で明らかにされたところによると、原子力安全委の2006年審査指針には法的拘束力がなく、事実上の規制だと見なされてはいたものの、規制ではなかったという。近年の経験と教訓とに鑑み、この指針を改訂する考えであるとの表明もあった[6]。

気象現象と水理現象の組合せから生じうるハザードとして外部浸水を考慮することに関しても、規制指針は存在しなかった。

## 2.1.4. 地震ハザードの設計基準と再評価、及び福島第一原発の供用寿命中に取られた是正措置

### 2.1.4.1. 地震ハザードに関する背景情報

IAEA安全基準では、安全上重要となりうるすべての特性、及び外的天災・人災現象の可能性について、原子力施設のサイトを適切に調査すべきことを定めている。IAEA安全基準シリーズNo. NS-R-3「原子炉等施設の立地評価」[16]では、遵守すべき重要要件を次のように記している。

「3.2 当該地域における有史以前の地震、歴史上の地震及び計器観測された地震に関する情報を収集し、文書化しなければならない。



3.3 収集された情報を最大限利用し、当該地域の地震構造学的評価により地震に関連した危険性を決定しなければならない。

3.4 当該地域の地震構造学的特性と特有の立地条件を考慮し、地震により誘起された地震動による危険性を立地地点について評価しなければならない。地震ハザード評価の一部として徹底した不確実さ解析を行わなければならない。

3.5 当該立地地点について、地表断層活動の可能性（即ち、断層の潜在性）を評価しなければならない。3.6項に示す断層の潜在性の定義を用いて合理的な決定ができるよう、使用する手法と実施する調査は十分詳細なものでなければならない。」

前述のIAEA安全要件は、1998年刊行の安全シリーズNo. 50-C-S（初訂版）「原子力発電所の安全法規：立地」[27]に定められている同様の安全要件を更新したものであるが、地震ハザード、とりわけ地震動と、潜在的な断層の可能性とを評価する手法と基準とを示したIAEA安全基準シリーズNo. SSG-9 [15]の新訂版に示されている詳細な推奨事項によって支持されている。

IAEA安全基準シリーズNo. SSG-9 [15]にも記されているように、地震ハザード評価の一般的手法は、データに駆動された信頼性の高い結果を得るため、評価過程のさまざまな段階で不確定性を減少させることに向けられるべきである。経験が示すところによると、これを達成するのに最も効果的な方法は、信頼性の高い適切なデータを十分な量だけ集めることである。詳細で、信頼性が高く、適切なデータベースを取りまとめるのに必要な時間や労力と、その過程の各段階で解析実施者が考慮しなければならない不確定性の度合いとのあいだには、一般的にトレードオフの関係【※翻訳者註：一方を立てようとするれば他方が立たないこと】がある。計器観測以前の歴史地震（計器観測記録ができなかった地震）の全データを、時間的にできるだけ遡って集める必要がある。有史・先史の地震に関する古地震学的・考古学的情報も考慮に入れなければならない。

安全シリーズNo. 50-SG-S1（初訂版）「原子力プラント立地に関連する地震と付随する問題」[13, 27]は1991年の初訂以降、地質・地球物理・地質工学・地震学的情報から成るデータベースをもとに制定された地震構造学的手法の適用を推奨している。サイトに固有の地震ハザード算出に用いる手法（決定論的または確率論的）のいかんにかかわらず、地質データ（地殻構造が地震を発生させる物理的潜在性）を有史・先史の地震活動（経験的データ）と統合することが、地震構造学的手法のかなめである。

IAEA安全基準シリーズNo. NS-R-1「原子力発電所の安全：設計」[2]の5.16, 5.17項に記されているように、詳細なハザード特性評価の実施後、発電所は、このハザード評価の結果として決定される具体的な設計基準に従い、地震事象に耐えうるように設計されなければならない。さらにNS-R-1 [2]の5.22項では「発電所の耐震設計は、地震事象への防護のために十分な安全余裕を備えなければならない」と述べられている。

主として新規施設の設計に適用される、こうした設計要件を遵守するために、IAEA安全基準シリーズNo. NS-G-1.6「原子力発電所の耐震設計と認証」[8]では、構造物・設備・機器(SSC)の設計に関する詳細な推奨事項を、その安全上の重要性に応じ、また国際的な工学上の慣行として認知されていたものや、当時の一致した考え方に即した形で示している。

最後に、また福島第一原発での状況に特によく当てはまるが、既存・供用中の原発については耐震安全評価を、IAEA安全基準シリーズNo. NS-G-2.13「既存施設の耐震安全評価」[28]の2.10項に規定されている以下各項の要請どおりに実施する必要がある。

- 「(a) 新規データまたは追加データ(地震発生構造の新規発見、地震観測網の新規設置や古地震学的な新規証拠など)、地震ハザード評価の新規手法、及び(または)施設に影響するような現実の地震が発生することにより、当該サイトの地震ハザードが設計基準地震を上回るという証拠が得られた場合。
- (b) 「最新の知見」及び施設の現況を考慮した、定期安全審査要件など規制上の要件

。

- (c) 主として設備の古さを原因とする、耐震設計の不適切さ。
- (d) 特定の構造物、及び（または）非構造要素（組積造壁など）、及び（または）系統や構成物（継電器など）の脆弱性などの新たな技術的発見。
- (e) 現実の地震発生による新たな経験（より良い地動データ記録や、構造物・設備・機器(SSC)の実測性能が得られた場合など）
- (f) 「クリフエッジ効果」がないという確証を与えるため、すなわち、設計基準地震をわずかに上回る地震が起きた場合に、施設に重大なトラブルが生じないことを立証するために、設計基準地震を上回る地動に対する施設の性能を調べる必要性（後略）。
- (g) このような評価をその一部として含むような長期運用計画。」

#### 2.1.4.2. 地震ハザードに関連する設計基準

以下は福島第一原発の設置許可書[3]と、1993年4月13日提出の原子炉設置変更許可申請書（原業発官5第11号）[4]とに基づく。当初設置許可書[3]のうち、サイトについて記述した部分は、技術文書第1分冊に収録した。本節では、耐震設計基準の導出に直接関連する部分を扱う。

文献[4]のうち、地震に関する項の目次は以下のとおりである。

#### 地震

- 福島県とその周辺に発生した地震および被害
- 福島原子力発電所敷地付近の地震被害歴
- 福島原子力発電所の敷地の地盤条件
- 過去の地震
- 最近の地震活動
- 活断層
- 地震地体構造
- 敷地地盤の振動特性
- 基準地震動
- 参考文献。

## 福島県とその周辺に発生した地震および被害

文献[3], [4]に記されているように、日本の地震被害記録は西暦599年まで遡り、各地震の規模・震源・被害状況の情報をまとめた年表の作成に用いられてきた。福島県周辺の地震は、その震源を磐城・三陸沖の外洋にもつものと、猪苗代湖周辺の内陸にもつものとの二つのグループに大別できる。

再来年数を示す等値線によると、福島県周辺においては、強震以上の地震と烈震以上のものはそれぞれ約150年に1度、約400年に1度の割合でしか起こっていない。さらに激震は福島県周辺での発生が知られておらず、全国的に見ても地震活動性の低い地域の一つとなっている。

歴史研究によると、福島県周辺で過去に震害を受けたところは、会津若松を中心とした猪苗代湖付近を除いては特に見当たらず、福島第一・第二の各原発の敷地付近では、かつて震害を経験したことがない。

## 福島第一原発付近の地震被害歴

福島県及びその周辺に発生した地震のうち、福島第一原発敷地付近に何らかの被害を与えたと思われる地震で、被害記録の残っているものを抽出すると、次のようになる。

- 慶長16年会津の地震（1611年9月27日）M 6.9
- 正保3年仙台の地震（1646年6月9日）M 7.6
- 享保16年岩代国桑折の地震（1731年10月7日）M 6.6
- 昭和13年塩野崎東南方沖地震（1938年5月23日）M 7.5, 小名浜・福島・会津で震度5
- 昭和13年福島県東方沖地震（1938年11月5日）M 6.5, 小名浜・福島・会津で震度5。

文献[3]は上述した各地震の影響を述べた上で、福島第一原発敷地付近は、福島県内においても地震活動性の低い地域であると結論づけている。

一つ注意すべき点が、東方沖の沈み込み帯で発生した地震に関するものである。サイトから北東方向に当たる1646年仙台の地震と、南東方向に当たる1938年塩野崎沖の地震とは、それぞれM 7.6, M 7.5と推定されている。これらはいずれも、福島第一原発サイトから70 km以内の距離にある。

サイトの地震ハザードの確認に用いられた基礎データは、1611年の地震に始まる歴史上の地震活動である。すなわち、データは約400年間に限定されている。

## 福島第一原発敷地の地盤条件

2.1.1節で述べたように、発電所の建設敷地は標高およそOP +10.00 mに造成された。6基ある各号機の原子炉建屋など、原子力発電設備の主要構造物は、標高OP -4.00 m付近の泥岩盤上に直接設置された。この泥岩盤は新第三紀鮮新世の仙台層群に属し、その厚さは約400 mである。

載荷試験の結果、及び縦波(P)、横波(S)の各地震波速度の測定値から、地盤条件は良好と判断された。

## 当初の耐震設計基準

福島第一原発各号機の許認可当時に利用可能であった上述の手法とデータと（地体構造よりも歴史上の地震活動のほうに依拠）を適用したことで、ゼロ周期地動加速度（ZPGA）で表した地震ハザードの当初設計基準値はかなり控え目なものとなり、1-5号機については南北と東西の水平各成分につき、それぞれ245ガル（約0.25g）【※翻訳者註：gは「ジー」と読み、重力加速度の何倍であるかを表す】から294ガル（約0.29g）までの値となった。6号機については、約0.50gという高めの値が当初設計基準として評価された。

これに加え、また日本の慣行における耐震設計基準に従って、建屋・構造物の設計には静的水平加速度470ガル（約0.47g）が用いられる。各号機につき、ガルで表したZPGA値を表2.1-1と2.1-2に示す[6]。

#### 2.1.4.3. 地震ハザードの再評価

地震ハザード評価の歩みに関する情報は主として、原子炉設置変更許可申請書（原業発官5第11号）[3, 4]の「地震」の章から取ったものである。

建造物の建築変更許可を取得するため、後述のとおり新規調査が実施された。この調査の重要性は、はるかに新しい地震カタログと、調査対象地域の地体構造、すなわち活断層の情報とをもとにしている点にある。これら新規建造物については、新たに地動パラメータ式が導かれた。しかし、新規パラメータ群が既存建造物にも適用されたかどうか、すなわちバックチェック評価が行われたか否かは定かでない。

原子炉設置変更許可申請書（原業発官5第11号）[3, 4]への変更【※訳者註：正しくは「での変更」】の一環として触れられている、「運用補助共用施設及びこれに接続するコンクリートダクト並びにこれら内部の設備」に適用すべき設計基準地震動の決定に用いる手法を以下に説明する。この中には具体的に、使用済み燃料プールと乾式貯蔵設備の設置、使用済み燃料輸送容器保管エリアの設置と、非常用ディーゼル発電機の専用化及び増設とを含む。

変更許可申請書では、現時点で宇佐美カタログ(1979)、宇津カタログ(1982)、気象庁地震カタログの信頼性が最も高いと述べている。変更許可申請書に所載の図では、宇佐美カタログと気象庁地震カタログに記載されている全被害地震のうち、敷地からの震央距離が200 km以内の近年の被害地震の分布を示している。地震の規模と震央位置に関しては、1884年以前の地震については宇佐美カタログ、1885年以降1980年までの地震については宇津カタログ、1981年以降の地震については気象庁地震カタログを用いている。上述の各期間ごとに、3種類のカテゴリに対して置かれていた信頼性の度合いに応じて、このような判断が行われたものとみられる。

以前からあった情報と、新しい地震カタログとのあいだには多少の差異があるものの、地震活動情報が新しくなったことによる設計への影響は、それほど大きいとは考えられない。にもかかわらず、気象庁地震カタログに収録されている最近の地震を見直すことで、以下の重要な結論が導かれている。

-- 震源【※訳者註：正しくは「震央」】分布図によると、敷地周辺では、宮城県沖、福島県沖及び茨城県沖の海域で地震の発生頻度が高い。



- 鉛直分布図によると、太平洋側で発生する地震は、太平洋プレートの沈み込みに伴う地震が多く、陸に近づくにつれてその震源が深くなっている。
- 上記太平洋プレートの沈み込みに伴う地震は、敷地付近では60-90 kmの深さで発生している。

## 活断層

活断層に関する当時最新の集大成である文献として『新編 日本の活断層』[29]があった。申請書は福島第一原発敷地から100 km以内の活断層を示している。この文献によれば、敷地周辺において第四紀後期の活動性を有する主な断層としては、双葉断層及び福島盆地西縁断層系がある。

### (1) 双葉断層

双葉断層（陸上）の長さは、相馬市萱倉南西付近から原町市大谷付近までの18 kmである。その活動は第四紀後期にまで及ぶ。

この断層と過去の実測地震または微小地震との関連は、なかったものと考えられた。『新編 日本の活断層』[29]によると同断層の活動度はB級とされていることから、双葉断層による地震 (M 6.9,  $\Delta = 35$  km) が設計用限界地震の対象として考慮された。すなわち決定論的に、M 6.9の設計基準地震が福島第一原発から35 kmの距離で発生したと想定されてきた。

## (2) 福島盆地西縁断層系

『新編 日本の活断層』[29]によると、宮城県白石市付近から福島盆地西縁断層系に沿って福島県土湯付近までにはいくつかの断層が分布している。これらは最も長いものでも15 km、また活動度はすべてB級とされている。この断層系の周辺では、1731年岩代の地震(M 6.6)や1956年宮城県【※訳者註：正しくは「宮城県」】南部の地震(M 6.0)が発生している。これらはいずれも、断層系の全長に相当する規模の地震ではなく、原発サイトへの影響は『新編 日本の活断層』[29]の【※訳者註：正しくは「変更許可申請書の」】3.2.1項（過去の地震）に記述されている。この断層系と実測微小地震との関連は認められなかった。

この問題については以降、この断層系と、次に述べる地震地質構造【※訳者註：正しくは「地震地体構造」】との関連から考慮することとされた。その他の断層については、断層規模及び敷地からの距離を考慮すると、敷地に与える影響は小さいと考えられた。

## 地震地体構造

福島第一原発サイト付近で地震活動を伴う地体構造は、次のように大別される。

### -- 東北日本における地震

- (1) 日本海溝付近の浅部
- (2) プレート境界
- (3) 地殻内、主として内陸
- (4) 沈み込む太平洋プレートの内部。

これらの地域で起きた被害地震の分析から次のことがわかる。

- ・日本海溝付近及びその東側ではM 8クラスの地震が発生しているが、原発敷地からの距離を考慮すると敷地へ与える影響は小さい。
- ・プレート境界付近では、宮城県沖、福島県沖及び茨城県沖においては、M 7.5前後の地震が発生している。

- ・奥羽山脈以西及び北上川流域並びに日光付近では、地殻内と考えられるM7クラス前半の地震が発生している。
- ・深く沈み込んだ太平洋プレート内部では、原発敷地へ影響を与えるような大地震は発生していない。

日本海溝付近で起きるM8前後の地震は、その距離ゆえに、敷地へ与える影響は小さいと考えられたものの、M9前後の地震は、地震ハザードにも津波ハザードにも影響する可能性が高いと考えられたはずである。津波ハザードを過小評価してしまったのは、日本海溝の地震にM9前後を用いず、M8前後の地震を想定したことによると思われる。

#### -- 地震地体構造上想定する地震

福島第一原発の敷地付近で、地震活動を伴う地体構造内で起きうる地震には次のものがある。

- (1) プレート境界付近の地震：福島第一原発の敷地周辺の海域において発生した最大級の地震は、1646年陸前の地震と1835年仙台のM7.6地震である。この地域で起こりうる地震規模の上限はM7.75である。このような上限規模の地震は、福島県沖から日本海溝までのプレート境界付近のどこでも発生する可能性があることから、福島県沖のプレート境界付近 ( $\Delta = 50 \text{ km}$ , 震源深さ(H) = 40 km) にM7.8の地震が発生すると想定する。すなわち決定論的に、M7.8の設計基準地震がサイトから50 kmの距離 (40 kmの深さ) で発生したものと想定されてきた。

- (2) 地殻内地震：原発敷地周辺の内陸で発生した地震のうち最大のものは、1683年日光の地震であり、その推定規模はM 7.3からM 7.5までである。周辺の活断層との関連から、福島盆地西縁断層系の位置( $\Delta = 65 \text{ km}$ )にM 7.5の地震の発生を想定する。

地震ハザード評価については、地震ハザードを過小評価してしまったことや、その結果として、津波ハザードのような地震付随事象を最終的に過小評価してしまったこととの関連で、適用手法につき把握しておくべき項目がいくつかある。

- 最大地震規模の推定には、歴史地震情報と、地形学的に見た断層の大きさを組み合わせて用いた。後者は「内陸」地震限定であり、太平洋沈み込み帯の日本海溝で発生する地震には対応していない。
- 陸上断層に関する情報は公式の情報源から取られていたが、解析時には安全寄りのパラメータが想定される。
- 日本海溝については、地震規模がM 8前後と想定されている。さらにサイトからの距離に鑑み、地震ハザードを左右するのはもっと近場の震源であろうとの考え方から、これらの地震はサイトに影響しないものと想定された。

ここで考慮されなかった点は、日本海溝と関連する最大地震規模が地体構造学的な根拠のあまりないままに推定され、おおむね有史の実測データだけに頼っていたことである。陸上断層と同様の手法（物理的な断層の大きさと関連で最大地震規模を導出）に従って日本海溝の最大地震規模(M 8)が推定されていたものの、1回の地震時に動く断層区間の数が過小評価されていた。

#### 2.1.4.4. 地震ハザード再評価への対処として取られた措置

2011年3月の福島第一事故当時、東電は、原子力安全委の2006年新審査指針[9]の発出に伴う保安院からの要請に従い、また、2007年新潟県中越沖地震が柏崎刈羽原発に影響したことの結果として、各発電所の耐震安全性をバックチェックないし再評価している最中であった。

表2.1-1と2.1-2 [6]に、福島第一・第二の各原発の全号機について、以下の情報を示す。

- 水平地震動に対する当初設計基準（静的水平加速度を含む）。
- 2006年に開始したバックチェック・再評価手続の一環かつ結果として改訂された地震設計基準。
- 東日本大震災発生時の最大実測加速度値。四角で囲んだ数字は、当初設計基準値を上回ったことを示す。

表2.1-1に見るように、福島第一原発の1, 2号機については、当初設計基準値はかなり控え目なものであり、ZPGAが約0.25g, 静的水平加速度が0.47gであった。後者は、日本国内の原発の耐震設計手続の一環として、建屋や構造物の設計という特定目的に適用されるものであり、これはかなり安全寄りであって、3つの異なる手順に従った上で、最も安全寄りの結果を選択する。この点については、柏崎刈羽原発を対象に実施されたベンチマーク計画（KARISMAベンチマーク計画）の結果に関する最近のIAEA刊行物[30]でも例示されている。

もう一つ注目すべき興味深い点として、6号機については、最大地動加速度の当初設計値のほうが、原子力安全委の2006年新審査指針の適用による再評価後の数値よりも高く、2011年3月の地震で記録されたZPGA値よりも高い。

1-5号機については、当初設計地動と比べ、再評価後の地動（2006-2007年以降に得られた数値）のほうがかなり大きくなっていることがわかる。これには二つの要因が考えられる。新耐震指針について先述したように、地震ハザード解析に際し、より地震構造学的な根拠に基づく手法を用いるようになった（歴史上の地震活動に依拠する度合いを下げた）ことと、利用可能な地動データベースがはるかに豊富の度を増して、それをもとにした地動予測式が、さらに頑健なものになったため、所定の地震規模と距離との組合せに対し、さらに安全寄りに地動を推定できるようになったことである。

福島第一原発の再評価後の地動パラメータには、東西動の場合、2, 3, 5号機で超過が生じてしまっている。南北動と上下動成分にはこのような超過が見られず、再評価後の設計地動と実測加速度とのあいだに、相当の余裕が残っていることに注意が必要である。

さらに、福島第二の各号機での実測加速度（少なくとも水平2方向分）は、福島第一の各号機でのものと比べて、震源断層からの距離がわずか（約10%）しか変わらないにもかかわらず、かなり小さくなっている。両サイトで実測された超過の状況がこのように異なるのは、何らかの指向性効果（東西動成分）か、福島第一原発サイトでの局所的土壌応答のためかも知れないと結論づけられる。

2011年3月に実測された地震加速度と津波高とが、再評価後の地震・津波ハザード値を超過してしまったことの結果について、簡単な比較を行うことができる。再評価後の地震ハザードに対して超過が生じたのは、3基の号機、かつ1方向だけであった。2011年3月11日の地震の震源パラメータ（沈み込み地震の規模など）が過小評価されてしまったとはいえ、地震構造学的モデルの中で他の地震発生源を（陸上の場合を含め、広域的な地震構造学的モデルの一環として）考慮したり、再評価後のハザードを算出するのに新しい地動予測式を用いたりすることによって、さまざまな震源のうちの一つ（沖合の沈み込み帯内）の最大規模をこのように過小評価してしまうことを、部分的に埋め合わせられた可能性がある。

地震ハザードが過小評価されていたにもかかわらず、東電の第2回進捗報告[31]では、

地震自体は発電所の安全性に重大な影響を及ぼさなかったと念を押している。地震により1号機で冷却材喪失事故(LOCA)や非常用ディーゼル発電機(EDG)の機能喪失が起きたのではないかと、事故後に取り沙汰され、また国会事故調の報告書[32]でも示唆されたが、そのようなことはなかった。すなわち、事故の進展に影響するような規模の漏れを起こすような配管破断は、起きなかったと結論づけられている。非常用ディーゼル発電機の機能喪失については、地震が原因ではなかったと示されている。津波が原因と考えられている海水ポンプの機能喪失の直後に、非常用ディーゼル発電機の機能喪失が起きていることが、記録データから明らかにされているためである。

津波ハザードは、地震を根本原因として、海底で生じる断層ずれが引き起こす津波によって起きる。津波高の算出に用いる津波構造学的モデルは、地動加速度で表した地震ハザードの算出に用いる地震構造学的モデルとは大きく異なる。津波の発生原因となるのは、面外成分の断層変位を生じさせる可能性のある沈み込み地震だけである。従って、震源パラメータ（地震規模など）を過小評価してしまう場合、それを埋め合わせるのは、先ほどの場合よりは難しい。にもかかわらず、試算で再評価された津波ハザードは、実際に起きたものとほとんど違いがなかった。

表2.1-1. 福島第一原発1-6号機で実測された最大加速度値、及び当初設計基準値・再評価値との比較[6]

福島第一 原発	実測最大加速度値 (ガル)			最大応答加速度値 (ガル)					静的水平 加速度 (ガル)
				改訂設計基準(2008)			当初設計基準 (1966)		
	南北	東西	上下	南北	東西	上下	南北	東西	
1号機	460	447	258	487	489	412	245		470
2号機	348	550	302	441	438	420	250		
3号機	322	507	231	449	441	429	291	275	
4号機	281	319	200	447	445	422	291	283	
5号機	311	548	256	452	452	427	294	255	
6号機	298	444	244	445	448	415	495	500	

註：四角で囲んだ数値は、最大実測値が当初設計基準を上回ったことを示す。

表2.1-2. 福島第二原発1-4号機で実測された最大加速度値、及び当初設計基準値・再評価値との比較[6]

福島第二 原発	実測最大加速度値 (ガル)			最大応答加速度値 (ガル)					静的水平 加速度 (ガル)
				改訂設計基準(2008)			当初設計基準 (1966)		
	南北	東西	上下	南北	東西	上下	南北	東西	
1号機	254	230	305	434	434	512	372	372	470
2号機	243	196	232	428	429	504	317	309	
3号機	277	216	208	428	430	504	196	192	
4号機	210	205	288	415	415	504	199	196	

註：四角で囲んだ数値は、最大実測値が当初設計基準を上回ったことを示す。

最後に強調しておきたい点は、地震・津波ハザードに対処する設計慣行に関するものである。先述のとおり、日本の耐震設計慣行では複数の手法を用い、最も安全寄りのもので採用する。これにより、原発の構造物・設備・機器(SSC)の設計が頑健なものとなる。福島第一事故の場合、地動パラメータに超過が生じてしまったとはいえ、従来の建築法規による静的加速度の3倍以上を適用するなど、他の設計基準が福島第一サイトの建屋の設計に適用されていた場合に生じたはずの重大な結果は、この設計法により明らかに防がれた。このことは、同じく東電の柏崎刈羽原発での、2007年新潟県中越沖地震発生後にも、IAEAにより認められ、文書化されている。



しかし津波ハザード対策の設計はクリフェッジ効果に非常に左右されやすく、地震に対して実施可能なものと比べると、解決策の頑健さでは及びがたい。浸水水位が少し超過しただけでも、内部浸水を起こすことにより、甚大な結果を生じかねない。この違いについては、IAEAの福島第一原発事故国際調査団の報告書[6]でも強調されている。

表2.1-1に示した福島第一原発各号機の測定値[6]の各測定点の位置を図2.1-3に示す。

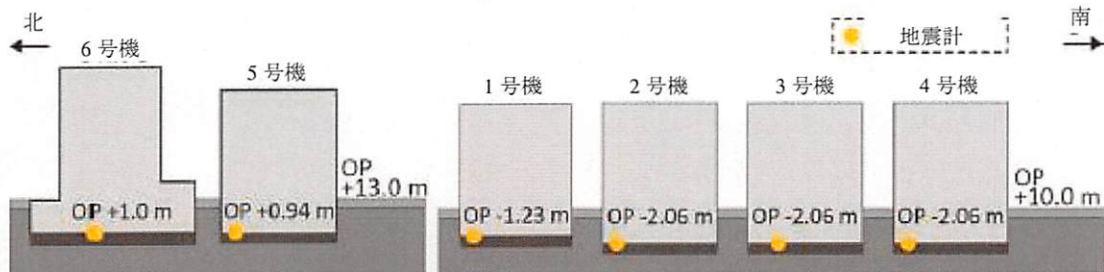


図2.1-3. 福島第一原発1-6号機で実測された最大加速度値、及び当初設計基準値・再評価値との比較[6]

## 2.1.5. 津波ハザードの設計基準と再評価、及び福島第一発電所の供用寿命中に取られた是正措置

### 2.1.5.1. 津波ハザードの特性

津波（日本語で「津」（港湾）の「波」を意味する）とは、海底（一般的には水底）の変形または擾乱によって生じる、長波長（数キロメートルから数百キロメートルぐらい）かつ長周期（数分から数十分、まれに数時間ぐらい）の、伝播性の一続きの波のことをいう。津波を引き起こす可能性があるのは、地震、火山現象、水底や沿岸での地滑り、落石や崖の崩落である。大型隕石の海中落下によっても津波が発生することがある。世界じゅうの全海域と海盆、さらにはフィヨルドや大型湖沼までもが、津波の影響を受ける可能性がある。

津波とその関連現象は、沿岸域に立地する施設に甚大な被害をもたらすことがある。原子力施設についてIAEA安全基準では、先史・有史のデータと、関連する他種のハザードとを考慮に入れ、サイトの沿岸形状による増幅がある場合には、それも勘案した上で、安全性に影響しうるような津波の特性を評価すべきであると定めている（文献[16]の3.24-3.28項参照）。

従って、もしも津波の可能性が存在し、かつ詳細なハザード特性評価が行われている場合には、設備、施設または発電所は、津波ハザード評価と、想定事象の震度または地震規模とに基づいて決定される具体的な性能基準まで含めた設計基準に従って、そのような事象に耐えうるように設計されなければならない。

水位変動（最高と最低）のもたらす効果に加えて、津波が引き起こす災害影響の中には、港湾内の強い水流や、河川・入り江・潟湖に押し寄せる海嘯や、巨大な流体力学的な力も含まれる。海底での強い力によって、堆積や浸食などの土砂現象が引き起こされる可能性もある。

原子力施設の浸水設計基準を推定する際には、津波ハザード評価の過程で重要な問題点を二つ考慮しなければならない。

- 津波の引き波による最低水位は、冷却水が一定時間、停止または中断するおそれがあるため、安全上重要な意味を有する。
- 津波は沿岸形状（海底地形・陸上地形）に強く依存する。従ってハザード評価（遡上高や海岸線での水位など）では、発電所建設完了前のサイト評価の段階で沿岸形状を考慮しなければならないだけでなく、（それにもまして）地面の標高値、傾斜、地盤高などをすべて改変したあとの、施設の最終レイアウトをも考慮する必要がある。

最後に、図2.1-4に示すように津波は、最終浸水水位（最高・最低水位）の評価時に考慮すべき要因の一つに過ぎない。すなわち潮位や、他の気象・水理現象による波高、地殻の沈降・隆起を、津波の発生と組み合わせて考慮しなければならない。サイトに到達する最終浸水水位は、事象発生時点でのこれらの要因がすべて組み合わさった結果である。

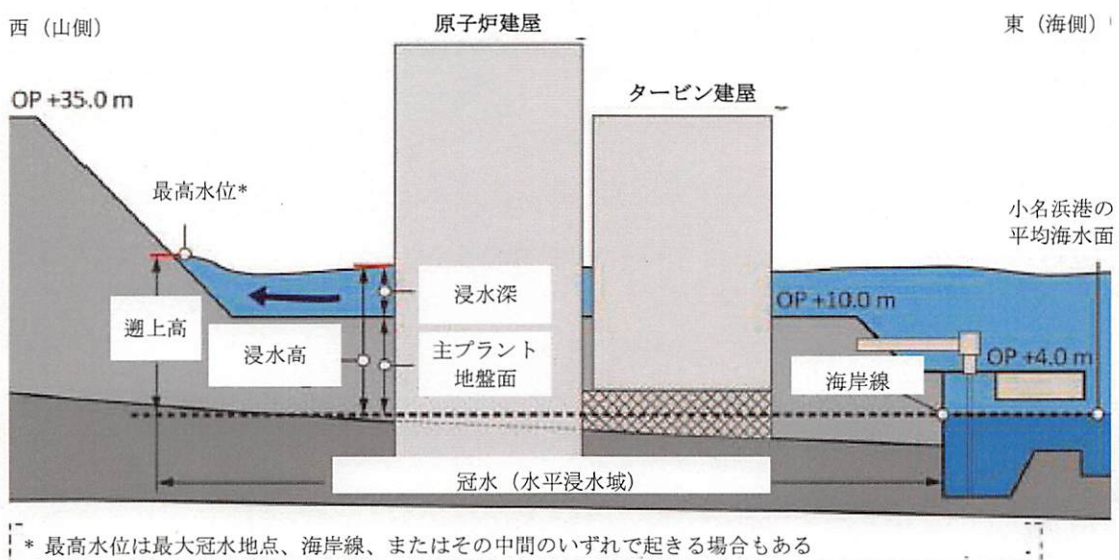


図2.1-4. 海岸線における津波の各種パラメータ[20]。

#### 2.1.5.2. 津波ハザードに関連する設計基準

2.1.2節で述べたように、福島第一原発の設置許可申請書が提出された1960年代に行わ

れていた手法によれば、施設の設計にあたり、歴史記録を用いて設計基準津波高を評価しながらも、安全寄りの仮定を追加し、決定論的手法を用いることで、年間発生頻度の非常に低い激甚事象の発生可能性を勘案するのが一般的な国際慣行であった。その後1970年代に、津波水位を評価する手法が発展し、海底変形を引き起こす津波発生源を特性づけるような地体構造学的機製の震源モデルに基づく数値シミュレーションが開発・使用されるようになった。この手法に沿い、史上最大の実測津波と、海底活断層が引き起こす最大津波とに関して知られていた情報とをもとにして、サイトごとに設計基準津波が決定された（図2.1-5）。

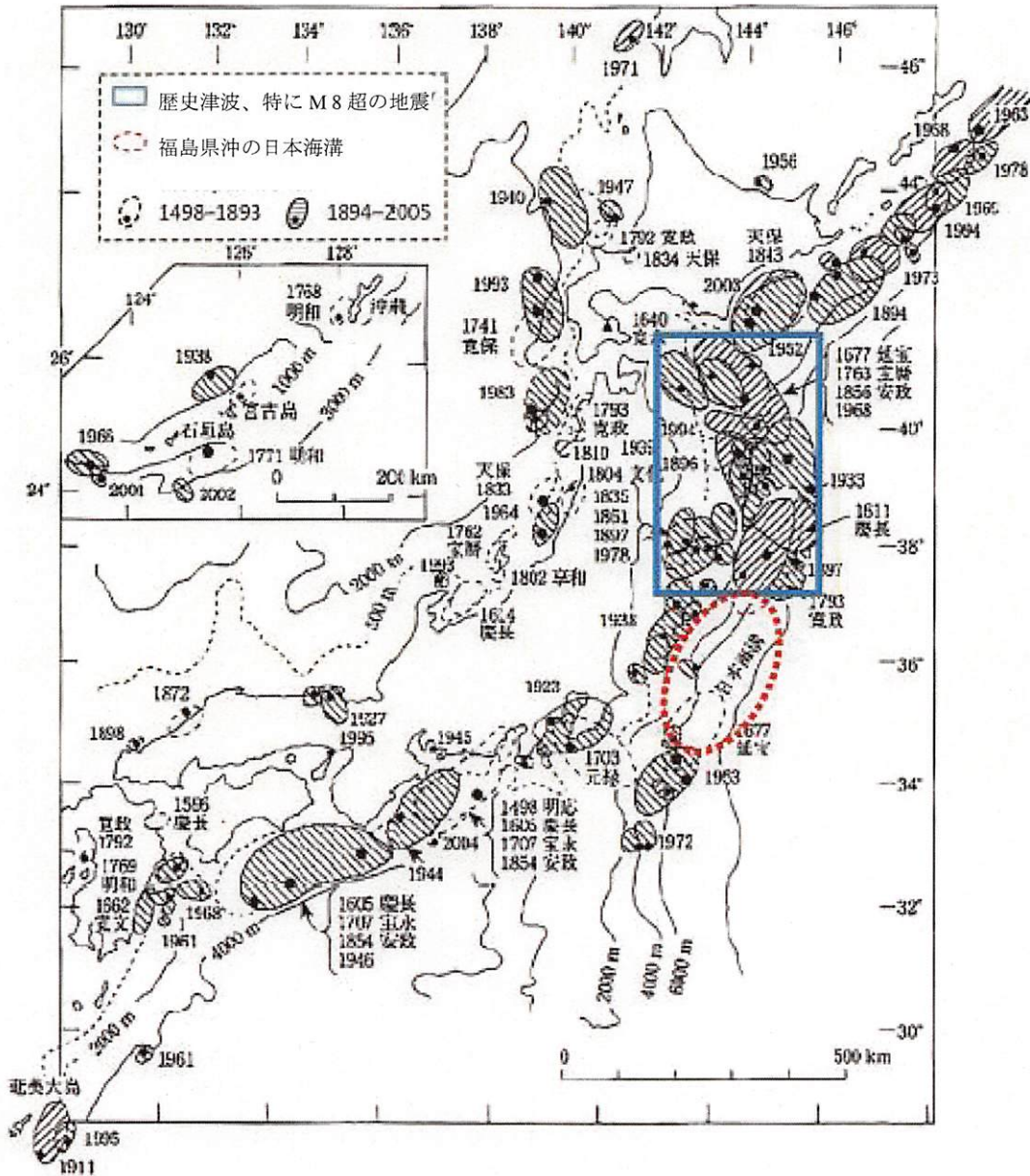


図2.1-5. 日本沈み込み海溝の歴史地震[33].

こうした基準に従い、福島第一原発サイトの津波ハザードは当初、1960年チリのM 9.5地震が引き起こし日本東岸に到達した津波のデータと実測値とをもとに推定された。すなわち設計最大高は、サイトの50 km南に位置する福島県小名浜港でそのとき実測された験潮記録に従い、OP +3.122 mに設定された（技術文書第1分冊の1.2節も参照）。

保安院が2011年IAEA原発事故調査団に対して報告したように[6], 2011年3月の事故当

時にも、津波による浸水の許認可設計基準として、この値がまだ用いられていた。2011年3月の事故発生前の日本側の報告によれば、この慣行ゆえに、許認可事業者に新要件を課したり、設計基準を変更したりする権限を、規制当局は有していなかった。

結果として、冷却用海水ポンプの位置に相当する取水エリアに、安全関連の構造物・設備・機器(SSC)を設置するためのプラント地盤高OP +4.00 mは、上述のとおり評価した最大浸水水位に対処するのに十分であると、東電は考えていた節がある。加えて主プラント地盤高（原子力発電設備、及び発電所の他の部分の建屋と構造物の標高値）は、1-4号機についてはOP +10.00 m, 5, 6号機についてはOP +13.00 mに定められていたが、これも十分な余裕があると考えていた節がある。

福島第一・第二の各原発サイトと各号機に対して採用された、最高・最低津波浸水水位の値を表2.1-3にまとめる。

表2.1-3. 当初設計基準：福島第一・第二の各原発サイトの津波ハザードに関する最高・最低浸水水位[33]

サイト	号機	設置許可年	上昇	引き波
福島第一原発	1	1966		
	2	1968		
	3	1970		
	4	1972	OP +3.122 m	
	5	1971		OP -1.918 m
	6	1972		
福島第二原発	1	1974		
	2	1978	OP +3.690 m	
	3	1980		
	4	1980	OP +3.705 m	
OP -1.918 m	史上最低水位			
OP +3.122 m	1960年5月24日小名浜港でのチリ津波の潮位			
OP +3.690 m	= OP +1.490 m + 2.2 m			
OP +1.490 m	小名浜港での満潮平均			
2.2 m	1960年5月24日小名浜港でのチリ津波のうち津波成分の高さ			
OP +3.705 m	= OP +1.505 m + 2.2 m			
OP +1.505 m	満潮平均			

この時点で、発電所設計基準の決定に適用されていた手法は、図2.1-5と2.1-6に示す既知の有史データだけを用いていたことに注意が必要である。



- 図2.1-5には、ユーラシアプレートと太平洋プレートの沖合沈み込み帯（日本海溝）でこれらの津波を発生させた地震の位置と破壊領域とを示している。福島県沖の日本海溝で起きた地震については、記録がなかったことが図からわかる。
- 図2.1-6より、1611年、1677年、1896年、1933年、1938年、1960年に起きた津波の際、福島第一サイトでは、最高水位およそ+38 mを記録していたサイト北方の各地点（岩手県・宮城県など）での水位に比べると、津波浸水水位が低かった（数メートル程度）ことがわかる。

この手法では、以下の各点に留意する必要がある。

- わずか数百年というごく近年の歴史記録しか用いていないこと。激甚事象（代表的には再来間隔1万年規模）の発生可能性を勘案する必要性について、安全寄りの仮定を設けていなかったこと。
- 福島第一・第二の各サイトという特定位置での津波浸水水位の歴史記録がなかったことと、これら各サイト沖で地震が発生したというデータがなかったこととの符合。すなわち、そのような地震発生源については震源空白域があり、高水位の津波浸水現象がなかったことと符合すること。

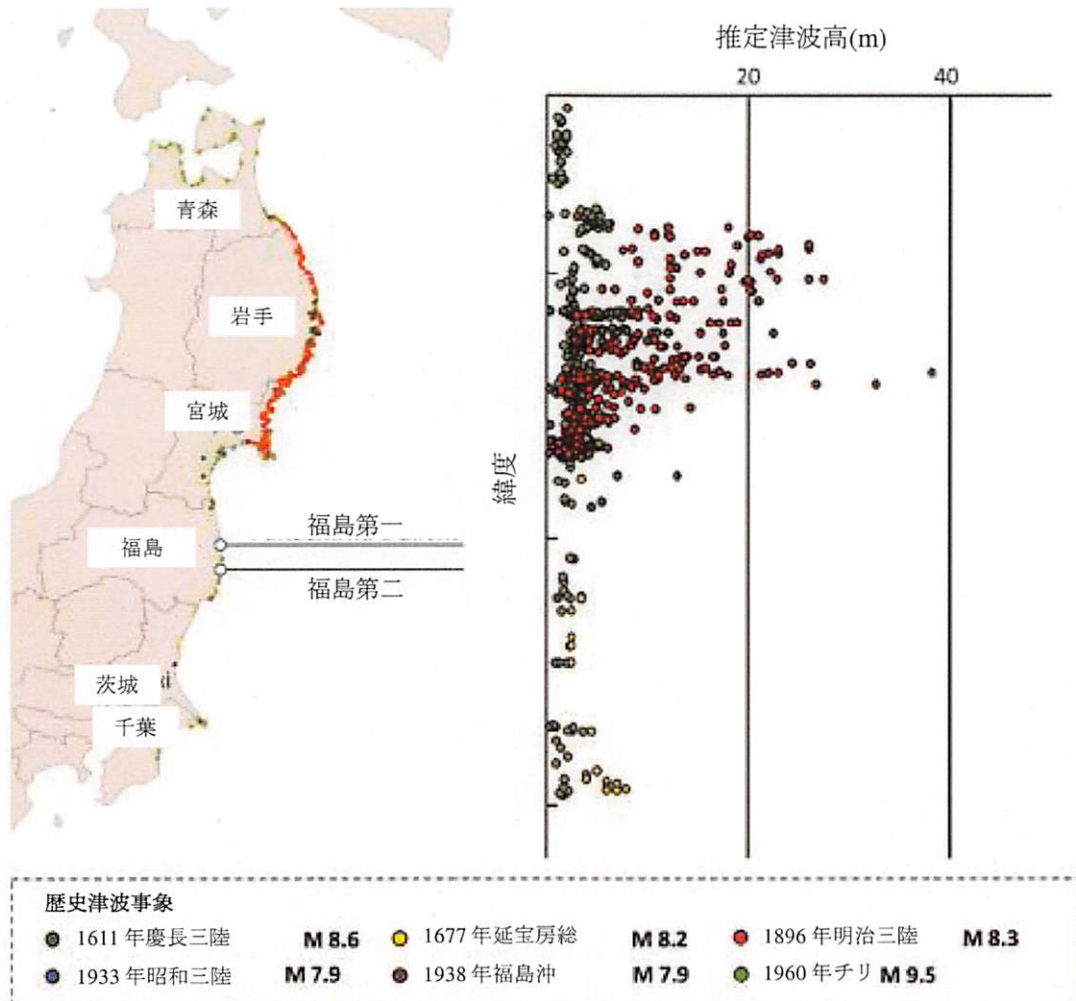
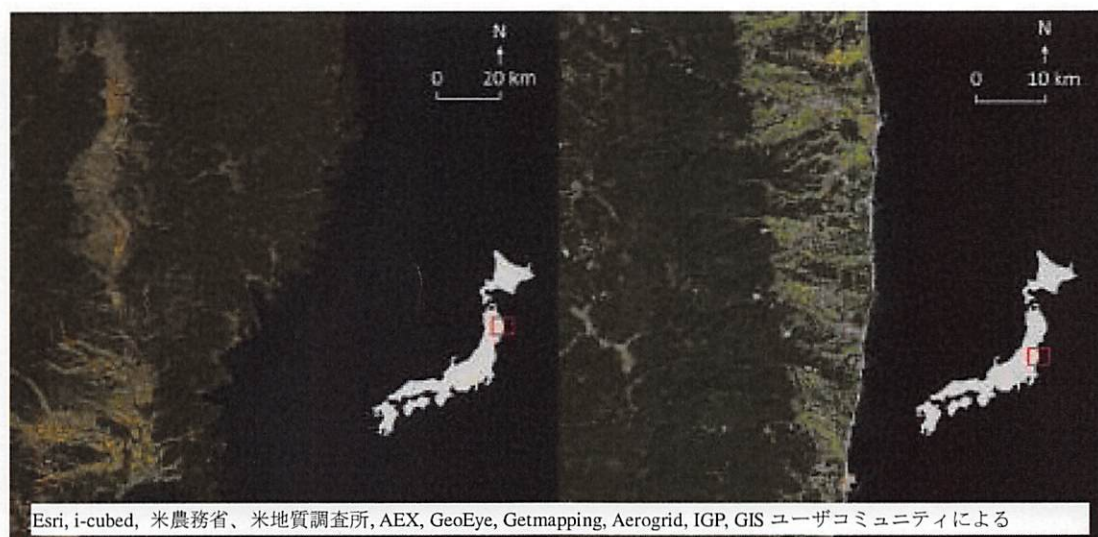


図2.1-6. 歴史津波記録[33]。

上述のような1960年代の慣行は、東電だけのものではなかった。日本国内の他の電力各社も同様の手法を用いており、例えば福島第一原発サイトから約120 km北方の宮城県内に立地する東北電力株式会社の女川原発でもそうであった。この地域では、図2.1-5に示すように、歴史記録時代の地震で比較的大きなものは、その大部分が東方沖の日本沈み込み海溝で起きており、福島県で記録されているものとは対照的である。

福島第一原発の設計基準と同様の手法を用い、女川原発サイト1号機の浸水設計事象について1970年に採用された最高水位は、その設置許可書に記載されているとおり、OP +2.00-3.00 mであった。この水位は、文献調査から得られた数値に対応する。その後2号機については1987年、数値シミュレーション技術を用い、最高浸水水位がOP +9.10 mに決定された。もっとも女川原発サイトの主プラント地盤高はOP +14.80 mであった。福島第一原発サイトの北方、宮城県・岩手県内で歴史上記録されている津波遡上水位が高くなっているもう一つの理由は、沿岸地形・海底地形の影響である。福島第一サイトが直線的な海岸線上に立地しているのに対し、女川原発サイトはV字状のリアス（入り江）式海岸であり、津波高が大幅に増幅される。この事情を図2.1-7、2.1-8に示す[33]。



(a) (b)

図2.1-7. (a) 空から見た岩手県・宮城県, (b) 福島県。

最後に、津波以外による浸水の問題もある。設置許可書[3]の2.2.3項には以下のように記されている。

「2.2.3 波高

敷地付近の大きな波はほとんど台風または低気圧によるもので、昭和40年2月からの観測結果によると最大波は台風28号（昭和40年）の際のもので、水深10 mの有義波高は6.51 m、最大波高は7.94 mであった。」

波浪は通常、海岸に対して垂直に打ち寄せる東寄りの流れであり、大部分の波浪は東南東～東北東方向の範囲内におさまる。【※翻訳者註：この段落については日本語原文を未入手のため、あくまで意識です】

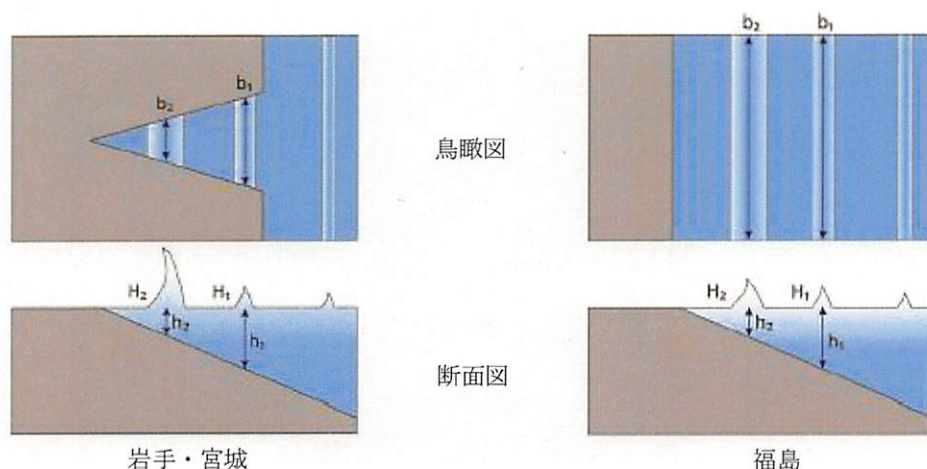


図2.1-8. 陸上地形・海底地形の影響。岩手県・宮城県と福島県とを対比[33]。

すなわち、津波の推定値OP +3.122 mよりも大幅に高い浸水水位が、低頻度の気象現象である大型の台風など、他の自然現象に対しては想定されていたといえよう。この点に関して東電は、台風の高波に対処すべく採用したサイト防護のための設計対策の中には、波浪減衰機能を有する防波構造物も含まれているため、港湾内の波高は、採用した水位OP +4.00 mよりも低く収まるであろうと明らかにしている。

### 2.1.5.3. 津波ハザードの再評価

地体構造学的機制と震源モデル化に基づいた、地震による津波の数値シミュレーションは、1970年代半ば以降によく行われるようになった。こうしたシミュレーション技術においては、地震が大洋底で起きて海底の隆起・沈降を引き起こし、それによって海面に津波を生じさせ、それが海を伝わって遠方の海岸に到達するに至るような地震の地体構造学的震源を特性評価する。このように、衝突するプレートをはさんで両側で相対的に起きる変位が、津波源となる。東電が設置許可後に実施した評価作業を、その都度取られた是正措置と併せて、表2.1-4にまとめて示す。

表からわかるように、1966年から2002年までは進展がなく、津波ハザードレベルは再評価されたことがなかった。2002年以降、土木学会の新指針を受けて2002年と2009年に、また地方自治体の防災計画（2007年茨城県・福島県）に沿って安全性を強化するために、津波による当初の最大浸水水位は2002年、設計基準のOP +3.122 mから、より高水位のOP +5.70 mへと上方修正され、2009年には最新の海底地形と潮位データとを用い、OP +6.10 mまでかさ上げされた。これらの再評価のほかにも東電は、土木学会が提唱したも

のとは別の手法や想定を用いて、何度か試算を実施している。これらを以下の各節で説明する。

表2.1-4. 東電が1966年から2009年までに実施した津波評価のまとめ[33]

年	津波高	評価手法	対策
1966	OP +3.122 m	設置許可 (1960年チリ津波による実測高)	—
2002	OP +5.7 m	土木学会の評価手法	ポンプかさ上げ, 建屋の防水化など
2007	OP +4.7 m	茨城県防災計画	不要
2007	約OP +5 m	福島県防災計画	不要
2009	OP +6.1 m	土木学会の評価手法に準拠。最新の海底地形・潮位データ	ポンプかさ上げなど

## 2.1.5.4. 土木学会の手法

土木学会の手法を用い、福島第二・東海【※翻訳者註：東海第二？】・女川の各原発も、それぞれの津波浸水水位を以下のように上方修正した。

- 福島第二原発：OP +5.20 m (当初設計基準OP +3.122 mから2.078 m引上げ)
- 東海原発【※翻訳者註：東海第二原発？】：OP +4.88 m (当初設計基準ではこの点について規定なし)
- 女川原発：OP +13.60 m (1987年の想定値OP +9.10 mから4.5 m引上げ)

土木学会の手法には、具体的に以下の各項目を含んでいた。

- 地震による津波だけを扱う。
- 局地津波ないし近地津波、すなわち日本近海で発生する津波を主として扱っているが、これは遠地津波に比べて近地津波のほうが、影響も被害も大きいためである。遠地津波(北米のアラスカ・カスケード沈み込み帯や南米のナスカプレート沈み込み帯で発生する津波など)の発生は認識しているが、その用途は有史データを確認するためである。シミュレーションモデルでは、こうした地域ではすでに最大規模の歴史地震が発生したものと想定している。
- 具体的な指針を与えるのは、最高・最低の波高、すなわち水位変化のみについてであり、土木学会文献[26]の第2章(2)にもあるとおり、他の津波関連ハザード(波による流体力学的な力、瓦礫の衝突、土砂堆積など)の問題の扱い方については、具体的な推奨事項を示していない。
- 「設計津波」は、あらゆる場合に対応する想定津波のうちで、当該サイトに最高・最



低の水波をもたらすようなものとして定義されている。想定津波とは、数値シミュレーション実施の対象となり、震源モデルの特性評価法がそれぞれ異なるような、多数の仮定上の津波のことをいう。従って、震源パラメータ群の一部（断層の位置、上縁深さ、走向、傾斜角、傾斜方向など）を変え、不確定性を考慮しながら、パラメータスタディを実施することになる。設計津波は評価地点において、記録や計算結果のある歴史津波すべてを上回るものでなければならない。歴史津波記録は、数値シミュレーションを確認するのに用いられる。

- 基準津波発生源、すなわちどの評価地点にも共通となる発生源を指定する。本指針では、ここが最も決定的な項目の一つである。津波を生じさせるような地体構造学的発生源は、歴史津波に対応する既定の指針により、その特性をすべて定めた上でモデル化することになるためである。日本周辺で、地体構造学的にそれぞれ異なるような複数地域に対応する想定津波が、表2.1-5のように定義されている。

表2.1-5. 文献[26]の表4-1に定義されている日本の津波発生源

区分	地震の発生する地域	地震の発生様式
プレート境界付近に想定される地震に伴う津波	太平洋プレートの沈み込みに関連した海域の周辺	典型的なプレート間地震
		プレート内正断層地震
		プレート内逆断層地震
フィリピン海プレートの沈み込みに関連した海域の周辺	典型的なプレート間地震	
日本海東縁部に想定される地震に伴う津波	日本海東縁部	陸域の浅い地震
海底活断層に想定される地震に伴う津波	日本周辺全般	陸域の浅い地震

土木学会の手法で明示的に論じられている重要な検討事項の一つが、津波源となる地震によって引き起こされ、陸域に影響の及ぶようなプレートの変位（沈降または隆起）である。津波浸水水位を決定する手法の中では、この問題は示されていないが、そのような地殻変動によって主プラント地盤高が変化するため、東電は弾性論を用いて、モデルシミュレーションの中でこれを考察している。【※翻訳者註：この段落は、原文の言いたい主旨がいま一つはっきりしません。ひょっとすると「明示的に論じられている」は、「明示的に論じられていない」の誤記かも知れません】

2011年3月11日の地震発生時、福島第一サイトの陸上地盤面は約0.66 mの沈降を経験したため、すなわち主プラント地盤高も、同じ量だけ沈降していた。従って津波が海岸に到達し発電所敷地を浸水させたとき、発電所はOP +10.00 mの主地盤高ではなく、約0.66 m下方、すなわちおよそOP +9.34 mの位置にあった。いずれにしても新たな主プラント地盤高として、この現象を考慮しなければならない。

まとめると、地殻の沈降は通常、津波浸水水位の評価時に考慮されるが、水がプラント地盤高に到達するときの水位は、津波推定水位から当初プラント地盤高を減算した差ではなく、「沈降後の新たな」プラント地盤高を減算した差である。

図2.1-9と表2.1-6に、P1からP5, T1からT3の位置における主プラント地盤高の地震後の測地学的実測値と、これら各地点でプラントが経験した沈降量（平均0.662 m）とを示す。

表2.1-6. 2011年3月11日の地震後の測地学的実測値と沈降（2011年10月東電から保安院への報告書による）（原文日本語）[34]<sup>a</sup>

T1	T2	T3	P1	P2	P3	P4	P5
OP +13 m	OP +10 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +4 m	OP +10.2 m
OP +12.375 m	OP +9.338 m	OP +3.300 m	OP +3.379 m	OP +3.358 m	OP +3.209 m	OP +3.370 m	OP +9.579 m

<sup>a</sup> 上段：当初測定値、下段：地震後の測定値



図2.1-9. 2011年3月11日の地震後の測地学的実測値と沈降（2011年10月東電から保安院への報告書による）（原文日本語）[4]【※翻訳者註：正しくは[34]】。

土木学会の手法を2002年に、福島第一原発の設計津波再評価に応用した模様を、津波源となりうる8地域を記した図2.1-10に示す。このときの再評価作業には、福島第一原発沖の海溝断層震源が含まれていないことを強調する必要がある。

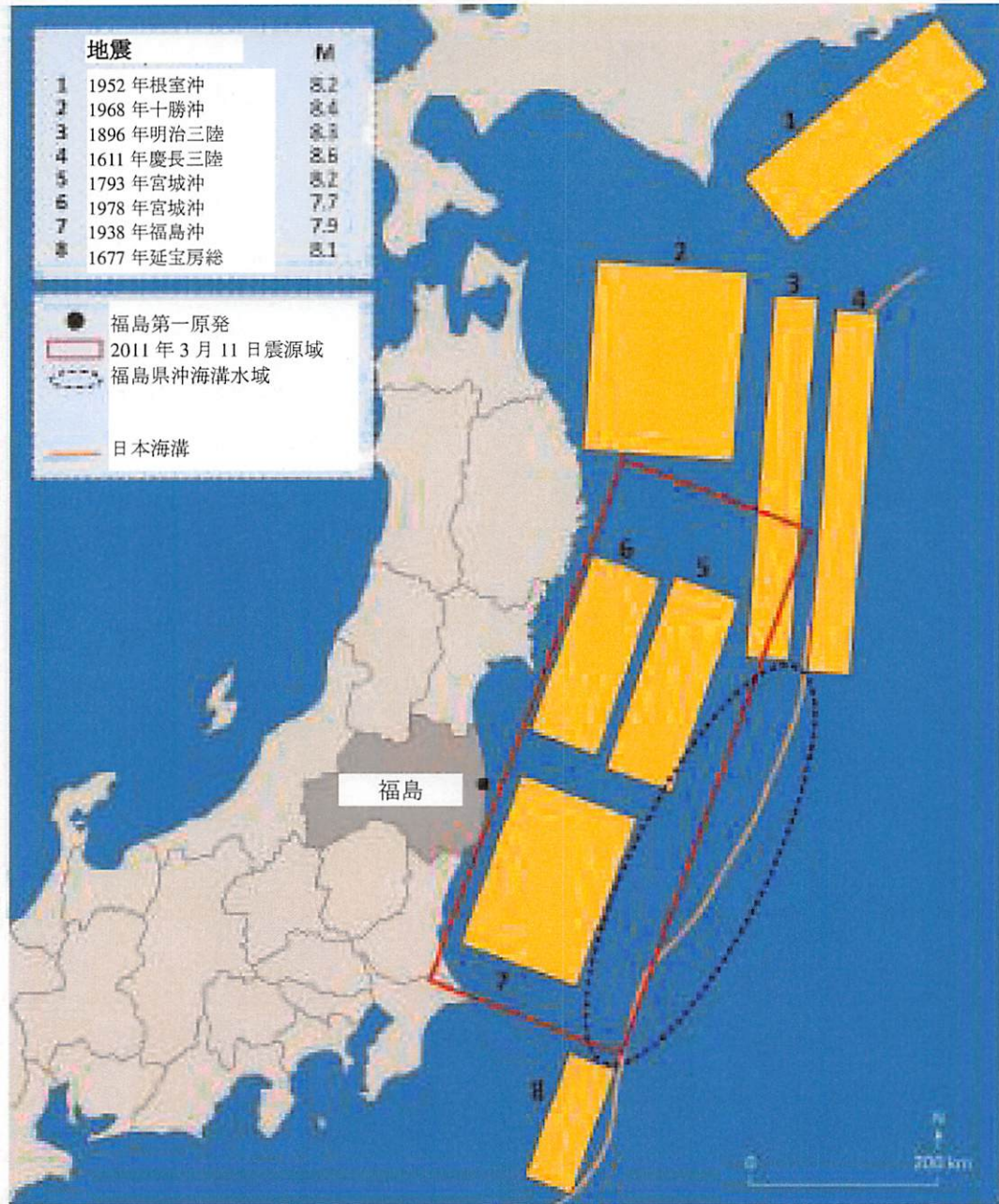


図2.1-10. 2002年土木学会指針で定められた基準断層モデル[26]。

145回のシミュレーション（図2.1-11参照）が実施された。このうちで卓越的な震源は、番号7を付されたM 8のもので、計算上M 8と想定された1938年福島沖地震(M 7.9)に対応する。

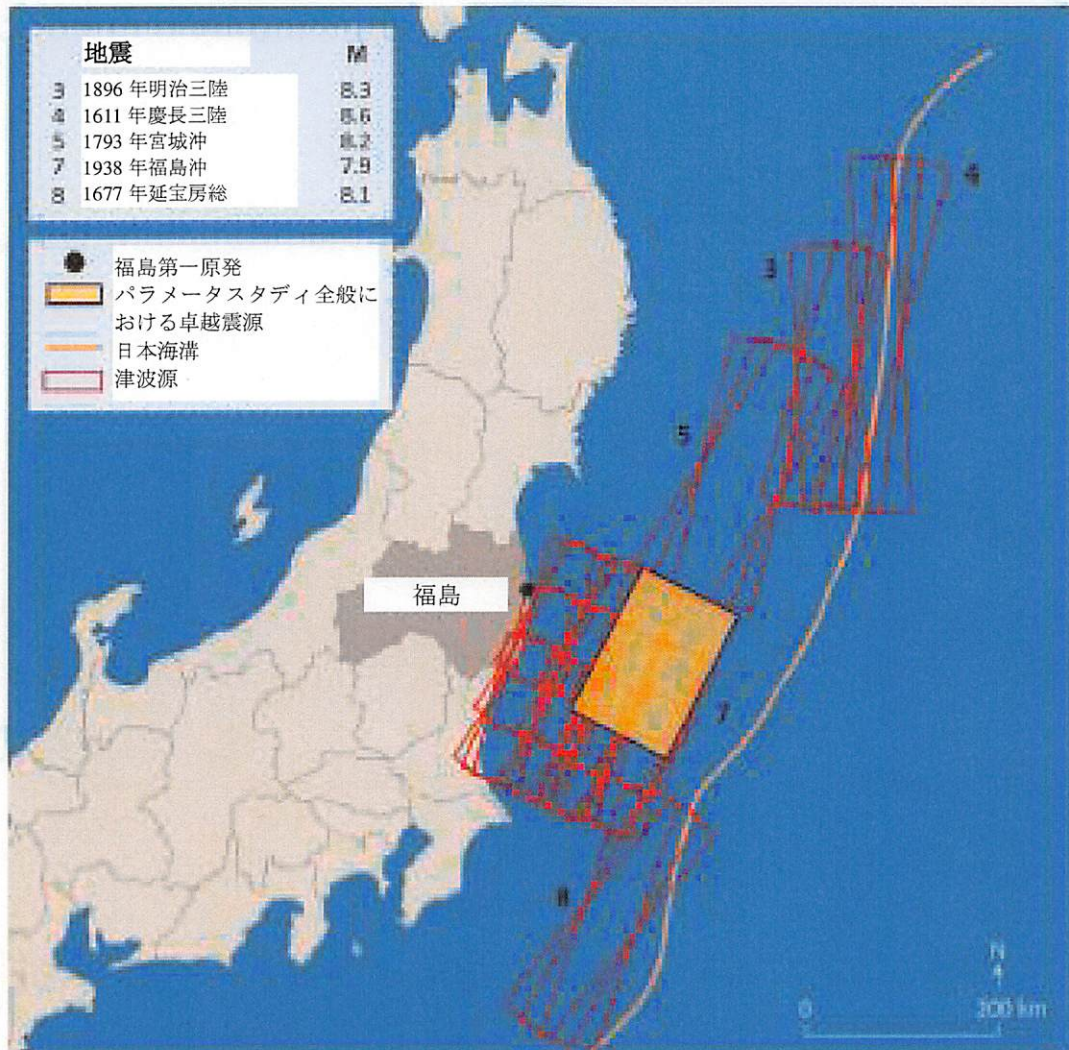


図2.1-11. 東電が2002年に実施した計算における想定津波[33]。

東電によるこうした計算の結果、津波ハザード水位（最高・最低）は、最高水位がOP +5.7 mと求められ、一方で1960年チリ地震(M 9.5)をもとに、最低水位はOP -3.60 mと算出された。

もう一つの重要な検討事項が遡上高値、すなわち図2.1-4に示すような、最大冠水地点における到達水位である。その推定値は、水冷用取水地点と呼んでもよい位置、すなわち海岸線上で、冷却用取水構造物の高さに水が到達するような地点での津波高に相当する。東電が示したところ[33]によると、遡上を考慮に入れたが、主地盤高OP +10 mに達することはない、計算値OP +5.7 mを大幅に引き上げることはなかったという。

2007年、茨城県・福島県の各防災計画との関連で原発の安全性レベルを確認すべく、東電は自主的に、図2.1-12のように定義した歴史津波に対応する震源モデルを用いて、新規評価作業を実施した。

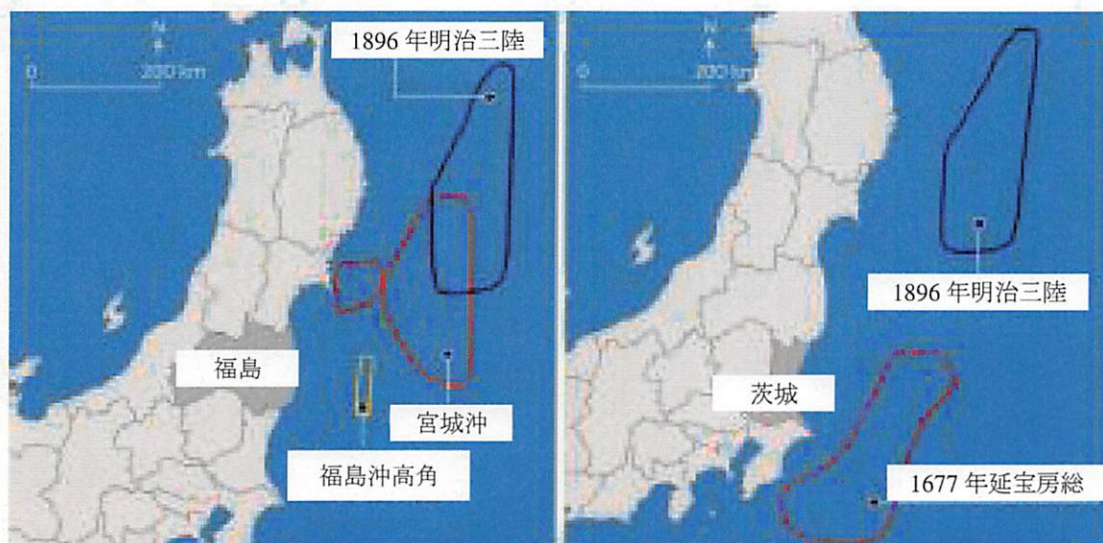


図2.1-12. 茨城県・福島県の各防災計画との関連で安全性を確認すべく2007年に実施した評価作業での津波発生源[33]。

東海第二原発の事業者である日本原子力発電株式会社（原電）は、各防災計画の想定との整合性を維持すべく、これらの新しい波源モデルをもとにして、同サイトの設計津波高を再計算した。東海第二原発の場合、この評価作業の結果として最大水位OP +4.70 m及び+ 5.00 mが示されたが、これは2002年に得られた結果とほぼ同じであった。設計津波高には上方修正の必要が生じ、原電は東海第二に高さ7.0 mの壁を建設して、非常用海水ポンプ室を防護することを決めた[10]。

その後2009年に、福島第一原発サイトの陸上地形・海底地形・潮位データがそれまでよりも正確になったのをういて、東電は再び、土木学会の震源モデルによってこの評価作業を行い、最大水位OP +6.10 mを得た。東電が2002年から2009年までに福島第一・第二の各原発について実施した津波再評価により得られた結果を図2.1-13, 2.1-14に示す。



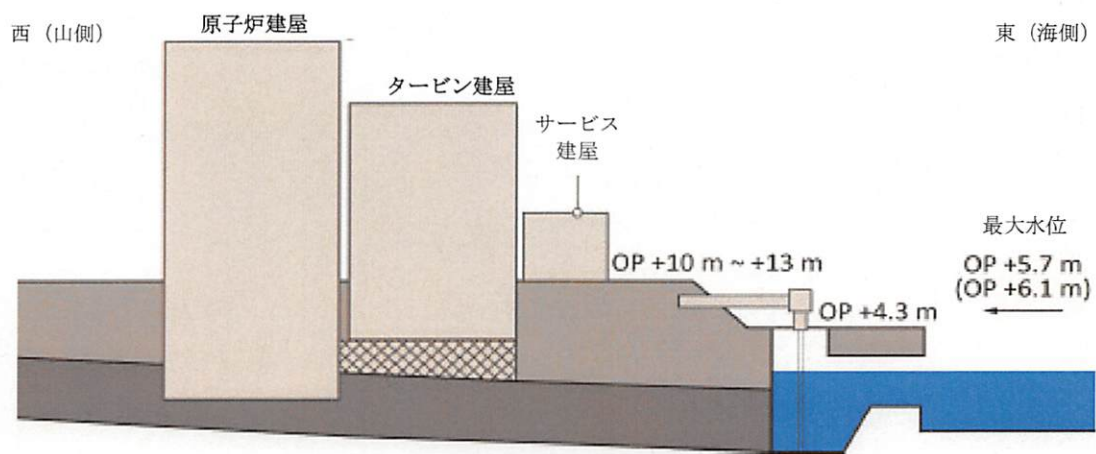


図2.1-13. 土木学会の手法を用いた2002年と2009年の福島第一原発の津波再評価のまとめ（地形と潮位データを2009年に改訂）[33]。

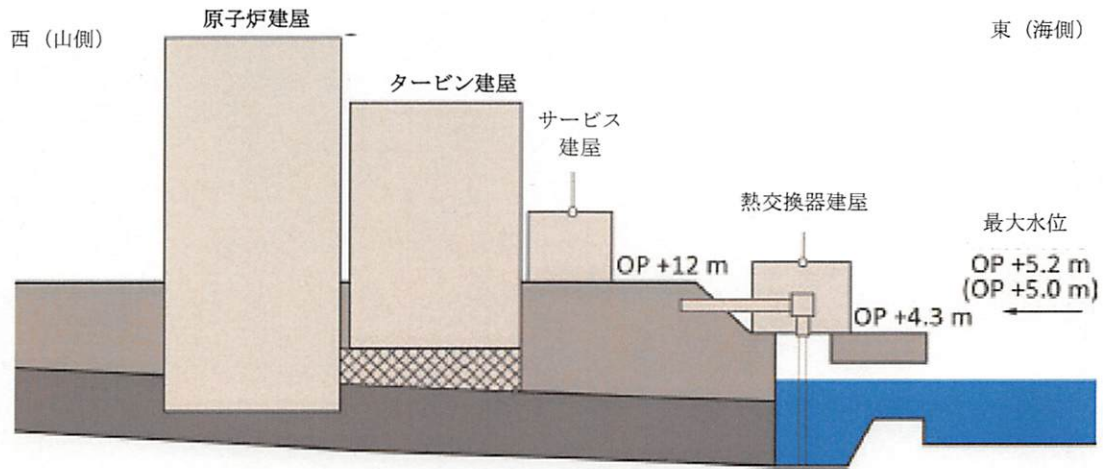


図2.1-14. 土木学会の手法を用いた2002年と2009年の福島第二原発の津波再評価のまとめ（地形と潮位データを2009年に改訂）[33]。

東電が2002年から2009年までに、上述のように土木学会の決定論的手法と波源モデルとを用いて完成した研究のほかにも、土木学会の津波評価手法の先を行くような波源モデルまたは手法を用いて、複数回の試算が実施されている。次節ではこれらの試算と、得られた結果とについて述べる。

#### 2.1.5.5. 確率論的津波ハザード評価手法を用いた最初の試解析

最初の試解析は、土木学会で検討中であった確率論的手法で、試験的手法と位置づけられていたものを用いて行われた。すなわち東電は、土木学会の試験的手法の適応性と改良ぶりを確認すべく、確率論的津波ハザード評価を実施した[33]。

この最初の試解析では、福島第一原発サイトで津波が10 mを超える年平均超過頻度は $10^{-5}$ から $10^{-6}$ 【※翻訳者註：10万分の1から100万分の1】という結果になった。東電はこの結果を、福島第一原発サイトの各原発を実際に津波が襲う頻度とは解釈しなかった。以上の結果は2006年7月17-20日、第14回原子力工学国際会議(ICONE-14)において発表された。

#### 2.1.5.6. 土木学会の手法と、他の震源モデルとを用いた試解析

2008-2009年に東電は土木学会の手法を用い、ただし震源モデルには、図2.1-15に示す

ような別のものを用いた上で、さらに2回の試算を実施した。

- 図2.1-15左に示すように、沖合のどこかで200 km × 50 kmの領域をM 8.2地震が破壊するという、地震調査研究推進本部（推本）が提唱したモデルを津波源として用いるもの。
- 869年貞観地震(M 8.4)を津波源とし、図2.1-15中のグラフに示すような、佐竹・他[35]が提唱した想定位置を用いるもの。

以上2つのモデルを、2011年3月11日の地震の破壊及び規模と比較し、また土木学会の規定する手法を厳密適用した2002年の再評価と比較したものを、図2.1-15右に併せて示す。

異なる震源モデルを用いた以上2回の試算で得られた結果について、以下各節で述べる。

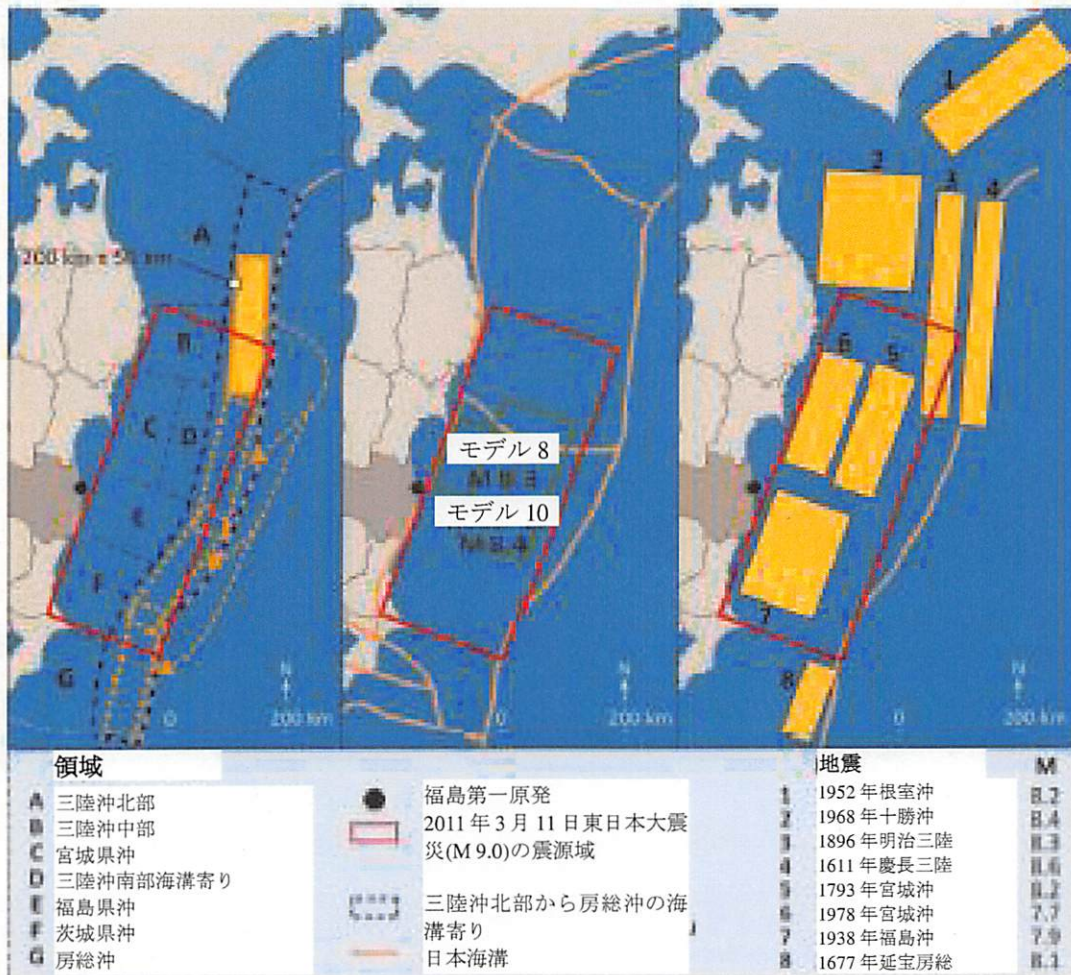


図2.1-15. 東電が2008年に実施した試算。震源モデルの比較（左図は文献[36]、中図は文献[35]、右図は文献[26]を参照）。

#### 2.1.5.7. 土木学会の手法をもとに、推本の震源モデルを用いた試算

上述のようにこの試算は、沈み込み帯に位置する200 km × 50 kmの領域をM 8.2地震が破壊するという、地震調査研究推進本部（推本）が提唱したモデルを用いて行われた。ここで、東電が土木学会の手法を適用して過去に行った再評価との根本的な違いは、福島県沖の日本沈み込み海溝断層でM 8.2地震が起きると想定した点である。福島県沖ではM 8級の大地震が起きた記録がないことを反映して、地震空白域が存在すると受け止

められていたため、このような想定は、以前には考慮されたことがなかった。

2007年、内閣府の中央防災会議は推本の提唱した震源モデルを審議した上で、過去に地震が起こったことのない地域に波源の存在を想定することが可能かどうか明らかでないため、福島県沖の日本海溝寄りでもM 8級の大地震を考慮すべきではないと結論づけた。所与の歴史時代の記録だけを用いることが決定された。

推本の提唱では波源モデルが特定されていなかったため、東電は安全側を見て、1896年明治三陸地震(M 8.3)の波源モデルを用いた。この地震は福島から100 km以上北方の岩手県沖で発生し、38 mの津波を引き起こしている。

東電が2008年、福島第一・第二の各原発について実施したこの2回目の試算結果を、東電が2014年2月10-14日のIAEAとの会合で発表[33]したとおりに従い、図2.1-16に示す。

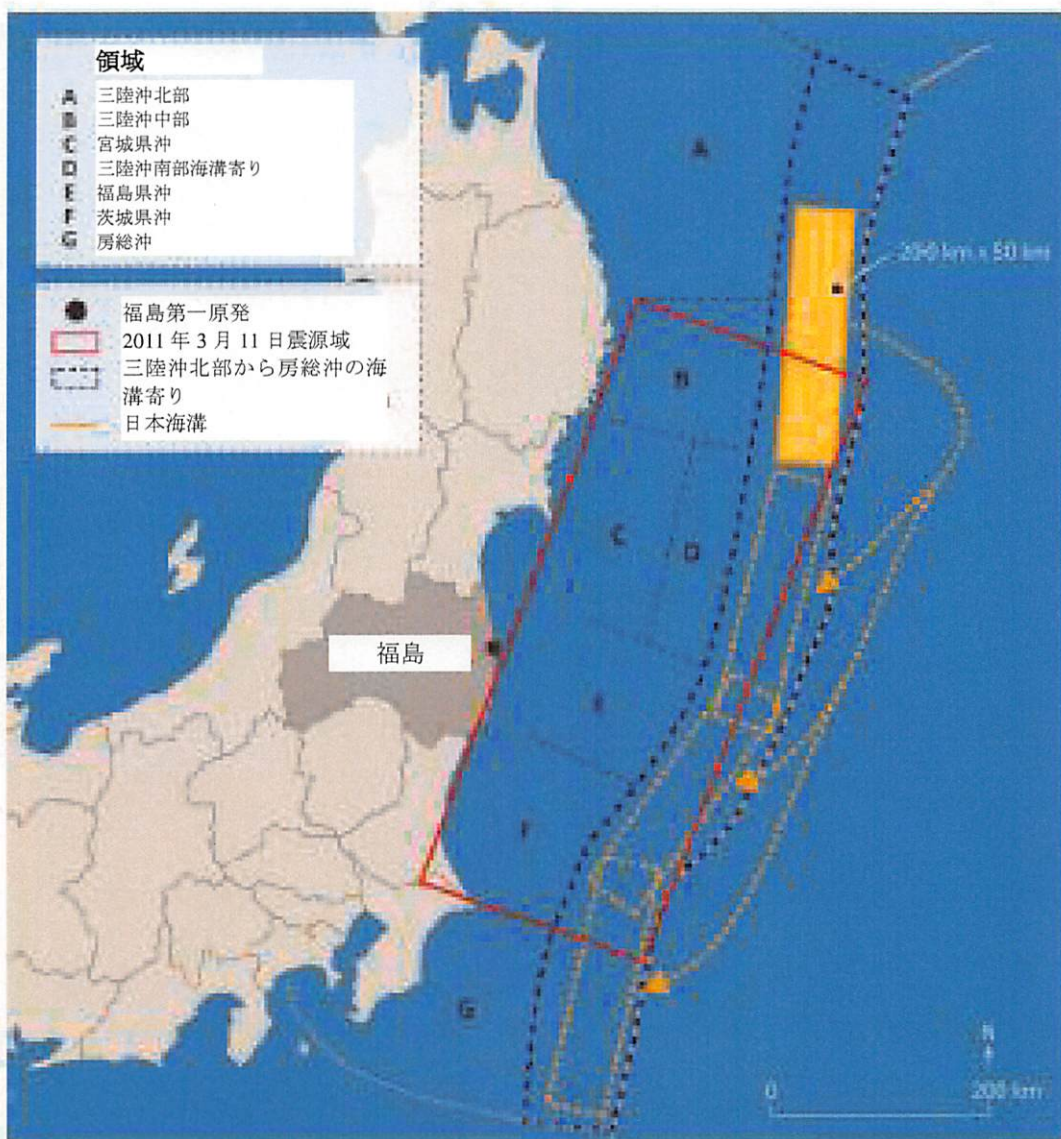


図2.1-16. 地震調査研究推進本部（推本）が決定し、福島第一・第二の各サイト向けに東電が2008年に用いた地震領域[36]。

表2.1-7. 福島第一原発サイトに関する試算結果

福島第一								
号機	1	2	3	4	5	6	北部 (OP +13 m)	南部 (OP +10 m)
津波高(m)	8.7	9.3	8.4	8.4	10.2	10.2	13.7	15.7

表2.1-8. 福島第二サイトに関する試算結果

福島第二					
号機	1	2	3	4	(OP +12 m)
津波高(m)	7.6	7.2	7.8	8.2	15.5 (南部)

表2.1-7, 2.1-8に示す試算結果は次のようにまとめられる。

- 2002年の計算で最大水位OP +5.7 mとされた1-4号機前の海水冷却ポンプの位置では、最大津波高がOP +9.3 mと推定された。
- 5, 6号機前では、最大津波高がOP +10.2 mと推定された。
- サイト内の他位置、南部と北部とでは、最大津波高が以前の再評価値よりも大幅に高いOP +13.7 m及び15.7 mと示された。

#### 2.1.5.8. 869年貞観津波の発生源モデルを用いた試解析

869年の貞観地震・津波を考慮した試算につき、日本沖の海溝にあるその震央位置についての、1990年から2008年までの知見と仮説の歩みを、図2.1-17と表2.1-9に示す。

東電は地震規模（マグニチュード）8.4と、佐竹・他[35]の提唱による想定津波源位置とを用いて試算を行った。このモデルは、古津波発生研究で貞観津波の土壌堆積物から得られたデータに依拠している。東電[33]が述べているように、佐竹・他[35]は、その津波の堆積物データがないことと、福島県内・茨城県内で津波堆積物のさらなる調査研究を行う必要があることとを理由に、貞観津波の発生源モデルを決定しなかった。

869年貞観津波の痕跡の有無を調査するため、福島第一・第二の各原発付近の沿岸にボアホールが5本掘られた。サイト南方に位置するボアホール3本からは、津波堆積物の痕跡は出なかったが、サイト北方に位置するボアホール2本からは、津波堆積物の痕跡が、片方では0.5 mの深さ、もう片方では3 mから4 mの深さに見つかった。東電が示したよう

に、堆積物研究から得られた結果には、佐竹・他[35]の提唱する発生源モデルを用いた試算と、いくつか符合しない点がある。追加調査の実施が提唱されたのはこのためである。





図2.1-17. 869年貞観地震・津波の想定位置[33]。

表2.1-9. 869年貞観地震・津波の想定位置[33]

1990 阿部・他	津波源は三陸沖と想定 仙台平野の津波高は1611年慶長三陸津波より低い
2001 箕浦・他	津波源は宮城沖と想定 福島沿岸の津波高は約2-4 m
2006 産総研・東北大	津波堆積物調査をまず宮城県内、次いで福島県内で実施
2008 佐竹・他	津波源は宮城県沖から福島県沖にかけてと想定

貞観津波の情報は限られており、2005年までは発生源モデルが未確定であったため、土木学会(2002) [26]では貞観津波を考慮していなかった。

東電がこの計算のために採用した発生源モデルは、モデル10の場合には破壊領域200 km × 100 kmのM 8.4地震、モデル8の場合には破壊領域100 km × 100 kmのM 8.3地震を想定していた[33]。これらは宮城県沖・福島県沖の日本沈み込み海溝内であった。

869年貞観津波を用いたこの試算により、福島第一の6基の各号機については最大津波高がOP +8.7-9.2 m (表2.1-10)、地盤高がOP +13.00 m, OP +10.00 mとなっているサイト内の他位置、北部と南部とでは冠水なし、また福島第二の4基の各号機については津波高がOP +7.8-8.00 m, 地盤高OP +12.00 mについては冠水なし (表2.1-11) という結果になった。

表2.1-10. 福島第一に関する869年貞観津波の試算結果[33]

号機	福島第一						北部	南部
	1	2	3	4	5	6	(OP +13 m)	(OP +10 m)
津波高(m)	8.7	8.7	8.7	8.7	9.1	9.2	冠水なし	冠水なし

表2.1-11. 福島第二に関する869年貞観津波の試算結果[33]

号機	福島第二				
	1	2	3	4	(OP +12 m)
津波高(m)	8.0	7.8	7.8	7.9	冠水なし

#### 2.1.5.9. 試算に関する東電の結論

試算の実施から得られた結果に鑑み、東電経営陣は、津波源モデルの適切性を検討する必要があると考えた。また電力各社は2009年、津波源の妥当性を審議することを土木学会に要請した。これと並行して2010年8月に東電は、津波の影響軽減策を研究する検討を本格的に行うべく、津波対策ワーキンググループを社内組織として設置した。

これらの試算 (2006-2009年実施) では、予測最大津波高が毎回、当初設計津波高OP +3.122 mや、合意の得られている土木学会手法を用いて2002年から2009年までに行った再評価の結果であるOP +5.7-6.1 mのいずれよりも、かなり大きくなった。この場合の予

測値として適切に考慮すべきだったのは、仮に発生源モデルで推本のデータを考慮した場合に、主プラント地盤高OP +10.00 m, +13.00 mに到達し、浸水を生じさせると考えられた遡上高のほうである。

もう一つの論点は、東日本大震災時に福島第一・第二の各原発サイトで生じた津波高のあいだの差異である。これについて東電が発表した研究の示すところによると、東日本大震災を引き起こした破壊はあまりにも大きく、破壊中に複数の異なる位置から、複数の津波波列が発生し、あたかも複数の別個の地震が引き起こしたかのようであったという。福島第一では、いくつかの波列がほぼ同位相で到来したため、それらが互いに強め合い、はるかに大きな津波を生成する原因となった。波の山どうしの重ね合わせは福島第二では起きず、このため波高は低めとなった。このような現象が起きる可能性は、東日本大震災発生前には認知されておらず、土木学会の手法でも、明示的には考慮されていなかった。試解析が示すように、仮に福島県沖の日本海溝断層で起きる地震の震源モデルと規模とについて、正しい想定（推本の震源モデル）が行われていたならば、土木学会の手法でも、安全寄りの津波高予測値を与えることができたはずである。

#### 2.1.5.10. 津波ハザード再評価への対処として取られた措置

##### 東電の取った措置

東電をはじめ、日本東岸に原発を有する電力各社が、(i) 2002年土木学会手法の発出、(ii)原子力安全委の2006年審査指針の発出、(iii) 2007年の新潟県中越沖地震が柏崎刈羽原発に影響したことを主たるきっかけに、津波による浸水水位の再評価を行った結果として、表2.1-12にまとめたようなさまざまな対策が、プラント改修や安全性向上策を通じ、4か所の原発で実施された。

福島第一原発の場合、原子炉の崩壊熱を除去（最終ヒートシンクに連結）し、非常時電源用の非常用ディーゼル発電機(EDG)を冷却するための安全性関連物件がOP +4.00 mのプラントエリアに位置し、津波浸水水位の新規再評価値OP +5.70-6.10 mが来れば浸水すると考えられたことに鑑み、安全性関連ポンプ（残留熱除去(RHR)系）のモータの機能不全を防ぐため、それを相応にかさ上げしたと、東電は2011年、IAEA原発事故調査団の際に述べている[6]。しかしながら、これらの措置がそうした事象に対処し、RHR系内の関連するすべての機械的・電氣的・計測制御(I&C)部品を防護するのに適切であるかどうかに関しては、それ以上の立ち上った説明はなかった。表2.1-12に示すように、東電はポンプをかさ上げした。すべてのポンプをかさ上げたのか、各ポンプモータをかさ上げたという意味なのかは定かでない。

2009年まで東電は、土木学会手法だけを用いて得られた津波浸水水位の新規算出値に応じて措置を実施していた。2008年以降、(i)福島第一・第二の各サイト沖の日本海溝でM 8.3の地震が起きるといふ推本の想定と (ii) 869年貞観について佐竹・他[32]が提唱したモデルとを用いて試算を実施した結果、津波高の値として、それまでよりはるかに高いものが示された。このことから、原子力関係の建屋が置かれている主プラント地盤面を含め、さらに数メートルの浸水・遡上・冠水域に対処しなければならないことが示唆された。東電は、このような高めの浸水水位が試算から得られたことに発電所が対処するため、暫定是正措置を実施して防護策を策定するのではなく、以下の各理由により、評価結果のさらなる検討を行うこととした。

- 福島沖でM 8級の大地震が起きたという歴史記録がない。
- 土木学会の手法は、日本国内の全参加機関の合意を得て策定された現行標準であり、他の電力各社もこれを受け入れ、使用していた。

- 土木学会だけでなく、中央防災会議や茨城県・福島県のような他機関も、福島第一・第二の各原発サイト沖の津波源を考慮していなかった。
- 日本の科学研究界では、規模（マグニチュード）9を超える地震が日本海溝で起きる可能性があるとは考えられていなかった。
- 869年貞観地震・津波のように、2011年3月と同程度の浸水水位を生じさせた歴史事象を、原子力施設サイトのそうしたハザードの評価に適用するには、その前にまず、さらなる研究とデータ収集とを行って、その原因と結果とをよりよく知る必要があった。

表2.1-12. 日本の電力各社による津波再評価結果(2002-2009)とプラント改修のまとめ[33]

事象	東電		原電	東北電
	福島第一	福島第二	東海第二	女川
主要建屋地盤面	OP +10または +13 m	OP +12 m	HP* +8.9 m	OP +14.8 m
設置許可	1号機1966年 OP +3.122 m	1号機1972年 OP +3.122 m 3, 4号機1978年 OP +705 m 【※翻訳者註：正 しくは+3.705 m】	— 1971年	1号機1970年 OP + 2-3 m (文献調査) 2号機1987年 OP +9.1 m (数値シミュレー ション)
2002年土木学会手 法	OP +5.7 m (福島沖の津波が 卓越的)	OP +5.2 m	TP* +4.88 m	OP +13.6 m (三陸沖の津波が 卓越的)
	海水ポンプかさ上 げ等の対策完了	建屋防水化等の対 策完了	対策不要	対策不要
茨城県が防災用想 定津波を公表	OP +4.7 m 対策不要	OP +4.7 m 対策不要	TP* +5.72 m 海水ポンプ囲壁か さ上げ等の対策完 了	説明なし
福島県が防災用想 定津波を公表	約OP +5 m 対策不要	約OP +5 m 対策不要	説明なし	説明なし
2009年最新の海底 地形・潮位データ	OP +6.1 m 海水ポンプかさ上 げ等の対策完了	OP +5.0 m 対策不要	説明なし	説明なし
2011年津波	OP +13.1 m (津波高) OP +15.5 m (浸水高)	OP +9.1 m (津波高) OP +14.5 m (浸水高)	TP* +5.4 m	OP +13.8 m

\* 福島第二の基準水位を参照 (HP: 日立港, TP: 東京湾平均海面)。

註: 原電は日本原子力発電株式会社、東北電は東北電力株式会社

## 規制当局の取った措置

2011年5月のIAEA原発事故調査団の際に収集された情報によれば、東電が供用期間中に実施した福島第一原発サイトの津波ハザード再評価値は、保安院（当時の規制当局）から求められてはいなかった[6]。このことについては規制委（2012年発足の新規制当局）も、2014年1月に東京で会合が開かれた際に確認している[7]。

土木学会が2002年に、新規策定した津波評価指針を発出したことへの対応として保安院が取った措置については、保安院も東電も、土木学会指針はそのような目的からみて適切であるとの点で一致していた。しかし保安院が、その手法に依拠して再評価を実施するようにとの具体的な要請を出すことはなかった[6, 7]。



土木学会の手法を用いて東電が実施した津波再評価の結果が、正式に保安院に提出されることはなかった。従って保安院は、その存在を承知してはいたものの、その結果を規制当局が審査したり、講評したり、承認ないし不承認としたりすることはなかった[10]。津波推定値がほぼ倍増し、主たる津波発生源が遠地源（チリの太平洋沈み込みプレート）から近地源（日本沈み込み海溝・塩野崎沖の太平洋沈み込みプレート）へと切り替わったことは、長く（2002年から2011年3月まで）保安院の注意を引かなかった。

こうした再評価や対策は、保安院からの指示なしに東電が自主的に行ったものであるため、許認可文書の変更につながることはなく、従って設計基準も以前のままであった。前節で述べたように、津波高が再評価で高くなった結果として、東電が福島第一原発で、津波浸水への安全対策を向上させるべく物理的措置を取ったことについては、日本側からの報告によれば、保安院はこれで十分であると考えていた[7]。

外部ハザードの再評価に関連して保安院が取った措置は基本的に、原子力安全委の2006年新審査指針[9]の発出が主たるきっかけとなった。保安院はすべての原発許認可事業者に対し、新指針に即してバックチェックを行うよう、書面で要請した。書面では具体的に要請されていなかったものの、津波ハザードを随伴事象として再評価しなければならないことも、この中には含まれていた。事故の数か月前にあたる2010年末までに保安院は、3, 4, 5号機について報告書の提出を受けたが、そこには津波安全性評価は含まれておらず、それは2016年までに実施する予定であるとされていた[7]。

#### 2.1.6. 複数基型サイト、同一地域内の複数サイトにおける激甚外部事象

東日本大震災における地震・津波事象の複合的性格は、これら外部天災ハザードが福島第一原発内の複数基に影響したことに起因する。これに加えて、沿岸の他4か所【※翻訳者註：他3か所？】の原発も地震と津波とにより、多かれ少なかれ影響を受けた。もっとも、これらの原発では、稼働中の原子炉がすべて安全に停止した。

つまり、こうした天災ハザードの影響を同時に受け甚大なインフラ被害のあった地域内で、4サイト14基の原子炉が長期間にわたり、高強度の外部天災ハザード（本震、余震、津波警報）に同時に直面したことになる。

2007年柏崎刈羽での経験からの教訓は、とりわけ福島第一原発での現場非常時対策のためにはきわめて有益であり、また相当件数の教訓が2011年3月11日までに適切に実施

されていたにもかかわらず、なお広域で大混乱が起き、発電所での即時復旧措置に妨げとなった。破壊と被害とが、複数サイトの複数基という広域レベルで起きたことから、全サイト・全基での復旧措置には、相当の遅滞と混乱とが生じた。

複数基型サイトは多くの加盟国にあり、隣接する複数サイトの原子炉が大規模天災ハザードに同時直面しかねないケースがあるにもかかわらず、複数事象の連続発生という形の外部ハザードにさらされたとき、複数基型原発サイトの安全性にどう対処するかについては、指針がない状態である。

一般的な設計基準として確立しているものが定めるところによると、安全上重要な構造物・設備・機器(SSC)を複数基の原子炉間で共有することにより、1基で事故が発生した場合に他基が整然と停止・冷却できることなど、所定の安全機能の性能が著しく損なわれることはないことを証明できる場合を除き、そのような共有を行ってはならない。複数基型サイトは数多く現存し、その大多数は外部電源網や開閉所や最終ヒートシンクを共有しているが、そのような場合に、またとりわけ、共通原因型トラブル事象としての外部ハザードが発生する場合について、上記の設計基準をどう適用してきたのか、安全性をどう評価したのか、性能基準が満たされることをどう証明したのかを問う必要がある。実施されている大部分の安全性評価においては、事故が1基だけで起き、他の各基は無事との想定を設けているため、構造物・設備・機器(SSC)の共通化は、冗長性を1層分増やしたものと見なされていることが知られている。

こうした激甚ハザードは、共通原因型というその性格上、局地・広域・国家レベルでの非常時計画の実施可能性を左右することから、サイト外での非常時対策や対応にも大きな影響を及ぼす。原発事業の最初期にあたるサイト選定・評価の段階から、施設の設計・建設を経て、あらゆる対応手順と方策を適切に制定した上での供用という最終段階に入るまで、上述の事情を慎重に考慮しなければならない。

IAEA安全基準シリーズNo. NS-R-3 [16]は2.29項で、以下の一般的要件を示している。

「住民に対する放射線影響の可能性、緊急時計画の実行可能性とそれらの実行を妨げる可能性のある外部事象や現象を考慮し、提案された立地地点に対する外部領域を設定しなければならない。」

同一地域内に立地する複数サイトの多数基の原子炉が、激甚天災事象の影響を受けるという複合シナリオがありうることは、福島第一原発事故の教訓の一つであっただけに、上記のような要件を原子力施設のライフサイクル全段階で履行する方策実施の詳しい内容が、今後取り組み、解決すべき課題となっている。深層防護という考え方に沿う必要性からも、このような事情を分析しなければならない。前述したような複合シナリオや、原子力施設のライフサイクルの全段階において、この考え方がどこまで適用されているかが問われている。

#### 2.1.7. まとめ

事故前の供用期間中、福島第一原発のサイト特性を系統的かつ包括的に再評価し、あらゆるサイト関連諸項目と外部事象（地震・地質ハザード、気象・水理ハザード、火山ハザードと人災ハザード）や環境問題を考慮することは行われなかった。そのような全サイト特性の全面的再評価を義務づける規制の枠組みが不在であった。特定の外部ハザードという面では、日本国内では、2006年に原子力安全委員会が新耐震安全指針[9]を策定・公表し、2007年に新潟県中越沖地震が柏崎刈羽原発に影響したのを受けて、耐震バックチェックが要請されただけに過ぎない。もっとも津波ハザードに限っていえば、この新指針には、再評価目的で使えるような具体的な要件、基準や手法が何ら盛り込まれておらず、一般論を述べるだけにとどまっており、具体的な再評価の要請も発出されなかった。

外部ハザードに対する包括的な規制の枠組みがなかったことが、津波ハザードの過小評価や、激甚外部事象への対処策の不十分さにつながった一因であった。日本の手法は国際安全基準や、他国の国内安全基準に沿うものではなく、ハザードレベルの評価結果は大幅に食い違うこととなった。国際審査が要請されたことがなかったため、国際レベルで勧告が出されたこともなかった。津波高の予測は困難であり、さまざまな科学者や専門家の見解に左右されやすいとはいえ、独立の専門家らによる国際審査チームが、福島第一原発の浸水防護レベルを評価していれば、国際安全基準と整合する手法の使用を勧告したことと思われる。このことから、安全性をめぐる国際協力の重要性が強調される。サイト特性・外部事象・設計に関して独立した国際ピアレビューを行うことは、既存設備の安全性レベルを評価し、向上させるのに有効な手段である。

設置許可時に主プラント地盤高 (OP +10.00 m) を定めたことは大きな意味合いを持つ。プラント地盤面決定の最大理由は、当該地域の近年の歴史記録による限り、外部浸水水位はリスクにならないという前提のもとで、水冷供給の経済性（建設段階での設置費用と、施設の供用寿命中の輸送エネルギー費用）を考えたことであった。このように、当初設計基準ではドライサイトと見なされていたサイトが、のちに再評価実施で得られた最大浸水水位がプラント地盤高よりも高い数値を示したことで、ウェットサイトに転じた[10]。

地震ハザード評価については、当初の地動設計基準は主として、有史の地震活動データをもとに評価されていた。全号機の許可を取得する過程で、とりわけ原子力安全委の2006年新審査指針[9]の発出後には、地形学的に見た断層の大きさを併用する手法が適用されるようになった。しかしこの手法は陸上の地震に限って使えるもので、津波発生源となる、太平洋の日本海溝で起きるような地震には対応していなかった。陸上断層に関する情報は公式の情報源から取られていたが、解析時には安全寄りのパラメータが想定された。日本海溝については、主として有史の実測データと、地震の既往発生位置とをもとにして、関連する最大地震規模はM 8前後であると、地体構造学的な根拠のあまりないままに推定されていた。すなわちサイトからの距離ゆえに、地震ハザードに主として寄与するのは近場の陸上断層であり、上記のような海域の地震はサイトの地震ハザード上、重要ではないものと想定された。陸上断層と同様の手法（物理的な断層の大きさとの関連から最大地震規模を導出）に従って日本海溝の最大地震規模M 8が推定されたものの、1回の地震時に動く断層区間の数が過小評価されていた。

地震による津波が引き起こす最大浸水水位の評価は、1960年代後半の設置許可発出時の当初設計基準でも行われ、発電所の供用寿命中に実施された再評価でも行われたが、激甚浸水事象の発生可能性については過小評価となっていた。東日本大震災による津波は、当初推定値(OP +3.122 m)より10 m前後も高く、受け入れられている再評価値のうちで最高のもので(OP +6.10 m)より7 mも高い値に達した。

設置許可時の東電による津波浸水水位の評価には、地震・津波の歴史記録の研究と解釈だけに頼るといふ、当時の日本で一般的だった手法と基準とが使われていた。そうした記録は数千年の期間をカバーしてはいたが、設計目的で用いられたのは、チリの太平洋沈み込みプレートで1960年に起きた遠地津波であり、津波浸水の設計水位として採用されたのは、小名浜港で記録されたOP +3.122 mの水位であった。東岸沖の日本海溝に位置する近地源については、福島第一原発サイトという特定地点での津波浸水水位の歴史

記録がないことと、サイト沖海域で地震が起きた証拠がないこととが相俟って、このような判断を支持する根拠となった。

数十年ないし数百年というごく近年の期間分しかない、有史の実測事象データを主として用いるという、少なくとも2006年までの日本国内の手法が、津波ハザードの評価にあたって、地震規模を過小評価する主因となった。発電所の当初設計時点での一般的な国際慣行では、地震及びそれに付随する（津波などの）ハザードの推定手法を適用時に、歴史記録を用いることとされていた。必要とされる低確率（通常受け入れられている再来期間は1万年単位）と釣り合うような先史データがないことを埋め合わせるため、この慣行では次のような想定を置いていた。

(i)歴史記録のある最大の震度または規模に上乘せする決まりと、(ii)震源をサイトから最短距離に置く想定とである。国際的に認知された、この安全寄りで決定論的な手法は、1970年代に用いられていた国際基準に従って策定・審議された1979年のIAEA安全シリーズNo. 50-SG-S1 [11]にも反映されている。

こうした激甚外部事象の年間発生頻度の低さと釣り合うような先史・有史のデータを用いるという基準に加えて、国際的に認知された慣行では、そのような先史データがない場合に対処するため、世界各地の類似事象を用いるように推奨していた。太平洋プレートと同じ地体構造環境内で過去にM 9.5 (史上最大)の地震が起きていただけに、これもまた重要なツールの一つである。福島第一原発のサイト特性評価が行われたのと同じ10年間に、環太平洋帯(日本海溝もそこに位置する)で大地震が2回起きている。1960年チリ地震(M 9.5)と1964年アラスカ地震(M 9.2)である。

上の説明を考慮すれば、日本海溝の最大地震規模は、地体構造上の類似性をもとに、M 9以上と想定することができたかも知れない。

先史・有史のデータを用いる必要性和、検討対象地域のデータがない場合に世界各地の類似事象を用いることは、1970年代以降、激甚な外部天災事象の評価に対処するための要件・勧告・慣行に、世界的に取り入れられるようになってきている。

津波ハザードの再評価を実施すべきとの規制上の要件がなかったにもかかわらず、東電は2002年以降、数値シミュレーションを用い、福島第一原発サイトの津波浸水水位の再評価を複数回行っていた。これらの再評価では毎回、津波高が上方修正され、当初のOP +3.122 mという設計浸水水位から2002年にはOP +5.70 mに、2009年にはOP +6.1 mに、さらに2009年に行われた試算では、およそOP +15.7 mにまでかさ上げされた。

このような再評価のきっかけになったのは主として、土木学会が2002年に公表した原発の津波ハザード評価の新指針が、日本国内の原発事業者すべてが受け入れた標準慣行として発出されたことによる。土木学会の手法では、近場の津波については有史データをもとに基準震源モデルを用い、福島第一・第二の各原発サイト沖の日本海溝には津波発生源がないものと想定された。この想定が、この標準慣行を用いて実施されたすべての評価作業において、鍵となった。

それ以外の再評価は「試算」と呼ばれ、それは日本国内の他機関や他の専門家が支持

するさまざまな想定をもとにしたものであった。国内機関である推本は、日本海溝沿いの他の場所でもM 8.2の地震を考慮すべきであると主張してきた。東電の実施した試算にこの立場を適用してみると、得られた津波浸水水位値は2011年3月に発生した浸水水位と非常に近く、標準慣行を用いて得られる水位よりはるかに高くなった。

従って、仮に当初設計・建設の時点で適用されていたような安全寄りの手法が日本で用いられていたか、あるいは具体的な先史データがないゆえに、世界各地の類似事象を用いていたならば、関連して得られる津波高は、試算で算出された高さに近いものになったと考えられる。

まとめると、国内外で得られるすべての関連データをもとに安全寄りの手法を用いた評価作業では、2011年3月事故時に記録された水位に近い津波高予測値が得られていた。

再評価実施の結果、津波高が高くなったことによる新事態に対処するため東電が採用した是正措置は、土木学会の2002年手法を用いて得られる数値と釣り合うようなものに過ぎなかった。流体力学的な力や瓦礫の衝突など、関連する災害現象まですべて含めた上で、試算対応値よりも高い数値に対処するための防護策は、今後さらなる研究・調査・検証を行い、その結果を待った上で設計・実施することとされていた。



日本は、高い自然災害意識で知られる国として、そうした外部事象に対処するためのすぐれた警報・対策・対応の制度を有している。しかし2011年の自然災害の規模は、被災地の原発を対象に実施されていた、いずれの再評価作業でも予想されていなかったもので、従って地域全体に影響するような激甚天災事象のシナリオが、こうした施設の設計・運用基準には盛り込まれていなかった。

さらに、広域災害の文脈で、複数サイトの複数基がトラブルに陥った場合の緊急時計画がない状態だった。複数基型発電所に同時に影響するような、共通原因型・共通モード型のトラブルを効果的に軽減するためには、経験を積んだ熟練人員、装備、物資、外部支援という各方面にわたって、大量の資源が必要とされた。地震と津波がサイト内外の広域レベルで混乱を引き起こしたことにより、復旧措置実施向けのこうした資源の適時供給に支障が生じた。

#### 2.1.8. 考察と教訓

- 一般に原子力施設の安全性、とりわけサイト関連の諸項目は、その供用寿命中、新知見、新規ハザード、新規制や新規慣行に対応する形で、定期安全審査の一環として再評価する必要がある。この意味で、安全性を評価し向上させる重要なツールの一つとして、国内及び（または）国際的な独立ピアレビューの役割を強調する必要がある。

サイト関連諸項目の再評価手続に関する要件を、規制の枠組みの中に盛り込む必要があり、所管機関はこの手続の結果をもとに、発電所の安全向上策を適時に実施する必要がある。それは、原子力施設の安全性に影響を与えたり、及ぼしたりする可能性のあるすべての天災・人災ハザードと、環境への影響とを、系統的かつ包括的にカバーするものでなければならない。

再評価の手続は、定期安全審査や国際安全基準や、工学上の慣行として認知されているものに準拠して実施するものでなければならない。この意味で国際ピアレビュー事業は、所管機関及び（または）規制当局が適時に措置や対応を取っていない場合に、そのような状況への対処に役立つ実効措置をさらに1層分加えることによって、安全性を評価し向上させるような重要な要素であるといえる。

- 立地、サイト評価及び設計上の諸項目において、激甚事象に対処するための国内基準や国際基準は、科学技術の発展や、工学上の慣行として認知されているものに準拠し、また、近年に発生した激甚な外部天災事象の経験から得られた情報も加味しながら、定期的に更新・改訂するものでなければならない。

2011年3月11日に日本で起きた地震と津波により得られた経験とデータは、国内規制を(i)近代的な基準と手法に沿わせるため、また(ii)こうした激甚天災ハザードの評価にまつわる不確定性に、よりよく対処できるようにするため、これを改訂するのに有益であると思われる。激甚自然現象の年間発生頻度の低さと釣り合うような先史・有史の事象が、関連するIAEA安全基準に沿ってデータベースで考慮されるように、規制文書で定める必要がある。日本国内の有史データだけを評価作業で考慮し、誤った合意手法に基づいて適用される手法を用いたことが、2011年3月11日の津波を過小評価してしまった一因であったことが明らかにされている。(i)有史の地震規模がすべて9未満だったこと、(ii)歴史地震の規模及び(または)震度が、決定論的な国際慣行で安全側を見るため行われているように、上乘せされることがなかったこと、(iii)福島沖海域で起きたものがなかったことから、地震とそれに続く津波のハザードを過小評価してしまった。標準慣行による評価では、発生の可能性があり、現に2011年3月に発生したような津波高を、過小評価することとなった。同時に、一部の専門家や機関は、推本が提唱した震源モデルに基づく代替手法を用いて、2011年福島地域でのものに比肩するような津波浸水水位を決定していた。専門家のあいだでこのように見解が食い違う場合、激甚天災事象の評価に内在する不確定性を減らすには、そのすべての見解が役立つ可能性があることから、適切な対処を行う必要がある。従って、IAEA安全基準で2003年以来強調されているように、激甚天災ハザードの危険度を特性評価するには、主として国内の有史データを用いるだけでは不十分である。激甚天災ハザードの予測はしばしば困難であり、意見が分かれることも多い。天災ハザードの評価と再評価は安全寄りに行うべきであり、また新知見が得られ次第、それに応じて更新する必要がある。

- 頻度がきわめて低いが安全性への影響が大きい激甚外部事象の発生可能性につき、サイト評価、設計、及びさまざまな運用上の各段階において、複合シナリオを想定し、適切な安全寄りの推定を適用する必要がある。供用中の原子力施設で、推定値が改訂されて過去の予測値を上回った場合には、所管機関と規制当局とが適時に暫定是正措置を取ることが重要である。

施設の供用寿命中の構造物・設備・機器(SSC)への負荷を知り、それを決定することにまつわる不確定性を考慮するためには、手続の最初から、複合シナリオを包括的に想定することが必要である。

これに対応して、発電所の供用寿命中に激甚外部事象が起きるという想定に安全に対処するためにその施設が遵守しなければならないような、受容可能な危険度レベルと性能基準とに関する指針を、要請し、管理し、規制し、提供できるのでなければならぬと認定されている場合には、その必要性に沿って、適切な規制の枠組みが施行されるのでなければならない。

福島第一原発の場合には、暫定是正措置が適時に取られていなかったことが明らかにされている。

- 天災ハザードの評価は、十分に安全寄りのものでなければならない。とりわけ津波ハザードの評価にあたっては、津波高(最高・最低水位)、遡上高やその他のサイト関連現象を推定するのに、大幅に安全寄りの想定を用いる必要がある。その想定は、年間発生頻度の低さと釣り合うような先史・有史の具体的データに基づくものでなければならず、そのような具体的データが十分に得られない場合には、適切な世界各地の類似事象を用いる必要がある。

設計基準の制定に際し、主として有史データを考慮するだけでは、激甚天災ハザードの危険性を特性評価するのに十分ではない。包括的なデータがある場合でも、実測期間が比較的短いために、天災ハザードの予測には大きな不確定性が残る。

津波ハザードに対し、他の外部天災ハザードに用いられるよりも安全寄りの手法を適用しなければならない主な理由は次のとおりである。

- ・津波ハザードの計算、とりわけ津波発生源の特性評価に係るパラメータには、偶然による不確定性、認識による不確定性、ともに大きなものが伴うこと。
- ・具体的で詳細な発電所レイアウトや、発電所内各区域の標高値を考慮すると、サイト内の各区域ごとに浸水水位が大幅に変化すること。
- ・定期再評価により津波高推定値が上乘せされた場合でも、発電所運用向けの有効な津波防護策を取り入れるのが困難であること。
- ・浸水高が設計水位よりも高くなるような事態に、原子力発電所の構造物・設備・機器(SSC)が対処できず、浸水関連のクリフェッジ効果のために、原子力施設の安全

性が深刻な影響を受ける可能性があること。

- 津波ハザードの計算に伴う不確定性について、主要沈み込み帯などの津波発生源に関連する最大規模の地震に伴う、偶然による不確定性と、認識による不確定性とに、とりわけ注意を払わなければならない。

一般的に、津波を発生させた歴史地震の規模評価値は、時に100 km以上も離れた陸上での被害から推定しなければならず、また津波自体も海底地形や沿岸地形に大きく左右されるため、大きな不確定性が伴う。こうした理由から、津波を発生させる震源の最大規模を推定するにあたっては、当初設計時点で高度に安全寄りの思想を持ち、その後に設計・建設・供用の各段階で、あるいはそのようなハザードを再評価した時点で、厄介な物理的高性能化を行わなくても済むようにすることが必要ともいえる。

2011年3月11日の地震が発生する前、日本の科学研究者のあいだで有力だった考え方は、日本海溝では、同じ太平洋プレート（チリ、アラスカ）で過去に起きたようなM9地震は発生しないというものであったが、天災ハザードの評価にあたっては、認識による不確定性を勘案するため、定評ある科学・学術機関（国内外）に所属する、多様な専門家の見解を考慮することが重要である。

- 浸水ハザードに対して効果的な防護を行うため、構造物・設備・機器(SSC)の設計・レイアウトを扱うに際しては、システム的手法を用いる必要がある。

ドライサイトの考え方は、浸水ハザードにうまく対処するために必須の要素であると考えられるため、それを原発事業の当初から定式化しておかなければならない。この考え方は、定期的に再評価し、維持する必要がある、ドライサイトの条件が変化した場合には、適切な防護策を適時に取らなければならない。

原発事業の初期段階における主プラント地盤高の選定は、それがドライサイトの考え方にとって重要であるだけに、慎重な検討を要する決定的な項目である。水の通り道となりうるものすべてを包括的に評価することによって、密封性と耐水性とを確認することも必要である。こうした方策は冗長性として、すなわち、ドライサイトや効果的なサイト防護策と併用する形でしか使えないにもかかわらず、である。また主プラント地盤高は、クリフエッジ効果による浸水ハザードを回避するため、安全余裕を十分に大きく取った上で決定する必要がある。

一方、発電所の設計に関して、外部浸水により甚大な被害を受ける可能性があるにもかかわらず、不確定性が大きかったり、知見が不十分だったりするような諸項目については、そうした問題点がもう少し統御されているような他のサイト関連諸項目や外部事象に対するよりも、さらに安全寄りの思想を徹底させなければならない。効果的な高性能化の実施が特に困難かつ面倒であったり、トラブル時の影響が特に大きく、深層防護の考え方に影響しかねなかったりする諸項目についても、同じことがいえる。

- サイトの浸水ハザードを再評価した結果として、当初のドライサイトがその供用寿命中にウェットサイト（浸水水位が主プラント地盤高を上回る可能性がある）になった場合には、効果的かつ迅速に対処して、高性能化策を実施することで、施設の深層防護という考え方を維持し、安全機能が働くことを保証する必要がある。

ウェットサイトに位置することとなった供用中施設の防護策を高性能化したり、水の通り道となりうるものをすべて遮断したりすることは、新規サイトの場合にそのような方策が当初設計・建設の一部を成している事情と比べると、既存設備に対する場合のほうが、実施が事実上難しくなる可能性があることに注意が必要である。

設計基準で当初予測されていたよりもハザードが大きいという根拠が示された場

合には、所管機関は効果的かつ迅速に対応し、そのような根拠の最終確認を得るまでのあいだ、暫定策の実施によって安全を確保する必要がある。

- 単一サイト内の複数基や、場合によっては、同一地域内の複数サイトの複数の原発に影響するような複数の外部ハザードが連鎖発生、または独立に発生するような複合シナリオを、事故シナリオや、取ろうとする措置の中で考慮する必要がある。

福島第一事故の性格上、その教訓は非常に広汎な範囲に及び、多種多様な所見が得られることと思われる。設計の適切性を確認するための従来の工学的思考では、限界状態を特性評価し、施設に対する負荷の影響（要求）を、その施設の強度（許容度）と比較することになっている。

しかしながら、この手順に伴う最大の不確定性は、作用負荷、すなわち施設に課される要求をいかに定義するかにある。このため設計負荷は、起きそうだと考えられる各種の事態をカバーするように定義される。この意味で設計負荷は、激甚事象が将来発生する可能性までカバーするものでなければならない。設計担当者がそれを、適切かつ安全寄りに推定する必要がある。

激甚または甚大な天災ハザードの複合シナリオをしかるべく考慮し、また、深層防護の考え方に合致し適切な安全余裕を確保するような、十分に安全寄りの思想に立って、適切な設計基準を最終設計の過程で導出するか否かは、設計担当者次第である。

同一サイトや広域規模内の複数基、また場合によっては、地域内の複数サイトに影響するような複数の外部ハザードを伴う複合シナリオの可能性を、事故シナリオや、取ろうとする措置の中で包括的に考慮する必要がある。仮にそのようなシナリオを抽出できない場合には、通常的生活やインフラの深刻な混乱が起きて通信、運輸、ライフライン（水道、電気、ガス、下水）、物流、人材、物資に影響するような環境下で発電所を自然災害から防護するために、発電所のレイアウト、サイト防護策、共用及び非共用の構造物・設備・機器(SSC)の設計、事故管理、及びサイト外での非常時対策・対応に関して規定を設けておく必要がある。

- 各論としては津波発生時とその前後に、また総論としては、設計基準に採用されている任意の外的事象時取るべき方策を定めるような明確な手順を、原子力施設の運用にあたって策定・実施・実行しなければならない。

明確な（断層に規定された）津波発生源については、津波は必ず大地震のあとに起きるため、もしも発生源がサイトに近ければ、地盤震動が警報の役割を果たす。もしも発生源がサイトから遠距離にあれば、国内外の津波情報センターからの警報を利用できる。サイトで起きうる、どのような種類の津波に対しても、国内外の津波警報システムからの通報は、運転員がただちに措置を取れるよう、制御室に伝送するのとなければならない。加えて警報が解除されるまで、津波の来襲に備えるにあたっては、発電所の上層部陣が明確な手順に従うのでなければならぬ。これから来ようとする津波は、震災後措置に関連して点検を行う可能性にも影響する見込みが大きいため、震災後の手順と津波対応手順とのあいだで調整を図ることも重要である。

さらに、大規模自然災害の結果、発電所では甚大な機能不全が起こっていた可能性があり、発電所の状態（諸系統の劣化と、構造物・設備・機器(SSC)の物理的状態の劣化）により、頑健性が失われ、設計状態レベルに即した深層防御の諸条件が損なわれていた可能性がある。発電所のさまざまな状態（停止など）における発電所の安全性プロファイル（基本的安全機能を実現するのに、どの構造物・設備・機器(SSC)が必要か）をよく把握しておくことで、発電所の復旧・高性能化措置が進行中の長い期間の途中で、複数の天災事象（例えば激甚な本震後の余震や、強風など他の天災事象）が連鎖発生、及び（または）独立に発生するような場合にも、発電所が一貫して防護されることを保証する必要がある。