

# 核能安全委員會委託研究計畫報告

## 114 年核電廠機率式地震安全度評估 管制技術研究

**Regulatory Technology Research on Probabilistic Seismic  
Safety Assessment for Nuclear Power Plants (2025)**

計畫編號：NSC11312085L

受委託機關(構)：財團法人成大研究發展基金會

計畫主持人：洪李陵

共同主持人：王雲哲、鍾興陽、林保均

研究期程：中華民國 114 年 2 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 295.6 萬元

核安會聯絡人員：沈勁彥

報告日期：中華民國 114 年 12 月

# 114 年核電廠機率式地震安全度評估 管制技術研究

美國核電廠 SPRA 安全評估同行審查標準技術要項與細部要求  
以及美國 BWR 核電廠 SPRA 評估實務案例之研析

蒙地卡羅法與其它易損性標準差評估方法結果差異性之探討

國際間最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準之研析

日本核電廠之更新設計地震動基準與耐震評估內容之案例探討

受委託機關(構)：財團法人成大研究發展基金會

計畫主持人：洪李陵

共同主持人：王雲哲、鍾興陽、林保均

研究期程：中華民國 114 年 2 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 295.6 萬元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 114 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

## 目 錄

|   |     |
|---|-----|
| 中文摘要 .....  | 1   |
| Abstract .....  | 3   |
| 英文簡寫說明 .....  | 6   |
| 壹、計畫緣起與目的 .....   | 12  |
| 貳、研究方法與過程 .....   | 27  |
| 一 A、美國 BWR 核電廠 SPRA 實務案例之研析 .....                                 | 27  |
| (一) 初步研析 .....  | 27  |
| (二) 美國 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告研析 .....                              | 28  |
| (三) PBAPS 和 CGS 的 SPRA 同行審查 .....                                 | 65  |
| (四) PBAPS 和 CGS SPRA 的 NRC 審查意見 .....                             | 71  |
| (五) PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告和審查意見比較 .....                            | 86  |
| 一 B、美國核電廠 SPRA 安全評估同行審查標準技術要項與細部要<br>求之研析 .....                   | 89  |
| (一) ASME/ANS 標準 RA-Sa-2009 和 RA-S-1.1-2024 .....                  | 89  |
| (二) 機率式地震危害度分析 .....  | 94  |
| (三) 地震易損性評估 .....   | 110 |
| (四) 地震電廠反應分析 .....  | 121 |
| (五) ASME/ANS RA-Sa-2009 和 RA-S-1.1-2024 的 HLR 和 SR 總結<br>比較 ..... | 133 |
| 二、蒙地卡羅法與其它易損性標準差評估方法結果差異性之探討                                      | 135 |
| (一) 研究架構與執行流程 .....   | 135 |
| (二) 統計理論與方法分析 .....   | 137 |
| (三) 運算案例與剪力牆案例分析 .....  | 147 |
| (四) 有限元素模型建立與地震反應分析 .....   | 170 |

|  |     |
|--|-----|
| (五) 結果擬合與易損性曲線繪製 .....                                 | 172 |
| (六) 方法比較與研析 .....                                      | 175 |
| 三、國際間最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準之研析 ...                     | 177 |
| (一) 國外最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計標準之介紹 .....                    | 177 |
| (二) 美國 ASCE/SEI 43-19 核能設施 SSC 耐震設計標準概述 .....          | 184 |
| (三) IAEA SSG-89 (2024) 核能設施耐震安全評估概述 .....              | 214 |
| (四) 新規範與舊規範之異同 (2019).....                             | 237 |
| (五) 美國加州 Diablo Canyon 核電廠長期地震計畫(DCPP-LTSP)研<br>析..... | 258 |
| 四、日本核電廠之更新設計地震動基準與耐震評估內容之案例探討<br>.....                 | 267 |
| (一) 基準地震動 .....  | 267 |
| (二) 耐震設計方針 .....                                       | 277 |
| (三) 日本原子力規格委員會 NUSA 之規範 JEAG 介紹.....                   | 281 |
| (四) 日本核電廠因應規範更新之案例 .....                               | 307 |
| 參、主要發現與結論 .....  | 355 |
| 肆、參考文獻 .....   | 364 |

## 中文摘要

2011 年日本福島核電廠事故後，美國核能管制委員會要求核電廠業主依照最新方法和準則重新執行機率式地震危害度分析，視分析結果，可能執行加速地震評估處理和地震餘裕度分析，甚至於執行機率式地震風險評估。子計畫一首先蒐集和研析兩座美國 BWR 核電廠的 SPRA 報告、同行審查和 USNRC 的審查意見，再綜合整理之。再蒐集美國 ASME/ANS PRA 標準的 2024 年版最新報告，研析和比較最新版核電廠 SPRA 同行審查標準的相關技術要項與細部要求，提出關鍵管制建議，作為國內管制及審查作業之參考。

美國電力研究院與美國核能協會近年針對核電廠地震安全分析建立技術導則，已將機率式地震風險評估作為核能安全評估與管制的重要依據。其中，結構、系統與設備(SSC)之易損性分析為核心項目，其結果直接影響整體地震爐心熔損頻率與地震早期輻射大量外釋頻率之計算精度。為提升我國核能管制機關對易損性分析技術之掌握，子計畫二針對蒙地卡羅方法與其它易損性標準差評估方法進行系統性研究與比較，建立可應用於耐震安全審查之分析程序與驗證基礎，並實例分析鋼筋混凝土剪力牆，建立一套結合數值模擬與統計分析之易損性評估流程，期以作為核能管制單位之技術參考。

我國核電廠無論是在運轉期間或是除役階段，皆須依各個核能機組狀況，確認核電廠內與用過核子燃料安全相關的結構、系統及組件和其他與核能安全相關之 SSC 的耐震安全。為了與國際接軌，仍需持續投入研究，掌握國際間核電廠結構、系統及組件於運轉或除役期間之耐震評估最新參考標準。因此，本計畫將蒐集、彙整和

研析國際間最新版本的核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準與分析方法，以期能掌握其更新內容及與過去管制方法之差異性，作為國內運轉中和除役核電廠結構安全管制之參考。

子計畫四旨在探討日本核電廠耐震設計標準的發展脈絡與近年更新方向，聚焦於基準地震動之制定方法及在實務設計中的應用。研究動機源於福島第一核電廠事故後，日本對核能設施耐震安全規範的全面修訂，特別是「原子力規制委員會」制定之《基準地震動及耐震設計方針審查指南》與 JEAC、JEAG 系列文件的技術演進。報告回顧核電廠設施分級制度(S、B、C 級)與其性能要求，說明不同等級設施在地震力評估、彈性設計用地震動與地震力組合方面的差異。進一步分析基準地震動的策定流程，包括特定震源地震動與未特定震源地震動之建模方法、反應譜設定、地盤放大效應、土壤-結構互制與不確定性量化等核心技術內容。再對 JEAC 4601 系列規範自 1970 至 2021 年的修訂歷程進行比較，說明其如何因應地震觀測與分析技術的演進，例如引入機率式地震危害度分析、三維有限元素法建模、以及長週期地震動對隔震結構的影響評估。最終，本研究整合日本核電廠耐震設計政策、技術準則與地震動模擬方法，可作為核能設施耐震設計與審查之參考。

關鍵字：機率式地震危害度分析、機率式地震風險評估報告、細部要求、蒙地卡羅方法、對數常態分佈、高信心低失效機率、易損性分析、最大概似估計、鋼筋混凝土剪力牆、有限元素分析、耐震設計、耐震安全評估、基準地震動、核電廠耐震設計、原子力規制委員會、日本耐震設計

## **Abstract**

After the Fukushima nuclear power plant accident in 2011, the U.S. Nuclear Regulatory Commission issued a request to all NPP owners for executing the seismic hazard analyses again at their sites using present-day methods and guidance. Expedited Seismic Evaluation Process, Seismic Margin Assessment, and even Seismic Probabilistic Risk Assessment could be performed depending on the new seismic hazard results. At first, this project will collect, study, and summarize two SPRA reports of US boiling water reactor NPPs, as well as their peer reviews and USNRC comments, and then will collect, study, and compare the standard-related technical elements and supporting requirements used in peer reviews. Key regulatory suggestion will be proposed for reference in domestic regulation and review.

The Electric Power Research Institute and the Nuclear Energy Institute of the United States have established a series of technical guidelines for the seismic safety analysis of nuclear power plants, in which the SPRA is regarded as an essential basis for nuclear safety evaluation and regulation. Among these, the fragility analysis of structures, systems, and components (SSCs) plays a central role, as its results directly affect the accuracy of the Seismic Core Damage Frequency and the Seismic Large Early Release Frequency. To enhance the technical capability of domestic nuclear regulatory authorities in fragility analysis, this subproject conducts a systematic study and comparison between the Monte Carlo Simulation (MCS) and other fragility standard deviation evaluation methods, establishing an analytical framework applicable to seismic safety review and validation. A reinforced concrete shear wall is analyzed with the MCS method and a maximum likelihood function in this work. It is demonstrated that our

established analysis method can give rise to reasonable probability parameters used in the fragility analysis. It is expected that the analysis method developed in this work may be of assistance to the nuclear safety regulatory committee for the review of nuclear power plants.

Whether our country's NPPs are in operation or decommissioning, they must confirm the SSCs related to the safety of spent fuel and other SSCs related to nuclear safety in the NPP according to the status of each nuclear unit. In order to keep in line with international standards for seismic safety, it is still necessary to continue to invest in research and master the latest international reference standards for seismic evaluation of SSCs of NPPs during operation or decommissioning. Therefore, this sub-project will collect, compile, and analyze the latest version of the international reference standards and analysis methods for the seismic performance design of SSCs of NPPs, in order to understand its updated content and differences with past regulatory methods, as a reference for the regulatory structural safety of domestic operating and decommissioned NPPs.

This project aims to explore the development and recent updates of Japan's seismic design standards for nuclear power plants, focusing on the formulation methods of the *Standard Seismic Motion ( $S_s$ )* and its application in practical design. The study was motivated by the comprehensive revision of Japan's seismic safety regulations for nuclear facilities following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident, particularly the "*Review Guide on Standard Seismic Motion and Seismic Design Policy*" issued by the Nuclear Regulation Authority, and the technical evolution of the JEAC and JEAG series standards. The report reviews the classification system of nuclear plant facilities (Classes S, B, and C) and their corresponding performance requirements, explaining

the differences in seismic force evaluation, elastic design earthquake motion ( $S_d$ ), and load combination criteria among different importance levels. It further analyzes the process of establishing the *Standard Seismic Motion*, including modeling approaches for specified and unspecified seismic sources, response spectrum formulation, site amplification effects, soil-structure interaction, and the quantification of uncertainties. A comparison of the JEAC4601 series revisions from 1970 to 2021 highlights how Japan has incorporated advances in seismic observation and analytical technologies—such as PSHA, three-dimensional finite element modeling, and the evaluation of long-period ground motions. Ultimately, this study integrates Japan’s seismic design policies, technical codes, and ground motion modeling methodologies, serving as a reference for the seismic design and safety review of nuclear facilities.

**Key words:** Probabilistic Seismic Hazard Analysis, Seismic Probabilistic Risk Assessment Report, Supporting Requirements, Monte Carlo Simulation, Log-Normal Distribution, High-Confidence Low-Probability of Failure, Maximum Likelihood Estimation, Reinforced Concrete Shear Wall, Finite Element Analysis, Seismic Design, Seismic Safety Evaluation, Standard Seismic Motion, Seismic Design for NPPs, Nuclear Regulation Authority, Japan’s Seismic Design

## 英文簡寫說明

|      |  |
|------|--|
| ACI  | American Concrete Institute                  |
| AISC | American Institute of Steel Construction     |
| AMP  | Aging Management Project                     |
| ANS  | American Nuclear Society                     |
| ANSI | American National Standards Institute        |
| ASCE | The American Society of Civil Engineers      |
| ASME | The American Society of Mechanical Engineers |
| ASD  | Allowable Strength Design                    |
| ASTM | American Society for Testing and Materials   |
| AWS  | American Welding Society                     |
| BDBE | Beyond Design Basis Earthquake               |
| BDD  | Binary Decision Diagram                      |
| BE   | Best Estimated                               |
| BWR  | Boiling Water Reactor                        |
| CC   | Capability Category                          |
| CCSN | Central Coast Seismic Network                |
| CDF  | Core Damage Frequency                        |
| CDF  | Cumulative Distribution Function             |
| CDFM | Conservative Deterministic Failure Margin    |
| CDPM | Concrete Damage Plasticity Model             |
| CEUS | Central and Eastern United States            |
| CGS  | Columbia Generating Station                  |
| CI   | Criticality Importance                       |
| CMTR | Certified Material Test Report               |
| COV  | Coefficient Of Variation                     |
| DBE  | Design Basis Earthquake                      |
| DCPP | Diablo Canyon Power Plant                    |

|       |   |
|-------|---|
| DGB   | Diesel Generator Building                       |
| DRS   | Design Response Spectrum                        |
| ECT   | Emergency Cooling Tower                         |
| ECD   | Electrical Contact Device                       |
| EES   | Experience Earthquake Spectrum                  |
| EGC   | Exelon Generation Company                       |
| EN    | Energy Northwest                                |
| EOR   | Engineer Of Record                              |
| EPRI  | Electric Power Research Institute               |
| ESEP  | Expedited Seismic Evaluation Process            |
| FE    | Finite Element                                  |
| FEM   | Finite Element Method                           |
| FIRS  | Foundation Input Response Spectrum              |
| FRS   | Floor Response Spectrum                         |
| F&O   | Fact and Observation                            |
| F-V   | Fussel-Vesely                                   |
| GMC   | Ground Motion Characterization                  |
| GMI   | Ground Motion Incoherence                       |
| GMRS  | Ground Motion Response Spectrum                 |
| HCLPF | High-Confidence Low-Probability of Failure      |
| HEP   | Human Error Probability                         |
| HFE   | Human Failure Event                             |
| HLR   | High-Level Requirements                         |
| HRA   | Human Reliability Analysis                      |
| HVAC  | Heating, Ventilation, and Air Conditioning      |
| IAEA  | International Atomic Energy Agency              |
| IEPRA | Internal Event Probabilistic Risk Assessment    |
| IPEEE | Individual Plant Examination of External Events |

|      |  |
|------|--|
| IHS  | IPEEE HCLPF Spectra                      |
| ISRS | In-Structure Response Spectrum           |
| JEAC | Japan Electric Association Code          |
| JEAG | Japan Electric Association Guide         |
| JNES | Japan Nuclear Energy Safety Organization |
| LB   | Lower Bound                              |
| LERF | Large Early Release Frequency            |
| LHS  | Latin Hypercube Sampling                 |
| LLNL | Lawrence Livermore National Laboratory   |
| LMSM | Lumped-Mass Stick Model                  |
| LOCA | Loss of Coolant Accident                 |
| LOOP | Loss Of Offsite Power                    |
| LOSP | Loss of Off-Site Power                   |
| LRFD | Load-Resistance Factor Design            |
| LS   | Limit State                              |
| LTO  | Long Term Operation                      |
| LTSP | Long Term Seismic Program                |
| MACR | Maximum Averted Cost-Risk                |
| MCS  | Monte Carlo Simulation                   |
| MLE  | Maximum Likelihood Estimation            |
| NAPS | North Anna Power Station                 |
| NCR  | Non-Conformance Report                   |
| NDE  | Nondestructive Examination               |
| NEI  | Nuclear Energy Institute                 |
| NEP  | Non-Exceedance Probability               |
| NPP  | Nuclear Power Plant                      |
| NRA  | Nuclear Regulation Authority             |
| NRC  | Nuclear Regulatory Commission            |

|       |  |
|-------|--|
| NRMCC | Nuclear Risk Management Coordinating Committee |
| NRR   | Nuclear Reactor Regulation                     |
| NTTF  | Near-Term Task Force                           |
| NUSC  | Nuclear Standards Committee                    |
| OBE   | Operating Basis Earthquake                     |
| OWST  | Outdoor Water Storage Tanks                    |
| PBAPS | Peach Bottom Atomic Power Station              |
| PDF   | Probability Density Function                   |
| PF    | Performance Frequency                          |
| PGA   | Peak Ground Acceleration                       |
| PG&E  | Pacific Gas and Electric Co.                   |
| PNNL  | Pacific Northwest National Laboratory          |
| PPRP  | Participatory Peer Review Panel                |
| PRA   | Probabilistic Risk Assessment                  |
| PS    | Pump Structure                                 |
| PSA   | Peak Spectral Acceleration                     |
| PSHA  | Probabilistic Seismic Hazard Analysis          |
| PSR   | Periodic Safety Review                         |
| PWR   | Pressurized Water Reactor                      |
| P&ID  | Piping & Instrumentation Diagram               |
| QA    | Quality Assurance                              |
| QC    | Quality Control                                |
| RB    | Reactor Building                               |
| RE    | Reference Earthquake                           |
| RIPB  | Risk-Informed and Performance-Based            |
| RLE   | Review Level Earthquake                        |
| RMSRE | Root Mean Square Relative Error                |
| RPV   | Reactor Pressure Vessel                        |

|       |  |
|-------|--|
| RRW   | Risk Reduction Worth                                 |
| SAF   | Site Amplification Function                          |
| SAMA  | Severe Accident Mitigation Alternative               |
| SAF   | Safety Analysis Report                               |
| SC    | Steel-Plate Composite                                |
| SCDF  | Seismic Core Damage Frequency                        |
| SDB   | Seismic Design Basis                                 |
| SDC   | Seismic Design Category                              |
| SEI   | Structural Engineering Institute                     |
| SEL   | Seismic Equipment List                               |
| SF    | Scale Factor   |
| SFA   | Seismic Fragility Analysis                           |
| SFP   | Spent Fuel Pool                                      |
| SG    | Safeguards Building                                  |
| SHA   | Seismic Hazard Analysis                              |
| SIET  | Seismic Initiating Event Tree                        |
| SLERF | Seismic Large Early Release Frequency                |
| SLOCA | Small LOCA   |
| SMA   | Seismic Margin Assessment                            |
| SMR   | Small-Model Reactor                                  |
| SMRF  | Special Moment-Resistance Frame                      |
| SMRP  | Senior Management Review Panel                       |
| SOV   | Separation Of Variables                              |
| SPID  | Screening, Prioritization and Implementation Details |
| SPRA  | Seismic Probabilistic Risk Assessment                |
| SPRA  | Seismic Probabilistic Safety Assessment              |
| SR    | Supporting Requirement                               |
| SRSS  | Square Root of Sum of Squares                        |

|       |  |
|-------|--|
| SSC   | Seismic Source Characterization          |
| SSC   | Structure, System, and Component         |
| SSE   | Safe Shutdown Earthquake                 |
| SSEL  | Safe Shutdown Equipment List             |
| SSHAC | Senior Seismic Hazard Analysis Committee |
| SSMRP | Seismic Safety Margin Research Program   |
| SSI   | Soil-Structure Interaction               |
| TES   | Test Experience Spectrum                 |
| T-H   | Time History                             |
| TRB   | Technical Review Board                   |
| TRS   | Test Response Spectrum                   |
| UB    | Upper Bound                              |
| UHRS  | Uniform Hazard Response Spectrum         |
| UHS   | Uniform Hazard Spectrum                  |
| USNRC | U.S. Nuclear Regulatory Commission       |
| V/H   | Vertical to Horizontal                   |
| V&V   | Verification & Validation                |
| WUS   | Western United States                    |
| ZPA   | Zero Period Acceleration                 |

## 壹、計畫緣起與目的

機率式風險評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)需正確應用地震機率式風險評估 (Seismic Probabilistic Risk Assessment, SPRA) 導則，即滿足 ASME/ANS (2009a)和 Regulatory Guide 1.200 (NRC, 2009)，甚至 EPRI (2013c)。SPRA 主要元素有：(1) 地震危害度分析 (Seismic Hazard Analysis, SHA)、(2) 地震易損性分析 (Seismic Fragility Analysis, SFA)、和(3)電廠系統和事故分析與地震風險量化 (System Analysis and Quantification)。完整的 SPRA 流程如圖 0-1 所示，風險需求來自 SHA，由 SFA 估計容量，再經由系統事故序列分析和後果分析（合稱系統分析），得出風險量化結果。整個分析過程龐大複雜，因應發生地震新資訊（資料、模型和方法）、新 SHA 程序、新管制法規、或需定期審視，運轉中核電廠可能重啟 SHA。一旦重啟 SHA 的地動反應譜 (Ground Motion Response Spectrum, GMRS) 超越當初設計核電廠的安全停機地震 (Safe Shutdown Earthquake, SSE) 或評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE)，可能重啟 SPRA。

採用 SPRA 來補充核電廠發照和設計的論定程序，始於 1970 年代中期。USNRC 在 1975 年發佈 NUREG-73/041，為美國商用核電廠採用 PRA 評估意外風險的里程碑研究，但其地震事件僅是初步考慮，遮蔽對全面電廠風險的相對重要性。1970 年代後期，美國 Oyster Creek Nuclear Generating Station 執行 SPRA，其基本方法依然沿用至今。第一個美國商用核電廠的完整 SPRA 是 1981 年的 Zion Probabilistic Safety Study。1978 至 1984，USNRC 贊助在 Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) 的研究計畫 Seismic

Safety Margin Research Program (SSMRP)。SSMRP 考慮組件地震反應的相關性，以拉丁超立方模擬技巧計算地震反應。SSMRP 期末報告是 NUREG/CR-2015，SPRA 的步驟繁複，商用核電廠不常用，其後的簡化版為 NUREG-1150。1983 年核能業界出版 NUREG/CR-2300，包含執行 SPRA 的方法和資料來源。1988 年太平洋瓦斯電力公司(Pacific Gas and Electric Co., PG&E)呈送 Diablo Canyon Nuclear Power Plant 的 SPRA 詳細結果。1991 年 NRC 發佈 Supplement 4 to Generic Letter 88-20，要求執行個別電廠外部事件檢查(Individual Plant Examination of External Events, IPEEE)，尋找外部事件肇始嚴重事故的漏洞，SPRA 和地震餘裕度評估(Seismic Margin Assessment, SMA)是 IPEEE 的兩個推薦選項。

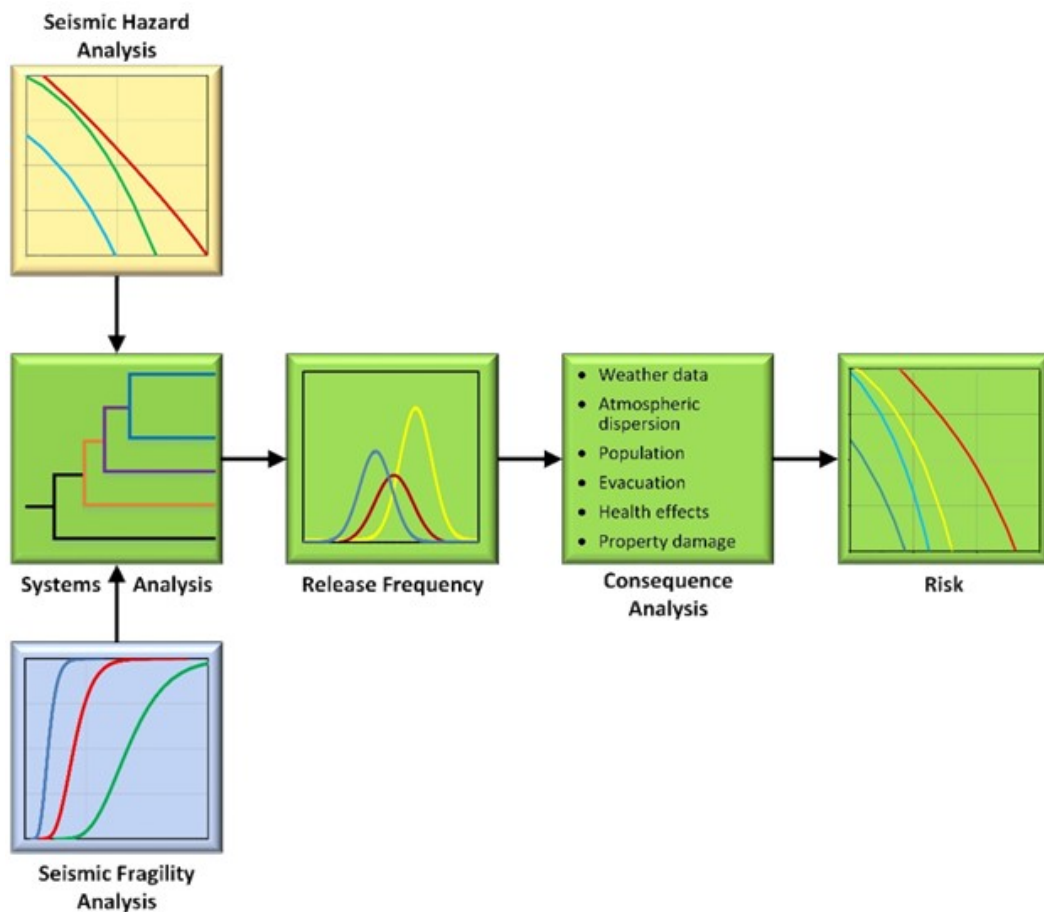


圖 0-1 SPRA 流程圖(EPRI Wiki)

電廠發照、運轉和修建的風險知情決策須明確，為此業界發展執行 PRA 的全國共識標準。2009 年版的 ASME/ANS PRA 標準設置執行 SPRA 的高階需求(High-Level Requirement, HLR)和細部需求 (Supporting Requirement, SR)，其中 SR 分為性能類別(Capability Category) I 至 III 三項。依據風險知情應用的狀況，電廠特有的 SPRA 須滿足一項以上的性能類別。SPRA 的大略歷史沿革列於表 0-1。

表0-1 SPRA的歷史沿革

| 年代        | 研究或計畫名稱                              | 概述  |
|-----------|--------------------------------------|---|
| 1970 中期   | NUREG-73/041                         | 核電廠採用 PRA 的里程碑研究，初步考慮地震事件，但遮蔽對電廠風險的相對重要性。 |
| 1970 後期   | Oyster Creek NGS                     | SPRA，基本方法沿用至今。                            |
| 1981      | Zion PSS                             | 第一個核電廠的完整 SPRA。                           |
| 1978-1984 | SSMRP                                | 步驟繁複，SPRA 不常用。                            |
| 1983      | NUREG/CR-2300                        | 含執行 SPRA 的方法和資料來源。                        |
| 1988      | DCPP                                 | PG&E 的詳細 SPRA。                            |
| 1991      | Supplement 4 to Generic Letter 88-20 | 執行個別電廠外部事件檢查 (IPEEE)                      |
| 2009      | ASME/ANS PRA Standard                | SPRA 風險知情應用的性能類別。                         |
| 2012      | NRC Letter                           | 按照最新方法和導則重新執行 PSHA                        |

EPRI (2013c)將 SPRA 的工項分為：(1)地震危害度曲線。(2)審查和修改內部事件 PRA 應用於 SPRA。(3)開發地震設備清單。(4)土壤損壞評估。(5)選擇同行審查團隊。(6)開發樓板反應譜和結構反應。(7)進行電廠巡查。(8)從 PRA 清單篩檢組件。(9)執行電驛顫振

評估。(10)開發篩入組件的地震易損性。(11)修改故障樹(Fault Trees)和完成地震事故系列模型。(12)執行地震風險量化。(13) SPRA 結果。(14) 準備 SPRA 報告。(15)進行同行審查。(16)提供設施管理的輸入。(17)期末報告。

2011 年日本福島核電廠事故後，2012 年 3 月 12 日 USNRC 依據聯邦管制規範的命令 10 (Title 10 of the Code of Federal Regulations) 之 Part 50 Section 50.54(f)，發函(NRC Letter, 2012a)要求美國運轉中核電廠業主按照最新分析方法和導則重新執行 PSHA，以供 NRC 人員決定運轉執照之修改、暫停或廢除。隨著各核電廠 PSHA 的完成，依據更新地震危害度之結果，NRC 分別對 CEUS (NRC Letter, 2014a)和 WUS (NRC Letter, 2015a)的個別核電廠提供篩濾和排序，要求在期限內完成 SPRA。

針對不同型態結構和設備的振動衝擊，EPRI (2013a)發佈的耐震評估導則：篩濾、排序和執行細節(Screening, Prioritization and Implementation Details, SPID)將振動頻率分成 3 組：1-10 Hz 的特別關注頻率、低於 2.5 Hz 的低頻、和高於 10 Hz 的高頻。在 1-10 Hz 頻率範圍內，若美國核電廠重新評估的 GMRS 小於 SSE，不須進一步執行 SPRA，即被篩出(screened out)；若 GMRS 大於 SSE，則被篩入(screened in)，要先執行美國核能協會 (Nuclear Energy Institute, NEI)的加速耐震評估程序(E Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)。執行 ESEP 之後，大多數核電廠仍須執行 SPRA，以及高頻和用過燃料池的評估。

仍有一些特殊狀況判定是否執行 SPRA：(1)在 1-10 Hz 頻率範圍內，若 GMRS 大於 SSE，但 GMRS 仍在外部事件個別電廠審查

(Individual Plant Examination of External Events, IPEEE)的容量（高信心低失效機率，High-Confidence Low-Probability of Failure）震譜 (IPEEE HCLPF Spectra, IHS)之下，則不須進一步執行 SPRA，惟仍需以重新評估的地震危害度評估用過燃料池，因其不在 IHS 的考量範圍內。(2)如果只在低頻範圍內，GMRS 大於 SSE，SPID 規定仍需對容易受低頻振動影響的設備進行限定範圍的評估。(3)如果只在高頻範圍內，GMRS 大於 SSE，SPID 規定仍需對容易受高頻振動影響的設備或結構進行評估。

NRC 將被篩入（包括有條件篩濾）的電廠進行排序，分為 3 群，決定執行 SPRA 的優先順序，以及之後執行和審查專家的配置。排序關鍵參數為：(1)在 1-10 Hz 頻率範圍內，GMRS 與 SSE 的最大比值，(2)在 1-10 Hz 頻率範圍內，GMRS 的最大值，(3)過去地震風險評估的見解。在 1-10 Hz 頻率範圍內，第 1 群美國核電廠有最高的 GMRS/SSE 和較高的 GMRS。在 1-10 Hz 頻率範圍內，第 3 群美國核電廠的 GMRS/SSE 稍大於 1，而且最大 GMRS 也不高。截至 2023 年 9 月 27 日為止，美國運轉中核電廠有 54 座，包含 94 部機組，篩濾結果有 18 部機組在第 1 群，17 部機組在第 2 群，30 部機組在第 3 群，27 部機組被篩出，兩部 PLWR 機組未被歸類。

所有美國核電廠的 SPRA 報告已完成，NRC 亦已回覆審查意見。目前台灣三座核電廠相關廠址已完成 PSHA、ESEP 和 SPRA，故有必要蒐集、研析和綜合整理美國核電廠的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 審查意見，作為未來國內管制及審查作業之參考。

本計畫首先擬蒐集兩座第 1 群美國 BWR 核電廠的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 的審查意見進行研析和綜合整理。其次，蒐

集美國核電廠 SPRA 同行審查標準的最新報告(ASME/ANS RA-S-1.1-2024)，研析其相關技術要項與細部要求(Supporting Requirement, SR)，並比較最新版與舊版核電廠 SPRA 同行審查標準之差異性。最後，提出關鍵管制項目，作為國內管制及審查作業之參考。

美國電力研究院(EPRI)與美國核能協會(NEI)近年針對核電廠地震風險評估技術發展多項導則，其中包含 EPRI Report 1002989 《Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide》與 EPRI Report 3002012994 《Seismic Fragility and Seismic Margin Guidance for SPRA》。前者提出機率式地震風險評估(SPRA)的執行架構，後者則系統化說明易損性分析中各項不確定性來源之處理方式，並建立結構、系統與設備(Structure, System and Component, SSC)之耐震易損性計算流程。其核心概念以對數常態分佈描述 SSC 的容量(Capacity)與地震需求(Demand)，並以對數標準差( $\beta$ )量化隨機性與不確定性對結果的影響。

依據 EPRI 指南與美國核能管制委員會(USNRC)所核定之 Regulatory Guide 1.200，核電廠 SPRA 的最終成果須提供地震爐心熔損頻率(Seismic Core Damage Frequency, SCDF)與地震早期輻射大量外釋頻率 (Seismic Large Early Release Frequency, SLERF)的可靠估計。然而，EPRI 所建議的  $\beta$  評估方式多以分離變數法(Separation of Variables, SOV)或近似二次矩法(Approximate Second Moment Method)為基礎，其假設條件偏向線性，對於非線性反應結構或多重隨機變數的情境適用性有限。隨著 SPRA 標準更新至 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 版，國際間對易損性分析之統計透明度與可再現性要求日益提升。因此，子計畫二聚焦於探討蒙地卡羅方法(Monte Carlo

Simulation, MCS)於易損性分析中的可行性與精確度，並與其它  $\beta$  估算方法進行系統性比較，以建立可供核能管制機關採用之量化評估程序與技術依據。

子計畫二蒐集 EPRI 1002989 與 EPRI 3002012994 等相關文獻，整理國際核電廠易損性分析常用之對數常態分佈估算模型，並探討近似二次矩法、分離變數法及蒙地卡羅模擬之差異。研究建立 MATLAB 抽樣與 COMSOL 有限元素分析之整合架構，以模擬 SSC 在地震載重下的非線性反應行為。於抽樣策略上，採用分層抽樣 (Stratified Sampling) 及對偶變異數法 (Antithetic Variates Method)，以降低統計誤差；並以最大概似估計法 (Maximum Likelihood Estimation, MLE) 擬合中值與對數標準差，生成對應之易損性曲線 (Fragility Curve)。

子計畫二以 EPRI 3002012994 附錄章節 O 所提供之鋼筋混凝土剪力牆案例為研究基礎，建立整合 MATLAB 抽樣模組與有限元素分析軟體 COMSOL 之混合架構，用以模擬結構在地震載重下的非線性反應與破壞模式。於 MCS 模擬中，針對容量與需求的隨機變數採用截尾對數常態分佈 (Truncated Log-Normal Distributions) 生成樣本，並導入分層抽樣與對偶變異數法以降低方差與提升收斂速度。為確保模擬結果具統計代表性，在 EPRI 的驗算上，使用不同樣本數 (100~100,000) 的試算，並觀察樣本數量對於統計指標與 HCLPF 的影響。

針對 EPRI 剪力牆案例有限元素模擬的部分，本子計畫重新建立手冊中所示之分析流程，並以 MATLAB 建立 MCS 之模擬結果，並比較運算結果與手冊之分離變數法的不同之處。結果顯示在足夠

多的樣本下，MCS 所得之中值容許能力與  $\beta$  值與 EPRI 原報告十分接近，顯示所建模擬架構具高準確性與再現性。紀錄每次需求輸入以及物理場模擬的結果，進一步透過最大概似估計法(MLE)擬合中值( $A_m$ )與對數標準差( $\beta$ )，繪製易損性曲線並分析統計參數之收斂趨勢。

子計畫二之主要研究目的如下：

- (1) 系統化比較蒙地卡羅方法與其它易損性標準差估算方法(如一階二次矩、二階二次矩與近似二次矩法)在理論假設、統計特性及應用範圍上的差異。蒙地卡羅方法之嚴謹性與統計特性檢核，透過代碼建立抽樣模型，進行樣本生成與收斂性分析，結果顯示樣本數對統計量之穩定性具有顯著影響。當樣本數增加時，可使相對均方根誤差(Root Mean Square Relative Error, RMSRE)顯著降低，驗證樣本量與估計精度呈正相關。分層抽樣與對偶變異數法可進一步降低小樣本下之偏差，提升整體收斂速度與統計可靠度。
- (2) 以 EPRI 剪力牆案例進行數值驗證，評估蒙地卡羅方法於易損性分析中之可行性與準確性。以蒙地卡羅方法重現 EPRI 3002012994 鋼筋混凝土剪力牆之易損性分析結果，根據手冊中值與標準差建立容量與需求之樣本分佈，並透過大量抽樣模擬計算最終結果。模擬所得中值容許能力、對數標準差以及 HCLPF 與原案例結果高度一致，驗證本研究所建流程之準確性與可再現性。
- (3) 建立可重現 EPRI 結果之 MCS 模擬流程，並量化樣本數與抽樣策略對統計收斂性及結果偏差之影響。使用有限元素法模擬與

易損性曲線生成，透過 COMSOL 建立非線性剪力牆模型，分析不同輸入大小之位移控制模擬下之破壞行為，並將失效機率以 MLE 進行擬合，繪製完整之易損性曲線與相對應之統計參數。進一步將不同樣本數下之擬合結果進行分區比較，得到中值與對數標準差的收斂趨勢圖。結果與文獻方法相符，證實本研究建立之蒙地卡羅法可有效應用於易損性評估程序，並能量化不同抽樣策略與樣本數對估算結果之影響。

(4) 提出可供我國核能管制機關於技術審查採用之易損性分析與驗證程序，作為審查與不確定性評估之依據。

透過上述研究，子計畫二建立了一套結合數值模擬與統計分析的易損性評估流程，可輸入不同的容量與需求統計參數，搭配多種抽樣策略與樣本設定，對結構易損性分析的中值與標準差進行量化估算，並以 MLE 擬合生成完整的易損性曲線。結果顯示此方法能準確再現 EPRI 案例結果，具有良好再現性與統計穩定性，可有效應用於核能設施耐震風險分析。研究成果可作為我國核能安全主管機關進行耐震評估技術審查之參考，並可做為後續國內核電廠結構耐震性能審查驗證工具。

由於核電廠中的結構、系統及組件會加工(Process)、儲存(Store)、處理(Handle)放射性物質，因此核電廠中 SCCs 的耐震性能設計標準與分析方法，與一般用途的結構物、系統及組件的耐震性能設計標準與分析方法不同，美國核能管制委員會(USNRC)要求核電廠中結構、系統及組件的設計要符合所謂風險告知和性能基準(Risk-Informed and Performance-Based, RIPB)的安全設計理念，美國核能管制管理委員會(USNRC)的核能管制研究室(Office of Nuclear

Regulatory Research)特別針對美國土木工程師學會 ASCE 所出版的「ASCE/SEI 4-16 安全相關核能結構地震分析規範」(2017)和「ASCE/SEI 43-19 核能設施結構、系統及組件耐震設計標準」(2019)是否符合 RIPB 的安全設計理念進行相關研究，並提出研究資訊信函(Research Information Letter) RIL 2021-05 (2021)，此研究資訊信函(RIL)的技術審查已確認 ASCE 4-16 (2017) 和 ASCE 43-19 (2019) 兩個為核能設施 SSC 提供耐震分析與耐震設計的規範，而且同意這兩個規範為使用 RIPB 方法之核電廠 SSC 的耐震設計提供了一個適當的架構。然而，這些標準中的部分準則有必要予以例外、限制條件或釐清，在管制指引 RG1.208 修訂版發布之前使用 ASCE/SEI 43-19 的申請者，應於申請前階段 (preapplication phase) 與 USNRC 討論其計畫。對於核電廠安全相關的 SSC 之混凝土結構和鋼結構，ASCE/SEI 43-19 (2019) 也建議納入美國混凝土協會 ACI 所出版的「ACI 349-23 核能安全相關混凝土結構-規範要求與解說」(2024) 和美國鋼結構協會 AISC 所出版的「AISC N690-18 核能設施安全相關鋼結構規範」(2018)。

子計畫三之主要研究目的如下：

- (1) 蒐集和彙整國際間最新版本的核電廠結構、系統及組件(SSCs)耐震性能設計參考標準與分析方法。
- (2) 研析國際間最新版本的核電廠結構、系統及組件(SSCs)耐震性能設計參考標準與分析方法，掌握其更新內容及與過去管制方法之差異性。
- (3) 綜合與歸納國際間最新核電廠 SSCs 耐震性能設計之要點，做為國內運轉中和除役核電廠結構安全管制之參考。

(4) 建立我國運轉中和除役核電廠耐震相關管制案件審查能力之基礎。

子計畫四旨在探討日本核電廠耐震設計的發展與近期的更新，並針對基準地震動的制定及其應用進行分析，以提升核電廠的地震安全性與設計效率。研究計畫整理福島核事故後的耐震設計標準變化，並檢視基準地震動的制定流程，包括地震源模型構建與地震動反應譜生成，並收集相關案例以及了解現有核電廠的因應作為。此計畫的成果將有助於強化核電廠地震風險管理，為核能設施提供日本經驗的地震安全參考。

日本核電廠耐震設計規範最早由日本電氣協會原子力規格委員會於 1970 年發布《核能發電廠耐震設計指針》(JEAG4601-1970)，內容主要界定耐震設計原則，並收錄當時的實驗與測試成果。1981 年，原子力安全委員會制定《發電用原子爐設施耐震設計審查指針》，成為核能設施耐震審查的主要依據。配合此審查指針，JEAG 系列文件於 1984、1987 與 1991 年陸續更新，補充重要度分類、許容應力與最新技術內容，以反映當時的工程進展。

1995 年阪神地震造成的結構損害促使日本重新檢討核電廠耐震理念，並在 2006 年發布新版《耐震設計審查指針》。此版大幅強化基準地震動設定與地質調查方法，並促成 JEAG4601 系列全面修訂。2007 年先行出版的《基準地震動策定・地質調查篇》成為後續整合的基礎，接著於 2008 年加入地盤穩定與海嘯評估等內容，形成《核能發電廠耐震設計技術指針》(JEAG4601-2008)。同時，原子力規格委員會將既有內容重新整編為「指針 (JEAG)」與「規程 (JEAC)」兩類，其中 JEAG 處理自然現象相關的設計依據，JEAC

則負責具體的工程設計程序，並於同年發布《核能發電廠耐震設計技術規程》(JEAC4601-2008)。

由於 2007 年新瀉地震與 2011 年福島事故暴露更多耐震設計需求，JEAC4601 與 JEAG4601 於 2015 年再次修訂，以強化基準地震動、地盤調查與設備功能保持等要求。福島事故後成立的原子力規制委員會(NRA)並依新規制基準新增深層防護與嚴重事故管理內容，促使相關指針於 2016 年再度補充，進一步完善核電廠耐震設計。最新的《核能發電廠耐震設計技術規程》(JEAC4601-2021)以 2015 年版為基礎，納入三維有限元素建模、設備動態性能評估與地震動三向組合等更精確的技術要求，使日本核電廠耐震設計規範更完整地反映當代地震工程與核能安全的最新發展。

核電廠須依設備與結構之重要度分級以及與一般結構物耐震設計差異，如表 0-2 所示，其中「設計地震動基準」為耐震設計的關鍵依據，用以界定不同地震情境下之安全性能需求。日本核電廠地震設計相關文件涵蓋 JEAC 4601 及其歷次修訂，並納入「原子力規制委員會」(NRA) 近期發布之地震動設計指導。最新基準的核心內容包含以 PSHA 進行之地震危害評估，以及在訂定設計基準地震動(Ss)時，對地震源模型更新與不確定性之納入與量化。

最新之「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」係屬「原子力規制委員會」(NRA) 之地震動設計指導文件(Nuclear Regulation Authority, 2013)，明確規範基準地震動的設定原則與耐震設計之基本方針，並作為設計審查之依據，確保耐震設計符合當前技術與科學證據。基準地震動(Ss) 為設計與安全檢核所採用之基準輸入，係經模擬計算取得之地震振動強度，其表徵包含地震波形(地

震歷時) 與加速度反應譜；波形涵蓋水平方向與垂直方向，通常採用 1 至 20 組以上之地震波作為評估輸入。

表 0-2 日本建築結構與核電廠耐震設計之比較

|         | 一般建築物   | 高層建築物 (60m 以上)   | 核能發電廠  |
|---------|---|--|--|
| 構造特徵    | 中低層結構基本震動週期<br>RC: 0.02H sec<br>鋼構: 0.03H sec<br>木構兩層樓: 0.3 sec<br>(H 結構高度, 公尺) | 基本震動週期<br>0.06~0.1N<br>(N 樓層數)                                   | 剛性結構, 圍阻體基本震動週期約 0.15 秒, 考慮基礎約為 0.2 秒  |
| 地盤      | 地表、沖積層  | 樁基礎達堅實地盤層  | 具有良好支撐的地盤基礎  |
| 重要分類    |   |  | 分為 S、B、C 等級分別設計  |
| 地震力評估   |   |  | 工址附近過去發生之地震紀錄、活動斷層以及斷層模型調查, 考慮最大地震發生的可能  |
| 設計用地震動  | 一次設計(震度 4-5)<br>二次設計(震度 6)  | 採用特定地震紀錄進行動力分析   | 基準地震動 Ss: 確保結構與設備維持安全機能<br>彈性設計用地震動 Sd: 結構體保持彈性變形之上限   |
| 水平地震力計算 | 一次設計(強度設計, 基底剪力係數約 0.2, 靜力分析)<br>二次設計(保有耐力確認, 基底剪力係數約 1.0)                      | Level I: 最大速度 25cm/sec<br>Level II: 最大速度 50cm/sec<br>進行動力歷時分析    | S 級: 以基準地震動 Ss 評估之地震力以及一般結構物設計地震力 3 倍, 兩者取大值<br>B 級: 一般結構物一次設計地震力 1.5 倍<br>C 級: 一般結構物一次設計地震力 1 倍 |
| 垂直地震力計算 | 高架道路、新幹線橋梁以水平方向地震力之 0.5 倍估計   |  | 以基準地震動 Ss 評估之垂直地震力估計   |
| 容許狀態    | 一次設計: 保持彈性<br>二次設計: 容許部分破壞但不得倒塌   | Level I: 彈性範圍, 層間側位移角上限 1/200<br>Level II: 彈塑性範圍, 層間側位移角上限 1/100 | 基準地震動 Ss: 彈塑性範圍, 但須有充足的變形能力<br>彈性設計用地震動 Sd: 彈性範圍   |

耐震設計審查流程包含：基本流程、耐震重要度分級：S、B、C 級、彈性設計地震動的制定方法、地震力之計算方法，包含動態地震力與靜態地震力之計算方式、載重組合與其容許極限、設計注意事項與其連帶影響之方針。

本研究以 JEAG 規範與日本核電廠案例為基礎，檢討基準地震動的制定流程與技術差異，並比較各電廠在場址條件、不確定性處理及地震源設定上的不同。以及探討日本在評估基準地震動時，對極端地震情境與場址反應的重視。

## 貳、研究方法與過程

### 一 A、美國 BWR 核電廠 SPRA 實務案例之研析

#### (一) 初步研析

截至 2023 年 9 月 27 日為止，美國共有 54 座核電廠的 94 部機組尚在運轉中，其中有 31 部採用沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)，61 部採用壓水式反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)，兩部採用壓輕水反應器(Pressurized Light Water Reactor, PLWR)。運轉中的 94 部機組有 18 部被歸類為第 1 群，17 部被歸類為第 2 群，30 部被歸類為第 3 群，27 部被篩出(screened out)，兩部壓輕水反應器機組未被歸類。

美國運轉中核電廠被篩入(screened in)第 1 群的 18 部機組中，15 部機組為 PWR，只有 3 部機組為 BWR。依發照日期排序，第 1 群機組的名稱和反應器型式列於表 1-1。去年度計畫蒐集 Diablo Canyon 核電廠(DCPP)和 North Anna 核電站(NAPS)各 2 部 PWR 機組的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 的審查意見進行研析和綜合整理（洪李陵等人，2024）。

表 1-1 惟有 Peach Bottom 核電站(Peach Bottom Atomic Power Station, PBAPS)的 2 部機組以及 Columbia 發電站(Columbia Generating Station, CGS) 1 部的機組為 BWR 機組。PBAPS、CGS 和國內核一、二廠的詳細比較列於表 1-2。PBAPS 與核一廠的反應器型式相同，CGS 的發照日期與核二廠的啟用日期最接近。因此，本年度計畫將蒐集 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 的審查意見進行研析和綜合整理。

表1-1 篩濾為第1群的美國運轉中核電廠

| 發照日期<br>(年/月/日) | 機組名稱                               | 反應器型式        |
|-----------------|------------------------------------|--------------|
| 1970/07/31      | Robinson 2                         | PWR-3        |
| 1973/02/06      | Oconee 1                           | PWR-L        |
| 1973/10/06      | Oconee 2                           | PWR-L        |
| 1974/07/19      | Oconee 3                           | PWR-L        |
| 1974/10/25      | D.C. Cook 1                        | PWR-4        |
| 1977/12/23      | D.C. Cook 2                        | PWR-4        |
| 1978/04/01      | North Anna 1                       | PWR-3        |
| 1980/08/21      | North Anna 2                       | PWR-3        |
| 1984/10/18      | Callaway 1                         | PWR-4        |
| 1984/11/02      | Diablo Canyon 1                    | PWR-4        |
| 1985/08/26      | Diablo Canyon 2                    | PWR-4        |
| 1987/03/16      | Vogtle 1                           | PWR-4        |
| 1989/03/31      | Vogtle 2                           | PWR-4        |
| 1996/02/07      | Watts Bar 1                        | PWR-4        |
| 2015/10/22      | Watts Bar 2                        | PWR-4        |
| 1973/10/25      | <b>Peach Bottom 2</b>              | <b>BWR-4</b> |
| 1974/07/02      | <b>Peach Bottom 3</b>              | <b>BWR-4</b> |
| 1984/04/13      | <b>Columbia Generating Station</b> | <b>BWR-5</b> |

表1-2 美國運轉中核電廠篩濾第1群BWR機組與國內核電廠的比較

| 美國運轉中核電廠   | 國內核一、二廠   |
|--|---|
| Peach Bottom Atomic Power Station 2-3 採用美國奇異公司的第 <b>4</b> 型 <b>BWR</b> (4016MWt)<br>2號機組1973年10月25日發照<br>3號機組1974年7月2日發照 | 核一廠 2部機組採用美國奇異公司的第 <b>4</b> 型 <b>BWR</b> (1480MWt)<br>1號機組1978年12月6日運轉<br>2號機組1979年7月16日運轉  |
| Columbia Generating Station 採用美國奇異公司的第 <b>5</b> 型 <b>BWR</b> (3544MWt)<br>單一機組1984年4月13日發照                               | 核二廠 2部機組採用美國奇異公司的第 <b>6</b> 型 <b>BWR</b> (3001MWt)<br>1號機組1981年12月28日運轉<br>2號機組1983年3月15日運轉 |

## (二) 美國 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告研析

PBAPS 位於美國東部的賓州，CGS 位於美國西部的華盛頓

州，兩座核電廠已於 2015 年完成 SHA 之重新評估，並依循 EPRI 的 SPID 導則(EPRI, 2013a)，比較新地震風險和設計基準，得知 GMRS 在 1-10 Hz 頻率範圍內超過設計基準。因此，NRC 要求 PBAPS 和 CGS 執行 SPRA，PBAPS 的 SPRA 報告已於 2018 年完成，CGS 的 SPRA 報告已於 2019 年完成，皆呈送 NRC。

以 PBAPS 為例(Exelon Generation, 2014)，圖 1-2 顯示 SHA 重新評估的 GMRS，PGA 為 0.402 g；圖 1-3 顯示 PBAPS 的水平向 SSE，PGA 為 0.12 g。兩者的比較示於圖 1-4，在頻率高於 3.7 Hz 之後，GMRS 超過 SSE。在 1-10 Hz 頻率範圍內，GMRS/SSE 最大值約為 3.06 (在 10 Hz 處，0.581/0.19)，GMRS 最大值為 0.581 g (在 10 Hz 處)，故依據 SPID 第 3 和第 7 節，PBAPS 被篩入，要先執行 NEI 的 ESEP。在高頻範圍內(高於 10 Hz)，GMRS 超過 SSE。此外，PBAPS 的 IPEEE HCLPF 容量震譜(IHS)示於圖 1-5，PGA 為 0.2 g。比較圖 1-2 和圖 1-5，可知 PBAPS 的 GMRS 在 IHS 之上。因此，PBAPS 確定要執行 SPRA，以及用過燃料池和高頻的評估。

以 CGS 為例(Energy Northwest, 2015)，圖 1-6 顯示 SHA 重新評估的 GMRS，PGA 為 0.2484 g；圖 1-7 顯示 CGS 的水平向 SSE，PGA 為 0.25 g。比較圖 1-6 和圖 1-7，在 1-10 Hz 頻率範圍內，GMRS 皆超過 SSE，GMRS/SSE 最大值為 2.41 (在 3.33 Hz 處，1.4474/0.6)，GMRS 最大值為 1.4474 g (在 3.33 Hz 處)，故 CGS 被篩入。在高頻範圍內(高於 10 Hz)，GMRS 超過 SSE。此外，CGS 的 IPEEE HCLPF 容量震譜(IHS) 示於圖 1-8，PGA 為 0.395 g。比較圖 1-6 和圖 1-8，在 3.33 Hz 附近，CGS 的 GMRS 高於 IHS。因此，CGS 確定要執行 SPRA，以及用過燃料池和高頻的評估。

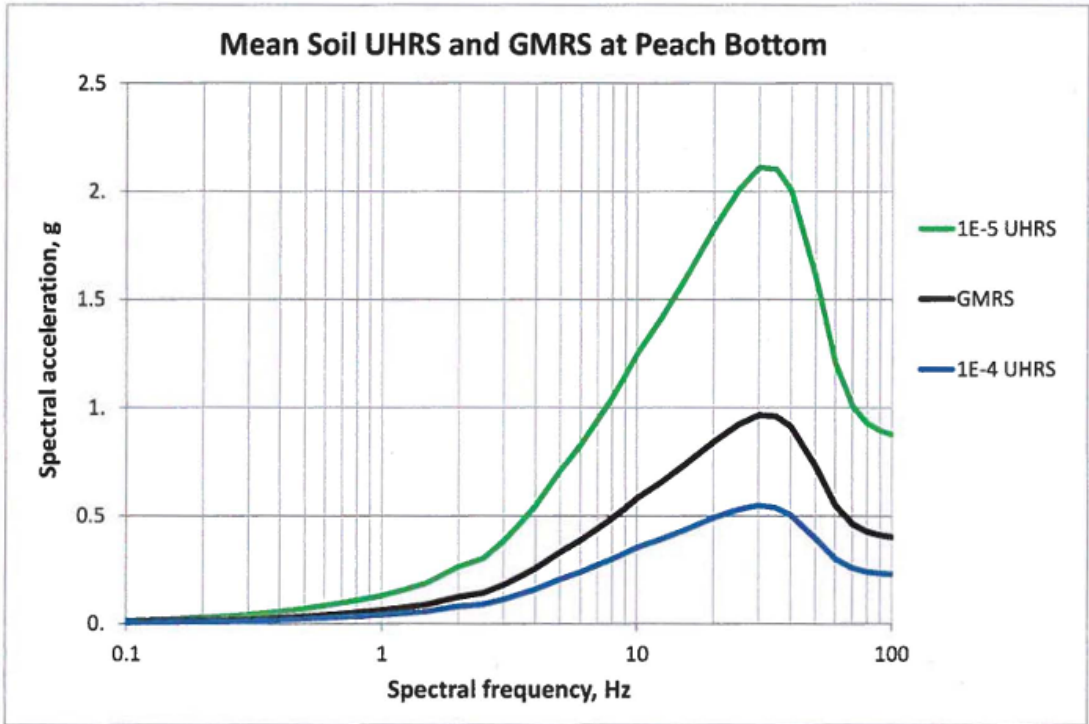


圖 1-2 PBAPS 控制點的 UHRS 和 GMRS (Exelon Generation, 2014)

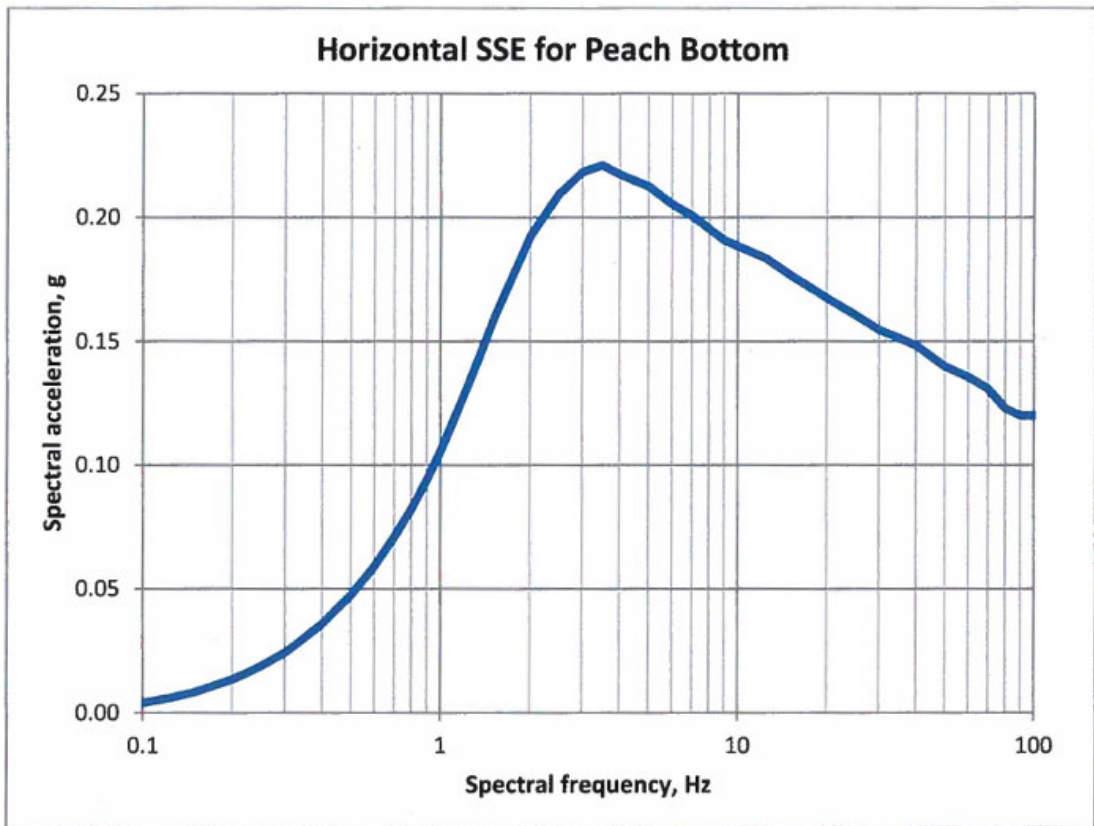


圖 1-3 PBAPS 的水平向 SSE (Exelon Generation, 2014)

## Peach Bottom Units 2 & 3

- As discussed in the May 9, 2014, letter (ADAMS ML14111A147), the NRC considered the re-evaluated hazard and previous estimates of plant capacity to conclude that this plant is safe to continue operating while additional evaluations are conducted.
- NRC staff used this preliminary graph, focusing on the 1-10 Hertz range, and other information to determine whether this plant requires a risk evaluation over the next few years.
- The plant design safe shutdown earthquake (SSE) is shown in blue; the plant's re-evaluated ground motion response spectrum (GMRS) is in orange and the NRC's GMRS is in green. If previous evaluation of a plant's capacity was considered for screening, that capacity (IHS) is shown in purple.
- As stated in NRC memorandum dated May 21, 2014, (ADAMS ML14136A126) these graphs will be discussed, as appropriate, in public meetings.

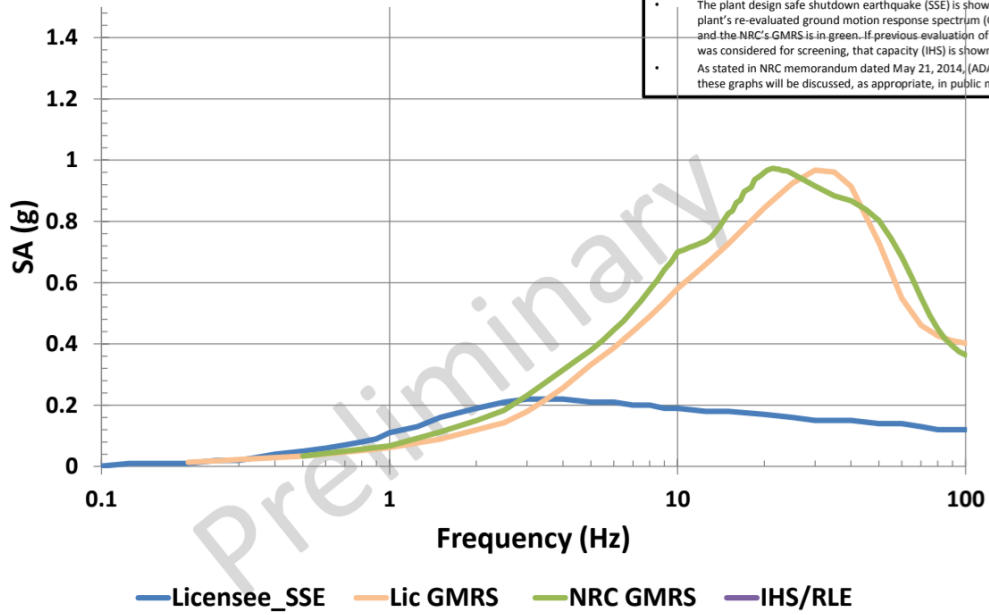


圖 1-4 PBAPS 的 GMRS 和 SSE

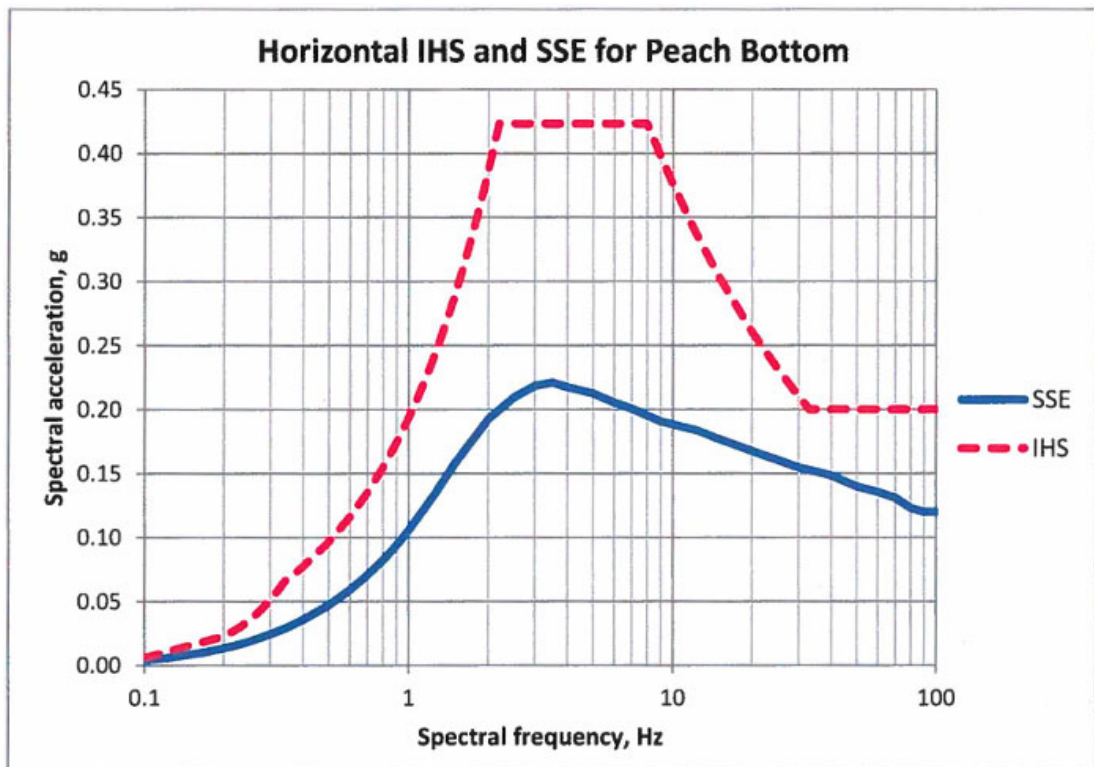


圖 1-5 PBAPS 的 IHS 和 SSE (Exelon Generation, 2014)

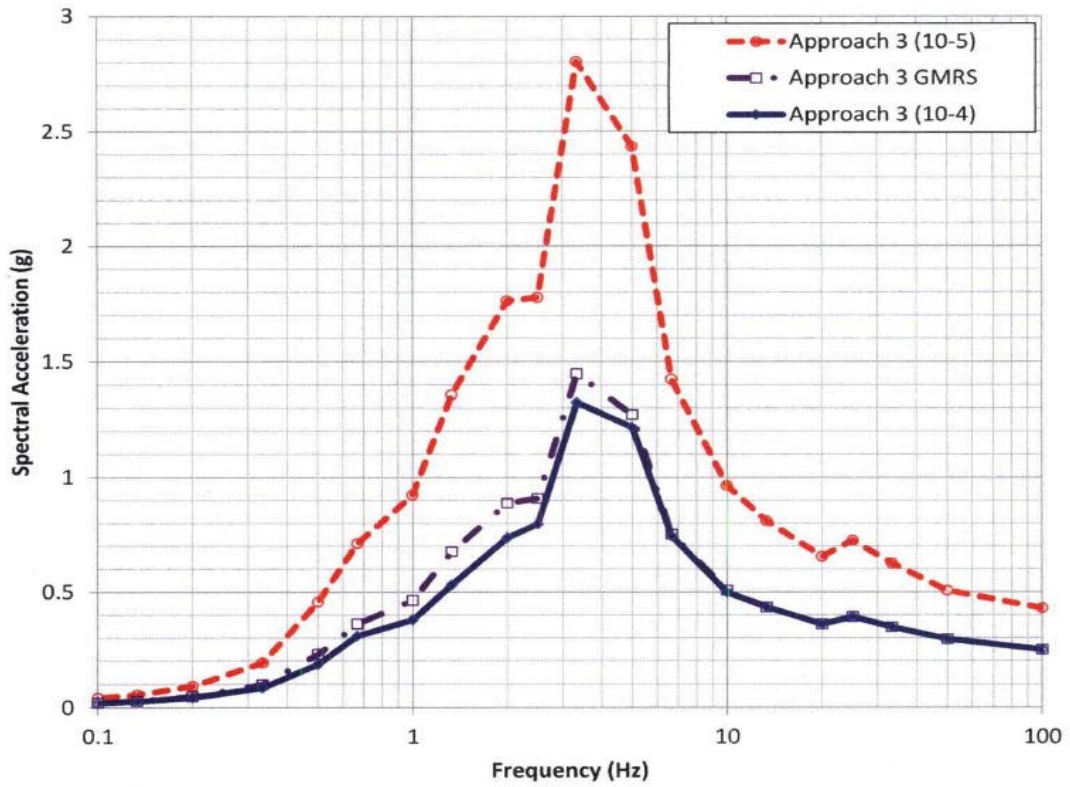


圖 1-6 CGS 控制點的 UHRS 和 GMRS (Energy Northwest, 2015)

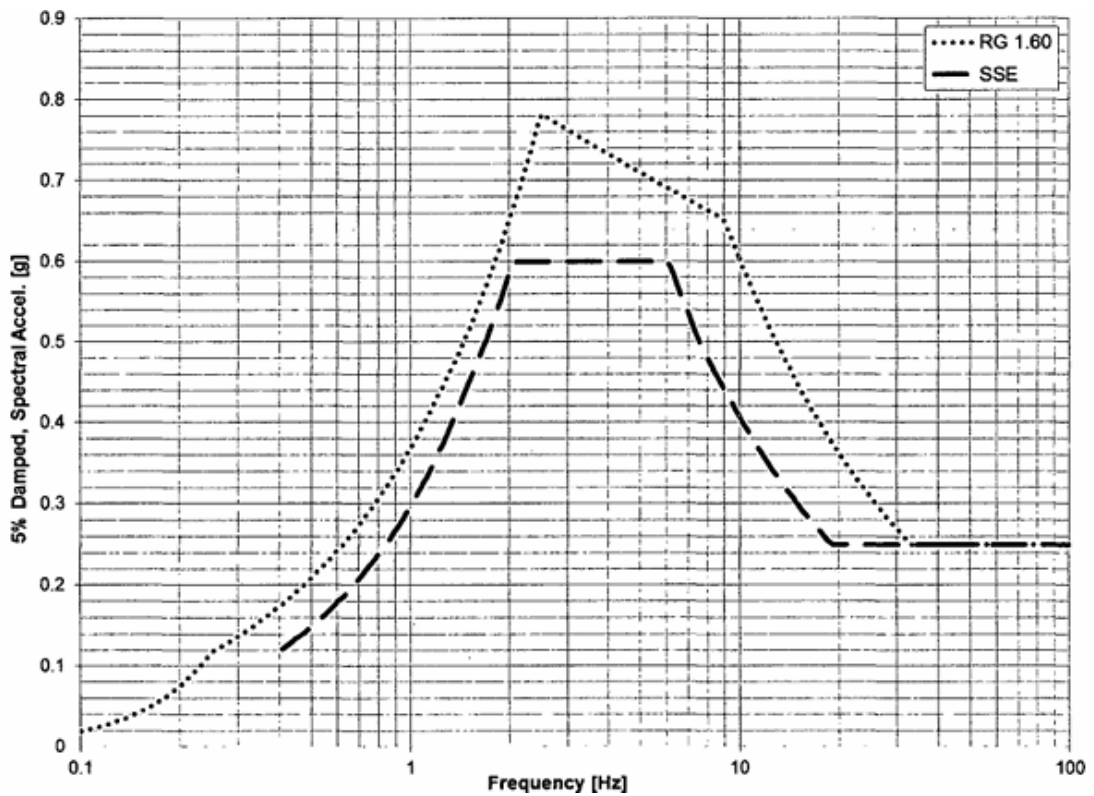


圖 1-7 CGS 的水平向 SSE (Energy Northwest, 2015)

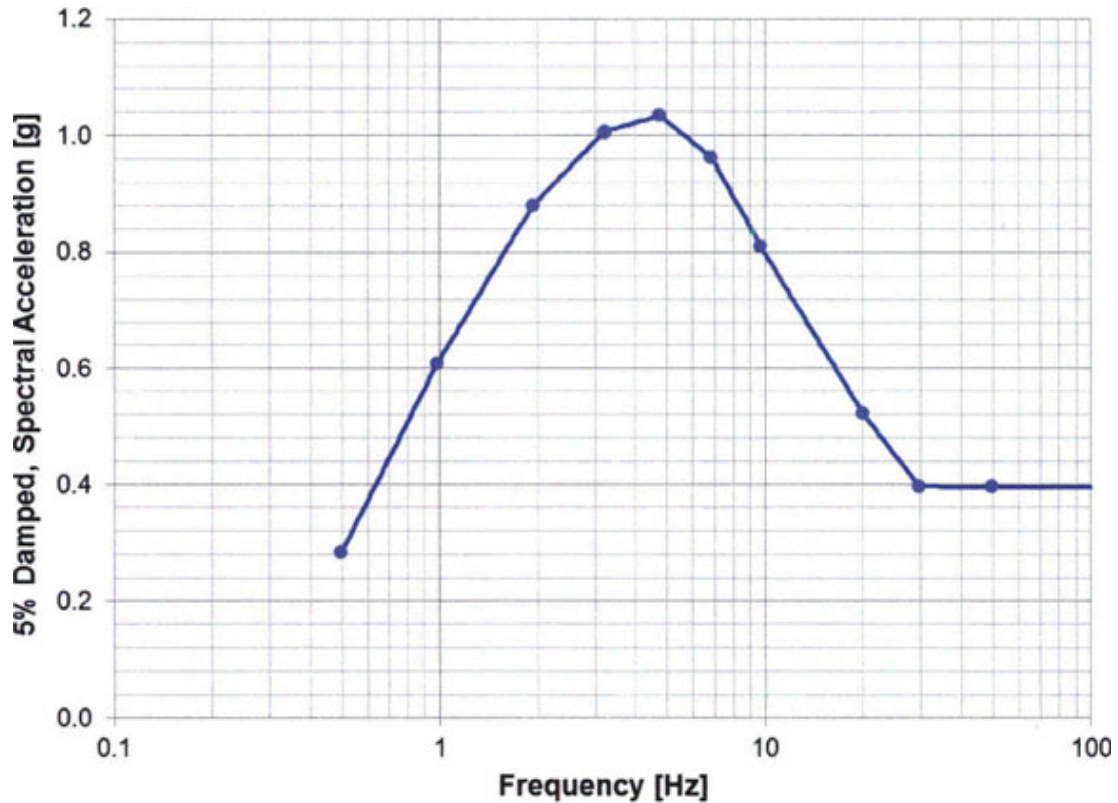


圖 1-8 CGS 的 IHS (Energy Northwest, 2015)

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告提供下列資訊回覆 NRC：(1) SCDF 和 SLERF 的重要貢獻源，(2)估計 SCDF 和 SLERF 的方法摘要，(3)確保 SPRA 過程技術合宜的敘述，以及(4)辨識電廠特定的漏洞以及計劃或採取的行動。SPRA 報告附錄 A 提供評估 SPRA 的技術合宜性，以及同行審查意見，NRC 隨即回覆審查意見。底下依序進行 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 的審查意見的研析。

### 1. PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告之目的和目標

SPRA 報告一開始敘述目的和目標。首先說明 2011 年 3 月 11 日日本福島核電廠事故之後，NRC 成立 NTTF，執行 NRC 程序和管制的系統性審查，以確定核電廠業主應否精進管制系統。NTTF (NRC, 2011a)發展一套建議事項來釐清和加強監管架構，以抗禦天

然災害。2012年3月12日NRC依據聯邦管制規範的命令10 (Title 10 of the Code of Federal Regulations, 10 CFR)之 Part 50 Section 50.54(f)，發函(NRC Letter, 2012a)要求提供資訊，以確保美國所有運轉中核電廠均落實這些建議，其中10 CFR第50節規定的核電廠許可證持有者和施工許可證持有者應根據當前NRC的要求和導則重新評估場址的地震危害度。

隨後PBAPS和CGS依據EPRI的SPID導則比較新的地震危害度與當初的設計基準，發現在1至10 Hz之間，GMRS超出設計基準值，需要更新SPRA。此SPRA模型已經過同行審查，表明在評估地震危害、確認重要SSC、描述場址特定地震議題、以及為回應50.54(f)信函而規劃或採取的相關行動等方面，範圍合宜和技術可行。PBAPS和CGS的SPRA報告提供資訊摘要，讓NRC了解採用的輸入和方法、執行的評估、以及依據SPRA之見解做出的決策。

## **2. PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告之資訊**

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告提供下列資訊回覆 NRC：(1) SCDF 和 SLERF 的重要貢獻源，包括重要度度量，(2)估計 SCDF 和 SLERF 的方法摘要，(3)確保 SPRA 過程技術合宜的敘述，包括同行審查的日期和發現，以及(4)辨識電廠特定的漏洞以及計劃或採取的行動。SPRA 報告的主要內容包含：(1)場址 SHA 的資訊，(2) SSC 的地震易損性，(3)核電廠地震反應模型和量化結果，以及(4) SPRA 的結果和結論，以及規劃或採取的行動。為了回應 NTTF 2.1 地震 50.54(f)信函，SPRA 報告的附錄 A 提供 SPRA 技術合宜性的評估，包括同行審查意見。

## **3. PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告之地震危害和廠址反應**

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告從第三章起敘述主要內容，第三章敘述地震危害和廠址反應。PBAPS 主要是堅硬岩石場址，兩個反應器廠房都支撐在堅硬岩石上（剪力波速度大於或等於 9,200 fps），在放置反應器廠房之前，上方的軟岩石和土壤已被移除。CGS 位於土壤場址，由覆蓋馬鞍山玄武岩序列(Saddle Mountains Basalt sequence)約 525 英尺的主要顆粒沉積物組成。PBAPS 的 GMRS 定義於反應器廠房/汽機廠房/放射性廢棄物廠房/主控制室綜合（RB/TB/RW/MCR 綜合）的基礎控制點。CGS 場址定義地面運動的控制點是海拔 441 英尺的坡度地面。

PBAPS 開發四個基礎輸入反應譜(Foundation Input Response Spectra, FIRS)，分別用於泵浦結構 (PS) 和緊急冷卻水塔 (ECT) 的建模（硬岩，即 GMRS）、緊急柴油發電機房 (DGB) 的建模（硬岩頂部露頭）、廠房外設備的建模（硬岩上覆中等風化岩石）和 PS 不平衡埋置的不確定性量化分析（下方 40 英尺壓實回填）。

PSHA 採用震源模型、地動衰減模型、和場址反應特徵等，並考慮這些參數的隨機性和不確定性，計算場址的地震危害度。PBAPS 的場址 PSHA 開發了 SPRA 所需的額外元素，例如 FIRS、風險一致且應變相容的屬性、和垂直地動。PBAPS 的場址反應分析採用隨機振動理論，還將認知不確定性納入剪力波速、非線性動態特性和震譜中，開發對應於平均年超越頻率 1E-02、1E-03、1E-04、1E-05 和 1E-06 的高頻 (HF) 和低頻 (LF) 控制地震。

PBAPS 硬岩場址(GMRS/FIRS1/FIRS2)最大地表加速度(PGA) (100 Hz PSA)的危害度曲線示於圖 1-9。FIRS1 相當於 GMRS，皆對應於硬參考岩石。FIRS2 也相當於 GMRS，FIRS2 控制點定義在硬

參考岩石的頂部，進行場址反應分析，證實硬參考岩石頂部壓實回填對 FIRS2 的影響微不足道。透過將垂直/水平比率(V/H ratios)應用於水平 GMRS 和 FIRS 來開發垂直地動，水平和垂直 GMRS/FIRS1/FIRS2 的比較示於圖 1-10。

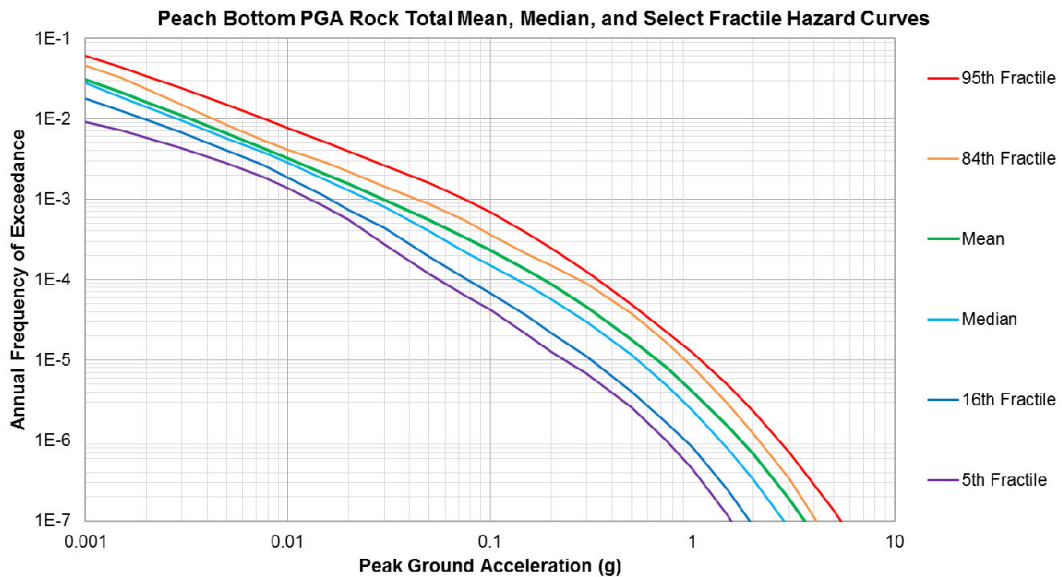


圖 1-9 PBAPS 硬岩場址 PGA 危害度曲線(Exelon Generation, 2018)

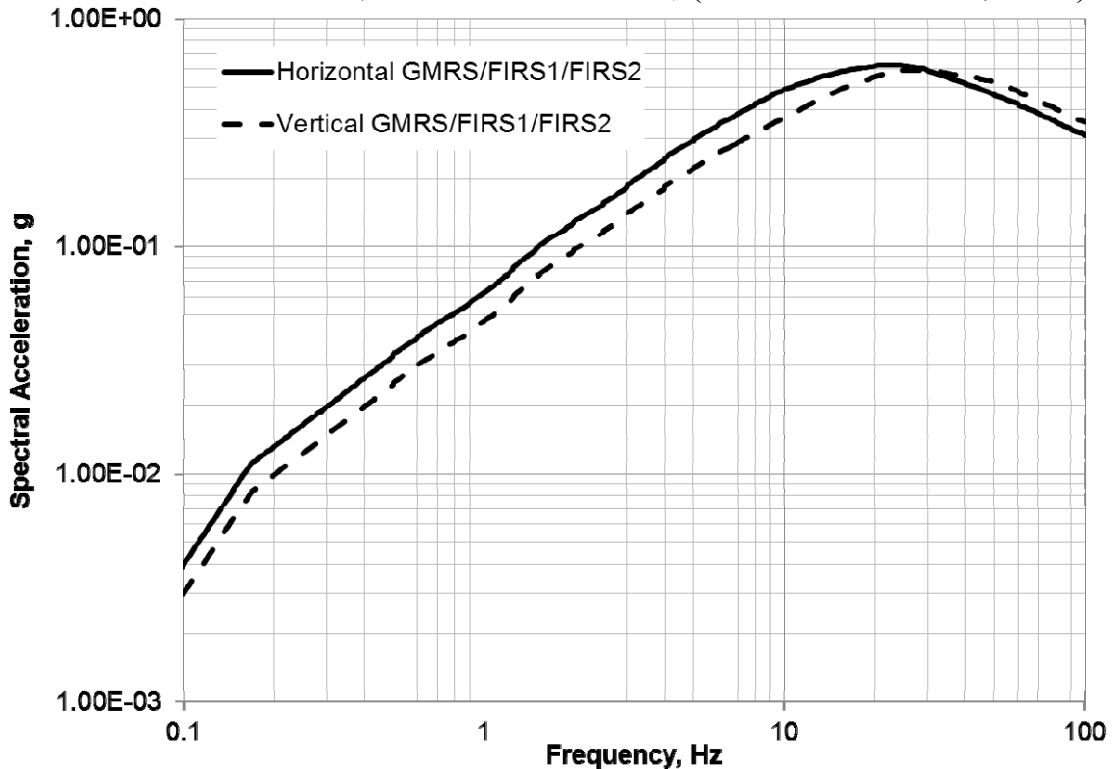


圖 1-10 PBAPS 的水平 and 垂直 GMRS/FIRS1/FIRS2 (Exelon Generation, 2018)

PBAPS 場址地震危害的主要貢獻來自於主要背景震源區，敏感度分析指明背景震源區的地動模型和主要背景震源區的地震發生率對於 PGA (100 Hz) 和 1 Hz PSA 的不確定性貢獻最大。

CGS 分兩個階段進行 PSHA。第一階段在 CGS 場址地表下約 1,300 英尺深度的玄武岩頂部參考點評估地震風險，是太平洋西北國家實驗室(PNNL)為美國能源部進行寬場址 PSHA (SSHAC-3)的一部份。第二階段涉及玄武岩頂部上方土壤和岩石的地震動態反應特性，考慮剪力波速和阻尼比的不確定性，開發 CGS 場址的機率式放大效應。然後將反應特性與參考岩石的風險進行卷積，提供 CGS 控制點的地震危害度。

CGS 玄武岩頂部參考點的均勻危害反應譜(Uniform Hazard Response Spectrum, UHRS)示於圖 1-10。CGS 地表控制點的水平 10-E4、10-E5 UHRS 和 GMRS 示於圖 1-6。CGS 場址的 SPRA 量化採用土壤表面（參考點）2.5 Hz PSA 的地震危害度曲線，如圖 1-11 所示。CGS 的電廠易損性評估基於地表參考點的 10-E5 UHRS，如圖 1-12 所示。

場址反應分析的敏感度分析顯示馬鞍山玄武岩層序的剪力波速、以及  $G/G_{max}$  和玄武岩沉積物阻尼的認知不確定性，各自產生大約 5% 的 2.5 Hz PSA 變化。敏感度分析也顯示最小場址放大水準的假設對頻率高於 10 Hz 的 GMRS 和 UHRS 具有顯著影響，但低於 6 Hz 的影響最小。

PBAPS 和 CGS 的 PSHA 進行獨立同行審查，SPRA 也以性能類別 II 進行同行評審。在完成同行審查並處理同行審查結果後，滿足了全套細部要求，PSHA 確定可以使用於 SPRA。

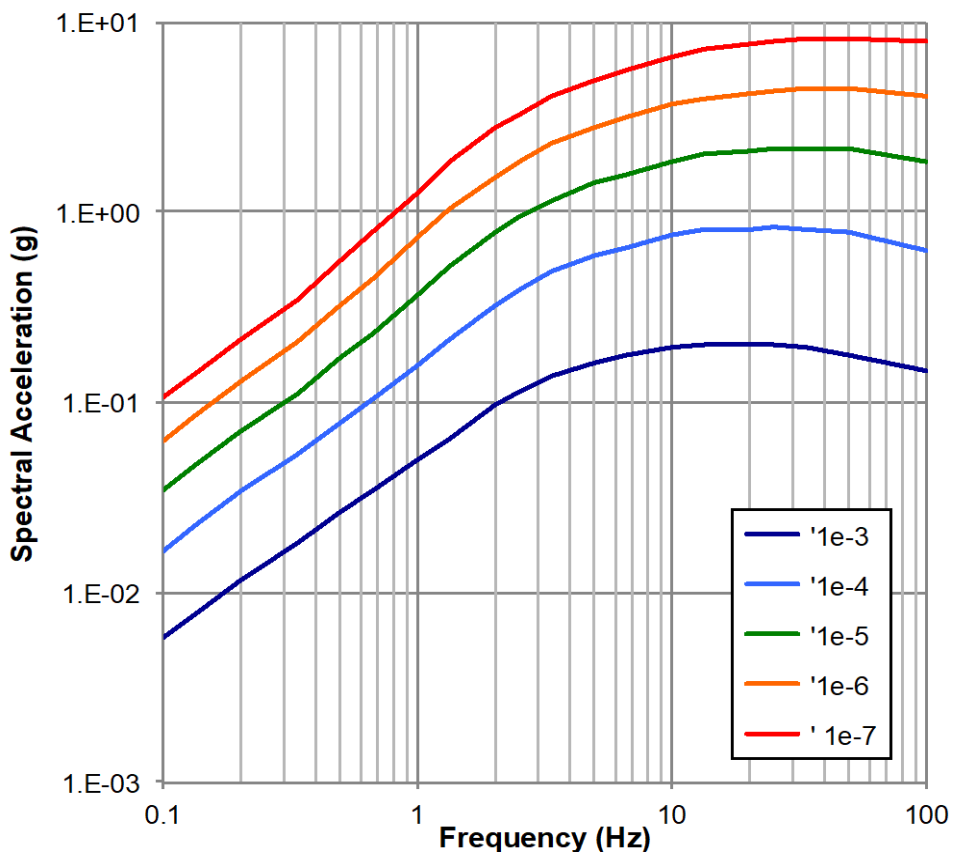


圖 1-10 CGS 參考點的均勻危害反應譜(Energy Northwest, 2019)

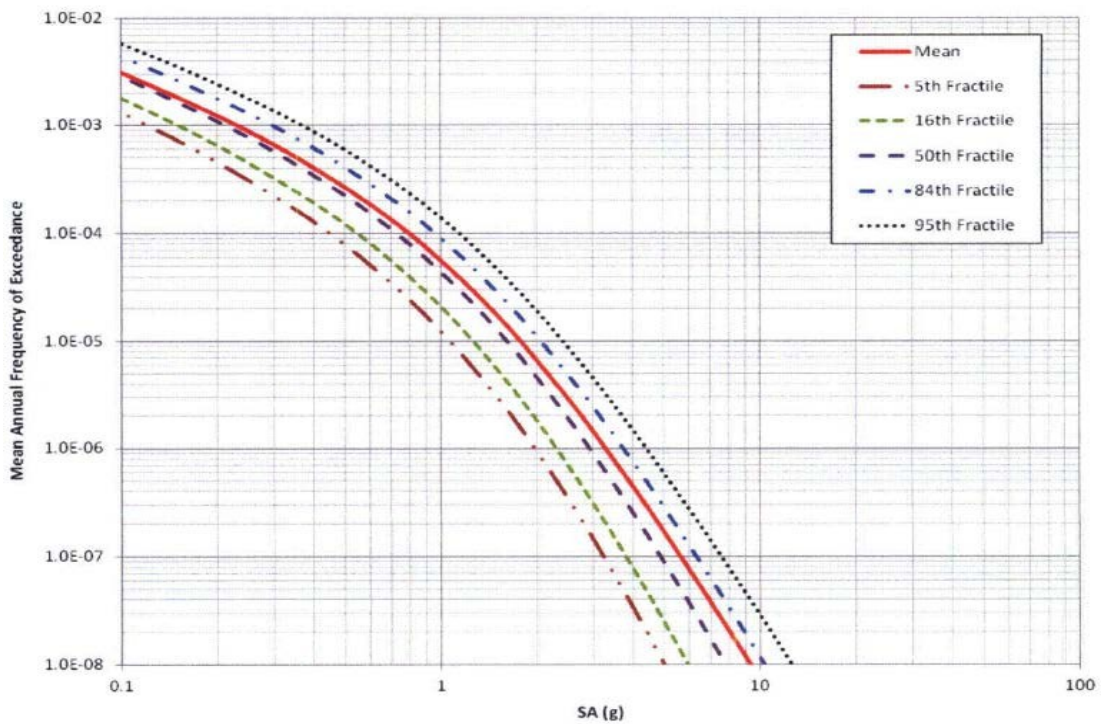


圖 1-11 CGS 參考點的水平地震危害度曲線 (2.5 Hz , 5% 阻尼)  
(Energy Northwest, 2019)

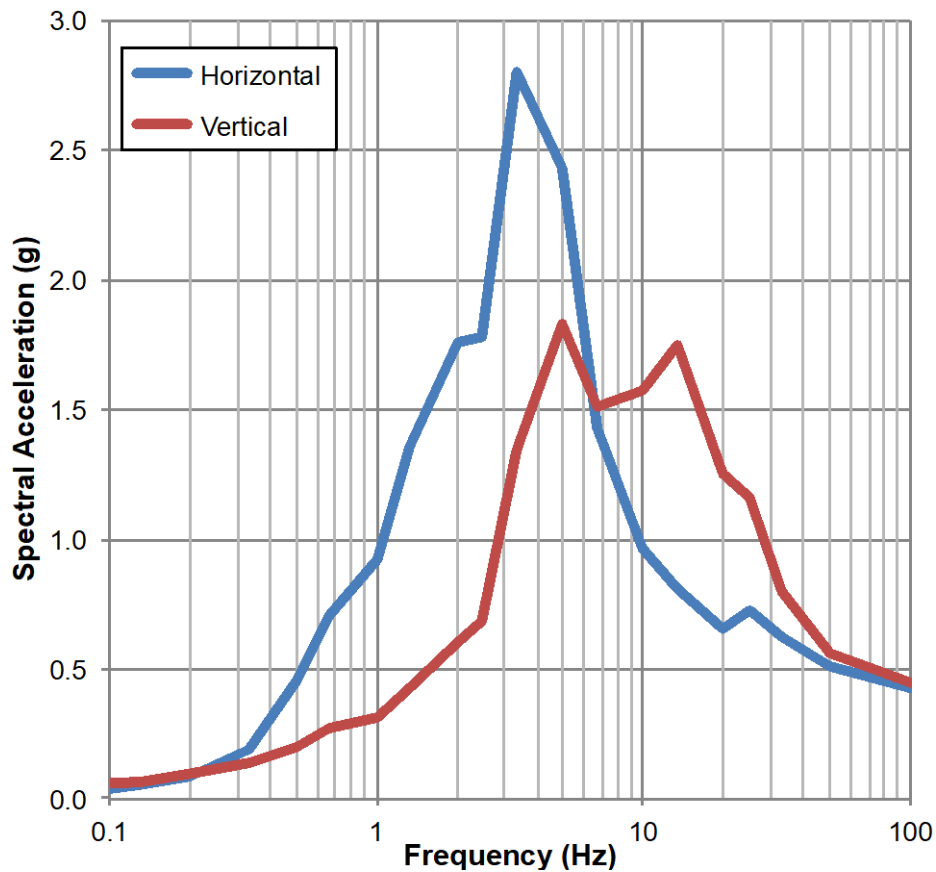


圖 1-12 CGS 參考點的水平 and 垂直 10-E5 UHRS (5% 阻尼)  
(Energy Northwest, 2019)

#### 4. PBAPS 和 CGS SPRA 報告的地震易損性

PBAPS 和 CGS SPRA 報告的第四章敘述地震易損性的決定。

##### (1) 地震設備清單

地震設備清單(Seismic Equipment List, SEL)列出地震發生後，達成安全停機，以及當爐心熔損時，減輕輻射外釋的 SPRA 模型重要 SSC，以進行易損性分析。PBAPS 的 SPRA SEL 是以 PBAPS 既有的全功率 PRA 模型當起點開發出來，有 PBAPS 全功率內部事件 PRA (包括內部洪水模型) 和內部火災 PRA。這些模型包括 Level 1 (爐心熔損頻率) 和 Level 2 (早期大量輻射外釋頻率) 全功率 PRA 相關設備，但這些 PRA 不涵蓋用過燃料池的相關功能。

PBAPS 的 SEL 開發還透過審查系統圖、審查電廠圖和人員可靠度分析、辨識容納 SPRA 設備的建築物磚牆、辨識潛在的地震引起電氣火源、組件電顛評估、辨識地上儲槽和埋置物、以及電廠巡查(walkdowns)等工作進行補充。PBAPS SEL 的行項目總數約為 9000 個，涵蓋基本事件、肇啟事件、人員操作、各種基本事件類型以及特定的設備和結構。每個行項目的處置編碼用於辨識篩出、電廠巡查、或進行 SSC 易損性評估等。

CGS SPRA 的 SEL 包括在地震事件後保持安全的關閉，以及發生爐心熔損時減輕輻射外釋非常重要的 SSC，仍根據 SPRA 實施指南(EPRI, 2013b) 提供的指導開發。選擇 SEL SSC 的依據是考慮地震事件可能發生的肇啟事件和後果事件、響應這些肇始事件必須履行的安全功能、以及 SPRA 中認可的前線和支持系統滿足爐心熔損和早期大量輻射外釋事故序列的各項功能，如反應性控制、反應器冷卻劑系統壓力控制、反應器冷卻劑系統庫存控制、衰變熱移除、以及圍阻體隔離和完整性等。

CGS 從內部事件 PRA 和 IPEEE 的安全停機設備清單(SSEL)中辨識包容在 SEL 的適當 SSC。使用電廠資訊來源，如管道和儀表圖、電氣單線圖、內部事件 PRA 的系統筆記、以及 CGS 系統描述等，來確定應添加到 SEL 的額外 SSC，這可能導致或促成肇啟事件。SEL 不包括高抗震能力的 SSC。CGS 的 SEL 由大約 1200 個 SSC 組成。

地震造成的地動可能導致接點顛振，對設備發出假訊號。大多數的電驛顛振可以接受、可以自我修正、或是可以透過人員的操作來恢復。PBAPS 和 CGS 的 SPRA 評估結果顯示大多數電驛顛振境

況均因沒有影響組件功能，而排除進一步評估

## **(2) 巡查步驟**

SEL 的所有組件都包含在 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 巡查範圍內。對之前未巡查過的所有組件進行詳細巡查，收集足夠的資訊以開發易損性，包括有關錨固、配置、重量、尺寸、載重路徑和其它結構資訊。此外，現場巡查團隊還重點關注潛在的地震相互作用問題，包括地震引起的火災和洪水的可能性，以及地震 II/I 級問題，例如組件附近的磚牆。對先前已巡查的組件進行簡化的巡視(walk-by)，巡視團隊檢查組件，以確保自上次巡查以來沒有發生明顯的變化，未影響組件的抗震能力。一般來說，巡視比巡查更不詳細，也更不具侵入性。SPRA 巡查滿足或超過 ASME/ANS RA-Sa-2009 更新版 (2013) 風險評估標準的性能類別 II 要求。

巡查遵循 SPID (EPRI, 2013a)、ASME/ANS (2013) 和 EPRI (1991a) 的導則，PBAPS 和 CGS 地震巡查期間沒有任何重大發現。PBAPS 和 CGS SPRA SEL 的開發和巡查均針對 PRA 標準的性能類別 II 進行獨立同行審查，確定 PBAPS 和 CGS SPRA 的地震和 SEL 巡查適合此 SPRA 應用。

## **(3) 結構體的動力分析**

儘管 PBAPS 位於硬岩場址，但沒有進行固定基礎分析，對 SPRA 的每棟主要結構都進行土壤-結構互制 (SSI) 分析，但假設每棟主要結構的地動不相干，即不相干 SSI 分析。主要結構有反應器廠房 (RB) 綜合體 (包括反應器廠房、汽機廠房、放射性廢棄物廠房和主控制室)、柴油發電機廠房 (DGB)、緊急冷卻水塔 (ECT) 和泵浦結構 (PS)。對主要結構先進行一組基線 SSI 分析，假設混凝土單元

開裂。隨後，假設混凝土未開裂，對 RB 綜合體、DGB 和 PS 進行了第二組補充 SSI 分析。在組件易損性分析中，考慮了兩組分析的結構反應，目的是使高風險組件的抗震要求應與其失效程度合理一致。

RB 綜合體、ECT 和 PS 的 SSI 分析使用最佳估計值 (BE)、下限 (LB) 和上限 (UB) 結構模型來考慮結構屬性的變化。這種考慮結構特性變化的方法也用於 DGB 的補充 SSI 分析，DGB 的基線 SSI 分析則透過尖峰展寬 (peak broadening) 考慮結構頻率的變化。DGB 建立在土壤之上，透過使用單獨的 BE、LB 和 UB 土壤案例來考慮土壤的變異性。

PBAPS 採用 SC-SASSI 分析軟體執行 SSI 分析，截止頻率選擇為 50 Hz，其中 SSI 模型經過充分改進，可以透過土壤/岩石-基礎界面傳輸高達至少 50 Hz 的頻率。所有 SSI 分析均採用 SASSI 直接法，同時進行三個空間方向的分析。

PBAPS 的結構模型以獲得中值為中心，進行地震反應分析，包括 GMRS 危害等級的 SSI 效應。模型經過充分完善，可以捕捉建築物扭轉效應、平面外地板反應和平面內地板隔膜剛度。重量包括自重、設備、分配系統和地震活載重，混凝土和鋼材的屬性基於電廠特定的數據。此外，還對結構模型進行評估，以確定在考慮低容量和/或重大風險的組件或結構的情況下，產生的新模型是否有利於易損性考慮。

由於 RB 綜合體的相對複雜性，難以建構合理結構配置以獲取對組件易損性可能重要的現地反應。各個結構共享一個大型的公共基礎，並且各棟建築物之間共享部份負載路徑，故產生一個 RB 綜

合體的詳細 3D 有限元素模型，以考慮結構界面和綜合體下方的大型公共基礎。在考慮開裂混凝土的基線分析中，結構阻尼發生變化。LB 混凝土（與 UB 結構剛度配對）使用 7% 的阻尼比，然後根據 BE 和 UB 特性的變異係數 (COV) 0.35 進行變化。對於未考慮開裂混凝土的補充分析，混凝土阻尼比設定 4%，但變化剛度。

確定 DGB 上部結構既有的 Lumped-Mass Stick Model (LMSM) 不能直接滿足 SPID 標準 (EPRI, 2013a)，但相對較小的增強是可行的。因此，開發一種新的基礎系統（板、剪力牆和承載樁）有限元素模型，以考慮嵌入和不連貫性的影響，上部結構 LMSM 在地面上附著在板上。在開裂混凝土的基線分析中，混凝土阻尼比 10%；在未開裂混凝土的補充分析中，混凝土阻尼比保持 4%。

初步審查發現 ECT 與其它電廠結構相比，具有潛在的低容量和高風險。軟層柱為控制失效模式，預期的低易損性是 LMSM 導致力分佈過度保守的結果。ECT 是一個冗餘系統，僅在正常散熱器 (heat sink) 失效的情況下（下游 Conowingo 大壩發生損壞事件），才用以消除衰變熱。由於該大壩具有潛在的重大風險，故 ECT 的可信度是風險評估需要實際考慮的潛在重要情境。因此，開發 ECT 的詳細 3D 有限元素模型。LB 混凝土的阻尼比為 7%（與 UB 結構剛度配對），然後根據 BE 和 UB 屬性的 0.35 COV 進行變化。由於預計該結構在 GMRS 會出現明顯裂紋，而且該結構包納相對較少的較大潛在風險組件，因此該結構不進行未開裂混凝土的補充分析。

確定 PS 既有的 LMSM 不直接滿足 SPID 標準 (EPRI, 2013a)，但進行相對較小的增強（如添加用於獲取地板反應的振盪器、用於建築物拐角處反應的支腿、以及 LMSM 的額外離散化），將現有模

型升級到令人滿意的水準是可行的。因此，既有的 LMSM 得到了增強，並連接到平坦的基礎板，以進行 SSI 分析。在開裂混凝土的基線分析中，LB 混凝土（與 UB 結構剛度配對）的阻尼比為 7%，然後根據 BE 和 UB 屬性的 0.35 COV 進行變化。在未開裂混凝土的補充分析中，混凝土阻尼比保持 4%（但剛度變化）。

在頻域 SSI 分析後，使用與 GMRS 相符的人造歷時來開發上述結構的水平和垂直結構內反應譜 (In-Structure Response Spectra, ISRS)。ISRS 係根據不同樓層和設備位置的歷時反應計算得出。對於基線 ISRS，定義電廠小區域/房間來取代每個組件位置。對於補充 ISRS，提供了設備設置和/或錨固處的特定組件反應。表 1-3 總結 PBAPS 在 SPRA 建模的每個主要結構所使用的分析類型和模型。

CGS 位於土壤場址，需要進行 SSI 分析，確定 SPRA 的 SSC 易損性所需的建築物反應和 ISRS。SSI 分析用於反應器廠房、放射性廢棄物/控制廠房、柴油發電機廠房、汽機廠房和冷凝水儲存槽的 ISRS 制定。CGS 其它結構的 SEL 組件之地震輸入不會受到 SSI 的顯著影響。服務廠房是輕質鋼框架結構，有一個大型地下室，可隨周圍土壤移動。服務廠房不容納 SEL 組件，但其倒塌可能會損壞 CST 管道。為了評估結構易損性，只需計算主抗力系統的力，因此假設為 LMSM，進行反應譜分析。表 1-4 總結 CGS 在 SPRA 建模的每個主要結構所使用的分析類型和模型。

表1-3 PBAPS SPRA 結構及動態分析方法(Exelon Generation, 2018)

| 結構                         | 地基條件                       | 模型類型               | 分析方法          | 評論/其它資訊   |
|----------------------------|----------------------------|--------------------|---------------|---|
| 反應器廠房、汽機廠房、放射性廢棄物廠房及主控室綜合體 | 岩石                         | 組合有限元素模型           | 多情況確定式 SSI    | 剪力波速 = 9285 ft/s；不相干SSI 分析，3 個結構案例，5套BE 歷時 (T-H)            |
| 柴油發電機廠房                    | 基礎剪力牆和承重樁嵌入約 20 ft深的土壤直至岩石 | LMSM上部結構和有限元素基礎    | 基線：確定式 SSI    | 不相干SSI 分析，3 個土壤案例，BE 案例峰值展寬                                 |
|                            |                            |                    | 補充：多情況確定式 SSI | 不相干SSI 分析，5 個土壤-結構案例(BE - BE、LB -BE、UB-BE、BE-LB、BE-UB)      |
| 緊急冷卻水塔                     | 岩石                         | 有限元素               | 多情況確定式 SSI    | 剪力波速 = 9285 ft/s；不相干SSI 分析，3 個結構案例，5套BE 歷時 (T-H)            |
| 泵浦結構                       | 岩石                         | LMSM上部結構和代表性有限元素基礎 | 多情況確定式 SSI    | 剪力波速 = 9285 ft/s；不相干SSI 分析，3 個結構案例，5套BE 歷時 (T-H)，不確定性量化嵌入條件 |
| FLEX儲存廠房                   | 表面建立在岩石樁上                  | 不適用                | 不適用           | 未計算建築物反應，直接用FIRS2   |

CGS 的機率式 SSI 分析採用拉丁超立方取樣(LHS)，LHS 的變數包括應變相容的土壤剖面、結構頻率和阻尼、以及地震加速度歷時，且為 SSI 分析開發新的結構有限元素模型。SSI 模擬使用電腦程式 CLASSI 進行，每個變數的樣本空間被分成 30 個等機率箱，透過 LHS，開發了 30 個 CLASSI 模擬。

表1-4 CGS SPRA 結構及動態分析方法(Energy Northwest, 2019)

| 結構              | 地基條件 | 模型類型 | 分析方法   | 評論/其它資訊                                       |
|-----------------|------|------|--------|---|
| 反應器廠房           | 土壤   | 有限元素 | 機率式SSI | 部份黏結嵌入式基礎使用SASSI 2010 開發基礎阻抗和散射矩陣，用於輸入 CLASSI |
| 放射性廢棄物/<br>控制廠房 | 土壤   | 有限元素 | 機率式SSI | 放射性廢棄物廠房混合空氣與暖氣、通風和空調 (HVAC)有關，               |
| 柴油發電機<br>廠房     | 土壤   | 有限元素 | 機率式SSI | SSI 分析包括相鄰反應器廠房與放射性廢棄物控制廠房的結構-土壤-結構互制作用       |
| 汽機廠房            | 土壤   | 有限元素 | 機率式SSI | 沒有 SSC在SEL 上，但潛在的倒塌是相鄰結構的地震相互作用               |
| 冷凝水儲存槽          | 土壤   | 有限元素 | 機率式SSI | ---   |
| 服務廠房            | 土壤   | LMSM | 反應譜    | 輕質鋼結構，具有大型地下室，可隨周圍土壤移動。只有結構倒塌易損性才有興趣          |

SSI 分析的參考地震取為平均  $1E-5$  的 UHRS，開發了與 UHRS 相符且各含三個獨立分量的 30 組地動歷時，相符頻率範圍為 0.5 Hz 至 50 Hz。然後從對數常態分佈（中值 1.0，水平和垂直向對數標準差分別為 0.18 和 0.25）中，隨機產生的尺度因子修改這些地動歷時，以包容地震分量變異性。SSI 分析考慮 85 英尺深的土柱，此深度以下的土層比其上土層堅硬許多，根據  $1E-5$  平均年超越頻率水平地動的機率場址反應分析，選擇一組具有統計代表性的 30 個應變相容土壤剖面，保留土層屬性之間的潛在相關性，優於隨機產生的不相關屬性。根據對數常態分佈產生 30 個結構頻率和阻尼的

比例因子，中值為 1.0，對數標準差分別為 0.15 和 0.35。

CGS 新的有限元素模型使用電腦程式 SAP2000 模擬每個結構的中值屬性，每個模型代表重要的抗震結構元件。樑和柱由框架元素建模，牆壁、地板和屋頂均按區域元素建模。結構模型包括結構質量和可能與重大地震事件同時發生的非結構質量的最佳估計。對每個結構模型進行基礎固定的模態分析，證實模型正確地捕捉結構的動態特性，並具有合理的振型和頻率。除了服務廠房倒塌易損性以外，固定基礎模型不用於決定的結構反應或易損性。

CGS 先對每個 SAP2000 結構模型採用未開裂混凝土的特性，進行初步地震反應分析，以評估混凝土開裂的預期範圍和地震反應水準。根據預期反應水準，分配結構阻尼。機率結構反應分析採用 LHS 方法，顧及結構剛度和阻尼的變化。對每個結構進行兩組機率反應分析。第一組分析考慮所有 LHS 變量，複合結構反應的變異性來自隨機性和不確定性。第二組分析僅考慮隨機性來源，以區分隨機性和不確定性。隨機性僅由地震地表運動造成，故第二組分析採用土壤剖面、結構剛度和阻尼的中值，僅改變地震加速度歷時。

對於每組分析集，輸出每棟建築物每個選定位置的加速度歷時，再計算 ISRS，這些選定位置涵蓋了 CGS SEL 之系統和組件的地理範圍。在每個位置和方向上，針對 10 個阻尼比（1% 到 20%）產生中值和 84%不超越機率(NEP) ISRS。對加速度歷時進行雙重積分和基線修正來計算位移歷時，計算代表性位置相對於自由場和建築物的中值和 84% NEP 位移歷時。

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 地震結構反應和土壤-結構互制分析根據 PRA 標準(ASME/ANS, 2013)的相關要求進行獨立同行審查，同

行審查基於 PRA 標準(ASME/ANS, 2013)全套要求的性能類別 II 進行。同行審查評估以及同行審查結果後續處理確定 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 地震結構反應和土壤-結構互制分析適合此 SPRA 應用。

#### (4) SSC 的易損性分析

SSC 地震易損性分析考慮在給定地動參數值（如最大地表加速度 PGA、擬譜加速度 PSA、樓板譜加速度 FSA 等）後，地震事件對 SSC 失效機率的影響。PBAPS 的 SPRA 最初採用三次量化，在同行審查之後，為了解決同行審查意見，進行了兩次額外的量化。

PBAPS 使用縮放方法開發代表性結構的易損性，該方法確定中值地震需求所需的有效結構輸入運動的比例因子，以達到先前估計的中值抗震能力。縮放是基於主動結構反應模式的頻譜頻率加權貢獻或不同標高樓層的 ZPA 反應而完成。參考地震需求是 PBAPS 的 GMRS，相當於結構 SSI 分析的 FIRS。由於沒有發現這些結構是地震風險的主要貢獻源，因此不需要更詳細的易損性分析。

SSC 的容量由四種主要失效模式定義：功能失效、結構失效和錨固失效（結構完整性）、附近的結構或空間相互作用、以及地震引起的洪水/噴灑相互作用。組件易損性的第一次量化透過擴展現有的設計基礎計算或工作期間的執行計算來開發代表性的易損性，以考慮設計的可用餘裕度，分配通用隨機變異性和認知不確定性以獲得中值易損性。第二次量化的易損性使用保守確定式失效餘裕 (Conservative Deterministic Failure Margins, CDFM) 方法開發，不是擴展現有分析或使用簡化方法，而是使用項目特定的資訊對每個項目進行詳細計算。第三次量化的易損性使用變數分離 (Separation of Variables, SOV) 方法開發，使用專案特定的資訊對每個項目執行詳

細的 SOV 計算，或在某些情況下更詳細的 CDFM 計算。表 1-5 列出 PBAPS 逐次量化精化易損性，SSC 和電驛的大約數量。

表1-5 PBAPS每次量化SSC和電驛精化易損性的大約數量  
(Exelon Generation, 2018)

| 量化順序  | SSC數量<br>(非電驛) | 電驛數量 | 易損性評估方法   |
|-------|----------------|------|---|
| 第一次   | 900            | 370  | 代表性   |
| 第二次   | 100            | 280  | CDFM：79 個組件<br>SOV：16 個組件<br>電驛：全部 CDFM           |
| 第三次   | 40             | 180  | 代表性：4個組件<br>CDFM：9 個組件<br>SOV：29 個組件<br>電驛：全部 SOV |
| 同行審查後 | 40             | 360  | CDFM：36 個組件<br>SOV：2 個組件<br>電驛：全部 SOV             |

PBAPS 組件易損性的地震需求是組件安裝位置的 ISRS。使用基線（完全破裂）分析的 ISRS 用於開發初始量化的代表性易損性。根據初始量化的結果，確定後續量化的 ISRS 應基於補充（未破裂）分析。同行審查後，進行了敏感度研究，確定如果考慮更高地震等級會導致結構完全破裂，後續對 SPRA 結果的影響。由於 ISRS 通常具有相對尖銳的峰值，因此需要在峰值處進行展寬，以便與容量譜進行有意義的比較。如果採用 LMSM 開發 ISRS，則自然頻率變化±20%；如果採用 FE 開發 ISRS，則自然頻率變化±10%。此頻率範圍用於計算錨固力和力矩，以評估負載路徑和錨固。根據測試，確定核電廠典型組件和子組件的相關水平向自然頻率在 4 至 20 Hz 範圍內。對於已知頻率高於 20 Hz 的組件或剛性組

件，通常會使用 ZPA。與行業共識一致，功能易損性評估僅針對水平向輸入運動進行，除非確定組件對垂直向輸入運動敏感。

CGS SPRA 的地動參數取為頻率 2.5 Hz 和阻尼比 5% 的土壤表面水平譜加速度，代表對主要 CGS 結構的反應具有重要意義的地表運動，這些結構的基本 SSI 中值頻率都在 1.6 Hz 到 3 Hz 之間。這些頻率的 PSA 危害度曲線斜率具有可比性，並且與 PGA 危害度曲線的斜率顯著不同。經過行業專家小組的審查，一致認為該地動參數提供 SPRA 最真實的結果。模型中處理參與 SPRA 事故序列的 SSC（即 SEL 的 SSC）的易損性。CGS SSC 的篩檢根據兩個標準：本質上堅固的 SSC（高抗震能力，對地震風險的貢獻可以忽略）和基於能力的篩檢（篩檢級易損性，F-V 小於 0.005）。

CGS 對每個 SSC 的功能和錨固進行易損性評估，有時也對 SSC 或其支撐結構的空間互制作用、地震-火災和/或地震-洪水互制作用、顫振和結構完整性進行易損性評估。採用以下分級方式將易損性重點放在具有重大風險的 SSC 上：(1) 使用代表性易損性（電廠特定的 SSC 需求和容量數據），(2) 根據使用代表性易損性的初步風險量化，確認具有潛在重大風險的 SSC，(3) 針對具有重大風險的 SSC，制定詳細的易損性（SOV 或混合方法），(4) 根據使用詳細易損性的後續風險量化，確認其它具有重大風險的 SSC，為這些 SSC 開發更多詳細易損性，(5) 重複這個迭代過程，直到風險量化結果變得穩定。

鑑於放射性廢棄物/控制廠房、汽機廠房、和反應器廠房易損性在地震風險中占主導地位，採用非線性側推分析進行易損性評估，以獲得更真實的參數。考慮 SSI 對每個結構的影響，明確評

估非彈性能量耗散。汽機廠房的側推分析顯示其倒塌不會導致放射性廢棄物/控制廠房整體失效，只能導致反應器廠房整體失效，最佳估計機率為 0.2。三個主要 CGS 建築結構的詳細易損性均採用更嚴格的 SOV 方法開發。使用 SOV 方法為所有對震動和衝擊敏感的設備開發詳細易損性。使用混合方法對大約 90 個 SSC（風險貢獻較小）進行詳細易損性分析。

反應器廠房、放射性廢棄物/控制廠房和汽機廠房結構易損性之間的相關性對電廠風險的真實性有顯著影響。易損性分析評估建築物之間的影響以及相對位移對 SSC 易損性的影響，結論是唯一受建築影響的 SSC 易損性涉及組件抖動。

通常對 SCDF 和 SLERF 風險最高的重要 SSC 以及選定的其它組件進行詳細易損性計算(SOV)。PBAPS 和 CGS SPRA 的 SSC 易損性分析根據 PRA 標準(ASME/ANS, 2013)的相關要求進行獨立同行審查，同行審查基於 PRA 標準(ASME/ANS, 2013)全套要求的性能類別 II 進行。同行審查評估以及同行審查結果的後續處理確定 PBAPS 和 CGS SPRA 的易損性分析適合此 SPRA 應用。

## **5. 電廠地震邏輯模型**

PBAPS 和 CGS SPRA 報告的第五章敘述電廠的地震邏輯模型。電廠地震反應分析對結構、設備和人為失效的各種組合進行建模，量化模型以決定全部 SCDF 和 SLERF，並辨識重要影響因素（重要的事故序列、SSC 失效和人員操作）。量化過程還包括對不確定性來源的評估，並提供不確定性來源如何影響 SPRA 的見解。

### **(1) 開發 SPRA 電廠地震邏輯模型**

PBAPS 和 CGS 的地震反應模型從內部事件的 PRA 模型開始開

發，使用特定應用模型更新，添加與地震易損性相關的頂端事件，刪除內部事件模型中一些不適用或篩濾掉的事件，調整內部事件 PRA 模型的人員可靠性分析，以考慮地震事件期間和之後的反應。

PBAPS 場址的平均地震危害度曲線分為 8 個地動範圍（地震風險區間），用於開發和量化 SPRA。指定每個地震風險區間的肇始 ID（例如：%G4，「地震肇始事件：0.4 g 至 0.5 g PGA」）和肇始頻率。地震風險區間肇始頻率的計算為地動範圍起點的超越頻率減去地動範圍終點的超越頻率，最後（最高）地動範圍的頻率是該範圍起始點的超越頻率。事件樹是顯示地震事故序列的有用邏輯工具，PBAPS 的 SPRA 模型使用地震肇始事件樹來整理地震事件更普遍的影響，如導致爐心熔損等。第二層事件樹是系統事件樹（與 1 級內部事件 PRA 中的事件樹相同），用於在地震肇始事件樹下，評估電廠反應和緩解能力，定義事故序列進展和分配至 1 級事件的結束狀態。SPRA 將爐心熔損序列從 1 級事件樹分組並轉移到 2 級遏制事件樹的方法與內部事件 PRA 方法相同，採用相同的 LERF 計時和放射性核種釋放類別定義。

PBAPS SPRA 的系統故障樹經由內部事件 PRA 修改，反映地震災害挑戰的獨特面向，同時考慮了地震和隨機 SSC 失效。PBAPS SPRA 開發三種故障樹模型：系統故障樹、事件樹節點故障樹、和整合故障樹，來模擬 CDF 和 LERF 事故序列。

具有相同位置、高程和方向的相同類型 SSC 被分配到單一相關群組，由於地震事件的廣泛性，如果相關群組的單一 SSC 失效，則假設群組的所有 SSC 都會失效。PBAPS SPRA 對 100 多個易損性群組建模，大約有 60 個為相關易損性群組，即假設相同或非常相似

的設備在相同結構和高度下的反應完全相關。

SPRA 人員可靠度分析(Human Reliability Analysis, HRA) 的範圍集中在事件肇始後的人員操作。內部事件 PRA 使用系統方法來辨識和評估操作員回應假定事故的行為，並透過 EPRI 的 HRA Calculator 適當地應用於內部事件模型。地震 HRA 使用這些人員操作和這些人為錯誤機率 (Human Error Probabilities, HEPs) 的基本計算作為地震 HRA 的輸入。PBAPS 使用 EPRI HRA Calculator 來計算內部事件 PRA、火災 PRA 和 SPRA。根據 SPRA 模型量化確認可能具有高風險貢獻的 HEP，使用 EPRI HRA Calculator 開發更詳細的 HEP 評估（包含地震影響調整）。然後，使用地震調整的 HEP 重新計算相關的 HEP 機率。

CGS 場址的地震風險離散為 46 個區間，視為地震引發因素，並分配特定區間的地震易損性，再累計所有區間的 PRA 解。CGS 地震肇始事件包括：直接導致爐心熔損的地震破壞、直接導致早期輻射大量外釋的地震破壞、控制室功能喪失、失去控制室暖通空調、圍阻體外破裂/洩漏、失水事件(LOCA)、和喪失外電(LOSP)。

CGS 的 SPRA 認定相同結構和高程之相同或非常相似設備的反應完全相關。反應器廠房、放射性廢棄物/控制廠房、和汽機廠房結構的複合易損性視為部份相關並建模。

CGS 使用系統方法來辨識應包含在 SPRA 中的內部事件人為失效事件 (Human Failure Event, HFE)，在 SPRA 增加額外行動，以防此類行動影響整體風險評估。SPRA 對具有重大風險的 HFE 進行詳細處理，對具有詳細 HRA 之每個 HFE 的電廠損害狀態特定分析進行調整。進行地震 HRA 相關性分析，並將其納入 SPRA 量化中。

因為地震可能引發火災，CGS 的 SPRA 對所有確認的點火源建模，總共大約有 40 種境況。不考慮撲滅火災，並將火災境況建模為點火源存在處的物理分析單元完全燒毀。結合點火源的易損性和火災產生的條件機率建模地震引發的火災。

地震也可能引發洪水，CGS 的 SPRA 對所有確認的洪水源建模，方法是將洪水源映射到 PRA 建模的洪水境況，或是將地震事件特定的洪水境況，映射到適用的目標。總共建模約 50 個內部洪水境況。CGS 是乾燥場地，不存在外部洪水境況，能夠損壞 SPRA 認可的任何組件。

為所有可能影響地震後 CGS 電廠反應的 SEL SSC 定義了易損性群組，SPRA 建模 425 個易損性群組。FRANX 4.2 用於整合 CGS 的地震風險和電廠反應，這些群組被納入 FRANX 4.2 中，並對應到 CGS SPRA 拓撲邏輯故障樹模型中的基本事件，這些事件對應於每個易損性群組產生的特定 SSC 影響。然後使用 FRANX 4.2 的 XINIT 功能產生頂部邏輯故障樹，使用 PRAQuant 5.2 量化 FRANX 外部的 SPRA，然後使用 PRAQuant 5.2 產生 SPRA 切割集，並使用 ACUBE 2.0 產生 SPRA 結果。

## **(2) SPRA 地震電廠邏輯模型的技術合宜性**

PBAPS 和 CGS SPRA 的地震電廠反應方法和分析根據 PRA 標準(ASME/ANS, 2013)的相關要求進行獨立同行審查。同行審查評估以及同行審查結果的後續處理確定 PBAPS 和 CGS SPRA 的地震電廠反應分析適合此 SPRA 應用。

## **(3) 地震風險的量化**

PBAPS 的 SPRA 使用以下方法量化地震電廠反應模型，並確定

SCDF 和 SLERF。開發量化模型的分析工具是由 ACUBE 二元決策圖 (BDD) 軟體增強的 EPRI CAFTA 軟體套件。PBAPS SPRA 模型已開發為模組化，事件樹（可轉換為故障樹）、事件樹頂部邏輯（節點故障樹）和系統層級故障樹都已開發為不同的檔案。該模型使用 PRAQuant 進行量化，PRAQuant 是整個 CAFTA 軟體套件的程式碼。另外，由於地震建模的特殊情況（即大量高失效機率事件導致的過度計數），採用 BDD 演算法的 ACUBE 軟體用於模型量化，以獲得總 CDF 風險的真實評估。

CGS SPRA 使用 PRAQUANT 5.2、FTREX 1.8 和 QRecover 2.08 量化頂部邏輯模型。FTREX 產生 SPRA 切割集，QRecover 套用切割集後處理規則。初始量化後，ACUBE 2.0 產生更精確的頂級事件頻率估計，並產生重要度。在 CGS SPRA 中，使用 QRecover 2.08 恢復規則，執行人員可靠性分析的相關性分析。SPRA 量化所使用的軟體已通過 CGS 軟體驗收流程的審查。

#### **(4) SCDF 的結果**

一般來說，PBAPS 2 號機組和 3 號機組是對稱的。執行 PBAPS 的 SPRA 顯示 2 號和 3 號機組平均 SCDF 的點估計值皆為  $2.1 \times 10^{-5}$  /年，截斷範圍為  $1 \times 10^{-6}$  /年至  $1 \times 10^{-10}$  /年，取決於量化的地震風險區間。表 1-6 列出 PBAPS 2 號機組各肇始事件的 SCDF，地震肇始事件 %G5、%G6 和 %G8 是 SCDF 的主要貢獻源，3 號機組各肇始事件的 SCDF 與 2 號機組類似。

表1-6 PBAPS 2 號機組各肇始事件的SCDF (Exelon Generation, 2018)

| Seismic Hazard IntervalBin | Description   | Interval Frequency (/yr) | Interval CDF (/yr) | % of Total SCDF | Cumulative SCDF (/yr) |
|----------------------------|---|--------------------------|--------------------|-----------------|-----------------------|
| %G1                        | %G1 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.05g to 0.2g | 4.7E-04                  | 3.6E-09            | 0%              | 3.6E-09               |
| %G2                        | %G2 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.2g to 0.3g  | 4.2E-05                  | 5.7E-07            | 3%              | 5.7E-07               |
| %G3                        | %G3 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.3g to 0.4g  | 1.8E-05                  | 1.8E-06            | 8%              | 2.3E-06               |
| %G4                        | %G4 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.4g to 0.5g  | 9.5E-06                  | 2.9E-06            | 14%             | 5.3E-06               |
| %G5                        | %G5 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.5g to 0.6g  | 5.6E-06                  | 4.5E-06            | 21%             | 9.7E-06               |
| %G6                        | %G6 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.6g to 0.75g | 4.7E-06                  | 4.2E-06            | 20%             | 1.4E-05               |
| %G7                        | %G7 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.75g to 0.9g | 2.7E-06                  | 2.5E-06            | 11%             | 1.6E-05               |
| %G8                        | %G8 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: > 0.9g        | 5.3E-06                  | 4.9E-06            | 23%             | 2.1E-05               |

表 1-7 列出 PBAPS 2 號機組 SCDF 依 Fussell-Vesely (F-V) 重要度排序的 SSC。SSC 易損性的 SCDF F-V 值是基於各個風險區間計算的各個 SSC F-V 值的加權和。實際上，ACUBE 軟體產生關鍵重要性 (Criticality Importance, CI) 風險度量來取代 F-V。CI 和 F-V 測量值在數值上非常接近，對於典型的決策目的來說，它們的任何微小差異都是不顯著的。SCDF 的前幾個貢獻源：(1) 喪失外電(Offsite Power, OSP)，因為地震事件很有可能導致場外電源失效。(2) 125 VDC 電池架，因為所有 125 VDC 的損耗都會導致短期電廠全黑事件。(3) Conowingo 水力發電廠（備用交流電源），Conowingo 大壩提供 PBAPS 備用廠外交流電源。(4) 主控制室電驛面板，導致 EDG 不可用。(5) 電顫事件 359A，導致所有 EDG 不可恢復。(6) D/G 室供應溫度控制面板 0(AD)C479，導致所有主要 EDG 風扇冷卻不可用。PBAPS 3 號機組 SCDF F-V 重要度排序的 SSC 與 2 號機組相似，但不完全相同。此外，PBAPS 2 號機組 SCDF 依 F-V 重要度排序的前四個人員操作均與手動調整 SRV 的備用氣動供應，以支援發生 LOOP 事件後的 RPV 減壓有關。

表1-7 PBAPS 2 號機組SCDF的F-V重要度 (Exelon Generation, 2018)

| FRAGILITY GROUP ID | FRAGILITY GROUP DESCRIPTION   | FV TOTAL | Am (g) | $\beta_r$ | $\beta_u$ | Failure Mode | Fragility Method |
|--------------------|---|----------|--------|-----------|-----------|--------------|------------------|
| OSP                | Offsite Power   | 9.81E-01 | 0.3    | 0.30      | 0.45      | Functional   | Representative   |
| S-DCBT1-           | DC Batteries 2(A-D)D01, 3(A-D)D01   | 1.20E-01 | 0.73   | 0.28      | 0.52      | Anchorage    | SOV              |
| S-CNWG2-           | Conowingo Hydroelectric Plant (OSP)   | 4.42E-02 | 0.3    | 0.30      | 0.45      | Functional   | Representative   |
| S-CEPA1-           | Panel 20C003, 20C004C, 30C003, 30C004C, 00C29(A-D)                              | 3.81E-02 | 0.82   | 0.28      | 0.37      | Anchorage    | SOV              |
| S-CC359A-          | Correlated Relay Chatter Group 359A (52B-TD5 relays) (All EDGs - Unrecoverable) | 1.07E-02 | 0.98   | 0.30      | 0.43      | Functional   | SOV              |
| S-DGPA1-           | D/G Room Supply Temp Control Panel 0(A-D)C479                                   | 6.78E-03 | 0.86   | 0.24      | 0.32      | Functional   | Representative   |

執行 CGS 的 SPRA 顯示平均 SCDF 的點估計值為  $2.0 \times 10^{-5}$  / 年。圖 1-13 的圓餅圖示意以地震肇始事件劃分的 SCDF 貢獻比例，%G07 至 %G22 是 SCDF 的主要貢獻源，佔了總 SCDF 的 83% 以上。SCDF 的肇始事件貢獻主要來自中間地震事件；較小的地震事件具有較高的發生頻率，但條件 CDP 較低；較大的地震事件具有較高的條件 CDP，但發生頻率較低。

CGS 在 1995 年以 RLE 震譜(0.5 g PGA，2 倍 SSE)執行 IPEEE，得 SCDF 為  $2.1 \times 10^{-5}$  / 年。在 2004 年，因更新易損性計算，得 SCDF 為  $6.67 \times 10^{-6}$  / 年。在 2007 年和 2010 年，因 SPRA 和內部事件的電廠系統模型持續更新，得 SCDF 各為  $5.24 \times 10^{-6}$  / 年和  $4.9 \times 10^{-6}$  / 年。圖 1-8 的 CGS 電廠水準 HCLPF 容量震譜(IHS)的依據是 2010 年的 SCDF ( $4.9 \times 10^{-6}$  / 年)，PGA 為 0.395 g，是 SSE 的 1.6 倍。採用此容量震譜和最近的 PGA 危害度曲線，得 SCDF 為  $8.5 \times 10^{-7}$  / 年(Energy Northwest, 2015)。本次的完整 SPRA 得 SCDF 為  $2.0 \times 10^{-5}$  / 年，高於 2010 年的  $4.9 \times 10^{-6}$  / 年，部分原因是新 PSHA 的危害度曲線低於舊 PSHA，如圖 1-14 所示。

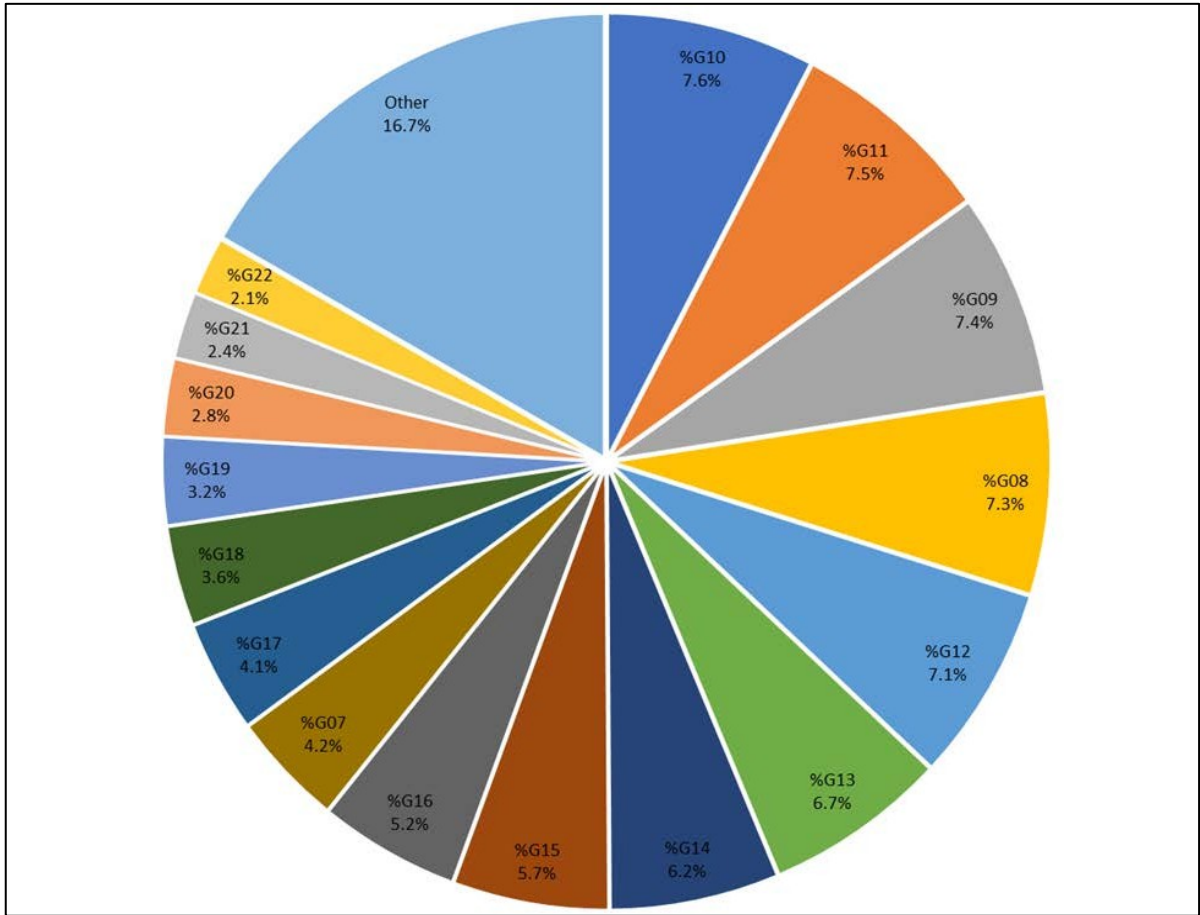


圖 1-13 CGS 以地震肇始事件劃分的 SCDF 貢獻比例 (Energy Northwest, 2019)

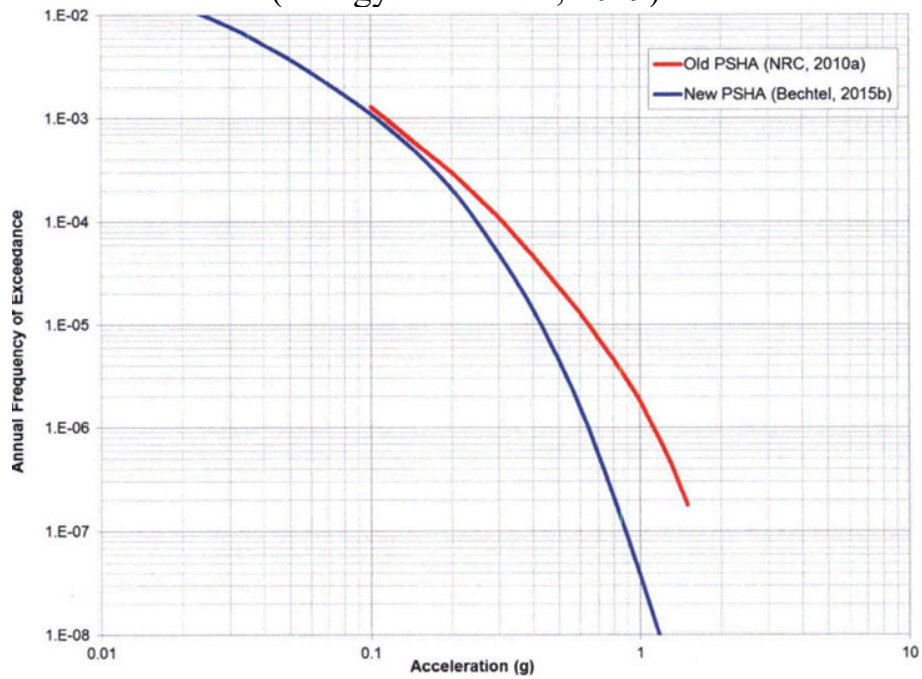


圖 1-14 新舊 PSHA 的 PGA 危害度曲線比較 (Energy Northwest, 2015)

CGS 以 ACUBE 計算關鍵重要性(Criticality Importance, CI)，而不是 F-V，兩者數值相似。CGS 號稱 F-V，因為它是產業 PRA 更為熟悉的指標。表 1-8 列出 CGS SCDF 依 F-V 重要度排序的前 5 個 SSC：(1) 喪失外電，因為地震事件很有可能導致場外電源失效。(2) 電顫組 4，這種接觸電顫易損事件會影響 HPCS，這是一種可在高壓和低壓下使用的補充系統，並配備專用的緊急柴油發電機。HPCS 是核心冷卻的重要來源。(3) CGS 結構：放射性廢棄物、汽機和反應器廠房，由於配電和/或管道廣泛損壞，以及圍阻體完整性喪失，三棟結構的複合易損性被建模為直接導致爐心熔損和早期輻射大量外釋。(4) 放射性廢棄物/控制廠房的電機控制中心，這種易損性事件會導致安全相關的交流和直流電源喪失。(5) 電機控制中心 7F 和 8F，這種易損性事件會導致潛在的地震引發火災以及主控制室、開關室和遠端關閉面板室的 HVAC 系統斷電。

表1-7 CGS SCDF的F-V重要度 (Energy Northwest, 2019)

| 描述及故障模式                     | F-V    | 中值<br>容量(g) | $\beta_r$ | $\beta_u$ | 失效<br>模式 | 易損<br>性法 |
|-----------------------------|--------|-------------|-----------|-----------|----------|----------|
| 喪失外電                        | 5.0E-1 | 0.53        | 0.35      | 0.45      | LOSP     | 代表性      |
| Chatter Group 4 - E-MC-4 互動 | 2.4E-1 | 2.85        | 0.20      | 0.81      | CH       | SOV      |
| CGS 結構：放射性廢棄物、汽機和反應器廠房      | 1.5E-1 | 4.3         | 0.16      | 0.79      | N/A      | SOV      |
| RWCB 高程467電機控制中心            | 9.5E-2 | 1.53        | 0.28      | 0.48      | 火災       | SOV      |
| 電機控制中心7F和8F                 | 8.4E-2 | 1.00        | 0.29      | 0.87      | FF       | SOV      |

### (5) SLERF 的結果

PBAPS 執行的 SPRA 顯示 2 號和 3 號機組平均 SLERF 的點估計值分別為  $4.0 \times 10^{-6}$  /年和  $4.1 \times 10^{-6}$  /年，截斷範圍為  $5 \times 10^{-8}$  /年至  $1 \times 10^{-12}$  /年。8 個地震肇始事件的 SLERF 結果列於表 1-8，地震肇

始事件%G5、%G6、%G7 和%G8 是 SLERF 的主要貢獻源，3 號機組各肇始事件的 SLERF 與 2 號機組類似。

表1-8 PBAPS 2 號機組各肇始事件的SLERF (Exelon Generation, 2018)

| Seismic Hazard Interval ID | Description   | Interval Frequency (/yr) | Interval LERF (/yr) | % of Total SLERF | Cumulative SLERF (/yr) |
|----------------------------|---|--------------------------|---------------------|------------------|------------------------|
| %G1                        | %G1 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.05g to 0.2g | 4.7E-04                  | 2.0E-10             | 0%               | 2.0E-10                |
| %G2                        | %G2 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.2g to 0.3g  | 4.2E-05                  | 3.5E-08             | 1%               | 3.6E-08                |
| %G3                        | %G3 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.3g to 0.4g  | 1.8E-05                  | 1.2E-07             | 3%               | 1.6E-07                |
| %G4                        | %G4 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.4g to 0.5g  | 9.5E-06                  | 2.4E-07             | 6%               | 4.0E-07                |
| %G5                        | %G5 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.5g to 0.6g  | 5.6E-06                  | 4.8E-07             | 12%              | 8.8E-07                |
| %G6                        | %G6 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.6g to 0.75g | 4.7E-06                  | 7.8E-07             | 20%              | 1.7E-06                |
| %G7                        | %G7 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: 0.75g to 0.9g | 2.7E-06                  | 6.5E-07             | 16%              | 2.3E-06                |
| %G8                        | %G8 - Hazard Curve: PBAPS Hazard Curve - PGA Range: > 0.9g        | 5.3E-06                  | 1.7E-06             | 42%              | 4.0E-06                |

表 1-9 列出 PBAPS 2 號機組 SLERF 依 Fussell-Vesely (F-V) 重要度排序的 SSC。SLERF 的前 5 個貢獻源：(1) 喪失外電，因為地震事件很有可能導致場外電源失效。(2) SCRAM (RPV 內部組件)，因為 SCRAM 事件的嚴重失效會導致圍阻體承受巨大的水動力載重。(3) 125 VDC 電池，因為所有 125 VDC 的損耗都會導致短期電廠全黑事件。(4) Conowingo 水力發電廠，Conowingo 大壩提供 PBAPS 備用廠外交流電源。(5) 圍阻體外部破裂，外部 RCS 管道失效導致早期大量外釋。表 1-9 另有四個 SPRA 易損性組件是根據「代表性」計算得出，並且 SLERF 的 F-V  $> 5 \times 10^{-3}$ ，根據 ASME/ANS PRA 標準(2013)定義為「重大風險」。PBAPS 3 號機組 SLERF F-V 重要度排序的 SSC 與 2 號機組相似，但不完全相同。此外，PBAPS 2 號機組 SLERF 依 F-V 重要度排序的前五個人員操作是操作員無法手動啟動 RCIC (黑色啟動)、操作員未能減輕 4KV

匯流排的電顫、操作員交叉連接 4KV 緊急應變匯流排、操作員未能將 CAD 儲槽與 INS 'B' 的 2 號設備對齊、和操作員未能將 FLEX 產生器與 LC E124 或 E324 對齊。

表1-9 PBAPS 2 號機組SLERF的F-V重要度 (Exelon Generation, 2018)

| FRAGILITY GROUP ID | FRAGILITY GROUP DESCRIPTION  | FV TOTAL | Am (g) | $\beta_r$ | $\beta_u$ | Failure Mode | Fragility Method |
|--------------------|--|----------|--------|-----------|-----------|--------------|------------------|
| OSP                | Offsite Power  | 9.02E-01 | 0.3    | 0.3       | 0.45      | Functional   | Representative   |
| SCRAM              | RPV Internals (Scram)  | 2.10E-01 | 1.35   | 0.28      | 0.32      | Anchorage    | CDFM             |
| S-DCBT1-           | DC Batteries 2(A-D)D01, 3(A-D)D01  | 1.26E-01 | 0.73   | 0.28      | 0.52      | Anchorage    | SOV              |
| S-CNWG2-           | Conowingo Hydroelectric Plant (OSP)  | 5.11E-02 | 0.3    | 0.3       | 0.45      | Functional   | Representative   |
| BOC                | Break Outside Containment  | 3.87E-02 | 2.69   | 0.35      | 0.4       | Anchorage    | CDFM             |
| SML                | Seismic Induced Medium LOCA  | 3.12E-02 | 2.69   | 0.35      | 0.4       | Anchorage    | CDFM             |
| S-CEPA1-           | Panel 20C003, 20C004C, 30C003, 30C004C, 00C29(A-D)                                 | 2.65E-02 | 0.82   | 0.28      | 0.37      | Anchorage    | SOV              |
| S-PCI2             | Primary Containment Isolation (Inboard and Outboard MSIVs)                         | 2.45E-02 | 2.18   | 0.24      | 0.32      | Functional   | Representative   |
| S-CEPA7-           | Panel 20C32 (U2 Engineering Sub Systems I Relay Cabinet)                           | 1.42E-02 | 0.83   | 0.24      | 0.32      | Functional   | Representative   |
| S-CNCT1-           | Condensate Storage Tank 20T010, 30T010   | 1.38E-02 | 0.5    | 0.24      | 0.32      | Anchorage    | CDFM             |
| S-SGTK1-           | SGIG Nitrogen Tank   | 1.16E-02 | 0.78   | 0.24      | 0.26      | Anchorage    | CDFM             |
| S-CEPA6-           | Panel 20C39 (U2 HPCI Relay Panel)  | 1.15E-02 | 0.83   | 0.24      | 0.32      | Functional   | Representative   |
| S-CC190A-          | Correlated Relay Chatter Group 190A (52B-151N relays) (EDGs A and D - Recoverable) | 9.18E-03 | 0.82   | 0.3       | 0.39      | Functional   | SOV              |
| S-CEPA8-           | Panel 20C33 (U2 Engineering Sub Systems II Relay Cabinet)                          | 7.63E-03 | 0.83   | 0.24      | 0.32      | Functional   | Representative   |
| S-CC138-           | Relay Chatter Group 138 (150G relay) (4KV Bus 20A15 - Recoverable)                 | 7.21E-03 | 0.78   | 0.3       | 0.43      | Functional   | SOV              |
| S-DCB56-           | DC Panel 2(A-D)D17, 3AD17, 3CD17, 3DD17  | 6.20E-03 | 1.46   | 0.28      | 0.44      | Functional   | SOV              |

CGS 執行的 SPRA 顯示平均 SLERF 的點估計值為  $8.8 \times 10^{-6}$  / 年。圖 1-15 的圓餅圖示意以地震肇始事件劃分的 SLERF 貢獻比例，%G07 至 %G26、以及 %G46 是 SLERF 的主要貢獻源，每個地震事件對 SLERF 的貢獻比例與 SCDF 類似，大部份貢獻來自中間地震事件。

表 1-10 列出 CGS SLERF 依 F-V 重要度排序的前 5 個 SSC：(1) CGS 結構，放射性廢棄物、汽機和反應器廠房，三棟結構的複合易損性被建模為直接導致爐心熔損和早期輻射大量外釋。(2) 喪失外電，因為地震事件很有可能導致場外電源失效。(3) 電顫組 1，由 ECD 組成，其易損性受到反應器廠房與放射性廢棄物/控制廠房建築物之間的影响。此電顫組對電廠運作的影響包括 RCIC 的自動隔

離以及燃料池冷卻系統中圍阻體隔離閥的誤開。(4) 電顫組 4，這種接觸電顫易損事件會影響 HPCS，這是一種可在高壓和低壓下使用的補充系統，並配備專用的緊急柴油發電機。電顫組 4 的易損性受到 E-MC-4 與鄰近儀器架相互作用的影響。(5) 放射性廢棄物/控制廠房的電機控制中心，這種易損性事件會導致安全相關的交流和直流電源喪失。

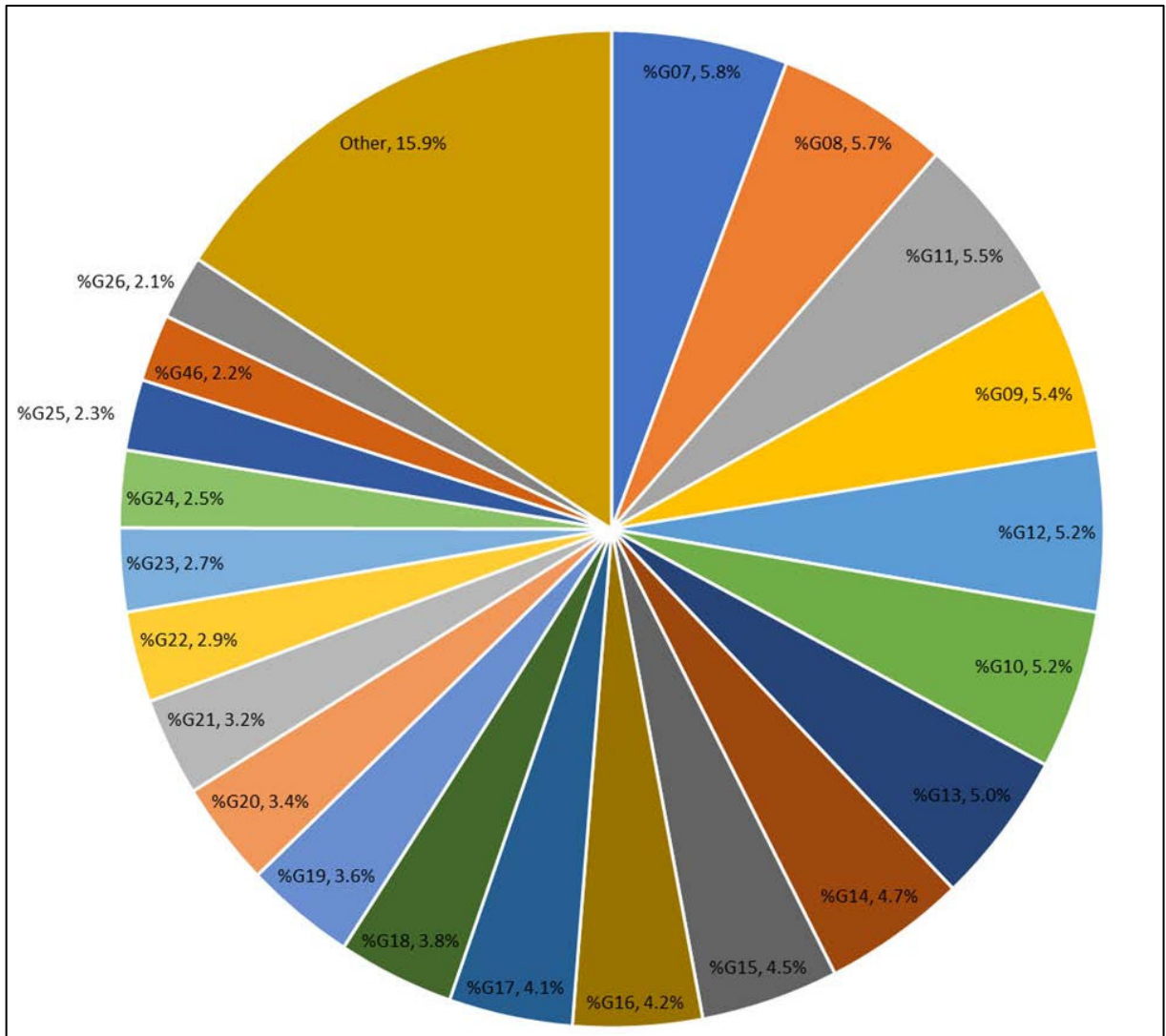


圖 1-15 CGS 以地震肇始事件劃分的 SLERF 貢獻比例  
(Energy Northwest, 2019)

表1-10 CGS SLERF的F-V重要度 (Energy Northwest, 2019)

| 描述及故障模式                     | F-V    | 中值<br>容量(g) | $\beta_r$ | $\beta_u$ | 失效<br>模式 | 易損<br>性法 |
|-----------------------------|--------|-------------|-----------|-----------|----------|----------|
| CGS 結構：放射性廢棄物、汽機和反應器廠房      | 4.9E-1 | 4.3         | 0.16      | 0.79      | N/A      | SOV      |
| 喪失外電                        | 2.6E-1 | 0.53        | 0.35      | 0.45      | LOSP     | 代表性      |
| Chatter Group 1 -建築物之間的影響   | 7.9E-2 | 2.12        | 0.16      | 0.31      | CH       | SOV      |
| Chatter Group 4 - E-MC-4 互動 | 7.1E-2 | 2.85        | 0.20      | 0.81      | CH       | SOV      |
| RWCB 高程467電機控制中心            | 5.1E-2 | 1.53        | 0.28      | 0.48      | 火災       | SOV      |

### (6) SPRA 量化的不確定性分析

PBAPS 和 CGS 結合 EPRI UNCERT(4.0 版)與 EPRI ACUBE(2.0 版)進行 SCDF 和 SLERF 的參數不確定性評估，使用相關或不相關的機率分佈來執行蒙特卡羅（或拉丁超立方取樣演算法）的基本事件輸入。機率分佈類型和相關的統計量分配給每個基本事件。輸入分佈被多次取樣，所有分析完成後，對儲存結果進行處理，形成 SCDF 和 SLERF 取樣結果的機率分佈。

PBAPS 在不確定分析中，SCDF 的樣本數有 20,000 個，SCDF 95%的估計值為  $9.03 \times 10^{-5}$  /年，SCDF 50%的估計值為  $1.42 \times 10^{-5}$  /年，低於 SCDF 的平均點估計值  $2.1 \times 10^{-5}$  /年，SCDF 5%的估計值為  $2.14 \times 10^{-6}$  /年。SLERF 的樣本數有 15,000 個，SLERF 95%的估計值為  $2.54 \times 10^{-5}$  /年，SLERF 50%的估計值為  $3.70 \times 10^{-6}$  /年，低於 SLERF 的平均點估計值  $4.0 \times 10^{-6}$  /年，SLERF 5%的估計值為  $5.24 \times 10^{-7}$  /年。

CGS 在不確定分析中，樣本數有 20,000 個，SCDF 95%的估計值為  $1.2 \times 10^{-4}$  /年，SCDF 50%的估計值為  $3.0 \times 10^{-5}$  /年。另外，使用

誤差因子 3.8 搭配平均 SCDF 的點估計值  $2.0 \times 10^{-5}$ /年，計算出 SCDF 95%的更真實估計值為  $5.6 \times 10^{-5}$ 。SLERF 95%的估計值為  $4.4 \times 10^{-5}$ /年，SLERF 50%的估計值為  $1.1 \times 10^{-5}$ /年。另外，使用誤差因子 3.9 搭配平均 SLERF 的點估計值  $8.8 \times 10^{-6}$ /年，計算出 SLERF 95%的更真實估計值為  $2.4 \times 10^{-5}$ 。

SPRA 應具有足夠的範圍和詳細程度，以支援正在考慮的風險知情決策。PBAPS 對 SPRA 的整體範圍透過 3 個指標合理界定，並達成影響應用程式所需的詳細程度，其完整性足以滿足大多數風險應用的需要，是典型的全範圍 SPRA，並且與 SPID 一致。

#### **(7) SPRA 量化的敏感度分析**

PBAPS 對 SPRA 模型進行敏感度分析，共有 14 個敏感度案例，分別探討 84%和 16%地震危害度曲線、細分 %G8 地震風險區間、地震易損性、提高 125 VDC 電池架的易損性、消除易損性建模不確定性、改進 Am 用於正常場外交流電源、提高操作員從電顫事件中恢復的信用、以及截斷頻率等影響。在表 1-8 中，%G8 地震風險區間( $PGA > 0.9 g$ )對 SLERF (平均點估計值  $4.0 \times 10^{-6}$ /年)的貢獻高達 42%，將 %G8 再細分為 6 個更小区間，進行敏感度分析。新的 SLERF 平均點估計值為  $4.83 \times 10^{-6}$ /年，增加約 17%。

CGS 對 SPRA 模型進行敏感度分析，共有 10 個敏感度案例，分別探討次要圍阻體有效性、因建築物之間的影響而產生的電顫、易損性截斷、喪失外電的易損性、地動參考參數、易損性敏感度、建築結構易損性之間的部份相關、以及堅固用的 SSC 等影響。

#### **(8) SPRA 邏輯模型和量化的技術合宜性**

PBAPS 和 CGS SPRA 的風險量化和結果解釋方法根據 PRA 標

準(ASME/ANS, 2013)的相關要求進行獨立同行審查，同行審查評估以及同行審查結果的後續處理確定 PBAPS 和 CGS SPRA 的地震電廠反應分析適合此 SPRA 應用。

## 6. SPRA 報告的結論

PBAPS SPRA 報告的第六章為結論。PBAPS 已依循 SPID 導則 (EPRI, 2013a)執行 SPRA，求得 2 號機組的 SCDF 為  $2.1 \times 10^{-5}$ /年，SLERF 為  $4.0 \times 10^{-6}$ /年；3 號機組的 SCDF 為  $2.1 \times 10^{-5}$ /年，SLERF 為  $4.1 \times 10^{-6}$ /年。PBAPS 的 SPRA 也進行不確定性、重要性和敏感度分析。進行敏感度研究是為了確定關鍵假設，評估關鍵假設變化的風險影響，並確定減少地震風險需要考慮的潛在領域。這些敏感度研究表明模型結果對於納入 SPRA 模型的建模和假設具有穩健性。PBAPS 的 SPRA 不存在未包含在模型中且會對結果產生不利影響的重大電廠變更。此外，根據 SPRA 的見解（包括最終的 SCDF 和 SLERF 值），沒有發現地震災害漏洞，也沒有採取或計劃採取任何電廠行動。

CGS SPRA 報告的第六章為結論。CGS 已依循 SPID 導則 (EPRI, 2013a)執行 SPRA，顯示 SCDF 為  $2.0 \times 10^{-5}$ /年，SLERF 為  $8.8 \times 10^{-6}$ /年。儘管 SCDF 和 SLERF 結果可以接受，但 CGS 繼續尋求關閉剩餘的 F&O，以處理場址風險特徵的可能改進。

### (三) PBAPS 和 CGS 的 SPRA 同行審查

PBAPS 和 CGS SPRA 報告的附錄 A 為同行審查，重點在於審查結果及提交內容的相關處理。

#### (1) 簡介

附錄 A 提供 SPRA 的同行審查摘要、同行審查的事實和觀察

(F&O)結案審查，以及 SPRA 回應 NRC 要求為何是技術合宜的基礎。

## **(2) PBAPS 和 CGS 的 SPRA 同行審查**

如同 SPID (EPRI, 2013a)第 6.7 節的要求，同行審查採用 NEI 12-13 (2012)定義的同行審查流程，對指定的 SPRA 技術要項進行審查，以確保模型相對於所有細部要求的穩健性。同行審查針對 ASME/ANS PRA 標準(2013)第 5 部分（地震）的要求進行，審查範圍包括 SCDF 和 SLERF 的 SHA（地震危害）、SFR（地震易損性）和 SPR（SPRA 建模）三大要素的技術要項和其 SR。

NEI 12-13 (2012)定義了三種類型的 F&O：(1)發現(findings)，即確認為了使 SR 符合性能類別 II 而必須解決的議題。(2)建議(suggestions)，即確認審查委員認為可能重要，但不需要解決，即可符合 SR 的議題。(3)最佳做法(best practices)，即反映了審查委員的意見，在審查的某個特定方面超越了正常同業做法。

先在審查範圍內對 SPRA 要項進行廣泛範圍的審查，再根據初步審查期間的發現對部份 SPRA 要項進行更深入的審查。如果審查委員發現問題或差異，則會進行額外調查，直到問題得到解決，或編寫 F&O 來描述問題及其潛在影響，並建議可能的解決方案。

PBAPS 的現場同行審查為期四天，第二天有三位委員實地考察 PBAPS 兩部機組的技術要項和細部要求，第五天上午召開總結和結案會議。PBAPS 的同行審查小組有 8 位委員，SHA 兩位，SFR 和 SPR 各三位，各含一位首席，其中一位 SPR 審查委員也擔任小組負責人。此外，有多名觀察員和來自 NRC 的觀察員，除了同行審查小組提出的問題外，觀察員還向 SPRA 團隊提出問題並進行討論。

CGS 的現場同行審查為期四天，第二天有兩位 SFR 委員和一位 SPR 委員巡查部份 CGS，第五天上午召開總結和結案會議。CGS 的同行審查小組有 9 位委員，SHA 兩位，SFR 和 SPR 各三位，各含一位首席，第 9 位審查委員擔任小組負責人。

基於同行審查小組的共識，指定每個 SR 的性能類別。ASME/ANS PRA 標準(2013)也規定了高階要求(High Level Requirements, HLR)，但未分配性能類別，只能定性評估 HLR。

同行審查的結論摘要如下：

#### A. SHA

PBAPS 的 PSHA 都是 SSHAC 等級 3 的計畫，包含引用 CEUS 的震源特徵(SSC)和更新 (SSHAC 等級 2) CEUS 的地動特徵(GMC)。PSHA 結果包括分位和平均危害度曲線，以及中值和平均均勻危害反應譜。PBAPS 的 PSHA 包括對非硬岩上的結構、系統和組件的場址反應分析，採用特定地點的剪力波速量測，分析包括場址地形、地表沉積和場址岩土特性對地表運動的影響。

在描述震源、地動模型和場址反應分析時，PBAPS 的 PSHA 已經處理偶然和認知不確定性。認知不確定性由三組剪力波速剖面，以及兩組模數折減和阻尼曲線表示。偶然變異由每組剖面的 60 個隨機值來表示，包括剪力波速，模數折減和阻尼曲線的隨機變異。在適當時候，對屬性的相關性進行建模。

CGS PSHA 的 SSC 和 GMC 都是 SSHAC 等級 3 的計畫。詳細的場址反應分析以定義控制點高程的 PSHA 地動，分析等級與 CGS SPRA 的輸入一致。技術整合團隊考慮全方位的地震資料（地質、地震和地球物理）來開發 SSC 和 GMC 模型。參考岩石的 CGS PSHA 考慮、評估和整合潛在破壞性地震的所有可信構造源。CGS

PSHA 已解決震源特徵的不確定性，並明確包含在 CGS PSHA 計算中。CGS PSHA 包括危害度分析每個步驟中偶然變異性和認知不確定性的傳播，SSC 和 GMC 模型的偶然變異性和認知不確定性已包含在場址地表運動的危害量化中。參考岩石場址的 CGS PSHA 水平震譜形狀基於 GMC 模型，包含 20 個頻率的 PSA；控制點高程處的水平震譜形狀也是相同 20 個頻率的 PSA。採用考慮危害評估結果的 V/H 比率得出控制點高程處的垂直震譜形狀。SPRA 易損性筆記討論已辨識和評估的許多其它風險。

## B. SFR

同行審查小組對 PBAPS 巡查筆記的 PRA 模型所有 SSC 進行電廠地震巡查和/或巡視，整個巡查工作分為四個獨立的巡查：熟悉、斷電、設備和電驛的平衡，重點是 3 號機組 SSC 的錨定、橫向地震支撐、功能特性和潛在系統交互作用，巡查也確認地震引發火災和洪水的可能性。隨後，對 2 號機組 SSC 進行巡查，以確認與 3 號機組 SSC 的相似性或記錄它們的差異。

CGS 結構的機率地震反應分析基於錨定於 0.4288 g PGA 的  $1 \times 10^{-5}$  AFE 之平均 UHRS。CGS SPRA 選擇 2.5 Hz 的 PSA 做為 SPRA 量化的參考地動參數。使用 SAP2000 開發固定基底 3D 有限元素模型，對五棟 CGS 結構進行 SSI 分析。最終 SEL 的 SSC 均未根據容量進行篩出。地震易損性評估結合電廠巡查的結果，重點在於錨定、結構支撐和潛在的系統交互作用。針對影響系統分析的失效模式，計算地震易損性參數，即中值容量和變異性。根據設計基礎、耐震合格數據、先前的地震評估和地震經驗數據，無重大風險 SSC 的容量存在保守偏差。大多數非顯著風險的 SSC 採用代表性的

易損性；在少數情況下，非重大風險 SSC 的易損性根據 SOV 或增強型混合方法計算。進行 SOV 計算是為了確定大部份重要風險因素的易損性，其餘都使用增強型混合方法計算易損性。

### C. SPR

PBAPS SPRA 模型的量化分成三個步驟進行，與易損性的發展一致。每次量化用於確定整體地震風險的主要貢獻源，並對這些主要貢獻源的易損性進行細化，再輸入至後續的量化中。此外，還進行了許多敏感度研究，以了解各種建模和篩檢假設的影響。

同行審查小組對 PBAPS SPRA 報告得出結論：PBAPS 的 SPRA 模型品質良好，適當地整合了地震危害度、地震易損性和系統分析，以量化 SCDF 和 SLERF。PBAPS 的 SPRA 被判定適合風險知情的應用，SPRA 的記錄方式有助於應用和更新 SPRA 模型。

ASME/ANS PRA 標準(2013)有許多要求來辨識和評估假設和不確定性來源對 PRA 結果的影響。NUREG-1855 (NRC, 2009)和 EPRI (2008)提供導則，評估 PRA 應用的不確定性。如 NUREG-1855 (NRC, 2009)所述，不確定性來源包括「參數」不確定性、「建模」不確定性和「完整性」(範圍和詳細程度)不確定性。參數不確定性已是 PBAPS SPRA 模型量化的一部分。內部事件 PRA 和 SPRA 均考慮了建模不確定性，因為沒有單一的確定方法，故在 PRA 開發過程中，採用假設來解決特定的建模不確定性，每一 PBAPS SPRA 技術要項的電廠特定假設均註明於同行評審的 SPRA 文檔中。完整性不確定性涉及的範圍和詳細程度已記錄在 PRA 中，但僅考慮其對特定應用的影響。SPRA 同行審查沒有發現 PRA 完整性的具體問題。

PBAPS SPRA 反映了截至 SPRA 截止日期的電廠現況，即在截

止日期之前對 SPRA 模型有影響的所有電廠修改均已包含在模型中，包括 FLEX 的施行。截止日期之後的重大電廠變更已列表，並提供這些變更對 SPRA 結果和見解可能產生影響的定性評估。

PBAPS SPRA 在同行審查時，有兩項被評定為未滿足性能類別 II 的 SR，即 SHA-II 和 SPR-C1，但在相關的 F&O 解決後，SR 被判定為滿足。有 29 項發現級 F&O，均已解決或處置。

CGS SPRA 使用地震肇始事件樹(SIET)，遵循合理的分層過程，對地震引起的電廠損壞狀態建模，並將這些序列轉移到適當的 SCDF 事件樹。徹底且使用多個來源來辨識地震肇始事件。SPRA 模型旨在反映竣工後運轉中的電廠。SPRA 事故序列和系統模型將地震危害和危害區間的地震易損性整合於 EPRI FRANX 的邏輯模型，量化包含肇始危害、地震和非地震失效的 CDF 和 LERF 割集。地震引發的洪水和火災已妥善解決。SIET 序列透過直接導致爐心熔損或轉移至適當事件樹來納入地震影響。地震 HRA 解決地震事件對 HRA 的影響。SPRA 使用一套完善的標準來確認群組的相關性。電顫分析表現良好。2 級序列經過適當處理，並在適當時直接導致 LERF。SPRA 使用內部事件 PRA 模型作為開發 SEL 的基礎，IPEEE 的既有 SEL 和電廠主設備清單也用於開發 SEL。根據對適當電廠來源的審查，確認內部事件模型未明確建模的各種 SSC 和結構。使用 EPRI UNCERT 4.0 定量評估 CDF 和 LERF 的不確定性。

同行審查小組的結論：CGS SPRA 模型品質良好，並適當地整合了地震危害度、地震易損性和系統分析，量化 SCDF 和 SLERF。

CGS SPRA 反映了截至 SPRA 截止日期的電廠竣工和運轉狀況，沒有任何永久性電廠變更未反映在 SPRA 模型中。

CGS SPRA 在同行審查時，所有 SR 均滿足性能類別 II，有 1 項發現級 F&O，與 SHA-G1 有關，已解決或處置。

#### **(四) PBAPS 和 CGS SPRA 的 NRC 審查意見**

PBAPS SPRA 的 NRC 審查意見詳見 NRC Letter (2019)，NRC 審查意見的結論：PBAPS 的 SPRA 報告符合 SPID 導則的意圖，SPRA 提供的結果和風險見解支持 NRC 的決定，即不需要採取與 NTF 建議 2.1「地震」相關的進一步回應或管制行動。CGS SPRA 的 NRC 審查意見詳見 NRC Letter (2020)，NRC 審查意見的結論與 PBAPS 的 SPRA 相同。

##### **(1) 背景**

NRC 根據聯邦法規第 50.54(f)條第 10 章要求美國核電廠執照持有人採用更新的危害資訊，以及當前的管制導則和方法，重新評估場址的地震危害。資訊需求和隨後的 NRC 評估分為兩個階段：階段 1 要求運轉中核電廠的執照持有人採用更新的地震和水災危害資訊，以及當前的管制導則和方法，重新評估場址的地震和水災危害，並在必要時，要求執行風險評估。階段 2 乃根據階段 1 的結果，NRC 人員確認是否需要採取額外的管制行動（如更新設計基準和重要安全的 SSC），以針對更新的危害提供額外的保護。

針對階段 1，Exelon Generation Company (EGC)和 Energy Northwest (EN)分別重新評估 PBAPS 和 CGS 的地震危害，提交報告給 NRC。NRC 的評估結論：執照持有人採用當前的管制導則和方法，進行危害重新評估，適當地描述場址特徵，並滿足導則中決定重新評估地震危害的意圖。

隨後 EGC 和 EN 分別執行：(i) SPRA；(ii)有限範圍的評估（高

頻地動效應和用過燃料池)；(iii)根據重新評估的地震危害與場址設計基準地震的比較等因素，不採取進一步行動。NRC 人員先評估重新評估的地震危害，並分別安排 PBAPS 和 CGS SPRA 報告提交時間，宣告完成 PBAPS 和 CGS 的階段 1 流程。

在 EGC 和 EN 分別提交 SPRA 報告後，啟動了 NRC 針對 PBAPS 和 CGS 的階段 2 決策流程。決策流程由三名核反應器管制 (Nuclear Reactor Regulation, NRR) 部門主管組成資深管理審查小組 (Senior Management Review Panel, SMRP)，對每個提交 SPRA 的電廠做出篩檢決定。SMRP 由適當的技術人員提供支援，技術人員負責整合相關資訊並制定篩檢決定的建議，供 SMRP 考慮。技術人員應建議將每個 SPRA 電廠分為下列其中一組(NRC Letter, 2017a)：(i) 第 1 組電廠是現有資訊指明無需採取進一步管制行動。對於地震風險而言，第 1 組電廠的平均 SCDF 和平均 SLERF 明確顯示不需進行電廠特定的修改。(ii) 第 2 組電廠乃根據 NRC 的修改條款，應考慮採取進一步管制行動。該組電廠可能具有相對較大 SCDF 或 SLERF，事件頻率與其它因素相結合會對公眾健康和 safety 造成風險，預計管制行動將顯著增強安全性。(iii) 第 3 組電廠可能需要採取進一步管制行動，但在確定是否進行正式的修改分析前，需要更全面地考慮定性和定量風險見解。

經由以下的評估，技術人員分別向 SMRP 建議將 PBAPS 和 CGS 歸類為第 1 組電廠，無需採取進一步管制行動。

## **(2) 評估流程**

在收到 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告後，技術人員組成團隊進行完整性審查，以確定提交資料是否包含支援階段 2 決策的必要資

訊。技術團隊由地震危害、易損性評估和電廠反應/風險分析領域的專家組成。35 天後，技術團隊確定有足夠的資訊來進行詳細的技術審查，以支援階段 2 的決定。

技術人員詳細審查的重點是驗證 PBAPS 和 CGS SPRA 的技術充分性，使得 SPRA 的結果和風險見解有適當信心支持與 SPRA 相關的管制決策。

在審查過程中，技術人員提出一些問題，以澄清執照持有人提交的資訊，並了解支援 SPRA 報告的未歸檔資訊。技術人員在電子閱覽室(electronic reading room, eportal)提出稽查意見，執照持有人也在 eportal 回覆。技術人員在 eportal 審查，也在 eportal 取得結案獨立評估報告。

EGC 未提交內部事件 PRA 的發現，在實施風險知情分類流程之前，須更新內部事件 PRA 成為 SPRA 電廠反應模型的基礎。作為稽查的一部份，技術人員要求提供有可能影響 SPRA 結果的模型更新資訊。EGC 提供敏感度研究的結果，顯示納入這些更新不會改變 SPRA 提交的結論。

由於 EN 的內部事件 PRA (IEPRA) 模型被用作開發 SPRA 模型的基礎，技術人員在 SPRA 稽查過程中，審查 IEPRA 的 F&O 和相關處置，以評估對 SPRA 提交的任何可能影響。技術人員發現 EN 對 SPRA 提交的調查結果之處理沒有任何問題。

根據對 EGC 和 EN 提交文檔的審查，包括上述同行審查發現的解決，NRC 技術人員分別得出結論：EGC 和 EN 的 SPRA 提交文檔的技術充分性足以支持與階段 2 相關的管制決策。

技術人員的審查過程包括完成對 SPRA 的技術審查清單，

SPRA 審查清單記錄 NRC 人員對執照持有人所提交 SPRA 應用 SPID 導則的審查，審查清單還重點關注 SPID 與標準同業 SPRA 導則不同的領域。NRC 技術人員分別得出結論：PBAPS 和 CGS SPRA 符合 SPID 的意圖，包括程式碼案例標準的文檔要求。進一步得出結論：同行審查的發現已根據 ASME/ANS 標準的流程結案。

在對 SPRA 的技術充分性得出結論後，技術人員分別審查 PBAPS 和 CGS SPRA 報告所包含的風險和安全見解。根據詳細的篩檢評估和 SPRA 報告的審查，技術團隊確定將 PBAPS 和 CGS 歸類為第 1 組電廠是適當的建議，並且不需要執行額外的審查和/或分析來進行電廠特定的修改。歸類為第 1 組電廠的原因為：(1) 透過本評估考慮的可能修改，無法達成 SCDF 和 SLERF 的充分降低，從而構成基於重要性措施、可用資訊和工程判斷的實質安全改進。(2) 對圍阻體性能的額外考慮並未確定會導致重大安全改進的修改。(3) 技術人員沒有發現任何可能的修改是充分保護或遵守現有要求所必需的。

作為 SPRA 階段 2 決策過程的一部份，NRC 成立技術審查委員會(Technical Review Board, TRB)，由資深 NRC 主題專家組成，以確保審查各電廠提交 SPRA 報告的一致性。技術團隊向 TRB 提供 PBAPS 和 CGS 的審查結果，以及歸類為第 1 組電廠的建議，即不需要進一步的回應或管制行動。TRB 成員評估技術團隊所提供的信息，並同意該團隊將 PBAPS 和 CGS 歸類為第 1 組電廠的建議。

隨後，技術團隊會見 SMRP，並提交審查結果，包括建議將 PBAPS 和 CGS 歸類為第 1 組電廠。SMRP 成員向技術團隊提出有關審查的問題和風險見解，並提供意見。最後，SMRP 批准技術人

員的建議，即 PBAPS 和 CGS 應被歸類第 1 組電廠，不需要進一步的回應或管制行動。

### **(3) 稽查報告**

通用稽查(audit)計畫描述 NRC 人員發布稽查報告的意圖，報告總結並記錄 NRC 對執照持有人重新評估 SHA 所提交文檔的管制稽查。NRC 人員的稽查含透過電子閱覽室對執照持有人文檔的審查。

### **(4) 結論**

根據批准的 SPID 導則對 PBAPS 和 CGS 提交報告進行的審查，NRC 人員得出結論：執照持有人已做出適當回應，SPRA 具有足夠的技術充分性，以支持階段 2 的管制決策。根據 SPRA 報告的結果和風險見解，NRC 人員還得出結論：不需要針對 NTTF 建議 2.1「地震」的相關事項，進一步回應或管制行動。

### **(5) 附件**

NRC 對 PBAPS 和 CGS SPRA 的審查意見後面有三份附件：NRC 人員對 SPRA 提交的技術審查清單、NRC 人員對 SPRA 提交的詳細篩檢評估、以及 NRC 人員的稽查摘要。

#### **A. NRC 人員對 SPRA 提交的技術審查清單**

運轉中核電廠執行 SPRA，並提交文檔，以滿足 NTTF 建議 2.1「地震」。這些提交文檔依據 SPID (EPRI, 2013a)導則，該導則已得到 NRC 人員的認可，SPRA 同行審查預計也將遵循 NEI 12-13 (2012) 導則。SPID (EPRI, 2013a)指出：為了滿足 NTTF 建議 2.1「地震」而提交的 SPRA，必須符合 ASME-ANS 機率風險評估 (PRA)方法標準的要求。可使用 ASME-ANS 標準的「附錄 A 版本」(ASME/ANS 附錄 A, 2009b) 或「附錄 B 版本」(ASME/ANS 附錄 B, 2013)。

NRC 人員對 PBAPS SPRA 的技術審查清單依上述 ASME-ANS 標準審查。

2013 年後，ASME/ANS 發布一套針對 SPRA 的新要求，即 ASME/ANS RA-S Case 1 (ASME/ANS, 2017)，在此稱為代碼案例標準(Code Case Standard)。代碼案例標準包含 PRA 標準第 5 部份 (SPRA)的附錄 A 和 B 的替代要求。制定代碼案例標準是為了使 SPRA 的要求在某些領域與標準的其餘部份更加一致，並回應使用者對某些要求的範圍或詳細程度的評論。NRC 人員對 CGS SPRA 的技術審查清單依此代碼案例標準審查。

SPID (EPRI, 2013a) 的表 6-4、6-5 和 6-6 提供 ASME/ANS 標準 (2013)的每項細部要求 (SR)與 SPID 相關導則的比較。對於大多數 SR，SPID 導則與 ASME/ANS 標準的要求沒有區別。然而，由於 SPID 導則和 ASME/ANS 標準在某些領域的差別，或 SPID 沒有明確處理 SR，NRC 人員因而制定了此清單，為了幫助 NRC 人員解決和評估差異。

一般而言，SPID (EPRI, 2013a)允許偏離或不同於 ASME/ANS PRA 標準(2013)者有：(i)在某些技術領域，SPID 要求 SPRA 分析師「如何執行」SPRA 分析的某一方面，而 ASME/ANS 標準的要求通常只涵蓋「做什麼」，而不是「如何做」。(ii)對於某些技術領域和議題，SPID 的要求與 ASME/ANS 標準不同。(iii) SPID 的一些要求不在 ASME/ANS 標準中。

SPID (EPRI, 2013a)要求 SPRA 提交的技術審查清單包括 16 個主題：(1)地震危害。(2)場址地震反應。(3) SSE 到 GMRS 的控制點定義，場址分析的比較面向。(4)結構模型的合宜性。(5)對「岩石」

場址使用固定基底動態地震結構分析。(6)地震反應縮放的使用。(7)新的反應分析用於廠房反應、ISRS 和易損性。(8)為了地震易損性分析，依容量篩檢 SSC。(9)使用 CDFM/混合方法進行易損性分析。(10)對高頻敏感的 SSC 容量。(11)對高頻敏感的電驛容量。(12)選擇需要使用 SOV 分析易損性的主要風險貢獻源。(13)評估 SLERF。(14) SPRA 同行審查。(15) SPRA 文檔。(16)電廠改善和執照持有人行動的審查。

針對 PBAPS SPRA 技術審查清單的 16 個主題，NRC 人員列出各種問題和稽查結果，並給出共同結論：同行審查的發現已解決，分析方法已被 NRC 人員接受。各主題的個別結論如下：(1)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SHA 要求以及 SPID 的要求有關。遵循 SPID 導則來開發場址的機率式地震危害。(2)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SR SHA-E1、SHA-E2 以及 SPID 的要求有關。執照持有人開發的 PSHA 輸入和岩石危害度曲線符合 SPID 導則或其它可接受方法的意圖。執照持有人開發的分析用場址剖面充分滿足符合 SPID 導則或其它可接受方法的意圖。(3)同行審查的發現與 SPID 的要求有關，ASME/ANS 標準沒有專門涉及此主題的要求。執照持有人對場址反應分析控制點的定義充分符合 SPID 導則的意圖。(4)同行審查的發現涉及 ASME/ANS 標準的 SR SFR-C1 至 C6 以及 SPID 的要求。執照持有人的結構模型符合 SPID 導則的意圖。(5)共同結論不適用。(6)共同結論不適用。(7)同行審查的發現涉及 ASME/ANS 標準的 SR SFR-C2、SFR-C4、SFR-C5、SFR-C6 以及 SPID 的要求。執照持有人的 FIRS 建模與 NRC 先前對 GMRS 和土壤速度資訊的審查一致。執照持有人的結構模型符合 SPID 導

則的意圖和 ASME/ANS 標準的要求。反應分析根據 SPID 導則和 ASME/ANS 標準的要求考慮不確定性。場址反應和結構反應總體分析的各個部份之間已達成可接受的一致性。(8)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SR SFR-B1 以及 SPID 的要求有關。執照持有人採用篩檢方法來選擇 SSC 進行易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(9)同行審查的發現與 SPID 的要求有關，ASME/ANS 標準沒有專門涉及此主題的要求。執照持有人採用 CDFM/混合方法進行地震易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(10)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SR SFR-F3 以及 SPID 的要求有關。執照持有人對高頻地動敏感的 SSC 易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(11)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SR SPR-B6 (附錄 A) 或 SPR-B4 (附錄 B) 以及 SPID 的要求有關。執照持有人對電驛顫振效應的分析符合 SPID 導則的意圖。(12)同行審查的發現與 SPID 的要求有關，ASME/ANS 標準沒有專門涉及此主題的要求。執照持有人使用 SOV 方法選擇「主要風險貢獻源」進行進一步地震易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(13)同行審查的發現與 ASME/ANS 標準的 SR SFR-F4、SPR-E1、SPR-E2、SPR-E6 (僅限附錄 B) 以及 SPID 的要求有關。執照持有人對 SLERF 的分析符合 SPID 導則的意圖。(14)共同結論不適用。執照持有人的同行審查流程符合 SPID 導則的意圖。(15)共同結論不適用。執照持有人的文檔符合 SPID 導則的意圖。ASME/ANS 標準的文檔要求可在 HLR-SHA-J、HLR-SFR-G 和 HLR-SPR-F 中找到。(16)共同結論不適用。

針對 CGS SPRA 技術審查清單的 16 個主題，NRC 人員列出各種問題和稽查結果，並給出共同結論：同行審查的發現已解決，分

析方法已被 NRC 人員接受。各主題的個別結論如下：(1)同行審查的發現與代碼案例標準的 SHA 要求以及 SPID 的要求有關。遵循 SPID 導則來開發場址的機率式地震危害。(2)同行審查的發現與代碼案例標準 HLR-SHA-E 下的所有 SR 以及 SPID 的要求有關。執照持有人開發的 PSHA 輸入和岩石危害度曲線符合 SPID 導則或其它可接受方法的意圖。執照持有人開發的分析用場址剖面充分滿足符合 SPID 導則或其它可接受方法的意圖。(3)同行審查的發現與 SPID 的要求有關，代碼案例標準沒有專門涉及此主題的要求。執照持有人對場址反應分析控制點的定義充分符合 SPID 導則的意圖。(4)同行審查的發現涉及代碼案例標準的 SR SFR-B3 以及 SPID 的要求。執照持有人的結構模型符合 SPID 導則的意圖。(5)共同結論不適用。執照持有人對先前定義為「岩石」的場址採用固定基底的動態結構分析充分符合 SPID 導則的意圖。(6)共同結論不適用。執照持有人採用地震反應縮放充分符合 SPID 導則的意圖。(7)共同結論不適用。執照持有人的 FIRS 建模與 NRC 先前對 GMRS 和土壤速度資訊的審查一致。執照持有人的結構模型符合 SPID 導則的意圖和代碼案例標準的要求。反應分析根據 SPID 導則和代碼案例標準的要求考慮不確定性。場址反應和結構反應總體分析的各個部份之間已達成可接受的一致性。(8)共同結論不適用。執照持有人採用篩檢方法來選擇 SSC 進行易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(9)共同結論不適用。執照持有人採用 CDFM/混合方法進行地震易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(10)共同結論不適用。執照持有人對高頻地動敏感的 SSC 易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(11)共同結論不適用。執照持有人對電驛顫振效應的分析符合 SPID 導則的意圖。(12)

同行審查的發現與代碼案例標準的 SFR-E3 和 SPID 的要求有關。執照持有人使用 SOV 方法選擇「主要風險貢獻源」進行進一步地震易損性分析符合 SPID 導則的意圖。(13)同行審查的發現與代碼案例標準的 SR SPR-E1、SPR-E5 和 SPR-E6 以及 SPID 的要求有關。執照持有人對 SLERF 的分析符合 SPID 導則的意圖。(14)共同結論不適用。執照持有人的同行審查流程符合 SPID 導則的意圖。(15)共同結論不適用。執照持有人的文檔符合 SPID 導則的意圖。代碼案例標準的文檔要求可在 HLR-SHA-J、HLR-SFR-F 和 HLR-SPR-F 中找到。(16)共同結論不適用。

#### B. NRC 人員對 SPRA 提交的詳細篩檢評估

PBAPS 2 號和 3 號機組 SPRA 的平均 SCDF 點估計值各為  $2.1 \times 10^{-5}$ /年，平均 SLERF 點估計值分別為  $4.0 \times 10^{-6}$ /年和  $4.1 \times 10^{-6}$ /年。

CGS SPRA 的 SCDF 點估計值為  $2.0 \times 10^{-5}$ /年，SLERF 點估計值為  $8.8 \times 10^{-6}$ /年。SPRA 報告在不確定分析中，提供了 SCDF 和 SLERF 50% 和 95% 的值。在審查期間，EN 提供不確定分析的平均 SCDF 為  $4.83 \times 10^{-5}$ /年，平均 SLERF 為  $1.58 \times 10^{-5}$ /年。該報告還提供敏感度研究的結果，評估修訂後的地震災害影響，作為 SPRA 同行評審發現級 F&O 的決議，結果表明 SCDF 和 SLERF 的點估計值分別增加了 4% 和 34%。

SPRA 篩檢導則(NRC Letter, 2017a)建立流程，供 NRC 人員建議核電廠分組(Group 1, 2, or 3)。在 SPRA 審查的背景下，NRC 人員使用 SCDF 和 SLERF 作為篩檢標準。初步篩檢為 Group 1 電廠的平均 SCDF 門檻值為  $1 \times 10^{-5}$ /年，平均 SLERF 門檻值為  $1 \times 10^{-6}$ /年(NRC

Letter, 2017a)，PBAPS 和 CGS SPRA 的平均 SCDF 和平均 SLERF 均已超過門檻值，故需按照 SPRA 篩檢導則(NRC Letter, 2017a)進行詳細篩檢。

詳細篩檢後，PBAPS 和 CGS 被歸類為第 1 組電廠，理由是：  
(1)基於重要度量測、可用資訊和工程判斷，本評估考慮的可能改善無法使 SCDF 和/或 SLERF 充分減少，從而達成可觀的安全提升。  
(2)即使額外考慮圍阻體性能，也無法確認有何改善會導致可觀的安全提升。  
(3) NRC 人員無法確認任何可能的改善，適合被視為是適當防護或遵守現有要求所必需的。因此，不需要額外的精細篩檢或進一步評估。

詳細篩檢使用 PBAPS 和 CGS SPRA 提交文檔的資訊，特別是重要度量測、SCDF 和 SLERF，以建立門檻值和目標值來確認可能成本合理的實質性安全改進。PBAPS SPRA 提交文檔提供 F-V 重要度量測，NRC 人員將其轉換為風險降低價值 (Risk Reduction Worth, RRW)以進行篩檢評估。RRW 用於優先考慮最能降低風險的特色改進。

用於制定嚴重事故緩解替代方案(Severe Accident Mitigation Alternative, SAMA) 分析的最大轉移成本風險(Maximum Averted Cost-Risk, MACR)數據可用於計算 RRW 門檻值。NRC 人員基於 SCDF 的 MACR，將 PBAPS 和 CGS 的 RRW 門檻值分別訂為 1.056 和 1.048。MACR 的計算包括對場外暴露和場外財產損失的估計，這反映了 SLERF 的影響，故沒有單獨計算基於 SLERF 的 MACR。

在 PBAPS 的詳細篩檢系列中：(1)執照持有人和 NRC 人員沒有發現需要執照持有人採取超出現有管制規定的行動，以維持必要的

防護等級，來避免過度的公共健康和​​安全風險。此外，沒有發現任何不遵守 PBAPS 執照或委員會規則和命令的問題。因此，執照持有人和 NRC 人員沒有發現為了適當防護或遵守現行法規而需要進行的可能改善。

(2) 單一 SPRA 地震失效超過 SCDF 的目標 RRW，兩個地震失效超過 SLERF 的目標 RRW。SCDF 和 SLERF 的共同貢獻源是地震引起的外電喪失(OSP)，SCDF RRW 為 52.6，最大 SCDF 可能減少  $2.6 \times 10^{-5}$  /年。根據 SPRA 的提交資料，OSP 是 SCDF 和 SLERF 所有十大事故序列的貢獻源。在稽查過程中，執照持有人解釋 OSP 模型使用代表性的易損性，其中包括開關場和電廠邊界外地震誘發的失效模式（後者例如輸電線路故障）。NRC 人員指出僅對開關場進行改進，可能無法實現風險降低的目標。執照持有人也表示在電廠開關場安裝抗震電源，以提供場外電力或加固現有場外電力供應，在成本上不合理。因此，NRC 人員不追查 OSP 的可能改進。

(3) 超過 SLERF 的 RRW 門檻值的第二個因素是反應器壓力容器 (RPV) 內部構件 (SCRAM) 的結構失效。NRC 人員得出結論：為加強 RPV 內部結構而進行電廠改善的成本不合理。因此，NRC 人員不追查 RPV 內部結構的可能改進。

(4) 有兩種人員操作失效的組合也會超過 SCDF 和 SLERF 的目標 RRW，NRC 人員得出結論：消除上述人員操作所需的實體電廠改善的成本不合理。

(5) 執照持有人提供敏感度研究結果，針對室外環境溫度高於 80 度的情況，更新緊急柴油發電機(EDG) 冷卻風扇成功標準。

(6) 執照持有人提供 SLERF 總體敏感度研究結果，將地震肇始事件箱 %G8（最高加速度箱且比其它箱寬很多）細化為 6 個，雖然某些失效的重要度增加，但結果並沒有顯著變化。

(7) 敏感度研究表明，如果消除操作

員失誤：操作員未能手動啟動 RCIC 和操作員未能減輕 4KV 總線的電顫，則可以達成 2 號機組 SLERF 減少  $1 \times 10^{-6}$ /年。(8)根據現有資訊和工程判斷，NRC 人員得出結論：圍阻體性能沒有進一步的可能改進，來達到重大安全改進的程度，也無須做進一步的管制分析。(9)NRC 人員審查先前為 PBAPS 完成的 IPEEE 和 SAMA 分析結果，以確認成本合理的其它實質安全增強。根據該審查，沒有發現其它可能的實質安全增強措施。

在 CGS 的詳細篩檢系列中：(1)執照持有人和 NRC 人員沒有發現需要執照持有人採取超出現有管制規定的行動，以維持必要的防護等級，來避免過度的公共健康和 safety 風險。此外，沒有發現任何不遵守 CGS 執照或委員會規則和命令的問題。因此，執照持有人和 NRC 人員沒有發現為了適當防護或遵守現行法規而需要進行的可能改善。(2) SCDF 的最大貢獻源和 SLERF 的第二大貢獻源是地震引起的外電喪失(LOSP)。在稽查過程中，執照持有人解釋 LOSP 來自於開關場和廠外輸電線路，兩者在 SPRA 中採用單一代表性的易損性。由於該事件涉及電廠界外的地震引致失效，NRC 人員不追查 LOSP 的可能改進。(3) SLERF 的最大貢獻源和 SCDF 的第三大貢獻源是放射性廢棄物、汽機和反應器廠房的地震引致失效。NRC 人員從 SAMA 分析獲得經驗，對安全重要且足以大幅降低結構失效機率的電廠結構改善之實施成本超過本次詳細篩檢計算的 MACR。在稽查過程中，NRC 人員沒有發現任何可以將 CGS 排除在 SAMA 分析一般結論之外的情況。因此，NRC 人員不追查這三棟廠房地震引致失效的可能改進。(4) SCDF 的第二大貢獻源和 SLERF 的第四大貢獻源是機櫃內電氣接觸裝置(ECD)的地震引致電顫。SLERF 的

第三大貢獻源是由建築物間交互影響引致的 ECD 電顫，其它地震引致的電顫事件也具有重大風險。所有未經篩檢的 ECD 均使用 SOV 建模易損性，並且通常採用人員操作來恢復電顫事件。在稽查期間，執照持有人提供敏感度分析結果，並得出結論：沒有成本合理的電廠改進可以將這些電顫事件的 SCDF 和 SLERF 貢獻分別減至 $1 \times 10^{-5}$ /年和 $1 \times 10^{-6}$ /年。NRC 人員得出結論：為達成這些 ECD 的所有風險降低而進行的工廠改善將超過最大可轉移成本。(5) NRC 人員得出結論：不需進行任何改善來減少 SCDF 和 SLERF，因為可能成本合理的實質性安全改進無法確認。(6)根據現有資訊和工程判斷，NRC 人員得出結論：圍阻體性能沒有進一步的可能改進，來達到重大安全改進的程度，也無須做進一步的管制分析。(7) NRC 人員審查先前為 CGS 完成的 IPEEE 和 SAMA 分析結果，以確認成本合理的其它實質安全增強。根據該審查，沒有發現其它可能的實質安全增強措施。

根據對提交和補充資訊的分析，NRC 人員得出結論：PBAPS 和 CGS 無需進行任何改善，理由是：(1) NRC 人員沒有發現為了適當防護或遵守現行管制法規，而需要進行的可能改善。(2)根據 SCDF 和/或 SLERF 可達成的減少量估計，沒有發現可能的成本合理措施，促使安全重大提升。(3)額外考慮圍阻體性能也無法確認有何改善，會導致可觀的安全提升（降低 SLERF）。

### C. NRC 人員的稽查摘要

管制稽查的重點是 SPRA 文檔的資訊，以及用於開發 SPRA 的所有相關支援文檔，包括但不限於方法、流程資訊、計算、電腦模型等。稽查活動首先由 NRC 人員提出問題，以驗證執照持有人提

交的資訊，並了解支援 SPRA 報告的未歸檔資訊。

EGC 為 PBAPS 提供以下的澄清資訊：(1)討論 PBAPS 所做的承諾，作為其要求採用風險知情歸類的一部份，以更新 EDG 冷卻風扇成功標準，並取消 PRA 模型中高 RPV 壓力條件下，阻止容器內爐心熔損的信心。(2)討論術語「不緊密間隔」的定義，用於決定不同組件失效模式易損性不相關的 SOV。(3)討論「量化 5」所反映的 SPRA 模型發生重大變化的技術基礎和理由，這些變化改變主要風險貢獻源和相應的重要度量測。(4)討論 SPRA 結果對地震風險肇始事件箱 %G6 和 %G7 截斷界限的敏感度。(5)討論 SPRA 結果的敏感度，如何定義最高地震風險肇始事件箱的區間，來結合 FLEX 人員操作的不確定性。(6)討論事件 OSP 是否包括可以經由電廠改善來降低頻率的失效。(7)討論 Conowingo 大壩的結構易損性。

EN 為 CGS 提供以下的澄清資訊：(1)描述內部事件 PRA 和 SPRA 之關係的資訊。(2)根據 F&O 以及巡查期間的堅固性排名，討論某些 SSC 易損性的保守性。(3)不同 SSC 易損性計算的不確定性。(4)採用全面和重點範圍的同行審查。(5)可以減少 SCDF 和 SLERF 的可能電廠改善（無一確認）。

PBAPS 的已稽查文檔包括：PBAPS 機率風險評估-特定應用模型筆記、PBAPS 機率風險評估-地震量化筆記、與 FLEX 建模相關的內部事件筆記、Conowingo 大壩地震易損性的邊界估計、PBAPS 機率風險評估-易損性建模筆記、和地震機率風險評估計畫易損性分析主報告等。

CGS 的已稽查文檔包括：CGS SSC 的地震易損性評估、CGS 結構的地震反應分析、CGS 地震災害修訂後的地震易損性更新、

CGS 地震巡查、使用 ASME/ANS PRA 標準要求的 SPRA 同行審查報告、SPRA 發現級 F&O 獨立評估和重點範圍同行審查、CGS 的 SPRA 定量、和 CGS SPRA 之電廠反應模型和人員可靠性分析等。

稽查結論：本文檔的發布包含 NRC 人員對 SPRA 提交內容的審查，結束了 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 稽查流程。

#### **(五) PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告和審查意見比較**

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告之主要差異比較列於表 1-11。PBAPS 的場址是堅硬岩石，結構體動力分析採用不相干 SSI；CGS 的場址是土壤，結構體動力分析採用機率式 SSI。PBAPS 的地震肇始事件分成 8 個區間，最後一個區間的 PGA 從 0.9 g 起跳；CGS 的地震肇始事件細分成 46 個區間，PGA 下限卻又比較大，PGA 在 0.9 g 之後細分成 39 個區間。對 PBAPS 的 SCDF 和 SLERF 貢獻最大的區間都是最後一個區間；對 CGS 的 SCDF 和 SLERF 貢獻最大的區間卻都是中間區間，最後幾個區間雖然地震力很大，但發生頻率極小，貢獻度下降。PBAPS 和 SLERF 的最大貢獻源都是喪失外電；CGS SCDF 的最大貢獻源也是喪失外電，但 SLERF 的最大貢獻源卻是三棟結構的複合易損性。因此，PBAPS 和 CGS 的 SCDF 相差無幾，但 CGS 的 SLERF 為 PBAPS 的兩倍以上。

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告各自經同行審查後，審查意見之主要差異比較列於表 1-12。PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告之同行審查顯示 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 主要差異在於：(1) PBAPS 的 SSC 易損性參數利用新計畫估計。(2) PBAPS 在 SPRA 量化時，對地震肇始事件的分界稍做敏感度分析。(3) PBAPS 的 SPRA 報告同行審查後，另設獨立評估小組審查發現級 F&O。

表1-11 PBAPS和CGS的SPRA報告比較

| 項目                   | PBAPS  | CGS  |
|----------------------|--|--|
| 場址                   | 堅硬岩石   | 土壤   |
| 參考點 GMRS 之 PGA       | 0.3 g 0.4  | 0.25 g   |
| PSHA                 | CEUS   | PNNL   |
| SPRA 軟體              | EPRI 之 CAFTA   | PRAQUANT 等   |
| SEL 之 SSC 數目         | 約 1270   | 約 1200   |
| 結構體動力分析              | 不相干 SSI  | 機率式 SSI  |
| 地震肇始事件數目             | 8 (> 0.05 g - > 0.9 g)   | 46 (> 0.125 g - > 4.7 g)                                       |
| 平均 SCDF              | $2.1 \times 10^{-5}$ /年  | $2.0 \times 10^{-5}$ /年  |
| SCDF 不確定分析           | 95% : $9.03 \times 10^{-5}$ /年<br>50% : $1.42 \times 10^{-5}$ /年 | 95% : $1.2 \times 10^{-4}$ /年<br>50% : $3.0 \times 10^{-5}$ /年 |
| 最大貢獻源(F-V)           | 喪失外電(0.98)   | 喪失外電(0.50)   |
| 最大貢獻區間<br>(平均 SCDF)  | > 0.9 g<br>( $4.9 \times 10^{-6}$ /年)                            | 1.1 g-1.2 g<br>( $1.6 \times 10^{-6}$ /年)                      |
| 平均 SLERF             | $4.0 \times 10^{-6}$ /年  | $8.8 \times 10^{-6}$ /年  |
| SLERF 不確定分析          | 95% : $2.54 \times 10^{-5}$ /年<br>50% : $3.70 \times 10^{-6}$ /年 | 95% : $4.4 \times 10^{-5}$ /年<br>50% : $1.1 \times 10^{-5}$ /年 |
| 最大貢獻源(F-V)           | 喪失外電(0.90)   | 三棟結構的複合<br>易損性(0.49)   |
| 最大貢獻區間<br>(平均 SLERF) | > 0.9 g<br>( $1.7 \times 10^{-6}$ /年)                            | 0.8 g-0.9 g<br>( $5.1 \times 10^{-7}$ /年)                      |

PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告經 NRC 審查後，審查意見之主要差異比較列於表 1-13。

表1-12 PBAPS和CGS SPRA報告的同行審查意見比較

| 項目         | PBAPS                          | CGS                           |
|------------|--------------------------------|-------------------------------|
| 審查委員       | 8 位<br>(2+3+3)                 | 9 位<br>(2+3+3+1)              |
| SHA        | SSC(SSHAC-3)<br>GMC(SSHAC-3+2) | SSC 和 GMC<br>(SSHAC-3)        |
| SFR        | 巡查：熟悉、斷<br>電、設備和電驛的<br>平衡      | 易損性：代表性、<br>SOV、和增強的混<br>合方法  |
| SPR        | 多個步驟量化                         | 完善的標準來確定<br>SSC 群組的易損性<br>相關性 |
| 未滿足性能類別 II | SHA-I1、SPR-C1                  | 無                             |
| 發現級 F&O    | 29 項                           | 1 項                           |

表1-13 PBAPS和CGS SPRA報告的NRC審查意見比較

| 項目                             | PBAPS                                  | CGS   |
|--------------------------------|--|---|
| 審查標準                           | ASME-ANS 附錄 A，<br>2009 或附錄 B，2013      | ASME/ANS RA-S<br>Case 1，2017                              |
| 評估流程                           | 未提交內部事件 PRA 的發<br>現，須更新內部事件 PRA        | 在 SPRA 稽查過程中審查<br>IEPRA 的 F&O 和相關處置                       |
| 技術審查清單之<br>共同結論                | 同行審查的發現已解決，<br>分析方法已被 NRC 人員接受         |   |
| 場址地震反應                         | SR SHA-E1、<br>SHA-E2                   | HLR-SHA-E<br>下的所有 SR                                      |
| 結構模型的合宜性                       | SR SFR-C1 至 C6                         | SR SFR-B3   |
| 「岩石」場址固定<br>基底動態地震結構<br>分析的使用  | 共同結論不適用                                | 執照持有人對先前定義為<br>「岩石」的場址採用固定基<br>底的動態結構分析充分符合<br>SPID 導則的意圖 |
| 地震反應縮放<br>的使用                  | 共同結論不適用                                | 執照持有人採用地震反應<br>縮放充分符合 SPID 導則<br>的意圖                      |
| 新的反應分析<br>用於廠房反應、<br>ISRS 和易損性 | SR SFR-C2、<br>SFR-C4、SFR-C5、<br>SFR-C6 | 共同結論不適用   |

|                          |  |   |
|--------------------------|--|---|
| 為了地震易損性分析，依容量篩檢 SSC      | SR SFR-B1  | 共同結論不適用   |
| 使用 CDFM/混合方法進行易損性分析      | ASME/ANS 標準沒有專門涉及此主題的要求。   | 共同結論不適用   |
| 對高頻敏感的 SSC 容量            | SR SFR-F3  | 共同結論不適用   |
| 對高頻敏感的電驛容量               | SR SPR-B6(附錄 A) 或 SPR-B4(附錄 B)   | 共同結論不適用   |
| 選擇需要使用 SOV 分析易損性的主要風險貢獻源 | ASME/ANS 標準沒有專門涉及此主題的要求  | SR SFR-E3   |
| 評估 SLERF                 | SR SFR-F4、SPR-E1、SPR-E2、SPR-E6 (僅限附錄 B)  | SR SPR-E1、SPR-E5、SPR-E6   |
| SPRA 文檔                  | HLR-SHA-J、HLR-SFR-G、HLR-SPR-F  | HLR-SHA-J、HLR-SFR-F、HLR-SPR-F   |
| 平均 SCDF 和 SLERF          | SPRA 報告提供  | 審查期間提供  |
| 澄清資訊                     | 討論承諾作為要求採用風險知情歸類的一部份。討論術語「不緊密間隔」的定義。討論事件 OSP 是否包括可以經由電廠改善來降低頻率的失效。討論 Conowingo 大壩的結構易損性。 | 描述內部事件 PRA 和 SPRA 之關係的資訊。根據 F&O 以及巡查期間的堅固性排名，討論某些 SSC 易損性的保守性。不同 SSC 易損性計算的不確定性。採用全面和重點範圍的同行審查。可以減少 SCDF 和 SLERF 的可能電廠改善。 |

## 一 B、美國核電廠 SPRA 安全評估同行審查標準技術要項與細部要求之研析

### (一) ASME/ANS 標準 RA-Sa-2009 和 RA-S-1.1-2024

#### 1. 簡介

ASME/ANS RA-S-2008 (ASME/ANS, 2008)是 ANS 不同事件

(外部事件、內部火災以及低功率和停機條件) PRA 標準的匯集版，由 ASME 和 ANS 共同成立的核子風險管理協調委員會 (NRMCC) 來協調和制定標準，旨在確認 PRA 的技術充分性，以便 PRA 可用於決策。ASME/ANS RA-S-2008 實施後，發現保留不同事件 PRA 標準中完全相同的要求會產生某些技術問題，需要在 ASME/ANS RA-S-2008 的修訂版或附錄中解決。ASME/ANS RA-Sa-2009 (ASME/ANS, 2009a) 是 ASME/ANS RA-S-2008 的第一個附錄，以替換頁的形式發布，來更新、增加和刪減原標準。

ASME/ANS RA-Sa-2009 的第 1 部份為 1 級 PRA 的一般要求，第 2 部份至第 9 部份為不同事件運轉 PRA 標準的具體技術要項，其中第 2 部份為內部事件的基本要求，第 3 部份涉及內部洪水事件，第 4 部份涉及內部火災事件，第 5 部份涉及地震事件，第 6 部份涉及外部風險的篩檢和保守分析，第 7 部份涉及強風事件，第 8 部份涉及外部洪水事件，第 9 部份涉及其它外部風險，第 10 部份涉及地震餘裕度分析的標準。ASME/ANS RA-S-1.1-2024 (ASME/ANS, 2024) 是 ASME/ANS RA-S-1.1-2022 (ASME/ANS, 2022) 的修訂版，與 ASME/ANS RA-Sa-2009 相比較，前 9 部份相同，但無第 10 部份。

PRA 要求的架構有：(1) PRA 要素，不同事件的要素各異，例如地震事件的要素是機率式地震危害度分析(SHA)、地震易損性分析(SFR) 和地震電廠反應分析(SPR)三項。(2)高階要求(High-Level Requirements, HLR)，標準的技術要項為每項 PRA 要素提供一套目標和 HLR。HLR 規定了技術上可接受的基線 PRA 最低要求，與應用無關。以一般術語定義 HLR，並提供獲取更詳細 SR 的頂階選

輯。HLR 不僅反映了用於開發現有 PRA 方法的多樣性，而且還反映了適應未來技術創新的需要。(3)細部要求(SR)，標準的技術要項進一步為每項 HLR 提供一組 SR，ASME/ANS RA-Sa-2009 定義了標記為性能類別(Capability Category, CC) I、II 或 III 的三個層級，以便 SR 可用管理的方式開發和呈現，但 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 只定義了 CC-I 和 CC-II，無 CC-III。

SR 描述性能類別的目的通常是針對 PRA 的三個主要屬性：範圍程度和詳細等級、電廠特定資訊的程度、以及電廠反應的真實性（即分析深度）。ASME/ANS RA-Sa-2009 就範圍程度和詳細等級而言，性能類別 I 須具有足夠的解析度和特異性來識別貢獻源在系統層級的相對重要性，性能類別 II 和 III 須具有足夠的解析度和特異性來識別貢獻方在組件層級的相對重要性。ASME/ANS RA-Sa-2009 就電廠特定的程度而言，性能類別 I 採用取通用的資料和模型，性能類別 II 在重要貢獻源採用取電廠特定的資料和模型，性能類別 III 在所有貢獻源採用取電廠特定的資料和模型。ASME/ANS RA-Sa-2009 就電廠反應的真實性而言，若偏離實況，性能類別 I 將對結論和風險見解產生中等影響，性能類別 II 將產生很小影響，性能類別 III 將產生微小影響。ASME/ANS RA-S-1.1-2024 只是強調分析深度隨著性能類別的增加而增加。增加分析深度可能導致風險降低，例如當保守的假設被細化為比較真實時（例如從保守的安全標準轉變為比較真實的安全標準）。

ASME/ANS RA-Sa-2009 規定了三種性能類別或細節等級的要求，必須評估每種風險知情應用是否符合標準的技術要項。三種性能類別的邊界定義較為籠統，且有一定的重疊，可能主觀認定性能

類別的遵守。PRA 每個要素的部份性能不一定同屬於一種性能類別，可能分佈在所有三種性能類別中，也可能無法滿足任何一種性能類別的 SR。SR 定義了滿足性能類別所需的最低要求，有些 SR 僅通用於一種性能類別，有些則跨越兩種或三種性能類別，即 SR 同樣適用於跨越的性能類別。ASME/ANS RA-S-1.1-2024 只規定兩種性能類別或細節等級的要求，有些 SR 僅通用於一種性能類別，有些 SR 則跨越兩種性能類別。必要時，性能類別的差異可以在其它相關 SR 中找到。

一般而言，性能類別 II 是 SPRA 實現高品質、風險知情決策的最終需求詳細程度。在許多情況下，因應電廠執照基礎的變更或解決一般安全議題，性能類別 I 已足以確認隨之的風險變更。性能類別 III 遵循 SSMRP [7] 的思路，通常可能只會在研究項目中考慮。

風險評估的應用流程可分為 5 個階段：A 階段辨識應用和確認性能類別，B 階段評估 PRA 必要的範圍、結果和模型，C 階段確認標準的範圍和詳細程度，D 階段比較 PRA 模型與標準，E 階段了解風險影響。風險評估的一般技術要項考慮了流程檢查、運用專家判斷、PRA 要求的推導和 PRA 要求。若某一 HLR 滿足其下所有 SR，即可預期 PRA 滿足該 HLR。

PRA 應用 ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 標準應經過同行審查，同行審查應評估 PRA 的方法及實施是否滿足此標準要求。同行審查的另一個目的是決定 PRA 的優勢和劣勢。同行審查雖然不需要評估 PRA 各方面的所有標準要求，但應審查足夠的 PRA 層面，以便審查委員就 PRA 每一要素的方法及實施充分性達成共識。完整的同行評審只需要進行一次。若是 PRA

升級的同行審查，應進行最近一次審查的記錄審查，額外同行審查的範圍可能僅限於 PRA 自上次審查以來的變更。

同行審查以書面為之，同行審查方法包括：同行審查小組的選擇程序、同行審查過程的培訓、同行審查小組用於評估 PRA 是否滿足 SR 的步驟、提出和解決不同專業意見的過程、審查 PRA 配置控制的步驟、以及記錄審查結果的方法。同行審查小組的其中一位委員必須熟稔 PRA 的所有要素（例如地震事件的 SHA、SFR 和 SPR）和具備整合能力。若 PRA 涉及不同事件的同行審查，則每一事件可能有不同的技術整合委員。同行審查小組必須有一位首席，不必然為技術整合委員。同行審查小組至少有五位委員，審查時程至少一週；如果只針對單一 PRA 要素審查（例如升級），同行審查小組至少有兩位委員。同行審查小組的組成基於合適委員的可尋性，可能有例外，例如單一合格委員同行審查單一要素的升級。

## **2. 地震事件 PRA 要求**

ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的第 5 部份規定進行 SPRA 的 HLR 和 SR，目標是提供進行地震風險評估的基本要求，以支援核電廠設計、建造和運轉的風險知情決策。該標準的要求包含執行 SCDF 的 1 級分析和 SLERF 的有限 2 級分析，假設內部事件 PRA 可用或正在與 SPRA 同時進行，定義了內部與地震事件評估模型之介面。外部風險 PRA 通常使用內部事件 PRA 模型作為起點，必須添加一些額外的 SSC。模型的一些修剪也很常見，刪除與外部風險分析無關的部份內容。在內部事件 PRA 模型中，某些事故系列造成爐心熔損，但不會造成早期輻射大量外釋。考慮外部風險時，這些事故系列須設計為可能的 LERF 系列，

例如外部風險可能會損害圍阻體完整性，從而可能有助於 LERF；或是外部風險阻礙場外保護行動（疏散附近人員）。因為 LERF 定義的「早期」一詞不是指具體時間點，而是指輻射大量外釋可能早於有效保護行動（例如疏散和庇護）實施前。

性能類別 I 和 II 的基本區別在於性能類別 II 需要更徹底的地震危害度分析和風險量化的全面不確定性分析，而性能類別 I 可以更依賴一般或區域的平均地震危害度估計以及僅計算平均 CDF。例如，IPEEE 僅需要 CDF 的平均估計值，故幾乎所有的 IPEEE SPRA 報告都符合性能類別 I，但不符合性能類別 II。

ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 為下列 SPRA 的三大要素提供了 HLR 及 SR：地震危害度分析(SHA)、地震易損性評估(SFR)和地震電廠反應分析（即系統分析）(SPR)。此外，該標準也對執行同行審查提出詳細的要求。

## （二）機率式地震危害度分析

對 PSHA 的要求分為兩種情況，第一種是既有研究不存在，必須重新產生特定場址的 PSHA；第二種是既有研究存在，PSHA 分析師可以選擇採用既有的研究做為評估特定場址的基礎。PSHA 要求的目的不是重複整個風險計算，除非是建立影響場址的新資訊和解釋，並有用於影響預期應用的 SPRA。同行審查應關注這項議題，並報告採用既有分析之適用性的發現。

大多數場址 PSHA 的主要目標是估計超越不同地動水準的機率或頻率，以下所述的要求旨在詳細處理這一目標。如果場址條件需要包含其它地震災害，如斷層位移、土石流、土壤液化、地層沉陷和地震引致外部洪水等，目標仍類似，估計風險大小、強度或後果

的機率或頻率。

危害度分析的「等級」(採用專家判斷、解惑和整合等相關的複雜性和工作量)取決於兩個主要考慮因素:(1) SPRA 的預期用途,與該應用所需的性能類別相關。(2)地震環境的複雜性。在處理影響 PSHA 結果的特定議題時,影響危害度分析等級的選擇有以下因素:該議題對 PSHA 最終結果的重要性,該議題的技術複雜性與不確定性程度,技術社群中關於該議題的技術爭論數量,以及重要的非技術考量因素,例如預算、監管、日程安排或其它。

基於對這些因素的考慮,針對已確定的議題和其它因素,SSHAC 報告(Cluff 等人,1997)確定了四個等級的危害度分析,並提供導則。從 ASME/ANS RA-Sa-2009 的性能類別來看,SSHAC 等級 1 和等級 2 通常對應性能類別 I,等級 2 和等級 3 通常對應性能類別 II,等級 3 和等級 4 將對應性能類別 III。PSHA 等級 1 或等級 2 主要依據現有資訊的使用,其本質將包含更多不確定性,並且必須對預期應用展示充分性或保守性。另一方面,精確的特徵和降低不確定性是性能類別 III 應用的基本特質,需要開發場址特定的詳細資訊,可能包括現場調查(等級 3 和等級 4)。使用通用或區域危害度分析或平均危害度估計屬於性能類別 I 的例子,例如許多 IPEEE (NRC, 1991)的應用;對選定場址執行場址特定的危害度分析屬於性能類別 II 的例子,例如採用 LLNL (NRC, 1993)和 EPRI (EPRI, 1989)對洛磯山脈以東的區域性風險分析,在某些檢核和更新後,發展 CEUS 的場址特定 PSHA;Diablo Canyon (PG&E, 1988)和 Yucca Mountain (Civilian Radioactive Waste Management System Management and Operating Contractor, 1998)計畫則屬於性能類別 III。

PSHA 在 ASME/ANS RA-Sa-2009 有 10 項 HLR，但在 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 有 9 項 HLR，少了 ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-H（採用既有 PSHA），兩者的摘要和詳細比較分別列於表 1-14 和表 1-15。

表1-14 SPRA標準高階要求之PSHA技術要項摘要比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-<br><b>2009</b> | ASME/ANS RA-S-1.1-<br><b>2024</b> |
|-----------|--------------------------------|-----------------------------------|
| HLR-SHA-A | PSHA 方法論                       | PSHA 方法論                          |
| HLR-SHA-B | 資料收集                           | 資料收集                              |
| HLR-SHA-C | 地動特徵                           | 地動特徵                              |
| HLR-SHA-D | 震源特徵                           | 震源特徵                              |
| HLR-SHA-E | 場址反應                           | 場址反應                              |
| HLR-SHA-F | 不確定性                           | 不確定性                              |
| HLR-SHA-G | 易損性分析的反應譜形狀                    | 易損性分析的反應譜形狀                       |
| HLR-SHA-H | <b>既有 PSHA</b>                 | 非振動危害                             |
| HLR-SHA-I | 非振動危害                          | 文檔記載                              |
| HLR-SHA-J | 文檔記載                           | ---                               |

表1-15 SPRA標準高階要求之PSHA技術要項詳細比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-2009  | ASME/ANS RA-S-1.1-2024  |
|-----------|--|---|
| HLR-SHA-A | 場址的 <b>地震頻率</b> 必須依據場址特定的 PSHA(既有或新的)，反映了知情技術社群的綜合分佈。決定 <b>分析等級</b> 必須依據預期應用和特定場址的複雜性。 | 場址超過不同等級地震 <b>水平地動頻率</b> 的計算基礎應是場址特定的 PSHA，其代表技術上可辯護解釋的 <b>中心、主體和範圍</b> 。                                   |
| HLR-SHA-B | 為了 PSHA 的輸入，需要全面最新的 <b>資料庫</b> ，包括地質、地震和地球物理資訊，收集場址當地地形、表層地質和大地工程特性，也應編列歷史、儀器和古地震資訊目錄。 | PSHA 的輸入應包括 <b>不確定性</b> 的特徵，並應基於當前的地質、地震和地球物理資料；當地場地地形；以及地表地質和大地場地特性。應編制歷史、儀器和古地震資訊目錄。應彙編 <b>可用的模型和方法</b> 。 |
| HLR-SHA-C | 為了解說場址地區發生 <b>地震的頻率</b> ，PSHA 應檢視所有可信的潛在破壞性地震源，應解決 <b>震源特徵</b> 的偶然和認知不確定性。             | 為了評估場址地區地震 <b>地動水準的超越頻率</b> ，PSHA 應檢視所有可信的潛在破壞性地震源，應辨識並解決 <b>震源特徵</b> 的不確定性。                                |
| HLR-SHA-D | 在給定地震的規模和位置後，PSHA 應檢視影響場址地振動估計的 <b>可靠機制</b> ，必須解決 <b>地動傳播</b> 的偶然和認知不確定性。              | PSHA 應包含一個 GMC 模型，當一個地震發生（已知位置、斷層形態和規模）時，確定其 <b>水平地動的範圍</b> 。也應識別和納入地動傳播特徵的不確定性。                            |
| HLR-SHA-E | PSHA 應解說 <b>當地場址反應</b> 的影響。  | PSHA 應包括 <b>當地場址反應</b> 的影響。應識別並納入特徵化當地場址反應分析的 <b>不確定性</b> 。   |

|           |  |   |
|-----------|--|---|
| HLR-SHA-F | <p>PSHA 每一步驟的<b>不確定性</b>應在場址危害度估計的最終<b>量化</b>中傳播和顯示，結果應包括分位危害度曲線、中數和平均危害度曲線以及均勻危害反應譜。在某些應用中，PSHA 應包括震源拆解和規模-距離拆解。</p>                | <p>PSHA 每一步驟的<b>偶然和認知不確定性</b>應在場址危害度估計的最終<b>量化</b>中傳播。</p>                        |
| HLR-SHA-G | <p>為了 <b>SPRA</b> 的進一步使用，<b>反應譜形狀</b>應依據場址特定的規模-距離拆解貢獻評估結果。如果已證明適合該場址，也可以接受寬頻、平滑的反應譜形狀。使用均勻危害反應譜也可以接受，除非有證據顯示這些均勻危害反應譜的形狀有問題。</p>    | <p>為了<b>地震易損性分析</b>的進一步使用，<b>反應譜形狀</b>應依據考慮或結合<b>危害度分析結果</b>的場址特定評估。</p>          |
| HLR-SHA-H | <p>當採用<b>既有</b>研究進行 PSHA 時，應確認其基本數據和解釋在目前資訊下仍然有效、該研究滿足概述於 A 至 G 的要求、以及該研究適合預期應用。</p>   | <p>除了地動之外，應進行評估<b>其它地震危害</b>是否還需納入 SPRA。<br/>(與 2009 年版的 <b>HLR-SHA-I</b> 比較)</p> |
| HLR-SHA-I | <p>應進行<b>篩檢分析</b>，評估除了地動之外，是否還需在特定應用的 SPRA 中包含<b>其它地震危害</b>，諸如斷層位移、山崩、土壤液化或土壤沉陷。若是如此，SPRA 應透過評估危害發生的頻率或危害後果的尺度，或兩者兼要，來處理這些危害的影響。</p> | <p>PSHA 的文檔記載應提供活動的<b>可追溯性</b>。<br/>(與 2009 年版的 <b>HLR-SHA-J</b> 比較)</p>          |
| HLR-SHA-J | <p>PSHA 的文檔記載應符合適當的<b>細部要求</b>。</p>  | ---   |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-A 涉及 PSHA 的輸入資訊和評估方式，有 5 項 SR，列於表 1-16。

表1-16 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II   | 性能類別 III |
|--------|---|---|----------|
| SHA-A1 | PSHA 的依據和組成包括可用資訊和數據的收集和評估、考慮每一元素的不確定性和定義可追溯的流程和文檔。   | PSHA 的依據和組成包括可用資訊和數據的收集和評估、評估每一元素的不確定性和定義可追溯的流程和文檔。 |          |
| SHA-A2 | 採用譜加速度、在選定頻寬的平均譜加速度、或最大地表加速度，當作描述風險和易損性的參數。   | 採用譜加速度或在選定頻寬的平均譜加速度，當作描述風險和易損性的參數。                  |          |
| SHA-A3 | 在選擇頻率決定譜加速度或平均譜加速度時，取得對 PRA 結果和見解重要的 SSC 頻率。  |   |          |
| SHA-A4 | 在推算 PSHA 結果 (PSA 或 PGA) 時，延伸至與物理數據和解釋一致的足夠大數值，使得截斷不致於產生不穩定的最終數值結果 (例如 CDF)，也不會影響地震筆始系列的描述和排序。 |   |          |
| SHA-A5 | 設定危害度分析的規模下限 (或依據損壞參數而由機率定義的特徵規模)，使得此規模以下的地震不致於造成結構或組件的重大損壞。                                  |   |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SHA-A 涉及水平地動頻率的中心、主體和範圍，有 6 項 SR，列於表 1-17。

表1-17 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SHA-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SHA-A1 | 使用已定義的流程來開發 PSHA 模型，以確保 PSHA 代表技術上可辯護解釋的 <b>中心、主體和範圍</b> 。<br>(與 2009 年版的 SHA-A1 不同敘述)  |         |
| SHA-A2 | 採用譜加速度、選定頻寬的平均譜加速度、或最大地表加速度，當作描述風險和易損性的參數。<br>(與 2009 年版的 SHA-A2 相同)  |         |
| SHA-A3 | 確保為 PSHA 選擇的地動參數和頻率範圍與後續易損性和電廠反應分析所需的 <b>地動參數一致</b> 。<br>(與 2009 年版的 SHA-A3 類似)   |         |
| SHA-A4 | 在開發用於事故序列量化的 PSHA 結果 (PSA 或 PGA) 時，應延伸至足夠大數值的地動水準範圍 (與當前的地球科學數據和解釋一致)，使得截斷不會扭曲最終數值結果 (CDF 和 LERF 等)，以及地震引發序列的描述和排序不會失真。<br>(與 2009 年版的 SHA-A4 相同) |         |
| SHA-A5 | 驗證在危害度分析的指定規模下限之合理性，使得此規模以下的地震不致於造成工程結構或設備的重大損壞。<br>(與 2009 年版的 SHA-A5 相同)  |         |
| SHA-A6 | 驗證地動中值 (例如譜加速度) 的指定標準差已含在 <b>GMPE</b> 的分析，以便正確模擬地動預測的 <b>隨機變化</b> 。<br>(2024 年版新的 SR)   |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-B 涉及 PSHA 的輸入資料庫，有 3 項 SR，列於表 1-18。

表1-18 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-B之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II  | 性能類別 III  |
|--------|--|--|---|
| SHA-B1 | <p>在執行 PSHA 時，依據既有或已開發的地質、地震、地球物理和大地工程資料庫，需反映當前知識狀況以及專家/分析師採用來制定 PSHA 的解釋和輸入。</p>  |  | <p>在執行 PSHA 時，依據既有或已開發的<b>全面性</b>地質、地震、地球物理和大地工程資料庫，需反映當前知識狀況以及專家/分析師採用來制定 PSHA 的解釋和輸入。<b>包括</b>場址特定的場地土壤實驗室數據，且需描述當地場址反應效應的潛在<b>不確定性</b>。</p>        |
| SHA-B2 | <p>確保所使用的<b>資料庫和資訊</b>足以描述對場址地振動的發生頻率有所貢獻的所有可信震源，且需考慮地動的區域衰減和當地場址效應。如果 SPRA 採用既有的 PSHA 將於地震，需確保任何可能影響 PSHA 的新數據或解釋已充分納入既有資料庫和分析。</p> |  | <p>確保<b>調查區域的大小和調查範圍</b>足以描述對場址地振動的發生頻率有所貢獻的所有可信震源，且需考慮地動的區域衰減和當地場址效應。如果 SPRA 採用既有的 PSHA 將於地震，需確保有<b>足夠</b>的調查範圍來判斷是否有新數據或解釋<b>未充分</b>納入既有資料庫和分析。</p> |
| SHA-B3 | <p>採用的<b>資料庫包括</b>了歷史報導、地質鑑定和儀器記錄的<b>地震目錄</b>。</p>   | <p><b>收集的資料庫編制</b>了歷史報導、地質鑑定和儀器記錄的<b>地震目錄</b>。</p> |   |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SHA-B 涉及 PSHA 的輸入資料、目錄和不確定性，有 5 項 SR，列於表 1-19。

表1-19 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SHA-B之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SHA-B1 | 在執行 PSHA 時，採用主題專家/分析師用來對 PSHA 進行解釋和輸入的當前地質、地震、地球物理和大地工程資料。<br>(與 2009 年版的 SHA-B1 類似)         |         |
| SHA-B2 | 確保調查區域的大小以及所使用的數據和資訊足以表徵所有可靠的震源，這些震源可能對現場地震危害以及與危害結果相關的不確定性產生重大影響。<br>(由 2009 年版的 SHA-B2 拆分) |         |
| SHA-B3 | 確保數據和資訊足以表徵對地動區域傳播和當地場址效應 (包括相關的不確定性) 建模的重要屬性。<br>(由 2009 年版的 SHA-B2 拆分)                     |         |
| SHA-B4 | 確保在開發既有模型時未知或以前未使用過，而且可能影響既有 PSHA 的新數據、模型、方法和解釋已辨識和彙編。<br>(由 2009 年版的 SHA-B2 拆分)             |         |
| SHA-B5 | 在執行 PSHA 時，採用歷史報導的地震、儀器記錄的地震和透過地質調查辨識地震的彙編目錄。<br>(與 2009 年版的 SHA-B3 相同)                      |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-C 涉及 PSHA 的震源特徵以及其偶然和認知不確定性，有 4 項 SR，列於表 1-20。

表1-20 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II   | 性能類別 III |
|--------|--|---|----------|
| SHA-C1 | 在 PSHA 中，檢查所有影響場址機率風險的 <b>潛在震源</b> 。辨識和描述震源的依據是區域和場址地質、地球物理資料，歷史和地震儀資料，區域應力場，和地震史前的地質證據。 |   |          |
| SHA-C2 | 確保用於震源特徵的任何 <b>專家解惑</b> 過程相符於 SHA-A 要求的分析等級，並遵循結構化步驟。                                    |   |          |
| SHA-C3 | 震源特徵在於震源位置和幾何形狀、最大地震規模和發生率，確保已考量這些特徵的 <b>總體</b> 不確定性。                                    | 震源特徵在於震源位置和幾何形狀、最大地震規模和發生率，在這些特徵中明確包括 <b>偶然</b> 和 <b>認知</b> 不確定性。 |          |
| SHA-C4 | 如果採用 <b>既有的</b> PSHA，表明任何以前未知或未描述的 <b>震源</b> 並不重要，或將之納入 <b>修訂</b> 的風險估計。                 |   |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SHA-C 涉及 PSHA 的震源特徵以及其偶然和認知不確定性，有 4 項 SR，列於表 1-21。

表1-21 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SHA-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SHA-C1 | 在 PSHA 中，確認可能對場址地震危害造成重大影響的震源。<br>(與 2009 年版的 SHA-C1 類似)   |         |
| SHA-C2 | 採用根據 HLR-SHA-A 和 HLR-SHA-B 彙編的資訊和結構化步驟來表徵震源。<br>(與 2009 年版的 SHA-C2 類似)                                   |         |
| SHA-C3 | 採用結構化步驟辨識和納入震源模型的不確定性來源。<br>(與 2009 年版的 SHA-C3 類似)   |         |
| SHA-C4 | 如果採用既有的震源模型，則證明既有模型開發時未知，或以前未使用過的新震源、模型和方法已包含在既有模型的中心、主體和範圍內，並且不會挑戰既有模型的技術有效性。<br>(由 2009 年版的 SHA-C4 更新) |         |
| SHA-C5 | 如果對既有的震源模型進行更新以用於 PSHA，說明模型更新所使用的分析層級和方法。<br>(由 2009 年版的 SHA-C4 更新)                                      |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-D 涉及 PSHA 的地動傳播以及其偶然和認知不確定性，有 4 項 SR，列於表 1-22。

表1-22 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II                               | 性能類別 III |
|--------|--|---------------------------------------|----------|
| SHA-D1 | 在 PSHA 中，記述：(a)控制場址地振動估計的可靠機制，(b)區域和場址特定的地質、地球物理和大地工程資料，以及歷史和地震儀資料（包括強震資料），(c)目前地動估計的衰減模型。 |                                       |          |
| SHA-D2 | 確保用於地動特徵的任何專家解惑過程相符於 SHA-A 要求的分析等級，並遵循結構化步驟。   |                                       |          |
| SHA-D3 | 確保已考量地動特徵的所有重要不確定性。  | 按照 SHA-A 要求所確定的分析等級，解決地動特徵的偶然和認知不確定性。 |          |
| SHA-D4 | 如果採用既有的 PSHA，表明任何地動模型、或以前未使用或未知的新資訊並不重要，或將之納入修訂的風險估計。                                      |                                       |          |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-D 涉及 PSHA 的 GMC 模型以及其不確定性，有 4 項 SR，列於表 1-23。

表1-23 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SHA-D1 | 在決定場址可能發生之地震地面振動範圍的 GMC 模型中包括：<br>(a)控制場址可能發生之地面振動估計的可靠機制。(b)可用歷史和儀器地震資料（包括強震資料）的審查，以評估和校準模型。<br>(c)用於地動估計之 GMPE（既有和/或新開發）的選擇標準。(d)參考土壤或岩石層（由剪力波速、密度和阻尼值定義）。<br>（比 2009 年版的 SHA-D1 多(d)項） |         |
| SHA-D2 | 確保用於表徵地動或地動分析之其它元素的過程符合 HLR-SHA-A 討論的分析等級。<br>（與 2009 年版的 SHA-D2 相同）  |         |
| SHA-D3 | 確保模型中包含不確定性，以便預測地動的總體能夠根據 HLR-SHA-A 確定的分析等級和 HLR-SHA-B 確定的數據和資訊，捕捉到場址可能發生的地動範圍。<br>（與 2009 年版的 SHA-D3 類似）   |         |
| SHA-D4 | 如果使用現有的地面運動模型，則證明在開發現有模型時未知或以前未使用過的可用新數據、模型、方法和資訊不會顯著扭曲 PSHA 地面運動結果，或在 PSHA 更新中包含新的地面運動數據、模型、方法和資訊。<br>（與 2009 年版的 SHA-D4 類似）   |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-E 涉及 PSHA 的當地場址反應，有 2 項 SR，列於表 1-24。

表1-24 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I                                 | 性能類別 II                                 | 性能類別 III |
|--------|--|---|----------|
| SHA-E1 | 證明 PSHA 考慮場址地形、地表地質沈積、以及場址大地工程地動特性的影響。 | 在 PSHA 中，記述場址地形、地表地質沈積、以及場址大地工程地動特性的影響。 |          |
| SHA-E2 | 確保已考量當地場址反應分析的所有重要不確定性。                | 解決當地場址反應分析的偶然和認知不確定性。                   |          |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-E 涉及當地場址反應分析和其不確定性，有 3 項 SR，列於表 1-25。

表1-25 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SHA-E1 | 在地震危害度分析中，包括場址地形、地表地質沉積物和場址大地特性對場址地動的影響。<br>(與 2009 年版的 SHA-E1 類似)  |         |
| SHA-E2 | 包括當地場址反應分析的不確定性。<br>(與 2009 年版的 SHA-E2 類似)  |         |
| SHA-E3 | 驗證將場址反應分析納入危害度分析的步驟(例如，分析中使用土壤和岩石材料特性的來源、場址特徵和材料特性的不確定性、確定基岩深度的數據、與場址地層相關的一維、二維或三維分析的適用性)。<br>(2024 年版新增) |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-F 涉及 PSHA 的不確定性和最終量化結果，有 3 項 SR，列於表 1-26。

表1-26 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II  | 性能類別 III   |
|--------|--|--|--|
| SHA-F1 | 在地震風險的最終量化中，包含平均估計值，處理如何考慮不確定性。  | 在地震風險的最終量化中，包含並顯示偶然和認知不確定性的傳播。   |  |
| SHA-F2 | 在 PSHA 中，包含適當的敏感度研究和中間結果，以確定對場址風險很重要，並使分析可追溯的因素。                           |  |  |
| SHA-F3 | 作為量化過程的一部份，且相符於 SHA-A 要求的分析等級，開發以下結果：(a) PGA 和 PSA 的平均危害度曲線，(b) 平均均勻危害反應譜。 | 作為量化過程的一部份，且相符於 SHA-A 要求的分析等級，開發以下結果：(a) PSHA 考慮的每一地動參數之分位和平均危害度曲線，(b) 分位和平均均勻危害反應譜。 | 作為量化過程的一部份，且相符於 SHA-A 要求的分析等級，開發以下結果：(a) PSHA 考慮的每一地動參數之分位和平均均勻危害反應譜，(c) 中數和平均危害的規模-距離拆解，(d) 震源拆解，(e) 平均規模和距離。 |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-F 涉及危害度分析每個步驟的偶然和認知不確定性在場址風險估計的最終量化中傳播，有 4 項 SR，列於表 1-27。

表1-27 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SHA-F1 | 作為風險量化過程的一部分，符合 HLR-SHA-A 確定的分析等級，計算以下結果：(a) PSHA 包含的每個地動參數的分位數和平均危害度曲線。(b)有興趣的風險超越頻率之均勻風險反應譜。(c)平均風險的規模-距離拆解。(d)震源拆解。(e)地動模型拆解。(f)平均規模和距離。<br>(與 2009 年版的 SHA-F3 類似) |         |
| SHA-F2 | 計算 SPRA 量化所需輸入的地震危害結果（例如，根據 HLR-SPR-E 計算地震 SCDF 和 SLERF），包括 PSHA 的結果、垂直運動的分析和次要地震風險的分析。<br>(2024 年版新增)  |         |
| SHA-F3 | 透過進行敏感度研究，確定 PSHA 中可能扭曲危害結果的不確定性建模來源。<br>(與 2009 年版的 SHA-F2 顯著不同)   |         |
| SHA-F4 | 透過進行敏感度研究，確定在 SR SHA-H3 中執行的垂直運動評估、場址反應分析和次要風險評估中的認知不確定性來源，這些來源可能會扭曲 SR SPR-E8 中討論的量化結果。<br>(與 2009 年版的 SHA-F2 顯著不同)  |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-G 涉及 SPRA 的反應譜的形狀，只有 1 項 SR，列於表 1-28。

表1-28 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-G之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I                       | 性能類別 II                               | 性能類別 III  |
|--------|------------------------------|---------------------------------------|---|
| SHA-G1 | 確保 SPRA 的反應譜形狀反映或限制了場址特定的考量。 | 以 SPRA 場址特定評估的反應譜形狀為基礎，反映或限制了場址特定的考量。 | 以 SPRA 場址特定評估的反應譜形狀（水平和垂直）為基礎，反映或限制了 PSHA 重要地動水準之平均規模和距離所對應之反應譜形狀的特徵。 |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-G 涉及場址特定的反應譜形狀，有 2 項 SR，列於表 1-29。

表1-29 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-G之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SHA-G1 | 確保地震危害度分析所決定的水平反應譜形狀基於 <b>場址特定的評估</b> ，並採用或限制與平均規模和距離對相應的特徵譜形，其由地震危害度分析的 <b>重要地動等級</b> 決定。<br>(與 2009 年版的 SHA-G1 類似) |         |
| SHA-G2 | 證明依目前的知識水準決定 <b>垂直震譜</b> 的方法是合適的。<br>(2024 年版新增)   |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-H 涉及 PSHA 既有研究的採用，只有 1 項 SR，列於表 1-30。

表1-30 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-H之細部要求

| 索引號   | 性能類別 I    | 性能類別 II | 性能類別 III   |
|-------|-----------|---------|------------|
| SHA-H | 允許使用既有研究。 |         | 不允許使用既有研究。 |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-H 涉及地振動之外的地震風險評估，有 4 項 SR，列於表 1-31。

表1-31 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-H之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SHA-H1 | 辨識場址斷層位移以及與地振動相關的次要地震風險（例如土石流、土壤液化、土壤沉陷和地震引發的外部洪水）。<br>（2009年版的 SHA-I 無 SR，2024年版新增 SR 於 SHA-H）   |         |
| SHA-H2 | 使用第 1 部份的 SCR-2 或 SCR-3 來驗證 SR SHA-H1 所辨識的地震風險篩檢（例如，基於明顯保守的評估）。<br>（2009年版的 SHA-I 無 SR，2024年版新增 SR 於 SHA-H）   |         |
| SHA-H3 | 對於 SR SHA-H2 未篩檢的非洪水相關地震風險，計算風險參數（用於定義可能受影響之 SEL 項目的失效機制易損性）不同等級的頻率。<br>（2009年版的 SHA-I 無 SR，2024年版新增 SR 於 SHA-H）  |         |
| SHA-H4 | 對於 SR SHA-H2 未篩檢的地震引發外部洪水風險，在計算風險參數（用於定義可能受影響之 SEL 項目的失效機制易損性）不同等級的頻率時，需滿足第 8 部分的 HLR-XFHA-A、HLR-XFHA-B、HLR-XFHA-C、HLR-XFHA-D、HLR-XFHA-E、HLR-XFHA-F 和 HLR-XFHA-G 的適用要求。<br>（2009年版的 SHA-I 無 SR，2024年版新增 SR 於 SHA-H） |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-I 涉及其它地震危害，無任何 SR。

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SHA-I 涉及 PSHA 文檔記載的活動可追溯性，有 2 項 SR，列於表 1-32。

表1-32 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SHA-I之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SHA-I1 | <p>記錄 SHA 所使用的過程，如指明輸入內容、應用方法和結果。闡述以下要項以及其它需要完整記錄整套 SR 如何滿足的細節：(a)構成開發 PSHA 輸入所進行評估之基礎和輸入的數據和訊息，包括 SSC、GMC 和場址反應。(b) PSHA 模型結構。(c)確保技術上可辯護解釋的中心、主體和範圍得以考慮的結構化過程。(d)用於 SSC、GMC 和當地場址反應分析的具體方法。(e)作為 PSHA 輸入和結果基礎的科學解釋。(f)確保既有 PSHA（如果使用）滿足此處要求的過程。(g)決定垂直反應譜的方法。(h) SR SHA-H1 所辨識的次要地震風險集。(i)篩檢和納入次要地震風險的方法。(j)與 HLR-SHA-F 一致的危害分析結果。</p> <p>（比 2009 年版的 SHA-J2 擴充許多）</p> |         |
| SHA-I2 | <p>記錄 SHA 風險模型的不確定性建模來源、相關假設、以及合理替代方案（此與 SR SHA-F3 和 SR SHA-F4 所辨識的 SHA 相關）。</p> <p>（與 2009 年版的 SHA-J3 類似）</p>   |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SHA-J 涉及 PSHA 文檔記載應符合適當的細部要求，有 3 項 SR，列於表 1-33。

表1-33 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SHA-J之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|--|---------|----------|
| SHA-J1 | <p>以有利於 PRA 應用、升級和同行審查的方式記錄 PSHA。</p>  |         |          |
| SHA-J2 | <p>記錄 PSHA 所使用的過程，包括：(a)用於震源特徵和地動特徵的具體方法；(b)作為輸入和結果基礎的科學解釋；以及(c)如果使用既有的 PSHA，則記載文檔以確保其足以符合此處要求的精神。</p> |         |          |
| SHA-J3 | <p>記錄模型不確定性的來源以及 PSHA 的相關假設。</p>   |         |          |

### (三) 地震易損性評估

SSC 的地震易損性定義為在給定地振動參數 (PGA、不同頻率的 PSA，或設備頻率的樓板譜加速度) 下，其失效的條件機率。SPRA 使用的地震易損性應該是真實的和電廠特定的，即基於經由電廠詳細巡查而確認的 SSC 實際狀況。在執行 SPRA 時，地震易損性評估是在(HLR-SPR-E)主題的整合和量化之前執行。因此，此處要項的順序不同於執行分析工作的順序。

地震易損性分析在 ASME/ANS RA-Sa-2009 有 7 項 HLR，但在 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 有 6 項 HLR，少了 ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-F (地震易損性參數的計算)，兩者的摘要和詳細比較分別列於表 1-34 和表 1-35。

表1-34 SPRA標準高階要求之地震易損性分析技術要項摘要比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-2009 | ASME/ANS RA-S-1.1-2024 |
|-----------|---------------------|------------------------|
| HLR-SFR-A | SSC 地震易損性和失效        | SSC 地震易損性和失效           |
| HLR-SFR-B | 組件篩檢                | 失效時的地震反應               |
| HLR-SFR-C | 失效時的地震反應            | 易損性門檻值                 |
| HLR-SFR-D | 失效模式                | 電廠巡查                   |
| HLR-SFR-E | 電廠巡查                | 失效模式                   |
| HLR-SFR-F | 地震易損性參數計算           | 文檔記載                   |
| HLR-SFR-G | 文檔記載                | ---                    |

表1-35 SPRA標準高階要求之地震易損性分析技術要項詳細比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-2009   | ASME/ANS RA-S-1.1-2024  |
|-----------|---|---|
| HLR-SFR-A | 應對 SSC 或其組合進行 <b>電廠特定和真實</b> 的地震易損性評估，這些 SSC 的失效可能導致爐心熔損或早期輻射大量外釋，或兩者皆有。  | 地震易損性分析應解決 SSC 的地震易損性，其失效可能導致爐心熔損或早期輻射大量外釋。   |
| HLR-SFR-B | 若進行高地震容量組件的 <b>篩檢</b> ，則應充分描述篩檢的依據。   | 地震易損性分析應基於 SSC 經歷失效時的地震反應。<br>(與 2009 年版的 HLR-SFR-C 比較)                               |
| HLR-SFR-C | 地震易損性評估應基於 SSC 達失效等級的 <b>真實</b> 地震反應。   | 應定義用於建立 SSC 易損性 <b>門檻值</b> 的依據和方法。<br>(與 2009 年版的 HLR-SFR-B 比較)                       |
| HLR-SFR-D | 應對 SSC 或其組合的 <b>關鍵失效模式</b> 進行地震易損性評估，例如透過審查電廠設計文檔確認的結構損壞模式和功能失效模式，並根據需要 <b>補充</b> 地震經驗數據、易損性試驗數據、通用合格試驗數據和現場巡查。 | 地震易損性分析應結合電廠 <b>巡查</b> 的資料和發現，以建立或確認電廠的 <b>竣工和運轉</b> 狀況。<br>(與 2009 年版的 HLR-SFR-E 比較) |
| HLR-SFR-E | 地震易損性評估應結合電廠的 <b>詳細巡查</b> 結果，重點在於 <b>錨固、橫向抗震支撐</b> 和潛在系統 <b>交互作用</b> 。  | 應對影響電廠反應分析的 <b>失效模式</b> 之相關失效機制進行地震易損性分析。<br>(與 2009 年版的 HLR-SFR-D 比較)                |
| HLR-SFR-F | 中數容量和變異性等地震易損性參數的計算，應以 <b>電廠特定</b> 數據為基礎，並根據需要 <b>補充</b> 地震經驗數據、易損性試驗數據和通用合格試驗數據。使用 <b>通用</b> 數據需有正當理由。         | 地震易損性分析的文檔 <b>記載</b> 應提供活動的 <b>可追溯性</b> 。<br>(與 2009 年版的 HLR-SFR-G 比較)                |
| HLR-SFR-G | 地震易損性評估的文檔 <b>記載</b> 應符合適用的 <b>細部</b> 要求。   | ---   |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-A 涉及地震易損性評估項目的電廠特定和真實性，有 2 項 SR，列於表 1-36。

表1-36 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II  | 性能類別 III                                  |
|--------|--|--|---|
| SFR-A1 | 開發經由 <b>系統分析</b> 辨識的所有 SSC 或其組合的地震易損性（參閱要求 SPR-D1）。                    |  |   |
| SFR-A2 | 通用資料（如易損性測試資料、通用地震合格測試資料和地震經驗資料）可以用來開發地震易損性，但要證明採用此類通用資料的 <b>保守性</b> 。 | 由 <b>電廠特定數據</b> 得地震易損性，確保其真實性（具有不確定性的中數）。<br>通用資料（如易損性測試資料、通用地震合格測試資料和地震經驗資料）可用於篩檢某些 SSC 或其組合，並且應用要求 HLR-SFR-F 來計算地震易損性，但要證明採用此類通用資料的 <b>保守性</b> 。 | 由 <b>電廠特定數據</b> 得地震易損性，確保其真實性（具有不確定性的中數）。 |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SFR-A 涉及導致爐心熔損或早期輻射大量外釋的 SSC 地震易損性，有 2 項 SR，列於表 1-37。

表1-37 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SFR-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SFR-A1 | 將由 <b>電廠反應分析</b> 確認的 SSC 和相關 <b>失效模式</b> 納入易損性分析範圍（參閱 HLR-SPR-C）。<br>（與 2009 年版的 SFR-A1 類似）              |         |
| SFR-A2 | 納入與 SSC 易損性 <b>相關性</b> 建模及依據（例如組件構造、位置和方向、以及結構內地震需求的相似性）有關的信息，以支持 SR SPR-B4。<br>（與 2009 年版的 SFR-A2 明顯不同） |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-B 涉及高地震容量組件的篩檢，有 2 項 SR，列於表 1-38。

表1-38 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-B之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II | 性能類別 III   |
|--------|---|---------|--|
| SFR-B1 | 若篩檢高地震容量組件， <b>充分描述</b> 篩檢和支持文檔的基礎。應用 EPRI NP-6041-SL Rev. 1 和 NUREG/CR-4334 的導則篩出高地震容量組件是可以接受的。 <b>選擇</b> 足夠高的篩檢等級，以至於篩出組件對 CDF 和 LERF 不具重要貢獻。 |         | 只有組件失效完全與其餘組件 <b>無關</b> 時，才能 <b>篩檢</b> 此高地震容量組件。 |
| SFR-B2 | <b>評估並記錄</b> EPRI NP-6041-SL Rev. 1 和 NUREG/CR-4334 對特定電廠和特定設備的 <b>篩檢標準</b> 之適用性。   |         |  |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SFR-B 涉及地震易損性分析應基於 SSC 經歷失效時的地震反應，有 6 項 SR，列於表 1-39。

表1-39 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SFR-B之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II  |
|--------|---|--|
| SFR-B1 | 使用來自 HLR-SHA-G 的三向反應譜形狀評估地震反應，用於 SSC 的易損性估計，並且驗證對電廠而言，任何近似值為保守和適當。<br>(與 2009 年版的 SFR-C1 類似)                  | 使用來自 HLR-SHA-G 的三向反應譜形狀評估地震反應，用於 SSC 的易損性估計，並且驗證對電廠而言，任何近似值為適當，且 <b>不會顯著扭曲</b> 整體 SPRA 結果(例如，提供不同地動等級反應縮放的基礎)。 |
| SFR-B2 | 如果縮放既有反應分析，則根據結構模型的充分性、基礎特性和輸入地動的相似性進行驗證。<br>(與 2009 年版的 SFR-C3 類似)   |  |
| SFR-B3 | 使用真實的數學結構模型來代表建築結構的三維動態特性(例如，考慮剛度、質量、阻尼、應力狀態、方向耦合、轉動慣量、質心、離散化、模態頻率反應、扭轉效應、樓板柔性、結構耦合)以進行地震反應計算。<br>(2024 年版新增) |  |
| SFR-B4 | 如果進行以中數為中心的反應分析，估計中數反應(結構載重和樓板反應譜)以及反應的變異性。<br>(與 2009 年版的 SFR-C5 類似)   | 如果進行以中數為中心的反應分析，計算中數反應(結構載重和樓板反應譜)以及反應的變異性。  |
| SFR-B5 | 如果考慮土壤-結構互制作用 (SSI) 效應，則基於與場址條件相符的土壤特性，估計以中數為中心的 SSI 反應和相關不確定性。<br>(與 2009 年版的 SFR-C6 明顯不同)                   | 如果 SSI 效應對結構反應重要，則採用場址特定、應變相容的土壤特性，計算以中數為中心的 SSI 反應和相關的不確定性。   |
| SFR-B6 | 如果執行機率式反應分析來計算結構載重和樓板反應譜，確保模擬次數(蒙特卡羅模擬或拉丁超立方抽樣)足夠大以計算穩定的反應。<br>(與 2009 年版的 SFR-C2 類似)                         |  |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-C 涉及 SSC 失效等級的實際地震反應，有 6 項 SR，列於表 1-40。

表1-40 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II | 性能類別 III   |
|--------|--|---------|--|
| SFR-C1 | 採用場址特定的三向地震反應譜，具有地動峰值如 PGA 或指定頻寬的平均 PSA，估計組件經歷實際失效等級的地震反應。 <b>確保</b> 所使用的反應譜形狀反映或限制場址特定的條件。  |         | 採用場址特定的三向地震反應譜，具有地動峰值如 PGA 或指定頻寬的平均 PSA，估計組件達真實失效等級的地震反應。                |
| SFR-C2 | 如果執行機率式反應分析以獲得真實的結構載重和樓板反應譜， <b>確保</b> 足夠多的模擬（如蒙特卡羅模擬和拉丁超立方採樣）次數以獲得穩定中數和 85% 的不超越反應。 <b>記述</b> 地震危害度曲線展示輸入地動水準的整個反應譜。  |         | <b>執行</b> 機率式地震反應分析，考慮輸入地動、場地土壤特性和結構參數的不確定性。 <b>計算</b> 建築內不同組件反應的聯合機率分佈。 |
| SFR-C3 | 如果縮放使用既有設計反應分析， <b>辯護</b> 其基於結構模型、基礎特性和輸入地動相似性的充分性。  |         | 如同要求 SFR-C2 處理。  |
| SFR-C4 | 當設計反應分析模型被判斷為不符真實和當前水準時，或當輸入地動的設計值與場址特定值顯著不同時， <b>執行</b> 新分析以獲得真實的結構載重和樓板反應譜。  |         | 如同要求 SFR-C2 處理。  |
| SFR-C5 | 如果執行中數反應分析，採用既有方法估計中數反應（即結構載重和樓板反應譜）和反應變異性。  |         | 如同要求 SFR-C2 處理。  |
| SFR-C6 | 當進行 SSI 分析時， <b>確保</b> 中數為對應於主導 SCDF 的輸入地動之土壤應變水準的中數屬性。 <b>記述</b> 因改變低應變土壤剪力模數（介於中數乘和除 $(1 + C_v)$ 之間）的 SSI 分析不確定性，其中 $C_v$ 是解釋 SSI 分析和土壤特性不確定性的因子。如果有足夠的土壤調查數據，對每一土層 <b>建立</b> 低應變土壤剪力模數的平均值和標準差。然後對每一土層 <b>建立</b> $C_v$ 值，使其覆蓋平均值加減一個標準差。 $C_v$ 最小值為 0.5。當沒有足夠的數據來解決土壤特性的不確定性時， <b>確保</b> $C_v$ 不小於 1.0。 |         | 如同要求 SFR-C2 處理。  |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SFR-C 涉及定義用於建立 SSC 易損性門檻值的依據和方法，有 2 項 SR，列於表 1-41。

表1-41 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SFR-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SFR-C1 | 明確說明定義本質上堅固組件的依據。<br>(2024 年版新增)                      |         |
| SFR-C2 | 明確說明為達成 SR SPR-B5 所定義之易損性門檻值而建立的依據和方法。<br>(2024 年版新增) |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-D 涉及 SSC 或其組合的關鍵失效模式，有 2 項 SR，列於表 1-42。

表1-42 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|---|---------|----------|
| SFR-D1 | 透過審查電廠設計文檔和巡查， <b>辨識</b> 地震時或地震後結構和設備（妨礙設備操作）的真實失效模式。   |         |          |
| SFR-D2 | <b>檢查</b> 結構（滑動、傾倒、降服和過度變位等）、設備（錨固失效、與相鄰設備或結構的碰撞、支撐失效和功能失效等），以及土壤（液化、邊坡不穩和過度差異沉降等）的所有相關失效模式，並 <b>評估</b> 關鍵失效模式的易損性。 |         |          |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SFR-D 涉及地震易損性分析應結合電廠巡查的資料和發現，以建立或確認電廠的竣工和運轉狀況，有 7 項 SR，都是新增，列於表 1-43。

表1-43 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SFR-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II                                    |
|--------|--|--|
| SFR-D1 | 確認已指定易損性門檻值的 SSC 和相關錨定滿足 HLR-SFR-C 所定義的依據。                         |  |
| SFR-D2 | 透過巡查評估電廠設計、竣工和運轉狀況的地震容量。   |  |
| SFR-D3 | 以確保 SR SFR-E2 的地震易損性估計為保守，來辨識地震脆弱性。                                | 以守確保 SR SFR-E2 的地震易損性計算符合實際且電廠特定，來辨識地震脆弱性。 |
| SFR-D4 | 評估潛在的功能和結構失效機制、設備錨定和支撐載重路徑。  |  |
| SFR-D5 | 確定 SR SPR-C3 所提供的洪水源是可信的地震引發失效（包括噴水）。                              |  |
| SFR-D6 | 確定 SR SPR-C4 所提供的火災點火源是可信的地震引發失效。                                  |  |
| SFR-D7 | 確定可信的且可能達不到 SSC 預期功能（參見 SR SPR-C6）或人員活動（參見 SR SPR-D5）的潛在破壞性地震相互作用。 |  |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-E 涉及電廠的詳細巡查，有 5 項 SR，列於表 1-44。

表1-44 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|---|---------|----------|
| SFR-E1 | 進行電廠詳細巡查，重點在於設備錨固、橫向地震支撐、空間交互作用和潛在的系統交互作用（結構和功能的交互影響）。        |         |          |
| SFR-E2 | 記錄巡查程序、巡查團隊的組成及成員資格、巡查觀察和結論。                                  |         |          |
| SFR-E3 | 如果在巡查期間或之後篩出組件，記錄錨固計算，並提供如此篩檢合理性的依據。                          |         |          |
| SFR-E4 | 在巡查期間，重點關注地震引發火災和洪水的可能性。                                      |         |          |
| SFR-E5 | 在巡查期間，檢視潛在的交互作用來源（如櫥櫃碰撞、磚牆、易燃和燃燒源、洪水和噴灑等）和這種交互作用對系統模型所含設備的影響。 |         |          |

ASME/ANS RA-S1.1-2024 的 HLR-SFR-E 涉及影響電廠反應分析的失效機制進行地震易損性分析，有 5 項 SR，列於表 1-45。

表1-45 ASME/ANS RA-S1.1-2024 HLR-SFR-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II   |
|--------|---|---|
| SFR-E1 | 對在 SR SPR-C6 確認的失效模式， <b>辨識</b> 結構（例如滑動、傾倒、降伏和過度變位）、設備（例如錨定失效、功能失效、對相鄰設備或結構的影響和支撐失效）和土壤（例如液化、邊坡不穩定和過度差異沉陷）失效機制的 <b>保守邊界</b> （參見 SR SFR-D2，SR SFR-D3 和 SR SFR-D4）。<br>（與 2009 年版的 SFR-D2 類似） | 對在 SR SPR-C6 確認具有 <b>重大風險</b> 的失效模式， <b>辨識</b> 結構（例如滑動、傾倒、降伏和過度變位）、設備（例如錨定失效、功能失效、對相鄰設備或結構的影響和支撐失效）和土壤（例如液化、邊坡不穩定和過度差異沉陷）的相關且 <b>真實</b> 的失效機制。對於 <b>非風險顯著</b> 的失效模式，採用 CC-I 要求（參見 SR SFR-D2、SR SFR-D3 和 SR SFR-D4）。 |
| SFR-E2 | 採用 <b>電廠特定數據保守估計</b> 在 SR SFR-E1 辨識的地震易損性，或 <b>辯護</b> 通用易損性數據的使用（例如易損性試驗數據，通用耐震合格試驗數據，和地震經驗數據）或 SSC 適用於電廠的保守假設。<br>（與 2009 年版的 SFR-F2 類似）   | 採用 <b>電廠特定數據計算</b> 在 SR SFR-E1 辨識的失效機制之 <b>真實</b> 地震易損性，或 <b>辯護</b> （例如透過 HLR-SPR-E 的 SCDF 和 SLERF 之計算）通用易損性數據的使用（例如易損性試驗數據，通用耐震合格試驗數據，和地震經驗數據）或 SSC 適用於電廠或見解上無顯現 <b>掩蓋</b> 或 <b>差異</b> 的保守假設。                      |
| SFR-E3 | 對在系統分析中辨識且影響 SSC 的電驛和其它類似設備， <b>估計</b> 接觸顫振的地震易損性（參見 SR SPR-B6）。<br>（與 2009 年版的 SFR-F3 類似）  | 採用 <b>電廠特定數據計算</b> 接觸顫振的地震易損性，或對在系統分析中辨識且影響 SSC 的電驛和其它類似設備， <b>辯護</b> 通用易損性數據的使用（參見 SR SPR-B6）。   |
| SFR-E4 | 對可信的地震引發洪水源（參見 SR SFR-D5）和地震引發火災點火源（參見 SR SFR-D6）， <b>估計</b> 地震易損性。<br>（2024 年版新增）  | 對風險重要源因的可信地震引發洪水源（參見 SR SFR-D5）和地震引發火災點火源（參見 SR SFR-D6），使用 <b>電廠特定數據計算</b> 地震易損性，或 <b>辯護</b> 通用易損性數據的使用。  |
| SFR-E5 | 以支持 SR SPR-E8 的適用要求， <b>辨識</b> 地震易損性分析的不確定性來源、相關假設和合理替代方案。<br>（2024 年版新增）   |   |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-F 涉及地震易損性參數的計算，有 4 項 SR，列於表 1-46。

表1-46 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II                   | 性能類別 III  |
|--------|--|---------------------------|---|
| SFR-F1 | 基於電廠特定數據，酌情補充地震經驗數據、易損性測試數據和通用合格測試數據，得組件地震易損性參數，如中數容量和變異性（隨機性和不確定性的對數標準差）。                           |                           | 開發組件易損性為當地反應參數的函數。推導不同組件地震容量的聯合機率分佈。  |
| SFR-F2 | 對出現在主要事故割集的所有 SSC 或其組合，根據電廠特定資訊（如組件或結構的錨固和安裝，和電廠特定材料測試數據），確保它們具有電廠特定的易損性參數。例外：辯護採用 SSC 通用易損性對電廠的合適性。 |                           | 對出現在主要事故割集的所有 SSC 或其組合，根據電廠特定資訊（如組件或結構的錨固和安裝，和電廠特定材料測試數據），確保它們具有電廠特定的易損性參數。 |
| SFR-F3 | 進行篩檢以確定低堅固性電驛。開發重要低堅固性電驛的地震易損性。  | 開發在系統分析模型中被確定為重要電驛的地震易損性。 |   |
| SFR-F4 | 開發 SSC 或組合的地震易損性，由此確定其在系統模型中對 SPRA 的 LERF 發揮作用。（參閱要求 SPR-A1 和 SPR-A3）                                |                           |   |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SFR-F 涉及地震易損性分析文檔的可追溯性，有 2 項 SR，列於表 1-47。

表1-47 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SFR-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SFR-F1 | <p>記錄地震易損性分析所使用的過程，指明輸入內容、應用方法和結果。闡述以下要項以及其它需要完整記錄整套 SR 如何滿足的細節：(a)地震反應分析。(b)本質堅固性和易損性門檻值方法。(c)巡查程序。(d)巡查小組組成及成員資格。(e)巡查觀察與結論。(f)設計文檔審查。(g)辨識別每個 SSC 的相關失效機制。(h)容量評估方法。(i)估計或計算每個 SSC 模型的易損性參數值（中數容量、中數容量的隨機對數標準差、中數容量的不確定性對數標準差），以及資訊來源。(j) 易損性相關性。</p> <p>（與 2009 年版的 SFR-G2 類似）</p> |         |
| SFR-F2 | <p>記錄 SR SFR-E5 中確認的與地震易損性分析有關的模型不確定性來源、相關假設和合理替代方案。</p> <p>（與 2009 年版的 SFR-G3 類似）</p>   |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SFR-G 涉及地震易損性評估的文檔記載，有 3 項 SR，列於表 1-48。

表1-48 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SFR-G之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|--|---------|----------|
| SFR-G1 | <p>以有利於 PRA 應用、升級和同行評審的方式記錄地震易損性分析。</p>  |         |          |
| SFR-G2 | <p>記錄地震易損性分析的過程。例如：(a)用於量化 SSC 或其組合地震易損性的方法，連同關鍵假設。(b) SSC 或其組合的易損性值，包括耐震合格方法、主控失效模式、資訊來源和組件位置。(c)每個分析 SSC 的易損性參數值（即中數加速度容量、<math>\beta_R</math> 和 <math>\beta_U</math>）和技術依據。(d)地震易損性分析的不同元素，諸如：(1)地震反應分析，(2)篩檢步驟，(3)巡查，(4)設計文檔的審查，(5) 每個 SSC 關鍵失效模式的辨識，和(6)每個 SSC 易損性參數值的計算。</p> |         |          |
| SFR-G3 | <p>記錄模型不確定性的來源以及與地震易損性分析相關的假設。</p>   |         |          |

#### (四) 地震電廠反應分析

系統分析標準要求 SPRA 分析團隊擁有 FPIE 1 級和 2 級 LERF PRA，可能在 SPRA 之前或同時開發。進一步假設此 FPIE PRA 用作 SPRA 系統分析的基礎。若這些假設無效，則通常需要先進行此類 PRA，然後才能進行 SPRA 的系統分析工作。也假設 FPIE PRA 基本上符合 ASME/ANS 標準 RA-Sa-2009 第 2 部份的規定。

SPRA 的系統分析通常包括將地震相關的基本事件添加到內部事件系統模型中，以及修剪該模型中不適用或在充分基礎上可以篩出的項目。修剪的例子包括消除模擬 LOOP 恢復的部份，這在大地震後通常是不可行。機率低的非地震失效和人為失誤事件也可以從模型中剔除，但這不是必要的。

在特殊情況下，可以開發專門針對 SPRA 建模情況的臨時系統模型，而不是從內部事件模型開始來調整。若是如此，最終模型應在電廠反應和失效的因果關係上，與內部事件系統模型一致。無論調整內部事件系統模型或建構一個臨時系統模型，系統模型應包括所有重要的失效，包括地震、非地震和人為失誤引致的失效。

地震電廠反應分析在 ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-Sa-2024 皆有 6 項 HLR，主要差異是 2009 年版有系統模型反映電廠現況，2024 年版有人員行動面對地震特定挑戰，兩者的摘要和詳細比較分別列於表 1-49 和表 1-50。

表1-49 SPRA標準高階要求之地震電廠反應分析技術要項摘要比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-2009 | ASME/ANS RA-S-1.1-2024 |
|-----------|---------------------|------------------------|
| HLR-SPR-A | SPRA 系統模型           | 地震電廠反應模型               |
| HLR-SPR-B | SPRA 系統模型的調整        | 地震電廠反應模型的調整            |
| HLR-SPR-C | 系統模型反映電廠現況          | 地震設備清單                 |
| HLR-SPR-D | 地震設備清單              | 人員行動                   |
| HLR-SPR-E | CDF 和 LERF 的量化分析    | CDF 和 LERF 的量化分析       |
| HLR-SPR-F | 文檔記載                | 文檔記載                   |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-A 涉及地震肇始事件，有 4 項 SR，列於表 1-51。

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-A 涉及造成重大風險事故序列和/或重大風險事故進展序列的地震肇始事件，有 4 項 SR，列於表 1-52。

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-B 涉及 SPRA 系統模型的調整，有 11 項 SR，列於表 1-53。

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-B 涉及地震電廠反應模型應包括地震引發的 SSC 失效、非地震引發的 SSC 失效、不可用性、人員失誤等，有 13 項 SR，與 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-B 的 11 項 SR 明顯不同，列於表 1-54。

表1-50 SPRA標準高階要求之地震電廠反應分析技術要項詳細比較

| 代碼        | ASME/ANS RA-Sa-2009  | ASME/ANS RA-S-1.1-2024  |
|-----------|--|---|
| HLR-SPR-A | SPRA 系統模型應包括地震肇始事件，以及地震引發的 SSC 失效、非地震引發的不可用性、與導致重大事故序列和/或重大事故進展序列的人員失誤等失效情況。 | 地震電廠反應模型應包括造成重大風險事故序列和/或重大風險事故進展序列的地震肇始事件。                                |
| HLR-SPR-B | SPRA 系統模型應進行調整，以納入與運轉內部事件 PRA 系統模型不同的地震分析層面。                                 | 地震電廠反應模型應包括地震引發的 SSC 失效、非地震引發的 SSC 失效、不可用性、人員失誤以及可能導致爐心熔損或早期輻射大量外釋的多機組影響。 |
| HLR-SPR-C | SPRA 系統模型應反映欲分析電廠的竣工和運轉情況。   | 選用於地震易損性分析的 SSC 清單應包括地震電廠反應模型中對事故序列有貢獻的 SSC。<br>(與 2009 年版的 HLR-SPR-D 比較) |
| HLR-SPR-D | 選用於地震易損性分析的 SSC 或組合的清單應包括 SPRA 系統模型中參與事故序列的所有 SSC。                           | 地震電廠反應分析的人員行動應考慮人員表現的地震特定挑戰。  |
| HLR-SPR-E | CDF 和 LERF 的量化分析應適當整合地震危害度、地震易損性與系統分析等三層面。                                   | CDF 和 LERF 的量化分析應整合地震危害度分析、地震易損性分析與地震電廠反應分析，包含不確定性。                       |
| HLR-SPR-F | 地震電廠反應分析和量化的文檔記載應符合適用的細部要求。  | 地震電廠反應分析的文檔記載應提供活動的可追溯性，並解釋電廠的風險概況。                                       |

表1-51 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|--|---------|----------|
| SPR-A1 | 確保在 SPRA 系統模型中，採用 <b>系統化過程</b> 引入導致重大事故序列和/或重大事故開展序列的 <b>地震肇始事件</b> 。      |         |          |
| SPR-A2 | 在肇始事件選擇過程中，制定一套 <b>序位體系</b> ，以確保每次地震超過指定大小將導致系統模型內的 <b>電廠停機</b> 。          |         |          |
| SPR-A3 | 採用 <b>內部事件</b> 運轉 PRA 模型的事件樹和故障樹作為地震事件樹的基礎。                                |         |          |
| SPR-A4 | 確保 <b>PRA 系統模型</b> 反映地震引發的失效，以及導致重大事故序列和/或重大事故開展序列的 <b>非地震</b> 引發不適用和人員失誤。 |         |          |

表1-52 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-A之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SFR-A1 | 透過採用系統流程和 <b>審查相關行業經驗</b> ，確認地震事件直接引起的 <b>地震肇始事件</b> [例如喪失外電(LOOP)、喪失冷卻事故(LOCA)、LOOP-LOCA、伴隨預期短暫無緊急停機(ATWS)的LOCA]。<br>(2024年版新增) |         |
| SPR-A2 | 透過使用系統流程和相關行業經歷的審查，確認地震引發風險事件導致的 <b>次要風險</b> (例如地震引起的內部洪水、外部洪水和火災點燃源)，包括在HLR-SHA-H確認的可能本身引發肇始事件或造成SPRA模型的SSC失效。<br>(2024年版新增)    |         |
| SPR-A3 | 確保地震電廠反應分析包含的肇始事件代表 <b>行業經驗</b> (例如透過審查以往地震事件的電廠特定反應，以及其它可用的核電廠地震風險評估)。<br>(2024年版新增)  |         |
| SPR-A4 | 在 <b>地震電廠反應模型</b> 中包含SR SPR-A1、SR SPR-A2和SR SPR-A3所確認的 <b>肇始事件</b> ，其將導致重大風險事故序列和/或重大風險事故進展序列。<br>(與2009年版的SPR-A4類似)             |         |

表1-53 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-B之細部要求

| 索引號     | 性能類別 I   | 性能類別 II   | 性能類別 III |
|---------|--|---|----------|
| SPR-B1  | 在 SPRA 系統分析工作的以下各方面，滿足第 2 部分的 <b>相應要求</b> ，除非這些要求不適用或本部分包括附加要求。制定明確的依據來支持所聲稱任何例外情況的不適用性。(a)肇始事件分析，(b)事故序列分析，(c)成功標準分析，(d)系統分析，(e)數據分析，(f)人員可靠度分析，(g)專家判斷的取用。當採用第 2 部分要求時，遵循第 2 部分的指定性能類別，採用相同的性能類別以保持 <b>一致性</b> 。 |   |          |
| SPR-B2  | 在 <b>人員可靠度分析(HRA)</b> 方面，檢查人為錯誤或疏忽可能性增加的額外震後壓力，與內部事件 HRA 的非地震事故序列之相同活動比較可能性。無論失誤機率是否增加，驗證採用何種錯誤率的決定依據。   |   |          |
| SPR-B3  | 如果進行 <b>篩檢</b> ，採用 PRA 文檔的定義標準進行之。   |   |          |
| SPR-B4  | 分析地震引致的 <b>相依性和相關性</b> ，以便篩檢 SSC 適當地解釋這些相依性和相關性。採用界限或 <b>通用</b> 相關性的數值，並提供採用數值的 <b>依據</b> 。  | 分析地震引致的相依性和相關性，以便篩檢 SSC 適當地解釋這些相依性和相關性。全面採用 <b>場址特定的</b> 相關性數值。 |          |
| SPR-B5  | 確保對人為 <b>錯誤</b> 基本事件和 <b>非地震失效</b> 基本事件的任何篩檢不會顯著影響 PRA 的結果。  |   |          |
| SPR-B6  | 檢查 <b>低堅固性</b> 電驛的電顫影響。  | 檢查電驛和相似裝置的電顫影響。   |          |
| SPR-B7  | 在系統分析模型中，對於代表地震引發失效的每個基本事件，加入特定 SSC 適用的非「 <b>成功</b> 」狀態。   |   |          |
| SPR-B8  | 檢查大地震造成損壞而 <b>妨礙</b> 人員存取安全設備或控制裝置的可能性，從而阻止操作員可以採取的行動。   |   |          |
| SPR-B9  | 檢查在大地震後，內部事件 PRA 的 <b>系統恢復</b> 可能更複雜，甚至不可能的概似性，並相應調整恢復模型。可以接受採用 <b>保守</b> 的恢復值。  | 檢查在大地震後，內部事件 PRA 的 <b>系統恢復</b> 可能更複雜，甚至不可能的概似性，並相應調整恢復模型。       |          |
| SPR-B10 | 檢查加入地震引發「 <b>甚小流失冷卻劑事故</b> 」的影響，作為 SPRA 模型中每一序列的額外過失。  |   |          |
| SPR-B11 | 在 SPRA 巡查中，依照 NUREG-1407 導則，包容地震引發 <b>火災</b> 和 <b>洪水</b> 的可能性。   |   |          |

表1-54 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-B之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II  |
|--------|---|--|
| SFR-B1 | 採用 <b>內部事件</b> 運轉 PRA 模型的事故序列和系統邏輯模型作為 SPRA 電廠反應模型的根據。  |  |
| SPR-B2 | 確保在內部事件和其它風險 PRA 的 <b>同行審查</b> 中辨認與 SPRA 結果相關的重大缺陷得到解決，並納入 SPRA 電廠反應模型的開發中。   |  |
| SPR-B3 | 包括對應於 SPRA 電廠反應模型之失效模式的 <b>地震引發失效</b> （例如水箱破裂、泵浦無法啟動/運作）（參閱 SR SPR-C6）。   |  |
| SPR-B4 | 對地震引發 SSC 失效（與 SR SFR-A2 的信息一致）的 <b>易損性相關性</b> 進行建模。驗證明所使用的相關性方式（例如進行敏感度研究來評估對風險結果的貢獻）。   |  |
| SPR-B5 | 定義一個易損性 <b>門檻值</b> ，當與風險整合時，滿足第 1 部份的 SCR-2。  |  |
| SPR-B6 | 採用系統化流程，在系統分析中納入那些 <b>電驛</b> 或類似設備的影響，這些設備的接觸顫振會導致重大風險原因的 SSC 不可用或虛假啟動。   |  |
| SPR-B7 | 評估地震引發事故序列的安全和穩定的 <b>最終狀態</b> ，滿足在第 2 部分成功準則的 SR SC-A5 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用，以確認對電廠可及性和緊急應變功能的持續影響不會使預設的任務時間無效。  | 評估地震引發事故序列的安全和穩定的最終狀態，滿足在第 2 部分成功準則的 SR SC-A5 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用，以確認對電廠可及性和緊急應變功能的持續影響不會使預設的任務時間無效。   |
| SPR-B8 | 若加入 <b>新邏輯</b> 至 SPRA 中（例如新的系統建模和新的或修改的事故序列），則滿足在第 2 部分事故序列分析的 HLR-AS-A 和 HLR-AS-B；成功準則分析的 HLR-SC-A 和 HLR-SC-B；系統分析的 HLR-SY-A 和 HLR-SY-B；數據分析的 HLR-DA-A、HLR-DA-B、HLR-DA-C 和 HLR-DA-D；以及人員可靠性分析（特別對預肇始者）HLR-HR-D 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。 | 若加入 <b>新邏輯</b> 至 SPRA 中（例如新的系統建模和新的或修改的事故序列），則滿足在第 2 部分事故序列分析的 HLR-AS-A 和 HLR-AS-B；成功標準分析的 HLR-SC-A 和 HLR-SC-B；系統分析的 HLR-SY-A 和 HLR-SY-B；數據分析的 HLR-DA-A、HLR-DA-B、HLR-DA-C 和 HLR-DA-D；以及人員可靠性分析（特別對預肇始者）HLR-HR-D 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。 |

|         |  |   |
|---------|--|---|
| SPR-B9  | 對於保留在 SPRA 的地震引發內部洪水，滿足第 3 部分的內部洪水境況開發的 HLR-IFSN-A、SR IFQU-A1、SR IFQU-A2、SR IFQU-A3 和 SR IFQU-A4 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。   | 對於保留在 SPRA 的地震引發內部洪水，滿足第 3 部分的內部洪水境況開發的 HLR-IFSN-A、SR IFQU-A1、SR IFQU-A2、SR IFQU-A3 和 SR IFQU-A4 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。   |
| SPR-B10 | 對於保留在 SPRA 的地震引發火災點火源，滿足第 4 部分內部火災電廠反應模型的 HLR-PRM-A 和 HLR-PRM-B 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。  | 對於保留在 SPRA 的地震引發火災點火源，滿足第 4 部分內部火災電廠反應模型的 HLR-PRM-A 和 HLR-PRM-B 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。  |
| SPR-B11 | 對於明確保留在 SPRA 的地震引發外部洪水風險，滿足第 8 部份外部洪水境況開發的 HLR-XFHA-B、HLR-XFFR-A、HLR-XFFR-B、HLR-XFFR-C、HLR-XFFR-D、HLR-XFPR-A、HLR-XFPR-B、HLR-XFPR-C、HLR-XFPR-D 和 HLR-XFPR-E 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。 | 對於明確保留在 SPRA 的地震引發外部洪水風險，滿足第 8 部份外部洪水境況開發的 HLR-XFHA-B、HLR-XFFR-A、HLR-XFFR-B、HLR-XFFR-C、HLR-XFFR-D、HLR-XFPR-A、HLR-XFPR-B、HLR-XFPR-C、HLR-XFPR-D 和 HLR-XFPR-E 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。 |
| SPR-B12 | 對於明確保留在 SPRA 的所有其它次要風險，滿足第 9 部份境況開發的 SR XFR-A4、SR XFR-A5 和 HLR-XPR-B 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。   | 對於明確保留在 SPRA 的所有其它次要風險，滿足第 9 部份境況開發的 SR XFR-A4、SR XFR-A5 和 HLR-XPR-B 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。   |
| SPR-B13 | 對於多機組場址，確保在地震電廠反應模型中適當獲得地震事件的多機組影響。  |   |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-C 涉及 SPRA 系統反映電廠竣工和運轉的現況，只有 1 項 SR，列於表 1-55。

表1-55 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|--|---------|----------|
| SPR-C1 | 為了確保系統分析模型反映竣工和運轉的電廠，辯護因展示維持 SPRA 的應用有效性而引入的保守或扭曲。 |         |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-C 涉及地震易損性分析的 SSC 清單應包括地震電廠反應模型中對事故序列有貢獻的 SSC，有 6 項 SR，明顯比 ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-D 擴充許多，列於表 1-56。

表1-56 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-C之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II |
|--------|--|---------|
| SFR-C1 | 使用 <b>內部事件</b> 系統模型作為開發 SEL 的基礎，以支援地震易損性分析。  |         |
| SPR-C2 | 在 SEL 中納入額外的 SSC（例如結構、被動組件、電驛、面板和容納 PRA 組件的機櫃），這些 SSC 可能不存在於內部事件模型和其它風險 PRA 中，但需要在 SPRA 中進行評估。 |         |
| SPR-C3 | 在 SEL 中納入已在 SR SPR-A2 確認的內部 <b>洪水源</b> （如第 3 部分的 SR IFQU-G2 中所定義）。                             |         |
| SPR-C4 | 在 SEL 中納入已在 SR SPR-A2 確認的 <b>火災點火源</b> （如第 4 部分 SR FQ-G1 中所定義）。                                |         |
| SPR-C5 | 在 SEL 中納入已在 SR SPR-A2 確認的 <b>次要風險</b> 導致肇始源影響的 SEL。  |         |
| SPR-C6 | 對於 SR SPR-C1、SR SPR-C2、SR SPR-C3、SR SPR-C4 和 SR SPR-C5 確認的 SSC，辨識地震易損性分析的 <b>失效模式</b> 。        |         |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-D 涉及地震設備清單，只有 1 項 SR，列於表 1-57。

表1-57 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|---|---------|----------|
| SPR-D1 | 採用 SPRA 系統模型作為制定地震設備清單的基礎，這是地震易損性評估工作要考慮的所有 SSC 清單。 |         |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-D 涉及地震電廠反應分析的人員反應行動，有 5 項 SR，皆是新增，列於表 1-58。

表1-58 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-D之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I   | 性能類別 II   |
|--------|--|---|
| SFR-D1 | 從所選基線 PRA 辨識與 SPRA 情境相關的人為失效事件 (HFE，包括恢復行動)。   |   |
| SPR-D2 | 對於與地震電廠反應分析相關的人員反應行動，滿足第 2 部分的 HLR-HR-E 之 CC-I，除非這些要求不適用。  | 對於與地震電廠反應分析相關的人員反應行動，滿足第 2 部分的 HLR-HR-E 之 CC-II，除非這些要求不適用。  |
| SPR-D3 | 對於 SR SPR-D2 中確認的人員反應行動之 HFE 的定義和規範，滿足第 2 部分的 HLR-HR-F 之 CC-I，除非這些要求不適用。   | 於 SR SPR-D2 中確認的人員反應行動之 HFE 的定義和規範，滿足第 2 部分的 HLR-HR-F 之 CC-II，除非這些要求不適用。  |
| SPR-D4 | 對於 SR SPR-D2 確認的恢復操作處理，滿足第 2 部分的 HLR-HR-H，除非這些要求不適用。   |   |
| SPR-D5 | 考慮對控制室和離控制室事後引發行動的地震相關影響，滿足第 2 部分的 HLR-HR-G 之 CC-I，除非這些要求不適用。在處理第 2 部分 SR HR-G3、SR HR-G4 和 SR HR-G5 涵蓋的的影響因素和時程考量時，納入對控制室和離控制室人員行動的地震風險影響，例如：(a) 培訓和程序，(b) 額外工作量和壓力，(c) 地震事件對減災的影響，(d) 所需的回應、時程和可及性，(e) 身體傷害的可能，(f) 地震特定工作輔助工具與培訓。 | 考慮對控制室和離控制室事後引發行動的地震相關影響，滿足第 2 部分的 HLR-HR-G 之 CC-II，除非這些要求不適用。在處理第 2 部分 SR HR-G3、SR HR-G4 和 SR HR-G5 涵蓋的的影響因素和時程考量時，納入對控制室和離控制室人員行動的地震風險影響，例如：(a) 培訓和程序，(b) 額外工作量和壓力，(c) 地震事件對減災的影響，(d) 所需的回應、時程和可及性，(e) 身體傷害的可能，(f) 地震特定工作輔助工具與培訓。 |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-E 涉及地震危害度、地震易損性與系統分析的整合，有 6 項 SR，列於表 1-59。

表1-59 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II  | 性能類別 III |
|--------|---|--|----------|
| SPR-E1 | 在 CDF 和 LERF 的量化中，執行地震危害度、易損性與系統分析的整合。                            |  |          |
| SPR-E2 | 在逐一割集或逐一事故序列（或由其定義的組別）以及詳盡/整合的基礎上，執行 CDF 和 LERF 的量化。可以接受採用寬廣的組別。  | 在逐一割集或逐一事故序列（或由其定義的組別）以及詳盡/整合的基礎上，執行 CDF 和 LERF 的量化。       |          |
| SPR-E3 | 在系統分析中，考慮各種不確定性下，採用量化過程來確保任何 SSC 篩檢都不會影響結果。                       |  |          |
| SPR-E4 | 在整合/量化分析中，記述影響結果的所有重要相依性和相關性。全面採用電廠特定的相關性數值。在提供依據下，可以接受採用通用相關性數值。 | 在整合/量化分析中，記述影響結果的所有重要相依性和相關性。全面採用電廠特定的相關性數值。               |          |
| SPR-E5 | 採用平均危害、複合易損性和系統分析產生 CDF 和 LERF 的點估計值。估計整體 CDF 和 LERF 的不確定性。       | 在整合/量化分析中，記述個別輸入造成 CDF 和 LERF 結果的不確定性（地震危害度、地震易損性和系統分析方面）。 |          |
| SPR-E6 | 進行適當的敏感度研究，以闡明 CDF 和 LERF 結果對相依性和相關性的假設之敏感度。                      |  |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-E 涉及 CDF 和 LERF 的量化分析應整合地震危害度分析、地震易損性分析和地震電廠反應分析，包括不確定性，有 8 項 SR，列於表 1-60。

表1-60 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-E之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II  |
|--------|---|--|
| SFR-E1 | 在以反應器年為基礎的 SCDF 和 SLERF 量化中， <b>整合地震危害度分析、地震易損性分析和地震電廠反應分析至地震電廠反應模型中。</b> （與 2009 年版的 SPR-E1 類似）  |  |
| SFR-E2 | 闡述由於罕見事件的近似（例如易損性接近 1.0）而導致的 <b>風險高估</b> 。（2024 年版新增）   |  |
| SFR-E3 | 確保危害度曲線的 <b>離散化</b> （例如危害度曲線離散化區間的大小和數量，或危害度曲線積分的其它數值方法）適合展現 SCDF 和 SLERF 的收斂。（2024 年版新增）   |  |
| SFR-E4 | <b>量化 SCDF 時</b> ，滿足第 2 部分的 SR QU-A2、SR QU-A4、SR QU-A5、SR QU-B1、SR QU-B2、SR QU-B3、SR QU-B5、SR QU-B6、SR QU-B7、SR QU-B8、SR QU-B9、SR QU-B10、SR QU-C1、SR QU-C2、SR QU-C3、SR QU-D1、SR QU-D2、SR QU-D3、SR QU-D5、SR QU-D6 和 SR QU-D7，除非這些要求不適用。（2024 年版新增） |  |
| SPR-E5 | 在量化過程中，採用平均危害度、平均易損性和地震電廠反應模型產生 SCDF 和 SLERF <b>點估計值</b> 。<br>（與 2009 年版的 SPR-E5 相同）  | 在量化過程中，量化平均 SCDF 和 SLERF，並傳播來自每個輸入（地震危害度、地震易損性與系統分析）的 <b>參數不確定性</b> 。  |
| SPR-E6 | 在 <b>SLERF 分析</b> 中，滿足第 2 部分用於 LERF 分析的 SR LE-A2、SR LE-C2、SR LE-C3、SR LE-C4、SR LE-C12、SR LE-D3、SR LE-E3、SR LE-F1 和 SR LE-F2 之 <b>CC-I</b> ，除非這些要求不適用。<br>（2024 年版新增）  | 在 SLERF 分析中，滿足第 2 部分用於 LERF 分析的 SR LE-A2、SR LE-C2、SR LE-C3、SR LE-C4、SR LE-C12、SR LE-D3、SR LE-E3、SR LE-F1 和 SR LE-F2 之 <b>CC-II</b> ，除非這些要求不適用。 |
| SPR-E7 | 在地震電廠反應分析中，辨識 <b>模型不確定性</b> 來源、相關假設和合理替代方案，以支持 SR SPR-E8 的適用要求。<br>（2024 年版新增）  |  |
| SPR-E8 | <b>記述地震電廠反應分析中不確定性的重要來源</b> （例如採用不確定性分析或敏感度研究），並滿足每個技術要素（地震危害度分析、地震易損性分析和地震電廠反應分析）的 SR QU-E1。<br>（與 2009 年版的 SPR-E6 類似）   |  |

ASME/ANS RA-Sa-2009 的 HLR-SPR-F 涉及地震電廠反應分析和量化的文檔記載，有 3 項 SR，列於表 1-61。

表1-61 ASME/ANS RA-Sa-2009 HLR-SPR-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II | 性能類別 III |
|--------|---|---------|----------|
| SPR-F1 | 以方便 PRA 應用、升級和同行審查的方式記錄地震電廠反應分析和量化。   |         |          |
| SPR-F2 | 記錄地震電廠反應分析和量化的過程。通常包括以下描述：(a)由內部事件 PRA 模型產生 SPRA 模型的具體調整及其動機。(b)SPRA 的主要輸出，如平均 CDF、平均 LERF、CDF 和 LERF 的不確定性分佈、敏感度研究結果、重大風險貢獻源等。 |         |          |
| SPR-F3 | 記錄模型不確定性的來源，以及地震電廠反應模型開發的相關假設。  |         |          |

ASME/ANS RA-S-1.1-2024 的 HLR-SPR-F 涉及地震電廠反應分析的文檔應提供工作的可追溯性和電廠風險概況的解釋，有 4 項 SR，列於表 1-62。

表1-62 ASME/ANS RA-S-1.1-2024 HLR-SPR-F之細部要求

| 索引號    | 性能類別 I  | 性能類別 II |
|--------|---|---------|
| SFR-F1 | 記錄地震電廠反應分析的過程，指明輸入內容、應用方法和結果。闡述以下以及其它需要完整記錄 SR 如何滿足的細節：(a) SEL 開發和 SSC 的部署。(b)對內部事件 PRA 模型的具體修改，以產生 SPRA 模型及其基礎。(c) 影響方法、過程或假設的地震相關影響，以及 HFE 和人為失誤機率的辨識和量化。(d) SPRA 的主要輸出，例如平均 SCDF、平均 SLERF、SCDF 和 SLERF 的不確定性分佈、敏感度研究的結果、以及風險重大貢獻源。（與 2009 年版的 SPR-F2 類似） |         |
| SPR-F2 | 在 PRA 結果摘要中，記錄 SCDF 和 SLERF 的重大風險貢獻源（例如肇始事件、事故序列、基本事件），並根據 1-2.2 節的定義描述重大風險事故序列或風險貢獻源。（與 2009 年版的 SPR-F2 類似）  |         |
| SPR-F3 | 記錄在 SR SPR-E7 確認的與地震電廠反應分析相關的模型不確定性的來源、相關假設和合理替代方案。（與 2009 年版的 SPR-F3 類似）   |         |
| SPR-F4 | 記錄量化過程中會影響應用的限制。（2024 年版新增）   |         |

(五) ASME/ANS RA-Sa-2009 和 RA-S-1.1-2024 的 HLR 和 SR

總結比較

ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-Sa-2024 SPRA 標準的 SR 數量比較列於表 1-63。觀察此表，發現：(1) 2009 年版與 2024 年版 SPRA 標準的 HLR 數量比為 23/21，後者 SFR 和 SPR 的 HLR 各少一項；SR 數量比為 75/96，後者在三大要素的 SR 數量都多於前者。(2) 2009 年版與 2024 年版 SPRA 標準的 SR 跨越所有功能類別的數量比為 45/75。(3) 2009 年版與 2024 年版 SPRA 標準的 SR 跨越所有功能類別者都佔總 SR 的一半以上，分別為 60%和 78%，2024 年版在三大要素的一致 SR 佔比都高於 2009 年版。(4) 2024 年版 SPRA 標準在 SHA 的全部 SR 都跨越兩種功能類別。

表1-63 SPRA標準細部要求之數量比較

| 代碼 | ASME/ANS RA-Sa-2009 |       |       | ASME/ANS RA-S-1.1-2024 |       |       |
|----|---------------------|-------|-------|------------------------|-------|-------|
|    | SHA                 | SFR   | SPR   | SHA                    | SFR   | SPR   |
| A  | 3/5                 | 1/2   | 4/4   | 6/6                    | 2/2   | 4/4   |
| B  | 0/3                 | 1/2   | 8/11  | 5/5                    | 3/6   | 7/13  |
| C  | 3/4                 | 0/6   | 1/1   | 5/5                    | 2/2   | 1/6   |
| D  | 3/4                 | 2/2   | 1/1   | 4/4                    | 6/7   | 2/5   |
| E  | 0/2                 | 4/4   | 3/6   | 3/3                    | 1/5   | 6/8   |
| F  | 1/3                 | 1/4   | 3/3   | 4/4                    | 2/2   | 4/4   |
| G  | 0/1                 | 3/3   | ---   | 2/2                    | ---   | ---   |
| H  | 0/1                 | ---   | ---   | 4/4                    | ---   | ---   |
| I  | 0/0                 | ---   | ---   | 2/2                    | ---   | ---   |
| J  | 3/3                 | ---   | ---   | ---                    | ---   | ---   |
| 小計 | 13/26               | 12/23 | 20/26 | <b>35/35</b>           | 16/24 | 24/40 |
| 合計 | 45/75 (60%)         |       |       | 75/96 (78%)            |       |       |

註：A/B = 所有功能類別同一 SR 的數量/SR 數量

就 ASME/ANS RA-Sa-2009 和 ASME/ANS RA-Sa-2024 SPRA 標準的 HLR 和 SR 內容而言，發現：(1) 2024 年版 SPRA 標準之

HLR 和 SR 的敘述符合當前知識水準和用辭，也比較精準和深化。

(2) 2024 年版 SPRA 標準的新增 SR 比較集中於 SSC 經歷失效時的地震反應之易損性分析、以及地震引發的次要風險事件。

(3) 2024 年版 SPRA 標準的 SR 區分不同功能類別者常見於電廠反應分析的失效機制、地震引發的次要風險事件、以及人員反應行動。

(4) 2024 年版 SPRA 標準在地震引發次要風險事件的 CC-II SR 都參照其它部分相關 SR 之 CC-II。

## 二、蒙地卡羅方法與其它易損性標準差評估方法之研析

### (一) 研究架構與執行流程

子計畫二旨在建立一套結合數值模擬與統計分析之易損性評估流程，用以評估蒙地卡羅方法在核電廠耐震易損性分析中的可行性與精確度，並與其它常用標準差估算方法進行比較。研究架構主要分為四個階段：(1)統計理論與方法分析；(2)運算案例與剪力牆案例分析；(3)有限元素建模與地震反應分析；(4)統計擬合與易損性曲線計算。

第一階段旨在建立易損性分析之統計理論基礎，釐清對數常態分佈、隨機抽樣方法及統計模型之間的關聯性。首先，根據相關技術文件，整理耐震易損性分析中常用的統計模型，說明容量與需求遵循對數常態分佈的假設原理，並推導其機率密度函數、累積分佈函數及易損性曲線之數學關係式。接著，針對抽樣方法部分，介紹簡單隨機抽樣分層抽樣與對偶變異數法，分析各方法於降低估計方差與提升模擬效率上的差異。最後，探討三種統計法（分離變數法、二次矩法與蒙地卡羅法）之理論依據與應用範圍，並比較其在估算中位數與對數標準差時的差異性。此階段成果為後續模擬與擬合提供理論依據與參數定義基礎。

第二階段中，為驗證蒙地卡羅方法於易損性分析之準確性與可行性，本階段以 EPRI TR-103959 (1994)與 EPRI 3002012994 附錄 O 之剪力牆案例作為基準案例進行模擬。首先，依據 TR-103959 所示範之對數常態樣本生成邏輯，於 MATLAB 中建立容量與需求隨機變數之抽樣模型，觀察不同對數標準差設定下樣本分佈之變化行為，並驗證 MCS 能否再現理論上之對數常態特性。接著，針對

EPRI 3002012994 所提供之鋼筋混凝土剪力牆試算案例，重建其分析流程，將結構容量與地震需求視為隨機變數進行蒙地卡羅模擬，並分別應用三種抽樣方法以比較其對結果之影響。藉由改變樣本數，分析模擬結果的統計收斂性與誤差變化，確立所建立之 MCS 模型具穩定性、可再現性及統計合理性。

第三階段以有限元素法模擬剪力牆結構於地震載重下之非線性行為，驗證 MCS 所得統計參數之物理合理性。使用 COMSOL 建立鋼筋混凝土剪力牆三維模型，考慮材料非線性、鋼筋強化行為與邊界條件設定，並以位移控制(Displacement Control)方式逐步增載至結構破壞。模擬結果包含最大地表加速度(PGA)、應力-應變曲線、破壞形態等資訊，並可對應地震強度與結構損傷程度，作為後續易損性曲線擬合與統計分析之基礎資料。

第四階段整合前述蒙地卡羅模擬與有限元素分析結果，進行統計擬合與易損性曲線生成。採用最大概似估計法推估結構中位數容量與對數標準差，繪製結構之易損性曲線。同時，比較不同樣本數下所得之變化趨勢，評估結果之精度、統計穩定性與收斂速度。藉此建立一套具可重現性與通用性之耐震易損性評估流程。

綜合上述四個階段，本研究建立一套完整技術流程。此流程除可用於 EPRI 案例之再現性驗證外，亦可延伸應用於國內核電廠結構耐震易損性分析，作為後續核能安全審查與 SPRA 技術評估之依據。此外，透過蒙地卡羅方法與其它易損性標準差估算方法之系統性比較，本研究不僅釐清各方法間之差異與適用性，亦建立可供管制單位採用之量化分析架構，以提升核能設施耐震易損性評估之客觀性與技術一致性。

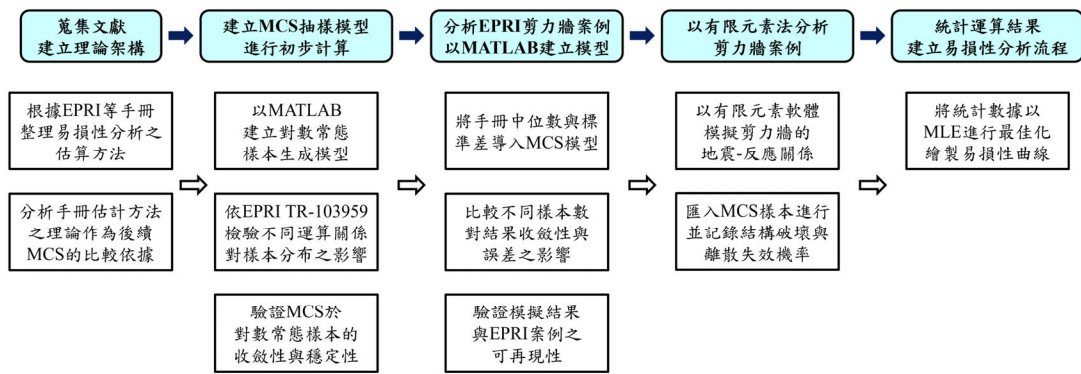


圖 2-1 蒙地卡羅方法之易損性分析架構流程

## (二) 統計理論與方法分析

本節說明計畫中採用之統計理論與數值方法，作為易損性分析模型建立與蒙地卡羅模擬之基礎。

### 1. 對數常態分佈、機率密度函數及易損性曲線

在耐震易損性分析中，結構或設備的容量與地震需求通常假設遵守對數常態分佈，以反映其非負性(Non-negativity) 及乘積型隨機特性(Multiplicative Randomness)。此假設亦為 EPRI 與美國核能管制委員會(USNRC)於機率式地震風險評估中廣泛採用的統計模型之一。該分佈可合理描述地震載重作用下之結構強度變異，特別是當結構反應呈現對數尺度的統計對稱性時，其行為與實測資料吻合度較佳。

若隨機變數  $x$  之自然對數  $\ln(x)$  遵守常態分佈  $N(\lambda, \beta^2)$ ，則該變數遵守對數常態分佈，其機率密度函數(Probability Density Function, PDF)與累積分佈函數(Cumulative Distribution Function, CDF)可以表示成：

$$f_x(x) = \frac{1}{x\beta\sqrt{2\pi}} \exp - \frac{1}{2} \left[ \frac{(\ln x - \ln A)}{\beta} \right]^2, \quad x > 0 \quad (2-1)$$

$$F_x(x) = \Phi \left[ \frac{(\ln x - A)}{\beta} \right] = \Phi \left[ \frac{(\ln x / A)}{\beta} \right] \quad (2-2)$$

PDF 用於描述隨機變數取不同值的機率密度分佈情形，而 CDF 則表示該變數小於或等於特定值的累積機率。由於對數常態分佈具有明顯的右偏特性，其 PDF 曲線在中位數左側較陡峭、右側尾部較長，能反映出結構強度中存在少數高強度樣本但大多數集中於平均值附近的現象。

子計畫二當中根據手冊(EPRI 3002012994)所使用的符號，以  $X \sim LN(A, \beta)$  或  $X \sim LN(\mu, \sigma)$  表示對數常態分佈，其中，A 為中位數、 $\beta$  為對數標準差、 $\Phi(\cdot)$  為標準常態分佈之累積函數。而分佈之平均數(Mean)、變異數(Variance)與標準差(Standard deviation)可表示為：

$$E[X] = \text{Mean}[LN] = e^\mu e^{\sigma^2/2} = A e^{\sigma^2/2} = A e^{\beta^2/2} \quad (2-3)$$

$$\text{Variance}[LN] = \left( e^{\mu + \sigma^2/2} \right)^2 (e^{\sigma^2} - 1) \quad (2-4)$$

$$\text{Std.Dev}[LN] = \sqrt{\text{Variance}[LN]} = \left( e^{\mu + \sigma^2/2} \right) \sqrt{e^{\sigma^2} - 1} \quad (2-5)$$

在地震易損性分析中，通常假容量(Capacity)與設需求(Demand)為對數常態分佈：

$$C \sim LN(A_C, \beta_C), \quad D \sim LN(A_D, \beta_D) \quad (2-6)$$

定義結構失效(Failure)定義為需求大於容量，即：

$$P_f = P(D \geq C) \quad (2-7)$$

此時兩者的比值 R 亦屬於對數常態分佈：

$$R = D / C, \quad R \sim LN(A_D / A_C, \sqrt{\beta_C^2 + \beta_D^2}) \quad (2-8)$$

故可將結構的失效機率表示成：

$$\begin{aligned}
 P_f &= P(R \geq 1) = P(\ln R \geq 0) \\
 &= 1 - \Phi\left(\frac{-\ln(A_D / A_c)}{\beta}\right) = \Phi\left(\frac{\ln(A_D / A_c)}{\beta}\right)
 \end{aligned} \tag{2-9}$$

若以地震強度參數(如地表加速度峰值 Peak Ground Acceleration, PGA)表示需求，則失效機率可視為地震強度的函數，即易損性曲線：

$$P_f = \Phi\left(\frac{\ln(a_g / A_m)}{\beta}\right) \tag{2-10}$$

其中， $A_m$  為結構中位數容量(Median Capacity)， $\beta$  為整合後的對數標準差(Combined Logarithmic Standard Deviation)。此函數描述結構於不同地震強度  $a_g$  下結構發生失效的機率。當  $a_g = A_m$  時，失效機率  $P_f = 0.5$ 。 $\beta$  則反映整體的不確定性強弱（曲線形狀），當  $\beta$  值愈大，曲線愈平緩； $\beta$  值愈小，曲線愈陡峭，如圖 2-2 所示。

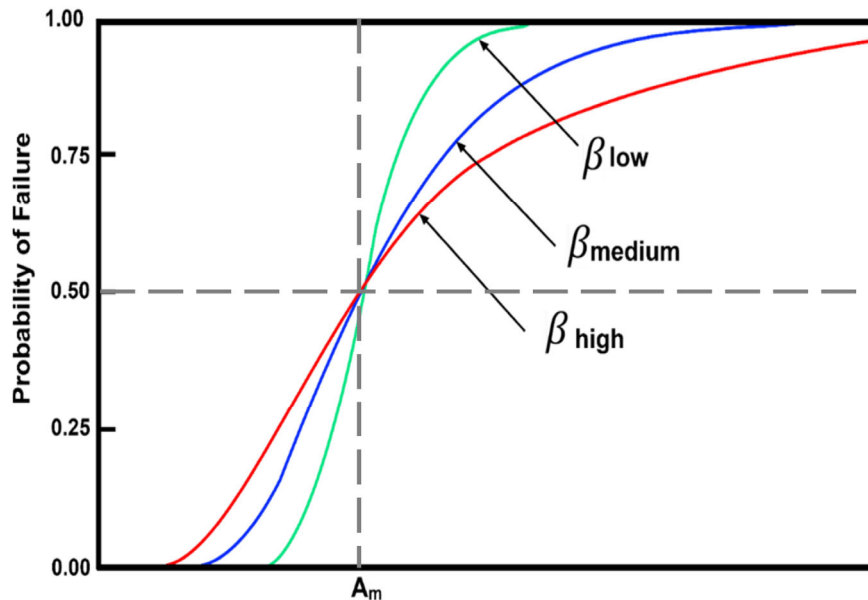


圖 2-2 不同對數標準差下的易損性曲線圖

在核電廠耐震設施之安全評估中，除評估中位數容量與對數標

準差所形成的易損性曲線外，管制機關及業界亦關注在特定信心水準下，結構能夠維持完整功能、不發生失效的最小抗震能力。為量化此安全餘裕度，便有了高信心低失效機率(HCLPF)的概念。在統計意義上，「信心水準」(Confidence Level,  $Q$ ) 表示推估結果落在真實值附近區間內的機率。於耐震可靠度分析中，信心水準對應於管制單位希望達到之保守安全程度，而「低失效機率」(Low Probability of Failure) 則代表在該信心水準下允許的最大結構失效機率。不同信心水準下的易損性曲線可以表示成：

$$\begin{aligned} [P_f(x)]_Q &= \Phi\left(\frac{\ln(x/A_m) + \beta_U \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R}\right), \\ [P_f(x)]_{50\%} &= \Phi\left(\frac{\ln(x/A_m)}{\beta_R}\right) \end{aligned} \quad (2-11)$$

而當信心水準  $Q=95\%$  與失效機率  $P_f(x)=5\%$  時，所對應之容量稱為 HCLPF 容量，其值可以表示成：

$$[P_f(x)]_{95\%} = \Phi\left(\frac{\ln(x/A_m) + 1.645\beta_U}{\beta_R}\right) = 5\% = \Phi(-1.645) \quad (2-12)$$

對應之 HCLPF 則表示成：

$$HCLPF \equiv x = A_m e^{-1.645(\beta_R + \beta_U)} \quad (2-13)$$

其中  $\beta_R$  表示隨機性(Randomness)的對數標準差， $\beta_U$  表示不確定性(Uncertainty)的對數標準差。HCLPF 代表在高信心水準下，結構發生失效的機率低於 5% 所對應之地震強度，可視為結構「在最不利(統計與知識不利)條件下仍可安全維持」的能力指標。

## 2. 抽樣方法

簡單隨機抽樣為最基本的樣本生成方式，用於建立蒙地卡羅模

擬的基準情境。假設每一樣本點均獨立且等機率地從母體分佈中取樣。若樣本數為  $N$ ，則每一個樣本  $x_i$  可由對數常態分佈  $LN(A, \beta)$  生成：

$$x_i = A \exp(\beta z_i), \quad z_i \sim N(0,1) \quad (2-14)$$

樣本平均 (sample mean,  $\bar{x}$ ) 定義為：

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i \quad (2-15)$$

理論上母體的期望值 (population mean) 為：

$$E[x] = \int x \cdot f(x) dx \quad (2-16)$$

而多次重複抽樣所得之樣本平均的期望值為：

$$E[\bar{x}] = E[x] \quad (2-17)$$

此關係表示樣本平均是母體平均的無偏估計量(unbiased estimator)，亦即若不斷重複抽樣並取平均，結果的期望將趨近於真實的母體平均值。當樣本數足夠大時，依據中央極限定理，樣本平均  $\bar{x}$  近似遵守常態分佈，可視為母體期望的合理近似。樣本平均的變異性會隨樣本數  $N$  而下降，其變異數為：

$$\text{Var}[\bar{x}] = \frac{\text{Var}[x]}{N} \quad (2-18)$$

當樣本數越多，估計值越穩定，但在樣本數較少時，估計結果的方差可能偏大，故引入分層抽樣與對偶變異數法，提升收斂速度與模擬效率。

分層抽樣(Stratified Sampling)是為了降低抽樣誤差而設計的一種方差縮減技術。原理為將母體分佈劃分為  $K$  個不重疊的區間，於每一層內分別進行隨機取樣，再以權重合併整體估計值。令第  $k$  層

樣本比例為  $p_k$ ，樣本數為  $n_k = Np_k$ ，樣本平均值為  $\bar{x}_k$ 、變異數為  $s_k^2$ 。整體平均的估計量與變異數為：

$$\hat{\mu} = \sum_{k=1}^K p_k \bar{x}_k, \quad Var(\hat{\mu}) = \sum_{k=1}^K p_k^2 \frac{s_k^2}{n_k} \quad (2-19)$$

即分層抽樣的效率來自「層內同質、層間異質」的分群效果。

對偶變異數法(Antithetic Variates Method)對偶變異數法為另一種常用的方差縮減方法。其基本概念為，若兩組樣本之間具有負相關性(negative correlation)，則在計算期望時透過平均可抵消部分隨機誤差，使估計方差顯著降低。在蒙地卡羅模擬中，隨機樣本通常是透過均勻分佈亂數  $u \in [0,1]$  產生的，再利用變數轉換  $x = F^{-1}(u)$  生成目標分佈之樣本。其中  $F^{-1}(\cdot)$  為累積分佈函數的反函數。而對偶變異數法則是對每個隨機數  $u$  同時生成一個互補值  $1-u$ ，並將兩者轉換為相對應的樣本值。

$$x_{i1} = F^{-1}(u), \quad x_{i2} = F^{-1}(1-u) \quad (2-20)$$

對於單調遞增的轉換函數  $F^{-1}(\cdot)$ ，可以發現  $x_{i1}$  與  $x_{i2}$  呈現負相關，因為較大的  $u$  值會得到較小的  $1-u$  值。故對偶變異數法的關係可以表示為：

$$\hat{\mu}_{AV} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \frac{g(F^{-1}(u_i)) + g(F^{-1}(1-u_i))}{2} \quad (2-21)$$

$$Var[\hat{\mu}_{AV}] = \frac{Var[g(F^{-1}(u))](1+\rho)}{2N} \quad (2-22)$$

其中  $\rho$  相關係數，當  $g(\cdot)$  為單調函數時，相關係數小於零，此時對偶變異數法的變異數會小於簡單隨機抽樣的變異數，表示方差被有效降低。

### 3. 統計方法

為估算結構容量與需求比值之對數標準差與中位數，EPRI 及相關文獻提出多種數學近似法與模擬方法。對此我們比對了三種常見的評估方式：分離變數法(SOV)、二次矩法(Second Moment Method)及蒙地卡羅法(MCS)，並分析不同方法之理論與應用差異。

#### (1). 分離變數法

分離變數法是 EPRI 與 USNRC 所採用的傳統易損性分析方法，其概念為將分析目標的容量與需求的主要影響變數分別獨立建模，再以各自的中位數與對數標準差描述不確定性，最後再將這些統計量合併，推導出總體的易損性參數。該方法假設每一影響因素（材料性質、靜力強度方程式、非線性能量吸收、地震輸入及結構反應特性等）皆為獨立變數，其影響可在對數空間中分別處理，最後以統計疊加方式求得總體變異。流程如圖 2-3 所示。

工程上假設結構容量  $C$  與需求  $D$  皆為對數常態分佈，並定義失效條件  $R$  為  $D > C$  之情況，且亦遵守對數常態分佈：

$$C \sim LN(A_C, \beta_C), \quad D \sim LN(A_D, \beta_D) \quad (2-23)$$

$$R \sim LN(A_D / A_C, \sqrt{\beta_C^2 + \beta_D^2}) \quad (2-24)$$

同時，在對數標準差上需區分隨機性(Randomness)與不確定性(Uncertainty)。前者反映材料、載重與地震輸入的自然變異；後者反映模型理論、量測與知識不足的偏差。透過分離變數法，可以分別評估不同來源的變異，以作為後續易損性計算之依據。

#### (2). 二次矩法

二次矩法是通過計算隨機變數的期望值和變異數來估算結構反應的失效機率。在此方法中，失效機率  $P_f$  是基於結構的反應函數

$g(X)$ ，其中  $X = (X_1, X_2, X_3, \dots, X_n)$  表影響結構行為的隨機變數。為了對該函數進行近似，我們可使用一階和二階近似方法。這些近似方法的核心是對反應函  $g(X)$  進行泰勒展開，從而計算其期望與變異數。

一階近似(First-order Approximation)假設結構的反應對隨機變數的變動是線性的，計算結構反應的期望值與變異數時，僅保留一階項，忽略高階項。對於結構反應函數  $g(X)$ ，期望值和變異數的近似式為：

$$\mu_Y \approx g(\mu_X) \quad (2-25)$$

$$\sigma_Y^2 \approx \sum_i^n \sigma_i^2 \left( \frac{\partial g}{\partial x_i} \right)_\mu \quad (2-26)$$

其中， $\mu_X = (\mu_{X_1}, \mu_{X_2}, \mu_{X_3}, \dots, \mu_{X_n})$ ，為變數之平均值， $\sigma_i^2$  是變數  $X_i$  的標準差， $\partial g / \partial x_i$  是結構反應函數  $g(X)$  相對於變數  $X_i$  的一階偏導數。

二階近似(Second-order Approximation)進一步考慮隨機變數之間的交互作用和非線性效應，保留一階和二階項。這使得計算更加精確，尤其是在變數間存在顯著交互作用時。二階近似中的期望值和變異數的近似式為：

$$\mu_Y \approx g(\mu_X) + \frac{1}{2} \sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^n (X_i - \mu_i)(X_j - \mu_j) \left( \frac{\partial^2 g}{\partial x_i \partial x_j} \right) \quad (2-27)$$

$$\sigma_Y^2 \approx \sum_i^n \sigma_i^2 \left( \frac{\partial g}{\partial x_i} \right)^2 + 2 \sum_{i < j} \frac{\partial g}{\partial x_i} \frac{\partial g}{\partial x_j} \text{Cov}(X_i, X_j) \quad (2-28)$$

其中， $\partial^2 g / \partial x_i \partial x_j$  是結構反應函數  $g(X)$  的二階偏導數， $\text{Cov}(X_i, X_j)$  則是隨機變數  $X_i$  與  $X_j$  的協方差。

近似二次矩法(Approximate Second Moment Method)則是一種簡化版本的二次矩法，將原本的二階項進行近似，降低計算複雜度。近似二次矩法將每個變數的影響分別處理，並使用中位數代替平均值來簡化計算，使其在實際工程應用中能夠快速求解。

首先，容量 C 與需求 D 的對數常態分佈假設不變，計算公式與二階近似法類似，並對變數的影響以更簡化的方式處理。具體中位數與變異數的近似計算方式為：

$$A_m = Ae^{\mu} \quad (2-29)$$

$$\beta = \sqrt{\sum_{i=1}^n \beta_i^2} \quad (2-30)$$

一階近似對結構反應的線性影響進行簡化計算，適合於變數間影響較小的情況。二階近似則進一步考慮了隨機變數間的交互作用和非線性影響，對於非線性結構能提供較準確的結果。近似二次矩法在此基礎上進行了簡化，適用於計算量較大的情況。這些方法依次對應不同精度要求的工程應用，其中二階近似法和近似二次矩法尤其適用於處理多變量、非線性行為的結構。

### (3). 蒙地卡羅方法

蒙地卡羅方法是一種基於隨機抽樣的數值模擬技術，常用於處理含有不確定性或隨機性的工程問題。其基本原理為透過大量隨機樣本的生成與反覆模擬，以統計推論方式逼近理論期望值(expected value)或變異數等參數。此方法不依賴封閉解析式，而是利用隨機變數的統計特徵來近似系統的整體行為。

在結構易損性分析中，蒙地卡羅方法可有效用於估計結構在不同地震強度下的失效機率，並生成易損性曲線。其核心概念在於，

若樣本數  $N \rightarrow \infty$ ，則抽樣結果之期望值  $\hat{E}[f(x)]$  會收斂至理論期望值  $E[f(x)]$ ，即：

$$E[f(x)] = \int f(x)p(x)dx, \quad \hat{E}[f(x)] = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N f(x_i) \quad (2-31)$$

其中  $p(x)$  為樣本分佈， $f(x)$  為目標函數（如結構反應或失效準則）。估計誤差與樣本數平方根成反比，且收斂率為  $\sigma_{\bar{x}} \propto 1/\sqrt{N}$ 。

MCS 於易損性分析中的流程如下：

- (1) 定義隨機變數：假設結構的容量與需求是隨機變數，並且它們分別服從對數常態分佈，且統計特性（中位數、對數標準差等）是已知的，如式 2-6, 7, 8 所示。
- (2) 抽樣過程：接著根據已知的分佈對容量和需求進行大量隨機抽樣。這些樣本代表了可能的結構反應情境。每一次抽樣，都會根據隨機變數  $C$  和  $D$  的分佈來生成一組隨機樣本  $C_i$  和  $D_i$ ：

$$C_i = A_C e^{\beta_C Z_C}, \quad D_i = A_D e^{\beta_D Z_D} \quad (2-31)$$

其中  $Z_C$  與  $Z_D$  為遵守標準常態分佈之隨機數。

- (3) 計算失效機率：對於每一組隨機樣本，放入定義好的失效準則，並計算結果是否滿足失效條件 ( $D > C$ )。如果滿足則結構失效，並用指示函數  $I$  表示：

$$I(C_i \leq D_i) = \begin{cases} 1, & \text{if } D_i \geq C_i \\ 0, & \text{if } D_i < C_i \end{cases} \quad (2-32)$$

- (4) 統計結果：失效機率為所有樣本中，失效樣本所佔的比例：

$$P_f = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N I(C_i \leq D_i) \quad (2-33)$$

其中  $N$  為總樣本數， $I$  為指示函數。

- (5) 易損性曲線：通過多次模擬和計算，可將失效機率繪製成易損

性曲線，本子計畫則是通過 MLE 對於隨 MCS 所得到的結果進行最佳化，找到最接近真實情況的中位數與標準差，繪製不同樣本數量下的易損性參數收斂情況。

蒙地卡羅方法不受模型形式與線性假設之限制，特別適用於多變量、非線性與不確定性行為之評估。其模擬結果具物理意涵，能合理反映結構於不同地震情境下的隨機性與不確定性分佈。惟為確保結果之穩定性與統計收斂性，需以大量樣本進行模擬。當樣本數充分時，蒙地卡羅法可提供一致且具代表性的數值估計結果，為驗證及量化結構易損性分析準確度之有效手段。

### （三）運算案例與剪力牆案例分析

本節旨在透過數值實作與範例比對，驗證蒙地卡羅方法於易損性分析中的適用性與正確性。首先以基礎運算案例說明對數常態分佈之特性，接著重現 EPRI TR-103959 (1994) 所示範之統計試算，最後以 EPRI 3002012994 附錄 O 剪力牆案例為實際工程驗證，呈現由理論推導至結構模擬之連貫流程。

#### 1. 基礎對數常態分佈之運算案例

為驗證蒙地卡羅方法生成樣本之正確性與統計穩定性，此處以簡化的對數常態分佈模型進行數值測試，分別針對「相加」與「相乘」兩種情境進行模擬與比較。此步驟旨在確認子計畫所採用之 MCS 抽樣架構，能夠準確再現理論解析解，並評估模型於後續耐震易損性模擬中的可行性與可靠性。在模擬設計上，假設二個隨機變數  $x_1$  與  $x_2$  皆遵循對數常態分佈，並分別定義其中位數與對數標準差。針對每一組變數，於 MATLAB 中生成大量樣本，並計算樣本的中位數、對數標準差等統計量。為比較不同抽樣策略對結果精度

之影響，分別以未分層與分層之隨機抽樣和對偶變異數法進行模擬，並以解析解（理論期望值）作為基準。

表 2-1 至 2-4 為相乘運算之模擬結果( $x_3 = x_1 \cdot x_2$ )。由表 2-1 可見，在低樣本數的情況下，單純隨機抽樣在多數統計量上仍有顯著誤差，而採用對偶變異數法後整體誤差幅度明顯降低，各統計量的估計值更貼近解析解。相對均方根誤差由原本的 21.71% 降至 14.35%，代表透過對偶樣本建立負相關性，確實能有效抵銷部分隨機誤差並提升估計精度與收斂速度。觀察表 2-2 可發現，當樣本數增加一個數量級後，不論採用隨機抽樣或對偶變異數法，誤差均明顯下降，顯示結果逐漸收斂至理論期望值，說明樣本數增長能顯著降低隨機抽樣波動，使模擬結果更穩定。此趨勢符合 MCS 的理論收斂特性( $\sigma_{\bar{x}} \propto 1/\sqrt{N}$ )。

為進一步探討分層抽樣對蒙地卡羅模擬結果之影響，本節延續前述相乘運算案例，將樣本空間依變數分佈劃分為若干層（每層機率相同），並於各層內進行隨機取樣。此策略可確保樣本能均勻覆蓋整體分佈範圍，避免單純隨機抽樣中可能出現的取樣偏態，藉以降低估計變異性、加速統計收斂。

表 2-3 與表 2-4 分別為樣本數  $N = 100$  與  $N = 1,000$  時，分層抽樣條件下的相乘運算模擬結果。各表同樣列出三個隨機變數之中位數、對數標準差、平均值、變異數及標準差等統計量，並與理論解析解進行誤差比較。右側欄位為對偶變異數法結合分層抽樣後的模擬結果，用以分析兩種方差縮減技術的綜合效果。從表 2-3 可觀察到，即使在樣本數較少的情況下，分層抽樣已可明顯降低隨機波動，統計量誤差整體小於不分層情境。而對偶變異數法則進一步穩

定樣本分佈，使誤差維持在 $\pm 10\%$ 以內。整體而言，樣本數 100 時的 RMSE 由不分層的 21.71% 降至 7.16%，效果顯著。當樣本數增加至  $N=1,000$  (表 2-4) 時，分層抽樣的優勢更為明顯。所有統計指標的誤差均低於 $\pm 2\%$ ，整體 RMSE 僅約 1-2%，顯示模擬結果已趨於完全收斂。對偶變異數法於此階段的改進幅度相對有限，主因為樣本數充足時，分層取樣已能充分代表母體分佈。綜上所述，分層與對偶變異數法在 MCS 中具高度效率，若能結合兩者，在後續易損性模擬階段中，將可在維持合理運算成本的前提下，達成可靠且穩定的統計估計結果。

表2-1 不分層相乘運算之MCS抽樣結果(N = 100)

| 不分層隨機抽樣 |       |        |        | 相對誤差    |         |         |
|---------|-------|--------|--------|---------|---------|---------|
| 統計值     | 隨機抽樣  | 對偶變異數  | 解析解    | 隨機抽樣    | 對偶變異數   |         |
| x1      | 中位數   | 1.975  | 2.000  | 2       | -1.24%  | 0.00%   |
|         | 對數標準差 | 0.335  | 0.405  | 0.4     | -16.26% | 1.19%   |
|         | 平均值   | 2.089  | 2.171  | 2.1666  | -3.57%  | 0.19%   |
|         | 變異數   | 0.656  | 0.808  | 0.8145  | -19.47% | -0.83%  |
|         | 標準差   | 0.810  | 0.899  | 0.9025  | -10.26% | -0.42%  |
| x2      | 中位數   | 3.315  | 3.000  | 3       | 10.51%  | 0.00%   |
|         | 對數標準差 | 0.314  | 0.445  | 0.5     | -37.21% | -10.93% |
|         | 平均值   | 3.483  | 3.313  | 3.3994  | 2.46%   | -2.55%  |
|         | 變異數   | 2.120  | 2.242  | 3.2823  | -35.41% | -31.69% |
|         | 標準差   | 1.456  | 1.497  | 1.8117  | -19.63% | -17.35% |
| x3      | 中位數   | 6.734  | 5.658  | 6       | 12.23%  | -5.70%  |
|         | 對數標準差 | 0.512  | 0.563  | 0.64    | -20.08% | -12.03% |
|         | 平均值   | 7.156  | 7.006  | 7.3652  | -2.83%  | -4.88%  |
|         | 變異數   | 15.317 | 18.305 | 27.4926 | -44.29% | -33.42% |
|         | 標準差   | 3.914  | 4.278  | 5.2433  | -25.36% | -18.40% |
| 相對均方根誤差 |       |        |        |         | 21.71%  | 14.35%  |

表2-2 不分層相乘運算之MCS抽樣結果(N = 1,000)

| 不分層隨機抽樣 |       |        |        |         | 相對誤差    |        |
|---------|-------|--------|--------|---------|---------|--------|
| 統計值     |       | 隨機抽樣   | 對偶變異數  | 解析解     | 隨機抽樣    | 對偶變異數  |
| x1      | 中位數   | 1.974  | 2.000  | 2       | -1.30%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.418  | 0.399  | 0.4     | 4.52%   | -0.27% |
|         | 平均值   | 2.154  | 2.166  | 2.1666  | -0.57%  | -0.04% |
|         | 變異數   | 0.793  | 0.796  | 0.8145  | -2.65%  | -2.24% |
|         | 標準差   | 0.890  | 0.892  | 0.9025  | -1.33%  | -1.13% |
| x2      | 中位數   | 2.995  | 3.000  | 3       | -0.17%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.469  | 0.510  | 0.5     | -6.26%  | 2.06%  |
|         | 平均值   | 3.343  | 3.417  | 3.3994  | -1.67%  | 0.52%  |
|         | 變異數   | 3.121  | 3.319  | 3.2823  | -4.91%  | 1.13%  |
|         | 標準差   | 1.767  | 1.822  | 1.8117  | -2.49%  | 0.56%  |
| x3      | 中位數   | 5.764  | 5.954  | 6       | -3.93%  | -0.76% |
|         | 對數標準差 | 0.607  | 0.636  | 0.64    | -5.09%  | -0.58% |
|         | 平均值   | 7.116  | 7.376  | 7.3652  | -3.39%  | 0.14%  |
|         | 變異數   | 22.594 | 27.153 | 27.4926 | -17.82% | -1.23% |
|         | 標準差   | 4.753  | 5.211  | 5.2433  | -9.35%  | -0.62% |
| 相對均方根誤差 |       |        |        |         | 6.12%   | 1.01%  |

表2-3 分層相乘運算之MCS抽樣結果(N = 100)

| 分層隨機抽樣  |       |        |        |         | 相對誤差    |        |
|---------|-------|--------|--------|---------|---------|--------|
| 統計值     |       | 隨機抽樣   | 對偶變異數  | 解析解     | 隨機抽樣    | 對偶變異數  |
| x1      | 中位數   | 1.990  | 2.000  | 2       | -0.50%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.370  | 0.431  | 0.4     | -7.54%  | 7.79%  |
|         | 平均值   | 2.131  | 2.195  | 2.1666  | -1.65%  | 1.31%  |
|         | 變異數   | 0.759  | 1.139  | 0.8145  | -6.85%  | 39.85% |
|         | 標準差   | 0.871  | 1.067  | 0.9025  | -3.49%  | 18.26% |
| x2      | 中位數   | 2.981  | 3.000  | 3       | -0.62%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.470  | 0.505  | 0.5     | -5.91%  | 0.91%  |
|         | 平均值   | 3.330  | 3.407  | 3.3994  | -2.04%  | 0.23%  |
|         | 變異數   | 2.893  | 3.416  | 3.2823  | -11.87% | 4.08%  |
|         | 標準差   | 1.701  | 1.848  | 1.8117  | -6.12%  | 2.02%  |
| x3      | 中位數   | 5.250  | 5.907  | 6       | -12.49% | -1.55% |
|         | 對數標準差 | 0.624  | 0.683  | 0.64    | -2.44%  | 6.64%  |
|         | 平均值   | 7.040  | 7.372  | 7.3652  | -4.42%  | 0.09%  |
|         | 變異數   | 23.625 | 32.241 | 27.4926 | -14.07% | 17.27% |
|         | 標準差   | 4.861  | 5.678  | 5.2433  | -7.30%  | 8.29%  |
| 相對均方根誤差 |       |        |        |         | 7.16%   | 12.70% |

表2-4 分層相乘運算之MCS抽樣結果(N = 1,000)

|         |       | 分層隨機抽樣 |        |         | 相對誤差   |        |
|---------|-------|--------|--------|---------|--------|--------|
| 統計值     |       | 隨機抽樣   | 對偶變異數  | 解析解     | 隨機抽樣   | 對偶變異數  |
| x1      | 中位數   | 1.999  | 2.000  | 2       | -0.05% | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.396  | 0.401  | 0.4     | -0.98% | 0.31%  |
|         | 平均值   | 2.162  | 2.168  | 2.1666  | -0.21% | 0.05%  |
|         | 變異數   | 0.798  | 0.830  | 0.8145  | -1.97% | 1.88%  |
|         | 標準差   | 0.894  | 0.911  | 0.9025  | -0.99% | 0.94%  |
| x2      | 中位數   | 2.998  | 3.000  | 3       | -0.06% | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.496  | 0.502  | 0.5     | -0.85% | 0.39%  |
|         | 平均值   | 3.390  | 3.403  | 3.3994  | -0.27% | 0.10%  |
|         | 變異數   | 3.181  | 3.380  | 3.2823  | -3.09% | 2.96%  |
|         | 標準差   | 1.784  | 1.838  | 1.8117  | -1.56% | 1.47%  |
| x3      | 中位數   | 6.046  | 5.933  | 6       | 0.77%  | -1.12% |
|         | 對數標準差 | 0.641  | 0.625  | 0.64    | 0.16%  | -2.34% |
|         | 平均值   | 7.399  | 7.328  | 7.3652  | 0.46%  | -0.50% |
|         | 變異數   | 27.823 | 25.669 | 27.4926 | 1.20%  | -6.63% |
|         | 標準差   | 5.275  | 5.066  | 5.2433  | 0.60%  | -3.37% |
| 相對均方根誤差 |       |        |        |         | 1.19%  | 2.28%  |

表 2-5 至 2-8 為相加運算之模擬結果( $x_3 = x_1 + x_2$ )。由於對數常態分佈的特性，變數  $x_3$  已不再屬於對數常態分佈，因此不存在可封閉表示的解析解。為求得理論對照，本研究以數值積分法回推出加總後變數之機率密度函數與累積分佈函數，作為數值基準解，並與蒙地卡羅模擬之結果進行比對，以驗證所建立的抽樣模型能否合理再現加總運算下的統計特性。

在低樣本數的不分層情境下（表 2-5），可觀察到相加運算的統計結果與理論值仍存在一定偏差，主要原因在於樣本量有限時，極端值對平均與變異數估計之影響較大。然而，採用對偶變異數法後，多數統計量的誤差幅度明顯縮小 RMSE 由 20.54% 降至 14.96%。當樣本數增加 1,000（表 2-6）時，無論使用隨機抽樣或對偶變異數法，統計結果皆已明顯趨於收斂。各統計指標之誤差多控

制在±5%以內，其中平均值與中位數的誤差甚至低於 1%，代表 MCS 能在足夠樣本下準確描述加總變數的統計行為。此結果同樣符合蒙地卡羅方法的理論收斂特性。進一步考慮分層抽樣（表 2-7 與表 2-8）後，可發現分層策略能進一步提升數值穩定性與估計精度。於低樣本數時，分層抽樣 RMSE 已由不分層下的 20.54%降至 6.55%。而當樣本數提升至 1,000 時，所有統計量的誤差已下降至±2%範圍內，RMSE 僅約 1%，模擬結果與數值解幾乎完全一致。此結果不僅驗證了本研究所建立之 MCS 抽樣架構的適用性，也說明該方法能在後續結構易損性分析中精確處理多源隨機性之疊加效應，具高度實務價值與延伸性。圖 2-3 與 2-4 為不同運算下的樣本結果分佈圖。

表2-5 不分層相加運算之MCS抽樣結果(N = 100)

| 不分層隨機抽樣 |       |       |       |        | 相對誤差    |         |
|---------|-------|-------|-------|--------|---------|---------|
|         | 統計值   | 隨機抽樣  | 對偶變異數 | 解析解    | 隨機抽樣    | 對偶變異數   |
| x1      | 中位數   | 1.975 | 2.000 | 2      | -1.24%  | 0.00%   |
|         | 對數標準差 | 0.335 | 0.405 | 0.4    | -16.26% | 1.19%   |
|         | 平均值   | 2.089 | 2.171 | 2.1666 | -3.57%  | 0.19%   |
|         | 變異數   | 0.656 | 0.808 | 0.8145 | -19.47% | -0.83%  |
|         | 標準差   | 0.810 | 0.899 | 0.9025 | -10.26% | -0.42%  |
| x2      | 中位數   | 3.315 | 3.000 | 3      | 10.51%  | 0.00%   |
|         | 對數標準差 | 0.314 | 0.445 | 0.5    | -37.21% | -10.93% |
|         | 平均值   | 3.483 | 3.313 | 3.3994 | 2.46%   | -2.55%  |
|         | 變異數   | 2.120 | 2.242 | 3.2823 | -35.41% | -31.69% |
|         | 標準差   | 1.456 | 1.497 | 1.8117 | -19.63% | -17.35% |
| x3      | 中位數   | 5.512 | 5.292 | 5.2183 | 5.63%   | 1.41%   |
|         | 對數標準差 | 0.280 | 0.292 | 0.3588 | -21.94% | -18.63% |
|         | 平均值   | 5.572 | 5.484 | 5.566  | 0.11%   | -1.48%  |
|         | 變異數   | 2.534 | 2.675 | 4.0967 | -38.15% | -34.70% |
|         | 標準差   | 1.592 | 1.636 | 2.024  | -21.35% | -19.19% |
| 相對均方根誤差 |       |       |       |        | 20.54%  | 14.96%  |

表2-6 不分層相加運算之MCS抽樣結果(N = 1,000)

| 不分層隨機抽樣 |       |       |       |        | 相對誤差   |        |
|---------|-------|-------|-------|--------|--------|--------|
| 統計值     |       | 隨機抽樣  | 對偶變異數 | 解析解    | 隨機抽樣   | 對偶變異數  |
| x1      | 中位數   | 2.017 | 2.000 | 2      | 0.85%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.388 | 0.383 | 0.4    | -3.02% | -4.17% |
|         | 平均值   | 2.175 | 2.152 | 2.1666 | 0.37%  | -0.65% |
|         | 變異數   | 0.777 | 0.737 | 0.8145 | -4.59% | -9.57% |
|         | 標準差   | 0.882 | 0.858 | 0.9025 | -2.32% | -4.90% |
| x2      | 中位數   | 2.986 | 3.000 | 3      | -0.46% | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.517 | 0.489 | 0.5    | 3.41%  | -2.23% |
|         | 平均值   | 3.413 | 3.381 | 3.3994 | 0.41%  | -0.55% |
|         | 變異數   | 3.150 | 3.021 | 3.2823 | -4.02% | -7.95% |
|         | 標準差   | 1.775 | 1.738 | 1.8117 | -2.03% | -4.06% |
| x3      | 中位數   | 5.231 | 5.196 | 5.2183 | 0.24%  | -0.42% |
|         | 對數標準差 | 0.338 | 0.350 | 0.3588 | -5.81% | -2.32% |
|         | 平均值   | 5.588 | 5.533 | 5.566  | 0.39%  | -0.59% |
|         | 變異數   | 3.777 | 4.002 | 4.0967 | -7.79% | -2.32% |
|         | 標準差   | 1.944 | 2.000 | 2.024  | -3.97% | -1.17% |
| 相對均方根誤差 |       |       |       |        | 3.46%  | 3.92%  |

表2-7 分層相加運算之MCS抽樣結果(N = 100)

| 分層隨機抽樣  |       |       |       |        | 相對誤差    |        |
|---------|-------|-------|-------|--------|---------|--------|
| 統計值     |       | 隨機抽樣  | 對偶變異數 | 解析解    | 隨機抽樣    | 對偶變異數  |
| x1      | 中位數   | 1.990 | 2.000 | 2      | -0.50%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.370 | 0.431 | 0.4    | -7.54%  | 7.79%  |
|         | 平均值   | 2.131 | 2.195 | 2.1666 | -1.65%  | 1.31%  |
|         | 變異數   | 0.759 | 1.139 | 0.8145 | -6.85%  | 39.85% |
|         | 標準差   | 0.871 | 1.067 | 0.9025 | -3.49%  | 18.26% |
| x2      | 中位數   | 2.981 | 3.000 | 3      | -0.62%  | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.470 | 0.505 | 0.5    | -5.91%  | 0.91%  |
|         | 平均值   | 3.330 | 3.407 | 3.3994 | -2.04%  | 0.23%  |
|         | 變異數   | 2.893 | 3.416 | 3.2823 | -11.87% | 4.08%  |
|         | 標準差   | 1.701 | 1.848 | 1.8117 | -6.12%  | 2.02%  |
| x3      | 中位數   | 4.971 | 5.227 | 5.2183 | -4.73%  | 0.17%  |
|         | 對數標準差 | 0.335 | 0.360 | 0.3588 | -6.69%  | 0.30%  |
|         | 平均值   | 5.461 | 5.602 | 5.566  | -1.88%  | 0.65%  |
|         | 變異數   | 3.537 | 4.339 | 4.0967 | -13.66% | 5.92%  |
|         | 標準差   | 1.881 | 2.083 | 2.024  | -7.08%  | 2.92%  |
| 相對均方根誤差 |       |       |       |        | 6.55%   | 11.69% |

表2-8 分層相加運算之MCS抽樣結果(N = 1,000)

| 分層隨機抽樣  |       |       |       | 相對誤差   |        |        |
|---------|-------|-------|-------|--------|--------|--------|
| 統計值     | 隨機抽樣  | 對偶變異數 | 解析解   | 隨機抽樣   | 對偶變異數  |        |
| x1      | 中位數   | 1.999 | 2.000 | 2      | -0.05% | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.396 | 0.399 | 0.4    | -0.98% | -0.29% |
|         | 平均值   | 2.162 | 2.166 | 2.1666 | -0.21% | -0.05% |
|         | 變異數   | 0.798 | 0.804 | 0.8145 | -1.97% | -1.31% |
|         | 標準差   | 0.894 | 0.897 | 0.9025 | -0.99% | -0.66% |
| x2      | 中位數   | 2.998 | 3.000 | 3      | -0.06% | 0.00%  |
|         | 對數標準差 | 0.496 | 0.499 | 0.5    | -0.85% | -0.22% |
|         | 平均值   | 3.390 | 3.398 | 3.3994 | -0.27% | -0.05% |
|         | 變異數   | 3.181 | 3.235 | 3.2823 | -3.09% | -1.44% |
|         | 標準差   | 1.784 | 1.799 | 1.8117 | -1.56% | -0.72% |
| x3      | 中位數   | 5.182 | 5.196 | 5.2183 | -0.70% | -0.43% |
|         | 對數標準差 | 0.356 | 0.342 | 0.3588 | -0.76% | -4.57% |
|         | 平均值   | 5.552 | 5.563 | 5.566  | -0.25% | -0.05% |
|         | 變異數   | 4.167 | 3.850 | 4.0967 | 1.72%  | -6.03% |
|         | 標準差   | 2.041 | 1.962 | 2.024  | 0.86%  | -3.06% |
| 相對均方根誤差 |       |       |       | 1.25%  | 2.19%  |        |

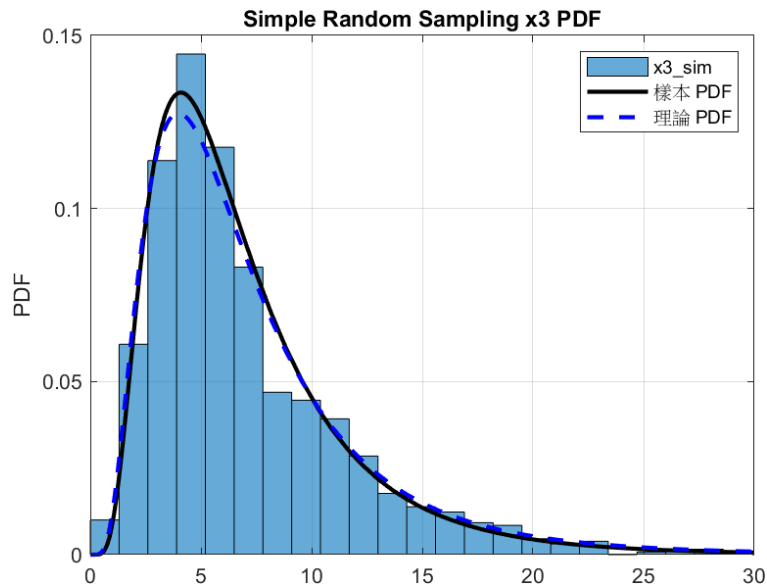


圖 2-3 相乘運算之樣本分佈圖

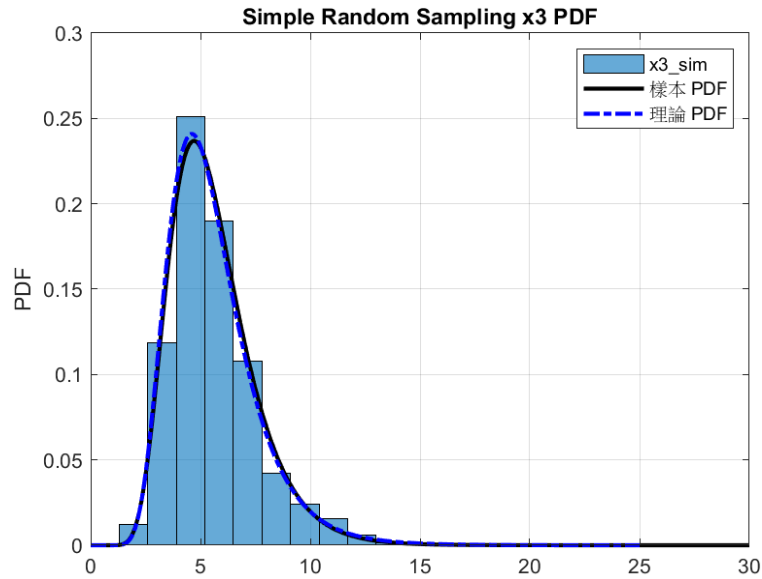


圖 2-4 相加運算之樣本結果分佈圖

## 2. EPRI TR-103959 (1994)之案例

本節依據 EPRI TR-103959 (1994)所提出之耐震易損性參數估算流程，針對不同運算形式下的對數標準差進行驗證與比較分析。該報告中提供多種統計計算方法以推估複合隨機變數之變異性，包括傳統二次矩法、近似二次矩法以及以蒙地卡羅法為基礎之數值模擬方法。本研究依據此架構建立 MATLAB 模型，以幾節所建立之 MCS 抽樣模型，模擬 EPRI 案例所示之隨機變數組合，並比較各種運算模式下所得結果與理論值之差異。案例中三個隨機變數  $x_1$ 、 $x_2$  與  $x_3$  之中位數均為 1.0，並假設其對數標準差分別為 0.2、0.4 與 0.6，以代表不同程度之離散性。各變數間假設相互獨立，並分別組合形成四種主要運算形式：

$$(1) SF1 = x_1 \cdot x_2 \cdot x_3$$

$$(2) SF2 = x_1 \cdot \frac{x_2}{x_3}$$

$$(3) SF3 = x_1 + x_2 + x_3$$

$$(4) SF4 = \frac{x_1 + x_2}{x_3}$$

案例所採用的四種估算方式為：

- (1) 一階二次矩法(Second Moment – First Order)
- (2) 二階二次矩法(Second Moment – Second Order Mean)
- (3) 近似二次矩法(Approximate Second Moment)
- (4) 蒙地卡羅模擬(Monte Carlo Simulation, N = 3000)

為驗證本研究所建立的 MCS 模型之正確性，並比較 MCS 與其它方法之間的差異，進行樣本數為 100 與 3,000 兩種規模的試算，並根據 EPRI 中所提供之統計值，計算理論解析解(Exact)以作為對照的基準值。結果如表 2-9 與表 2-10 所示。

表 2-9 與表 2-10 顯示了在不同運算型式與離散程度下，各方法所得的對數標準差之結果。對於 SF1 與 SF2，由於其仍維持對數常態分佈的閉合特性，EPRI 所提供之二次矩法 (Case 1~Case 3) 及蒙地卡羅模擬 (Case 4) 之結果皆與理論解析解高度吻合，誤差普遍低於±3%。其中 Case 2 與 Case 4 所估得  $\beta$  值最接近理論值，顯示其在處理乘積型隨機變數時具有良好穩定性。相較之下，由於 SF3 與 SF4 破壞了對數常態的閉合性，導致分佈偏離理論對數常態型態。由結果可見，Case 1 與 Case 2 在此類非線性問題中產生較大誤差，而 Case 3 及本研究建立的 MCS 模型之結果與數值積分所得之解析解最為接近，誤差範圍多控制在±2%以內，顯示蒙地卡羅模擬能有效反映非線性組合下的實際變異行為。隨離散程度值增大，可觀察到各方法之間的差異逐漸放大，主要因高變異下的高階項效應更加顯著。儘管如此，MCS 模擬在高離散度條件下仍能維持穩定，整體誤差低於±3%，顯示其對非線性與高變異問題具高度可靠性。

進一步以 RMSRE 衡量各方法之整體準確度，可見 Case 1 的 RMSRE 為 5.59%，受限於線性近似假設而誤差較大；Case 2 透過引入二階修正項後，誤差降至 1.91%，而 Case 3 因於高離散性的條件下略有高估現象，其 RMSRE 為 10.86%。相較之下，EPRI 報告中的 MCS 具有最高精度，RMSRE 僅 1.33%。本研究所建立之 MCS 模型與 EPRI 結果高度一致，在樣本數  $N=3,000$  下 RMSRE 僅 1.29%，略優於 EPRI 的 Case 4；即使樣本數降至  $N=100$ ，誤差仍可維持於 7.89% 以內，顯示該模型於低樣本條件下仍具穩健性與收斂性。綜合而言，MCS 模擬的估算結果在各種運算型態與離散程度下皆能精確再現 EPRI TR-103959 報告的數值結果，證實所建立之蒙地卡羅抽樣架構具統計正確性、收斂穩定性及可重現性。此結果亦驗證蒙地卡羅法在多變數、非線性與高變異條件下，能作為傳統二次矩法之外的有效替代方案，為後續 EPRI 3002012994 剪力牆案例之易損性分析奠定可靠之模擬基礎。

表2-9 EPRI TR-103959案例不同計算方法與MCS結果比對

| Equation form               | $\beta$ | Case 1 | Case 2 | Case 3 | Case 4 | 子計畫模型 |       | Exact |
|-----------------------------|---------|--------|--------|--------|--------|-------|-------|-------|
|                             |         |        |        |        | 3,000  | 100   | 3,000 |       |
| $x_1 \cdot x_2 \cdot x_3$   | 0.2     | 0.340  | 0.346  | 0.346  | 0.351  | 0.362 | 0.343 | 0.346 |
|                             | 0.4     | 0.647  | 0.693  | 0.693  | 0.703  | 0.682 | 0.698 | 0.693 |
|                             | 0.6     | 0.913  | 1.039  | 1.039  | 1.054  | 0.976 | 1.018 | 1.039 |
| $x_1 \cdot \frac{x_2}{x_3}$ | 0.2     | 0.34   | 0.346  | 0.346  | 0.351  | 0.341 | 0.342 | 0.346 |
|                             | 0.4     | 0.721  | 0.693  | 0.693  | 0.702  | 0.714 | 0.706 | 0.693 |
|                             | 0.6     | 0.913  | 1.039  | 1.039  | 1.052  | 1.237 | 1.060 | 1.039 |
| $x_1 + x_2 + x_3$           | 0.2     | 0.116  | 0.115  | 0.129  | 0.117  | 0.116 | 0.115 | 0.116 |
|                             | 0.4     | 0.237  | 0.231  | 0.285  | 0.236  | 0.242 | 0.235 | 0.237 |
|                             | 0.6     | 0.367  | 0.346  | 0.469  | 0.358  | 0.373 | 0.368 | 0.367 |
| $\frac{x_1 + x_2}{x_3}$     | 0.2     | 0.244  | 0.245  | 0.252  | 0.243  | 0.239 | 0.243 | 0.246 |
|                             | 0.4     | 0.481  | 0.49   | 0.518  | 0.487  | 0.502 | 0.495 | 0.493 |
|                             | 0.6     | 0.708  | 0.735  | 0.797  | 0.733  | 0.853 | 0.738 | 0.727 |

表2-10 EPRI TR-103959案例不同計算方法與MCS結果比對

| Equation form               | Relative Error |        |        |        |       |       |
|-----------------------------|----------------|--------|--------|--------|-------|-------|
|                             | Case 1         | Case 2 | Case 3 | Case 4 | 子計畫模型 |       |
| $x_1 \cdot x_2 \cdot x_3$   | -1.8%          | -0.1%  | -0.1%  | 1.3%   | 4.4%  | -1.0% |
|                             | -6.6%          | 0.0%   | 0.0%   | 1.5%   | -1.6% | 0.7%  |
|                             | -12.1%         | 0.0%   | 0.0%   | 1.4%   | -6.1% | -2.1% |
| $x_1 \cdot \frac{x_2}{x_3}$ | -1.8%          | -0.1%  | -0.1%  | 1.3%   | -1.6% | -1.3% |
|                             | 4.1%           | 0.0%   | 0.0%   | 1.3%   | 3.1%  | 1.9%  |
|                             | -12.1%         | 0.0%   | 0.0%   | 1.2%   | 19.0% | 2.0%  |
| $x_1 + x_2 + x_3$           | -0.3%          | -1.2%  | 10.8%  | 0.5%   | -0.4% | -0.9% |
|                             | -0.1%          | -2.6%  | 20.2%  | -0.5%  | 1.9%  | -0.8% |
|                             | -0.1%          | -5.8%  | 27.7%  | -2.5%  | 1.7%  | 0.3%  |
| $\frac{x_1 + x_2}{x_3}$     | -0.7%          | -0.2%  | 2.6%   | -1.1%  | -2.7% | -1.0% |
|                             | -2.5%          | -0.6%  | 5.0%   | -1.3%  | 1.8%  | 0.3%  |
|                             | -2.6%          | 1.1%   | 9.6%   | 0.8%   | 17.2% | 1.5%  |
| RMSRE                       | 5.59%          | 1.91%  | 10.86% | 1.33%  | 7.89% | 1.29% |

### 3. EPRI 3002012994 附錄章節 O 之剪力牆案例

本節依據 EPRI 3002012994 中附錄 O 所示之鋼筋混凝土剪力牆範例進行分析。該附錄提供一個完整的易損性參數推導流程，示範如何自結構分析結果估算出中位容量與對數標準差，並將其轉化為結構之易損性曲線。為驗證蒙地卡羅方法在耐震易損性分析中的可行性與準確性，本研究依據該附錄的計算流程重建其幾何、材料與荷載條件，並以隨機抽樣方式重現其統計結果。

剪力牆範例之幾何如圖 2-5 所示，為一片承受水平地震剪力的南北向混凝土牆，位於輔助建築的一層。牆體由兩個主要牆墩（Pier 1 與 Pier 2）構成。Pier 1 高度 25 ft(7.62 m)、長度 130 ft(39.62 m)、厚度 2 ft(0.61 m)；Pier 2 高度 25 ft(7.62 m)，長度 50 ft(15.24 m)、厚度 2 ft(0.61 m)。兩牆墩之間以邊樑連接，以模擬建築剪力牆系統之整體反應。牆底固定於基礎板上，採固定端邊界條件，上部施加地震位移反應以模擬建築頂層之水平運動。地震輸入

假設為設計基準地震 (Design Basis Earthquake, DBE)及參考地震 (Reference Earthquake, RE)兩階層之水平加速度反應譜，對應之地表峰值加速度( $PGA_{RE}$ )為 0.5g。垂直分量則根據場址之 V/H 比進行比例縮放，並以對應的反應譜形狀決定牆中點剪力需求。根據反應譜與有限元素分析之分析結果，牆體需求如表 2-11 所示。材料參數部分，混凝土抗壓中位數強度為  $f'_{cm} = 6,120\text{ psi}$  (42.3 MPa)，鋼筋降伏中位數強度為  $f_{ym} = 48,000\text{ psi}$  (330.2 MPa)。

EPRI 手冊以 Barda 式估算剪力強度，結合 ACI 318-08 條文中撓曲強度公式，分別計算兩牆墩於正負地震方向下之強度，確認 Pier 1 為斜裂剪力破壞 (Diagonal Shear)、Pier 2 為撓曲破壞 (Flexure)，並由 Pier 2 控制。此外，案例考慮隨機性與不確定兩部分，其來源包括材料性質變異、地震輸入差異、結構模型簡化與經驗公式偏差，並採近似二次矩法進行組合。

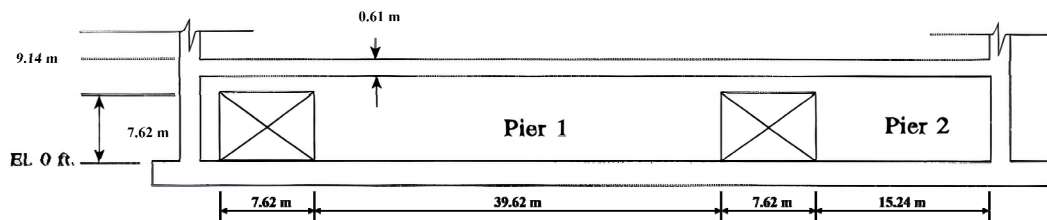


圖 2-5 剪力牆案例之幾何結構圖 (左南-右北向)

表 2-11 地震需求之參數

| 地震需求        |           | 中位數(kips) | 中位數(kN) |
|-------------|-----------|-----------|---------|
| 整體地震剪力      | $D_S$     | 13,150    | 58,524  |
| 墩 1 靜載重     | $N_{DL1}$ | 3,700     | 16,459  |
| 墩 2 靜載重     | $N_{DL2}$ | 1,400     | 6,228   |
| 墩 1 水平地震之軸力 | $N_{SH1}$ | 2,001     | 8,906   |
| 墩 2 水平地震之軸力 | $N_{SH2}$ | 2,001     | 8,906   |
| 墩 1 垂直地震之軸力 | $N_{SV1}$ | 1,233     | 5,483   |
| 墩 2 垂直地震之軸力 | $N_{SV2}$ | 467       | 2,077   |

### (1). 斜裂剪力破壞

手冊根據 Barda 剪應力強度方程式 (Barda Shear Strength Equation) 分別計算 Pier 1、2 之檢核。剪應力強度  $v_{um}$  可以表示成：

$$v_{um} = 8.3\sqrt{f'_{cm}} - 3.4\sqrt{f'_{cm}} \left( \frac{h_w}{l_w} - 0.5 \right) + \frac{N_{DL}}{(4l_w t_n)} + \rho_{se} f_{ym} \quad (2-34)$$

$$v_{um} = 8.3\sqrt{6120} - 3.4\sqrt{6120}(0.192 - 0.5) + \frac{3700000}{4 * 130 * 2 * 144} \quad (2-35)$$

$$+ 0.00694 * 48000 = 1089 \text{ psi} = 7.51 \text{ MPa}$$

$$v_{um} = 8.3\sqrt{6120} - 3.4\sqrt{6120}(0.5 - 0.5) + \frac{1400000}{4 * 50 * 2 * 144} \quad (2-36)$$

$$+ 0.00694 * 48000 = 1007 \text{ psi} = 6.94 \text{ MPa}$$

其中  $\rho_{se}$  為鋼筋比、為  $h_w / l_w$  高寬比。

剪力牆度  $V_{um}$  可以表示成：

$$V_{um} = v_{um} * 0.6 * l_w * t_n \quad (2-37)$$

$$V_{um1} = 1089 * 0.6 * 130 * 2 * 144 = 24463 \text{ kips} = 108853 \text{ kN} \quad (2-38)$$

$$V_{um1} = 1007 * 0.6 * 50 * 2 * 144 = 8698 \text{ kips} = 38729 \text{ kN} \quad (2-39)$$

剪應力及剪力修正項 ( $\Delta v_{um}, \Delta V_{um}$ ) 可以表示成：

$$\Delta v_{um} = 0.4 N_{SV} / (4 * l_w * t_n), \quad \Delta V_{um} = \Delta v_{um} * V_{um} / v_{um} \quad (2-40)$$

$$\Delta v_{um} = 0.4 * 1233000 / (4 * 130 * 2 * 144) = 3.29 \text{ psi} = 0.0227 \text{ MPa} \quad (2-41)$$

$$\Delta V_{um} = 3.29 * 24463 / 1089 = 74 \text{ kips} = 329.2 \text{ kN}$$

$$\Delta v_{um} = 0.4 * 467000 / (4 * 500 * 2 * 144) = 3.24 \text{ psi} = 0.0223 \text{ MPa} \quad (2-42)$$

$$\Delta V_{um} = 3.24 * 8698 / 1007 = 28 \text{ kips} = 124.5 \text{ kN}$$

中位數線性強度因子 (Median Elastic Strength Factor) 為容量與求之比值，可以表示成：

$$F_{Sm} = \frac{V_{um} - V_{NS}}{D_S - \Delta V_u} = \frac{24463 + 8698 - 0}{13150 + 74 + 28} = 2.5 \quad (2-43)$$

本研究在建立蒙地卡羅模擬模型時，主要依據手冊所提供之中

位數與對數標準差值，分別對容量參數（ $f'_{cm}$  與  $f_{ym}$ ）採用截斷對數常態分佈 (Truncated Log-normal Distribution) 進行隨機抽樣，以反映材料強度的統計變異性。另一方面，地震需求項（包含整體地震剪力、水平與垂直分量軸力等）則採用一般對數常態分佈。且為模擬實際地震反應的隨機特性，額外引入對數線性地震需求模型(log-linear seismic demand model) 進行樣本生成，使模擬結果之  $PGA_{RE}$  值與地震輸入具一致性關聯，進而建立更符合實際地震行為的 MCS 模擬環境。地震需求模型可表示如下：

$$\ln D_k(IM) = \ln D_{k,ref} + b_k \ln(IM / 0.5) + \sigma_H Z_{event} + \sigma_k Z_k \quad (2-44)$$

其中  $\ln D_k(IM)$  為特定地震強度指標（IM，此處為 PGA）下的需求對數值，透過 0.5g 的基準值  $\ln D_{k,ref}$  加上需求放大係數和縮放項  $b_k \ln(IM / 0.5)$  後，根據事件層級  $\sigma_H Z_{event}$  與樣本離散層級  $\sigma_k Z_k$  控制整體的變異性。本模型用以調整地震需求的離散性，使 MCS 模擬結果能同時滿足統計分佈特性與物理合理性。

表2-12 MCS模型之統計參數設定

| 參數            |            | $A_m$  | $\beta$ | 上限  | 下限   |
|---------------|------------|--------|---------|-----|------|
| 混凝土抗壓強度       | $f'_{cm}$  | 42.3   | 0.25    | 1.2 | 0.75 |
| 鋼筋降伏強度        | $f_{ym}$   | 330.2  | 0.3     | 1.3 | 0.7  |
| 地表加速度         | $PGA_{RE}$ | 0.5    | 0.15    | -   | -    |
| 整體地震剪力        | $D_S$      | 58,524 | 0.071   | -   | -    |
| Pier 1 水平地震軸力 | $N_{SH1}$  | 8,906  | 0.1868  | -   | -    |
| Pier 2 水平地震軸力 | $N_{SH2}$  | 8,906  |         | -   | -    |
| Pier 1 垂直地震軸力 | $N_{SV1}$  | 5,483  | 0.25    | -   | -    |
| Pier 2 垂直地震軸力 | $N_{SV2}$  | 2,077  |         | -   | -    |

綜合上述分析結果，於本階段以蒙地卡羅方法 (MCS) 所計算之線性強度因子中位數為 **2.464**，對數標準差為 **0.1668**。與 EPRI 手冊

所提供之參考值相比，兩者數值極為接近。

## (2). 撓曲破壞

除斜裂剪力破壞外，EPRI 手冊亦針對剪力牆於地震載重下的撓曲破壞模式進行評估，手冊採用 100-40-40 地震分量法，即地震輸入分別考慮 100%的水平 (in-plane) 地震貢獻、40%的垂直地表地震貢獻，並略去垂直牆面(out-of-plane)的影響。根據地震南北向運動，牆體之總軸力  $N_a$  可表示為：

$$N_a = N_{DL} - F_s * (0.4N_{SV} \pm N_{SH}) \quad (2-45)$$

其中，+代表地震向南運動，-代表向北運動，如圖 2-6 所示。對 Pier 1 與 Pier 2 分別代入靜載重與地震軸力組合後，即可求得各自受拉或受壓之軸力狀態：

$$N_{a1} = \begin{cases} +7470kip = +33228kN \\ -2536kip = -11285kN \end{cases} \quad (2-46)$$

$$N_{a2} = \begin{cases} -4070kip = -18108kN \\ +5936kip = +26384kN \end{cases} \quad (2-47)$$

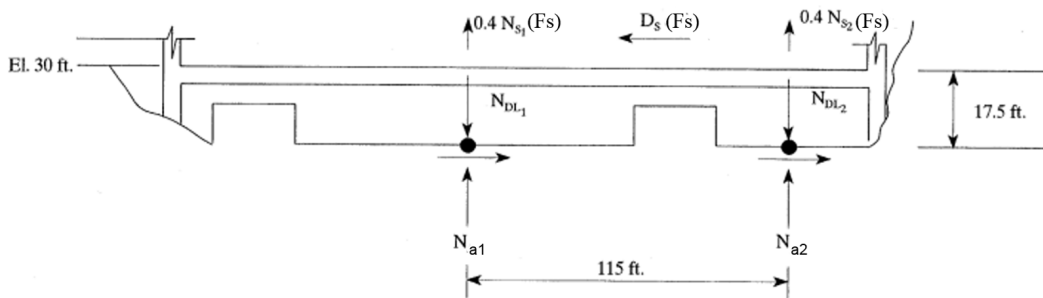


圖 2-6 地震方向對軸力之影響圖 (+南；-北)

接著，計算牆體之壓力區長度  $a_m$  與鋼筋張力區長度  $d_m$ ：

$$a_m = \frac{l_w * t_n * \rho * f_{ym} + N_a}{0.85 * f_{cm}' * t_n + 2 * t_n * \rho * f_{ym}} \quad (2-48)$$

$$d_m = \frac{l_w}{2} + a_m \quad (2-49)$$

$$a_{m1} = \frac{130 * 2 * 144 * 0.00694 * 48 + N_{a1}}{0.85 * 6.12 * 2 * 12 + 2 * 2 * 12 * 0.00694 * 48} * \frac{1}{12}$$

$$= \begin{cases} 11.8 \text{ ft}(+) = 3.60 \text{ m} \\ 5.88 \text{ ft}(-) = 1.79 \text{ m} \end{cases} \quad (2-50)$$

$$a_{m2} = \frac{50 * 2 * 144 * 0.00694 * 48 + N_{a2}}{0.85 * 6.12 * 2 * 12 + 2 * 2 * 12 * 0.00694 * 48} * \frac{1}{12}$$

$$= \begin{cases} 0.43 \text{ ft}(+) = 0.13 \text{ m} \\ 6.35 \text{ ft}(-) = 1.94 \text{ m} \end{cases}$$

$$d_{m1} = \frac{130}{2} + a_{m1} = \begin{cases} 76.80 \text{ ft}(+) = 23.41 \text{ m} \\ 70.88 \text{ ft}(-) = 21.61 \text{ m} \end{cases} \quad (2-51)$$

$$d_{m2} = \frac{50}{2} + a_{m2} = \begin{cases} 25.43 \text{ ft}(+) = 7.75 \text{ m} \\ 31.35 \text{ ft}(-) = 9.56 \text{ m} \end{cases}$$

由此可以計算出剪力牆的總鋼筋面積  $A_{sm}$ 、總撓曲容量  $M_{cap,m}$  與總剪力容量  $V_{cap,m}$ ：

$$A_{sm} = \rho * t_n * (l_w - 2a_m) \quad (2-52)$$

$$A_{sm1} = \begin{cases} 212.7 \text{ ft}^2(+) = 19.76 \text{ m}^2 \\ 236.3 \text{ ft}^2(-) = 21.95 \text{ m}^2 \end{cases} \quad (2-53)$$

$$A_{sm2} = \begin{cases} 98.2 \text{ ft}^2(+) = 9.12 \text{ m}^2 \\ 74.6 \text{ ft}^2(-) = 6.93 \text{ m}^2 \end{cases}$$

$$M_{cap,m} = A_{sm} * f_{ym} * (d_m - \frac{a_m}{2}) + N_a * (\frac{l_w}{2} - \frac{a_m}{2}) \quad (2-54)$$

$$M_{cap,m1} = \begin{cases} 1.165 * 10^6 \text{ kip} \cdot \text{ft}(+) = 1.579 * 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m} \\ 6.133 * 10^5 \text{ kip} \cdot \text{ft}(-) = 8.315 * 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m} \end{cases} \quad (2-55)$$

$$M_{cap,m2} = \begin{cases} 1.808 * 10^4 \text{ kip} \cdot \text{ft}(+) = 4.451 * 10^4 \text{ kN} \cdot \text{m} \\ 2.304 * 10^5 \text{ kip} \cdot \text{ft}(-) = 3.123 * 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m} \end{cases}$$

$$V_{cap,m} = \frac{M_{cap,m}}{2} \quad (2-56)$$

$$V_{cap,m1} = \begin{cases} 414,447kN(+) \\ 218,151kN(-) \end{cases} \quad (2-57)$$

$$V_{cap,m2} = \begin{cases} 6,404kN(+) \\ 82,032kN(-) \end{cases}$$

由於使用 100-40-40 地震分量法，故在計算容量/需求比之前需要額外考慮地震所貢獻之軸力對於容量之影響：

$$\Delta C_{DIAG}^{HOR} = \pm 0.6 * \frac{F_{Sm} * N_{SH}}{4} = \pm 0.6 * \frac{2.5 * 2,001}{4} \quad (2-58)$$

$$= \pm 750kip = 3,336kN$$

$$\Delta C_{DIAG}^{VERT} = -0.4 * (0.6 * \frac{F_{Sm} * N_{SV}}{4}) \quad (2-59)$$

$$= -0.4 * (0.6 * \frac{2.5 * 1,223}{4}) = -185kip = -822.9kN$$

最終得到修正後的中位數線性強度因子  $F'_{Sm}$ ，可表示成：

$$F'_{Sm} = \frac{V_{um} - V_{NS}}{D_s - \Delta C} = \frac{(24,463 + V_{cap,m2}) - 0}{13,150 - (\frac{750}{F_{Sm}} + \frac{(-185)}{F_{Sm}})} \quad (2-60)$$

由於手冊使用反應譜與中位數進行直接計算，且 Pier 2 的剪力容量，故無法僅用單次計算得到  $F'_{Sm}$ 。故在此步驟時需要遞迴計算，將前次算出來的  $F'_{Sm}$  代入式(2-59)，重複計算至收斂，以獲得真實之中位數線性強度因子。而子計畫中採用 MCS，每一樣本於模擬過程中即對應其自身的線性強度因子，因此在統計樣本數充足的前提下，MCS 模型無需進行遞迴運算，即可自然反映樣本之統計穩態行為。為確保與手冊計算邏輯一致，本研究仍將最終所得的統計中位數線性強度因子僅一次代回式(2-59)進行比對與驗證。此

外，手冊在計算撓曲的中位數線性強度因子時，僅考慮單方向（極限狀態）下的結果，而子計畫的 MCS 模型則考慮單方向（與手冊相同）的計算模式與隨機方向下的計算模式，最終得到前者的中位數為 **1.954**，對數標準差為 **0.1862**；後者的中位數為 **2.496**，對數標準差為 **0.2824**。手冊在後續計算上，直接使用撓曲檢核之  $F'_{Sm}$ ，子計畫則是對於每個樣本，取剪力檢核之  $F_{Sm}$  與撓曲檢核之  $F'_{Sm}$  中之較小值作為結構破壞判定依據，以確保模擬結果同時符合理論邏輯與物理合理性。

### (3). 非線性能量吸收因子

接著計算非線性能量吸收因子  $F_{\mu m}$  (Median Inelastic Energy Absorption Factor)，以評估結構於非線性行為階段可吸收之能量量值，並反映結構等效阻尼與有效頻率之修正效應。

首先需透過系統延性 (System Ductility,  $\mu$ ) 量化結構的非線性變形能力。延性定義為加權後，極限與彈性之樓層位移的比值：

$$\mu = \frac{\sum W_i \delta_{Ti}}{\sum W_i \delta_{ei}} \quad (2-61)$$

接著計算結構之彈性頻率比  $f_s / f$  (Elastic Frequency Ratio) 以及有效頻率比  $f_e / f$  (Effective Elastic Frequency Ratio)：

$$\frac{f_s}{f} = \sqrt{\frac{1 + 0.0254(\mu - 1)}{\mu}} = 0.33 \quad (2-62)$$

$$\frac{f_e}{f} = (1 - 0.85) + 0.85\left(\frac{f_s}{f}\right) = 0.431$$

並求得結構之彈性阻尼以及遲滯阻尼的加速度反應譜值：

$$\begin{aligned} S_a(f, \xi) &= 0.943 \\ S_a(f_e, \xi_e) &= 0.88 \end{aligned} \quad (2-63)$$

而非線性能量吸收因子可以表示為：

$$F_{\mu m} = \left( \frac{f_s / f}{f_e / f} \right)^2 \frac{S_a(f, \xi)}{S_a(f_e, \xi_e)} = 1.83 \quad (2-64)$$

手冊結合線性容量因子與非線性能量吸收因子的中位數值，計算出容許能力因子(Median Capacity Factor,  $F_{Cm}$ )：

$$F_{Cm} = F_{\mu m} * F'_{Sm} = 1.83 * 2.126 = 3.89 \quad (2-65)$$

由於手冊並未詳細說明系統延性與反應譜修正的具體計算過程，因此子計畫中以 MCS 直接對系統延性 $\mu$ 進行隨機樣本生成，使其統計分佈能反映真實結構於非線性階段的變異性。每一樣本延性值再代入手冊之計算公式，以求得對應之 $F_{\mu}$ 值，藉此評估延性不確定性對能量吸收能力的影響。最終得到 $F_{\mu}$ 之中位數為 1.824，對數標準差為 0.05。

#### (4) 蒙地卡羅模擬之統計參數依據

本研究於容量側蒙地卡羅模擬中所採用之混凝土抗壓強度 $f'_c$ 與鋼筋降伏強度 $f_y$ 之統計設定，係以 EPRI 相關手冊所提供之中值與建議之對數標準差為基礎。惟手冊採用反應譜分析流程，並未直接提供適用於蒙地卡羅模擬之完整統計參數。為反映材料製造差異與工程實務中合理之物理可行範圍，本子計畫採用截斷對數常態分布進行抽樣，其設定理由如下：

##### (a) 容量中值來源

混凝土 $f'_c = 42.3MPa$ 及鋼筋 $f_y = 330.2MPa$ 係參考手冊資料與案例設計強度設定，作為代表材料性質之基準值。

##### (b) 容量對數標準差與上下限設定

本子計畫先採用變異性之常見值（混凝土為 0.25，鋼筋為

0.30) 進行初始抽樣與分布檢視。為避免產生不具物理意義之極端樣本，並參考材料製程常見之強度偏差（約  $\pm 20\% \sim 30\%$ ），將截斷範圍設定如下：

- 混凝土： $0.75 \sim 1.20 \times$  中值
- 鋼筋： $0.70 \sim 1.30 \times$  中值

此分布範圍符合材料製造偏差之統計特性，可確保樣本具工程實務合理性。截斷後之等效對數標準差亦更能反映材料強度於可行物理範圍內之實際變異程度，並避免遠端尾端值影響 MCS 模擬之穩定性與收斂性。

需求部分（PGA、整體剪力、地震軸力、延性需求等），係依據 EPRI 手冊與式 (2-44) 之對數線性地震需求模式及結構反應特性進行設定。由於手冊主要提供反應譜分析程序，並未直接給出 MCS 所需之統計參數，本子計畫依文獻建議之需求散度與工程判斷，採用事件層級散度( $\sigma_H$ )與樣本層級散度( $\sigma_k$ )以反映地震事件差異與模型不確定性。其設定理由如下：

**(a) 地表加速度峰值 PGA (Intensity Measure)**

PGA 之中值設定為  $0.5 \text{ g}$ ，係依據手冊與案例反應譜基準值；其對數標準差採  $0.15$ 。

**(b) 整體剪力、水平地震軸力與垂直地震軸力**

整體剪力需求之中值根據手冊提供之參數設定，其散度由事件層級與樣本層級控制。本子計畫採用  $(0.05, 0.05)$  之組合，係代表中度地震反應之離散幅度，使樣本在保留與 PGA 的相關性下，又有一定的變異性。

地震軸力的部分，同樣採取手冊提供之中值設定，並於生成模

型的部分以(0.18, 0.05)與(0.25, 0.05)之散度組合，使其等效之對數常態分布為 0.1868 與 0.2549。此設定使地震需求呈現與 IM 適度相關之變異性，能反映中度地震反應之合理離散幅度。

### (c) 系統延性

由於手冊未詳細提供其系統延性部分之參數，故同樣以對數線性地震需求模型生成樣本並計算，採用(0.05, 0.10)之散度組合，嘗試模擬 EPRI 手冊當中的變異性。最終得到等效對數標準差為 0.1118。

本研究容量與需求側之統計參數設定均建立於 EPRI 手冊資料、文獻提供之變異幅度與材料及地震需求之物理合理性。透過截斷對數常態分布及對數線性地震需求模型，本子計畫所建立之蒙地卡羅模擬流程可同時滿足統計分布特性與工程可行性，使整體模擬結果具備可追溯性與工程正當性。

此外，本子計畫所建立之 MCS 模型具高度彈性，使用者可依工程需求調整輸入之統計參數（如中值、標準差或截斷範圍），以使模擬結果更貼近手冊建議值、材料試驗結果或實際監測資料。此彈性亦提升模型於不同核能構件與不同條件下之適用性與推廣性。

### (5) 變異性與易損性指標計算

在完成中位數因子的計算後，需確定結構耐震性能中之變異性來源（不確定性與隨機性），並對各影響因子進行統計歸納與對數標準差化處理，以量化其對整體中位數因子的貢獻程度。

手冊之隨機性參數包括：(1)水平方向之地震反應、(2)結構反應相位、(3)地震分量組合、(4)樓層變位。手冊之不確定性參數包括：(1)混凝土抗壓強度、(2)鋼筋降伏強度、(3)容量檢核方程式、(4)結

構阻尼、(5)結構頻率、(6)模型精確度。部分不考慮變異性之參數包括：(1) 水平方向之地震反應、(2)扭轉耦合、(3)互制作用（包括地動不一性(Ground Motion Incoherence, GMI)與土壤結構互制性(Soil Structure Interaction, SSI)）。

根據 EPRI 3002012994 所示，最終手冊之剪力牆之易損性參數如下：

$$\text{中位數結構反應因子： } F_{RSm} = 1.0$$

$$\text{中位數容許能力因子： } F_{Cm} = 3.89$$

$$\text{參考地震輸入： } PGA_{RE} = 0.5g$$

$$\text{中位數耐震能力： } A_m = F_{Cm} * F_{RSm} * PGA_{RE} = 1.95g$$

$$\text{隨機性對數標準差： } \beta_R = \sqrt{0.21^2 + 0.04^2} = 0.21$$

$$\text{不確定性對數標準差： } \beta_U = \sqrt{0.19^2 + 0.14^2} = 0.24$$

$$\text{高信心低失效機率： } HCLPF = A_m * e^{[-1.65(\beta_R + \beta_U)]} = 0.93g$$

在 MCS 模型中，各變數皆依據手冊之中位數與對數標準差進行隨機抽樣，並依樣本統計結果計算中位數耐震能力與變異性指標，最終得到(a). 單方向的結果為：

$$\text{中位數容許能力因子： } F_{Cm} = 3.57$$

$$\text{參考地震輸入： } PGA_{RE} = 0.5g$$

$$\text{中位數耐震能力： } A_m = F_{Cm} * F_{RSm} * PGA_{RE} = 1.78g$$

$$\text{隨機性對數標準差： } \beta_R = 0.25$$

$$\text{不確定性對數標準差： } \beta_U = 0.19$$

$$\text{高信心低失效機率： } HCLPF = A_m * e^{[-1.65(\beta_R + \beta_U)]} = 0.86g$$

以及(b). 隨機方向的結果為：

中位數容許能力因子： $F_{Cm} = 4.01$

參考地震輸入： $PGA_{RE} = 0.5g$

中位數耐震能力： $A_m = F_{Cm} * F_{RSm} * PGA_{RE} = 2.01g$

隨機性對數標準差： $\beta_R = 0.25$

不確定性對數標準差： $\beta_U = 0.19$

高信心低失效機率： $HCLPF = A_m * e^{[-1.65(\beta_R + \beta_U)]} = 0.97g$

由結果可見，無論在單方向或隨機方向地震輸入下，本研究以 MCS 所求得之中位數耐震能力  $A_m$  與 HCLPF 皆與手冊結果相當接近。此差異反映蒙地卡羅抽樣過程中統計隨機性之合理範圍，顯示模型於重現手冊易損性分析結果上具一致性與可靠性。綜上所述，本研究建立之 MCS 模型不僅成功再現 EPRI 手冊之剪力牆易損性參數結果，亦能靈活擴展至其它結構類型與地震輸入條件下之統計分析，為後續核能設施耐震可靠度評估提供可行且具物理意義的模擬架構。

#### (四) 有限元素模型建立與地震反應分析

子計畫於 COMSOL Multiphysics 軟體中建立三維有限元素模型，以重現 EPRI 3002012994 附錄章節 O 所示之剪力牆結構。模型依據手冊幾何與材料參數進行簡化，以便後續 MCS 之統計運算。整體牆體由兩個主體構件 (Pier 1 與 Pier 2) 組成，底部固定、上部自由，樓板假設為剛體，不考慮 GMI 與 SSI 之影響。南北向(x 方向)為自由端之地震輸入方向(in-plane)，東西向 (y 方向)為滾支約束(out-of-plane)，以模擬實際地震的變形情況。

模型採用六面體網格進行混凝土方面的建模，並以桁架(Truss)元素模擬鋼筋的部分。混凝土材料部分引入具損傷與塑化特徵之

CDPM (Concrete Damage Plasticity Model) 以及鋼筋的塑性模型 (Plasticity)，來模擬鋼筋混凝土牆體的非線性行為。容量之參數設定同表 2-12 的部分，並額外考慮 CDPM 之抗拉破裂能與抗壓破裂能的部分，處理損傷模型的內部計算。

在需求方面，首先將手冊中位數容量與需求參數輸入至三維 FEM 模型，於靜力分析中施加位移控制邊界條件，逐步增加水平推力，繪製結構之力 - 位移曲線以取得等效位移值。為便於後續易損性指標分析，本研究以經驗公式將樓層等效位移轉換為對應的地震輸入加速度 (PGA)，作為需求模型之地震輸入參數。該轉換過程採用如下非線性功率律關係式：

$$PGA_{RE,i} = a * (\Delta_{roof,i})^b \quad (2-66)$$

其中  $PGA_{RE,i}$  為第  $i$  個樣本的 PGA 值、 $a$  為  $0.5/1.75^b$ 、 $b$  為非線性指數 (子計畫採用 0.8)，用  $a$ 、 $b$  兩個參數來用以反映位移與地震加速度之映射關係。

以下為有限元素法之模型幾何與網格建模：

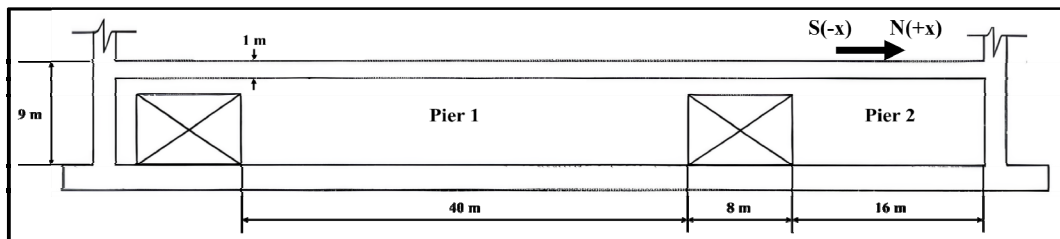


圖 2-7 剪力牆之簡化幾何參數

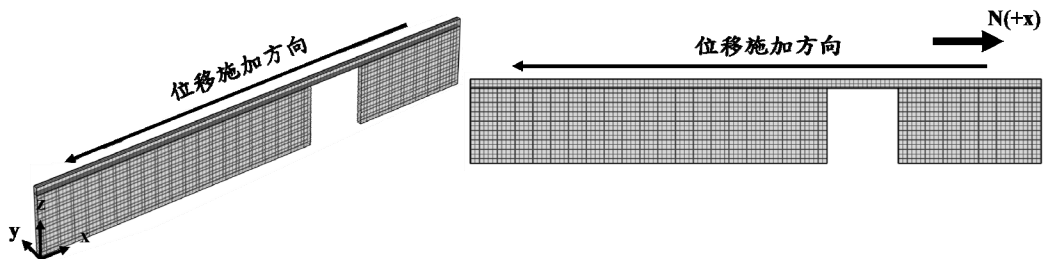


圖 2-8 剪力牆之網格分佈與位移控制輸入方向

子計畫的計算過程先以 MCS 生成容量與需求的樣本(N = 400)後，依序放入軟體進行位移控制的 FEM 計算，量測整體模型當中的 von mises 應力，並定義當模型任意元素下的應力超過該樣本混凝土抗壓強度的根號三分之一倍時，即  $\sigma_{von,i} \geq f'_{c,i} / \sqrt{3}$ ，則認定該樣本為失效。對所有樣本進行統計，檢查各樣本是否達到失效條件，計算出 N 個樣本下的失效機率。MCS 模型之統計結果如下：

(1) 四百個樣本當中有 134 個樣本失效，整體失效機率為 0.335

(2) 混凝土抗壓強度  $f'_c$  (MPa) 之  $A_m$  為 40.268， $\beta$  為 0.0374

(3) 鋼筋降伏強度  $f_y$  (MPa) 之  $A_m$  為 314.29， $\beta$  為 0.0375

(4) 抗拉應變能  $G_{ft}$  (J/m<sup>2</sup>) 之  $A_m$  為 209.43， $\beta$  為 0.0375

(5) 抗壓降伏應變  $\epsilon_{ct}(1)$  之  $A_m$  為 0.003， $\beta$  為 0.1921

(6) PGA<sub>RE</sub> 之  $A_m$  為 0.5， $\beta$  為 0.1435

#### (五) 結果擬合與易損性曲線繪製

根據前一節有限元素分析所得之 MCS 模擬結果，對每一筆樣本均可得到輸入地震強度參數  $a_i = PGA_{RE,i}$  與其對應的結構失效結果  $x_i$  (若樣本失效則  $x_i = 1$ ，否則  $x_i = 0$ )。為建立結構之統計易損性曲線，本研究採用最大概似估計法，以樣本數據反推中位數強度參數  $A_m$  與對數標準差  $\beta$ ，重建符合對數常態分佈假設的失效機率模型。

首先根據式(2-10)之結構失效機率建立樣本的概似函數 (Likelihood Function)：

$$L(A_m, \beta) = \prod_{i=1}^N [P_f(a_i)]^{x_i} \cdot [1 - P_f(a_i)]^{(1-x_i)} \quad (2-67)$$

為方便計算，取對數後得到對數概似函數：

$$\ln L(A_m, \beta) = \prod_{i=1}^N [x_i \ln P_f(a_i) + (1 - x_i) \ln(1 - P_f(a_i))] \quad (2-68)$$

最大概似估計即為尋找使  $-\ln L(A_m, \beta)$  最小化之參數組合：

$$(\hat{A}_m, \hat{\beta}) = \arg \min_{A_m, \beta} (-\ln L) \quad (2-69)$$

在 MATLAB 的操作上，採用 `fminsearch` 函數，對  $-\ln L(A_m, \beta)$  進行搜尋與收斂運算，初始值設定為樣本  $PGA_{RE}$  的中位數 0.5 與假設對數標準差 0.3，並以容許誤差  $10^{-6}$  為收斂準則。接著根據估計之中位數與對數標準差進行易損性曲線的繪製，如圖 2-9 所示，其中紅色叉號為樣本失效點，藍色曲線為 MLE 擬合曲線。四百個樣本下的有限元素法模擬之結果如下：

$$P_f(a) = \Phi\left(\frac{\ln(a / \hat{A}_m)}{\hat{\beta}}\right) \quad (2-70)$$

$$\hat{A}_m = 0.5387, \quad \hat{\beta} = 0.0952 \quad (2-71)$$

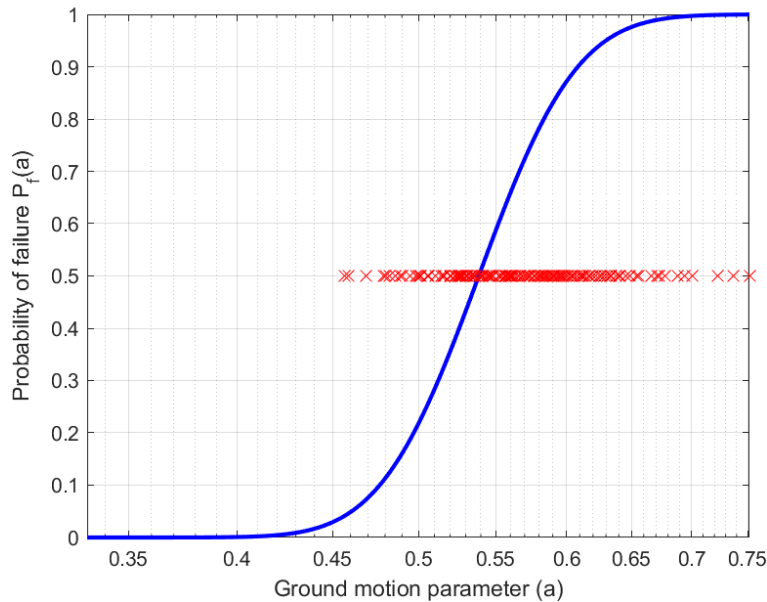


圖 2-9 以 MLE 擬合 MCS 模型之易損性曲線(N = 400)

此外，為評估樣本數量對 MLE 結果穩定性的影響，本研究進

一步根據 I. Zentner 等人的文獻，進行樣本逐步擬合分析。設定每 10 筆樣本進行一次 MLE 估計，逐步擴大樣本數並觀察  $\hat{A}_m$  與  $\hat{\beta}$  的收斂趨勢，如圖 2-10 與圖 2-11 所示。

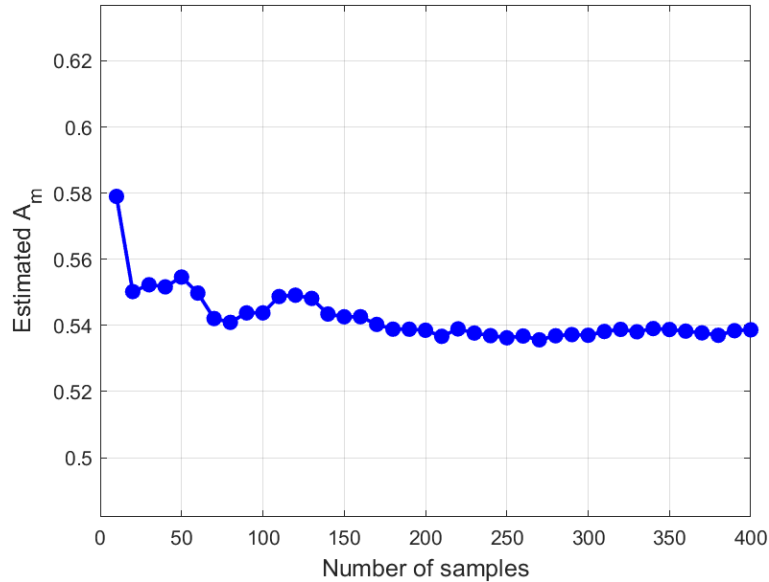


圖 2-10 中位數  $\hat{A}_m$  隨樣本增加之收斂圖

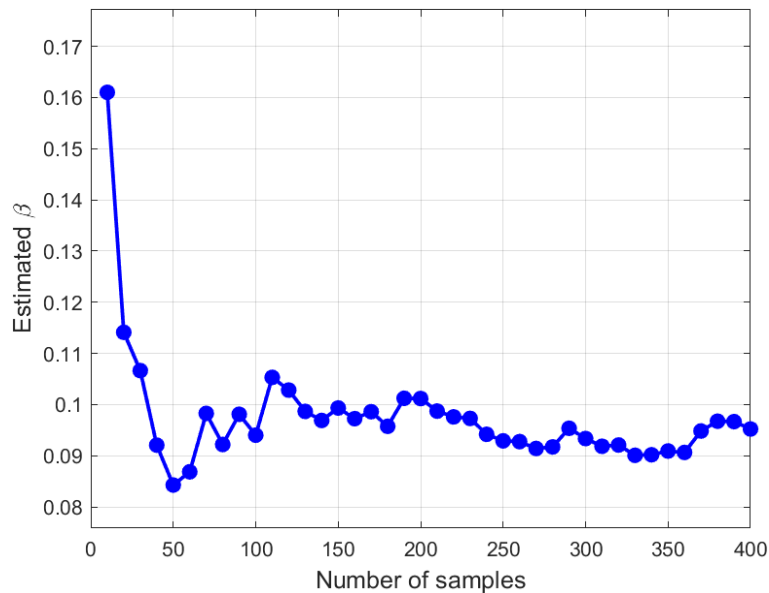


圖 2-11 對數標準差  $\hat{\beta}$  隨樣本增加之收斂圖

推估結構易損性曲線，為後續多層級不確定性分析奠定基礎。

本節透過最大概似估計法，成功由蒙地卡羅模擬結果中反推結

構之中位數強度與離散程度，並重建符合對數常態分佈形式的易損性曲線。結果顯示，MCS 模擬所得樣本能合理反映結構之耐震行為，且經 MLE 擬合後所得的  $\hat{A}_m$ 、 $\hat{\beta}$  值與 EPRI 手冊之計算結果整體相符，顯示模型在再現手冊案例上具良好一致性。然而，由於本研究之 MCS 模型在有限元素的計算上，對數標準差計算中僅納入較有限的變異性來源（如材料與需求隨機性），故所值  $\hat{\beta}$  略低於工程實務中常見之範圍。即便如此，整體結果仍驗證所建立之 MCS 模型流程具有良好的合理性與穩定性。此外，逐步擬合分析結果顯示樣本數對參數估計具明顯收斂效應，約於樣本數達 100 組後趨於穩定，說明本研究所建構之模擬流程可於有限樣本條件下有效推估結構易損性曲線，並為後續多層級不確定性分析奠定可靠基礎。

#### （六）方法比較與研析

綜合前述各階段結果，本研究建立之蒙地卡羅模擬(MCS)與最大概似估計(MLE)整合流程，已成功再現 EPRI 3002012994 附錄章節 O 所示剪力牆案例之易損性分析結果，並可作為傳統方法之外具備可重現性與可擴展性之替代方案。

首先，就理論層面而言，（二）節釐清了易損性曲線之統計基礎與對數常態分佈假設，並系統性比較分離變數法、二次矩法與蒙地卡羅法之理論差異與適用範圍；其中，MCS 可突破線性近似限制，對非線性及高變異性問題具更高適用性。（三）節則透過數值運算案例驗證 MCS 之統計正確性與收斂特性，說明分層抽樣與對偶變異數法可有效降低估計方差，提高模擬效率與穩定性。

其次，（四）節以有限元素法重建剪力牆非線性行為，並以位移控制法取得結構於不同載重下之破壞行為。模擬結果成功反映材

料強度與地震輸入變異性對結構反應的影響，證實 MCS – FEM 模型在再現結構實際行為上具物理合理性。接續於（五）節中，結合 MCS 模擬結果與 MLE 擬合技術，建立符合對數常態假設之統計易損性曲線，並推估結構中位數強度  $A_m$  與對數標準差  $\beta$ 。所得結果與 EPRI 手冊理論值高度相符，顯示模型具良好一致性與可靠性。

進一步觀察樣本逐步擬合之收斂性分析可發現，當樣本數達約 100 組後，所得  $A_m$  與  $\beta$  的估計值趨於穩定，顯示模型具良好統計收斂特性，能於有限樣本條件下有效估算結構易損性曲線。相較傳統二次矩法與近似二次矩法，蒙地卡羅方法不僅可同時處理多變量隨機性與非線性效應，亦能提供直觀的物理解釋與統計合理性，特別適用於需同時考慮材料變異、地震隨機性與結構非線性行為之耐震評估問題。

整體而言，本研究建立之 MCS–MLE 整合流程在理論完整性、模擬穩定性與統計準確性方面均具優勢，除可有效再現 EPRI 案例外，亦可作為未來國內核電廠結構易損性分析與 SPRA 之技術基礎。此方法可進一步延伸應用於多層級不確定性分析（例如隨機性與不確定性之分解），以強化核能設施耐震可靠度評估之科學性與一致性。

### 三、國際間最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準之研析

#### (一) 國外最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計標準之介紹

我國核電廠無論是在運轉期間或是除役階段，皆須依各個核能機組狀況，確認核電廠內與用過核子燃料安全相關的 SSC 和其他與核能安全相關之 SSC 的耐震安全，為了與國際接軌，仍需持續投入研究，掌握國際間核電廠 SSC 於運轉或除役期間之耐震評估最新參考標準，因此本子計畫將蒐集、彙整和研析國際間最新版本的核電廠結構、系統及組件耐震性能設計參考標準與分析方法，如前段所述能符合 RIPB 安全設計理念的核能設施耐震設計規範 ASCE/SEI 43-19 (2019)和核能設施耐震分析規範 ASCE/SEI 4-16 (2017)。此外，有關混凝土結構 SSC 的 ACI 349-23 (2024)、有關鋼結構 SSC 的 AISC N690-18 (2018)、有關核能設施耐震安全評估的 IAEA SSG-89 (2024)等標準與規範在本子計畫將予以蒐集、彙整和研析，以期能掌握其更新內容及與過去管制方法之差異性，作為國內運轉中和除役核電廠結構安全管制之參考。國際間重要核能設施耐震設計與耐震安全評估規範的介紹如下：

#### 1. ASCE/SEI 43-19 (2019)

ASCE/SEI 43-19 《核能設施中結構、系統和組件的抗震設計標準》(Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities) 是由美國土木工程師學會 (American Society of Civil Engineers, ASCE) 及其結構工程研究所 (Structural Engineering Institute, SEI) 頒布的核心技術標準。本標準遵循美國國家標準協會 (ANSI) 的共識制定程序，旨在為美國核能設施的抗震設計提供一套統一且嚴謹的實踐準則。本標準在核能設施抗震設計體系中處於關

鍵地位，它並非獨立運作，而是設計為與一系列其他國家級共識標準協同使用，包括用於抗震分析的 ASCE 4、混凝土結構設計的 ACI 349 以及鋼結構設計的 AISC N690 等，共同構成一個完整的設計框架。

ASCE 43-19 的核心目的在於提供一套嚴格的抗震設計標準，以確保核能設施能夠有效承受地震地面震動 (earthquake ground shaking) 的影響，同時維持其預定的功能性與安全性。由於核能設施的潛在風險遠高於一般商業建築，本標準旨在達成更低的地震損壞機率。為此，本標準採用了基於風險的「分級方法」(Graded Approach)。此方法的核心是為不同的結構、系統和組件 (SSCs) 設定相應的「標的性能目標」(Target Performance Goals)。設計的嚴格程度取決於 SSC 失效後可能造成的後果嚴重性，並通過兩個關鍵參數來量化：

- **抗震設計類別 (Seismic Design Category, SDC):** 根據 SSC 失效後對工作人員、公眾及環境的潛在放射性或毒理學影響的嚴重性來劃分 (本標準涵蓋 SDC 2 至 SDC 5)。
- **極限狀態 (Limit State, LS):** 定性描述在設計基準地震下，SSCs 可接受的損壞程度，從 A 級 (顯著損壞) 到 D 級 (可忽略的損壞)。

以上兩個參數共同構成了該 SSC 的「抗震設計基準」(Seismic Design Basis, SDB)，從而實現設計資源與安全重要性的合理匹配。

ASCE 43-19 主要適用於核能設施中與安全相關 (safety-related) 的 SSCs 的設計與評估。同時，其原則也可擴展應用於處理炸藥、有毒物質或化學品等高風險設施，以及其他對安全性、任務持續性

或投資保護有明確設計目標的設施。本標準主要針對新設施的設計，但也可用於現有設施的安全性評估。在技術範疇上，本標準專注於應對「地震地面震動」所產生的影響，而不涵蓋如斷層位移或邊坡失穩等其他地震次生災害。標準的內容涵蓋了從地震危害評估、設計基準地震動的發展、結構分析方法、載重組合、構件容量計算到細部構造要求等完整流程。其方法學的基礎是設定明確的性能目標，例如：在設計基準地震 (Design Basis Earthquake, DBE) 作用下，不可接受性能的發生機率應小於 1%；而在 1.5 倍的 DBE 作用下，該機率應小於 10%。本標準提供了達成這些目標的具體程序與替代方法，並要求對替代方法的採用進行獨立的同行評審，以確保設計的可靠性與安全性。

## 2. ACI 349-23

ACI 349-23 《核安全相關混凝土結構規範要求》是由美國混凝土學會 (ACI) 頒布，專為核能設施安全相關混凝土結構提供最高級別安全保障的專業技術規範。本規範架構與一般的 ACI 318-14 一致，但內容針對核能設施的特殊工況與高可靠性要求進行了修改。在設計體系中，ACI 349 負責將 ASCE 43 的抗震性能目標轉化為具體的混凝土設計與構造要求，與 ASCE 43 及 AISC N690 共同構成主要的設計依據。

ACI 349-23 的核心目的在於為核安全相關混凝土結構建立一套全面且保守的設計與施工最低要求，確保其結構完整性與功能性。其安全性與一般建築規範不同，主要體現於：

- **基本彈性設計：** 要求結構在設計基準地震 (DBE) 及正常運行下維持基本彈性，避免永久變形或損壞。
- **受控塑性變形：** 僅在極低機率的極端載重（如超設計基準地震

BDBE、衝擊或撞擊)作用下，才允許結構產生受控的延性行為以吸收能量，防止災難性崩塌。

此外，規範亦強調結構的長期耐久性與嚴格的品質保證 (QA) 計劃。

本規範適用於所有安全相關的非預力及預力混凝土結構，包括基礎、牆、板、梁、柱等，但明確排除了普通混凝土與輕質混凝土的使用。在技術方法上，規範針對核能設施獨特的複雜載重提供了詳細規定，系統性地分類為：

- 正常與環境載重 (如靜載、活載、運行基準地震  $E_0$ )。
- 極端環境載重 (如安全停機地震  $E_{ss}$ 、龍捲風  $W_t$ )。
- 異常/事故載重 (如管道破裂引發的壓力  $P_a$ 、熱衝擊  $T_a$ 、噴射衝擊  $Y_j$  及飛射物撞擊  $Y_m$ )。

規範內容涵蓋了從材料、斷面強度、鋼筋細部到施工檢驗的完整流程。其中，第 17 章規定了「錨固到混凝土」的方法，第 18 章提供了「抗震設計規定」，而附錄 E 與 F 則分別針對「熱效應」與「衝擊及撞擊效應」等特殊載重提供了專門條款，確保結構能應對各種複雜工況。

### 3. AISC N690-18

ANSI/AISC N690-18《核能設施安全相關鋼結構規範》是由美國鋼結構學會 (AISC) 頒布的美國國家標準，專門用於指導核能設施中安全相關鋼結構的設計、製造與安裝。本規範的定位並非一份完全獨立的文件，而是作為一般《結構鋼建築規範》(ANSI/AISC 360-16) (2016) 的補充與修訂。它繼承了 AISC 360 的基礎框架，並針對核能設施的特殊性進行了必要的修改 (增加、刪除或替換條款)，確保設計滿足核能行業的嚴格要求。在整個設計標準體系

中，AISC N690 是將 ASCE 43 所設定的整體抗震性能目標，轉化為具體鋼結構構件和連接設計細則的關鍵環節。它與 ACI 349 (混凝土結構) 共同構成了實現上層設計準則的材料特定執行標準。

本規範的核心目的在於為核能設施中承擔安全功能的鋼結構提供一套統一、可靠的設計實踐標準。與常規建築不同，核能設施的安全相關結構必須能夠抵禦一系列獨特的極端載重，本規範對此進行了重點考量，包括：

- **假想事故載重 (Abnormal Loads):** 如高能管道破裂產生的噴射衝擊力 (Jet Impingement)、內部飛射物撞擊 (Missile Impact) 等。
- **極端自然現象 (Extreme Environmental Loads):** 如設計基準龍捲風 (Tornado) 及其攜帶物撞擊，以及安全停機地震 (SSE) 等。

為了應對這些複雜的載重情境，規範提供了適用於核能設施的專門載重組合，並同時支持「載重與抗力係數設計法 (LRFD)」和「容許強度設計法 (ASD)」兩種設計途徑。此外，本規範強制要求所有安全相關的設計、製造及施工活動，都必須在嚴格的質量保證 (QA) 計劃下執行，通常需參照 ASME NQA-1 等核能行業的 QA 標準。

AISC N690-18 的適用範圍明確限定於核能設施中的「安全相關 (safety-related)」鋼結構與鋼構件。所謂「安全相關」，係指那些一旦失效，可能導致設施喪失其預定安全功能的結構、系統或組件。值得注意的是，本規範的範圍也涵蓋了鋼板組合牆 (Steel-Plate Composite, SC Walls) 中的混凝土部分，但明確排除了壓力容器、閥門、泵和管道等承壓組件。在技術方法學上，本規範提供了詳細的規定：

- **材料韌性要求：** 對於可能承受衝擊或衝擊性載重的構件，強制

要求其材料需通過夏比 V 型缺口 (CVN) 衝擊試驗，以確保在高速應變下的韌性。

- **非彈性設計：** 當設計允許結構進入非彈性範圍以吸收能量時（例如應對撞擊載重），規範要求必須遵循 AISC 341 《結構鋼建築抗震規定》中關於高延性構件的相關條款。
- **鋼板組合牆 (SC Walls)：** 附錄 N9 提供了針對 SC 牆這種新型組合結構的全面設計要求，涵蓋了從截面設計、穩定性、複合作用到載重組合效應下的強度計算等各個方面。
- **質量控制與檢驗：** 第 NN 章詳細規定了從材料驗證、銲道非破壞性檢測 (NDE) 到螺栓連接檢驗的完整 QA/QC 流程。

總體而言，AISC N690-18 將一般鋼結構設計原則與核能設施的極端載重、高可靠性及嚴格的質量保證要求相結合，為安全相關鋼結構的設計與建造提供了完整且具體的技術依據。

#### 4. IAEA SSG-89

IAEA SSG-89 《核能設施的地震安全評估》(Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations) 是國際原子能總署 (IAEA) 在安全標準系列下發布的一份特定安全導則 (Specific Safety Guide)。本文件的定位是為 IAEA 的安全規定 (Safety Requirements) 提供達成相關目標的建議與指引，本身不具備法律約束力，而是作為國際間的良好實踐與共識，供成員國在制定國家法規時參考採納。

在國際核能安全標準體系中，SSG-89 扮演著高層次的指導角色，它提供了一個全面的框架，用於評估核能設施從選址、設計、建造到運營整個生命週期的地震安全性。本導則取代了先前發布的 NS-G-2.13 安全導則，反映了近年來在地震危害度評估、結構分析以及風險評估領域的技術進展。

本導則的核心目的在於為新建及現有核能設施的地震安全評估提供系統性的建議，以確保設施能夠抵禦地震事件，並在震後維持其必要的安全功能，特別是反應器的「基本安全功能」(fundamental safety functions)。其主要目標包括：

- **整合確定性與概率性方法：** 導則整合了傳統的確定性安全分析 (deterministic safety analysis) 與現代的概率性安全評估 (probabilistic safety assessment) 方法，為應對地震危害的不確定性提供了更全面的工具。
- **涵蓋設計基準內外事件：** 評估範圍不僅涵蓋「設計基準地震 (Design Basis Earthquake, DBE)」，更延伸至對「超設計基準地震 (Beyond Design Basis Earthquake, BDBE)」的考量，旨在驗證設施的安全餘裕度，避免出現「懸崖邊緣效應 (cliff edge effects)」。
- **區分「設計」與「評估」：** 導則強調了「耐震設計」與「耐震安全評估」的區別。前者通常採用保守的參數以滿足規範限值；而後者則旨在更真實地評估設施在其「現狀 (as-is condition)」下的實際地震能力與餘裕度。

IAEA SSG-89 的適用範圍相當廣泛，主要涵蓋：

- **設施類型：** 主要針對陸基固定式水冷核電廠，但其原則可透過「分級考量 (graded approach)」的方法，擴展應用於研究反應器、燃料循環設施及廢料儲存設施等其他類型的核能設施。
- **生命週期：** 適用於核能設施的全生命週期，包括新廠的選址與設計，以及現有廠房的定期安全審查、設施修改或延役評估。
- **技術領域：** 內容涵蓋了機率式和確定式的地震危害度評估、設

計基準地震動的推導、SSC 的抗震設計與鑑定、地震餘裕度評估、以及地震監測等多個技術層面。

本導則詳細介紹了三種國際公認的評估方法學：

- **地震餘裕度評估 (SMA)**：一種確定性的評估方法，用以評估設施相對於某一特定地震水平 (通常高於 DBE) 的安全餘裕度。
- **地震機率式安全評估 (Seismic Probabilistic Safety Assessment, SPSA)**：一種完整的風險評估方法，通過將地震危害度曲線與設施的易損性曲線進行卷積，量化地震風險 (如爐心熔毀頻率)。
- **基於 PSA 的 SMA (PSA based SMA)**：結合了前兩種方法的特點，是一種混合型的評估途徑。

總體而言，IAEA SSG-89 作為一份頂層指導文件，為全球核能設施的地震安全評估提供了統一的哲學、方法論與建議，但它並不提供具體的工程設計程序，這些細節仍需參照各國的國家法規及 ASCE、AISC 等專業技術標準。

## (二) 美國 ASCE/SEI 43-19 核能設施 SSC 耐震設計標準概述

### 1. 設計流程概述

核能設施設計的流程必須兼顧安全性、可靠性與可追溯性，並以確保在地震等極端事件下仍能維持關鍵安全功能為首要目標。整體設計遵循 ASCE 43-19 (2019) 所規範的分級管理原則，依據各 SSC 的安全重要性及潛在風險，採取不同嚴謹程度的分析、設計與審查程序。以下概述核能設施抗震設計的主要流程，以建立後續各步驟說明的整體架構。

#### (1) 決定 SSC 的分類與性能目標：

設計流程的第一步是為設施中的每一個 SSC 確定其抗震設計基礎。這由兩個關鍵因素定義：一、抗震設計類別 (Seismic Design Category, SDC) 是根據 SSC 失效後對工作人員、公眾及環境可能造成的放射性或毒性後果的嚴重程度，將其分配至 SDC 2 到 SDC 5 的不同類別。後果越嚴重，SDC 等級越高；二、極限狀態 (Limit State, LS) 定義 SSC 在地震後可接受的損壞程度，分為 A、B、C、D 四個等級。

這兩個因素的組合（例如 SDB-3C）確定了該 SSC 的「標的性能目標」，即每年超越該極限狀態的可接受頻率。

### **(2) 確定設計地震動：**

確定設計目標後，需要定義設計所用的地震輸入，進行機率性地震危害度評估，根據 ANSI/ANS 2.27 和 2.29 標準進行 PSHA，以獲得地震危害曲線和均勻危害反應譜；而後發展設計基準地震 (DBE)：根據標的性能目標的年超越頻率 ( $H_P = P_F$ )，從 PSHA 結果中取得對應的 UHRS；最後計算設計反應譜 (DRS)，將 UHRS 乘以一個小於 1.0 的「比例因子」(Scale Factor, SF)，得到最終用於設計的設計反應譜。此比例因子應考慮場址地震危害曲線的斜率。

### **(3) 評估 SSC 的地震需求 (Demand)：**

計算地震將對結構產生的作用力、彎矩和位移（即「需求」），首先需根據 ASCE 4-16 (2017) 標準的要求，建立 SSC 的數學分析模型。再依據 ASCE 4-16 (2017) 標準中規定的分析方法（如等效靜力分析或動力分析）進行計算（分析中需使用本標準規定的阻尼值），得出結構各部分在設計基準地震作用下的反應，例如樓層位移、構件內力等。

#### **(4) 決定 SSC 的結構承載力 (Capacity) :**

根據上一步驟分析出的地震需求，設計一個具有足夠「容量 (Capacity)」的實體結構系統。首先必須從 ASCE 43-19 (2019) 標準所認可的抗震系統（如鋼筋混凝土剪力牆、鋼斜撐構架等）中進行選擇，並禁止使用韌性表現不佳的系統。接著，依據各構件的材料類型，採用相應的權威設計規範來計算其強度，以確保結構有足夠能力抵抗地震作用。

#### **(5) 應用載重組合與驗收標準：**

將地震需求與其他載重（如靜載重、活載重）組合，並檢核設計是否滿足安全要求。使用第五章定義的載重組合公式。對於強度設計，彈性分析算出的地震需求可以除以一个「非彈性能量吸收因子」( $F_{\mu}$ ) 來折減，以考慮結構的韌性行為。驗收標準分為：一、強度檢核：組合後的總需求 (D) 必須小於或等於構件的設計容量 (C)；二、變形檢核：結構的樓層側向位移比 (Drift Ratio) 必須小於極限狀態的容許值。

#### **(6) 執行韌性細部設計：**

僅僅滿足強度需求是不夠的，此步驟旨在透過對構件尺寸、鋼筋配置、接頭處理等細節的嚴格規定，確保結構在遭遇強震並進入非彈性狀態時，具備預期的韌性行為，能以穩定的方式變形以消耗地震能量，避免發生脆性破壞。遵循第六章的韌性細部要求，是前一步驟中能夠使用「非彈性能量吸收因子」來折減地震力的根本前提，其規定涵蓋了鋼結構的 AISC 341 (2016) 抗震規定，以及鋼筋混凝土的容量設計、集力構件與錨栓設計等關鍵細節。

#### **(7) 處理特殊考量：**

除了主結構，內部的設備和管線系統也必須驗證其抗震能力，以確保能執行其安全功能。可以透過等效靜力或動力分析方法、在振動台上進行實際的振動測試，抑或是使用來自過去地震或實驗測試的數據庫進行比對驗證。

### **(8) 執行品質保證 (QA)：**

整個設計流程必須在一個文件化的品質保證計畫下執行。並且需遵守以下幾點原則：一、需由非原設計人員或團隊進行審查，以確保分析與設計的正确性；二、對於 SDC 3、4、5 的 SSC，必須進行獨立的同儕審查，審查人員需獨立於設計團隊之外；三、所有用於分析設計的電腦程式都必須在使用前進行驗證與確認；四、在施工階段，需透過結構觀察、檢驗與測試，確保設施按設計圖施工。

綜上所述，核能設施設計流程以明確的分階段架構確保設計的安全性與可驗證性，從設計基礎的建立、地震輸入的確定，到需求分析與容量設計，再至最終的品質保證，皆形成一個完整且可追溯的閉環體系。下圖 3-1 為整體設計流程，接下來的各小節將依序針對上述各步驟進行詳細說明，包括設計依據的建立、地震輸入之評估方法、以及結構分析與驗證的具體程序。

## **2. 步驟一：決定 SSC 的分類與性能目標**

### **(1) 分級管理與性能目標導向設計**

核能設施的抗震設計旨在確保在設計基準地震或更強地震的衝擊下，防止放射性物質外洩，保護人員與環境安全。為合理分配資源，ASCE/SEI 43-19 (2019) 標準提出「分級方法」，根據 SSC 的重要性來確定設計要求。設計流程的首要步驟是確立每個 SSC 的抗震設計基礎 (SDB)，這一基礎設定了可接受損壞程度及超越該程度

的年頻率上限，並指導後續設計步驟，如地震輸入選擇、分析方法、載重組合與允收標準。SDB 為抗震設計的核心基石，決定了設計的整體框架。

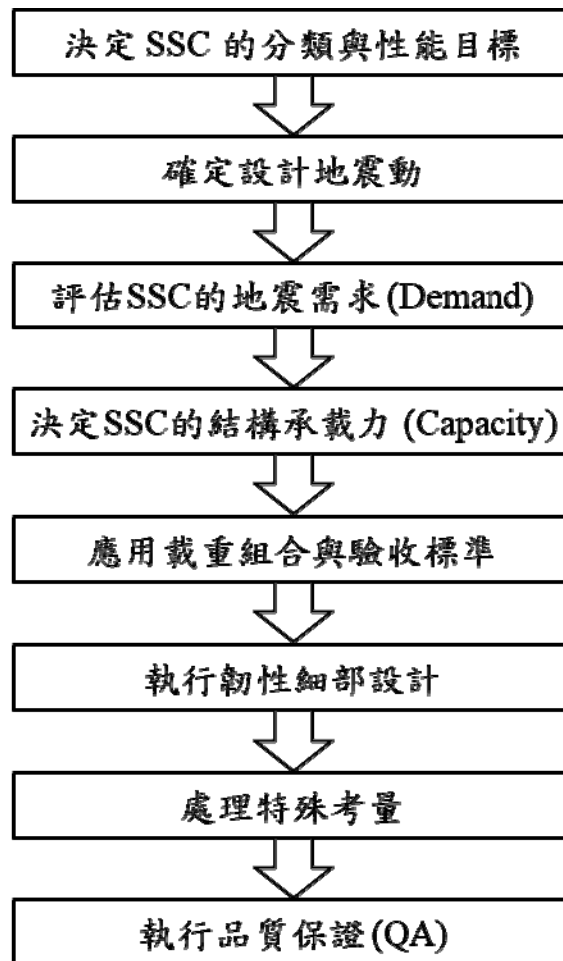


圖 3-1 設計流程

## (2) 抗震設計基礎 (SDB) 的構成要素

抗震設計基礎 (SDB) 由兩個相輔相成的核心要素組成：定性描述的「極限狀態 (Limit State, LS)」與對應安全等級的「抗震設計類別 (Seismic Design Category, SDC)」。

### (i) 抗震設計類別 (Seismic Design Category, SDC)

SDC 是根據 SSC 失效後可能引發的潛在後果嚴重性，對其進

行分類的一種方式。ASCE 43-19 (2019) 主要涵蓋了 SDC 2 至 SDC 5 四個類別。其分類的依據是 SSC 的失效是否會導致放射性或有毒物質外洩，進而對設施工作人員、周邊公眾及環境造成危害。

分類原則為失效後果越嚴重，其 SDC 等級就越高。例如：一個失效後不會造成任何放射性後果的傳統建築可能被歸類為 SDC 1（本標準不涵蓋）；而一個處理大量放射性物質的設施中的安全相關 SSC，其失效可能導致嚴重後果，則可能被歸類為最高的 SDC 5。等級與「標的性能目標 ( $P_F$ )」相關。越高的 SDC 等級，意味著其所對應的標的性能目標（可接受的年失效頻率）就越低，即要求更高的安全性與可靠度。

(ii) 極限狀態 (Limit State, LS)

如果說 SDC 是從「後果」來定義安全等級，那麼 LS 則是從「性能表現」來定性描述 SSC 在經歷設計基準地震後，所允許達到的最大損壞程度。本標準根據 ANS 2.26 的定義，採納了四個主要的極限狀態，如下表 3-1 所述。

表 3-1 極限狀態的變形和損壞

| 極限狀態 | 預期變形        | 預期損壞     |
|------|-------------|----------|
| LS_A | 大量永久變形，未達倒塌 | 顯著       |
| LS_B | 中度永久變形      | 中度，可修復   |
| LS_C | 有限的永久變形     | 輕微，可立即使用 |
| LS_D | 基本呈彈性行為     | 可忽略      |

選定 LS 對於後續的設計允收標準有著決定性的影響。例如，被要求維持在 LS\_D 的 SSC，其設計時所允許的樓層側向位移、塑

性轉角等變形限值，將會遠比允許進入 LS\_A 的 SSC 來得嚴格。

### (3) 標的性能目標 (Target Performance Goal, $P_F$ )

當一個 SSC 的 SDC 與 LS 被確定後，其完整的抗震設計基礎 (SDB) 便已建立。此 SDB 進一步對應到一個關鍵的量化指標：「標的性能目標 ( $P_F$ )」。  $P_F$  的定義為：一個 SSC 每年因地震導致其性能表現超越指定極限狀態 (LS) 的可接受頻率上限。

這是一個以機率為基礎的風險控制指標。  $P_F$  的值直接由 SDC 決定，SDC 等級越高，  $P_F$  值就越低（即要求更長的災害重現期）。這意味著，對於安全等級越高的 SSC，我們要求它能夠抵禦更罕見、更強烈的地震而不至於發生超越極限狀態的損壞。下表為不同 SDC 等級下標的性能目標  $P_F$  之對應值。

表 3-2 不同抗震設計類別等級下標的性能目標之對應值

| 標的性能目標<br>$P_F$ | 抗震設計類別 SDC         |                    |                    |                    |
|-----------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|                 | 2                  | 3                  | 4                  | 5                  |
|                 | $4 \times 10^{-4}$ | $1 \times 10^{-4}$ | $4 \times 10^{-5}$ | $1 \times 10^{-5}$ |

### (4) SDB 如何指導整體設計流程

SDB 一旦確立，便成為後續所有技術決策的最高指導原則，其影響體現在以下幾個方面：

#### (i) 決定設計基準地震 (DBE) 的強度：

DBE 的定義直接源於 SDC 所對應的  $P_F$ 。一個更低的  $P_F$  值（如 SDC 5 的  $1 \times 10^{-5}$ ）意味著必須採用重現期更長、強度更高的地震反應譜作為設計輸入。

#### (ii) 設定驗收標準的嚴格度：

LS 直接決定了第五章中結構的允收標準。例如，對於一個要

求維持在 LS\_D 的 SSC，其在載重組合檢核時，幾乎不允許使用非彈性能量吸收因子 ( $F\mu$ ) 來折減地震力，且其容許的樓層側向位移比將非常小。反之，允許進入 LS\_A 的 SSC 則可以使用較大的  $F\mu$  值，並容忍較大的永久變形。

(iii) 實現一致的風險水平：

不同地區的地震危害度特性差異巨大。有些地區地震頻繁但罕有極大地震，而有些地區則相反。如果僅僅統一採用相同重現期（如 2500 年）的地震進行設計，將導致在不同場址建造的設施其實際安全風險水平並不一致。

### 3. 步驟二：確定設計地震動

#### (1) 地震危害度評估

所有設計地震動的定義，都始於對場址進行一次詳盡的 PSHA。PSHA 的目的是系統性地整合場址周邊所有潛在震源的資訊（包括斷層活動、背景地震等），並計算在未來一段時間內，場址地面運動強度超越某一特定水平的年平均頻率。

PSHA 可以產出地震危害曲線 (Seismic Hazard Curve) 以及均勻危害反應譜 (UHRS)，是後續所有計算的基礎。地震危害曲線描述了在某一特定振動頻率下，譜加速度與其年超越頻率之間的關係。而均勻危害反應譜的譜上每一個頻率點所對應的譜加速度值，都具有完全相同的年超越頻率。此評估應嚴格遵循 ANSI/ANS 2.27 及 2.29 等相關標準的要求。

#### (2) 設計基準地震 (DBE) 的發展方法

ASCE 43-19 (2019) 標準的核心方法並非直接使用標的性能目標  $P_F$  所對應的 UHRS 進行設計，而是透過一個考慮了風險一致性的折

減程序，來得到最終的設計反應譜 (DRS)。這個過程涉及以下幾個關鍵參數和步驟。

(i) 關鍵參數定義：

- 標的性能目標年超越頻率 ( $H_P$ )：此頻率直接取自步驟一所決定的標的性能目標，即  $H_P = P_F$ ，是定義主要危害水平的基準點。
- 危害曲線斜率評估點 ( $H_D$ )：為了量化地震危害曲線的陡峭程度，標準定義了第二個頻率點  $H_D$ ，其值為  $H_D = 10 \times H_P$ 。這是一個比標的性能目標頻繁 10 倍的危害水平。
- 危害曲線斜率因子 ( $A_R$ )：此因子是衡量場址地震危害度隨重現期增長速度的關鍵指標，其定義為在同一振動頻率下， $H_P$  與  $H_D$  所對應的譜加速度之比值：

$$A_R = \frac{SA_{HP}}{SA_{HD}}$$

(ii) 比例因子 (Scale Factor, SF) 的計算

比例因子(SF) 是本標準方法的核心，其作用是將  $H_P$  所對應的均勻危害反應譜進行折減，以得到最終的設計反應譜 (DRS)。這個折減考慮了後續設計步驟中（如強度折減係數、韌性折減等）已經包含的安全餘裕，以確保最終的設計成果能夠精準地達成標的性能目標，而不過度保守。

SF 的值由一個三段式公式的最大值決定，該公式與前面計算出的  $A_R$  直接相關：

$$SF = \text{Maximum of } [SF_1, SF_2, SF_3]$$

其中， $SF_1 = A_R^{-1.0}$ ， $SF_2 = 0.6 \times A_R^{-0.2}$ ， $SF_3 = 0.45$ 。

(iii) 設計反應譜 (DRS) 的最終計算

一旦計算出適用於各個頻率點的 SF 值，最終的設計反應譜

(DRS) 即可透過以下簡單公式得出：

$$DRS = SF \times UHRSHF$$

此處得到的 DRS 就是後續所有結構與組件進行抗震需求分析時所使用的標準地震輸入。此外，標準還規定了 DRS 的最低限值，例如 SDC 5 的零週期加速度 (ZPA) 不得低於 0.10g，以確保在低地震危害度地區仍保有基本的抗震能力。

### (3) 考慮場址效應：不同深度的設計反應譜

PSHA 通常提供的是基岩岩盤運動，但實際結構的基礎可能位於地表或土層中的某一深度。土層會對基岩傳來的地震波產生放大或濾波效應，因此必須將此「場址效應」納入考量。ASCE 43-19 (2019) 第 2.3 節提供了一套程序，用以將基岩的 UHRSHF 轉換為地表或土層中任一深度的 DRS：

- (i) 進行場址反應分析 (Site Response Analysis)，使用代表性的地震紀錄，通過土壤剖面模型進行波動傳遞分析（卷積分析），得到從基岩到目標深度的「場址放大函數」（Site Amplification Functions, SAFs）。此過程需考慮土壤非線性、土壤性質的不確定性等因素。
- (ii) 將基岩的 UHRSHF 和 UHRSHD 分別透過場址反應分析，轉換為目標深度對應的 UHRSHF 和 UHRSHD。
- (iii) 計算目標深度的 AR 與 SF，使用在目標深度得到的譜加速度值，重新計算該深度的 AR 和 SF。
- (iv) 將目標深度的 UHRSHF 乘以該深度計算出的 SF，得到最終用於設計的 DRS。

### (4) 加速度歷時的生成

對於非線性分析或某些特定的動力分析，僅有反應譜是不夠

的，還需要具體的加速度歷時曲線。ASCE 43-19 (2019) 第 2.4 節對如何生成或修改地震紀錄以符合設計需求，提出了嚴格的要求：

- (i) 頻譜匹配：生成歷時的反應譜必須與目標 DRS 緊密匹配。標準規定，其反應譜在任何頻率點上，不得低於目標 DRS 的 90%，同時也不得高於目標 DRS 的 130%，以避免過度保守。
- (ii) 地震特性：所選用或生成的歷時，其諸如地震持續時間、 $V/A$  和  $AD/V^2$  等特性，應與 PSHA 解構後得到的控制性地震（在特定規模  $M$  和距離  $R$  範圍內）的特性相符。
- (iii) 三分量獨立性：用於分析的三個方向（兩水平、一垂直）的地震歷時應具備統計上的獨立性，其互相關係數不應超過 0.16。

#### 4. 步驟三：評估 SSC 的地震需求 (Seismic Demand)

在步驟二中已經成功地將性能目標轉換為一個具體的工程輸入—設計反應譜 (DRS) 或對應的加速度歷時。步驟三的任務是利用這個地震輸入，透過精確的結構分析，計算出地震將在設施的每一個 SSC 中引發的作用效應。這些效應，在工程上統稱為「抗震需求」(Seismic Demand)，它包括了地震所引起的內力（如軸力、剪力、彎矩）以及變形（如位移、轉角）。

##### (1) 抗震需求發展與分析方法

抗震需求的發展，是透過建立 SSC 的數學分析模型，並對其施加第二章所定義的設計基準地震動來完成的。ASCE 4-16 (2017) 標準提供了多種可接受的分析方法，設計者應根據結構的複雜性、重要性以及預期的非線性程度，選擇最合適的方法。

分析方法可分為等效靜力分析以及動力分析。等效靜力分析是一種簡化的方法，將動態的慣性力等效為一組施加在結構質量上的

靜態側向力。此方法適用於結構相對簡單、剛性較大且反應主要由第一振態控制的情況。

動力分析法為更精確的方法，能夠直接考慮結構的動力特性。主要又分為反應譜分析以及歷時分析。反應譜分析使用設計反應譜 (DRS) 作為輸入，計算結構各振態的最大反應，再透過組合規則（如 SRSS 或 CQC）得到總反應。這是核能設施設計中最常用的線性分析方法；歷時分析使用加速度歷時作為輸入，直接計算結構在地震過程中的反應歷程。此方法可分為線性和非線性，對於評估非線性行為或設備與結構間的相互作用尤為重要。

無論採用何種方法，分析的最終產出都是一組定義地震效應的「抗震需求 ( $D_s$ )」。這組數據將在 ASCE 43-19 (2019) 第五章中，與靜載重、活載重等非地震需求 ( $D_{NS}$ ) 進行組合，形成總設計需求。

## (2) 分析模型的建立與關鍵輸入參數

一個優良的分析結果源自於一個能準確反映真實結構行為的數學模型。根據標準要求，模型的建立應遵循 ASCE 4-16 (2017) 第三章的規定。除了幾何形狀外，以下三個參數的準確設定至關重要：

### (i) 有效地震重量 (Effective Seismic Weight)

地震所產生的慣性力與結構的質量成正比。因此，準確定義參與振動的質量，即「有效地震重量」，是至關重要的一步。有效地震重量不僅僅是結構的自重（靜載重），它必須包含所有永久性載重，例如固定的機械設備、管線內容物，以及根據規範要求應計入一定比例的活載重與雪載。若低估了有效地震重量，將會直接導致計算出的地震需求偏低，從而威脅結構安全。

### (ii) 有效勁度 (Effective Stiffness)

結構的勁度決定了其抵抗變形的能力，也決定了其自然週期。對於鋼筋混凝土等材料，其勁度在受力過程中並非一成不變。

鋼筋混凝土構件在承受彎矩或拉力時會開裂，導致其截面勁度下降。在進行線性彈性分析時，若使用未開裂的「全斷面勁度」，將會高估結構的真實勁度，算出自然週期偏短，可能導致從設計反應譜中取到不準確的譜加速度值。

因此，規範要求在建模時應使用「有效勁度」(Effective Stiffness)，即考慮了開裂效應的折減後勁度。不同類型的鋼筋混凝土構件可參考 ASCE 4-16 (2017) 提供之建議的有效勁度折減係數。

### (iii) 阻尼值 (Damping Values)

阻尼是結構在振動過程中消耗能量的一種物理特性，越高的阻尼能越有效地減小結構的振動反應。在線性分析中，阻尼通常以相對於臨界阻尼的百分比來表示。ASCE 43-19 (2019) 強調，阻尼值的選取並非一個固定值，而是與結構的「反應級別」(Response Level) 密切相關。

反應級別描述了構件在地震作用下的應力狀態，其高低取決於彈性計算的需求與容量之比 ( $D_e/C$ )。表 3-3 為阻尼反應級別估算。

反應級別 1 代表構件處於低應力狀態，行為接近完全彈性；反應級別 2 代表構件應力接近其屈服或設計極限；反應級別 3 代表彈性計算下的需求已超越容量，暗示構件將進入顯著的非彈性（塑性）階段，此時能透過塑性變形消耗大量能量。

表 3-3 阻尼反應級別估算

| 反應級別 | $D_e / C$            |
|------|----------------------|
| 1    | $\leq 0.5$           |
| 2    | $\approx 0.5$ to 1.0 |
| 3    | $\geq 1.0$           |

為了不同分析目的選擇阻尼值，ASCE 43-19 (2019) 對如何應用這些阻尼值給出了明確的指導原則。結構構件強度檢核 (LS\_A, B, C) 在評估主結構構件的內力時，若允許結構進入非彈性狀態，可以使用較高反應級別 3 的阻尼，以反映塑性耗能帶來的需求折減效應。

LS\_D 設計：若要求結構基本保持彈性 (LS\_D)，則最多只能使用反應級別 2 的阻尼。

在計算傳遞至內部設備的地動時，必須保守。若高估主結構的阻尼，將會低估傳遞給設備的加速度。因此，規範規定此時應使用反應級別 1 的阻尼值（除非有充分理由，最多可用到反應水平 2）。

進行非線性歷時分析時，若分析模型本身已經能夠直接模擬材料的塑性變形耗能，則為了避免重複計算能量消耗，只能使用最低的反應級別 1 的阻尼值，僅代表材料本身的黏滯阻尼。

#### 5. 步驟四：決定 SSC 的結構承載力 (Capacity)

在評估了抗震需求之後，需要確定 SSC 抵抗這些需求的能力，即容量 (Capacity)。容量可以是力容量（如強度）或變形容量（如延性）。ASCE 43-19 (2019) 第 4 章主要關注結構組件的容量確定，而第 8 章則涉及設備和分佈系統的容量確定。容量的評估需要基於公認的材料標準和設計規範，並可能根據 ASCE 43-19 (2019) 的要求進行補充或修改。本章節將詳細闡述如何根據 ASCE 43-19 (2019) 的要求確定不同類型 SSC 的容量。

##### (1) 容量確定的一般原則

- (i) 力容量 (Force Capacity)：應基於強度設計（或載重與抗力因子設計 LRFD）計算，或基於容許應力設計法 (ASD) 計算。如果容量是基於 ASD 標準確定的，則設計強度不得超過容許應力設計容量的 1.5 倍。這反映了 ASD 和 LRFD 之間隱含的安全係數差異。力容量的計算通常涉及構件的標稱強度 ( $R_n$ ) 乘以一個小於 1.0 的強度折減因子 ( $\phi$ )。
- (ii) 變形容量 (Deformation Capacity)：通常不直接計算變形容量，而是假定如果採用了韌性細部設計（見步驟六），則構件具有足夠的變形能力來滿足預期的非彈性需求。對於非線性分析，變形容量（如容許的層間位移角或塑性鉸轉角）是主要的驗收標準，其限值在 ASCE 43-19 (2019) 第 5 章中提出。

## (2) 結構系統與組件容量

並非所有的結構系統都適合用於核能設施。規範基於過去地震的經驗與大量的實驗研究，明確篩選出那些被證實具有可靠抗震性能的系統。設計者必須從這些被認可的系統中進行選擇，以下分為三種類型：

- (i) 承重牆系統：主要由鋼筋混凝土剪力牆、鋼板複合牆或鋼斜撐構架抵抗水平地震力。
- (ii) 建築構架系統：具有完整的重力載重抵抗構架，水平地震力同樣由剪力牆或斜撐構架承擔。
- (iii) 抗彎矩構架系統：由梁、柱組成的特殊抗彎矩構架 (SMRF) 來抵抗水平力。

其中，標準明確禁止在新核能設施中使用韌性表現不佳的系統，包括：普通及中級抗彎矩構架、由無梁版或格子版構成的混凝土抗彎矩構架、無筋混凝土或無筋磚石造牆等。

結構的總體容量，是由其內部每一個構件（梁、柱、牆、接頭等）的容量所決定的。構件的容量應依據其材料類型，採用相應的權威設計規範進行計算。

設計方法應優先採用「強度設計法」或「載重與抗力係數設計法」(LRFD)。若某些規範僅提供「容許應力設計法」(ASD)，則其容許應力可乘以一個不大於 1.5 的係數，轉換為設計強度。

鋼筋混凝土應遵循 ACI 349 《核能安全相關混凝土結構規範》(2024)。對於核能設施常見的厚重牆、板等構件，傳統的剪力強度公式可能因「尺寸效應」而不夠保守。因此，標準特別要求引入一個尺寸修正係數  $\kappa$  來調整混凝土的剪力貢獻值  $V_c$ 。此係數與構件的有效深度  $d$  及縱向鋼筋比  $\rho$  相關，對於未配置剪力筋的厚構件，此修正將顯著降低其名義剪力強度，可能需要額外增設剪力鋼筋。對於牆、板等面內構件，必須同時檢核其面內 (In-plane) 與面外 (Out-of-plane) 剪力效應的組合，確保其滿足以下交互作用公式的要求。

$$\left( \frac{V_{in-plane}}{\phi V_{n,in-plane}} \right)^2 + \left( \frac{V_{out-of-plane}}{\phi V_{n,out-of-plane}} \right)^2 \leq 1.0$$

鋼結構應遵循 AISC N690 《核能設施安全相關鋼結構規範》(2018)。而為了確保韌性，鋼結構的細部設計亦須額外滿足 AISC 341 《鋼結構抗震規定》(2016) 的要求。

### (3) 設備和分佈系統容量

ASCE 43-19 (2019) 第 8 章詳細規定了設備和分佈系統的抗震鑑

定方法，其中包含了容量的確定。

(i) 分析鑑定時的容量：

- 容量應基於被鑑定設備或分佈系統所適用的規範、標準中的應力或荷載限值。
- 主動組件的組件、支撐和錨固的需求應小於適用規範中的容許能力。
- 如果使用 ASME 核級規範或標準的容量限值，則必須滿足所有 ASME 核級規範的建造要求（經論證後，核級印章要求可例外）。

(ii) 試驗鑑定時的容量：

- 基於試驗的容量 (C) 定義為所施加的試驗運動，通常用試驗反應譜 (Test Response Spectrum, TRS) 在頻域表示，在該運動下證明組件保持了其所需功能。

(iii) 經驗數據鑑定時的容量：

- 基於試驗經驗數據的容量由特定設備類別的試驗數據庫推導出的試驗經驗譜 (Test Experience Spectrum, TES) 定義。
- 基於地震經驗數據的容量由地震經驗譜 (Earthquake Experience Spectrum, EES) 定義，該譜基於數據庫場址的地震地面運動和設備性能表現制定，例如 SQUG 參考譜。
- 使用 TES 或 EES 作為容量的前提是，待鑑定組件滿足設備類別的所有附加條件和納入規則，並且設計變更（年代）已被評估證明未降低抗震堅固性。

(4) 容量的不確定性考量

在進行基於概率的評估或使用替代方法時，需要考慮容量的不

確定性。

ASCE 43-19 (2019) 附錄 A 針對以 50% 失效概率（中位值）定義容量 ( $C_{50\%}$ ) 的情況（主要用於土體失效模式）。此時需要應用一個最小安全係數  $F_{50}$ ，該係數是容量對數標準差  $\beta$  和危害曲線斜率因子  $A_R$  的函數。 $F_{50} = \exp[0.5K_H\beta^2]$ ，其中  $K_H = 1/\log A_R$ 。

附錄 B 針對以 10% 失效概率定義容量 ( $C_{10\%}$ ) 的情況。此時需要應用一個最小安全係數  $F_{10\%} = 1.50$ 。

## 6. 步驟五：應用載重組合與驗收標準

第五步驟是整個設計流程的收尾與核心驗證環節，本章節所規定的載重組合與驗收標準，是專為達成核能設施的性能目標而設，其優先級高於一般建築規範中的相關規定。唯有通過此處的嚴格檢核，整個抗震設計才算形成一個完整的閉環。

### (1) 載重組合

規範根據後續檢核的類型（強度或變形），提供了兩種主要的地震力載重組合方式。

#### (i) 強度設計之載重組合

此組合主要用於線性彈性分析，用以檢核構件的強度是否足夠。其核心概念是引入一個關鍵的折減因子——非彈性能量吸收因子 ( $F_\mu$ )。對於彎矩等與韌性行為相關的力，總需求  $D$  的計算方式為：

$$D = D_{NS} + \frac{D_S}{F_\mu}$$

其中， $D_{NS}$  是非地震需求（靜載重、活載重等）。 $D_S$  是從彈性分析中得到的地震需求。 $F_\mu$  是非彈性能量吸收因子，其值大於 1.0，用以折減彈性計算出的地震力。 $F_\mu$  這個因子的意義。它承認一個設計

良好的韌性結構在強震下會進入非彈性（塑性）狀態，透過自身的塑性變形來消耗和吸收大量的地震能量。這種能量吸收效應，使得結構實際承受的內力會比純粹彈性分析計算出的結果要低。 $F_\mu$  就是對這種「內力折減」效應的量化。 $F_\mu$  的值越大，代表允許的非彈性行為越多，對應的極限狀態 (LS) 損壞程度也越高。

然而， $F_\mu$  並非適用於所有類型的作用力。對於剪力、扭力以及部分軸力等可能引發脆性破壞的力，不允許進行折減，其組合公式為：

$$D = D_{NS} + D_S$$

(ii) 變形檢核之載重組合

此組合用於檢核結構的變形是否在容許範圍內，適用於非線性分析的結果，或用於估算線性分析中的非彈性位移。組合公式為：

$$D = D_{NS} + D_S$$

在檢核變形時，我們關心的是結構的「真實」位移。由於非彈性位移通常會大於或等於彈性位移，因此在此處不對地震需求  $D_S$  進行任何折減，以獲得一個更為真實或保守的總變形估計值。

(2) 非彈性能量吸收因子 ( $F_\mu$ ) 的系統性推導

$F_\mu$  的取值並非隨意給定，而是經過一套嚴謹、層層遞進的修正程序得出的，以確保其能準確反映結構系統的整體行為。其計算過程如下：

(i) 步驟一：取得構件基礎因子 ( $F_{\mu C}$ )

此為初始值，取決於構件的類型（如抗彎梁、剪力牆、斜撐等）及其被賦予的極限狀態 (LS)。

(ii) 步驟二：弱層/軟層效應修正 ( $F_{\mu I}$ )

若結構存在「弱層」（強度不足）或「軟層」（勁度不足），地

震能量將會不成比例地集中在該樓層，導致其產生過大的非彈性變形。為避免這種情況，必須對  $F_{\mu}$  進行折減，以提高對該樓層的設計要求。修正後的因子  $F_{\mu 1}$  將會小於  $F_{\mu C}$ 。

(iii) 步驟三：高頻效應修正 ( $F_{\mu 2}$ )

對於高頻結構，當其進入非彈性狀態時，勁度會下降，自然週期會變長。這個頻率的改變，有可能使其轉移到設計反應譜上反應更大的頻段，導致實際承受的地震力反而增加。此修正步驟即是為了考慮這種不利效應而對  $F_{\mu}$  進行的進一步折減。

(iv) 步驟四：棘輪效應修正 ( $F_{\mu 3}$ )

當結構同時承受一個方向持續不變的非地震力（如擋土牆承受的側向土壓力）和往復的地震力時，可能產生「棘輪效應」(Ratcheting)，即塑性變形會朝著單一方向不斷累積。為控制這種潛在的過大變形，需要對  $F_{\mu}$  進行最後的折減。最終，經過上述所有修正後得到的  $F_{\mu 3}$ ，才是載重組合中可以使用的最終  $F_{\mu}$  值。

詳細計算流程公式如下表 3-4。

表 3-4 非彈性能量吸收因子  $F_{\mu}$  之折減計算流程公式

| 步驟  | 說明                           | 公式/來源  |
|-----|------------------------------|--|
| (1) | 構件非彈性能量吸收因子 $F_{\mu C}$      | 來自 ASCE 43-19 (2019) 表 5-1                                     |
| (2) | 弱層/軟層修正 $F_{\mu 1}$          | $F_{\mu 1} = 1 + 2(F_{\mu C} - 1) \frac{n - k + 1}{n(n + 1)}$  |
| (3) | 高頻修正 $F_{\mu 2}$             | $F_{\mu 2} = F_{\mu 1} \left( \frac{SA(f_n)}{SA(f_e)} \right)$ |
| (4) | 棘輪效應修正 $F_{\mu 3}$           | $F_{\mu 3} = \alpha_{F_{\mu}} \times (F_{\mu 2} - 1) + 1$      |
| (5) | 最終折減因子 $F_{\mu} = F_{\mu 3}$ | 可視情況設為 1.0 (保守)  |

### (3) 驗收準則檢核

在計算出總需求  $D$  後，便可進行最後的檢核。又分為強度驗收準則與變形驗收準則。

#### (i) 強度驗收準則

此標準是線性分析的核心檢核項目。檢核公式為  $D \leq C$ ，將使用強度載重組合（含  $F_u$  折減）計算出的總需求  $D$ ，與第四章中根據材料規範計算出的構件設計容量  $C$  進行比較。若所有構件均滿足此條件，則強度設計通過。

#### (ii) 變形驗收準則

此標準旨在控制結構在地震下的變形量，以防止過大的位移導致的二次破壞（如 P-Delta 效應、非結構體破壞、設備管線拉斷等），並確保其性能表現符合指定的極限狀態 (LS)。此處針對樓層側向位移比限制與構件轉角限制作為檢核對象。

- 樓層側向位移比限制：

檢核對象為結構每一層的相對位移（該層位移減去下層位移）除以樓層高度，即為樓層側向位移比 ( $\gamma_l$ )。 $\gamma_l$  必須小於或等於容許的位移比 ( $\gamma_a$ )。不同 LS 等級下容許位移比限制，可參考 ASCE 43-19 (2019) 中的表 5-2。

- 構件轉角限制：

此項主要針對進行非線性分析的抗彎矩構架。它直接檢核在梁、柱端部形成的「塑性鉸」的非彈性轉角 ( $\theta_N$ )。 $\theta_N$  必須小於或等於容許的轉角 ( $\theta_A$ )。不同 LS 等級下容許轉角限制，可參考 ASCE 43-19 (2019) 中的表 5-3。

### 7. 步驟六：執行韌性細部設計

前面的步驟已經確保了結構構件具有足夠的強度來抵抗設計基準地震 (DBE) 下折減後的地震力。然而，在極端事件下，僅有強度是不夠的，因為地震作用可能遠超設計值，迫使結構進入非彈性狀態。第六步驟「韌性細部設計」的核心目的是確保結構在強度達到極限後，能夠透過穩定且可預測的塑性變形來吸收和消散大量的地震能量，而不會發生脆性破壞或突然倒塌。這種能力被稱為韌性。

#### (1) 鋼結構的韌性細部要求

對於核能設施中使用的鋼結構系統，雖然其主要強度計算依據是 AISC N690 (2018)，但要確保地震下的韌性表現，則必須嚴格遵循另一套專業規範。所有用於抵抗地震力的鋼構架，除了遵循 AISC N690 (2018) 外，都必須遵循 AISC 341 (2016) 中對於相應系統的細部要求。

AISC 341 (2016) 根據結構系統的類型，提出了不同的細部設計要求，以確保塑性行為發生在預期的位置：

- (i) 特殊抗彎矩構架 (SMRF)：要求梁、柱構件具有高韌性，連接節點（接頭）必須能夠抵抗由梁塑性鉸形成時所產生的最大可能強度。
- (ii) 特殊同心斜撐構架 (SCBF)：要求斜撐構件的接頭細節能容忍斜撐受壓挫屈後，仍能提供足夠的拉伸強度。
- (iii) 偏心斜撐構架 (EBF)：EBF 中具備專門設計的耗能段（Link）的系統，要求所有連接至耗能段的構件強度，都必須高於耗能段的最大可能強度，確保耗能集中在預定位置。

對於主要目標是提供高剛度（例如支撐設備以減小運動增大）且應力較低的平台和支撐，可以不遵循韌性細節要求。但其條件為

抗震需求乘以 1.5 倍，並且所有構件  $F\mu$  值須使用 1.0。

## (2) 鋼筋混凝土的韌性細部要求

鋼筋混凝土構件是核能設施中最常用的抗震系統。ASCE 43-19 (2019) 在此處強調了比一般建築規範更為嚴苛的細節，以確保其在非彈性下的可靠性。

### (i) 牆的「強剪弱彎」與彎矩設計

針對牆的弱軸彎矩，作為抗震系統一部分的牆體，其面外（弱軸）方向的剪力設計，必須能夠抵抗使面外彎矩達到 125% 標稱彎矩強度時所產生的剪力，這是一種「強剪弱彎」的容量設計概念。

板-牆抗彎矩構架系統則是核能設施中可能出現的特殊系統。標準對其版與牆的接頭區域提出了特別的細部設計要求，例如使用斜向或水平的約束鋼筋來圍束接頭區混凝土，以確保其在高剪力作用下的完整性。

### (ii) 集力構件設計 (Collector Elements)

集力構件（例如梁或樓版中的暗梁）的作用是將樓版等水平隔膜上所承受的地震慣性力「收集」，並安全地傳遞至垂直的抗震元件（如剪力牆或斜撐構架）。由於集力構件是傳力路徑上的關鍵一環，標準對其細部提出了嚴格要求：

- 連續性：必須確保從樓板到集力構件，再到垂直構件的傳力路徑是連續且明確的。
- 額外配筋：集力構件的配筋應為額外增加，不能與樓版或牆體的一般配筋混用，以確保其在傳遞大地震力時的可靠性。

## (3) 錨栓設計的韌性與可靠性要求

設備與組件能否在地震中保持固定並執行功能，取決於其錨栓

的可靠性。ASCE 43-19 (2019) 對錨栓的韌性要求是確保結構系統安全的最後一環。對於所有安全相關的 SSC，其錨栓設計必須假定混凝土已經在地震作用下開裂，並能證明其在開裂混凝土中仍具有足夠的承載力。

錨栓的設計計算應遵循 ACI 349 (2024) 的附錄規定，即第 17 章（舊版附錄 D）。

標準將錨栓的使用與 SSC 的安全等級 (SDC) 緊密掛鉤，體現了韌性與可靠度的分級管理：

- SDC 3 至 SDC 5：禁止使用僅能在未開裂混凝土中使用的錨栓類型，例如某些樹脂型化學錨栓。
- SDC 5（最高安全等級）：只能使用可靠度最高的錨栓類型，即植入式錨栓 (Cast-in-place) 或擴底式錨栓 (Undercut anchors)，因為這些錨栓的破壞模式具有較高的韌性與穩定性。

## 8. 步驟七：處理特殊考量

前面的步驟聚焦於結構構件的設計，本章節則將視野擴展至影響設施整體安全與功能運作的特定複雜議題。ASCE 43-19 (2019) 將這些議題納入獨立的章節進行規定，確保設計的全面性與完整性。

本章節的核心任務是確保：

- (i) 整體穩定性：建築物整體不會因滑動、翻倒或與相鄰結構碰撞而失效（第七章）
- (ii) 設備功能性：安裝於結構內部的安全相關設備和管線系統能在地震後維持其功能（第八章）。
- (iii) 先進技術應用：對於採用隔震等先進設計方法的設施，需滿足額外的嚴格要求（第九章）。

### (1) 結構整體與環境的特殊考量

此部分處理結構物作為一個整體，在地震中的穩定性與其與周邊環境的交互作用問題。

#### (i) 建築物滑動與翻倒穩定性

此處目的為評估整座建築物在強震下是否會發生過度的滑動（側向位移）或傾倒（整體抬升）。規範規定在進行簡化的靜態評估時，由基底摩擦力、土壤被動土壓力提供的「抵抗力」，與結構分析算出的「地震基底剪力」及「傾倒力矩」，應滿足以下要求：

- 滑動安全係數：抵抗滑動的力必須至少是地震剪力的 1.1 倍。
- 傾倒安全係數：抵抗傾倒力矩至少是地震傾倒力矩的 1.1 倍。

若靜態分析無法滿足 1.1 倍的安全係數，則必須進行更複雜的非線性動力分析，以精確評估滑動位移或基礎抬升量是否在可接受範圍內。

#### (ii) 地震間距 (Seismic Separation)

目的為防止相鄰的結構物或 SSC 在地震中因相對位移過大而發生碰撞(Pounding)，從而導致結構性或功能性的損壞。必須確保兩個相鄰物體的最小間距 ( $\delta$ ) 足夠。通常最小間距應大於兩者在 DBE 下位移的平方和開根號(SRSS)的 2.0 倍，以提供足夠的安全餘裕度。

#### (iii) 土工相關風險

此章節還要求評估與地層相關的潛在地震風險：

- 土壤液化 (Liquefaction)：必須評估場址土壤在地震下發生液化的可能性及其後果。若液化可能導致承载力喪失、過大沉降或側向擴張，則必須透過地質改良或深基礎來消除此一風險。

- 邊坡穩定性：位於邊坡或山體附近（如水壩）的設施，必須證明邊坡在地震作用下保持穩定。

## (2) 設備與分佈系統的抗震驗證

確保內部設備與管線系統的正常運作是實現核能安全功能（如緊急停機、爐心冷卻）的關鍵。此程序即為「抗震驗證 (Seismic Qualification)」。

### (i) 驗證方法與適用範圍

ASCE 43-19 (2019) 提供了三種主要的驗證途徑，設計者可根據 SSC 的類型和重要性選擇：

- 分析：適用於結構行為簡單的被動組件（如儲槽、靜態管線）。嚴禁用於驗證主動式電氣設備（如繼電器、開關）的功能性。
- 測試：最可靠的方法，主要用於功能複雜、難以模擬的主動式組件。將設備置於「振動台」上，驗證其在遭受地震搖晃時仍能正常運作。測試的「測試反應譜」(TRS) 強度必須高於設備所需的「需求反應譜」(RRS)，其比值 ( $\gamma_{test}$ ) 建議為 1.33，確保安全餘裕度。
- 經驗數據：適用於標準化、通用性強的工業設備，利用歷史地震或實驗數據庫進行比對驗證。應用此方法的前提是待驗證設備必須與數據庫中的設備在關鍵特徵上高度相似。

### (ii) 設備設計中的 $F\mu$ 與極限狀態限制

- 非彈性能量吸收因子 ( $F\mu$ )：與主結構相似，對於具有韌性行為的設備或管線系統，彈性計算的地震需求也可以透過  $F\mu$  因子進行折減。ASCE 43-19 (2019)表 8-1 針對各類設備和管線系統，

根據其極限狀態 (LS\_A, B, C)，提供了不同的  $F\mu$  值。如果組件的傳力路徑中存在任何脆性材料或接頭，則  $F\mu$  必須取 1.0。

- 極限狀態限制：若組件必須在地震搖晃期間改變狀態（如閘門緊急關閉），則其設計只能採用最嚴格的 LS\_D（基本彈性），以確保其功能性。對於需維持密封完整性的壓力容器或管線，不允許使用 LS\_A（顯著損壞），以防止放射性物質外洩。

### (3) 隔震設計

對於採用「隔震設計」(Seismic Isolation) 的核能設施，規範提供了專門的、更加嚴格的設計與驗證要求。

隔震設計是透過在結構底部安裝隔震器（如高阻尼橡膠支承墊），將結構與地面隔開，大幅延長結構的自然週期，從而將傳遞至上部結構的地震力顯著降低。由於隔震層是唯一的傳力路徑，其可靠性至關重要，因此有額外要求：

- (i) 極限位移：必須驗證在最大考量地震下，隔震器不會超出其設計極限位移。
- (ii) 原型與生產試驗：所有隔震器都必須經過嚴格的「原型試驗」(Prototype Testing) 與「生產試驗」(Production Testing)，以驗證其力學性能（如剛度、阻尼）符合設計預期。
- (iii) 間隙與擋塊：必須設計足夠的隔震間隙，並在周邊設置緊急擋塊 (Seismic Stops)，以防止在極端地震下發生意外碰撞或失效。

## 9. 步驟八：執行品質保證 (Quality Assurance, QA)

QA 在核能工程領域的意義遠超一般建築專案。它不僅僅是檢查錯誤，而是一種提供客觀證據的過程，用以證明每一個決策、每一次計算、每一道工序都符合預設的最高安全標準，並且所有過程

都是可追溯、可審核的。ASCE 43-19 (2019) 第十章明確指出，所有依據本標準進行的抗震分析與設計，都必須在一個文件化的 QA 計畫下執行。

本章節將闡述 QA 計畫的四大支柱：設計驗證與獨立同行審查、施工過程的驗證、整體的品質保證管理計畫，以及軟體品質保證。這些程序共同構建了一個嚴密的防護網，確保核能設施的抗震安全性。

#### (i) 設計過程的驗證與審查

為了確保設計成果的正确性與方法的適當性，標準設立了兩道層層遞進的審查防線，分別為設計驗證與獨立抗震同儕審查。

設計驗證是一道內部的品質控制程序，其主要目的是檢查分析與設計的正确性。它要求由非原設計者的個人或團隊，對設計成果進行核對與確認。規範提供了三種可行的驗證方式，可以單獨或組合使用。

- 使用替代或簡化方法計算：例如，使用手算或簡化的軟體模型，來複核複雜有限元素分析的關鍵結果是否在合理範圍內。
- 透過合適的測試程序：對於某些創新的組件或連接方式，可以透過實驗室測試來驗證其性能是否符合設計預期。
- 審查原始設計：系統性地檢查原始設計的假設是否合理、輸入數據是否正確、所用方法是否符合規範，並評估其輸出結果的合理性。

同儕審查則是一道外部的審核程序，旨在評估「解決方法本身是否是最佳且最恰當的」。審查者必須是獨立於設計團隊、不受專案進度與預算限制的資深專家。此項要求具有「分級」特性。對於

安全後果嚴重的 SDC 3、SDC 4 和 SDC 5 的 SSC，必須進行獨立同行審查。對於 SDC 2，則由設計單位根據其重要性與複雜性，決定是否有必要進行。同儕審查的範圍應與設計的複雜度相匹配，通常涵蓋從地球物理與地工基礎的設定、地震危害度的評估，到結構分析模型與設計方法的選用等所有關鍵環節。

#### (ii) 施工過程的驗證

此處的目標是確保「竣工成果 (as-built)」與「設計藍圖 (as-designed)」之間的高度一致性。這同樣採用分級方法，SDC 等級越高的項目，其檢驗的頻率與嚴格度也越高。

首先須進行結構觀察，由設計單位的負責工程師 (Engineer of Record, EOR) 或其指定的代表執行。這是一種高層次的、宏觀的現場查核。執行者會在施工的重大階段（例如：基礎澆置完成後、主體結構封頂時）親赴現場，觀察結構系統的施工情況是否符合設計意圖與規範要求。

而後需要連續且定期檢驗，由具備相應資質的專業檢驗人員執行。這是一種更為細緻、深入的現場品質控制活動。檢驗員會對材料、施工工藝、尺寸精度等進行詳細的目視檢查與量測，並製作報告。QA 計畫必須明確定義哪些項目需要「連續檢驗」（如重要銲接過程），哪些需要「定期檢驗」（如鋼筋綁紮），並規定其頻率。

最後則須採取測試，由經認可的、在專業工程師指導下的第三方測試實驗室執行。此程序旨在透過科學儀器，量化地驗證進場材料與施工成品的性能是否達標。例如：混凝土試體的抗壓強度測試、鋼筋的拉伸測試等材料測試，或是銲道的非破壞檢測 (NDT)、高強度螺栓的扭矩檢查等施工品質測試。

所有的檢驗與測試記錄都必須由設計單位審查，並作為永久檔案妥善保存，以備未來查核。

### (iii) 品質保證管理計畫

這是一個整體的管理框架，是前述所有品質活動得以順利執行的制度性保障。它本身必須是一個文件化的、系統性的計畫，至少應包含以下內容：

- 設計基礎文件：必須清楚記錄專案的設計組織架構、責任劃分、所依循的標準與規範、所有的設計輸入（如載重、性能目標）、設計假設與方法等。這確保了設計的可追溯性。
- 設計程序：必須建立一套標準化的工作流程，用以管理軟體驗證、設計變更、文件管制、設計審批與稽核等活動。這確保了設計過程的受控性。

### (iv) 軟體品質保證

在現代工程設計中，電腦分析軟體扮演了核心角色，其結果的正確性直接關係到結構的安全。因此，標準對軟體的使用提出了極為嚴格的 QA 要求。其 QA 的核心原則為：所有用於核能設施 SSC 分析與設計的電腦程式，都必須在使用前得到控制、驗證與確認 (V&V)。

V&V 的含義為驗證 (Verification) 與確認 (Validation)。驗證旨在回答「程式是否正確地求解了內建的數學模型？」。這一步是為了確保軟體本身沒有程式錯誤，計算是準確的；確認旨在回答「程式所使用的數學模型是否能準確地代表真實世界的物理現象？」。這一步是為了確保軟體所基於的物理理論是正確且適用的。

QA 計畫中必須包含一個軟體 V&V 計畫，明確定義需要測試的

軟體功能、用於比對的基準問題 (benchmark problems)，以及可接受的誤差範圍。

對於非在核工業 QA 體系下開發的通用商用軟體（如 ANSYS, SAP2000 等），在使用前必須經過一個稱為「商業級奉獻」(Commercial Grade Dedication) 的程序，透過一系列額外的測試與文件審查，證明其可靠度足以滿足核能級的要求。

### (三) IAEA SSG-89 (2024) 核能設施耐震安全評估概述

#### 1. 評估流程概述

##### (1) 建立評估框架與團隊

此步驟為整個評估工作奠定基礎。

- (i) 確立評估目的：根據觸發評估的原因（如法規要求、地震危害度更新或電廠延役等）來明確定義評估的具體目標。目標可能包含確認耐震餘裕、識別耐震弱點，或計算風險指標（如爐心損壞頻率）。
  - (ii) 選擇評估方法：依據評估目標、法規要求、可用資源與數據等因素，選擇最適合的方法，例如 SMA（耐震餘裕評估）、PSA based SMA（基於風險度分析的耐震餘裕評估）或 SPSA（耐震風險度評估）。
  - (iii) 組建專家團隊：建立一個由系統工程師、運轉人員和耐震能力工程師組成的多領域專家團隊。
  - (iv) 選定參考基準地震 (RLE)：定義評估所使用的地震輸入水平。此地震的強度應大於設計基準地震(DBE)，以利識別設施的耐震弱點。
- (2) 資料收集與電廠設施熟悉化

此步驟旨在收集執行評估所需的所有相關資訊。

- (i) 收集設計基準資料：彙整所有可用的相關文件，包括安全分析報告、設計規範、佈置圖以及 SSC 的耐震合格性測試報告等。
- (ii) 收集現況資料：(針對現有電廠) 需確認設施在評估當下的實際狀態，包含設計變更、老化效應，以及任何未決的修改。這包括審查定期安全審查報告、老化管理計畫，並特別關注錨栓施工記錄等現場項目。

### (3) 界定評估範疇與篩選 SSC

此步驟旨在確定需要進行詳細評估的 SSC 範圍。

- (i) 識別安全功能：首先識別地震後為達到可接受的最終狀態所需執行的安全功能。對核電廠而言，基本安全功能包括：反應度控制、熱量移除，以及放射性物質的圍阻。
- (ii) 建立 SSC 候選清單：根據所需的安全功能，準備一份清單，包含執行安全功能所必需的 SSC、地震損壞時可能影響其他安全功能的項目（如倒塌、撞擊），以及支撐這些 SSC 的結構物。
- (iii) 界定成功路徑或事故序列：根據所選方法而定。SMA 方法會定義一條或多條「成功路徑」，而 SPSA 或 PSA based SMA 方法則會開發事件樹和故障樹邏輯模型。

### (4) 執行耐震評估現場巡查(Walkdown)

現場巡查是評估流程中最關鍵的環節之一。

- (i) 目的：觀察並記錄所選 SSC 的實際建造狀態；識別 SSC 及其錨栓或組態中潛在的耐震脆弱細節；識別可能導致地震空間相互作用（如墜落、撞擊）的潛在來源；以及識別並報告可輕易改善的「耐震內務管理」問題（如未固定的臨時設備）。

(ii) 執行：由包含耐震能力工程師和系統工程師的團隊執行。查證過程應有詳細的計畫、指引和文件記錄。

(5) 決定 SSC 的地震反應

此步驟旨在計算所選 SSC 在參考基準地震下的反應，作為後續耐震能力評估的輸入。

(i) 結構反應分析：對清單中的廠房等結構物進行地震反應分析，產生其內部系統和組件的地震輸入運動（例如樓板反應譜）。

(ii) 分析方法：對於土壤-結構互制(SSI)效應不顯著的結構，可使用反應譜分析法；若 SSI 效應顯著，則應使用反應歷時分析法。

(iii) 系統與組件反應：可透過新的反應分析，或對既有分析結果進行等比例放大來決定。

(6) 評估耐震能力與量化結果 (HCLPF 或易損性分析)

此步驟是整個評估的核心，其具體作法因所選方法而異。

(i) SMA 方法：目標是計算出 SSC 的「高信賴度低失效機率 (HCLPF)」容量。HCLPF 指的是一個地震運動水平，在此水平下，有至少 95%的信賴度，SSC 的失效機率小於或等於 5%。設施的 HCLPF 容量等於所有成功路徑中 HCLPF 容量最高者。

(ii) SPSA 方法：為清單上的每個 SSC 建立「易損性曲線 (Fragility Curve)」，描述 SSC 在不同地震強度下的條件失效機率。將易損性、隨機失效機率及人因失誤整合到邏輯模型中，並與地震危害曲線進行疊代積分，以計算出不可接受後果（如爐心損壞）的年平均頻率。

(7) 執行同儕審查 (Peer Review)

為確保評估的品質與可信度，應執行獨立的同儕審查。

- (i) 審查內容：審查應評估所選方法的執行情況是否符合安全指引的建議以及當前的國際良好實踐。
  - (ii) 審查團隊：應由系統工程、運轉和地震工程等領域專家執行。
  - (iii) 審查階段：審查應在評估過程的不同階段進行，例如在成功路徑選擇後，以及在 HCLPF 容量或易損性函數計算完成後。
  - (iv) 文件化：審查的結果應予以文件化。
- (8) 文件化與結果應用
- 最後，將評估過程與結果完整記錄，並應用於後續的決策。
- (i) 文件化：評估結果應記錄在詳細報告中，內容包括所用方法、假設、SSC 清單、HCLPF/易損性計算、查證報告及同儕審查報告等。
  - (ii) 結果應用：根據識別出的耐震弱點，制定並排序可能的升級方案；為風險告知決策提供量化輸入；將經驗納入電廠的震後程序（如震後檢查與重啟計畫）；並審查現有的檢查與維護程序。

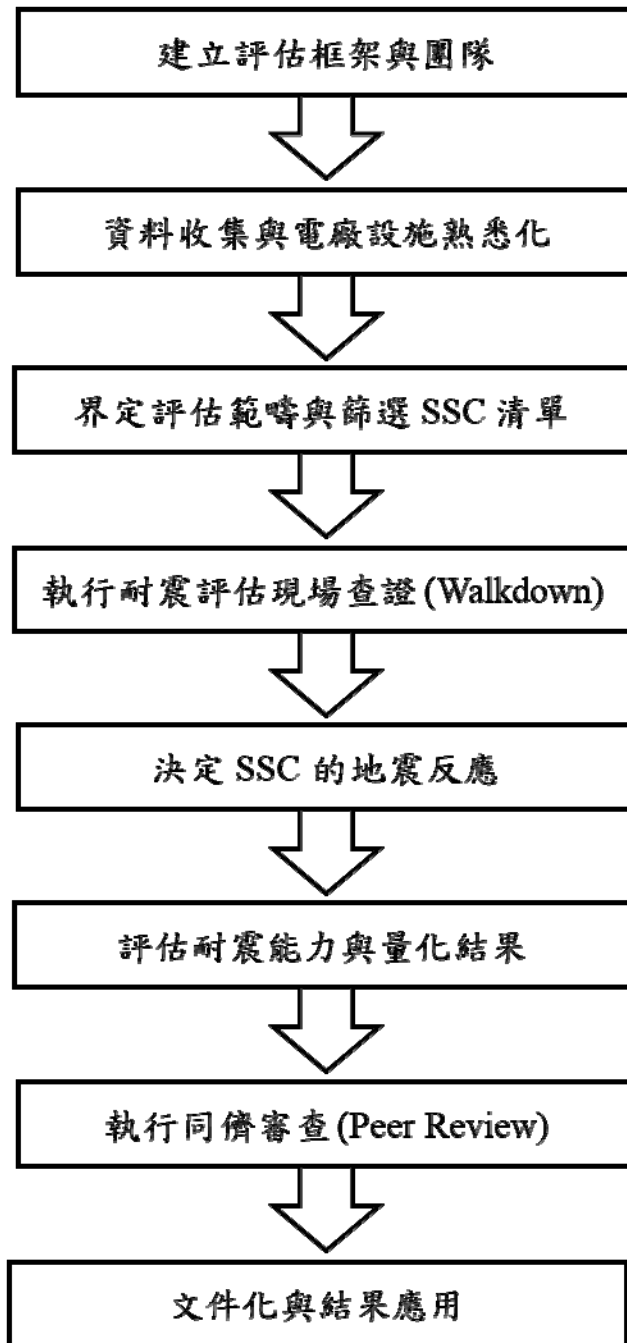


圖 3-2 核設施安全評估流程

## 2. 步驟一：建立評估框架與團隊

此步驟為整個耐震安全評估工作奠定關鍵基礎。其核心任務是明確定義評估的動機、目標、方法、標準，並組建一個具備相應專業能力的多領域團隊。

### (1) 確立評估目的與動機

評估的具體目標必須根據觸發評估的原因來明確定義。

#### (i) 新設核能設施：

- 對於新設施，評估的目的是作為安全評估的一部分，在設計完成時執行，以驗證其對於超越設計基準地震(DBE)的耐震安全餘裕是足夠的。
- 這必須證明設施有足夠的餘裕來保護安全重要項目(items important to safety)，並避免發生「懸崖邊緣效應」(cliff edge effects)。
- 對於核電廠，還必須驗證有足夠餘裕保護那些在超越設計基準的自然災害事件中，為防止早期或大規模放射性釋放所「最終必要」的項目。

#### (ii) 現有核能設施：

- 評估的觸發原因可能包含：法規要求（如定期安全審查(PSR)）、電廠延役(long term operation)、或地震危害度更新（例如發現新的地震源或評估方法更新）。
- 也可能是因為發現了新的技術問題（如特定組件的脆弱性）或汲取了新的地震經驗。

根據這些動機，評估的具體目標可能包括：確認耐震餘裕、識別耐震弱點、計算風險指標（如爐心熔損壞頻率，CDF），或計算

設施容量指標（如 HCLPF 容量）。

## (2) 選擇評估方法

根據評估目標、法規要求、可用資源與數據等因素，選擇最適合的評估方法。SSG-89 (2024) 中詳述了三種主要方法：

### (i) 地震餘裕度評估 (SMA)

- 方法：這是一種確定性的方法。
- 目標：旨在證明核設施具有足夠的地震餘裕度，能夠承受超越其設計基準的特定地震動（稱為「參考水平地震」）。
- 核心概念：此方法會計算 SSC 的 HCLPF 能力值。評估的重點是識別系統中的「薄弱環節」(weak links)。

### (ii) 地震概率安全評估 (SPSA)

- 方法：這是完全概率論的方法。
- 目標：旨在量化由地震引發的 CDF 或其他不期望事件的年發生頻率。
- 核心概念：此方法需要結合 PSHA 曲線和 SSC 的地震易損性函數 (fragility functions)，以計算在所有地震水平下的整體風險。

### (iii) 基於概率安全評估的地震餘裕度評估 (PSA-based SMA)

- 方法：這是上述兩種方法的結合體。
- 目標：使用 PSA 的系統邏輯模型（如故障樹和事件樹）來識別成功路徑，但評估的最終結果仍然是整個系統的 HCLPF 值，而不是一個風險頻率。
- 核心概念：它提供了比傳統 SMA 更真實的系統反應模型，但計算上又不像 SPSA 那樣複雜。

選擇方法時還需考量數據的可用性（例如 SPSA 需要完整的

PSHA)、時程、初始與維護成本，以及方法的潛在附加價值(例如 SPSA 可作為未來風險告知決策的工具)。

### (3) 組建專家團隊

評估工作應由一個多領域的專家團隊共同執行。

- (i) 評估團隊：應包含系統工程師、電廠運轉人員，以及耐震能力工程師。
- (ii) 同儕審查團隊：應建立一個獨立的審查團隊，由系統工程、運轉和地震工程等領域的專家組成，確保評估的品質與可信度。

### (4) 選定參考基準地震 (RLE)

RLE (Reference Level Earthquake) 是定義評估所使用的地震輸入水平。

- (i) 目的：RLE 並非新的設計基準，而是一個用來評估耐震餘裕和識別弱點的工具。
- (ii) 強度：RLE 的強度應大於設計基準地震(DBE)，其強度必須足以挑戰 SSC 的耐震能力。
- (iii) 定義 (SMA / PSA based SMA)：RLE 可以透過多種方式定義，例如：(a) 將原始 DBE 頻譜按比例放大；(b) 使用通用頻譜(例如用於標準化設計認證的頻譜)；或 (c) 使用場址特定的均勻危害度反應譜(UHS)。
- (iv) 定義 (SPSA)：SPSA 不使用單一 RLE，而是使用完整的機率式地震危害曲線，該曲線定義了不同地震強度(如地表最大加速度 PGA 或頻譜加速度 PSA)的年超越機率。

## 3. 步驟二：資料收集與電廠設施熟悉化

此步驟的目的是收集執行評估所需的所有相關資訊，是後續分

析的基礎。對於現有設施，特別是老舊設施，此步驟至關重要，因為完整的設計階段資料有助於減少後續評估所需投入的資源。

#### (1) 收集設計基準資料

應盡可能彙整與耐震安全評估相關的所有可用文件，包括：

##### (i) 一般文件：

- 安全分析報告 (SAR)。
- 設計所使用的法規、規範與標準，包括材料特性、載重組合、結構設計標準等。
- 結構、設備和管線系統的佈置圖。
- 若已執行過，應收集內部和外部事件的 PSA 報告。

##### (ii) 特定 SSC 文件：

- 系統設計：系統描述文件、安全與耐震分級。
- 土工設計：土壤-結構互制 (SSI) 的失效模式與設計容量（如沉陷、滑動、傾倒、液化）。
- 結構設計：結構分析報告、結構圖（鋼構、鋼筋混凝土）、材料特性（指定值與測試數據）。
- 組件設計 耐震分析與設計程序、耐震合格性測試報告與規範、錨栓規格與型式。
- 分佈系統：管線與儀控圖 (P&ID)、管線/電纜架/風管的佈置圖與支撐設計圖。

##### (iii) 耐震設計基準：

- DBE 的定義。
- 場址的自由場地表運動參數（如彈性反應譜、地震歷時）。
- 結構反應分析的詳細資料，包括 SSI 分析參數、地震輸入的控

制點位置、土壤剖面特性、阻尼值，以及樓層反應譜(FRS)的計算方式。

## (2) 收集現況資料 (針對現有電廠)

地震將衝擊設施的「現況」，因此評估必須基於設施當下的實際狀態。這包括了原始設計、施工和營運期間的設計變更、非預期的偏離，以及老化效應。

### (i) 審查既有報告：

- 若設施已執行過定期安全審查(PSR) 或老化管理計畫(AMP)，其相關報告（如狀態評估、定期檢查報告）應被納入，以識別當前狀態。

### (ii) 初步現場查證 (Screening Walkdown)：

- 應執行初步的現場查證，以確認文件資料的正確性，並獲取最新的資訊。
- 此步驟應收集設施壽命期間所有重大的修改、升級或維修措施的資料。

### (iii) 關注特定項目：

- 應特別關注施工或組裝相關的非符合規範報告(NCR)。
- 關注現場佈設項目（Field-routed items），如管線、電纜架等。
- 關注非安全相關項目的安裝，它們可能在地震時影響安全功能（如磚牆、假天花板、消防管線）。
- 錨栓的施工記錄與現況。

## (3) 執行額外調查 (針對現有電廠)

若既有資料不足，可能需要執行額外的調查：

### (i) 地工資料：審查現有土壤的靜態與動態材料特性是否足夠，包括

低應變特性（如剪力波速）、實驗室測量的動態特性、與應變相關的剪力模數與阻尼比。還需獲取地下水位的年度變化資料。

(ii) 結構資料：

- 應驗證結構的「現況」混凝土強度，可使用破壞性或非破壞性測試(NDT)方法。
- 應使用鋼筋的「實際」材料特性（而非標稱值），同樣可透過測試取得。
- 應透過目視檢查評估老化效應，如裂縫、腐蝕、鋼筋暴露、混凝土剝落等。
- 應驗證「實際」的非地震載重（如靜載重和活載重），因為它們通常與原始設計有所偏差。

(iii) 管線與設備資料：若設計資料不足，應執行分析或測試，以建立其動態特性與行為。

#### 4. 步驟三：界定評估範疇與篩選 SSC 清單

此步驟旨在確定需要進行詳細耐震能力評估的 SSC 範圍。此過程由系統工程師、運轉人員和耐震能力工程師組成的專家團隊共同執行。

(1) 識別安全功能與可接受的最終狀態

(i) 評估的第一步是識別在地震後，為達到「可接受的最終狀態」(acceptable end state) 所需執行的安全功能。

(ii) 對於核電廠，基本安全功能通常包括：

- 反應度控制；
- 反應器與用過燃料的熱量移除；
- 放射性物質的圍阻。

## (2) 建立 SSC 候選清單

根據所需的安全功能，應準備一份初步的 SSC 候選清單。此清單應包含：

### (i) 執行安全功能所必需的 SSC：

- 包括前線系統(front line systems)和支援系統(support systems)，還包括儀控設備、電纜架、被動元件和其他分佈系統。

### (ii) 可能引起相互作用的 SSC：

- 其地震誘發的損壞可能影響其他 SSC 安全功能的項目。
- 包括潛在的空間相互作用，例如倒塌、撞擊，以及系統相互作用，例如火災、淹水或噴濺。

### (iii) 阻礙人員行動的 SSC：

- 其地震誘發的損壞可能阻礙營運人員執行必要的應變行動（例如傷害人員、阻擋通道。

### (iv) 支援結構物：

- 支撐或容納上述 SSC 的結構物。

### (v) 其他：

- 用於地震後緊急程序或設計基準擴充狀況(DEC)的 SSC。

## (3) 界定成功路徑或事故序列 (依方法而定)

界定範疇的具體作法取決於步驟 1 所選的評估方法：

### (i) SMA 方法：

- SMA 方法會定義一條或多條足以達到安全最終狀態的「成功路徑」(Success Path)。
- 所有位於這些成功路徑上的 SSC 都將被列入最終的評估清單。
- 通常會選擇至少兩條獨立的成功路徑以確保多樣性與備援性。

應優先選擇那些被判定具有較高耐震強韌性、且符合電廠操作程序的路徑。

(ii) SPSA / PSA-based SMA 方法：

- 這些方法採用更廣泛的視角。
- 它們會開發事故序列的事件樹(Event Trees)和故障樹(Fault Trees)邏輯模型。
- 其目的是識別所有可能導致不可接受後果的 SSC 失效組合。
- 因此，SPSA 的 SSC 清單通常比 SMA 的清單廣泛得多，它包含了事故序列邏輯模型中的所有基本事件。

(4) 執行系統查證與範疇篩選

(i) 系統巡查 (Systems Walkdown)：

- 專家團隊應執行一次「系統巡查」，以確認 SSC 候選清單的完整性與一致性。
- 此巡查有助於耐震工程師熟悉 SSC 的實際配置，並初步識別潛在的相互作用來源和操作員路徑。

(ii) 範疇篩選 (Screening)：

- 在建立清單後，可以對某些 SSC 進行篩選，將其移出「詳細」評估的範疇。
- 高容量篩選 (Ruggedness)：如果透過定性審查，認定某些 SSC 具有「顯著高」的耐震容量（即耐震強韌），則可假定它們在地震中不會失效。
- 低容量篩選 (Vulnerability)：如果某些 SSC 被認定具有「顯著低」的耐震容量，則可直接假定它們在地震中失效。
- 這些篩選決策必須在後續的耐震評估現場巡查（步驟 4）中得

到確認。

## 5. 步驟四：執行耐震評估現場巡查 (Walkdown)

現場巡查是評估流程中最關鍵的環節之一。此步驟的目的是獲取 SSC 的「現況」資訊，這些資訊對於後續的耐震反應分析和能力評估至關重要。

### (1) 現場巡查的目的

現場巡查由包含耐震能力工程師和系統工程師的團隊執行。對於新建電廠，此步驟可在施工完成後執行，作為確認性查證。其主要目的包括：

#### (i) 觀察與記錄 SSC 的實際竣工狀態：

- 確認 SSC 的安裝配置、支撐形式、錨栓細節，以及是否存在老化或退化跡象。

#### (ii) 識別潛在的耐震脆弱細節：

- 識別 SSC 本身、錨栓或組態中，已知的或可疑的耐震脆弱點。
- 收集關鍵數據，例如尺寸、間隙，以供後續分析使用。

#### (iii) 識別地震空間相互作用 (Seismic Spatial Interactions)：

識別可能導致 SSC 失效的潛在相互作用來源。這主要包括：

- 墜落 (Falling)：例如未固定的磚牆、鷹架、臨時屏蔽、天花板、燈具等墜落。
- 撞擊 (Impact / Pounding)：例如相鄰的機櫃或結構物之間因相對位移而發生碰撞。
- 系統相互作用：識別可能因地震引起的火災或淹水/噴濺來源。

#### (iv) 識別耐震內務管理 (Housekeeping) 問題：

- 識別並報告可輕易改善的「耐震內務管理」問題，例如未固定

的臨時設備、工具車、氣瓶、梯子、鷹架、遺失的螺栓等。

(v) 驗證與精鍊 SSC 清單：

- 在現場確認步驟 3 中篩選 SSC 的假設（高容量或低容量）是否成立。
- 根據現場觀察，精鍊（增加或刪除）最終的 SSC 評估清單。

(vi) 識別真實的失效模式：

- 根據 SSC 的實際配置，判斷其最可能的真實失效模式（SSG-89 (2024) 的附錄中提供了常見 SSC 的失效模式考量）。

(2) 現場巡查的流程

巡查過程應有詳細的計畫、指引和文件記錄。

(i) 準備活動：

- 團隊透過審查圖紙、系統圖、先前的評估報告等文件，熟悉設施佈局。
- 建立一個 SSC 資料庫，用於後續填寫查證數據。
- 識別需要特殊准入（如高輻射區、高壓區）或安全防護措施的区域。

(ii) 初步現場熟悉(walkthrough)：

- 團隊成員進行初步現場熟悉，確認準備活動中資訊的準確性。

(iii) 制定詳細計畫與指引：

- 查證計畫 (Plan)：需明確列出要查證的 SSC 清單與位置、團隊成員與分工、預估時程，以及特殊支援需求。
- 查證指引 (Guidance)：為了確保一致性與品質，需提供具體指引，包括：篩選標準、針對不同 SSC 類別的特定檢查動作（例如：檢查電池架是否有垂直約束）、相互作用（墜落、撞擊）

的評估標準，以及文件記錄的指示。

(iv) 執行詳細查證：

- 團隊依計畫與指引，對清單上的所有 SSC 進行審查。
- 相似組件：對於大量的相似組件（如閥門、儀表），可採用「代表性項目」(Lead Item) 詳細檢查，其餘則執行「巡視」(Walkby) 以確認相似性與環境。
- 分佈系統：對於管線、電纜架等分佈系統，可在感興趣的區域（由系統工程師確認）進行取樣基礎的查證。
- 無法接近的項目：對於無法直接觀察的項目（設備內部、高輻射區、地板下的錨栓），可使用照片、施工記錄等輔助資訊。

(v) 查證後活動與文件化：

- 完成現場工作後，審查所有收集到的數據、照片和記錄。
- 查證結果應被妥善文件化，包含：最終的 SSC 清單、主要發現與建議的摘要，以及所有 SSC 的詳細查證數據表（用於填充資料庫）。

## 6. 步驟五：決定 SSC 的地震反應

此步驟旨在計算在步驟 1 所選定的參考基準地震(RLE)作用下，步驟 3 所篩選出的 SSC 的地震反應。這些反應（例如加速度、應力、位移）將作為步驟 6 中評估耐震「能力」的「需求」輸入。

### (1) 決定結構的地震反應

首先需要分析清單中的廠房等結構物。

#### (i) 目的：

- 產生結構內部，用以支撐系統和組件的地震輸入運動（例如樓層反應譜, FRS）。

- 計算結構本身的反應（如內力、彎矩、位移），以供後續評估結構自身的能力。

(ii) 分析模型：

- 應使用能反映結構現況的數學模型。
- 對於現有設施，若要使用既有的分析結果（例如原始設計分析）並按 RLE 與 DBE 的比例進行「等比例放大」(Scaling)，必須有充分的理由。通常僅在場址為岩盤、結構模型為線性，且 RLE 與 DBE 頻譜形狀相似的情況下，才被認為是適當的。

(iii) 分析方法：

振動性地動 (Vibratory Ground Motion)：

- 反應譜分析法 (Response Spectrum Analysis)：對於土壤-結構互制 (SSI) 效應不顯著的結構，可使用此方法。
- 反應歷時分析法 (Response History Analysis)：對於有顯著 SSI 效應的結構，應使用此方法。可根據預期的反應程度，使用等效線性或非線性方法。

非振動性地動 (Non-vibratory Ground Motion)：

- 對於液化引發的沉陷或邊坡變形等，通常使用準靜態分析法 (quasi-static analysis)。

(2) 決定系統與組件的地震反應

- (i) 目的：計算系統與組件（如管線、機櫃、泵浦）本身的地震反應，以供後續的能力評估。

(ii) 分析方法：

- 可透過對 RLE 輸入（來自步驟 5.1 的 FRS）進行新反應分析。
- 也可對既有的分析結果進行等比例放大（同樣需有充分理

由)，或使用實體測試。

- 分析時可採用與結構「耦合」(coupled) 或「解耦」(uncoupled) 的模型。若預期有顯著的動態互制效應，應使用耦合分析。

### (3) 分析的信心水準 (Confidence Level)

由於評估的目的是找出「真實」的餘裕或風險，因此地震反應的計算方式，根據所選的評估方法而有所不同：

#### (i) SMA / PSA based SMA：

- 反應分析應在「高信賴度」水準下進行。
- 若使用確定性方法（如反應譜分析），應包含保守的假設以涵蓋不確定性。

#### (ii) SPSA：

- SPSA 需要更完整的資訊。
- 除了高信賴度的反應估計值（用於計算 HCLPF）之外，還必須描述地震反應的「機率分佈」。
- 機率分佈應使用輸入參數（材料特性）的「中值」(median-centered values) 及相關變異性（隨機性與不確定性）來計算。

## 7. 步驟六：評估耐震能力與量化結果

此步驟是整個評估的核心。它將步驟 5 計算出的地震「需求」(Demand) 與 SSC 的耐震「能力」(Capacity) 進行比較，並根據步驟 1 所選的方法，量化評估結果。

### (1) SMA 方法：計算 HCLPF 容量

- (i) 目標：SMA 的目標是計算出 SSC 的 HCLPF 容量。
- (ii) HCLPF 的定義：HCLPF 容量指的是一個地震運動水平（以 PGA 或 SA 表示），在此水平下，我們有「至少 95%的信賴

度」，相信該 SSC 的「失效機率小於或等於 5%」。或者，可使用替代定義，即「平均失效機率为 1%」的地震水平。

(iii) SSC HCLPF 計算：

- 由耐震能力工程師執行。
- 可使用確定性方法（例如保守的確定性失效餘裕法, CFDM）或機率式的易損性分析方法。
- 評估時應集中資源，對那些 HCLPF 容量相對較低（潛在弱點）的 SSC 進行詳細計算；對於其他強韌的 SSC，可使用簡化的、保守的或篩選的方法。

(iv) 設施 HCLPF 量化：

- 成功路徑 (Success Path) HCLPF：一條成功路徑的 HCLPF 容量，等於該路徑中所有 SSC 中，HCLPF 容量「最低」者的值。
- 設施 (Plant) HCLPF：整個設施的 HCLPF 容量，等於所有已定義的成功路徑中，HCLPF 容量「最高」者的值。

(v) 結果：報告 RLE、設施 HCLPF，並識別出每條成功路徑上的「耐震弱點」（即 HCLPF 最低的那個 SSC）。

(2) SPSA 方法：建立易損性曲線與計算風險

(i) 目標：SPSA 的目標是為每個 SSC 建立「易損性曲線 (Fragility Curve)」，並計算出不可接受後果的年平均頻率。

(ii) 易損性曲線：

- 此曲線描述了 SSC 在不同地震強度（如 PGA）下的「條件失效機率」。
- 易損性曲線必須包含「隨機性」(randomness) 和「不確定性」(epistemic uncertainty) 的變異。

- 易損性評估應採用分級方法：(a) 對於風險貢獻可忽略的 SSC，可使用「通用曲線」；(b) 對於有風險貢獻的 SSC，可使用基於 HCLPF 的「保守估計曲線」；(c) 對於風險貢獻「顯著」的 SSC，必須使用「詳細的易損性分析」，即使用中值反應與能力值，並明確處理變異性。

(iii) 整合邏輯模型：

- 將 SSC 的地震易損性、非地震隨機失效機率，以及人因失誤機率（HRA，需考量地震後的高壓力環境），整合到步驟 3 開發的事故序列邏輯模型（故障樹/事件樹）中。

(iv) 風險量化 (Convolution)：

- 首先，在每個地震強度水準上，利用邏輯模型計算出設施層級的易損性曲線。
- 最後，將「設施層級的易損性曲線」與場址的「地震危害曲線」（來自 PSHA）進行「疊代積分」(Convolution)。

- (v) 結果：最終產出是不可接受後果（如爐熔損、早期輻射大量外釋）的年平均頻率。報告應包含此頻率值、設施易損性曲線、以及風險顯著的 SSC、事故序列和人因失誤。

(3) PSA-based SMA 方法：混合量化

- (i) 目標：此方法使用 SPSA 的邏輯模型，但通常以 HCLPF 作為量化結果。

(ii) 量化方法：

- Min-Max 法：一個「失效組合 (Cutset)」的 HCLPF = 該組合中 SSC 的「最高」HCLPF。設施的 HCLPF = 所有失效組合中的「最低」HCLPF。

- 顯式量化法：為每個 SSC 估算易損性曲線（例如基於 HCLPF 和假設的變異性），然後如 SPSA 般計算出設施層級的易損性曲線，並從該曲線上找出「1%平均失效機率」對應的地震水準，作為設施 HCLPF。
- (iii) 結果：報告設施 HCLPF，並識別出「弱點失效組合」(weak link cutsets)。

## 8. 步驟七：執行同儕審查 (Peer Review)

為確保評估的品質、技術合理性與可信度，必須執行獨立的同儕審查。這是管理體系(Management System)的重要一環。

### (1) 審查的目的與內容

- (i) 目的：審查的主要目的是評估評估工作的執行情況。
- (ii) 內容：
  - 確認所選方法的執行，是否符合 IAEA SSG-89 (2024) 安全指引的建議。
  - 確認評估工作是否符合當前的國際良好實踐(good practices)。
  - 審查評估所使用的假設、數據、模型和工程判斷的合理性。

### (2) 審查團隊

- (i) 審查應由具備相應資格的專家執行。
- (ii) 審查團隊應獨立於評估團隊。
- (iii) 團隊成員應涵蓋系統工程、電廠運轉（包含消防專家）和地震工程等領域。

### (3) 審查的階段

同儕審查不應只在評估結束時才進行，而應在評估過程中的不同關鍵階段介入，以利及早發現問題並進行修正。

(i) 階段 1：系統與運轉審查

- 此階段審查應在評估範疇和邏輯模型開發後進行。
- 對於 SMA：在「成功路徑」選擇完成後。
- 對於 SPSA/PSA-based SMA：在內部事件 PSA 模型修改完成，以納入地震事件後。

(ii) 階段 2：耐震能力審查 (分成兩部分)

- 現場巡查審查：審查應在現場巡查期間或剛結束後進行。此部分的審查應包含一次「有限度的電廠現場巡查」，由審查團隊親自確認現場狀況、查證方法和初步發現。
- 分析結果審查：在大部分 SSC 的 HCLPF 容量或易損性函數計算完成後，進行第二次耐震能力審查。此階段專注於審查計算的假設、方法和結果的合理性。

(4) 審查的文件化

同儕審查的所有發現、意見和建議，以及評估團隊的回應和修正措施，都應予以詳細文件化。而最終的同儕審查報告，是整個耐震安全評估報告（步驟 8）的必要組成部分。

**9. 步驟八：文件化與結果應用**

此步驟是評估流程的最終階段，旨在將評估的所有過程與結果完整記錄，並將這些結果應用於後續的安全改善與決策。

(1) 文件化 (Documentation)

評估結果應記錄在一份詳細的報告中。此報告是管理體系的重要產出，應妥善保存以供未來審查和使用。報告內容應至少包括：

(i) 評估基礎：

- 所使用的方法論（SMA, SPSA 等）與所有關鍵假設。

- 參考基準地震(RLE)的選用與定義。
- 評估團隊與同儕審查團隊的組成與資歷。
- 土工穩定性（液化、邊坡等）的驗證結果。

(ii) 模型與清單：

- (SMA) 所選的成功路徑及其理由。
- (SPSA/PSA-based SMA) 系統邏輯模型（特別是相對內部事件 PSA 的修改）。
- 最終的 SSC 清單，以及顯示篩選結果、失效模式、地震需求、HCLPF 值或易損性函數的總表。

(iii) 分析與結果：

- 現場巡查報告的摘要，總結主要發現與觀察。
- 詳細的 HCLPF 或易損性計算文件包（作為附件或保留紀錄）。
- 對於所倚賴的操作員行動，及其成功率的評估。
- (SPSA) 風險量化結果，包括 CDF/LERF、主要的風險貢獻序列、關鍵 SSC 等。

(iv) 審查：

- 同儕審查報告。

(2) 結果應用 (Application of Results)

評估報告不應僅是文件，其結果應積極應用於提升電廠安全，主要應用層面包括：

(i) 識別弱點與制定升級方案：

- 評估的主要目的之一是識別耐震弱點（例如 HCLPF 最低的 SSC 或 SPSA 中風險貢獻最高的 SSC）。
- 應根據評估結果，制定並排序可能的升級方案。

(ii) 風險知情決策 (Risk Informed Decisions) :

- 評估結果（特別是 SPSA）可為風險知情決策的量化提供輸入。
- 例如在決定是否執行某項昂貴的升級時，可以權衡其潛在的風險降低效益（如 CDF 的降低量）與執行成本。
- 替代方案可能包括：強化弱點 SSC、強化圍阻體，或甚至減少放射性物質的庫存量。

(iii) 改善電廠程序：

- 震後程序：應將評估中學到的經驗（特別是對弱點的理解）納入電廠的震後程序，例如震後檢查的重點區域、重啟計畫的決策依據等。
- 維護程序：審查現有的檢查與維護程序，確保日常運轉（例如臨時鷹架的架設、屏蔽的放置）不會損害 SSC 既有的耐震能力，或引入新的相互作用風險。

(iv) 未來變更的管理：

- 營運單位應實施一個變更管理計畫，確保未來的設施修改、組件更換或程序變更，都不會使本次耐震安全評估的結果失效。

#### (四) 新規範與舊規範之異同 (2019)

##### 1. ASCE 43-19 與 ASCE 43-05 之異同

###### (1) 適用範圍與 SDC 等級

- 43-05：只涵蓋 SDC-3~SDC-5；當年預期 SDC-2 多由 ASCE 7/IBC 管理。
- 43-19：新增 SDC-2，納入大量以往落在 SDC-2 的核設施（或具放射性存量之設施）。同時明確列出 SDC-2~5 的標的性能目標(TPG)。

(2) 標的性能目標數值（年超越機率）

- 43-05：未含 SDC-2 的 TPG 表列。
- 43-19：SDC-2 =  $4 \times 10^{-4}$ /年、SDC-3 =  $1 \times 10^{-4}$ /年、SDC-4 =  $4 \times 10^{-5}$ /年、SDC-5 =  $1 \times 10^{-5}$ /年；提供一致的風險準則作為設計輸入。

(3) 設計反應譜（DRS）生成方法

- 43-05：以設計係數 DF 將「比目標 AFE 大 10 倍」位置的均勻危害反應譜(UHRS at HD)放大得到 DRS。
- 43-19：改以尺度係數 SF（每一週期分別計算），直接對「目標 AFE」位置的 UHRS (H<sub>PF</sub>)下修得到 DRS (DRS = SF × UHRS<sub>HPF</sub>)，方法更直觀且對危害度曲線的斜率不那麼敏感。多篇技術文件指出流程雖改，但對美國常見場址計算出的 DRS 幅值與 43-05 基本一致。

(4) 地盤剖面深度的 DRS 規定（新）

- 43-19：新增在場址剖面不同深度定義 DRS 的方法(Ch 2.3)，支援土壤-結構互制分析與埋置結構需求。
- 43-05：未提供同等條文。

(5) 建模與需求輸入的關鍵參數（Chapter 3 強化）

- 43-19：在 3.3 小節明列 RC 與鋼板混凝土(SC)牆的有效剛度、有效地震重量、各類 SSC 的阻尼值選取的明確規定／路徑。
- 43-05：對上述項目較分散且未涵蓋 SC 的阻尼資料（需依 AISC N690 等補足）。

(6) 隔震設計（全新專章 + 試驗要求）

- 43-19：新增隔震專章（最終版為第 9 章），連同原型和量產隔

震器試驗規定；ASCE 4-16 的隔震分析條文與本標準分工更清楚。

- 43-05：無此專章。

#### (7) 與 ASCE 4 的整合與內容重整

- 43-19：系統性去重複，並把更多分析類條文移交/對齊 ASCE 4-16；材料強度/細節要求更多引用 ACI 349 等一次文件，減少雙重規範。

#### (8) 載重組合與驗收準則

- 43-19：延續限值/損傷等級(LS A~D)的理念，並在表格中明載縮減係數與驗收控制；例如表 5-1 對 LS-C 給定 1.5 的縮減係數（供能力—HCLPF 轉換等用途）。

#### (9) 設備與配電系統耐震鑑定

- 43-19：以  $\gamma_{test}$ 、 $\gamma_{TES}$ 、 $\gamma_{EED}$  等係數把「試驗、地震經驗譜與地震經驗資料」對 TPG 的一致性明確參數化；便於與 IEEE 344、ASME QME-1 對接。
- 43-05：雖涵蓋主題，但參數體系較不完整。

#### (10) 品質保證與同儕審查

- 43-19：最終章次為第 10 章(QA)，與 43-05 相比，章節位置與跨標準引用更新（對應新版 ASCE 4/ACI 等）。

#### (11) 監管採用動態（供實務參考）

- 美國 NRC 提過計畫性援引 43-19（不含隔震章）作為共識型性能本位標準，用於 RIPB 路徑；顯示 43-19 在監管流程的可用性提升（屬採用現況，非條文本身差異）。

## 2. ACI 349-23 與 ACI 349-13 之異同 (2024)

### (1) 基礎依據的改版

- ACI 349-13：依賴 ACI 318-08。
- ACI 349-23：全面更新為依賴 ACI 318-14，因此許多條文結構與符號跟隨 ACI 318 的重新編排。

### (2) 載重與組合

- 新增與修改的載重考量：引入起重機額定載重(Ccr)、溫度載重(To)、以及 Eo (OBE)、Ess (SSE)等明確定義，並新增冰層厚度與風速設計要求，針對核設施場址特化。
- 載重組合更新：部分載重係數和組合方式修正，特別是 OBE 的考慮方式與 13 版不同。

### (3) 結構分析

- ACI 349-13：允許較廣泛的分析方式。
- ACI 349-23：明文排除非線性二階分析，僅允許彈性二階分析，且 ACI 349-23 對有限元素法分析(FEA)的可接受性與限制有更明確規定。

### (4) 架構與章節調整

- ACI 349-23 將錨栓設計移至第 17 章，與 ACI 318-14 一致。並對「鋼筋群體斷裂設計」進一步擴充，將拉力/剪力相互作用分開考慮鋼與混凝土破壞模式，減少不必要保守性。剪力齒設計 (shear lugs)則全面重寫，對齊 ACI 318-19 (2019)，但允許基板前緣承壓貢獻 (ACI 318-19 (2019)不允許)
- 第 14 章 (Plain Concrete)：ACI 318 有，但 ACI 349-23 保持「空白」，因核能結構不允許使用混凝土。

### (5) 構件設計細節的修訂

- 雙向板：ACI 349-23 在表 8.3.1.1 中，對無中間梁的雙向板厚度給出新限制。
- 接頭與連接：梁柱節點、預鑄件連接的設計條文有增補。
- 抗震設計（第 18 章）：內容保持，但內部結構與 318 的整合度提高。

#### (6) 耐久性與材料

- 混凝土強度範圍：ACI 349-23 明定基本設計基於 3000 - 6000 psi，並指出當  $f'c > 6000$  psi 時需檢討適用性；ACI 349-13 沒有清楚的上限提醒。
- 鋼筋與耐久性：ACI 349-23 在第 20 章增加鋼筋耐久性、防腐蝕規定，並補充對擴頭鋼筋、剪力釘等的耐久性要求。

#### (7) 特殊附錄與核能專屬考量

- 附錄 E（熱效應）：ACI 349-23 保留並強化熱載重設計要求。
- 附錄 F（衝擊與爆震效應）：ACI 349-23 更新了動態強度增益、延性需求、剪力強度等規定，更加針對核設施的飛射物與爆炸事件。

#### (8) 與其他標準的一致性

- ASCE/SEI 43：ACI 349-23 移除了 ACI 349-13 的第 9.2.10 條，以對齊 ASCE/SEI 43 的最新方法。
- ACI 350：ACI 349-23 指定對核設施相關水池與儲槽的設計，需同時參照 ACI 350 並採取較嚴格者。

### 3. AISC N690-18 (2018) 與 AISC N690-12 之異同

#### (1) Chapter NA：總則(General Provisions)

- (i) 前言：替換了前言，說明本章節範圍並列出章節組織。

(ii) NA1. 範圍(Scope)：完全替換此節。明確指出 N690-18 (2018) 以 AISC 360-16 (2016) 為基礎，僅列出與 360 不同的部分。定義了安全相關結構的範圍，並排除了壓力容器組件。增加了非彈性行為設計需遵循 AISC 341 (2016) 特定條款的要求。

(iii) NA2. 參考規範、法規與標準(Referenced Specifications, Codes and Standards):

- 新增了 AISI、CMAA、U.S. NRC (NUREG-0800, RG 1.54)、U.S. CFR (10CFR50 App B/S, 10CFR830, 10CFR100) 和 EPRI (NP-5380) 的參考文件。
- 新增了 ACI 117/117M。
- 新增了 AISC 360-16 (2016)，並刪除了舊的 N690-12 和 N690s1-15。
- 新增了 ASCE 8-02。
- 新增了 ASME NQA-1-2015 和 Boiler and Pressure Vessel Code Section III, Div. 1。
- 新增了多項 ASTM 標準 (A20, A27, A106, A148, A217, A240, A276, A312, A320, A435, A479, A515, A516, A537, A540, A554, A564, A577, A578, A666, A738, A770, A1008, D3843, F606)。
- 新增了多項 AWS 標準 (A5.4, A5.9, D1.4, D1.6, D1.8)。

(iv) NA3. 材料 (Material):

- NA3.1：完全替換此節。增加了承受衝擊性 (impactive)/衝擊性 (impulsive) 載重的材料需進行 CVN 衝擊試驗的要求，並規定了試驗溫度和驗收標準 (表 NA3.1)。要求提供 CMTR 或試驗報告證明符合 CVN 要求。
- NA3.1a：在 (b) HSS、(c) Plates、(d) Bars、(e) Sheets 下新增多

個 ASTM 牌號。增加冷彎不銹鋼設計參考 ANSI/ASCE 8 的說明。

- NA3.1b：完全替換此節，禁止使用未識別鋼材。
  - NA3.1c & NA3.1d：新增了要求設計文件標示易發生層狀撕裂的銲接連接，並需制定緩解計畫。
  - NA3.2：完全替換此節，更新了鑄鋼和鍛鋼的 ASTM 標準。
  - NA3.3a：在螺栓標準中新增了 ASTM A320, A540, A564。
  - NA3.5：完全替換此節，更新了銲接耗材的 AWS 規範列表。增加了 CVN 要求參考 NJ2.6 的說明。
  - NA3.6：完全替換此節，參考 AWS D1.1。
  - NA3.7：新增了此節 "Material Certification"，要求 CMTR 或試驗報告。
- (v) NA4. 結構設計圖紙與規範 (Structural Design Drawings and Specifications)：完全替換此節。增加了圖紙需標示安全相關構件、循環載重、衝擊性/衝擊性載重等要求。列出了施工規範應包含的內容。
- (vi) NA5. 品質保證(Quality Assurance)：新增了此節。要求制定 QA 計畫，遵循 10CFR50 Appendix B 或 ASME NQA-1。
- (2) Chapter NB: 設計要求 (Design Requirements)
- (i) 前言：替換了前言。
- (ii) NB2. 載重與載重組合(Loads and Load Combinations)：完全替換此節。
- 重新定義了正常載重 (Normal Loads)、惡劣環境載重 (Severe Environmental Loads)、極端環境載重 (Extreme Environmental

Loads)、異常載重 (Abnormal Loads) 的分類和符號。

- 提供了核設施特定的 LRFD 載重組合 (NB2-1 到 NB2-9)。
- 提供了核設施特定的 ASD 載重組合 (NB2-10 到 NB2-18)。
- 增加了許多針對核設施載重組合的 "Other Considerations" (其他考量), 例如熱效應、穩定性評估、衝擊載重的動力放大係數、水動力載重等。

(iii) NB3. 設計基準(Design Basis) :

- 增加了要求整個結構必須統一使用 LRFD 或 ASD 的規定。
- NB3.2 : 增加了 ASD 容許強度可乘以 NB2.6d(8) 中規定的係數。
- NB3.3 : 替換了此節。允許使用彈性、非彈性或塑性分析。增加了考慮溫度超過 250°F (120°C) 時材料性能降低的要求。
- NB3.8 : 增加了考慮高溫對勁度影響的要求。
- NB3.14 : 新增了此節 "Design Based on Ductility and Local Effects"。允許在特定載重組合下對衝擊性/衝擊性載重使用非彈性分析。提供了兩種評估方法 (基於應變/撓度曲線或基於延性比)。規定了容許延性比 (表 NB3.1) 和寬厚比限制 (表 NB3.2)。允許提高用於計算標稱強度的降伏應力以考慮應變率效應。規定了 SC 牆需按附錄 N9 設計。

(iv) NB5. 製作與安裝(Fabrication and Erection) : 替換了此節, 指向 Chapter NM。

(v) NB6. 品質控制與品質保證 (Quality Control and Quality Assurance) : 替換了此節, 指向 Section NA5 和 Chapter NN。

(vi) NB7. 既有結構評估(Evaluation of Existing Structures) : 替換了此

節，指向 Appendix N5。

(3) Chapter NC：穩定性設計(Design for Stability)

(i) C1：在穩定性需考慮的因素列表中增加了 "(f) and the effects of elevated temperatures" (高溫效應)。

(4) Chapters ND, NE, NF, NG, NH：無變更。

(5) Chapter NI：複合構件設計(Design of Composite Members)

(i) 將規範中引用的 "ACI 318, Chapter 17" 替換為 "ACI 349 or ACI 349M, Appendix D"，並將 "ACI 318" 替換為 "ACI 349 or ACI 349M"。

(6) Chapter NJ：連接設計 (Design of Connections)

(i) NJ1. 總則(General Provisions):

● NJ1.10：替換此節，禁止使用鉚釘。

(ii) NJ2. 銲縫 (Welds):

● NJ2.6：替換第二段。規定了特定接頭需使用具備 CVN 韌性的填料金屬。增加了承受衝擊性/衝擊性載重的銲縫需符合 AWS D1.8 的要求。

(iii) NJ3. 螺栓與螺紋件(Bolts and Threaded Parts):

● NJ3.1：在 (b) 段落中增加了兩種需要使用預拉或滑移臨界連接的情況。

● NJ3.10：替換了 (a) 段落，修改了標準孔、加大孔、短槽孔及平行於承壓力的長槽孔的承壓和撕裂強度公式 (J3-6a, J3-6b)。

● NJ3.13：新增了此節 "Connections for Members Subject to Impactive or Impulsive Loads"，要求此類連接需由延性極限狀態控制。

- (7) Chapter NK：無變更。
- (8) Chapter NL：使用性設計(Design for Serviceability)
- (i) 前言(Preamble)：替換了前言，列出章節組織。
- (ii) NL1. 總則(General Provisions)：完全替換此節。重新定義核電廠結構的使用性，強調維持安全相關系統和組件功能的重要性。
- (9) Chapter NM：製作與安裝(Fabrication and Erection)
- (i) NM1. 施工詳圖與安裝圖(Shop and Erection Drawings)：替換了此節。增加了圖紙需標示安全相關部件的要求。
- (ii) NM2. 製作(Fabrication):
- NM2.1：修改了熱處理加熱的溫度限制，區分不同鋼材種類。
  - NM2.2：修改了第一段，更新了熱切割邊緣的要求，引用 AWS D1.1 第 5.14 節，並規定了凹槽和切口的允許深度及修復方式。
  - NM2.3：替換了此節，修改了刨削邊緣的允許偏差。
  - NM2.4：替換了此節。參考 AWS D1.1 和 D1.6。增加了 SC 牆與 ASME Section III Class MC 組件接口處銲接需符合 Section III 要求的規定。增加了安全相關銲縫需唯一標識和可追溯的要求。
  - NM2.7：替換了此節。除引用 Code of Standard Practice 外，增加了對孔洞中心距、加勁肋位置、銲接公差的特定要求。最重要的是增加了針對鋼板組合 (SC) 牆板在製作、組裝及混凝土澆置後的詳細尺寸容許誤差要求。
  - NM2.9：替換了此節，允許錨桿孔進行熱切割。
  - NM2.12 - NM2.15：新增了以下小節：Surface Condition (表面狀況)、Bending (彎曲)、Commercial Grade Dedication (商業級鑑定)、Identification of Steel (鋼材標識)。其中鋼材標識要求根據

用途分為四種不同的追溯等級。

(iii) NM3. 工廠塗裝(Shop Painting):

- NM3.4：替換了此節，修改了機加工表面的防腐蝕要求，並排除了現場銲接的無塗裝區域。

(iv) NM4. 安裝(Erection):

- NM4.2：替換了此節。增加了組合結構臨時支撐需抵抗混凝土澆置時的衝擊和靜水壓力的要求。
- NM4.7：新增了此節 "Tolerances for Cranes" (起重機容許誤差)，包括對起重機柱基線 (7a)、起重機軌道梁 (7b) 和起重機軌道 (7c) 的特定容許誤差要求。

(10) Chapter NN：品質控制與品質保證(Quality Control and Quality Assurance)

(i) 此章節完全替換了 AISC 360 的 Chapter N。為核設施安全相關結構提供了獨立且詳細的 QC 和 QA 要求。

(ii) NN1：定義了 QC 和 QA 在核設施背景下的職責分工。

(iii) NN2：規定了製作者和安裝商需建立基於 ASME NQA-1 或同等標準的 QA 計畫。明確了材料標識追溯要求。列出了工廠和現場 QAI 的最低檢查項目。

(iv) NN3：規定了需提交審查的文件 (施工詳圖、安裝圖、完工證明) 和需備查的文件 (材料報告、銲材證明、WPS/PQR/WPQR、QA 手冊等)。

(v) NN4：規定 QC 檢驗員、QA 檢驗員和 NDE 人員的資格要求。

(vi) NN5：規定了結構鋼的最低檢驗要求：

- 區分了 QC 和 QA 的職責與檢查依據。
- 允許在特定條件下協調 QC 和 QA 檢驗職能。

- 提供了詳細的銲接檢驗任務表 (銲前、銲中、銲後)，明確了 QC 和 QA 的檢查頻率 (O-隨機觀察, P-逐一執行) (表 NN5.4-1, NN5.4-2, NN5.4-3)。
  - 規定了 CJP 和 PJP 銲縫的 NDE 要求 (UT, MT/PT) 及最低檢查比例 (10%)。
  - 規定了受疲勞影響銲縫的 NDE 要求。
  - 定義了 UT/RT 的拒收率計算方法。
  - 規定了 UT/RT 檢查比例的降低和提高的條件。
  - 規定了 NDE 文件記錄要求。
  - 提供了詳細的高強度螺栓連接檢驗任務表 (栓前、栓中、栓後)，明確了 QC 和 QA 的檢查頻率 (表 NN5.6-1, NN5.6-2, NN5.6-3)。
  - 增加了對鍍鋅構件切割面和 HSS 角部裂紋的檢查要求。
  - 增加了其他檢驗任務，如構件細節符合性檢查、錨桿和預埋件檢查。
- (vii) NN6：規定了組合結構中鋼構件 (鋼承板、鉚釘、SC 牆面板等) 的最低檢驗要求 (表 NN6.1, NN6.2, NN6.3)。
- (viii) NN7：規定了不合格材料和工藝的處理流程。
- (11) Appendix N1：Design by Advanced Analysis (高級分析設計)
- (i) N1.3.1：在第一段末尾增加了允許因熱效應在獨立梁或其連接中產生局部非彈性行為的規定，前提是結構整體穩定性和完整性能維。增加了最後一段，要求注意非彈性分析引起的撓度及其對支撐組件的影響。
- (12) Appendices N2, N3：無變更。

(13) Appendix N4：防火條件結構設計(Structural Design for Fire Conditions)

- (i) N4.1：在引言後增加了段落，說明了附錄 N4 在核安全設計中的適用範圍（主要針對生命安全疏散，不涵蓋"重要安全"構件或設施火災工況），並要求防火設計需基於火災風險分析。
- (ii) N4.2.3a：替換了此節，規定了高溫下結構鋼、鋼筋和普通混凝土的熱膨脹係數。
- (iii) Table A-4.2.2：替換為 Table NA-4.2.2，更新了高溫下普通混凝土的性能參數，並刪除了輕質混凝土的內容。

(14) Appendix N5：既有結構評估 (Evaluation of Existing Structures)

- (i) 此附錄完全替換了 AISC 360 的 Appendix 5。提供了針對核設施（主要是靜力載重下）既有結構評估的特定要求。
- (ii) N5.1：定義了評估適用範圍和方法（結構分析、載重試驗或兩者結合）。
- (iii) N5.2：規定了材料性能的確定方法：
  - 要求 EOR 確定所需試驗。
  - 規定了拉伸性能（降伏、抗拉、延伸率）的獲取方式（CMTR 或現場取樣）。
  - 規定了需要確定化學成分的情況及方法。
  - 規定了需要確定母材缺口韌性的情況及方法。
  - 規定了銲縫金屬和螺栓的取樣和測試要求。
- (iv) N5.3：規定了通過結構分析進行評估的要求，包括尺寸數據獲取、強度評和使用性評估。
- (v) N5.4：規定了通過載重試驗進行評估的要求（僅適用於靜態豎向載重），包括活載重額定值的確定和使用性評估。

- (vi) N5.5：規定了評估報告的內容要求。
- (15) Appendices N6, N7, N8：無變更。
- (16) Appendix N9：鋼板組合牆 (Steel-Plate Composite (SC) Walls)
- (i) 此附錄是 N690-18 (2018) 中全新的內容。它提供了 SC 牆的設計要求、分析要求、SC 牆自身及其連接的設計方法。
- (ii) N9.1：設計要求，包括一般規定 (尺寸、材料限制、組合作用、繫件要求等)、設計基準、面板寬厚比要求、組合作用要求 (鋼錨栓分類、間距)、繫件要求 (分類、拉力)、衝擊性/衝擊性載重設計 (DIF、延性比、響應確定)、開孔周圍設計與構造。
- (iii) N9.2：分析要求，包括一般規定、有效勁度 (抗彎、面內剪切)、有限元分析的幾何與材料屬性、涉及事故熱工況的分析、所需強度的確定 (平均化)。
- (iv) N9.3：SC 牆設計，包括單軸拉伸強度、壓縮強度、面外抗彎強度、面內剪切強度、面外剪切強度、組合受力下的強度 (面外剪力、面內力和面外彎矩組合)。
- (v) N9.4：SC 牆連接設計，包括一般規定、所需強度 (兩種計算選項)、可用強度 (引用其他規範章節)。

這個列表詳細說明了 N690-18 (2018) 相較於 N690-12 (含補充文件) 的主要修改和新增內容。最顯著的變化是與 AISC 360-16 (2016) 的對齊、增加了詳細的 QA/QC 要求 (Chapter NN) 以及全新的 SC 牆設計附錄 (Appendix N9)。

#### **4. IAEA SS-89 與 IAEA NS-G-2.13 (2009) 之異同**

(1) 主要差異概述：

- (i) 範圍擴大：NS-G-2.13 (2009) 主要針對現有核設施的地震安全評

估。而 SSG-89 (2024) 則同時涵蓋了現有核設施和新建核設施的地震安全評估。對於新建核設施，它特別強調了在設計階段進行評估以確保超越設計基準的足夠安全餘裕度

- (ii) 方法論更新與整合：SSG-89 (2024) 明確且詳細地闡述了三種主要的評估方法：地震餘裕度評估 (SMA)、基於概率安全評估的地震餘裕度評估 (PSA-based SMA) 和地震概率安全評估 (SPSA)。它反映了自 NS-G-2.13 (2009) 發布 (2009 年) 以來在這些方法論上的發展和應用經驗。
- (iii) 與最新 IAEA 安全標準對齊：SSG-89 (2024) 的建議旨在滿足一系列更新後的 IAEA 安全要求，包括 GSR Part 4 (Rev. 1), SSR-1, SSR-2/1 (Rev. 1), SSR-2/2 (Rev. 1), SSR-3, 和 SSR-4，這些要求是在 NS-G-2.13 (2009) 之後發布或修訂的。
- (iv) 結構調整：SSG-89 (2024) 的結構進行了調整，以容納更廣泛的範圍和更新的方法論。例如，增加了針對新建核設施設計階段和許可階段的考量，並單獨設立章節 (第 6 章) 討論核電廠以外的其他核設施的評估方法。
- (v) 強化縱深防禦第 4 層考量：SSG-89 (2024) 在第 5 章中特別加入了關於縱深防禦第 4 層 (嚴重事故緩解) 地震能力的考量，這是近年來核安全領域關注的重點。

(2) 各章節更新和修改處詳細列表：

(i) 第 1 章：引言

- 背景 (Background)：更新了背景資訊，指出了本導則旨在滿足一系列更新後的 IAEA 安全要求。明確說明本導則同時適用於現有和新建核設施，並解釋了新建設施進行超越設計基準評估

的動機。區分了地震安全評估與傳統地震設計鑒定的目標和方法（評估更側重實際能力和餘裕度）。指出本導則取代 NS-G-2.13 (2009)。

- 目標 (Objective)：目標擴展至涵蓋滿足現有設施因應危害認知變化或法規更新的需求，以及新建設施驗證超越設計基準地震餘裕度的需求。
- 範圍 (Scope)：明確列出了適用的核設施類型。定義了本導則中的「現有核設施」和「新建核設施」。明確列出了本導則詳細討論的三種評估方法 (SMA, SPSA, PSA-based SMA)。
- 結構 (Structure)：更新了對導則各章節內容的描述，反映了新的結構安排，例如單獨的第 6 章用於非核電廠設施。

(ii) 第 2 章：核設施地震安全評估的一般考量

- 適用的安全要求 (Safety requirements applicable)：引用了來自 GSR Part 4 (Rev. 1), SSR-1, SSR-2/1 (Rev. 1), SSR-2/2 (Rev. 1), SSR-3, SSR-4 的最新相關要求，涵蓋安全評估、危害評估、設計餘裕度、運行期間變更等方面。
- 一般概念 (General concepts)：強調了核設施固有的地震餘裕度及其來源，以及餘裕度在設施內部分佈的不均勻性。引入並強調了現狀條件對於現有設施評估的重要性。
- 執行評估的原因 (Reasons to perform)：分別列出對新建核設施（驗證超越設計基準餘裕度、避免懸崖邊緣效應、防止放射性釋放）和現有核設施（地震危害認知增加、法規要求/定審、設計不足、新技術發現、地震經驗、超越設計基準考量、延壽）進行地震安全評估的具體原因。列出評估可能達成的多個目標。

- 地震危害相關考量 (Consideration of relevant aspects related to seismic hazard)：概述了評估前需識別的地震危害要素（場地地質穩定性、振動地面運動特性、伴生現象）。討論了確定性與概率性方法的使用。詳細說明了何時需要進行場址特定的 PSHA。定義了 SMA 和 PSA-based SMA 中的「參考水平地震 (reference level earthquake)」，以及 SPSA 中的參考水平地震。
- 多設施場址考量 (Evaluation for sites with multiple nuclear installations)：新增了對多機組/多設施場址潛在相互作用的考量建議，並提到了多機組 PSA 方法。
- 設計階段考量 (Consideration at the design stage)：新增了關於在新建設施設計階段應用 SPSA 或 PSA-based SMA 的建議，以及如何利用評估結果優化設計。
- 許可階段考量 (Consideration at the licensing stage)：新增了關於在許可階段（設計完成、場址危害已知）使用 SPSA 提供保證，並在竣工運轉後更新評估以反映竣工和運轉狀態的建議。

(iii) 第 3 章：地震安全評估方法論的選擇

- 引用 GSR Part 4 (Rev. 1) 強調確定性和概率性方法需並用。
- 詳細闡述了選擇方法論需考慮的因素：是否滿足評估目標、是否滿足法規要求、能否證明滿足安全要求。
- 提出了在多個可行方法中進行選擇時需額外考慮的因素：數據可用性、進度、成本（初始與維護）、潛在附加價值、不同危害可採用不同方法。
- 分別詳細介紹了 SMA、PSA-based SMA 和 SPSA 的主要特點、終端產物以及各自適用的評估目標。

- 新增了根據設施是新建還是現有來選擇方法論的考量因素，如信息可用性差異、法規要求差異、進度成本優先級差異、預期壽命與投資回報。

(iv) 第 4 章：核設施地震安全評估的數據收集與調查

- 設計基準數據與文件 (Data and documentation on the design basis)：強調了收集設計基準數據的重要性，特別是對現有舊設施可能存在的數據限制。詳細列出了應收集的一般文件、特定 SSC 文件（系統、岩土、結構、部件、分佈系統、服務設備）、地震設計基準信息、土-結相互作用及響應分析細節。
- 現有核設施的額外數據與調查 (Additional data and investigations for existing nuclear installations)：此部分內容是針對現有設施，是 SSG-89 (2024) 相較於 NS-G-2.13 (2009) 範圍擴展後，為保持對現有設施的關注而細化的部分。強調識別現狀條件的重要性。建議利用定審報告、老化管理計畫輸出。要求對已有文件進行關鍵審查並通過初步篩檢巡查(screening walkdown) 確認。特別關注施工/組裝過程中的特定方面（如邊坡、隱蔽 SSC、現場佈線、非安全級項目的安裝、間隙、現場測試、錨固。建議審查和獲取最新的地下數據、地下水位信息、地震經驗信息。建議通過測試驗證現狀混凝土等級和鋼筋性能及細節。建議調查老化效應、驗證幾何特性、核實實際非地震載重。建議在信息不足時對管道和設備進行分析或測試。

(v) 第 5 章：核設施地震安全評估，側重於核電廠

- 地震危害評估 (Assessment of seismic hazards)：提供了關於選擇概率性或確定性危害分析方法的建議。詳細說明了如何基於不

同方法 (SMA, PSA-based SMA, SPSA) 和評估目標來確定「參考水平地震 (reference level earthquake)」。提出了對非振動地面運動危害和伴生現象進行篩選的標準 (可信度、後果)，以及如何為未被篩選掉的危害確定參考參數。

- 所有方法通用的實施指南 (Implementation guidelines common to all)：詳細描述了確定評估範圍的四個步驟：識別安全功能、確定初始條件/成功準則/人員動作/外部援助等、編制選定 SSC 清單、執行地震評估巡視<sup>89</sup>。提供了編制選定 SSC 清單的具體建議。詳細闡述了地震評估巡視 (seismic evaluation walkdown) 的目的、團隊組成、流程 (準備、初步巡視、計劃與指南制定、詳細巡視、巡視後活動、文件記錄)。
- 縱深防禦第 4 層考量 (Considerations on defence in depth level 4)：新增此部分，強調評估範圍需包含設計擴展工況下的緩解功能所需項目，特別是保護安注系統或最後一道屏障的功能。
- SMA 實施 (Implementation of SMA)：詳細列出了 SMA 方法的實施步驟。給出了選擇成功路徑的具體建議。提供了確定地震響應和 HCLPF 容量的建議。包含了對核電廠安注系統和小管線的特殊考量。
- PSA-based SMA 實施 (Implementation of PSA based SMA)：說明了此方法相較於 SMA 的修改之處 (用事故序列/故障樹替代成功路徑選擇、基於事故序列確定 SSC 清單、HCLPF 計算方式不同、包含人員失誤和非地震隨機失效。建議遵循 SPSA 方法建立邏輯模型。提供了計算 SSC 的 HCLPF 容量或保守偏倚易損性的建議。介紹了計算設施級 HCLPF 的兩種方法 (min-max 法

和顯式量化法。規定了報告要求。

- SPSA 實施 (Implementation of SPSA)：說明了此方法相較於 SMA 的修改之處（用邏輯模型開發替代成功路徑選擇、增加人員可靠性分析、用易損性評估和風險量化替代 HCLPF 計算。詳細闡述了事故序列邏輯模型的開發考量（地震共因特性、多種地震強度、地震引發的特殊始發事件、非能動部件失效、相互作用失效、包含非地震失效。討論了系統邏輯模型的建立和選定 SSC 清單的確定。提出了確定地震響應概率分佈的要求。詳細說明了地震易損性曲線的開發（基於不同嚴謹程度：通用曲線、基於 HCLPF 的曲線、詳細曲線。強調了人員失效概率評估需考慮地震特殊性。描述了風險量化的過程（卷積危害曲線與設施易損性。詳細列出了 SPSA 的報告成果要求。

(vi) 第 6 章：核電廠以外其他核設施的地震安全評估

- 此章節顯著擴展或新增，以適應 SSG-89 (2024) 更廣的範圍。
- 引入了基於 SSC 功能和失效後果的地震危害類別（或稱地震設計級別）的概念，並建議使用分級方法將設施分為高、中、低危害類別（參考附件表格 A-1）。
- 提出了通過保守篩選確定是否需要進行詳細評估的建議。
- 引入了為不同地震類別設定性能目標（以失效年平均頻率表示）的概念（參考附件表格 A-2），並將其與設施整體性能目標關聯。
- 提出了根據設施危害類別（低、中、高）採用分級方法來應用評估方法論和確定嚴謹程度的建議。
- 提出了證明 SSC 滿足性能目標的三種方法：符合基於可靠性的

設計規範、證明有足夠地震餘餘裕度、通過 SPSA 顯式計算失效年頻率。

(vii) 第 7 章：核設施地震安全評估結果的使用

- 建議將評估中學到的經驗納入震後程序。
- 詳細討論了基於評估結果進行風險知情決策，特別是關於是否以及如何實施技術升級或加固計畫，權衡風險降低、成本和剩餘壽命。列出了降低風險的備選方案。
- 提供了基於評估結果進行現有設施改造設計的建議，強調需符合規範標準、考慮新引入的相互作用、注意空間和環境限制、評估對互聯系統的影響、考慮錨固/約束/更換部件等升級類型、優先考慮風險降低效果好且成本低的方案。
- 建議審查現有程序（檢查、維護），確保不損害 SSC 的耐震能力。

(viii) 第 8 章：核設施地震安全評估的管理系統

- 要求將符合 GSR Part 2 的管理系統應用於 PSA 的全過程。
- 要求制定具體的技術程序。
- 強調了進行同儕審查的重要性，並對評審專家組成和評審階段提出了建議。
- 建議對非核電廠設施應用管理系統時採用分級方法。
- 詳細列出了評估結果報告應包含的內容以及需要保留的詳細支持信息。
- 新增了對改造管理的要求，確保後續改造不影響評估結果的有效性。

(ix) 附錄：核設施 SSC 的地震失效模式考量

- 提供常見 SSC 類別的典型失效模式，供巡視和能力評估參考。
- 分別詳細討論了建築物和結構、機械設備、電氣設備、單個儀表和裝置、分佈系統的潛在失效模式。
- 詳細討論了地震相互作用（空間碰撞、地震-火災、地震-水淹/噴淋）。
- 討論了操作人員路徑的潛在阻塞和外部援助路徑的考量。
- 增加了對核電廠特定考量（主系統、安注系統）的建議。
- 增加了對非振動地面運動（如液化沉降、邊坡位移、斷層錯動）引發的失效模式的考量。
- 增加了對伴生現象（如地震引發的上游大壩失效洪水、海嘯、滑坡）引發的失效模式的考量。

(x) 附件：核設施地震設計級別和性能目標定義準則示例

- 提供了一個基於美國實踐的 SSC 地震設計級別定義示例（表 A-1 和相應性能目標示例（表 A-2））。

總體而言，SSG-89 (2024) 是對 NS-G-2.13 (2009) 的一次重大更新和擴展，反映了 IAEA 安全標準體系的最新要求、地震工程領域的技術進步以及將評估範圍擴展到新建核設施的需求。

### **（五）美國加州 Diablo Canyon 核電廠長期地震計畫(DCPP-LTSP) 研析**

美國太平洋瓦斯電力公司(PG&E)所屬之 Diablo Canyon 核電廠(DCPP)，位於加州中部地震活躍帶，其耐震安全議題一直是工程界與管制單位關注的焦點。為因應複雜且不斷更新的地震地質資訊，DCPP 發展出獨特的「長期地震計畫」(Long Term Seismic Program, LTSP)。DCPP-LTSP 不僅是全球核能工業中持續時間最久、投入資源最龐大的廠址地震安全研究計畫，更在實務上實現了國際原子能

總署最新導則 IAEA SSG-89 (2024)《核能設施耐震安全評估》所提倡的核心理念。透過深入研析 DCPD-LTSP 的發展歷程、運作機制及其技術內涵，可具體印證 SSG-89 中多項先進評估概念在實際大型核能設施中的應用價值與必要性。

## 1. Diablo Canyon 長期地震計畫(DCPD-LTSP)之緣起與演進

DCPD-LTSP 的誕生並非源於一般的法規要求，而是源於 DCPD 獨特的建廠歷史背景。

- 計畫緣起與執照危機(1970s-1984)：在 DCPD 建造期間(1970 年代初期)，地質學家在距離廠址外海僅約 3 英里(約 5 公里)處，發現了先前未知的 Hosgri 斷層帶。這一發現震撼了整個核能業界，因為該斷層的潛在地震規模遠超原始設計所依據的地震源。電廠被迫在接近完工階段進行大規模的耐震重新分析與結構補強。
- 執照條件 2.C.(7)的確立(1984)：為了解決 Hosgri 斷層帶來的長期不確定性，並回應公眾對電廠耐震安全的疑慮，美國核能管制委員會(USNRC)在 1984 年核發 DCPD 第一部機組的全功率運轉執照時，附加了一項「執照條件 2.C.(7)」(License Condition 2.C.(7))。此條件強制要求 PG&E 必須執行一個持續性的計畫，利用最新的地質、地震、地物理資料與分析技術，不斷地重新評估並驗證電廠的耐震設計基準。這標誌著 DCPD-LTSP 的正式啟動，也將 DCPD 的耐震安全管理從傳統的「一次性執照審查」轉變為「全生命週期的持續性評估」。
- 持續的挑戰與驗證(2008-2011)：DCPD-LTSP 的價值在後續營運中屢次得到驗證。2008 年，DCPD-LTSP 團隊透過更先進的三維

(3D)高解析度反射震測技術，在離廠址僅約 600 公尺及 300 公尺處，分別發現了新的「海岸線斷層(Shoreline Fault)」與「愛爾蘭崗與聖路易斯灣(Irish Hills and San Luis Bay)斷層系」的延伸。DCPP-LTSP 機制立即啟動，對這些新發現進行詳盡評估，確認電廠既有耐震餘裕仍足夠。

- 福島事故後的回應與升級(2011 迄今)：日本福島核災後，USNRC 發布 50.54(f)信函要求全美核電廠重新評估地震與海嘯危害。DCPP 憑藉 DCPP-LTSP 長期累積的數據與模型基礎，成為全美首批能夠執行最複雜之「資深地震危害分析委員會」(SSHAC)第三等級(Level 3)評估的電廠，並接續完成了高品質的地震機率式風險評估(SPRA)，全面提升了對極端地震事件的風險掌握度。

## 2. DCPP-LTSP 的關鍵技術組成與運作機制

DCPP-LTSP 並非一個靜態的研究報告，而是一個整合了監測、分析、評估與回饋的動態管理系統。其成功運作依賴以下幾個核心技术組成：

- 專屬的高密度地震監測網：DCPP-LTSP 在加州中部海岸建立並維護著「中央海岸地震網」(Central Coast Seismic Network, CCSN)，包含數十個高靈敏度的數位寬頻地震儀與強震儀。此監測網不僅能捕捉大地震，更能記錄微小地震活動，藉此精確描繪地下斷層的幾何構造與活動性，為地震震源模型的更新提供最直接的證據。
- 先進的海陸聯合地球物理探勘：由於關鍵斷層多位於海域，DCPP-LTSP 持續投入巨資進行高解析度的海域 2D/3D 反射震

測，並結合陸域的震測、重力與磁力調查，建構出廠址周邊區域極為精細的三維地殼構造模型。這大幅降低了對斷層位置、傾角與連結性的知識不確定性(Epistemic Uncertainty)。

- 動態的危害度與風險評估模型更新：DCPP-LTSP 設有專責的地學與工程團隊，持續追蹤全球最新的地震科學研究成果（如新的地動預估方程式 NGA-West2）。一旦監測數據或新理論顯示既有的危害度評估可能不再保守，DCPP-LTSP 便會啟動更新程序，從震源特性化、地動模擬到最終的風險量化，進行連動式的再評估。

### 3. DCPP-LTSP 與 IAEA SSG-89 核心概念之對應與研析

IAEA SSG-89 (2024)不僅是技術導則，更是一套耐震安全管理的理念。DCPP 的 LTSP 實務在多個關鍵層面上，與 IAEA SSG-89 的建議呈現高度的契合，可視為該導則理念的先行實踐者與驗證場域：

- (1) 全生命週期的耐震安全管理體系（對應 IAEA SSG-89 第 2 章與第 8 章）
  - IAEA SSG-89 導則第 2 章強調，耐震安全評估應涵蓋設施的整個生命週期，以因應地震危害認知的改變或設施本身的老化。第 8 章更進一步建議應建立一個正式的「管理系統」來規範這些評估活動。
  - DCPP-LTSP 的實踐驗證：DCPP 透過法定的執照條件將 LTSP 制度化，使其成為電廠永久性組織架構的一部分，擁有穩定的年度預算與專職人員。這超越了許多國家僅在十年一次的「定期安全審查(PSR)」才進行評估的做法。DCPP-

LTSP 證明了建立常態性的專責機構，才能有效積累場址特定的知識與數據，並在面對突發事件（如福島事故或新斷層發現）時做出迅速且具科學基礎的回應。

(2) 掌握設施現況與持續監測 (對應 IAEA SSG-89 第 4 章)

- IAEA SSG-89 第 4 章特別強調，對於運轉中設施的評估，必須基於其現況，而非僅依賴原始設計資料。這包括了實際的材料老化狀況、後續的設計變更，以及現場的實際安裝組態。
- DCPD-LTSP 的實踐驗證：DCPD-LTSP 在執行福島後 SPRA 的過程中，投入了數萬人小時進行極為詳盡的現場巡查 (Walkdown)。工程師不僅查核設備的錨定狀態，更重點檢查了潛在的震後空間交互作用（如非耐震管線可能掉落撞擊安全設備、地震引發的內部水災噴濺源等）。這種對「現況」的徹底掌握，確保了風險評估結果的真實性，完全呼應了 IAEA SSG-89 的要求。同時，DCPD-LTSP 的 CCSN 地震網也體現了 IAEA SSG-89 對於持續收集場址數據以減少不確定性的重視。

(3) 處理高度不確定性的高階評估方法 (對應 IAEA SSG-89 第 3 章與第 5 章)

- IAEA SSG-89 建議採用「分級方法(Graded Approach)」，對於高危害潛勢的設施（如核電廠），應採用最嚴謹的地震機率式風險評估 (SPSA) 方法，以顯式地處理地震危害與結構易損性的不確定性。
- DCPD-LTSP 的實踐驗證：DCPD 面對的是極為複雜的板塊邊

界斷層系統，其不確定性極高。DCPP-LTSP 因此採用了業界最高規格的 SSHAC Level 3 程序來進行 PSHA，透過系統化的專家判斷引出過程，量化了震源與地動的知識不確定性。隨後，DCPP-LTSP 進一步發展了全廠的精細 SPRA 模型，取代了早期的地震餘裕評估(SMA)。這些實務經驗顯示，面對高複雜度的場址，唯有採用 IAEA SSG-89 所建議的高階機率式方法，才能提供足夠的決策信心。

#### (4) 獨立同儕審查與透明度 (對應 IAEA SSG-89 第 8 章)

- IAEA SSG-89 第 8 章明確指出，為確保評估品質與公信力，必須執行獨立的同儕審查(Peer Review)。審查團隊應具備多領域的專業能力，且應在評估的不同階段介入。
- DCPP-LTSP 的實踐驗證：DCPP-LTSP 的運作處於極高的透明度與監督之下。除了聯邦層級的 USNRC 監管外，加州州政府特別成立了「Diablo Canyon 獨立安全委員會(DCISC)」，聘請世界級的三位頂尖專家，每年三次對 DCPP-LTSP 的活動進行深入稽核並發布公開報告。此外，在執行 SSHAC PSHA 過程中，依規定必須設立「參與式同儕審查小組(PPRP)」，全程參與所有工作坊並挑戰技術團隊的假設。這種多層次、全過程的外部獨立審查機制，極大地增強了 DCPP-LTSP 評估結果的技術公信力與社會接受度，為 IAEA SSG-89 的同儕審查要求提供了最佳範例。

#### (5) 風險告知決策的實際應用 (對應 IAEA SSG-89 第 7 章)

- IAEA SSG-89 第 7 章強調評估結果不應束之高閣，而應回饋於提升電廠安全性，包括識別弱點、制定升級方案及支援風

險告知決策。

- DCP- LTSP 的實踐驗證：DCPP-LTSP 的 SPRA 模型已成為 DCP- 日常營運管理的重要工具。它不僅用於識別並移除了多項潛在的耐震弱點（如強化特定電氣盤體的錨定、改善砌磚牆的支撐等），更被用於評估電廠長期營運的風險效益。例如，在加州政府考慮延長 DCP- 運轉年限時，DCPP-LTSP 的評估結果提供了關鍵的量化風險數據，協助決策者在能源安全與公共安全之間取得平衡。這正是 IAEA SSG-89 所倡議之「風險告知決策」的具體展現。

#### 4. DCP- LTSP 對新建與既有核能設施之啟示

DCPP-LTSP 的經驗對全球核能工業具有重要的啟示：

- (1) 地質環境的動態性：DCPP-LTSP 經驗顯示，即使在運轉數十年後，仍可能發現離電廠極近的新斷層。因此，IAEA SSG-89 要求的「持續監測與定期再評估」絕非空談，而是確保安全的必要手段。
- (2) 一個強大的耐震安全管理「軟體」（即組織、程序、人才與經費），其重要性不亞於電廠的硬體設施。DCPP-LTSP 證明了投資於長期的知識積累，能在關鍵時刻（如福島後）迅速轉化為對電廠安全的有力辯護。
- (3) 透明溝通的重要性：地震議題往往是公眾關注的焦點。LTSP 透過公開透明的科學研究與多重獨立審查，有效地在充滿挑戰的社會環境中維持了電廠的技術公信力。

#### 5. 小結

美國 Diablo Canyon 核電廠的長期地震計畫(DCPP-LTSP)，以其

四十年的實務運作經驗，體現 IAEA SSG-89 導則的核心精神。它證明了將耐震安全評估從「單次合規性檢查」轉型為「全生命週期動態管理系統」，不僅在技術上是可行的，更是確保核能設施在面對高度不確定自然危害時，仍能維持極高安全水準的關鍵途徑。對於我國而言，參照 DCPD-LTSP 的經驗來落實 IAEA SSG-89 的建議，建立本土化的核能設施耐震長期管理機制，將是提升核能安全管制效能的重要方向。

## 四、日本核電廠之更新設計地震動基準與耐震評估內容之案例探討

### 1. 日本核電廠耐震設計政策與方針介紹

基準地震動及及耐震設計方針審查指針(基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド(Nuclear Regulation Authority, 2013)構成如圖 4-1 所示:

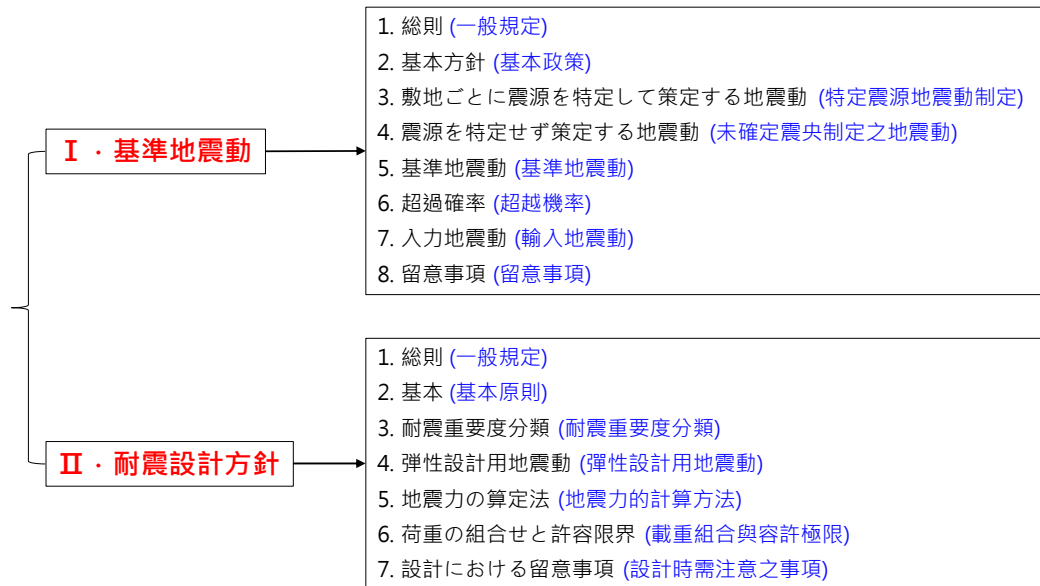


圖 4-1 基準地震動及及耐震設計方針審查指針之構成  
(Nuclear Regulation Authority, 2013)

以下介紹各章節內容：

#### (一) 基準地震動

##### 1. 總則 (一般規定)

「發電用輕水型原子爐設施」進行設置許可階段的耐震設計審查中，提供審查人員依據現行法規與技術解釋，嚴格確認基準地震動(Ss)合理性之審查依據，確保原子爐設施之耐震安全性。基準地震動之制定流程如圖 4-2 所示:

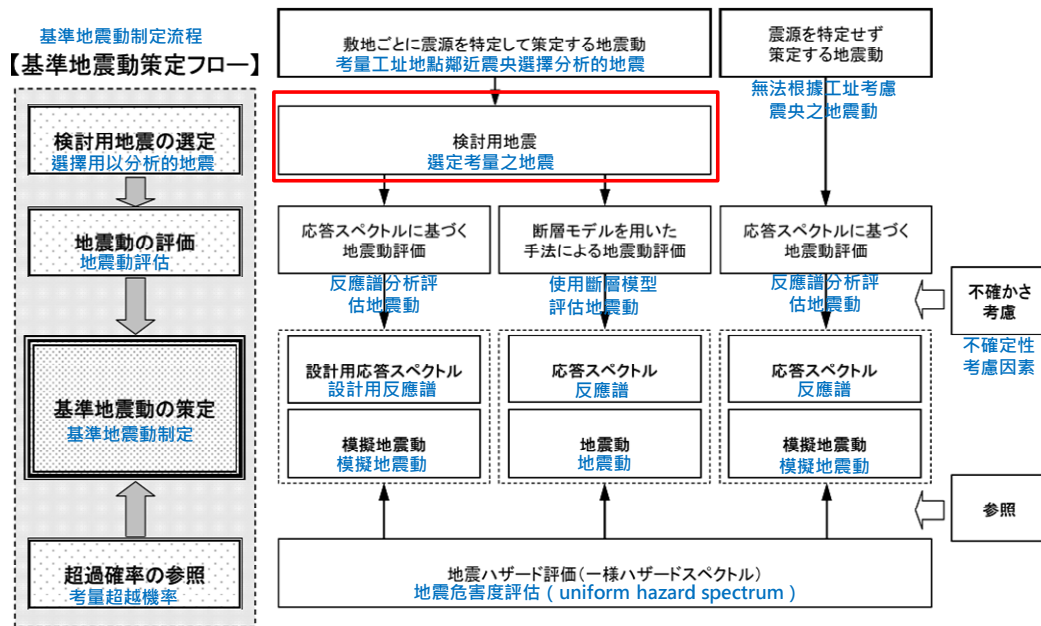


圖 4-2 基準地震動及及耐震設計方針審查指針之構成 (Nuclear Regulation Authority, 2013)

- 解放基盤表面：假設地表無表層與結構物的自由表面，為策定地震動用之基盤表面，須為剪力波速  $V_s \geq 700$  m/s 之未顯著風化地層。
- 地震基盤：剪力波速約  $V_s \geq 3000$  m/s 的深部地層。
- 內陸地殼內地震：發生於陸地上部地殼的地震，包含接近海岸者。
- 板塊間地震：發生於兩個相接板塊邊界的地震。
- 海洋板塊內地震：發生於海洋板塊內部，包含：沈沒中之海洋板塊內地震(外隆地震)和已沈沒之海洋板塊內地震(板塊內地震)。
- 未特定震源之地震動：即使詳查周邊，仍難完全掌握潛在震源，因此對所有場址皆應共通考慮的內陸地震動類型。

## 2. 基本方針(基本政策)

基準地震動應包括兩類，分別為特定震源地震動(針對各設施場址特定之潛在震源進行策定)以及非特定震源地震動(針對無法明確歸屬震源的可能地震進行策定)。地震動需就水平方向與垂直方向分別評估，並以解放基盤表面作為評估基準面。特定震源地震動的策定方式為依據可能影響設施之多個潛在地震(稱為「檢討用地震」)進行設定。對每一震源需要考慮：不確定性分析(如震源特性、斷層參數等)、使用反應譜與斷層模型方法、模擬地震波傳遞至基盤表面、應適當組合主要不確定性參數、採用保守且合理的評估手法。非特定震源地震動的策定方式包含：蒐集過去難以與斷層關聯之內陸地震觀測紀錄、考慮多種不確定因素、依據場址地盤特性設定反應譜、並以此建立通用性地震動模式、補足特定震源無法完全覆蓋的風險。上述兩類地震動應互補性並行考慮，以全面涵蓋場址可能面臨之地震風險情境，並確保地震設計不遺漏任何可能的震源型態或極端地震動。

### **3. 場域ごとに震源を特定して策定する地震動 (特定震源地震動制定)**

針對特定設施之場域，需首先識別可能影響該地點的潛在震源，並據此策定設計用地震動。地震動的評估應同時採用「反應譜為基礎的地震動評估法」與「斷層模型法」兩種方法，以確保結果兼具經驗與物理合理性。此外，評估過程中亦應綜合考量場域觀測記錄、震源特性及地震波傳遞途徑等影響因子，以建立能真實反應場域地震動特性的輸入基準。

#### **3.1 策定方針**

針對每個檢討用地震，應以反應譜法與斷層模型法進行地震動

評估。評估時必須考慮震源機制、波傳途徑及地區特性，並參考場域的實際觀測記錄。若震源靠近場域，則其破壞過程對地震動影響顯著，因此需優先採用斷層模型法。

## **3.2 檢討用地的選定**

### **3.2.1 地震分類**

根據活斷層特性與地震活動情況，整合中小地震分佈、應力場與震源機制等研究成果，選定多個檢討用地震(內陸地殼內地震、板塊間地震、海洋板塊內地震)。對具隔震結構等設施，應考慮選定具有長週期地震動特性的地震。

### **3.2.2 震源與斷層機制評估**

針對不同類型地震，應適切評估震源斷層的形狀與幾何參數。如需更多震源資訊，應進行補充調查(變動地形學、地質、地球物理等)。

### **3.2.3 震源特性參數設定**

根據文獻與調查資料，妥善設定震源參數(如震源長度、斷層位移、震源深度)。如使用經驗公式(例如震源長度與規模關係)，需確認其適用範圍與不確定性。大型板塊間地震與海洋板塊內地震，應參考國內外案例並綜合地質、測地與震源資訊。長大活斷層需考慮傾角、連動性等；短小獨立斷層則應重視破壞過程與縮尺法則。

## **3.3 地震動評估(地震危險性評估)**

### **3.3.1 反應譜法**

在地震動評估過程中，應以適切的方法針對各檢討用地震進行反應譜評估，並同時考慮地震動的振幅包絡特性與持續時間。距離衰減式的選定需審慎確認其適用範圍與震源條件是否相符，並應將

震源幾何形態及其不均勻性納入評估考量。

此外，波傳與場址效應的評估亦屬關鍵，地震動反應譜應充分反映地下地質構造的特性。若場域具備地震觀測記錄，應善加利用以驗證與修正分析模型，確保地震動模擬結果之合理性與代表性。

### 3.3.2 斷層模型法

設定震源參數後，應執行地震動模擬。若場域具有觀測記錄，宜採用經驗性格林函數法進行模擬，並確認所使用之元素的地震適用性。若採用統計性格林函數或混合法，應依據調查資料設定波傳特性與地盤放大效應。若採用其它模擬手法，則須提供其妥當性之證明，以確保模擬結果的合理性與可靠度。

**震源模型設定：**震源參數之設定應依據活斷層調查成果及最新研究資料(例如地震調查推進本部所提出之手法)，以確保模型具備地質與地震學依據。若能設定地栓(Asperity)，應明確說明其依據來源與設定原理；若無足夠資訊，則應採取偏保守的假設以維持安全餘裕度。對於短週期成份，宜參考新潟縣中越沖地震等案例所揭示之應力降值，以反映可能的高頻震動特性。

**特殊情境模擬與近震源地震動：**針對震源極近之場域，應詳細分析地表與深部斷層的整體幾何構造，並考慮震源參數的不確定性。模擬分析應同時涵蓋短週期、長週期及永久位移成份，以完整反映地震動特性。應透過國內外重大災害地震的再現分析，檢討斷層滑移的不均勻性與破壞模式對地震動的影響，並同時評估水平與垂直地震動兩個方向的反應。

**地下構造模型設定：**地下構造之建立應結合廣域概查與場域周邊精查兩個層次，逐步獲取地下介質之速度構造與地質特性。地震波傳

播分析需分別考量：(1)震源至地震基盤的地殼/上部地函構造、(2)地震基盤至解放基盤的廣域地下構造，以及(3)解放基盤至地表的淺層構造，並適切設定各層速度、衰減係數與界面條件等參數。另須評估地質構造(如地層傾角、褶皺及斷層)對地震波傳遞之影響。最終之地下構造模型應以三維形式建立，並透過觀測數據加以驗證其一致性與合理性。

#### 4. 震源を特定せず策定する地震動(未確定震央制定之地震動)

此一章節針對難以將震源與活斷層關聯的「內陸地殼內地震」所制定的地震動進行說明。目標是透過近域震源的觀測記錄，考慮各種不確定性，策定與場域地盤物性相對應的地震動反應譜。

##### 4.1 策定方針

**基礎資料來源：**未特定震源之地震動評估，應以無法與特定活斷層關聯之過去內陸地殼內地震的「近域震源觀測記錄」為主要依據。評估過程中，需考慮震源特性、波傳途徑及地盤條件等各種不確定性，並依據場域地盤性質設定對應之地震反應譜，以確保地震動評估結果之合理性與安全性。

**地震波傳播特性考量：**設定地震反應譜時，應充分反映地震波自震源傳遞至解放基盤過程中的傳播特性，並評估場域及其周邊地區之深層與淺層地下構造對波傳的影響。此評估應兼顧速度構造、衰減特性及地質不均勻性等因素，以確保所設定之反應譜能合理反映地震波在實際地盤條件下的放大與衰減行為。

**地震動特性考量：**除反應譜外，也必須適當評估地震動的持續時間、振幅包絡線的時間變化等特性。

**妥當性驗證：**所策定之基準地震動應依據最新之科學與技術成果進

行個別妥當性確認。評估過程中，特別需考量無地表跡象之潛在震源斷層所可能產生的地震動影響，並透過機率式評估等方法適切處理震源位置、規模及地震發生機制等不確定性，以確保基準地震動設定之合理性與安全性。

## 4.2 地震動評估

### 4.2.1 檢討用地震的選定與觀測記錄的蒐集

**選定原則：**檢討用地震應自難以明確與活斷層關聯之內陸地殼內地震中選定，如表 4-1，並蒐集其近域震源之觀測記錄作為分析與比對之基礎。此舉可確保所採用地震動能反映未特定震源地震之特性，並提供後續反應譜評估與模擬分析之合理依據。

表 4-1 內陸地殼內地震之實例

| No. | 地震名稱                 | 日期時間             | 規模    |
|-----|----------------------|------------------|-------|
| 1   | 2008 年岩手縣-宮城縣內陸地震    | 2008/06/14 08:43 | Mw6.9 |
| 2   | 2000 年鳥取縣西部地震        | 2000/10/06 13:30 | Mw6.6 |
| 3   | 2011 年長野縣北部地震        | 2011/03/12 03:59 | Mw6.2 |
| 4   | 1997 年 3 月鹿兒島縣北西部地震  | 1997/03/26 17:31 | Mw6.1 |
| 5   | 2003 年宮城縣北部地震        | 2003/07/26 07:13 | Mw6.1 |
| 6   | 1996 年宮城縣北部(鬼首)地震    | 1996/08/11 03:12 | Mw6.0 |
| 7   | 1997 年 5 月鹿兒島縣北西部地震  | 1997/05/13 14:38 | Mw6.0 |
| 8   | 1998 年岩手縣內陸北部地震      | 1998/09/03 16:58 | Mw5.9 |
| 9   | 2011 年靜岡縣東部地震        | 2011/03/15 22:31 | Mw5.9 |
| 10  | 1997 年山口縣北部地震        | 1997/06/25 18:50 | Mw5.8 |
| 11  | 2011 年茨城縣北部地震        | 2011/03/19 18:56 | Mw5.8 |
| 12  | 2013 年栃木縣北部地震        | 2013/02/25 16:23 | Mw5.8 |
| 13  | 2004 年北海道留萌支廳南部地震    | 2004/12/14 14:56 | Mw5.7 |
| 14  | 2005 年福岡縣西方外海地震之最大餘震 | 2005/04/20 06:11 | Mw5.4 |
| 15  | 2012 年茨城縣北部地震        | 2012/03/10 02:25 | Mw5.2 |
| 16  | 2011 年和歌山縣北部地震       | 2011/07/05 19:18 | Mw5.0 |

**小規模斷層地震的考慮：**檢討用地震之選定，應同時涵蓋破壞範圍侷限於地震發生層內部且地表難以呈現跡象之小規模斷層地震(通常約為 Mw 6.5 以下)。此類地震可於全國各地隨機發生，其震源位置

與規模多難以事前預測，惟仍可能對設施造成顯著影響，故於基準地震動設定時應予以適當考量。

**未預知活斷層地震的考慮：**除小規模斷層地震外，亦應考慮發生於未指出活斷層地區，但地表呈現部分變形跡象之地震(通常為 Mw 6.5 以上)。此類地震多由孤立且規模短小之斷層活動引起，雖其破壞範圍可能已延伸至地震發生層之全部厚度，然尚未形成明顯的地表破裂。由於其潛在影響不容忽視，應於基準地震動之設定與評估中適切納入考量。

#### 4.2.2 反應譜(地震動強度)之設定與妥當性確認

所設定之地震反應譜，應充分反映地震波自震源傳遞至解放基盤過程中的波傳特性，並依據場域地盤之物性特徵進行修正，以確保地震動強度能合理反映實際場址條件。此外，亦應考慮各個觀測記錄所呈現之週期特性，作為反應譜形狀與峰值調整之依據。

### 5. 基準地震動

#### 5.1 策定方針(基本原則)

基準地震動的策定，須同時整合兩類地震動來源：指定震源地震動與未特定震源地震動，如表 4-2 所示。前者以已知斷層或潛在震源的參數為基礎進行境況模擬，後者則以區域性地震統計與距離衰減式推估不特定來源的可能地震動水準。兩者的評估結果應一併納入，並在策定流程中系統性處理各項不確定性，包括震源參數的變異、波傳路徑衰減與散衰、場址放大效應、以及迴歸模型與樣本代表性所導致的統計誤差，使基準地震動在安全與合理性間取得平衡。

策定時必須考量場址特性。應依據場域既有的地震觀測紀錄與

地震地質資料，檢討震源機制、地震波傳播路徑效應及地區性場址條件，並據以修正解放基盤與地表層的地震動反應譜與波形，使之能反映當地實況。

另一方面，若設施採用隔震的長週期反應系統，則需就其結構頻率特性辦理專屬評估。在長週期範圍內應特別檢核反應譜平坦段與衰減段之適切性與保守性，必要時對該類設施個別策定基準地震動，與一般設施區分處理，以確保耐震設計輸入具有充分代表性與安全餘裕度。

表 4-2 基準地震動策定標準

| 類型        | 特徵與重點考量                    | 妥當性確認依據           |
|-----------|----------------------------|-------------------|
| 特定震源地震動   | 根據具體活斷層或震源模型設定             | 地質調查、破壞模式、模擬分析    |
| 未特定震源地震動  | 根據觀測紀錄與不確定性評估(如 Mw 6.5 以下) | 強震紀錄分析、機率式方法、區域條件 |
| 斷層模型生成地震動 | 週期、持續時間、相位特性完整模擬           | 地震模擬模型、設施動力分析     |

## 5.2 基準地震動的策定方法

基準地震動之策定可分為三種來源與一項妥當性檢核。首先，反應譜型方法須確保所設定之反應譜不低於各個檢討地震評估所得，並同時合理設定持續時間與振幅包絡線，使歷時在能量與強度分佈上與預期危害相符。其次，斷層模型方法係利用斷層模型的模擬生成基準地震動，應根據地震動的特性(頻率特性、持續時間、相位特性等)來分析設施可能承受的影響。若反應譜法所策定的基準地震動在所有週期範圍皆顯著高於斷層模型法，可選擇以反應譜法為代表。其三，對於未特定震源地震動之基準地震動，需確認設定時

已妥適考慮與目標反應譜相符的持續時間、包絡線時間變化及其它關鍵地震動特性(如脈衝、長週期成份與近斷層效應)。最後，妥當性確認應以最新科學知識見解與臨近震源之觀測紀錄進行比對與校核，必要時透過附加案例、統計區間與不確定性分析提升信賴度，確保所定基準地震動能作為設計與安全評估之可靠輸入。

## **6. 超過確率 (超越機率)**

### **6.1 評估政策**

確認反應譜的超越機率對應性，無論是針對震源特定或非特定所策定的地震動，都要確認其反應譜所對應的年超越機率水準。需將基準地震動的反應譜與地震危害度分析所得的均勻危害反應譜 (Uniform Hazard Spectrum, UHS) 進行比較，並確認其妥當性。

### **6.2 基準地震動的超越機率**

#### **6.2.1 地震危害度評估相關資訊的蒐集與分析**

廣泛蒐集影響場址的地震活動資訊：包括震源模型、地震發生頻率、活斷層與歷史地震資料等。將多位專家意見納入邏輯樹，透過邏輯樹結構呈現專家間的意見分歧，反映模型的不確定性。

#### **6.2.2 震源模型的設定**

選定適當的地震影響區域：考慮未來可能影響場址的地震，並正確設定震源模型範圍。評估不同震源對總危害的貢獻度，針對高貢獻者進行詳細建模。參數分類與不確定性處理，震源參數(如斷層位置、傾角、開裂速度等)需分類為偶然不確定性與認知不確定性。

#### **6.2.3 地震動評估模型的設定**

地震動強度的機率分佈建模：根據震源與傳播特性，建立場址的地震動強度機率模型。根據震源距離，使用距離減衰經驗公式、

使用物理型斷層模型、並同樣分類分析不確定性因素。

#### **6.2.4 邏輯樹的建立與運用**

分支項目的設定：根據對認知不確定性的分析，設定邏輯樹分支，明確說明各分支的權重設定依據。三種階段專家參與水準：根據分析困難度，選擇專家參與水準(Level 1~3)，並確認分析過程符合相對應標準。

#### **6.2.5 地震危害評估**

算出完整地震危害度曲線與易損性曲線，並明確掌握對總體地震危害有顯著影響的地震事件。

#### **6.2.6 超越機率的參照**

基準地震動 vs. UHS：核對基準地震動反應譜與 UHS 的一致性，確認其對應的年超過機率是否合理。

### **7. 入力地震動 (輸入地震動)**

#### **7.1 評估方針**

考慮地震波傳播特性：在依據基準地震動進行輸入地震動評估時，須適當考慮地震波從解放基盤表面傳播至地表的特性。依據地質與地盤調查結果進行建模：在考慮地震波傳播特性時，應依據場址周圍的地質構造調查與地盤調查結果，適切設定地盤的物理與力學特性，這些設定的妥當性需依據場址的觀測記錄與最新學術知識見解加以驗證。

#### **7.2 輸入地震動的評估**

##### **7.2.1 地盤模型(物理與力學特性等)的設定**

三維地盤結構與物性設定的確認：在建模時，須包含不整齊的解放基盤面位置，建立三維地盤結構模型，並妥善設定各地層的物

性(如彈性波速度、單位體積重、動態地盤剛性、阻尼比等)。調查資料來源與範圍：應採用場址內的多處鑽探資料、物理測井、原位試驗、地震觀測記錄等資料，且涵蓋足夠的範圍與深度，以支持地盤模型水平層狀結構建立的驗證。若充份調查後發現地盤結構可能為水平層狀結構，則應利用來自多方向的地震觀測記錄，進行波動傳播解析，以驗證該假設之妥當性。

### 7.2.2 輸入地震動的評估

利用地震反應解析導出輸入地震動：輸入地震動應由定義於解放基盤表面的基準地震動，透過考慮三維地盤結構的地震反應解析來推導。若地盤結構為水平層狀，則可採用一維模型進行評估。必要時考慮地盤間的交互作用(SSI)與非線性效應：進行評估時，依需要考量 SSI、埋置效應、以及周圍地盤的非線性行為。地下構造複雜時需回溯至震源：若解放基盤表面以下的地下結構存在不整齊性，可能需要回溯至震源位置，更妥善地進行輸入地震動的評估。

## (二) 耐震設計方針

### 1. 設施分級與耐震設計基本方針

「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」以設施重要性為主軸，如表 4-3 所示，透過分級制度(S 級、B 級、C 級) 決定其耐震設計的目標與評估方法。S 級(Seismic Class S)設施對應於維持核設施安全功能所不可或缺的設施，若在地震中失效將可能直接導致重大輻射外洩事件，包括反應器本體、壓力抑制室、主要冷卻系統及相關設備、重要支撐結構、放射性物質貯存設施等。B 級設施為具有安全功能但其失效對整體安全影響相對較小，例如輔助系統、非關鍵冷卻水供應設備、部份電力或控制設備等。C 級設施則

為一般工廠建築、輔助房舍、一般管線、通用性非輻射設備等，即便損壞亦不會對核設施安全造成直接威脅。

## 2. 彈性設計用地震動的設定

針對不同等級的設施，設定相對應的彈性設計用地震動作為設計基準。S 級設施需對應「基準地震動( $S_s$ )」進行設計，其設計水平地震力係數約為 3.0，垂直方向亦須納入計算並與水平兩方向的最不利組合同時考量。B 級設施則以係數 1.5 進行靜態設計；C 級設施係數為 1.0，對應一般建築的標準。彈性設計地震動的設定考慮到不同方向組合(兩水平與一垂直)、建築與設備間的互制作用、以及基礎與地盤的非線性行為，確保在規定的地震作用下仍能維持設計功能。

## 3. 地震力計算方法：動態與靜態

地震力的計算方法分為「參考地震動引起的地震力(動態)」與「彈性設計地震動引起的地震力(靜態)」兩類。動態法針對重要設施(特別是 S 級)採用反應譜分析或歷時分析，考慮不同方向地震動的組合及相位關係，並評估非線性行為與設備-建築互制效應。靜態法則基於地震力係數，對各層水平剪力進行估算，B 級與 C 級設施多以此法為主，S 級設施則兩者並行以捕捉不同機制的影響。此外，在進行反應分析時，必須依據設計基準地震動與彈性設計地震動施加地震力，評估結構、設備的加速度反應與位移需求，必要時應使用歷時分析法以充分掌握非線性特性。

## 4. 載重組合與容許應力設計

載重組合與容許應力設計是此耐震設計方針的另一個關鍵。S 級建築物與構造物需將運轉載重、常時載重與地震載重(包含基準與

彈性設計地震動)組合進行應力評估，並確認結構具有足夠的變形能力及安全餘裕度。B 級和 C 級設施則依其重要性，採用相對簡化的組合方式與標準容許應力範圍。設備與管道系統方面，同樣需依照 S/B/C 分級進行組合檢核，例如 S 級的管線系統需確保在地震中不因支撐失效、管件接頭破壞而喪失功能；B 和 C 級的管線系統則以確保不發生洩漏與危及安全為主。

### **5. 防波堤、防水牆與防海嘯設施的耐震要求**

在特殊設施部份，如防波堤、防水牆、海嘯閘門等與防海嘯相關的構造物，要求其必須在基準地震動及異常載重作用下仍能維持防護功能。對於建築物，需確保地震中結構的變形不致使防波堤、防水閘門等關鍵部位失效；對於設備，則要求在地震與海嘯力共同作用下仍能運作，例如海水泵浦需在地震後繼續抽水，維持冷卻系統運行。設計時須同時考慮地震力與海嘯力的組合效應，並進行安全性評估。

### **6. 設計中之注意事項：波及影響與相對變位**

在「設計中之注意事項」部份，強調「波及影響」與「下級設施的安全功能影響」。波及影響指的是耐震重要設施在設計時必須避免因自身倒塌或大變形而對周圍下級設施造成破壞，例如高大結構倒塌砸毀鄰近建築、外部設備因地盤差異沉陷發生碰撞等。下級設施安全功能影響則要求確認相鄰構造物間的相對變位不會導致功能喪失，例如管線跨越兩棟建築時，必須考量不同基礎沉陷與反應差異造成的接頭破壞。對於 S 級與 B 級設施尤為嚴格，需進行細部工程調查與分析，確保在強震下安全機能不受連鎖性損害。

表 4-3 重要度分類對應表

| 重要度分類            | Sクラス(S級)                                       | Bクラス(B級)                   | Cクラス(C級)                   |
|------------------|--|----------------------------|----------------------------|
| 設備/沸水式反應器(BWR)   | 反應器圍阻體、燃料棒、控制棒、壓力抑制室、熱排出系統、非常用用水系統、放射性物質排出抑制設備 | 廢棄物處理設備、廢棄物貯存設備、渦輪機機能維持設備  | 發電機、渦輪機                    |
| 設備/壓水式反應器(PWR)   | 反應器圍阻體、冷卻系統、安全注入系統、安全注射系統、壓力抑制裝置、緊急用排出系統       | 廢棄物處理設備、廢棄物貯存設備            | 發電機、渦輪機                    |
| 建物、構造物地震力(水平方向)  | $S_s$  | $1.5 C_i$                  | $1.0 C_i$                  |
| 建物、構造物地震力(垂直方向)  | $\text{Max}(S_d, 3.0 C_i)$                     | $\text{Max}(S_d, C_v)$     | $\text{Max}(S_d, C_v)$     |
| 建物、構造物載重的組合與評估方法 | 常時載重+運轉載重+地震力(水平、垂直)                           | 常時載重+運轉載重+靜態地震力(水平)        | 常時載重+運轉載重+靜態地震力(水平)        |
| 建物、構造物容許應力、容許力上限 | 結構局部屈服、塑性變形容許範圍內之安全餘裕度                         | 建築基準法之短期容許應力上限             | 建築基準法之短期容許應力上限             |
| 機器、配管地震力(水平方向)   | $S_s$  | $1.8 C_i$                  | $1.2 C_i$                  |
| 機器、配管地震力(垂直方向)   | $\text{Max}(S_d, 3.6 C_i)$                     | $\text{Max}(S_d, 1.2 C_v)$ | $\text{Max}(S_d, 1.2 C_v)$ |
| 機器、配管載重的組合與評估方法  | (運轉載重或非運轉時異常載重)+地震力(水平、垂直)                     | (運轉載重或非運轉時異常載重)+靜態地震力(水平)  | (運轉載重或非運轉時異常載重)+靜態地震力(水平)  |
| 機器、配管容許應力、容許力上限  | 變形在機器設備機能無不良影響的範圍內，以已確認機能保持的加速度為容許上限           | 降伏應力或同等級之容許上限              | 降伏應力或同等級之容許上限              |

$S_s$ ：基準地震動地震力

$S_d$ ：彈性設計用地震動之地震力

$C_i$ ：建築基準法規定靜力分析用之設計地震力

$C_v$ ：垂直向地震力

### (三) 日本原子力規格委員會 NUSA 之規範 JEAG 介紹

相對於 NRA 規定之規範，JEAG 提供更為詳細之基準地震動設計流程，以下針對 JEAG 基準地震動制定流程，包括基準地震動的資料蒐集、檢討用地震選定、反應譜設定、波形製作到相容性驗證等逐步流程進行說明，如圖 4-3 所示。

JEAG 的基準地震動制定基本流程(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)首先為資料蒐集階段，除彙整區域歷史與古地震紀錄、震源深度與機制等資訊外，並依地質與地球物理調查確認土層結構、斷層位置與活動性、地殼應力場與地殼變位等，配合鑽探與物探成果補強不明瞭處，確保不遺漏可能影響場址的活動構造。其後依其調查結果，將可能影響場址的地震分為內陸殼內地震、板塊邊界地震、海洋板塊內地震(包含隱沒中或已隱沒板塊內之事件)及其它類型地震(例如日本海東緣或火山相關事件)，並設定對場址危害度最大的基本震源要素(規模、位置等)；若評估顯示影響顯著，則作為檢討用地震，必要時可同時設定多個案例。

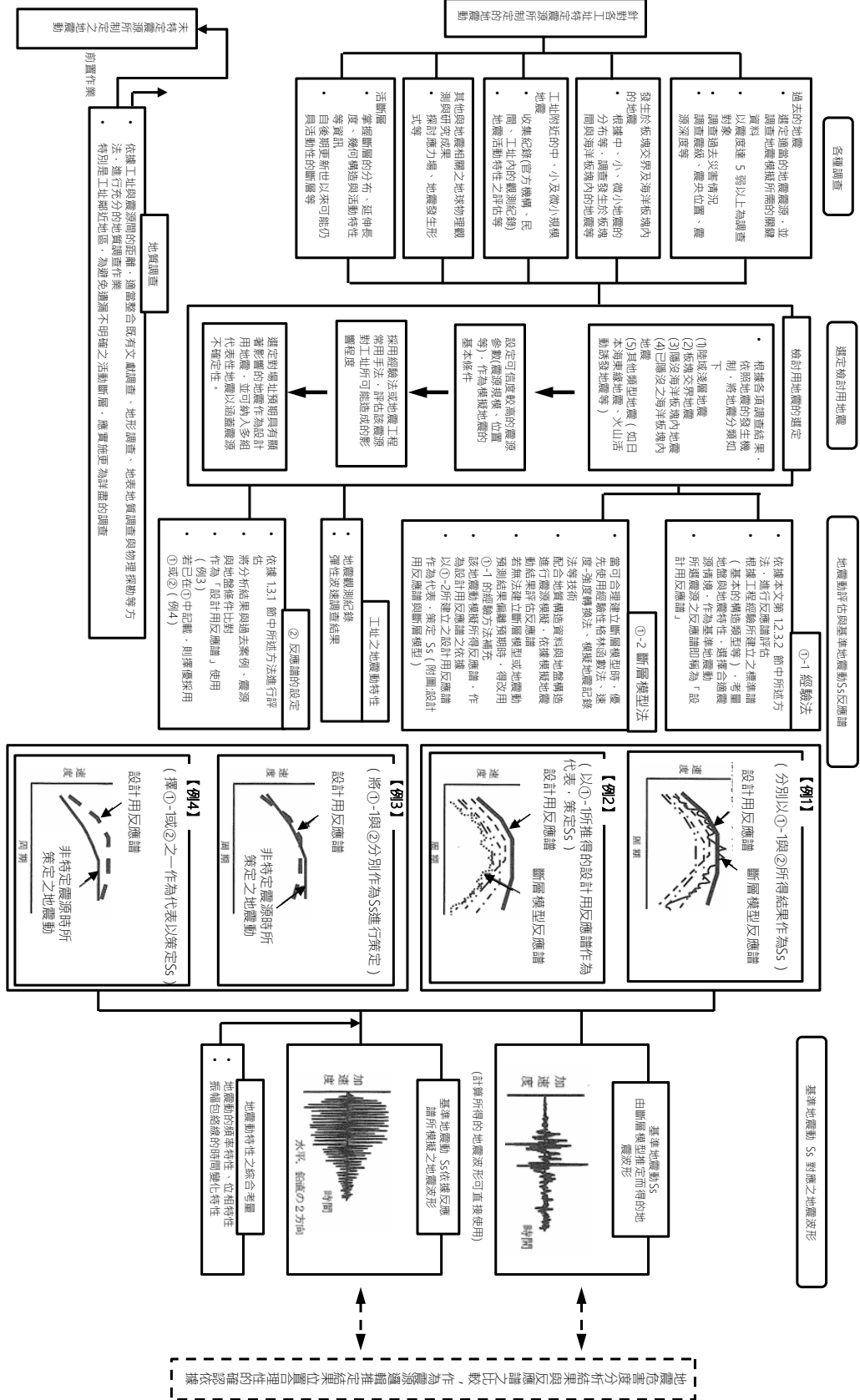


圖 4-3 基準地震動  $S_s$  制定流程圖

(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

在設計用反應譜之設定，可同時採用經驗法與斷層模型法，經驗法依指南條文與最新研究成果評估設計用反應譜，並以工程判斷納入基本震源要素與場址條件的不確定度；斷層模型法在觀測資料充足時，可採經驗格林函數法、統計格林函數法或混合法產生地震動，並與設計用反應譜互相比對，以選定具有代表性的基盤地震動  $S_s$ 。評估亦需參照場址的地震動特性(既有強震站資料與彈性波速量測等)，據以修正與包絡反應譜。當不同途徑得到的譜形皆合理時，可擇其一作為代表。完成譜形後，基盤地震動  $S_s$  的波形由斷層模型直接計算取得，或製作與反應譜相符的模擬地震波，必要時產生彼此相符的兩組水平方向加速度歷時。最後檢核波形與反應譜的一致性，並確認頻譜分佈、持續時間與能量時變等動態特性符合工程設計需求。

前述流程確立了基準地震動的制定原則，接下來將針對經驗法進行詳細說明。經驗法以觀測資料為基礎，經由資料分析與迴歸分析建立基盤地震動反應譜，並考慮阻尼比與工址特性修正，以形成設計用反應譜。

### 1. 經驗法

以距離衰減式為基礎的經驗法來評估地震動時，必須同時考量所採用衰減式的特性與適用範圍。若工址已有大量地震觀測記錄，應納入其平均性的各項特性。

在 2008 年 JEAG (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2008a)所採流程，是以適用於核電廠場址，且地盤性質明確之觀測站資料進行迴歸分析，所建立之距離衰減式為基礎(以解放基盤層為基準)，再依場址地盤條件加以修正，據以求得

與設計用基準地震動  $S_s$  對應之反應譜。計算週期範圍由 0.02 至 5 sec。首先依地震規模  $M$  與等值震源距離  $X_{eq}$  估算地震基盤的平均反應譜  $S_b(T)$ ，等值震源距離  $X_{eq}$  (km) 的計算式如下：

$$X_{eq}^{-2} = \frac{\int e_m X_m^{-2} ds}{\int e_m ds} \quad (4-1)$$

其中  $X_m$  為觀測點到斷層面上微小領域  $m$  的距離(km)， $e_m$  為斷層面上微小領域釋放地震能量的相對分佈；若無資料，則假設等量分佈， $ds$  為斷層面的微小面積 ( $\text{km}^2$ )。

地震基盤的平均反應譜  $S_b(T)$ ，如表 4-4 及圖 4-4 (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)所示，須乘上兩項地盤效應之修正係數，如圖 4-5 所示。地盤效應之修正係數包括水平地盤增幅率修正係數  $\alpha_h(T)$  及水平地盤卓越週期修正係數  $\beta_h(T)$ ，計算式如下：

$$S(T) = S_b(T) \times \alpha_h(T) \times \beta_h(T) \quad (4-2)$$

其中  $\alpha_h(T)$  和  $\beta_h(T)$  分別描述水平向地盤剛性對譜值的放大和衰減，如圖 4-6，主要由場址 S 波之波速  $V_s$  與  $V_{sb} = 2.2 \text{ km/s}$  之比值、隨週期變化的指數  $\delta_h$  (列於表 4-5)、以及地盤水平向之卓越週期  $T_{s1}$  決定，計算式如下：

$$\alpha_h(T) = \begin{cases} \left( \frac{V_s}{V_{sb}} \right)^{-\delta_h(T)} & (T \leq T_{s1}) \\ \left( \frac{V_s}{V_{sb}} \right)^{-\delta_h(T_{s1})} & (T > T_{s1}) \end{cases} \quad (4-3)$$

$$\beta_h(T) = \begin{cases} 1 & (T \leq T_{s1}) \\ \left(\frac{T}{T_{s1}}\right)^{-\log \alpha_h(T_{s1})} & (10T_{s1} > T \geq T_{s1}) \\ 10^{-\log \alpha_h(T_{s1})} & (T \geq 10T_{s1}) \end{cases} \quad (4-4)$$

表 4-4 地震基盤之水平地震動之擬速度反應譜  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

|      | M   | X <sub>eq</sub> (km) | 控制點的速度反應，Sv (cm/s) |                    |                    |                    |                    |                    |                    |                    |
|------|-----|----------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|      |     |                      | A                  | B                  | C                  | D                  | E                  | F                  | G                  | H                  |
|      |     |                      | T <sub>A</sub> (s) | T <sub>B</sub> (s) | T <sub>C</sub> (s) | T <sub>D</sub> (s) | T <sub>E</sub> (s) | T <sub>F</sub> (s) | T <sub>G</sub> (s) | T <sub>H</sub> (s) |
|      |     |                      | 0.02               | 0.09               | 0.13               | 0.30               | 0.60               | 1.00               | 2.00               | 5.00               |
| 極近距離 | 8.5 | 40                   | 1.62               | 18.44              | 27.32              | 47.87              | 68.05              | 64.66              | 53.52              | 40.06              |
|      | 8   | 25                   | 1.69               | 20.05              | 28.96              | 48.22              | 67.80              | 65.25              | 52.51              | 38.35              |
|      | 7   | 12                   | 1.40               | 17.20              | 24.84              | 33.86              | 43.42              | 36.42              | 25.15              | 17.85              |
|      | 6   | 6                    | 1.04               | 12.82              | 18.51              | 21.84              | 23.17              | 17.41              | 9.64               | 3.88               |
| 近距離  | 8.5 | 80                   | 0.73               | 7.36               | 11.43              | 22.92              | 34.79              | 32.58              | 27.60              | 21.96              |
|      | 8   | 50                   | 0.67               | 7.45               | 11.17              | 20.05              | 28.65              | 27.06              | 22.70              | 17.19              |
|      | 7   | 2                    | 0.78               | 9.44               | 13.64              | 19.10              | 24.83              | 20.69              | 14.46              | 10.37              |
|      | 6   | 8                    | 0.77               | 9.45               | 13.65              | 16.23              | 17.18              | 12.73              | 7.16               | 2.89               |
| 中距離  | 8.5 | 160                  | 0.26               | 2.22               | 3.67               | 9.45               | 15.17              | 14.83              | 13.64              | 12.26              |
|      | 8   | 100                  | 0.32               | 3.08               | 4.86               | 10.27              | 16.04              | 14.96              | 12.73              | 10.37              |
|      | 7   | 50                   | 0.23               | 2.65               | 4.01               | 6.02               | 7.64               | 6.68               | 4.87               | 3.64               |
|      | 6   | 25                   | 0.21               | 2.49               | 3.60               | 4.54               | 4.84               | 3.98               | 2.07               | 0.86               |
| 遠距離  | 8.5 | 200                  | 0.18               | 1.44               | 2.43               | 6.87               | 11.17              | 11.17              | 10.67              | 10.01              |
|      | 8   | 200                  | 0.10               | 0.80               | 1.35               | 3.82               | 6.21               | 6.21               | 5.93               | 5.58               |
|      | 7   | 125                  | 0.046              | 0.43               | 0.70               | 1.34               | 1.81               | 1.59               | 1.26               | 1.05               |
|      | 6   | 78                   | 0.041              | 0.45               | 0.65               | 0.95               | 1.03               | 0.80               | 0.49               | 0.22               |

表 4-5 地盤修正係數  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

|                     | 控制點的補正係數           |                    |                    |                    |                    |                    |                    |                    |
|---------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|                     | A                  | B                  | C                  | D                  | E                  | F                  | G                  | H                  |
|                     | T <sub>A</sub> (s) | T <sub>B</sub> (s) | T <sub>C</sub> (s) | T <sub>D</sub> (s) | T <sub>E</sub> (s) | T <sub>F</sub> (s) | T <sub>G</sub> (s) | T <sub>H</sub> (s) |
|                     | 0.02               | 0.09               | 0.13               | 0.30               | 0.60               | 1.00               | 2.00               | 5.00               |
| δ <sub>h</sub> (T)  | 0                  | 0.03               | 0.05               | 0.35               | 0.48               | 0.61               | 0.80               | 0.83               |
| δ <sub>v</sub> (T)  | 0.12               | 0.26               | 0.42               | 0.67               | 0.90               | 1.03               | 1.10               | 1.09               |
| α <sub>bv</sub> (T) | 0.58               | 0.55               | 0.52               | 0.59               | 0.56               | 0.60               | 0.70               | 0.75               |

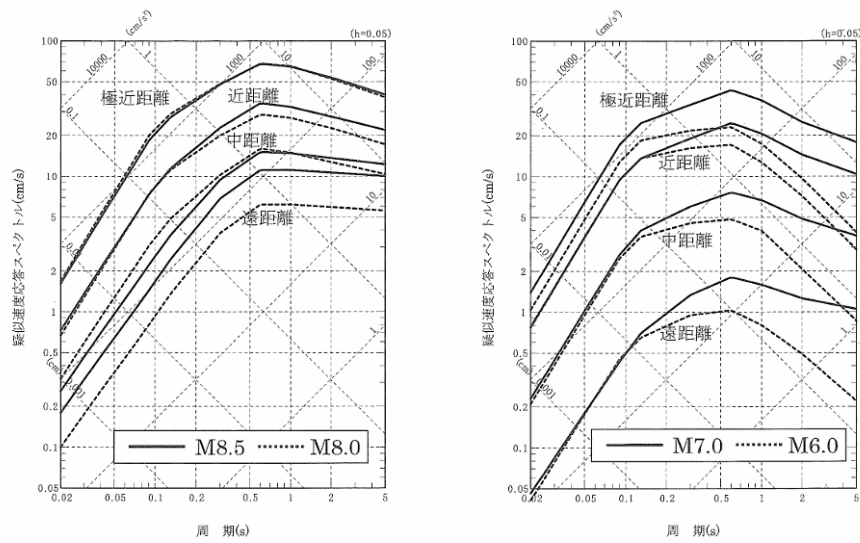


圖 4-4 地震基盤水平地震動之擬速度反應譜  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

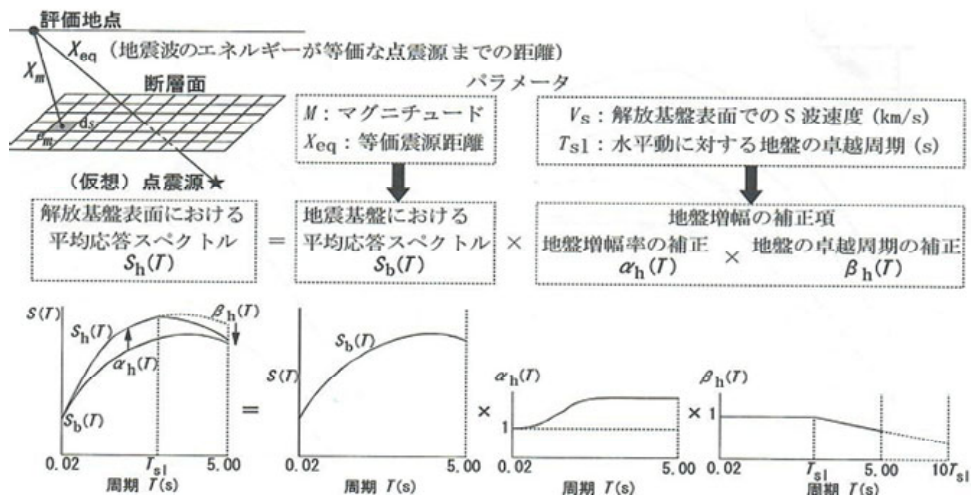


圖 4-5 水平地震動反應譜考量方法  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

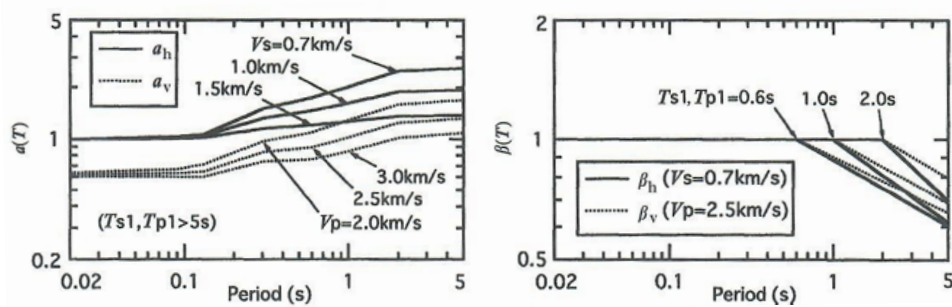


圖 4-6 地盤修正係數  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

垂直向解放基盤反應譜類似水平反應譜之考量方法，其中  $\alpha_v(T)$  和  $\beta_v(T)$  分別描述垂直向地盤剛性對譜值的放大和衰減，主要由場址 P 波之波速  $V_p$  及  $V_{pb} = 4.2 \text{ km/s}$  之比值、隨週期變化的指數  $\delta_v$  (列於表 4-5)、地盤垂直向之卓越週期  $T_{p1}$ 、以及垂直地震動調整因子  $\alpha_{bv}$  (列於表 4-5) 決定。計算式如下：

$$S(T) = S_b(T) \times \alpha_v(T) \times \beta_v(T) \quad (4-5)$$

$$\alpha_v(T) = \begin{cases} \alpha_{bv}(T) \left( \frac{V_p}{V_{pb}} \right)^{-\delta_v(T_{p1})} & (T \leq T_{p1}) \\ \alpha_{bv}(T) \left( \frac{V_p}{V_{pb}} \right)^{-\delta_v(T_{p1})} & (T > T_{p1}) \end{cases} \quad (4-6)$$

$$\beta_v(T) = \begin{cases} 1 & (T \leq T_{p1}) \\ \left( \frac{T}{T_{p1}} \right)^{-\log \alpha_p(T_{p1})} & (10T_{p1} > T \geq T_{p1}) \\ 10^{-\log \alpha_p(T_{p1})} & (T \geq 10T_{p1}) \end{cases} \quad (4-7)$$

2008 年與 2021 年 JEAG 所採用的自由基盤反應譜放大係數  $\alpha$  不同。可能原因是若以 2008 年公式可能會低估  $V_s < 300 \text{ m/s}$  的軟弱地盤，所以在 2021 年 JEAG (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021) 改以  $\alpha^2$  放大需求，計算式如下：

$$S(T) = S_b(T) \times \alpha^2(T) \times \beta(T) \quad (4-8)$$

## 過去經驗方法之比較

### (1) 2008 年以前方法之比較

(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

| 方法                   | 使用紀錄  | 參數                                  | 使用地盤  | 特點                                       |
|----------------------|---|-------------------------------------|---|--|
| 本手法<br>(經驗法)         | 在日本第三紀以前的地層中觀測到的 44 次地震的 107 條記錄                                      | 震級與等值震源距離，評估地盤的 $V_s$ 、 $V_p$       | 自由基盤 $V_s=0.5\sim 2.7$ km/s (不受表層土層影響的堅硬岩盤) | 考慮基盤剪切波速、日本及全球的近域地震記錄、斷層破壞方向影響 (NFRD 係數) |
| 大崎方法                 | 國內外的地震加速度記錄 12 次地震的加速度記錄，84 條記錄墓石倒塌的觀測記錄                              | 震央距離到觀測點的水平距離                       | 自由基盤  | 1978 年起用於核電廠設計地震動評估                      |
| 小林・翠川                | 國內記錄  | 震源距離到觀測點的垂直距離                       | 地震基盤 ( $V_s\approx 3$ km/s)(較深層的硬質岩盤)       | 考慮震源範圍與斷層破壞方向的影響                         |
| 司・翠川                 | 日本 $M_w=5.8\sim 8.3$ 的 21 次地震 1137 記錄                                 | 地震規模 $M_w$ 、觀測點到斷層最短距離和等價震源距離       | 估算岩盤的地震動值，需將計算值除以 1.4                       | 考慮震源深度與地震類型 (內陸、板塊內、板塊間地震)               |
| 大野等                  | California Riverton 地區的地震記錄 $M_w=4.9\sim 7.5$ ，662 記錄                 | 地震規模 $M_w$ 、觀測點到斷層最短距離和等價震源距離       | 古老的地層 ( $V_s>600$ m/s)                      | 提及 NFRD 係數的考量                            |
| Abrahamson<br>・Silva | 1940 年 Imperial Valley 地震後的全球內陸地震記錄 $M_w=4.4\sim 7.4$ ，58 內陸地震 655 記錄 | 地震規模 $M_w$ 、觀測點到斷層最短距離和斷層形狀、斷層上盤/下盤 | 剪切波速 $V_s>600$ m/s 的岩盤                      | 適用於極近距離地震評估                              |

## (2) 2021 年經驗方法之比較

(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

| 方法           | 使用紀錄  | 參數  | 使用地盤                                   | 特點  |
|--------------|---|---|--|---|
| 福島・田中式       | 日本基盤紀錄<br>555 筆( $M_w$ 7.2-8.1, 震源深度 $\leq$ 30 km, 站址-震源距離 $\leq$ 50 km)            | $M_w$ 、等價震源距離                               | 古老基盤( $V_{s30}$ $\approx$ 600 m/s)     | 主要推估 PGA, 需將計算值 $\div$ 1.4 才可代表岩盤震動                 |
| 安中等式         | 日本 M5.0-8.1 之 97 地震 2075 筆紀錄  | $M_w$ 、等價震源距離、 $V_{s30}$                    | 剪切波速 $V_{s30}$ 300 -600 m/s            | 依日本氣象局 JMA 震度分級, 適用中硬岩與硬岩。主要在迴歸短週期 PGA 與 PGV        |
| Kanno et al. | 國內 4967 地震 91731 筆紀錄 (含 K-NET、KiK-net 與 2003 十勝沖後增補 788 筆)                          | $M_w$ 、斷層最近距離、 $V_{s30}$ 、震源深度              | 以 $V_{s30}$ 參數化之地盤補正係數 AVS30           | 適用 0.1-200 km; 建議用於工程岩盤~軟岩之平均 $V_{s30}$ 460-760 m/s |
| Zhao et al.  | 2003 年十勝沖前之國內 $M_w$ 5.0-8.3(4518 筆) 美國 $M_w$ 4.4- 7.4, 1496 筆                       | $M_w$ 、斷層最近距離、板塊型態參數(內陸/板塊內/板塊間)、 $V_{s30}$ | 依板塊型態分組之 $V_{s30}$ 岩盤                  | 考慮逆斷層及正斷層差異, 提出 2 次放大係數模擬大地震與近域地震動非線性放大             |
| 內山・翠川式       | 1968-2003 期間 $M_w \geq 5.5$ 之 52 個地震 2085 筆紀錄                                       | $M_w$ 、斷層最短距離、 $D_{max}$ (震源深度)             | 分板塊域別岩盤; $V_{s30}$ 約 300-600 m/s       | 計算震源深度工址型態, 包含不同板塊型態參數                              |
| 片岡等式         | 1978/6-2003/9 日本內陸 $M_w \geq 5.0$ 、海溝 $M_w \geq 6.5$ , 震源深度 $\leq$ 120km 之 1550 筆紀錄 | PGA、PGV、短週期 Level(Short-Period Level, SPL)  | 工程岩盤平均剪力波速 $V_{s30}$ $\approx$ 720 m/s | 以 SPL 為變數評估短週期地震動, 並提出工址分類(硬岩/中硬岩/軟岩)               |
| 墓碑及木造建築翻倒法   | 依 1960 年代以後木造建物破壞調查資料與強震紀錄建立  | 木造轉倒率、加速度、 $V_{s30}$                        | 木造地表下覆硬質岩盤                             | 針對木造房屋耐震評估, CAV(累積絕對速度)及加速度估算式, 補足震源極近距離資料不足的問題     |

為了合理反映地震的持續時間與振幅包絡線特徵，JEAG (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021) 提出以經驗法為基礎的地震動延時特性模型。此方法以地震規模  $M$  與等值震源距離  $X_{eq}$  為主要參數，建立地震振幅隨時間變化的包絡函數，以模擬地震動的成長、持續與衰減階段。

經驗法假設地震動的包絡線  $E(T)$  可分為三個階段，如圖 4-7 所示。

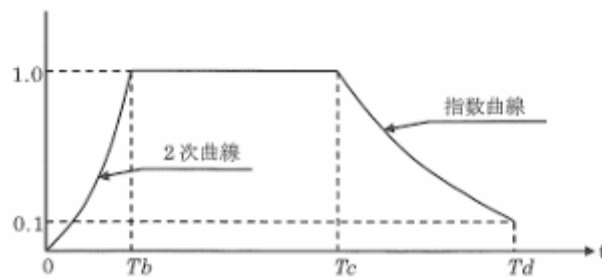


圖 4-7 地震動的振幅包絡線隨時間的變化  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

- (1) 初期成長階段(成長期)：地震動振幅由零逐漸增大，反映地震波到達與能量累積的過程。
- (2) 主震持續階段(持續期)：振幅維持定值，代表地震波主要能量釋放階段。
- (3) 振幅衰減階段(衰減期)：振幅隨時間指數衰減，模擬地震波能量消散。

地震動振幅包絡線  $E(T)$  的計算式如下：

$$E(T) = \begin{cases} (T / T_b)^2, & 0 < T \leq T_b \\ 1, & T_b < T \leq T_c \\ e^{\frac{\ln(0.1)}{T_d - T_c}(T - T_c)}, & T_c < T \leq T_d \end{cases} \quad (4-9)$$

其中， $T_b$  為振幅成長期結束時間， $T_c$  為主震持續期結束時間， $T_d$  為

振幅衰減至原振幅 10% 的時間。相關計算式如下：

$$T_b = 10^{0.5M-2.93} \quad (4-10)$$

$$T_c - T_b = 10^{0.3M-1.0} \quad (4-11)$$

$$T_d - T_c = 10^{0.17M+0.54\log X_{eq}-0.6} \quad (4-12)$$

震源規模  $M$  越大，地震能量釋放時間越長，持續期及衰減期均隨之增長。等值震源距離  $X_{eq}$  距離越遠，波傳時間增加，使得整體包絡線持續時間延長。規模增大(由  $M$  6.0 增加至  $M$  8.5)，則地震持續時間顯著延長，主震期更為平坦。震源距離增加(由近距離增加至遠距離)，則振幅峰值降低，但延時增加。此結果反映經驗法模型能有效描述不同地震規模與距離下之振幅歷時分佈，如圖 4-8 所示。

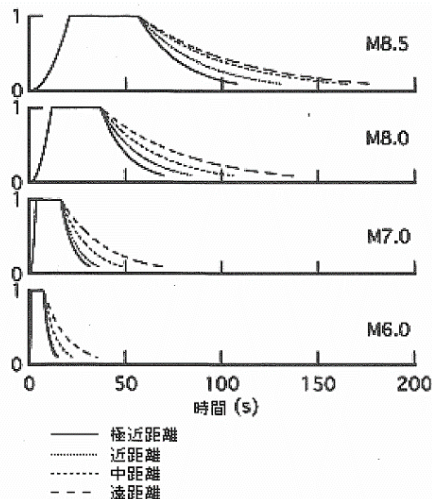


圖 4-8 地震規模與等值震源距離對地震動振幅包絡線之影響  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

JEAG 4601-2008 及 2021 提出以實測地震觀測資料為基礎的平均反應譜制定方法，如圖 4-9 所示。該方法結合多測站地震觀測數據進行統計迴歸分析，建立「地震規模」、「震源距離」與「地盤條件」三項主要影響因子對反應譜的關係式，如式(4-13)所示，藉以作為解放基盤面之平均地震動特性。整體資料庫共計 214 組地震記

錄，其中 152 組為具表土層之觀測資料，62 組為地表觀測資料。

$$\log S(T) = a(T)M - b(T)\log X_{eq} + c(T) + d_i(T) \quad (4-13)$$

其中，地震規模係數  $a(T)$  反映地震規模對不同週期反應譜的影響，在短週期範圍 ( $T < 0.5$  s)， $a(T)$  值較小，表示地震規模對短週期反應譜之影響較小；在長週期範圍 ( $T > 1$  s)， $a(T)$  顯著上升，代表地震規模愈大時，長週期反應顯著上升。 $b(T)$  為距離係數，表示震源距離  $X_{eq}$  對反應譜衰減的影響，不同週期範圍的  $b(T)$  變化不大，顯示距離效應對短週期與長週期地震動影響相對穩定。 $c(T)$  為場址與地盤影響係數，在短週期範圍 ( $T < 0.5$  s)，表示地盤條件對高頻反應譜影響輕微；在長週期範圍 ( $T > 1$  s)， $c(T)$  呈現明顯下降趨勢，代表軟弱地盤條件可能放大長週期反應。 $d_i(T)$  為額外調整項，用以修正統計誤差或異常樣本之差異。

由於基準地震動  $S_s$  設定於解放基盤面，該基盤面通常定義為剪力波速  $V_s \approx 0.7-1.0$  km/s 的硬質地盤，相較於地表，在解放基盤面進行地震動評估能更準確地反映輸入地震能量。因此，在評估時需同時掌握地盤放大特性，並分析地震基盤至解放基盤面之地震動傳遞行為。

針對地盤修正係數，在短週期範圍內 ( $T = 0.02 \sim 0.05$  s)，觀測數據分佈比較分散，未呈現明顯增幅趨勢，顯示短週期地震動不易受到工址剪力波速的影響。在長週期範圍內 ( $T = 2 \sim 5$  s)，地盤增幅率顯著上升，軟弱地盤之地震動易被明顯放大，而在堅硬地盤的影響則相對較小。當地盤剪力波速為 2.0-2.8 km/s 之地層被視為地震基盤時，可據以評估相對應地盤之表層地盤傳遞特性，將地震地盤反應譜換算至解放基盤面，經地盤增幅特性修正後，即可求得解放基盤

面的平均反應譜。

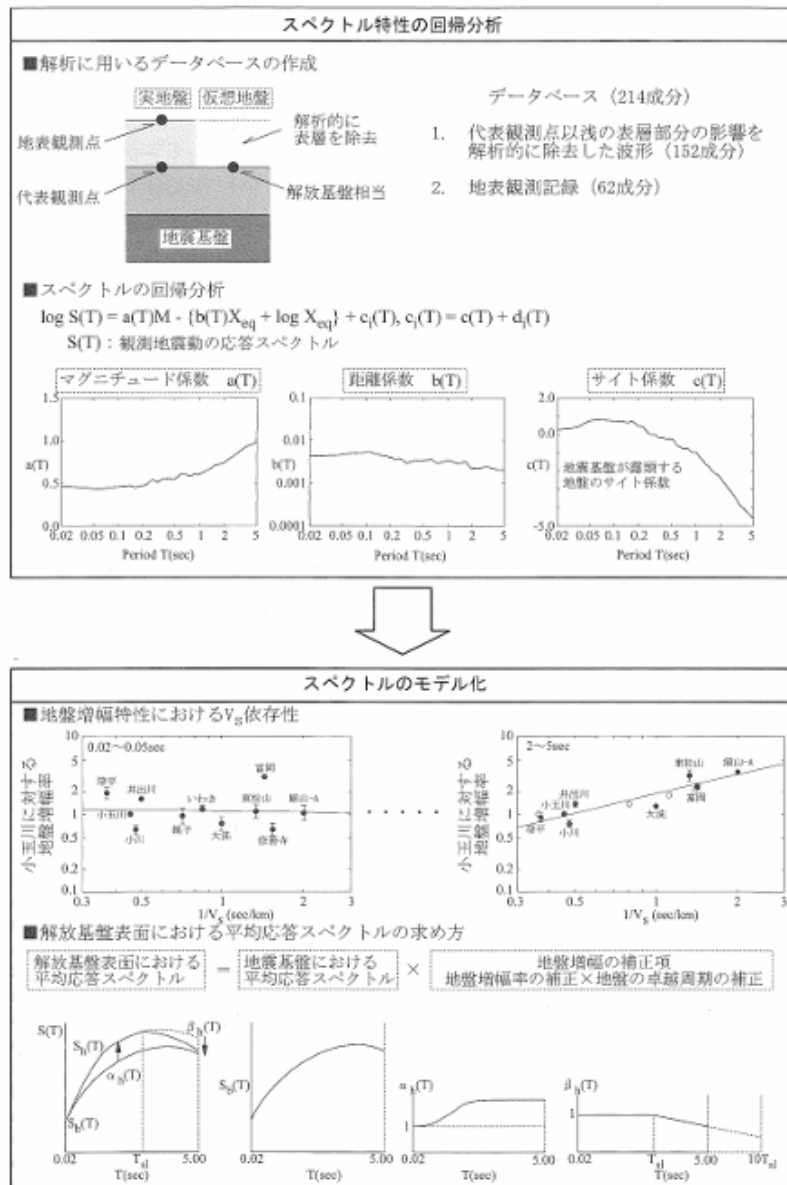


圖 4-9 水平地震動的 average 反應譜制定概要(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

### 經驗法使用之注意事項

依據前述之經驗法提出其適用性及注意事項如下：

#### (1) 經驗法之適用性

本研究之經驗法所採用的強震觀測資料主要分為兩類，地震觀測資料指在堅硬地盤上充分量測的實測地震記錄，利用這些資料可

進行迴歸分析，建立地震規模、震源距離與地盤條件對反應譜的影響關係。本資料範圍為地震規模  $M = 5.4 \sim 8.1$ ，等值震源距離  $X_{eq} = 14 \sim 218 \text{ km}$ 。所有觀測測站之震源距離均在  $60 \text{ km}$  以內，故主要適用於近距離地震；若應用於遠距離地震，則可能存在低估風險。數值模擬資料主要利用已知震源機制與地震衰減特性推估之反應譜，用以補足觀測不足部分。依 Nishimura et al. (2001) 之研究(Nishimura and Abe, 2001)，本法對  $M > 8.0$  之事件須經理論檢討方可外推，實際適用上限約為  $M = 8.5$ 。本法使用之地盤多屬第三紀以前之岩盤，若有大量觀測資料可用，建議將本法結果與其它地震動評估法比較，以確認其適用性與合理性，如圖 4-10 所示。

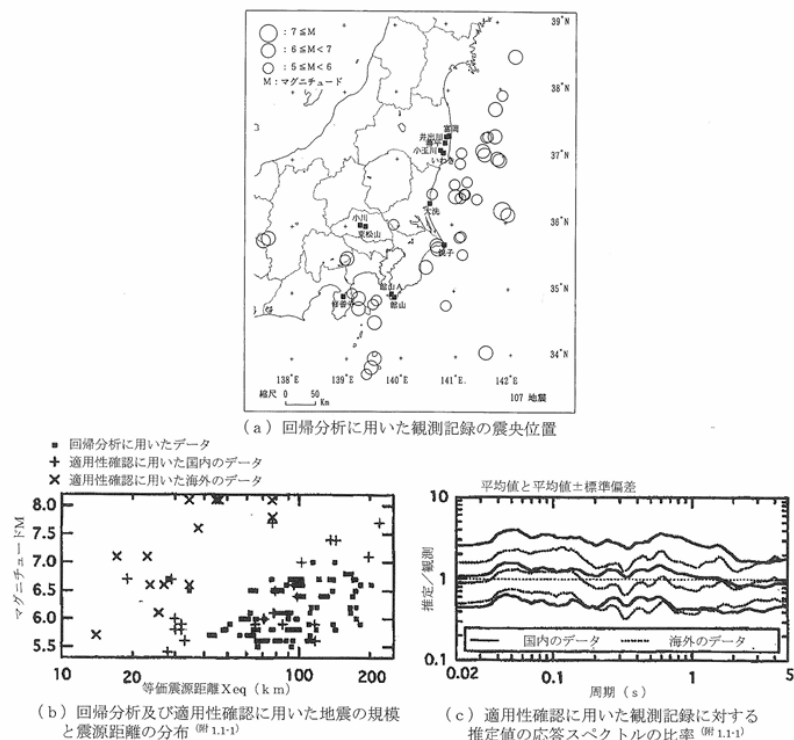


圖 4-10 迴歸分析所用觀測記錄及適用性確認結果

## (2) 經驗法之地盤放大效應

本方法使用由堅硬且屬於第二紀以前地層構成之岩盤觀測紀錄，推求解放基盤面上地盤彈性波速與地震動放大倍率之關係。其

地盤的彈性波速範圍為 S 波速度  $V_s = 0.5\sim 2.7$  km/s，P 波速度  $V_p = 1.7\sim 5.5$  km/s。

### (3) 本方法地震基盤之考量

本方法所稱之地震基盤，係以  $V_s = 2.2$  km/s ( $V_p = 4.2$  km/s) 作為基準，用以求取地盤放大倍率，並評估解放基盤面的地震動。若其它方法採用不同的地震基盤條件，則需注意其與本方法之差異，以避免放大倍率應用上的不一致。

### (4) 震源近斷層之開裂方向效應

近斷層之開裂方向效應(Near Fault Rupture Directivity, NFRD)為斷層開裂向場址傳播震波時，在開裂方向前緣與斷層走向垂直之水平地震動分量於長週期顯著放大的現象，稱為開裂方向效應，如圖 4-11 所示。此效應可用下列係數乘上基盤反應譜進行修正：

$$\lambda(T) = \begin{cases} 1 & (T \leq T_D) \\ 10^{\log(2.5) \times \log(T/T_D) / \log(T_H/T_D)} & (T_D \leq T) \end{cases} \quad (4-14)$$

其中， $T_D = 0.3$  s、 $T_H = 5.0$  s。此式用以修正近斷層方向放大的反應譜。

### (5) 內陸地殼內地震之修正

當本方法應用於內陸地殼內地震時，應對地震基盤的水平地震動  $S_b(T)$  乘上表 4-6 之修正係數，以更準確地表現地震動的平均特性。然而，依震源機制不同，也可能存在無需修正即可適用的情況。因此，在進行修正時，應參照目標地震之震源機制及過去地震案例，確認修正的合理性與適切性。

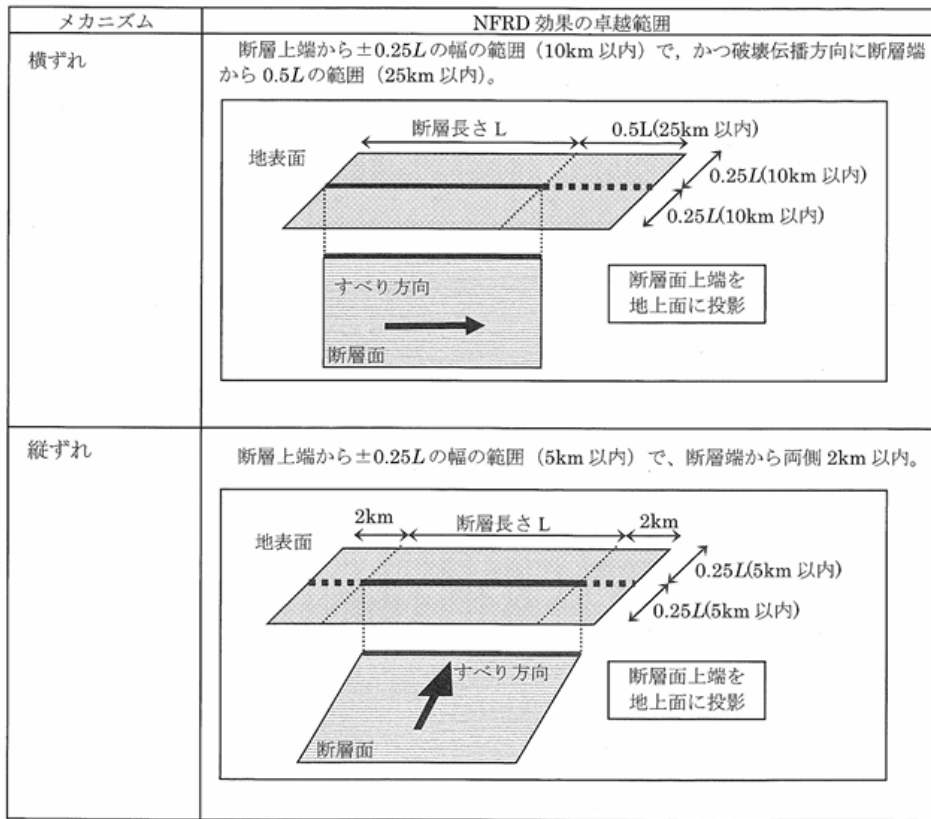


圖 4-11 NFRD 效應於橫移與逆斷層之影響範圍  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

表 4-6 內陸地震之修正係數

|      | A         | E         | H         |
|------|-----------|-----------|-----------|
|      | $T_A$ (s) | $T_E$ (s) | $T_H$ (s) |
|      | 0.02      | 0.6       | 5.0       |
| 修正係數 | 0.6       | 0.6       | 1.0       |

#### (6) 依觀測記錄進行之評估

當可取得大量觀測記錄時，應將本方法的地震動評估結果與觀測結果進行比較，以確認基盤地震動的合理性。特別是當震源深度超過 60 公里以上的地震(例如板塊內或深層地震)時，其特性往往超出本方法原始評估所適用的資料範圍，並且在短週期範圍內的地震動較大，顯示出地區性差異。因此，對深層地震及板塊內地震，除應參照既有觀測資料外，仍需個別進行補充評估。依據觀測記錄建立之地震動評估流程，如圖 4-12 所示。

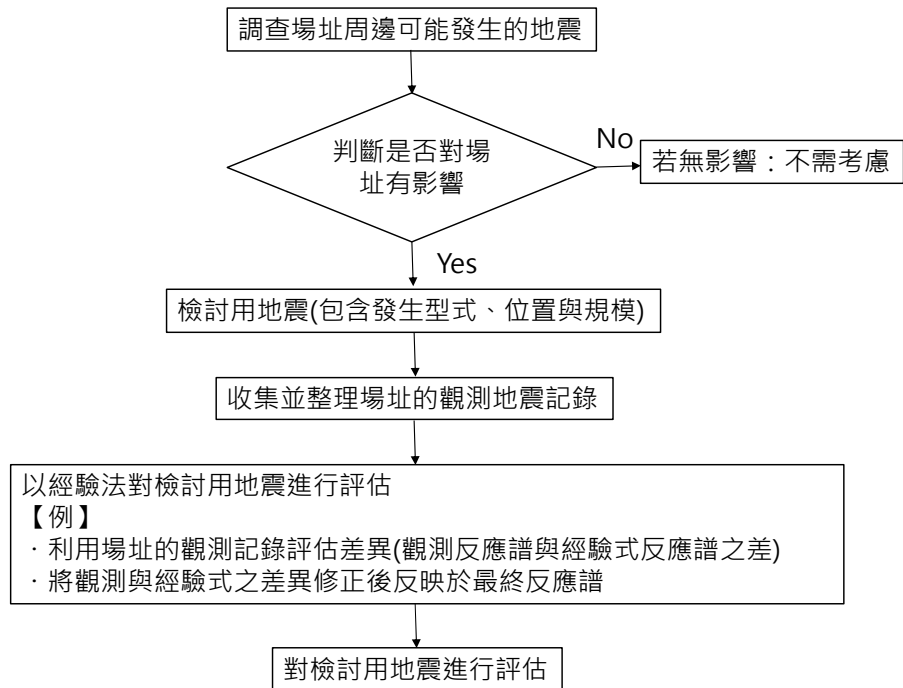


圖 4-12 依觀測記錄進行地震動評估之流程

### (7) 不同阻尼比的反應譜

若欲求取不同阻尼比  $h$  之反應譜(非 5% 阻尼比之反應譜)，可依下兩式修正：

$$\eta(T, h) = \begin{cases} \frac{1}{\left(1 + a(h - 0.05)e^{-b \times T/T_{eq}}\right)^{1/2}} & (T = T_C \sim T_H) \\ \frac{1}{\left(1 + a(h - 0.05)e^{-b \times T_c/T_{eq}}\right)^{1/2}} & (T = T_B) \\ 1 & (T = T_A) \end{cases} \quad (4-15)$$

$$T_{eq} = 10^{0.3M-1.0} + 0.2 \times 10^{0.17M+0.54 \log X_{eq}-0.6} \quad (4-16)$$

這兩式透過修正係數  $\eta(T, h)$  將 5% 阻尼比反應譜轉換為不同阻尼比反應譜，其中， $T_{eq}$  為地震動等值持續時間，由地震規模  $M$  與等值震源距離  $X_{eq}$  所決定，常數  $a$  和  $b$  依阻尼比範圍而異，當  $h < 0.05$  時，取  $a = 15$ ， $b = 2.0$ ；當  $h > 0.05$  時，則取  $a = 13$ ， $b = 5.0$ 。在週

期區間方面，長週期區段( $T = T_C \sim T_H$ )主要受場址條件與地盤放大效應之影響最為顯著；中週期區段( $T = T_B$ )則為場址影響開始顯現的範圍；而短週期區段( $T = T_A$ )因地震動高頻成份衰減較快，修正影響可忽略，故不需進行阻尼修正。

## 2. 斷層模型法

在針對檢討用地震進行地震動評估時，常採用斷層模型法，能更準確地反映震源特性與地盤反應。斷層模型法的核心在於根據地震活動與地質構造資訊，設定合適的震源模型與地震動評估方式。首先，震源模型之建立需先決定震源斷層的幾何與運動參數。巨觀的斷層參數包括斷層的長度、寬度、面積，以及震源的地震矩與地震規模等，而小尺度的斷層參數則與開裂過程及開裂面特性相關。對於內陸地震而言，這些參數通常可由經驗公式與過去研究結果推估；對於板塊邊界型或海溝型地震，由於歷史大地震紀錄豐富，可藉由既有震源資料進行迴歸與修正，確定斷層幾何與滑移分佈等特性。

此外，斷層模型還需設定微觀的斷層參數，包含斷層面的實效應力、滑移量、摩擦特性與開裂速率等。這些參數決定了斷層開裂的起始點與能量釋放過程，對地震動頻譜特性影響顯著。根據既有研究成果與觀測資料，常需針對不同假設條件建立多組斷層模型進行評估，以掌握地震動的不確定性與範圍。

地震動評估方法方面，可分為理論解析法、半經驗法與混合法三大類。理論解析法係透過數值模擬計算地震波在介質中傳遞的過程，適用於具明確地層構造與震源參數的情況。半經驗法則結合觀測與經驗公式，常見方法包括格林函數法與統計格林函數法，透過

經驗性地震資料建立可代表多數地震行為的地震動模型。混合法 (Hybrid Method) 則結合理論與半經驗方法之優點，例如混合合成法與混合格林函數法，能同時兼顧近域與遠域效應，以提高模擬地震動的準確度與穩定性。

綜上所述，斷層模型法兼具物理合理性與實務適用性，能有效評估特定震源條件下的地震動特徵。在應用時，必須根據地震區域特性、震源構造型態及可得觀測資料，選擇合適的評估手法，並透過多模型比較，以掌握不同假設條件下的反應差異。此法不僅可作為耐震設計地震動設定的依據，亦是模擬地震動研究與核能設施等高重要性結構地震安全評估中不可或缺的手段。

### 3. 未特定震源地震動的設計反應譜標準

在核電廠周圍即使進行了詳細的地質調查工作，仍有可能發生未被地質調查過程中發現之斷層或地質構造所造成的地震危害。為了考慮此不確定性，特別考慮未特定震源的地震動。以下為未特定震源地震動需考量之範例 (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)。

#### (1) 非特定震源地震動概要

在規範 (Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021) 之範例中，首先收集 25 個規模介於  $M_w$  5.6 到 7.5 的地震事件，條件是必須位於堅硬地盤，剪力波速大於 700 m/sec。同時，觀測站需距震源 20 公里以內，符合此要求之地震紀錄才能較完整反映近震區的強震動。

#### (2) 強地震動收集

以表 4-7 與表 4-8 為例，在地震機制上，總選取了 25 個地震事

件，涵蓋了橫移、傾移與斜移斷層，確保不同斷層型態都被納入考量。透過這樣的設計，可以讓基準地震動反應譜具有代表性，不會偏向某一類型的地震。因此，雖然稱為「未特定震源」，實際上仍是有一套嚴格篩選機制。

表 4-7 堅硬地盤的記錄：地表地震斷層出現的地震  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2008a)

| 地震名稱                    | Mj(Mw)<br>*1 | 構造<br>*2 | 觀測站名稱(代碼)                                 | 是否<br>有土<br>層資<br>料 | 斷層面最<br>近距離<br>Xfh *3<br>[km] | 地質              |
|-------------------------|--------------|----------|---|---------------------|-------------------------------|-----------------|
| 1940 Imperial Valley    | -7           | S        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1952 Kern County        | -7.5         | D        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1966 Parkfield          | -6.2         | S        | Cholame Shandon Temblor(TBL)              | No                  | 13                            | 薄層砂與粉砂/粉砂岩      |
| 1971 San Fernand        | -6.6         | D        | Griffith Park Observatory(GPO)            | Yes                 | 15                            | 花崗閃長岩(0~5 m 風化) |
| 1971 San Fernand        | -6.6         | D        | Pacoima Dam-Upper Left Abutment(PD)<br>*4 | Yes                 | 4                             | 高度節理化的閃長片麻岩     |
| 1974 伊豆半島沖              | 6.9          | S        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1978 伊豆大島近海             | 7            | S        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1979 Imperial Valley    | -6.5         | S        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1987 Superstition Hills | -6.6         | S        | Superstition Mt.(SM)<br>*5                | Yes                 | 5                             | 花崗岩             |
| 1992 Landers            | -7.3         | S        | —   | —                   | —                             | —               |
| 1995 兵庫縣南部              | 7.3          | S        | 神戶大學(KBU)                                 | No                  | 1.2                           | 花崗岩             |
| 1999 Hector Mine        | -7.1         | S        | Hector(HEC)                               | No                  | 9                             | 不明              |
| 2000 鳥取縣西部              | 7.3          | S        | 賀祥壩(KSD)                                  | No                  | 0.2                           | 花崗岩             |

\*1 括號內為地震矩規模(Moment Magnitude) 的值。

\*2 機構的表示：S=Strike-slip(橫移)，D=Dip-slip(傾移)。

\*3 為斷層面的最短距離。

\*4 1994 年 Northridge 地震時所得到的壩體 Abutment 與 Downstream 的同步記錄，藉由 Downstream 相對的記錄進行補正。

\*5 觀測記錄位於山頂，藉由山上與山下的觀測記錄譜比進行補正。

— 表示震源近傍的堅硬岩盤無觀測記錄。

表 4-8 堅硬地盤的記錄：地表地震斷層出現的地震  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2008a)

| 地震名稱                        | Mj(Mw)<br>*1 | 構造<br>*2 | 觀測站名稱(代碼)                                | 是否<br>有土<br>層資<br>料 | 斷層面<br>最近距<br>離 Xfh<br>*3<br>[km] | 地質   |
|-----------------------------|--------------|----------|--|---------------------|-----------------------------------|--|
| 1961 北美<br>濱                | 7            | D        | —  | —                   | —                                 | —  |
| 1969 岐阜<br>縣中部              | 6.6          | S        | —  | —                   | —                                 | —  |
| 1978 Santa<br>Barbara       | -5.8         | D        | Santa Barbara Court<br>House(SBC)        | Yes                 | 11                                | 緻密砂  |
|                             | -5.8         | D        | UCSB Goleta Free<br>Field(UCSB)          | Yes                 | 10                                | 淺層沖積層覆蓋岩<br>盤(Shallow Alluv.<br>over Rock) |
| 1979<br>Coyote<br>Lake      | -5.8         | S        | Gilroy #1(G1)                            | Yes                 | 13                                | 砂岩   |
|                             | -5.8         | S        | Gilroy #6(G6)                            | Yes                 | 13                                | 砂岩   |
| 1983<br>Coalinga            | -6.4         | D        | Anderson Dam<br>Downstream(ADD)          | Yes                 | 3                                 | 含礫砂層(約 0~500<br>m)                         |
| 1984<br>Morgan<br>Hill      | -6.2         | S        | Gilroy #1(G1)                            | Yes                 | 12                                | 砂岩   |
|                             | -6.2         | S        | Gilroy #6(G6)                            | Yes                 | 6                                 | 砂岩   |
| 1984 長野<br>縣西部              | 6.8          | S        | —  | —                   | —                                 | —  |
| 1987<br>Whittier<br>Narrows | -6           | D        | Caltech<br>Athenaeum(CAT)                | Yes                 | 15                                | 砂/礫砂層                                      |
|                             | -6           | D        | Los Angeles, 4407<br>Jasper St.(JASP)    | No                  | 15                                | 上新世沉積岩<br>(Pliocene sedimentary<br>Rock)   |
|                             | -6           | D        | Corralitos(COR)                          | Yes                 | 20                                | 砂岩與砂質層<br>(Landslide<br>deposit/Sandstone) |
|                             | -6           | D        | Coyote Lake Dam<br>SW<br>Downstream(CLD) | Yes                 | 20                                | 黏土/泥岩                                      |

|                   |      |   |  |     |    |               |
|-------------------|------|---|--|-----|----|---------------|
| 1989 Loma Prieta  | -7   | O | Gilroy #1(G1)                          | Yes | 9  | 砂岩            |
|                   | -7   | O | Gilroy #6(G6)                          | Yes | 18 | 砂岩            |
|                   | -7   | O | Lexington Dam Left Abutment(LXD)       | Yes | 5  | 板岩與砂岩         |
|                   | -7   | O | Santa Cruz Lick Observatory(SCO)       | Yes | 18 | 薄層粉砂岩/石灰岩     |
| 1991 Sierra Madre | -5.6 | D | Cogswell Dam Right Abutment(CDRA)      | No  | 10 | 風化花崗岩         |
|                   | -5.6 | D | Mt. Wilson-Caltec Seismic Station(CSS) | No  | 10 | 石英閃長岩         |
|                   | -5.6 | D | Pacoima Dam-Downstream(PDD)            | Yes | 7  | 高度節理化閃長片麻岩    |
|                   | -5.6 | D | Pacoima-Kagel Canyon(PKC)              | Yes | 8  | 砂岩            |
|                   | -5.6 | D | Sepulveda Canyon Spulway Bldg(SCSB)    | Yes | 7  | 硬岩            |
| 1994 Northridge   | -6.7 | D | Sylmar Converter Station, East(SCSE)   | Yes | 5  | 粉質黏土(10 m)/岩盤 |
|                   | -6.7 | D | USC Station No.13(UC13)                | No  | 17 | 上中新世海成層       |
|                   | -6.7 | D | USC Station No.14(UC14)                | No  | 18 | 中中新世海成層       |
|                   | -6.7 | D | USC Station No.15(UC15)                | No  | 20 | 上侏羅紀海成層       |
|                   | -6.7 | D | USC Station No.56(UC56)                | No  | 18 | 上中新世至上新世海成層   |
|                   | -6.7 | D | USC Station No.61(UC61)                | No  | 19 | 中生代花崗岩        |
| 1997 鹿兒島縣北西部      | 6.6  | S | 鶴田壩(TRD)                               | No  | 9  | 砂岩            |
| 1997 山口縣北部        | 6.6  | S | —                                      | —   | —  | —             |

\*1 括號內為地震矩規模(Moment Magnitude) 的值。

\*2 機構的表示：S=Strike-slip(橫移)、D=Dip-slip(傾移)、O=Oblique-slip(斜移)。

\*3 為斷層面的最短距離。

— 表示震源近傍的堅硬岩盤無觀測記錄。

### (3) 選定檢討用地震

收集到的地震事件依照震後是否出現地表斷層開裂，如圖 4-13 所示，分成 A 到 E 五類。其中 A 類為明確與既知活動斷層有關；B 類為地表斷層出現，但難以確定與已知斷層的對應關係；C 類為與

已知活動斷層有關，但未出現地表斷層破裂；D 類為與構造有關，但無明確對應至已知斷層；E 類為與構造關聯不明，也無法判定是否與斷層相關。此外，為了補足日本國內紀錄不足，還引用了美國加州的強震資料，並限定反應譜分析週期在 0.02 到 5 秒。

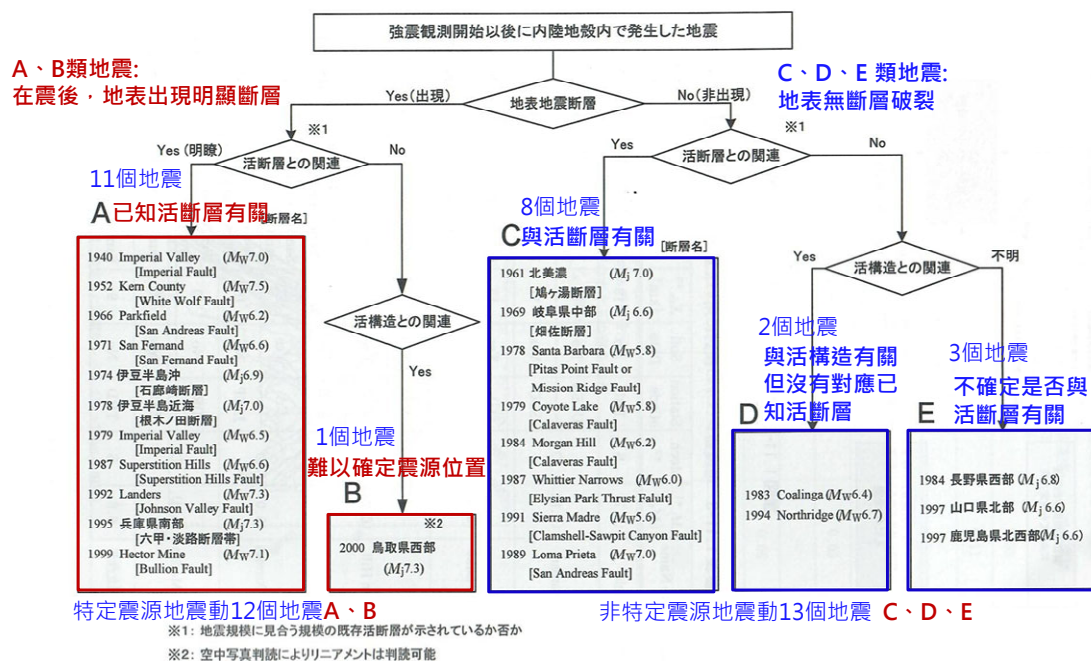


圖 4-13 強震觀測的地震分類

#### (4) 決定地震動標準的地震記錄

表 4-9 為檢討的 7 組代表強震記錄，依來源分為美國 A 類、C 類與日本之地震紀錄。觀測站在震源 20 km 以內以及位於堅硬地盤，選擇 1997 年鹿兒島北西部地震(TRD 測站)，考慮地震規模與應力釋放特性，並補充美國 6 個地震觀測數據，A 類地震(1966 年、1978 年、1979 年)、C 類地震(1984 年、1987 年、1991 年)，計算 PGA 及 PSA。

表 4-9 用於地震動水準檢討的震源附近堅硬地盤強震記錄  
(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2008a)

| 地震名稱                        | Mj(Mw)<br>*1 | 構造<br>*2 | 觀測站<br>代碼 | 是否<br>有土<br>層資<br>料 | 斷層面最<br>短距離<br>Xfh*3<br>[km] | 地質                               | PGA(FP ,<br>FN , UD) *4<br>[cm/s <sup>2</sup> ] |
|-----------------------------|--------------|----------|-----------|---------------------|------------------------------|----------------------------------|---|
| 1966<br>Parkfield           | -6.2         | S        | TBL       | No                  | 13                           | 薄層砂與粉<br>砂/粉砂岩                   | 244 , 377 ,<br>154                              |
| 1978 Santa<br>Barbara       | -5.8         | D        | UCSB      | No                  | 13                           | 淺層沖積層<br>覆蓋岩盤<br>(頁岩)            | 29 , 30 , 14                                    |
|                             | -5.8         | D        | SBC       | Yes                 | 11                           | 緻密砂                              | 186 , 230 , 77                                  |
| 1979<br>Coyote<br>Lake      | -5.8         | S        | G1        | Yes                 | 13                           | 砂岩                               | 119 , 100 , 63                                  |
|                             | -5.8         | S        | G6        | Yes                 | 5                            | 砂岩                               | 301 , 446 ,<br>149                              |
|                             | -5.8         | S        | G1        | Yes                 | 12                           | 砂岩                               | 94 , 65 , 91                                    |
| 1984<br>Morgan<br>Hill      | -6.2         | S        | G6        | Yes                 | 6                            | 砂岩                               | 321 , 239 ,<br>413                              |
|                             | -6.2         | S        | ADD       | Yes                 | 3                            | 含礫砂質壤<br>土(Vs<br>400~500<br>m/s) | 269 , 446 ,<br>181                              |
| 1987<br>Whittier<br>Narrows | -6           | D        | CA        | Yes                 | 17                           | 砂/含礫砂                            | 110 , 177 ,<br>139                              |
|                             | -6           | D        | JASP      | No                  | 15                           | 上新世沉積<br>岩                       | 326 , 194 ,<br>109                              |
| 1991 Sierra<br>Madre        | -5.6         | D        | CDRA      | No                  | 10                           | 風化花崗岩                            | 322 , 298 ,<br>314                              |
|                             | -5.6         | D        | CSS       | No                  | 10                           | 石英閃長岩                            | 240 , 265 ,<br>240                              |
| 1997 鹿兒<br>島縣北西<br>部        | 6.6          | S        | TRD       | No                  | 9                            | 砂岩                               | 149 , 139 , 71                                  |

\*1 括號內為地震矩規模(Moment Magnitude) 的值。

\*2 機構表示：S=Strike-slip(橫移)、D=Dip-slip(傾移)。

\*3 斷層面最短距離(Xfh)：觀測站至震源斷層面的最近水平距離。

\*4 PGA(Peak Ground Acceleration)：

FP：斷層走向平行方向(Fault Parallel)

FN：斷層走向垂直方向(Fault Normal)

UD：上下方向(Up-Down)

#### (5) 強震觀測站的地盤構造

$V_s$  大於 500 m/s 視為基盤，基盤以下稱為岩盤， $V_s$  約為 500-781

m/s。較硬的基盤，地震動衰減較快，影響較小。較軟的基盤，可能會放大地震動，影響較大。

#### (6) 水平地震動標準

透過已選定的 7 個地震(表 4-9)，來自 11 個觀測站的 13 筆記錄，26 個水平分量，進行反應譜繪製，並設定的地震動標準，如圖 4-14 所示：

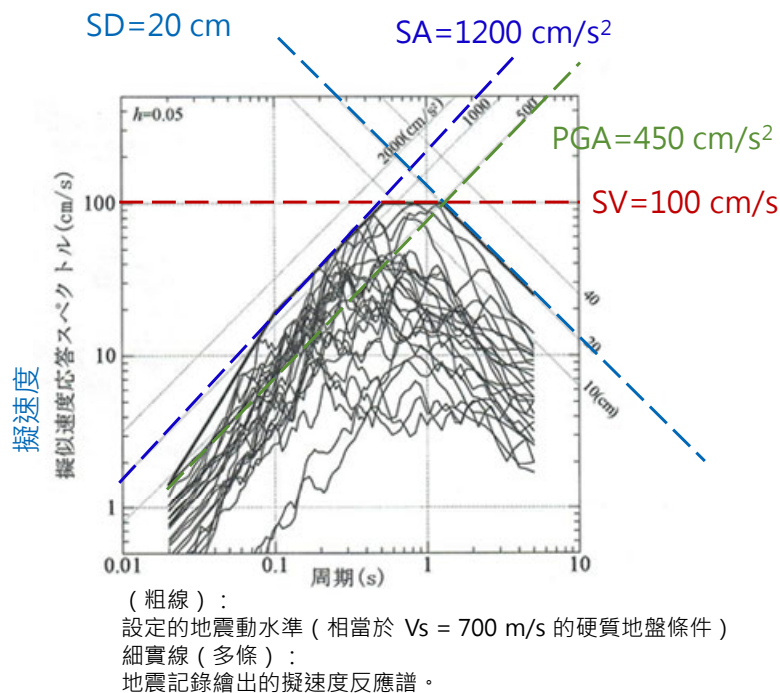


圖 4-14 未特定震源地震的代表觀測記錄設與計反應譜

#### (7) 近域地震動估計與距離補正

1984 年長野縣西部地震( $M_j$  6.8)屬於未特定震源地震(E 類)，由於震源鄰近地區缺乏強震記錄，無法直接用於地震動水準的設定，因此採用距離補正法進行推定。距震源約 24 km 的高根第一壩(TKN)與約 38 km 的奈川渡壩(NGD)提供可用的地表加速度記錄。首先根據地盤調查，兩測站皆屬於岩盤至堅硬地盤條件，接著利用距離減衰式(Abrahamson and Silva, 1997)，計算兩站對應斷層直上位

置的距離補正係數，將實測的加速度反應譜推回至假想的近斷層位置。結果如圖 4-15 所示，TKN 與 NGD 的補正後反應譜在中短週期 (0.1-1 s) 範圍內明顯放大，最大值達約 100 cm/s，並與距離減衰式預測值的形狀大致吻合。此推定結果被用作該地震震源區的地震動水準，作為未特定震源地震設計反應譜的依據。

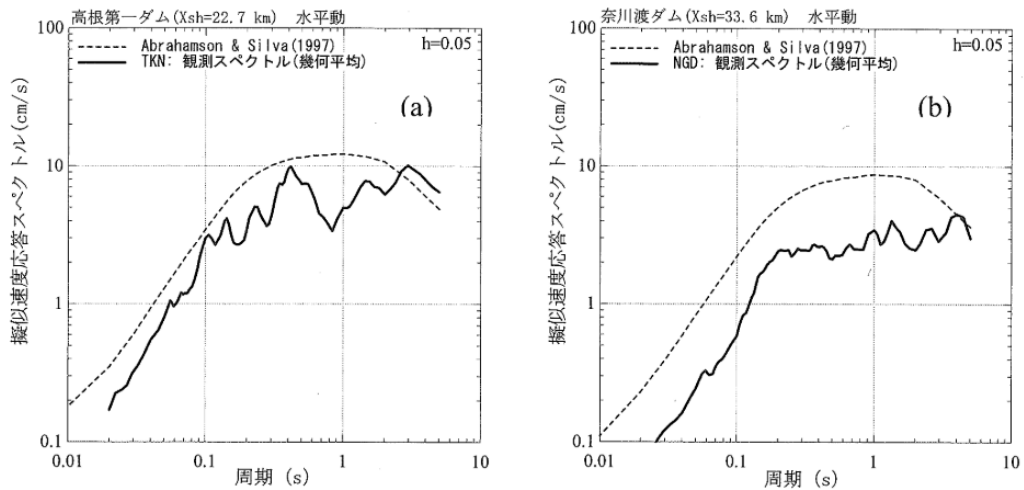


圖 4-15 1984 年長野縣西部地震近地壩站的觀測譜與距離減衰式推定值之比較

#### (8) 長週期地震動水準進行校正的理由與方法

在前段分析中，透過距離補正法將高根第一壩(TKN)與奈川渡壩(NGD)的觀測記錄推回震源鄰近位置後，得到的反應譜顯示在長週期側(對應變位 20 cm 以上，約週期 1 秒以上)，其地震動水準超過了當時用於設定未特定震源地震動水準的代表記錄上限，如圖 4-16 所示。造成這種差異的原因在於設定地震動水準所使用的代表強震記錄的最大規模為 Mw 6.6，而長野縣西部地震的規模約 Mw 6.8，規模更大，因此其長週期成份的振幅自然高於代表記錄。在週期 1 秒以上的區域，設計水平低於實際可能的地震動。因此，為了避免低估長週期區的設計水準，規範採取了校正方法，將週期 1 秒

以下的設計水平維持與代表觀測記錄相同(即設定為觀測記錄上限的包絡線)；將週期 1 秒以上的長週期區段統一修正為 100 cm/s 的擬速度反應譜水準，以反映 Mw 6.8 地震規模對長週期成份的放大效應。這樣的作法等於在原有未特定震源設計反應譜的長週期端進行上調，使其更符合大規模內陸地震的特性。

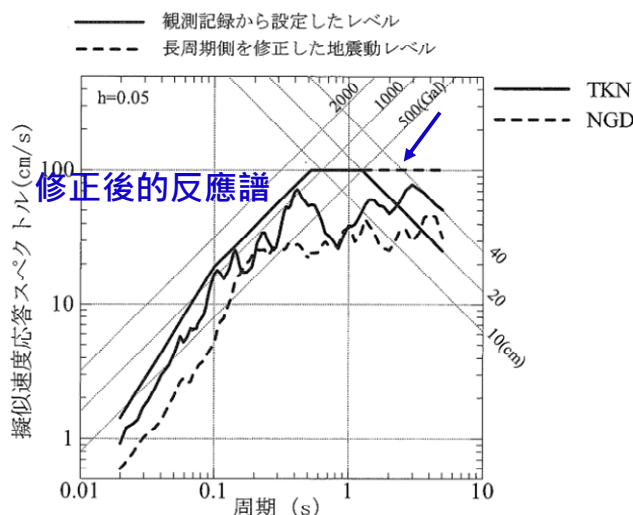


圖 4-16 1984 年長野縣西部地震震源區的地震動推定水準

#### (四) 日本核電廠因應規範更新之案例

針對檢討用地震進行地震動評估的方法如圖 4-17 所示，以下介紹之柏崎刈羽、女川與浜岡電廠之基準地震動，皆依照此流程進行基準地震動之制定：

##### 1. 柏崎刈羽核能發電廠

###### 電廠簡介

柏崎刈羽核能發電廠位於日本新潟縣的柏崎市與刈羽村交界(圖 4-18)，是東京電力公司所經營的核能發電廠，電廠共設有七座沸水式反應器，細節如表 4-10 所示，其中 1 至 4 號機位在荒浜側，5 至 7 號機位在大湊側。

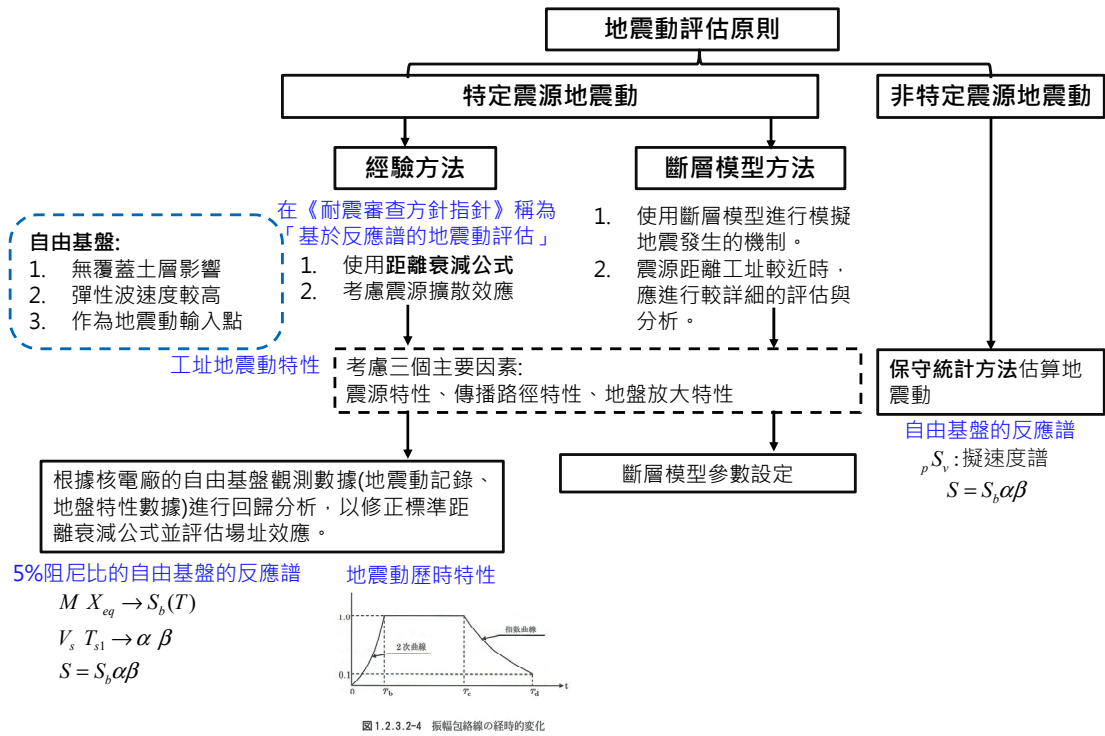


圖 4-17 基準地震動及及耐震設計方針審查指針之構成(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2008a)(Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association, 2021)

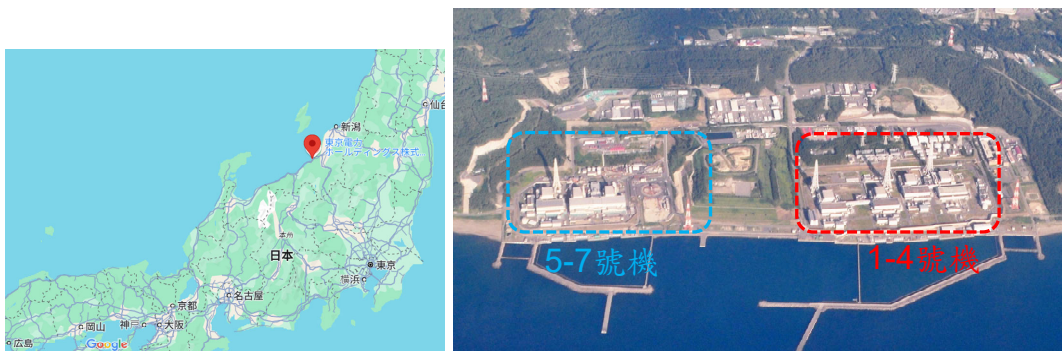


圖 4-18 柏崎刈羽核能發電廠(Wikipedia, 2025a)

表 4-10 柏崎刈羽核能發電廠各機組概況(Wikipedia, 2025a)

| 機組          | 1 號機         | 2 號機         | 3 號機         | 4 號機         | 5 號機          | 6 號機             | 7 號機             |
|-------------|--------------|--------------|--------------|--------------|---------------|------------------|------------------|
| 反應器型式       | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式型反應器 (BWR) | 改良型沸水式反應器 (ABWR) | 改良型沸水式反應器 (ABWR) |
| 電氣輸出 (萬 kW) | 110          | 110          | 110          | 110          | 110           | 135.6            | 135.6            |

目前第 1 至第 5 號機組皆處於停機狀態。第 6 號機組計畫在 2025 年 6 月裝填燃料棒，並進入重啟準備；第 7 號機組則已於 2024 年完成燃料裝填，同樣等待重啟時程的審查與確認。重啟計畫受到日本核能監管機構審查，必須符合 2011 年福島第一核電廠事故後大幅強化的安全與耐震標準。該電廠曾在 2007 年新潟縣中越沖地震中受到嚴重影響，地震造成部分設備與結構損傷，也使其成為日本核電耐震設計與安全檢討的重要案例。表 4-11 為柏崎刈羽電廠基準地震動(Ss-1~Ss-8)策定與最大加速度值，以下將詳述各基準地震動制定之過程。

表 4-11 柏崎刈羽電廠基準地震動(Ss-1~Ss-8)最大加速度值  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

| 基準地震動 | 策定内容                |                     | 最大加速度値 (cm/s <sup>2</sup> ) |                            |      |      |      |      |      |     |     |
|-------|---------------------|---------------------|-----------------------------|----------------------------|------|------|------|------|------|-----|-----|
|       |                     |                     | 荒浜側                         |                            |      | 大湊側  |      |      |      |     |     |
|       |                     |                     | NS方向                        | EW方向                       | UD方向 | NS方向 | EW方向 | UD方向 |      |     |     |
| Ss-1  | 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動 | F-B断層による地震          | 応答スペクトルに基づく地震動評価            |                            |      | 2300 |      | 1050 |      | 650 |     |
| Ss-2  |                     | 断層モデルを用いた手法による地震動評価 |                             |                            | 1240 | 1703 | 711  | 848  | 1209 | 466 |     |
| Ss-3  |                     | 長岡平野西縁断層帯による地震動     | 応答スペクトルに基づく地震動評価            | 応力降下量1.5倍及び断層傾斜角35° ケースを包絡 |      | 600  |      | 400  |      | 600 | 400 |
| Ss-4  |                     |                     |                             | 応力降下量1.5倍                  |      | 589  | 574  | 314  | 428  | 826 | 332 |
| Ss-5  |                     |                     | 断層モデルを用いた手法による地震動評価         | 断層傾斜角35°                   |      | 553  | 554  | 266  | 426  | 664 | 346 |
| Ss-6  |                     |                     |                             | 連動+応力降下量1.5倍               |      | 510  | 583  | 313  | 434  | 864 | 361 |
| Ss-7  |                     |                     |                             | 連動+断層傾斜角35°                |      | 570  | 557  | 319  | 389  | 780 | 349 |
| Ss-8  |                     | 震源を特定せず策定する地震動      | 2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動    |                            |      | -    | -    | -    | 650  |     | 330 |

### 考量之活動斷層

在基準地震動的評估過程中，首先須針對柏崎刈羽核能發電所場地周邊的震源條件進行詳細調查與分析。場地周邊震源考量的活動斷層參數如表 4-12 與圖 4-19 所示，其中長岡平野西縁斷層帶與十日町斷層帶西部為陸域地震，其餘則為海域地震。考量連動的活動斷層震源模型參數如表 4-13 所示。

表 4-12 柏崎刈羽核能發電所周邊震源考量活動斷層參數  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

| No. | 活動斷層名稱        | 斷層長度<br>(km) | 地震規模      | 傾斜角<br>(°)     | 斷層寬度<br>(km) | Xeq<br>(km)<br>荒浜 | Xeq<br>(km)<br>大湊 |
|-----|---------------|--------------|-----------|----------------|--------------|-------------------|-------------------|
| 1   | 佐渡島棚東緣斷層      | 37           | 6.8       | 西 55           | 15           | 55                | 53                |
| 2   | F-B 斷層        | 36           | 6.8 (7.0) | 東 45 (東<br>35) | 16 (20)      | 17 (13)           | 16 (13)           |
| 3   | 佐渡島南方斷層       | 29           | 6.8       | 東 45           | 16           | 26                | 25                |
| 4   | F-D 斷層        | 28           | 6.8       | 東 45           | 16           | 38                | 39                |
| 5   | 高田沖斷層         | 25           | 6.8       | 東 30           | 22           | 52                | 50                |
| 6   | 米山沖斷層         | 20           | 6.8       | 東 60           | 15           | 25                | 26                |
| 7   | 長岡平野西緣斷層<br>帶 | 91           | 7.5       | 西 50           | 15           | 20                | 21                |
| 8   | 十日町斷層帶西部      | 33           | 6.8       | 西 60           | 13           | 32                | 33                |

表 4-13 柏崎刈羽核能發電廠周邊震源考量的活動斷層參數  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

| No. | 活動斷層名稱                                       | 斷層<br>長度<br>(km) | 地震<br>規模 | 傾斜<br>角(°) | 斷層<br>寬度<br>(km) | Xeq<br>(km)<br>荒浜 | Xeq<br>(km)<br>大湊 |
|-----|--|------------------|----------|------------|------------------|-------------------|-------------------|
| I   | 佐渡島南方斷層~F-D 斷層~高田沖<br>斷層                     | 84               | 7.6      | 東<br>30~45 | 20               | 31                | 31                |
| II  | 佐渡島南方斷層~F-D 斷層~高田沖<br>斷層~親不知斷層西緣斷層~魚津斷<br>層帶 | 156              | ※        | 東<br>30~45 | 20               | -                 | -                 |
| III | 長岡平野西緣斷層帶~十日町斷層<br>帶西部                       | 132              | 7.7      | 西 50       | 15               | 26                | 26                |

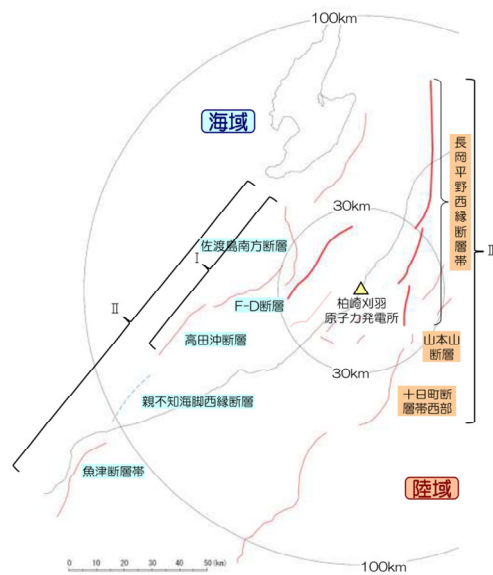


圖 4-19 柏崎刈羽核能發電所周邊活動斷層分布  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

在地震危害的檢討過程中，首先針對歷史地震事件進行調查與分析。根據宇佐美(Usami et al., 2013)的研究成果，自 416 年至 2012 年間，日本各地發生多起強震，其中包括 1964 年新潟地震(M7.5)、2007 年能登半島地震(M6.9)、2007 年新潟縣中越沖地震(M6.8)以及其他歷史性地震事件，如 1751 年越後地震(M7.2)、1828 年越後地震(M6.9)與 1847 年善光寺地震(M7.4)等。這些資料顯示，在柏崎刈羽核能發電所周邊區域，確實存在多次地震規模達到 M6.5 以上的案例，因此被列為必須考慮的潛在震源。其分布位置如圖 4-20 所示。

其中，2007 年新潟縣中越沖地震(M6.8)對柏崎刈羽核能發電所影響尤為重大。當時反應器基礎附近的地震觀測站記錄到的最大加速度值，顯著超過設計基準所考慮的最大加速度，如表 4-14 所示。觀測數據顯示，不同機組間的地震反應差異明顯，顯示地震波在表與結構間的傳遞具有顯著的局部效應。

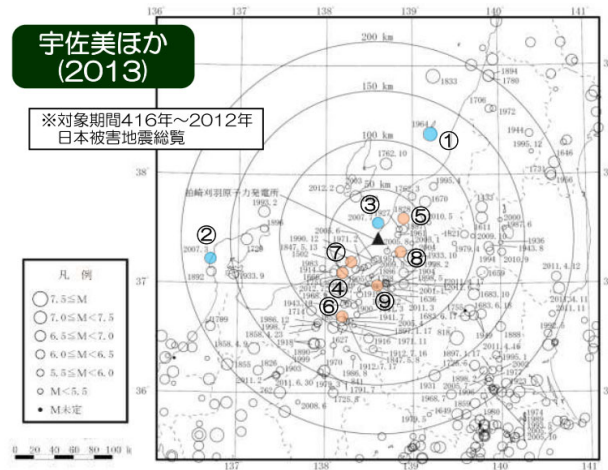


圖 4-20 柏崎刈羽核能發電所周邊歷史地震分布位置  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

表 4-14 新潟縣中越沖地震柏崎刈羽核能發電廠基礎最大加速度值  
(單位：gal)

| 位置    | 荒浜側          |              |              |              | 大湊側          |              |              |
|-------|--------------|--------------|--------------|--------------|--------------|--------------|--------------|
| 機組    | 1 號機         | 2 號機         | 3 號機         | 4 號機         | 5 號機         | 6 號機         | 7 號機         |
| NS 方向 | 311<br>(274) | 304<br>(167) | 308<br>(192) | 310<br>(193) | 277<br>(249) | 271<br>(263) | 267<br>(263) |
| EW 方向 | 680<br>(273) | 606<br>(167) | 384<br>(193) | 492<br>(194) | 442<br>(254) | 322<br>(263) | 356<br>(263) |
| UD 方向 | 408          | 282          | 311          | 337          | 205          | 488          | 355          |

\*括號內為設計時的基準地震動值

研究顯示，中越沖地震對短週期地震動的影響特別顯著；相對而言，陸域地震的反應譜較小。由於地下深層的不規則結構與海洋型地震的特殊波動傳播機制，導致地震動在不同位置呈現顯著差異。荒浜側(1 至 4 號機)與大湊側(5 至 7 號機)的地震動特性存在明顯差別，因此分別制定兩側的基準地震動，並採用 Noda (Noda et al., 2002)反應譜地震動評估方法，納入 1.5 倍短週期修正。透過實測記錄與數值模擬比對，發現靠近西山層下的褶皺構造，地震動在

特定區域有明顯放大現象。尤其是在荒浜側(1至4號機)，來自海洋方向傳入的地震波經過深層結構影響後，放大效應更為顯著。圖 4-21 所示為地震動放大效應等值線圖，地東南至西南方向的地震動放大效應較為顯著，耐震設計需針對荒浜側進行更大的地震力考量。

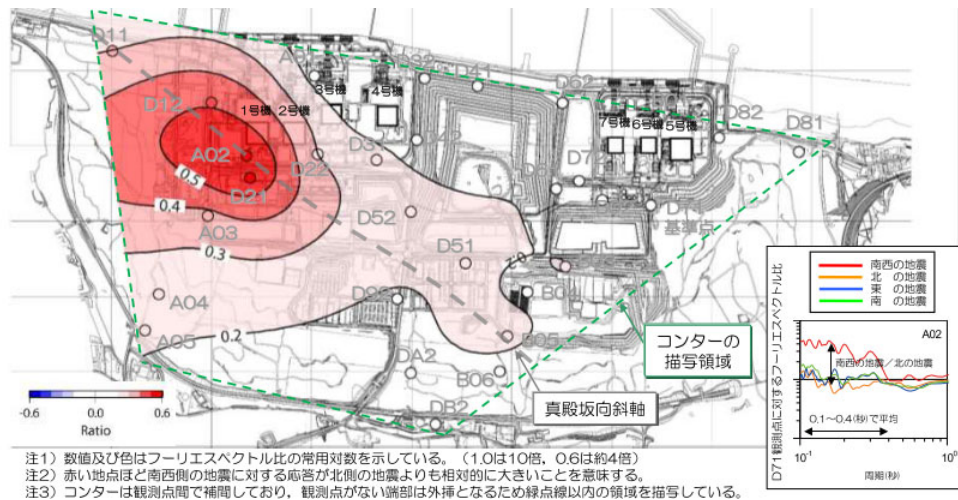


圖 4-21 柏崎刈羽核能發電場地震動放大效應等值線圖  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

在基準地震動的評估過程中，柏崎刈羽核能發電場採用 Noda (Noda et al., 2002)所提出的反應譜地震動評估方法，並結合 2007 年中越沖地震的實測記錄進行比對。透過將觀測數據與模型計算結果進行比較，發現觀測的短週期反應譜幅值明顯高於基準模型，顯示僅依靠理論模型不足以完整描述場地特性。因此，柏崎刈羽核能發電場引入補正係數，以使模擬的反應譜能更合理反映荒浜側(1至4號機)與大湊側(5至7號機)的實際差異。如圖 4-22 所示，在荒浜側與大湊側的水平方向譜值中，實測結果(紅線)普遍高於模型推算(藍線)，尤其在短週期範圍內差異顯著。經補正後的譜線可更好地反映場地對中越沖地震的放大效應。

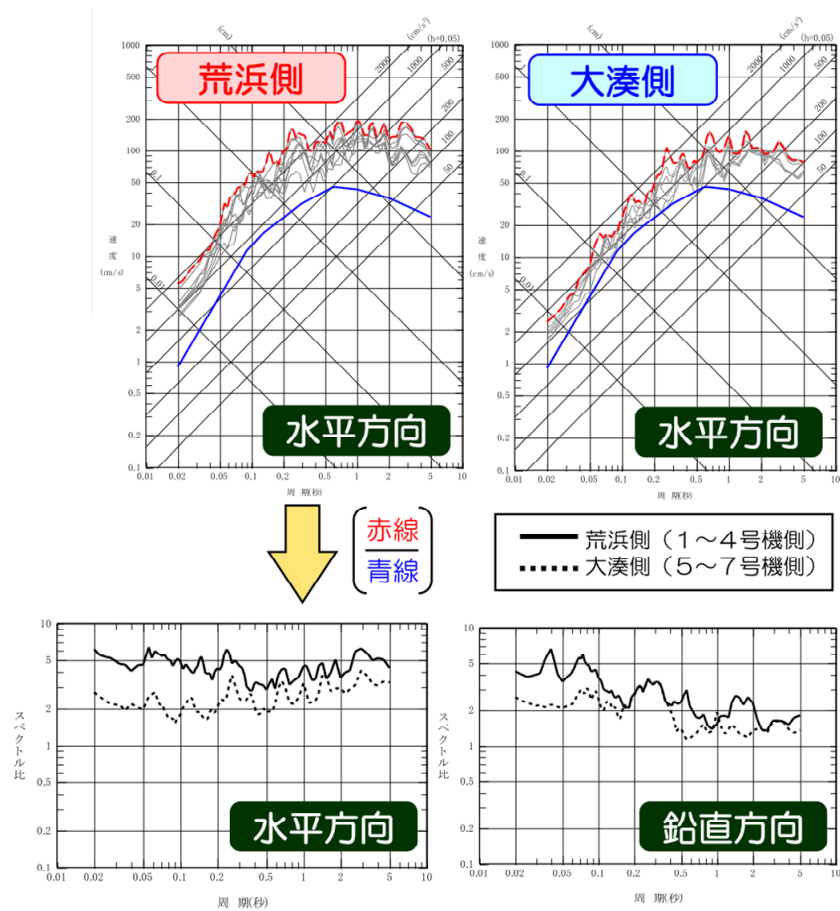


圖 4-22 柏崎刈羽核能發電場荒側反應譜比較及補正係數分布  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

## 基準地震動

### 基準地震動 Ss-1

圖 4-23 所示為採用補正係數設定，並應用於 F-B 斷層作為震源的地震動模擬，並以中越沖地震作為主要的比對案例。透過將模擬結果與實測觀測值進行修正，得到符合場地實際地震動特性的反應譜，基準地震動 Ss-1 設計用最大加速度約為 2300 gal。

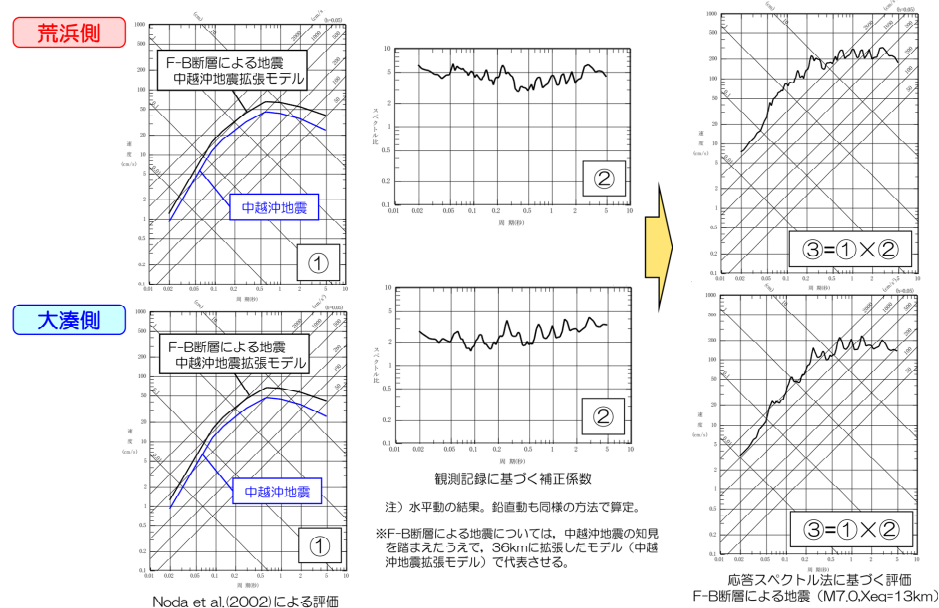


圖 4-23 柏崎刈羽電場 Ss-1 制定流程  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

## 基準地震動 Ss-2

基準地震動 Ss-2 採斷層模型法評估，利用經驗格林函數將中小地震視為要素地震，模擬大地震地震動，並以  $f_{max}$  (Faccioli, 1986) 補正，使結果符合實測記錄。以 2007 年中越沖地震餘震為要素地震，設定 F-B 斷層為震源模型，如圖 4-24 所示。以 F-B 斷層模型作為基準地震動 Ss-2 依據，採斷層長度 36 公里、傾角  $35^\circ$ 、應力降 20-25 MPa，並加入  $f_{max}$  補正，以合理再現中越沖地震特徵。

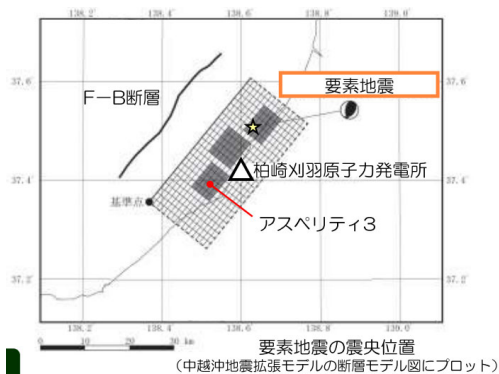


圖 4-24 中越沖地震斷層模型與要素地震位置示意圖  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

### 基準地震動 Ss-3

以長岡平野西緣斷層帶為震源，採 Noda (Noda et al., 2002) 反應譜法並結合觀測補正進行地震動評估。結果顯示，短週期主要受應力降量影響，長週期則受斷層傾角影響，作為基準地震動 Ss-3。

### 基準地震動 Ss-4~Ss7

以長岡平野西緣斷層帶為震源，採用斷層模型法所進行的地震動評估，重點分析破壞開始點的影響。模擬結果顯示，破壞起始點對短週期影響小，但長週期影響較大，因此採斷層北端作為保守評估位置。連動、應力下降量與斷層傾角的不確定性，對地震動譜影響顯著，特別在長週期範圍。最終以包絡譜方式設定基準地震動 Ss-4 至 Ss-7。

圖 4-25 與圖 4-26 分別為柏崎刈羽核能發電廠荒浜側與大湊側之基準地震動反應譜。

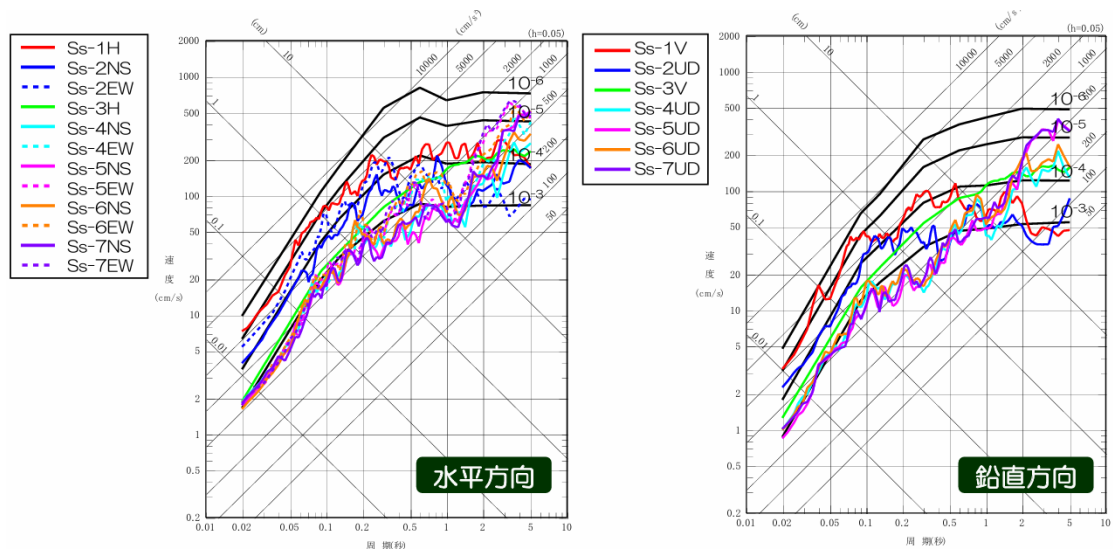


圖 4-25 柏崎刈羽核能發電廠(荒浜側)基準地震動反應譜  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

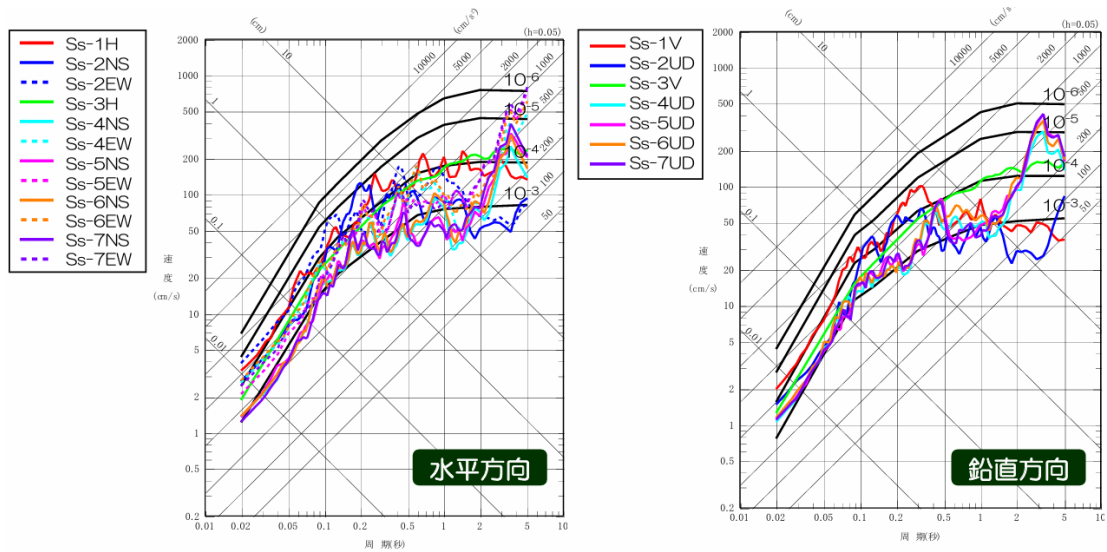


圖 4-26 柏崎刈羽核能發電廠(大湊側)基準地震動反應譜  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

### 基準地震動 Ss-8

以 2004 年北海道留萌支庁南部地震(Mw 6.1) 為代表事件，選取 HKD020 測站之基盤觀測記錄作為模擬依據。透過與其他強震案例之比對，進一步考慮地盤土層因子與傳播路徑效應的不確定性，建立未特定震源對場址可能造成之地震動特性。基準地震動 Ss-8 如圖 4-27 所示。

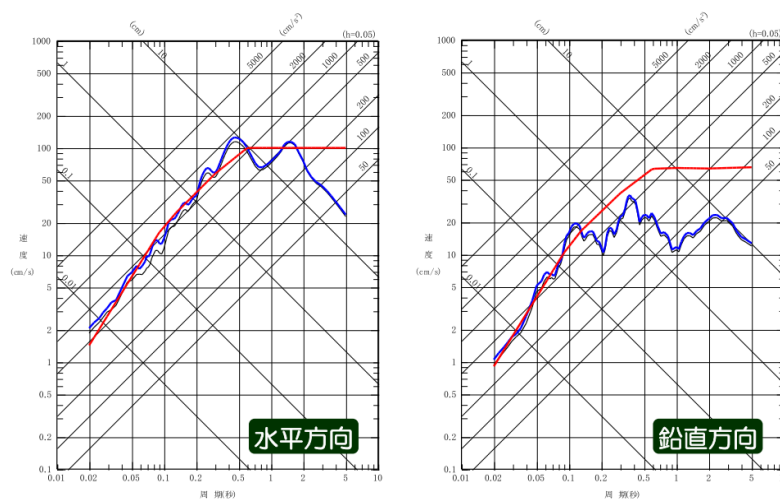


圖 4-27 柏崎刈羽核能發電廠基準地震動 Ss-8 反應譜  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

## 土壤結構互制模型

表 4-15 與圖 4-28 所示為柏崎刈羽核能發電廠地層狀況與土壤結構互制分析模型。前述之基準地震動為解放基盤之最大加速度。為了反應入射與反射波之交互影響，分析時須在解放基盤面輸入 2 倍之目標地震動(Ss 之人造地震歷時)，分析得到入射波後，以兩倍之入射波作為解放基盤之輸入地震動。表 4-16 所示為各機組地震動比較表，以及地震波傳遞至結構基礎底板處之加速度反應。

表 4-15 柏崎刈羽核能發電廠地層狀況  
(Tokyo Electric Power Company, 2010)

| 標高<br>T. M. S. L.<br>(m) | 地層         | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>γ<br>(kN/m <sup>3</sup> ) | ポアソン比 | せん断<br>弾性係数<br>G<br>(N/mm <sup>2</sup> ) | 初期せん断<br>弾性係数<br>G <sub>0</sub><br>(N/mm <sup>2</sup> ) | 剛性<br>低下率<br>G/G <sub>0</sub> | ヤング<br>係数<br>E<br>(N/mm <sup>2</sup> ) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|--------------------------|------------|---------------------------|---|-------|--|---|-------------------------------|--|----------------------|----------------|
| +5.0                     | 〔砂層〕       | 107                       | 18.6                                    | 0.33  | 13.0                                     | 21.7  | 0.60                          | 34.6                                   | 10                   | 3.8            |
| +1.2                     |            | 154                       | 18.6                                    | 0.33  | 20.2                                     | 45.0  | 0.45                          | 53.7                                   | 13                   | 3.9            |
| -2.7                     |            | 182                       | 18.6                                    | 0.33  | 25.1                                     | 62.8  | 0.40                          | 66.8                                   | 14                   | 3.5            |
| -6.2                     |            | 201                       | 18.6                                    | 0.33  | 28.3                                     | 76.6  | 0.37                          | 75.3                                   | 15                   | 3.5            |
| -9.7                     |            | 217                       | 18.6                                    | 0.33  | 32.1                                     | 89.3  | 0.36                          | 85.4                                   | 15                   | 3.2            |
| -12.9                    |            | 230                       | 18.6                                    | 0.33  | 34.0                                     | 100   | 0.34                          | 90.4                                   | 16                   | 3.2            |
| -16.1                    |            | 246                       | 18.6                                    | 0.33  | 26.4                                     | 115   | 0.23                          | 70.2                                   | 48                   | 5.1            |
| -21.2                    | 西山層        | 540                       | 16.9                                    | 0.43  | 437                                      | 503   | 0.87                          | 1250                                   | 3                    | 40.8           |
| -62.0                    |            | 590                       | 16.9                                    | 0.43  | 498                                      | 600   | 0.83                          | 1424                                   | 3                    | 15.0           |
| -77.0                    |            | 620                       | 16.9                                    | 0.43  | 542                                      | 662   | 0.82                          | 1550                                   | 3                    | 26.0           |
| -103.0                   |            | 650                       | 16.9                                    | 0.43  | 582                                      | 728   | 0.80                          | 1665                                   | 3                    | 25.0           |
| -128.0                   |            | 670                       | 16.9                                    | 0.43  | 588                                      | 774   | 0.76                          | 1682                                   | 3                    | 64.0           |
| -192.0                   |            | 690                       | 16.9                                    | 0.43  | 639                                      | 820   | 0.78                          | 1828                                   | 3                    | 92.0           |
| -284.0                   | 〔解放<br>基盤〕 | 730                       | 16.9                                    | 0.43  | 918                                      | 918   | -                             | 2625                                   | -                    | -              |

表 4-16 柏崎刈羽核能發電廠各機組地震動比較表  
(Tokyo Electric Power Company, 2016)

| 對象地震動                           | 1 號<br>機 | 2 號<br>機 | 3 號<br>機 | 4 號<br>機 | 5 號<br>機 | 6 號<br>機 | 7 號<br>機 |
|---------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|----------|
| 新潟縣中越沖地震(觀測值)                   | 680      | 606      | 384      | 492      | 442      | 322      | 356      |
| 基準地震動 Ss 下的反應(※5，反應器建<br>屋基礎版上) | 873      | 809      | 761      | 704      | 601      | 728      | 740      |
| 基準地震動 Ss 的最大值(解放基盤表面)           | 2,300    |          |          |          |          | 1,209    |          |

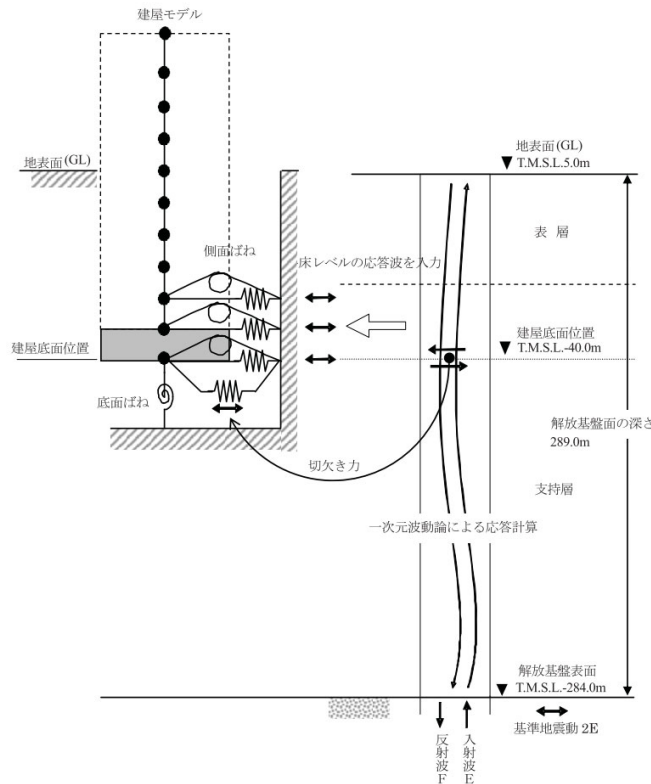


圖 4-28 柏崎刈羽核能發電廠土壤結構互制模型 (Tokyo Electric Power Company, 2010)

### SSC 耐震分級與防震減災措施

柏崎刈羽核能發電廠 SSC 耐震分級如圖 4-29 所示，各防震減災措施如下：

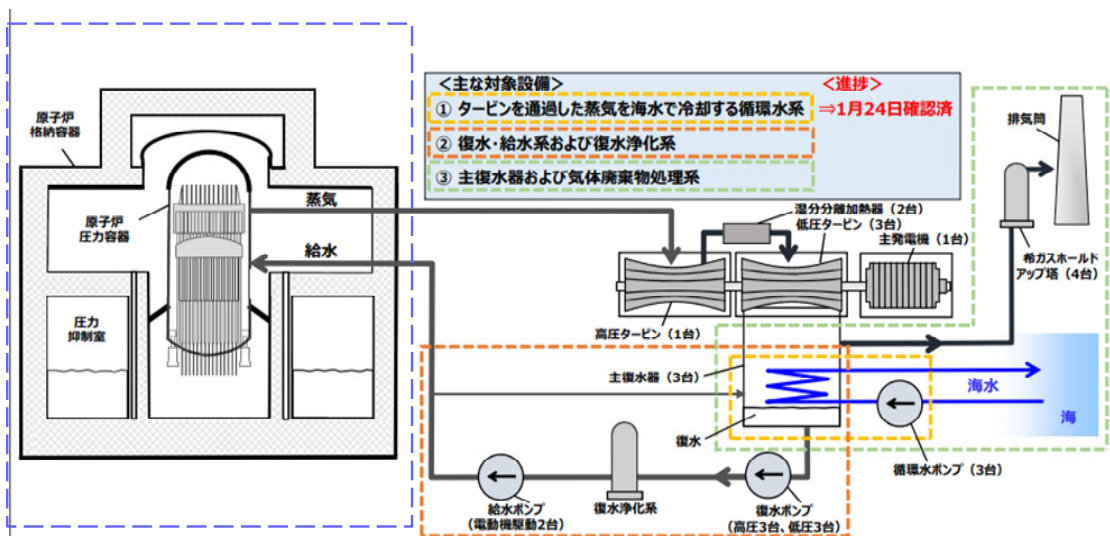


圖 4-29 柏崎刈羽核能發電廠 SSC 分級示意

## 耐震對策及實例

- (1) 強化配管支撐：每座機組新增或加強約 1400-3000 處配管與電纜管支撐(圖 4-30a)。
- (2) 強化排氣筒：增設支柱並安裝減振阻尼器以提升耐震性能(圖 4-30b)。
- (3) 強化開關場：強化受電設備及拉線鐵構的耐震能力(圖 4-30c)。
- (4) 強化反應器屋頂：於屋頂桁架結構中增加鋼材進行補強(圖 4-30d)。
- (5) 強化天車強化：加固反應器建屋內天車的軌道支撐，並擴大防脫軌裝置(圖 4-30e)。
- (6) 強化燃料更換設備：加裝補強材並強化防脫軌裝置(圖 4-30f)。

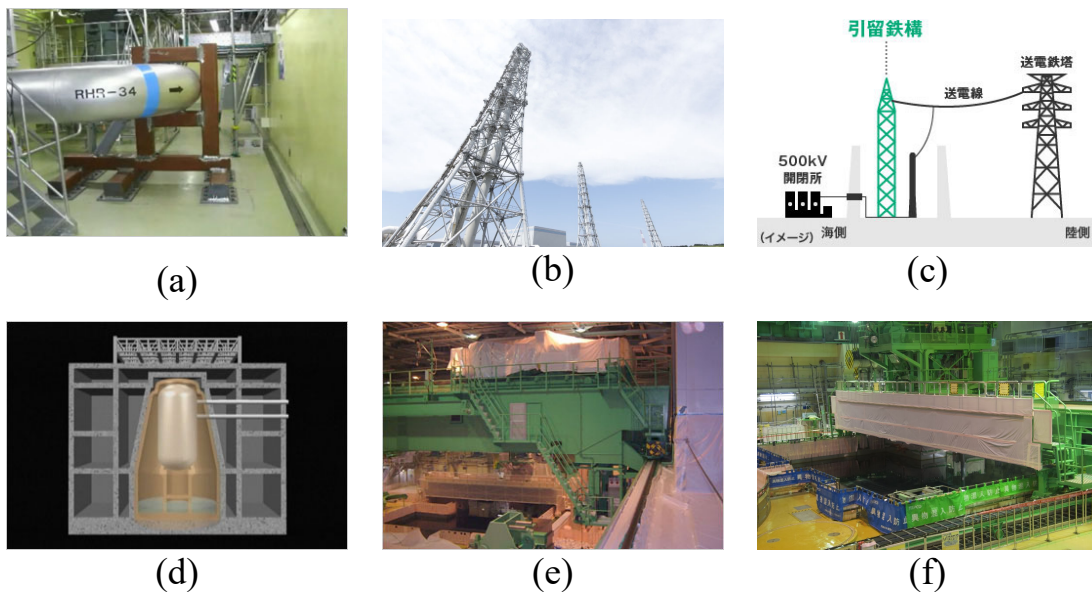


圖 4-30 柏崎刈羽核能發電廠耐震對策及實例

## 防止海嘯破壞對策

- (1) 防洪牆和防洪堤：防止洪水和海嘯通過進風口進入建築物，如圖 4-31a、b 所示。

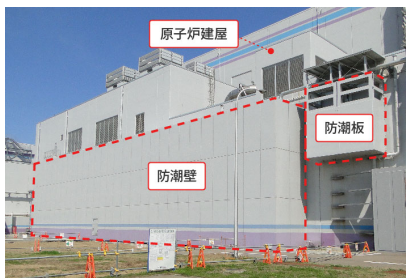
- (2) 海堤及護堤:防止海嘯或其他災害發生時被洪水淹沒以及建築物受損(圖 4-31c)。
- (3) 水密門:防止水進入反應器核心冷卻設備和緊急電源的重要區域(圖 4-31d)。
- (4) 矽橡膠:管道、電纜等穿過牆壁的區域(管道貫穿部分)，進行防水處理(圖 4-31e)。



(a)



(b)



(c)



(d)



(e)

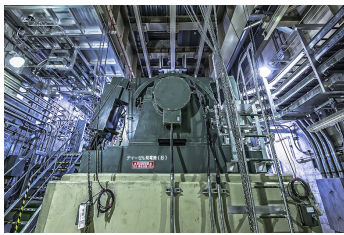
圖 4-31 柏崎刈羽核能發電廠防止海嘯破壞對策

### 電源可靠對策

- (1) 緊急柴油發電機:當核電廠運作出現異常時，導致電站電源中斷時，發電機就會啟動，為電站提供必要的電力(圖 4-32a)。
- (2) 風冷式燃氣渦輪發電車(GTG): 為冷卻反應器幫浦供電(圖 4-32b)。
- (3) 地下柴油罐(2 個 5 萬公升的柴油槽):將油槽安裝在發電廠不會受到海嘯影響區域的地下燃氣渦輪發電機附近，並供應柴油(圖 4-32c)。

(4) 電源車(20 台機組):放置不會受到海嘯影響的高地，可隨時隨地移動至需要電力的地方(圖 4-32d)。

(5) 應急高壓配電:防止工廠原有的緊急電源(外部電源、緊急柴油發電機)(圖 4-32e)。



(a)



(b)



(c)



(d)



(e)

圖 4-32 柏崎刈羽核能發電廠電源可靠對策

### 穩定爐心冷卻對策

(1) 消防幫浦車:防止發電廠失去所有電力且注水設備無法使用時，也能保持注水功能以繼續冷卻核反應器(圖 4-33a)。

(2) 水庫:在海拔約 45 公尺的高地上設置淡水池，在發生緊急情況下，以確保大量的水。一旦發生緊急情況，可以將水輸送到工廠附近(圖 4-33b)。

(3) 高壓替代冷卻劑噴射系統 (HPAC):使用蒸氣作為動力之水泵，當所有電力失效時，反應器產生之蒸氣可驅動此水泵進行供水(圖 4-33c)。

(4) 替代海水熱交換器車輛:替代熱交換器車的設計目的是在緊急情況下從高地移動至各個裝置，並使用臨時海水泵冷卻壓力容器、

反應爐和用過燃料池(圖 4-33d)。



(a)



(b)



(c)



(d)

圖 4-33 柏崎刈羽核能發電廠穩定爐心冷卻對策

### 重大事故因應對策

- (1) 被動式自催化氫氣再結合器: 處理反應器內部殘留的氫氣, 以防止氫氣爆炸發生。
- (2) 圍阻體排氣過濾系統: 在緊急排氣時, 過濾掉的粒子狀放射性物質, 降低放射性釋放至環境的風險。
- (3) 圍阻體頂部噴灑系統: 在爐心損傷等事故時, 向圍阻體頂部注水以防過熱與損壞, 抑制氫氣等氣體洩漏, 降低爆炸風險。
- (4) 新型散熱系統(替代循環冷卻系統): 防止圍阻體內的壓力與溫度上升。
- (5) 使用大容量水砲車防止放射性物質擴散: 抑制放射性物質向外擴散。
- (6) 緊急應變培訓: 定期進行模擬訓練, 包含盲測型訓練, 以提升人

員在突發事故中的應變與決策能力。

### 自然災害應變對策

- (1) 龍捲風: 考量柏崎市和刈羽村日本海沿岸最大風速達 69 m/s，針對重要設施進行防護，加強防飛散物設施，確保關鍵設備的持續運作。
- (2) 森林火災 : 為防止森林火災延燒至核電廠，清除可燃植被並設置防火帶。
- (3) 內部火災 : 安裝火災偵測和滅火設備，使用阻燃電纜，以及設置受防火牆保護的防火區域。

## 2. 女川核能發電廠

### 電廠簡介

女川核能發電廠位於日本宮城縣牡鹿郡女川町(圖 4-34)，是東北電力所管理的核能發電廠，電廠共設有三座沸水式反應器，細節如表 4-17 所示。

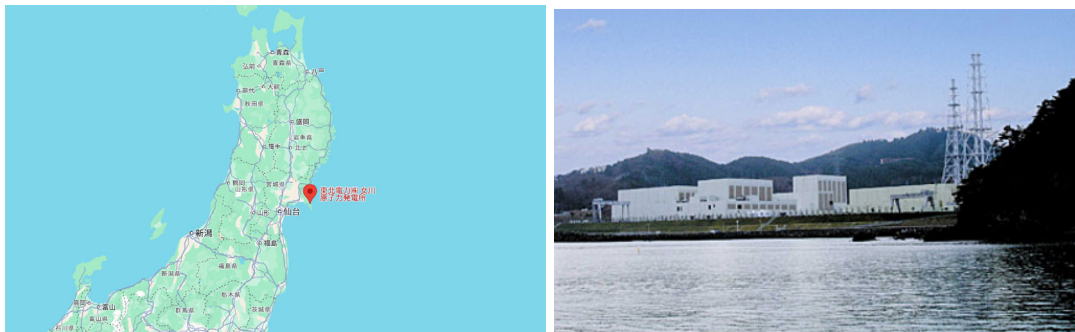


圖 4-34 女川核能發電廠(Wikipedia, 2025b)

表 4-17 女川核能發電廠各機組概況(Wikipedia, 2025b)

| 機組          | 1 號機         | 2 號機         | 3 號機         |
|-------------|--------------|--------------|--------------|
| 反應器型式       | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式反應器 (BWR) | 沸水式反應器 (BWR) |
| 電氣輸出 (萬 kW) | 524          | 825          | 825          |

目前第 1 至第 3 號機組皆處於停機狀態。1 號機於 2018 年正式停機。2 號機因東北地方太平洋近海地震停止運行。2020 年 2 月 26 日新基準變更通過。安全提升工程計畫審查中。原預計 2024 年 2 月重啟，之後宣布延後至同年 11 月，最終提前於 10 月 29 日重啟。3 號機因東北地方太平洋近海地震停止運行。圖 4-35 為女川電廠基準地震動(Ss-D1H~Ss-D3H)制定與最大加速度值(Tohoku Electric Power Co., 2019)，以下詳述各基準地震動制定之過程。

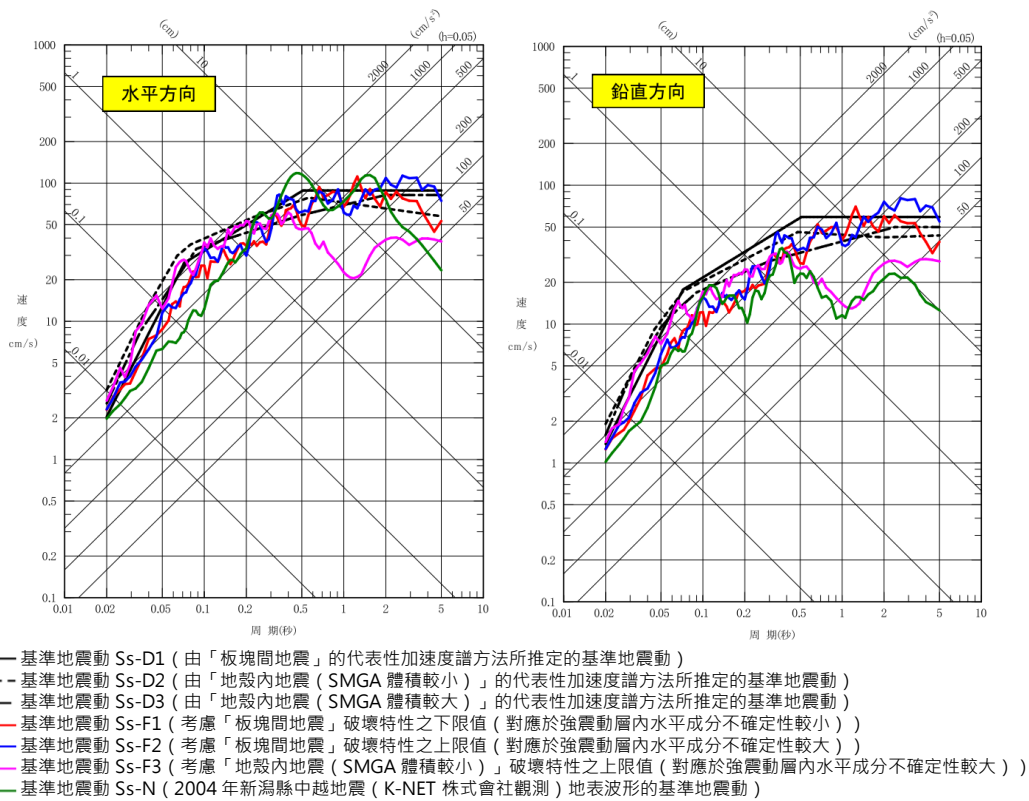


圖 4-35 女川核能發電廠基準地震動(Ss-D1H~Ss-D3H)策定 (Tohoku Electric Power Co., 2019)

### 考量之活動斷層

在基準地震動的評估過程中，首先需針對女川核能發電廠之歷史地震事件進行調查與分析，蒐集地震發生的震央與震源深度分布，其中地震集中在太平洋地區的板塊邊界附近，其中包括 2003 年宮城縣中部地震和 2008 年岩手宮城內陸地震震央附近的內陸外

殼。2011 年東北太平洋地震以來，屬於餘震的 2011 年 4 月 11 日地震的福島縣浜通地區震中附近、金華山附近，觀測到地震集中發生。震央分佈圖如圖 4-36 所示。另一方面，地震發生沿著太平洋板塊俯衝帶，形成兩個深地震帶。此外，上表面的地震活動最為活躍。然而，2011 年東北太平洋地震以來，近海地震的發生次數不斷增加，震源深度分佈如圖 4-37 (Tohoku Electric Power Co., 2019) 所示。

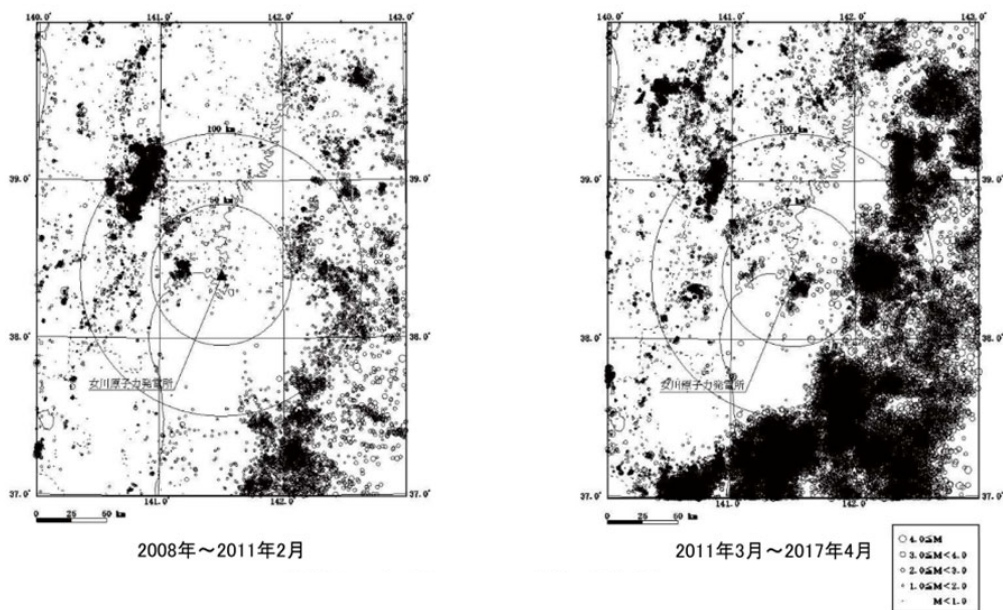


圖 4-36 廠址周邊 M5.0 以下地震之震央分布  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

蒐集廠址區域 1980 至 2013 年間之中小型地震觀測紀錄，先篩選出震央距離 200 公里以內事件，在依地震多寡分區採用太平洋測  $M \geq 4$ 、內陸側  $M \geq 3.5$  之門檻分類，剔除雜訊紀錄與長週期信賴區間下限以外之週期帶後形成有效資料集合，流程圖如圖 4-38 所示。基於此集合，將地震波來源方位細分為多個區間，計算各觀測點之反應譜比，檢核廠址放大特性與各測站間差異。分析結果顯示，不同的來源方向間並無顯著差異；地盤震動特性亦無顯著放大效果，整

體地震觀測與地質調查所推定之水平層狀地下結構相符。

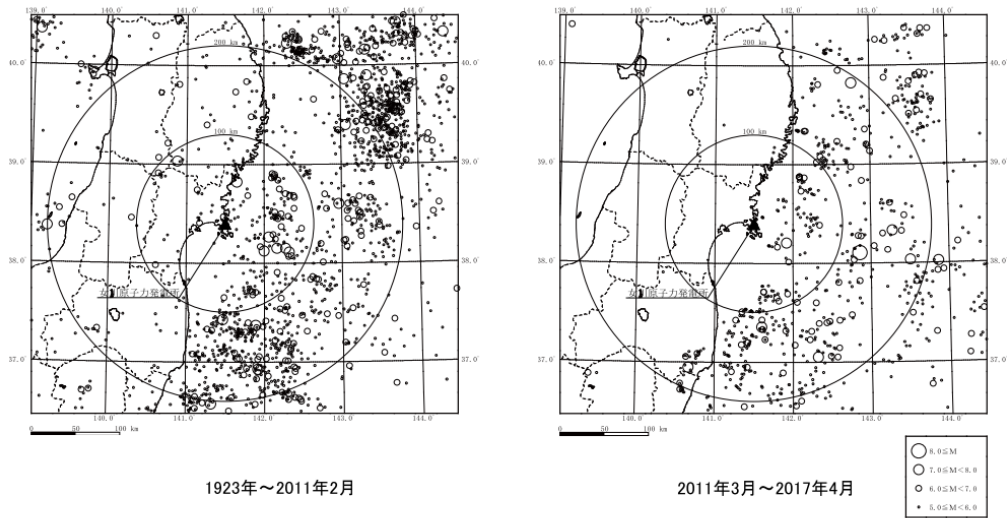


圖 4-37 M5.0 以上地震之震源深度分布  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

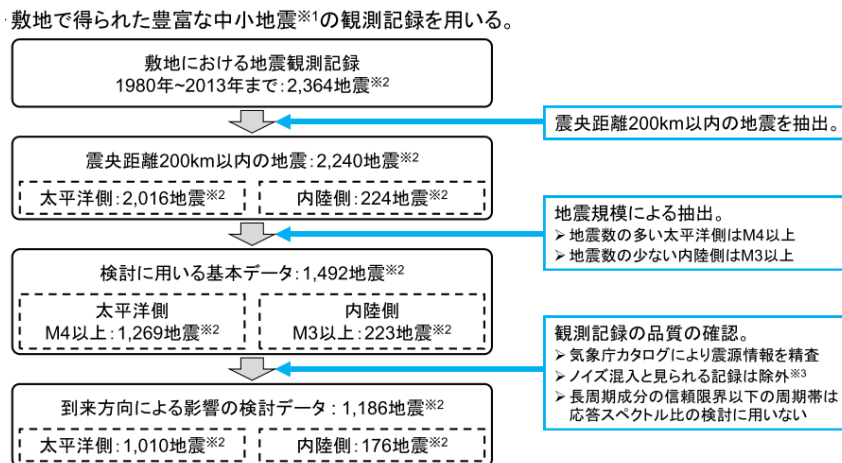


圖 4-38 中小型地震紀錄處理流程(Tohoku Electric Power Co., 2019)

上述過去發生之地震依地震發生樣式不同進行分類，共分為三種:板塊間地震、海洋板塊內地震級內陸地殼內地震，流程圖如圖 4-39 所示。板塊間地震包括 1793/02/17 陸前—陸中—磐城地震(日本東北外海域)、1897/02/20 仙台外海地震、1905/12/23 岩手縣外海地震、1938/11/05 福島縣東方外海地震、1978/06/12 宮城外海地

震、2005/08/16 宮城外海地震以及 2011/03/11 東北地方太平洋外海地震(3.11)。而海洋板塊內地震包括 2011/04/07 宮城外海型地震、2003/05/26 宮城外海型地震，震央距離整理如圖 4-40 所示。最後，內陸地殼內地震包括 1900 年宮城縣北部地震、2003/07/26 宮城縣北部地震，此為由活動斷層引起的地震、福島盆地西緣斷層帶地震、N7 斷層地震、F-15/F-16 斷層地震、F-2/F-4 斷層地震、F-6~F-9 斷層群地震、F-13 斷層地震、北上低地帶~宮城縣北部斷層群地震，以及仙台灣斷層群地震。而各類型中對廠址影響最大的地震，被選定為「檢討用地震」，板塊間代表事件為 2011 年東北地方太平洋沖地震(3.11 型地震)，且 3.11 地震在場址廣泛區域內達到了震度 6 弱，與其他災害性地震相比，對場址的影響更大。

3.11 地震的震源區域包含了從三陸沖中部到房總沖發生的板塊間地震的震源區域，其中包括曾導致場址震度達到 5 弱以上的災害性地震。根據地震調查研究推進本部的長期評估，考慮到 3.11 地震作為板塊間地震的影響，假設東北地方太平洋沖型地震(M9.0)可能會在過去曾發生 M7~8 地震的多個區域內作為發生震源的區域。

海洋板塊內代表事件為 2011 年 4 月 7 日宮城縣沖型地震(4.7 型地震)，內陸地殼內代表特定斷層群事件為 F-6~F-9 斷層群地震及仙台灣斷層群地震，接著以反應譜法及斷層模型法評估地震動，最後依上述評估結果，進入基準地震動制定。

地盤速度分區圖如圖 4-41 (Tohoku Electric Power Co., 2021)所示。在設計女川發電廠時，解放基盤表面設定為 O.P.-14.1 m，即廠房基礎面以下 14.1 m，解放基盤表面的地震動特性以自由地盤的的岩盤上部的地震觀測點(O.P.-8.6m)表示。

▶ プレート間地震の地震動評価概要フロー

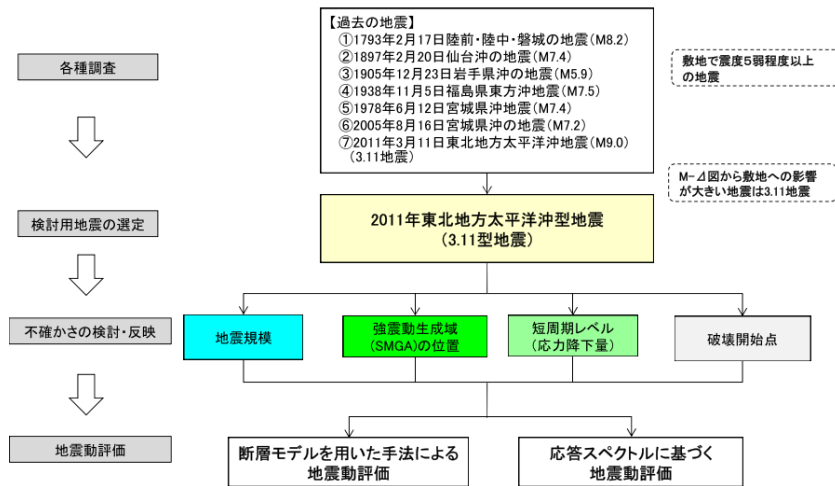
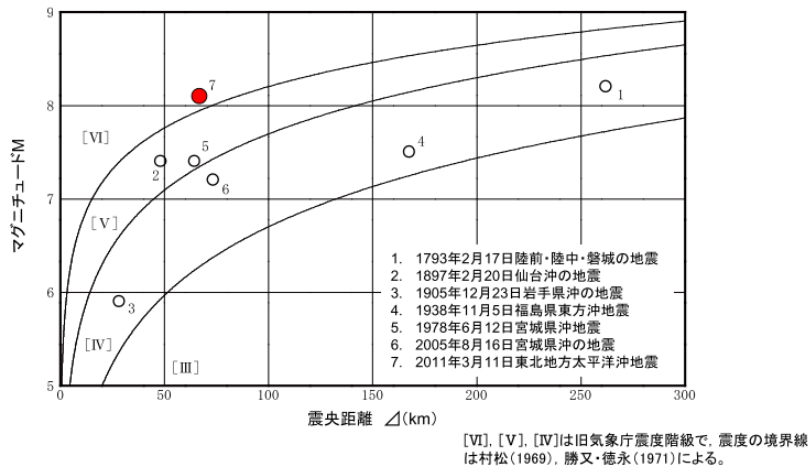


圖 4-39 板塊間地震之地震動評估概要流程  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)



※3.11地震のMとΔは神田ほか(2012)による震度インバージョンによる値(M8.1, Δ=67.4km)を用いた。

圖 4-40 不同震央距離下，達到各震度等級所需的規模門檻  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

考量過往發生之地震包括東北地區的隱沒海洋板塊內地震、2003/05/26 宮城縣外海地震(M7.1)、2008/07/24 岩手縣沿岸北部地震(M6.8)、2011/04/07 宮城縣外海地震(M7.2)、2011/07/10 三陸外海地震(M7.3)、1993/01/15 釧路外海地震(M7.5)、1994 北海道東方外海地震(M8.2)及隱沒的海洋板塊內地震，1933 三陸外海地震(M8.1)。最後選定之檢討用地震為 2011/4/7 宮城外海型地震(4.7 型地震)。評估時納入的不確定性包括地震規模、斷層位置、強震生成域(SMGA)

位置及短週期層級的應力降下量。詳細流程圖如圖 4-42 所示。

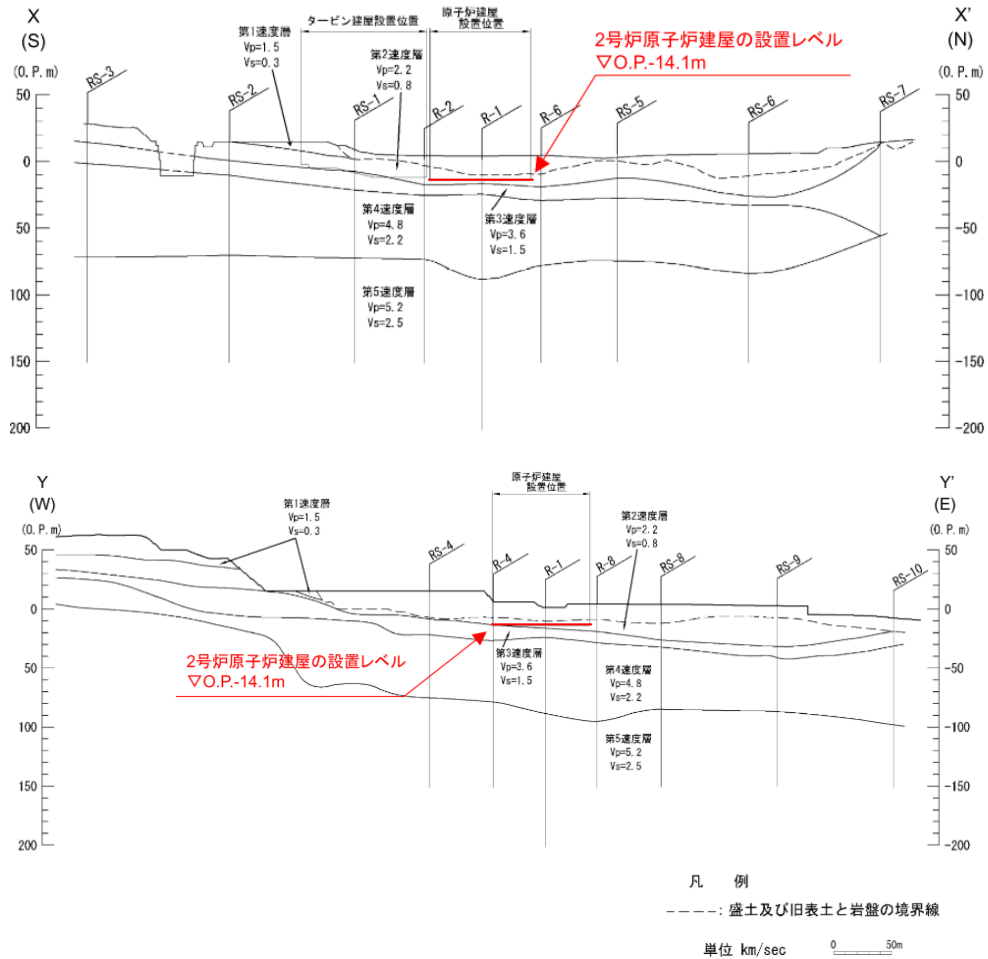


圖 4-41 地層速度分區圖與解放基盤高程示意圖  
(Tohoku Electric Power Co., 2021)

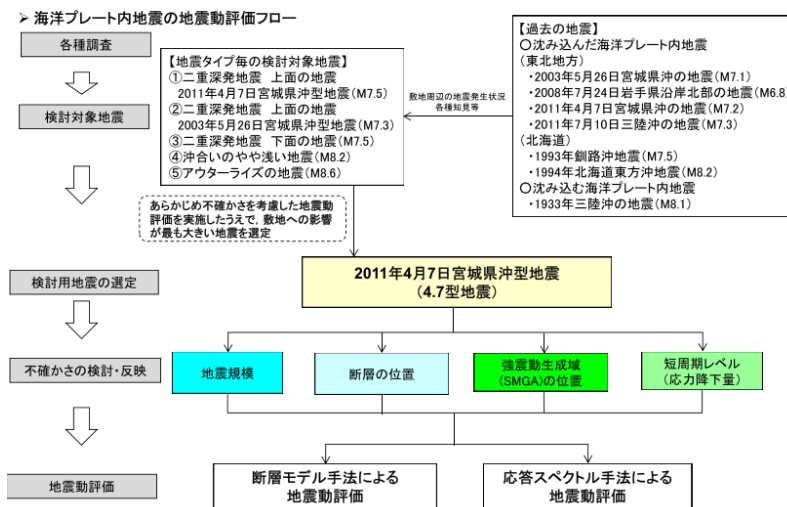


圖 4-42 海洋板塊內地震之地震動評估流程  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

關於內陸地殼內地震檢討用地震的選定，考慮過往造成災害之地震包括：1900 年宮城縣北部的地震、1962 年宮城縣北部的地震、2003 年宮城縣中部的地震以及 2008 年岩手・宮城內陸地震；內陸活動斷層區域包括：加護坊山-雁岳山斷層、旭山-地藏山-須江斷層、2003 年宮城縣中部地震之南部分段斷層、長町-利府斷層帶、北上低地帶斷層帶、福島盆地西緣斷層帶、山形盆地斷層、雙葉斷層、橫手盆地東緣斷層以及 1962 年宮城縣北部地震震源斷層；海域斷層包括：F-2 斷層~F-4 斷層、F-5 斷層、F-6 斷層~F-9 斷層、F-12 斷層~F-14 斷層、F-15 斷層~F-16 斷層、F-13 斷層、F-14 斷層、F-15 斷層、僅在釜石外海西南方一條測線上被確認之斷層、III斷層、IV斷層、V斷層、北上低地帶~宮城縣北部之斷層群以及仙台灣之斷層群。

經過各種調查後，以下為候選的歷史災害地震：1900 年宮城縣北部的地震(M7.0)、2003 年宮城縣中部的地震(M6.4)、福島盆地西緣斷層帶之地震(M7.8)、IV斷層之地震(M7.6)、F-15 斷層~F-16 斷層之地震(M7.5)、F-2 斷層~F-4 斷層之地震(M7.2)、F-6 斷層~F-9 斷層之地震(M7.1)、F-13 斷層之地震(M6.7)及其連動的活斷層群、北上低地帶~宮城縣北部的斷層群之地震(M8.2)以及仙台灣的斷層群之地震(M7.6)。最終採用之檢討用地震為 F-6 斷層~F-9 斷層之地震以及仙台灣的斷層群之地震，兩者均需考慮短週期層級、應力降下量等不確定性。最後以斷層模型法以及反應譜法進行評估。

廠址周邊主要造成災害之內陸地殼內地震如圖 4-43 所示，其中僅統計震源深度小於 30 公里之淺源地震，主要包括四起主要事件：1900 年宮城縣北部地震(接近 50km 圈)、1962 年宮城縣北部地

震、2003年7月26日宮城縣中部地震(位於 50km 圈內)以及 2008年岩手・宮城內陸地震(接近或略外於 100km 圈)。在廠址周邊被判定為震度 4 以上的被害地震中，基於規模—距離關係，選定 1900年宮城縣北部地震與 2003年宮城縣中部地震作為檢討用地震。

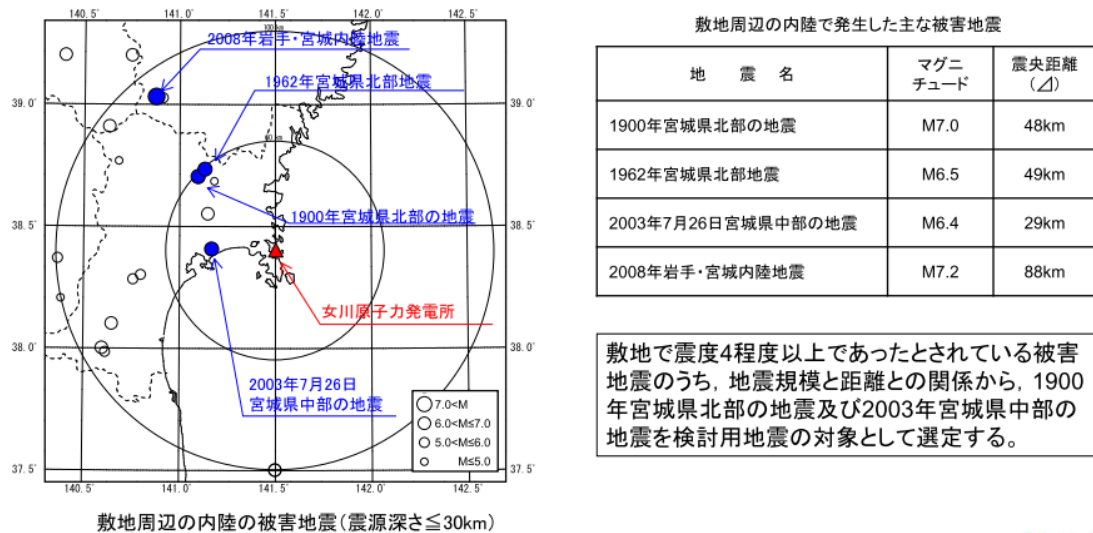


圖 4-43 廠址周邊主要造成災害之地震

依地質調查結果，標記可作為地震來源考量之廠址周邊主要活動斷層，詳細位置圖如圖 4-44 所示。其中，廠址 50 至 100 公里範圍內，北上低地帶斷層帶與雙葉斷層屬長距離大型斷層；長町-利府斷層帶與福島盆地西緣斷層帶為內陸主要來源。海域方面，F-6~F-9 與 F-12~F-14 等斷層位於仙台灣近海，並設定假想南傾斜震源斷層作為連動群組的代表。斷層連動群組(1)-(3)對應於圖上的綠色包絡區，提供後續情境震源與基準地震動的組合依據。

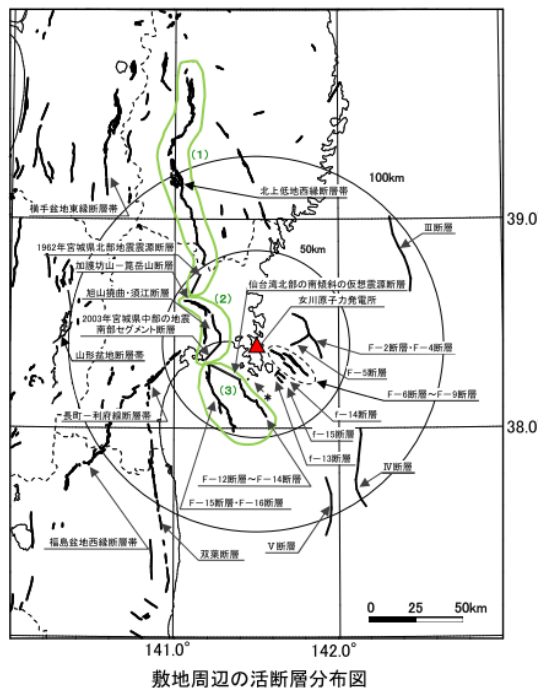
### 基準地震動

以板塊間地震的反應譜法進行地震動評估，並將其結果包絡後設定為設計用反應譜，作為基準地震動 Ss-D1，特別考慮了長周期範圍的餘裕度。此外，垂直方向的設計用反應譜設定為水平方向的 2/3 倍。以海洋板塊內地震的反應譜法進行地震動評估，並將其結

果包絡後設定為設計用反應譜，作為基準地震動 Ss-D2。從確保餘裕度的觀點出發，此設計用反應譜完整包絡了基於斷層模型法的地震動評估結果。內陸地殼內地震的反應譜法地震動評估結果低於基準地震動 Ss-D1、Ss-D2 及 Ss-D3 的設計用反應譜。基準地震動反應譜如圖 4-45 所示。

・敷地周辺の主な活断層

・地質調査結果に基づき、敷地周辺の震源として考慮する活断層を示す。



敷地周辺の活断層分布図

震源として考慮する活断層

| 断層名                            | 断層長さ                    | 運動考慮 <sup>※3</sup> |       |        |
|--------------------------------|-------------------------|--------------------|-------|--------|
|                                |                         | グループ               | 断層長さ  |        |
| 加茂坊山-苧岳山断層                     | 約17km                   | (2)                | 約35km |        |
| 旭山横曲・須江断層                      | 約16km                   | (2)                |       |        |
| 2003年宮城県中部の地震南部セグメント断層         | 約12km                   | (2)                |       |        |
| 陸域<br>30km<br>以遠 <sup>※1</sup> | 長町-利府線断層帯               | 約40km              | —     |        |
|                                | 北上低地西縁断層帯 <sup>※4</sup> | 約100km             | (1)   | 約112km |
|                                | 1962年宮城県北部地震震源断層        | 約12km              | (1)   |        |
|                                | 山形盆地断層帯                 | 約60km              | —     | —      |
|                                | 福島盆地西縁断層帯               | 約70km              | —     | —      |
|                                | 双葉断層                    | 約110km             | —     | —      |
|                                | 横手盆地東縁断層帯               | 約56km              | —     | —      |
| F-2断層・F-4断層                    | 約27.8km                 | —                  | —     |        |
| F-5断層                          | 約11.2km                 | —                  | —     |        |
| F-6断層~F-9断層                    | 約23.7km                 | —                  | —     |        |
| 仙台湾北部の南傾斜の仮想震源断層 <sup>※2</sup> | 約20km                   | (3)                | 約40km |        |
| F-12断層~F-14断層                  | 約24.2km                 | (3)                |       |        |
| F-15断層・F-16断層                  | 約38.7km                 | (3)                |       |        |
| f-13断層                         | 約3.3km                  | —                  | —     |        |
| f-14断層                         | 約5.1km                  | —                  | —     |        |
| f-15断層                         | 約3.7km                  | —                  | —     |        |
| *網地島南西沖で1測線のみで認められる断層          | —                       | —                  | —     |        |
| 30km<br>以遠 <sup>※1</sup>       | III断層                   | 約41km              | —     |        |
|                                | IV断層                    | 約43km              | —     |        |
|                                | V断層                     | 約31km              | —     |        |

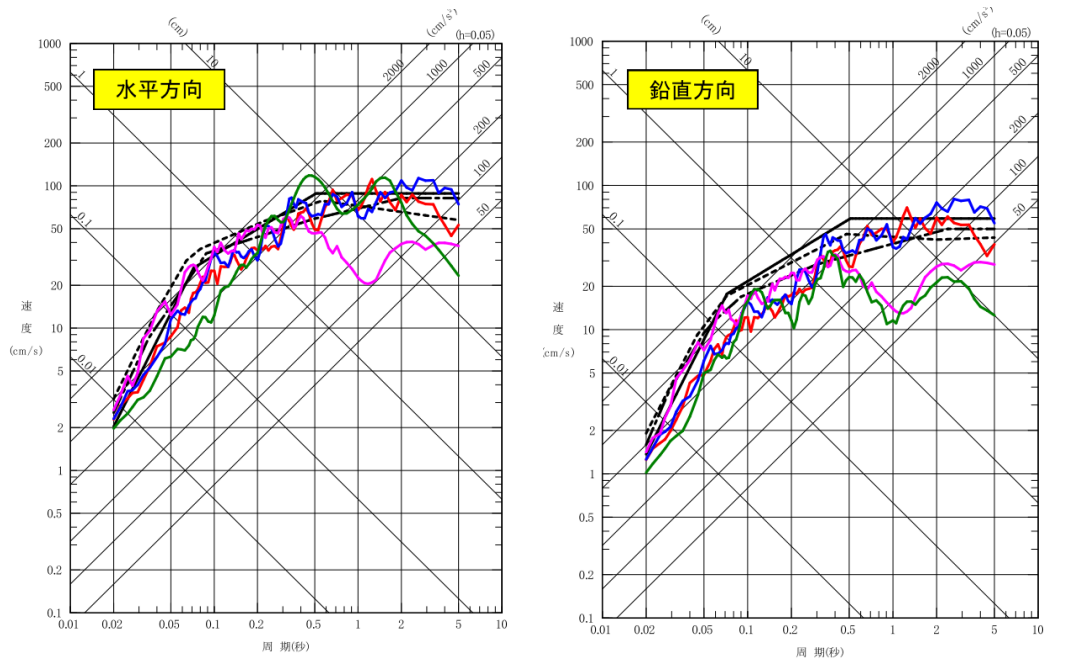
※1: 敷地から半径30km以遠の断層については文献調査結果に基づき評価した。  
 ※2: 運動可能性を考慮する上で仮想的に設定する断層。  
 ※3: さらに保守的な観点から、地震動評価では(1)~(3)が運動した場合も考慮する。  
 ※4: 横原ほか(2016)による一関-石越換曲を含む。  
 黄色網掛けした断層等は、申請時(H25.12.27)から評価が変更になったものを示す。

圖 4-44 廠址周邊之主要活動斷層 (Tohoku Electric Power Co., 2019)

非特定震源地震動

依據基準地震動及耐震設計方針之審查指南選用之 16 筆地震資料，以規模是否超過 6.5 為基準分為兩組，其中規模 6.5 以上有兩筆地震，2008 年岩手・宮城內陸地震、2000 年鳥取縣西部地震，其餘皆為規模未滿 6.5 之地震。首先需依地質、地質構造、活斷層成熟度等比對檢討地域性，若地質/構造差異導致地域性不同，則不收錄該地震觀測紀錄，最終挑選 5 筆地震：2004 北海道留萌支廳南部地震、2013 栃木縣北部地震、2011 茨城縣北部地震、2011 和歌

山縣北部地震、2011 長野縣北部地震，並據以評估具信賴度之基盤地震動，以 2004 北海道留萌支廳南部地震 為代表作為非特定震源地震動的考量，最後輸出其檢討結果以供基準地震動之制定與驗證使用。其反應譜如圖 4-45 所示。



- 基準地震動 Ss-D1 (由「板塊間地震」的反應譜方法所推定的基準地震動)
- - - 基準地震動 Ss-D2 (由「海洋板塊內地震 (位於 SMGA 之內)」的反應譜方法所推定的基準地震動)
- · - 基準地震動 Ss-D3 (由「海洋板塊內地震 (位於 SMGA 之外)」的反應譜方法所推定的基準地震動)
- 基準地震動 Ss-F1 (由「板塊間地震」的斷層模型方法所推定的基準地震動—考慮應力降 (短週期成分) 不確定性之下限)
- 基準地震動 Ss-F2 (由「板塊間地震」的斷層模型方法所推定的基準地震動—考慮 SMGA 位置與應力降 (短週期成分) 不確定性之上限)
- 基準地震動 Ss-F3 (由「海洋板塊內地震 (位於 SMGA 之內)」的斷層模型方法所推定的基準地震動)
- 基準地震動 Ss-N1 (參考「2004 年北海道留萌支廳南部地震 (K-NET 增毛)」之檢討結果並考慮保守性的地震動)

圖 4-45 女川核能發電廠機基準地震動反應譜  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

### SSC 耐震分級與防震減災措施

女川核能發電廠之 SSC 分級如圖 4-46 所示。受到基準地震動制定之影響，結構強度與控制棒插入時間等基本功能已得到 NRA 認可，且針對其餘非 S 級設施亦於 2024 年 5 月前完成耐震補強工程。應審查要求增設 Ss-F3，女川核電廠的抗震能力提高至約 2000gal，超過了新規制標準要求的 650gal 基準地震動。上述 S 級設施及設備，除了需承受基準地震動之地震力外，並設計為可承受

《建築基準法》規定之地震力 3 倍的地震且不發生破壞。放射性物質處理設施、燃料起重機等與放射性物質相關的設施抗震等級為 B 級，其設計和建造均按《建築基準法》規定的地震力的 1.5 倍進行。不涉及放射性物質與具有關閉核反應器功能的設備，則適用與一般工業設施和公共設施一樣，抗震重要性為 C 級。並且，安全關鍵設備(S 級)和管道等其他設施均須承受約 1000gal 的地震動，其耐震補強如圖 4-47 所示。其中，與安全重要設施相關的管道，例如「一次冷卻水」管道和緊急情況下向反應器注入硼酸水的管道，在抗震重要性方面被歸類為 S 級，並設計為可承受基準地震動且不會造成任何導致結構喪失其功能的損壞，並可承受 3.6 倍的《建築基準法》規定之地震力。此外，放射性廢棄物處理設施等與放射性物質相關的設施基本上劃分為 B 類，需承受《建築基準法》規定地震力之 1.8 倍。二次系統管道等被劃分為 C 類，需承受《建築基準法》規定地震力之 1.2 倍。除了在設計階段確保抗震性外，電力公司還必須在定期檢查中評估，以防在運行過程中發生腐蝕或變薄的問題。定期以超音波檢查、液體滲透檢查、目視檢查等，並根據需要採取預防措施。

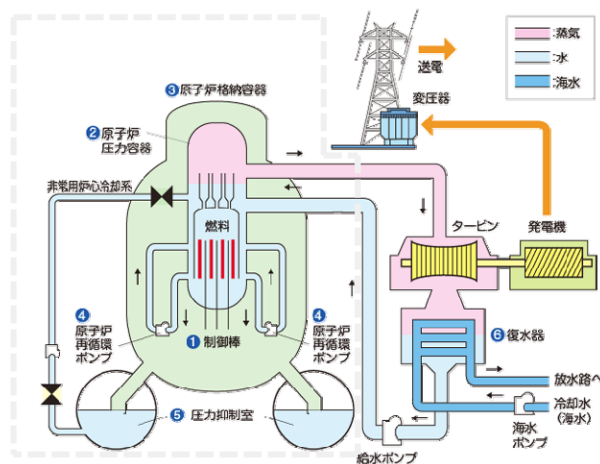


圖 4-46 S 級設施示意圖 (Tohoku Electric Power Co., 2019)

受到基準地震動制定之影響，結構強度與控制棒插入時間等基本功能已得到 NRA 認可，且針對其餘非 S 級設施亦於 2024 年 5 月前完成耐震補強工程。應審查要求增設 Ss-F3，女川核電廠的抗震能力提高至約 2000gal，超過了新規制標準要求的 650gal 基準地震動。上述 S 級設施及設備，除了需承受基準地震動之地震力外，並設計為可承受《建築基準法》規定之地震力 3 倍的地震且不發生破壞。放射性物質處理設施、燃料起重機等與放射性物質相關的設施抗震等級為 B 級，其設計和建造均按《建築基準法》規定的地震力的 1.5 倍進行。不涉及放射性物質與具有關閉核反應器功能的設備，則適用與一般工業設施和公共設施一樣，抗震重要性為 C 級。並且，安全關鍵設備(S 級)和管道等其他設施均須承受約 1000gal 的地震動，其耐震補強如圖 4-47 所示。其中，與安全重要設施相關的管道，例如「一次冷卻水」管道和緊急情況下向反應器注入硼酸水的管道，在抗震重要性方面被歸類為 S 級，並設計為可承受基準地震動且不會造成任何導致結構喪失其功能的損壞，並可承受 3.6 倍的《建築基準法》規定之地震力。此外，放射性廢棄物處理設施等與放射性物質相關的設施基本上劃分為 B 類，需承受《建築基準法》規定地震力之 1.8 倍。二次系統管道等被劃分為 C 類，需承受《建築基準法》規定地震力之 1.2 倍。除了在設計階段確保抗震性外，電力公司還必須在定期檢查中評估，以防在運行過程中發生腐蝕或變薄的問題。定期以超音波檢查、液體滲透檢查、目視檢查等，並根據需要採取預防措施。

在海嘯對策方面，為了防止標準海嘯達到女川核電廠的最高水位 23.1 公尺，進行了海堤加高工程，將海堤高度提高 29 公尺，總

長度約 800 公尺，如圖 4-48 所示。此外，還安裝了防漂浮物保護結構以及為避免海水從進水道流入電廠內而在海堤內設置防洪屏障設施。

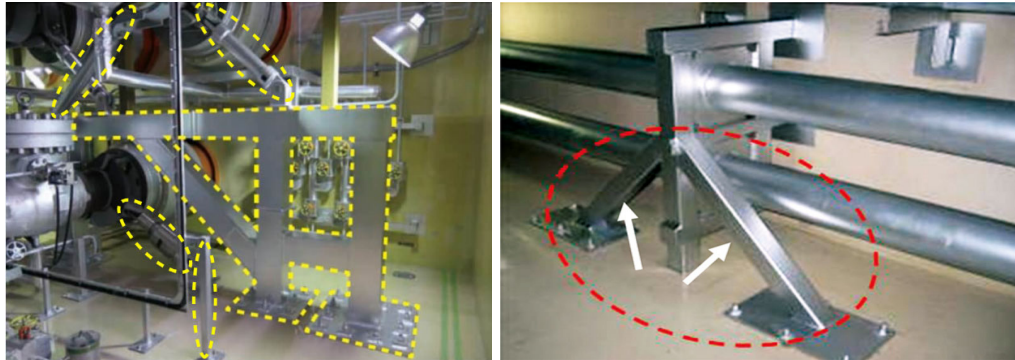


圖 4-47 管道的支架安裝(Tohoku Electric Power Co., 2019)



圖 4-48 核電廠周圍防洪設施(Tohoku Electric Power Co., 2019)

為了確保電源可靠性，緊急用燃氣渦輪發電機將燃氣渦輪發電機裝載到一輛大型車輛上，並固定在安裝了輸電電纜的緊急電氣設備房內，安置於海拔約 60 公尺高度，如圖 4-49 所示，不受海嘯影響，且柴油燃料儲存於地下且可連續運轉 7 日。以電源車為向冷卻反應器和中央控制室等所需設備供電。此外，一旦發生與發電廠相連的輸電設備無法使用的情況，緊急柴油發電機就會啟動並供電。



圖 4-49 緊急用燃氣渦輪發電機與電源移動設備  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

關於制定穩定的爐心冷卻對策，在海拔約 60 公尺的高地上，即不太容易受到海嘯影響的地區安裝了一個淡水貯存槽，可儲存約 10,000 噸水，足夠維持反應器冷卻七天。同時在海拔約 60 公尺的高地上部放置供水能力約為消防車 10 倍的大容量幫浦車，增強緊急情況下的冷卻能力，也固定部署的車輛以防止它們因龍捲風而被掀起或打滑。以及移動式熱交換器機組與大容量幫浦車搭配使用，如圖 4-50 所示，增強緊急情況下的冷卻能力。另外也安裝了不使用電力，以反應器蒸汽為動力的注水泵設備，增強向反應器注水的力量。



圖 4-50 移動式熱交換器機組/高壓代替注水設備  
(Tohoku Electric Power Co., 2019)

至於重大事故的因應對策，為了防止嚴重事故使反應器無法冷卻，導致反應器反應爐內的溫度和壓力升高，而安裝了圍阻體排氣過濾系統，如圖 4-51 所示，除去釋放的蒸氣中所含的放射性物質，將釋放到環境中的放射性物質的量減少到千分之一以下。一旦發生

核心損壞，被動式自催化氫氣再結合器將抑制洩漏到建築物中的氫氣濃度上升，並防止氫氣爆炸。此外，如果反應器建築物受損，將使用水砲向建築物噴水，以防止放射性物質擴散到環境中。

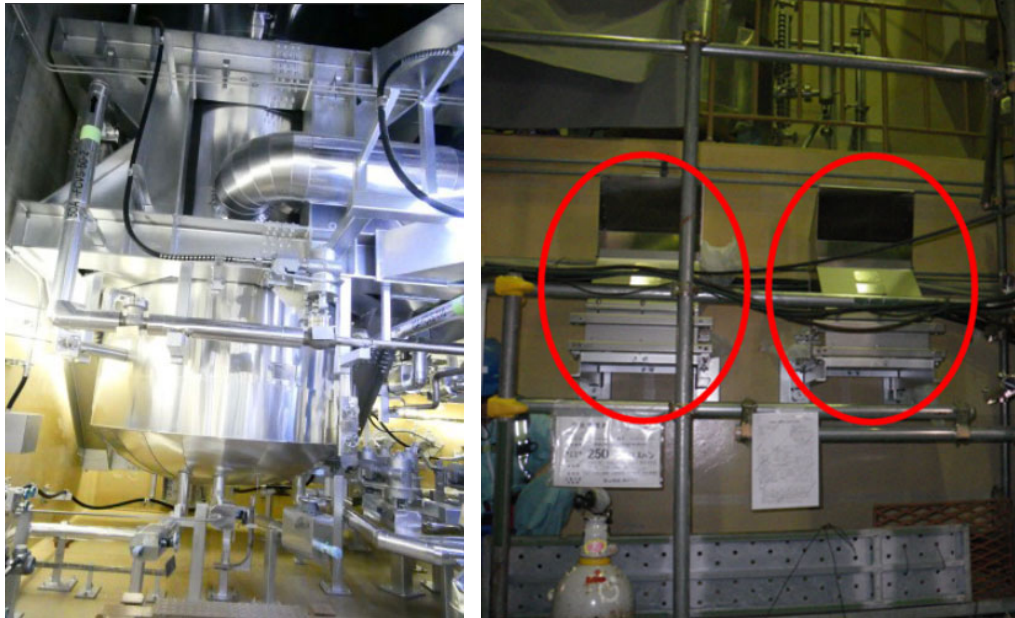


圖 4-51 圍阻體排氣過濾系統與被動式自催化氫氣再結合器

遭遇災害風險時將不同災害類型各自發展應變對策，其中，緊急應變中心將作為發生核災時的當地反應總部，其建於海拔約 60 公尺的高地上，不易受到海嘯的影響。並安裝防龍捲風網(圖 4-52)，以防止飛濺的碎片損壞緊急海水泵。還有在發電廠周圍設置長達約 3 公里的防火帶以預防火災發生，如圖 4-53 所示，還有安裝遠端控制系統，以防止反應器反應爐受損，並抑制放射性物質的洩漏。除此之外，也積極進行人員訓練，如圖 4-54 所示

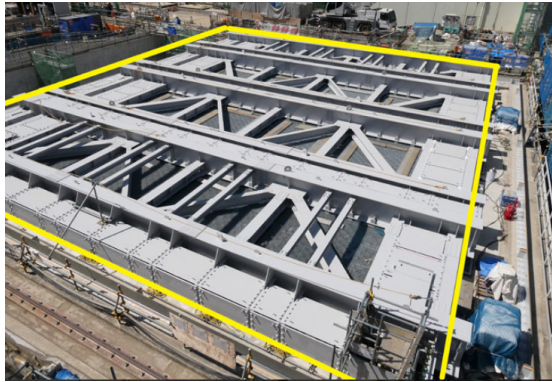


圖 4-52 防龍捲風網圖 4-53



圖 4-53 發電廠周圍防火帶圖 4-53



圖 4-54 人員訓練(Tohoku Electric Power Co., 2019)

### 3. 浜岡核能發電廠

#### 電廠簡介

浜岡核能發電廠位於日本靜岡縣御前崎市(圖 4-55)，是中部電力公司所經營的核能發電廠，電廠共設有六座沸水式反應器，細節如表 4-18 所示。

目前第 1 至 6 號機皆處於停機狀態，1、2 號機於 2009 年正式

停機並預定於 2036 年度正式廢爐，3 號機於 2010 年因定期檢查而停止商轉，4、5 號機於 2011 年暫停運轉，而 6 號機目前仍在計劃中，運轉時程未定。2011 年 3 月 11 日，東北地方太平洋沖地震引發福島第一核電廠事故之後，日本政府檢討此核電廠的安全性後發現其所在地三十年內發生規模 8 以上地震的可能性達到八成，因此決定立即停止此核電廠運轉，並加強阻擋海嘯的防洪及耐震措施。

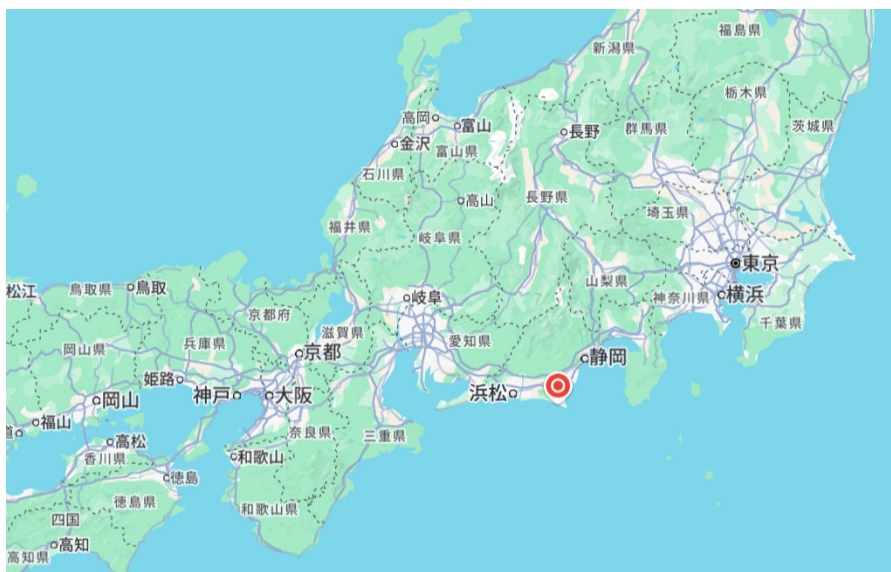


圖 4-55 浜岡核能發電廠 (Wikipedia, 2025c)

表 4-18 浜岡核能發電廠各機組概況(Wikipedia, 2025c)

| 機組        | 1 號機                   | 2 號機                   | 3 號機                        | 4 號機                        | 5 號機            | 6 號機            |
|-----------|------------------------|------------------------|-----------------------------|-----------------------------|-----------------|-----------------|
| 反應器型式     | 輕水型沸水式反應器(BWR-4Mark-1) | 輕水型沸水式反應器(BWR-4Mark-1) | 輕水型沸水式反應器(BWR-5改良標準型Mark-1) | 輕水型沸水式反應器(BWR-5改良標準型Mark-1) | 進步型沸水式反應器(ABWR) | 進步型沸水式反應器(ABWR) |
| 電氣輸出(萬kW) | 54                     | 84                     | 110                         | 113.7                       | 138             | 138             |

### 考量之活動斷層

浜岡核能發電廠之特定震源地震動候選的檢討用地震包括屬於

內陸地殼內地震的御前崎海脊西側斷層帶所致地震(M7.4)、A-17 斷層所致地震(M7.2)及屬於板塊間地震的依日本內閣府所設定之南海海槽「最大等級」地震(M9.0)；還有屬於海洋板塊內地震的場址海槽下方之假想板塊內地震(M7.0)、御前崎外海之假想俯衝海洋板塊內地震(M7.4)。評估這些地震動的方法則包括反應譜及斷層模型。由反應譜法得到的基準地震動需兼顧斷層模型法的結果設定以確保地震動之連續性，而在斷層模型法之評估結果中，在能對照基準地震動 Ss-D 之週期帶，取其最大反應譜設定。詳細探討關於檢討用地震的選定，以 Noda et al.(2002)方法與斷層模型法的地震動評估結果比對，選出預期對場址影響較大的地震作為檢討用地震，如圖 4-56 所示。對於其中在短週期具顯著放大的情形，也就是地震波到來方向 N30E~N70E 對應的地震，實施考慮顯著放大之評估。

首先，內陸地殼內地震考慮廠址周圍震度五弱以上的內陸地震，如 1891 年濃尾地震(M8.0)，範圍中有多條內陸活動斷層(加護坊山-雁岳山斷層、旭山曲-須江斷層、長町-利府斷層帶、北上低地帶斷層帶、福島盆地西緣斷層帶、山形盆地斷層、雙葉斷層、橫手盆地東緣斷層、1962 年宮城北部震源斷層、2003 年宮城中部地震南部分段等，最後選定的檢討用地震為御前崎海脊西側斷層帶所致地震(M7.4)及 A17 斷層所致地震(M7.2)。

另外，廠址周邊過往發生震度 5 弱以上的板塊間地震主要為歷史上於南海板塊與其周邊還有房總外海所發生之海溝型大地震(1096、1498、1605、1707、1854、1944、1946 等安政/寶永/昭和期事件)、1703 元祿、1923 關東等，其中短週期與稍長週期兩個頻帶中，對場址地震動的影響可能很大。因地震規模最大，採用內閣府

(2012)所示之南海板塊「最大等級」地震(Mw9.0)作為檢討用地震。

而海洋板塊內地震考量的過往事件同樣為廠址周圍震度五弱以上的地震，其中包含位於俯衝板塊內及前弧域內的 1854 年安政東海地震(M6.7)、2009 年駿河灣地震(M6.5)，最後選定的檢討用地震為場址下方之假想板塊內地震(M7.0)及御前崎外海之假想俯衝海洋板塊內地震(M7.4)。針對特定的地震波到來方向(N30E~N70E)、且僅在短週期出現的地震動顯著放大特性，進行重點評估，其中，依到來方向分為西側與東側兩群。西側(SS-1)群未見顯著放大。而東側(SS-2)的放大效應在短週期特別顯著，且需要考慮 S 波低速層效應。兩群的基準地震動均分別由反應譜法、斷層模型法、非特定震源評估三路整合設定。根據地震規模與震央距離的關係評估地震動的經驗法。對要考慮的三類地震分別設定基本的地震生成模型，透過改變斷層長度、傾角等條件進行評估。

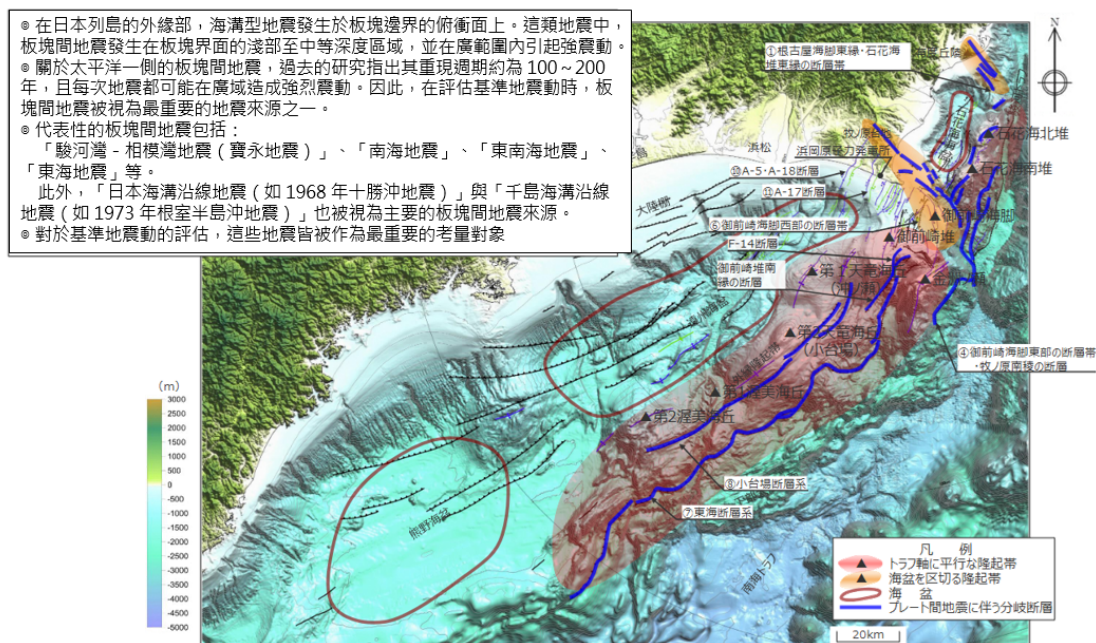


圖 4-56 廠址周邊過往地震(Chubu Electric Power Co., 2023)

### 基準地震動

## 基準地震動 Ss-1

浜岡核電廠就 1~4 號機周邊，由於場址觀測與評估未見顯著的地震動增幅，依日本內閣府(2012)南海海槽最大等級板塊間地震的斷層模型進行危害評估，據以制定基準地震動 Ss-1，如圖 4-57 所示。Ss-1 共納入 25 筆基準地震動，包含兩大來源：其一為「場域震源特定地震動」，係以斷層模型法取得 Ss1-1~Ss1-23(最大加速度約 1173gal)，並輔以反應譜法為基礎的基準地震動 Ss1-D(最大加速度約 1200gal)；其二為「未特定震源地震動」Ss1-N(最大加速度約 1034gal)。這 25 筆地震動構成 1~4 號機之耐震設計與分析的評估基準，用於確認設施在合理保守條件下之安全餘裕度。

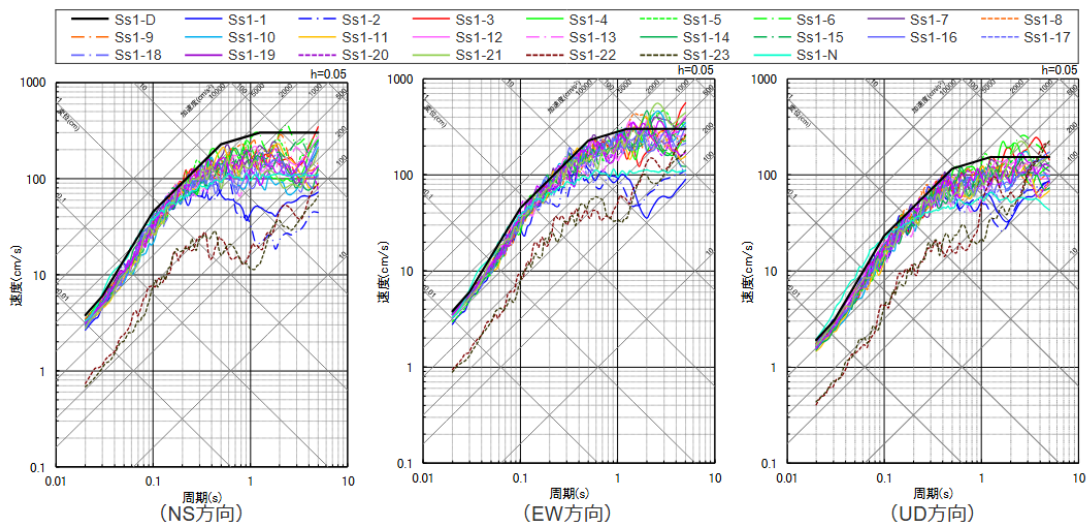


圖 4-57 浜岡核能發電廠 1~4 號機 Ss-1 基準地震動反應譜  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

## 基準地震動 Ss1-D

Ss1-D 是浜岡電廠 Ss-1 基準地震動中的反應譜法代表地震動，如圖 4-58 所示。採用 5 % 阻尼比的反應譜，以包絡由反應譜評估得到的各類震源結果為原則，黑色粗線為設計用反應譜，藍/紫/綠曲線分別代表內陸地殼地震、板塊邊界地震、海洋板塊內地震的地震

動評估結果；左右圖依序為水平動與垂直動，其水平最大加速度約為 1200 gal。

### 基準地震動 Ss1-1~Ss1-23

圖 4-59 所示為 Ss1-1~Ss1-23 是以斷層模型法大量模擬不同震源型態後，從在某些週期帶超越設計地震力 Ss1-D 的模擬結果中，逐一挑選出較危險之反應譜個案所組成；其目的在於補強 Ss1-D 對短、中、長週期的覆蓋，形成保守的包絡線。這 23 筆依震源特性可分為：內陸地殼內地震(如想定 A-17 斷層地震)、板塊邊地震以及海洋板塊內地震(含御前崎沖想定之沈入板塊內地震)，並分別於 NS/EW/UD 三向製作反應譜，用於結構與設備之耐震分析與檢核。

- 根據反應譜法所推定的基準地震動 Ss1-D
- 根據「內陸地殼內地震」的反應譜法所進行的地震動評估結果
- 根據「板塊間地震」的反應譜法所進行的地震動評估結果
- 根據「海洋板塊內地震」的反應譜法所進行的地震動評估結果

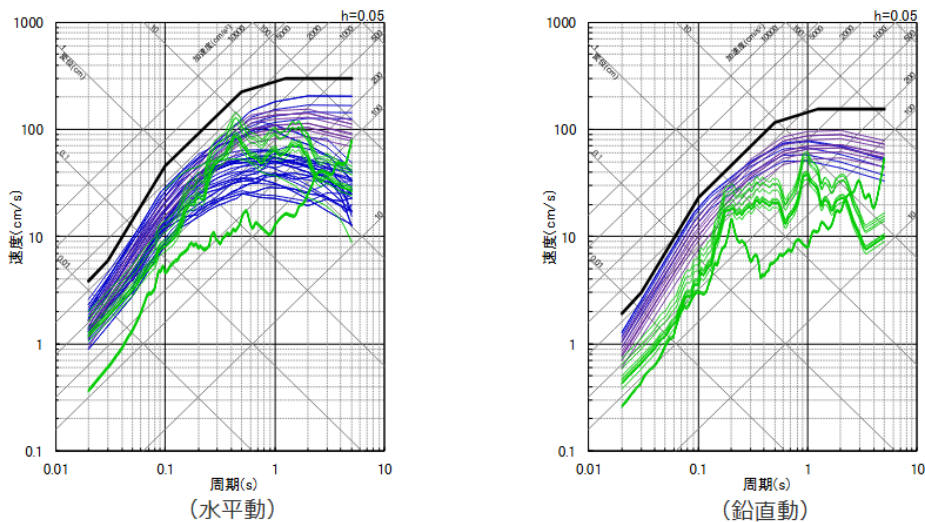


圖 4-58 反應譜法之 Ss1-D 基準地震動評價結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

- 依據反應譜法推定之基準地震動 Ss1-D
- 依據斷層模型法推定之基準地震動 Ss1-1、Ss1-2 (內陸地殼內地震·A-17 斷層所引起的地震)
- 依據斷層模型法推定之基準地震動 Ss1-3 ~ Ss1-21 (板塊間地震)
- 依據斷層模型法推定之基準地震動 Ss1-22、Ss1-23 (海洋板塊內地震·例如御前崎沖假設沈入之海洋板塊內地震)

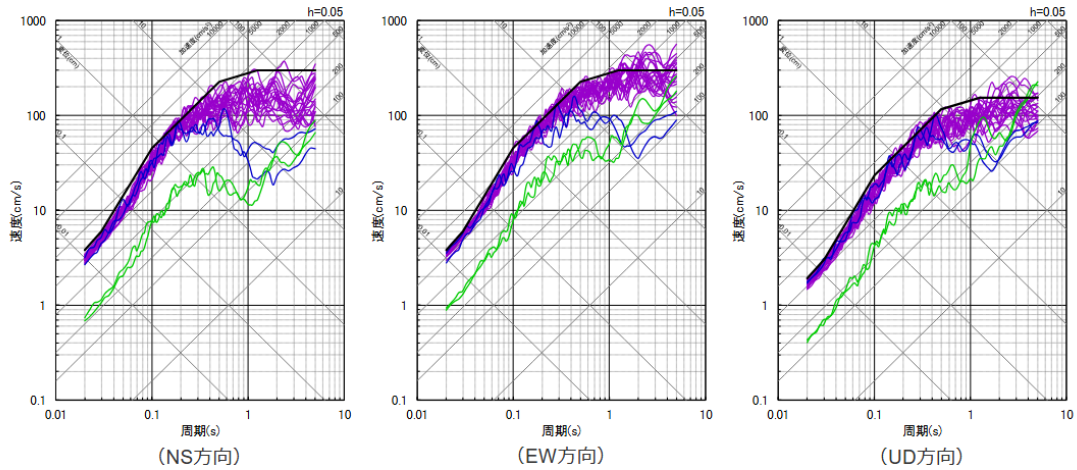


圖 4-59 斷層模型法之 Ss1-1~Ss1-23 基準地震動結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

### 基準地震動 Ss1-N

先用未特定震源地震動的標準反應譜法產生多組候選譜形，再從中挑出超過 Ss1-D 的那一組，以作為唯一代表並將其命名為 Ss1-N，如圖 4-60 所示。

- 依據反應譜法推定之基準地震動 Ss1-D 淺
- 依據「未特定震源」之假定地震推定之基準地震動 Ss1-N (基於標準反應譜的地震動)
- 除 Ss1-N 外之地震動 (依據「2004 年北海道留萌支廳南部地震」的基盤地震動所推定的地震動)

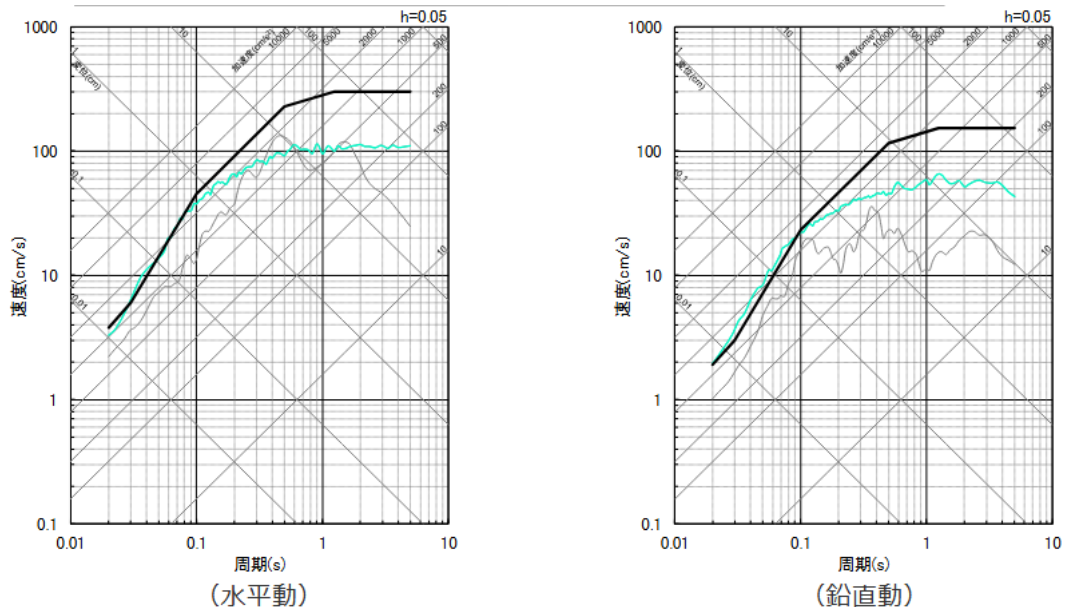


圖 4-60 未特定震源地震動之 Ss1-N 基準地震動評價結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

### 基準地震動 Ss-2

浜岡電廠 5 號機周邊的基準地震動 Ss-2，係因 2009 年駿河灣地震於場址觀測到明顯增幅，在內閣府(2012)南海海槽最大等級斷層模型的基礎上另行制定；最終收錄 24 筆反應譜形，以 5% 阻尼比反應譜控制短至長週期需求，整體代表 PGA 約為 2094 gal，如圖 4-61 所示。其組成包含以反應譜法產生的 Ss2-D(約為 2000 gal)、由斷層模型法模擬得出之 Ss2-1~Ss2-22，與自未特定震源地震動以反應譜法得出之 Ss2-N(約為 1766 gal)。透過上述三種組合，Ss-2 反映 5 號機周邊的放大特性，作為結構與設備耐震設計與檢核之依據。

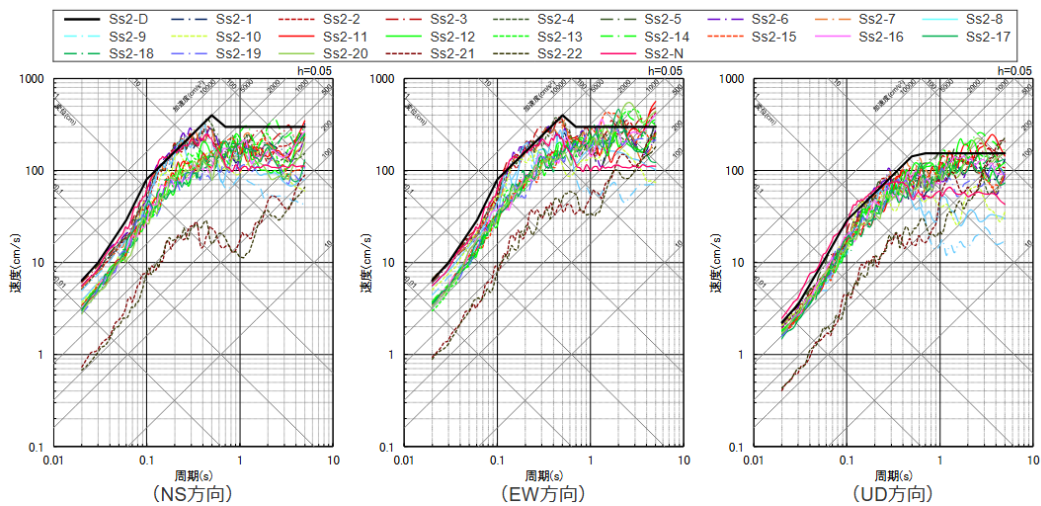


圖 4-61 5 號機 Ss-2 基準地震動反應譜  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

### 基準地震動 Ss2-D

Ss2-D 是浜岡電廠 Ss-2 基準地震動中的反應譜法代表地震動。採用 5% 阻尼比的反應譜，黑色粗線為設計用反應譜，必須包絡以反應譜法得到的評估結果，且同時涵蓋兩種情境；不考慮顯著增幅與考慮顯著增幅，如圖 4-62 所示。並分別對三類震源(內陸地殼、板塊邊界、海洋板塊內) 檢核；左、右圖為水平動與垂直動。其水平最大加速度約為 2000 gal。

## 基準地震動 Ss2-1~Ss2-22

在以斷層模型法進行的地震動評估中(同時檢討考慮顯著增幅與不考慮增幅兩種情境)，大量模擬不同震源與增幅型態後，從那些在某些週期帶超越設計地震力 Ss2-D 的模擬結果裡，逐一挑選出較危險之反應譜個案所組成，彙整為 22 組代表地震動，如圖 4-63 所示。依震源與考慮增幅與否，分為：紅色 Ss2-1~7(板塊邊界地震，存在增幅)、藍色 Ss2-8~10(海洋板塊內/駿河海槽想定之沈入板塊內地震，存在增幅)、紫色 Ss2-11~20(板塊邊界地震，不存在增幅)、綠色 Ss2-21~22(海洋板塊內/前崎沖想定之沈入板塊內地震，不存在增幅)。在 NS/EW/UD 三向製作反應譜，用以反映 5 號機周邊可能的放大情境並作為設計檢核依據。

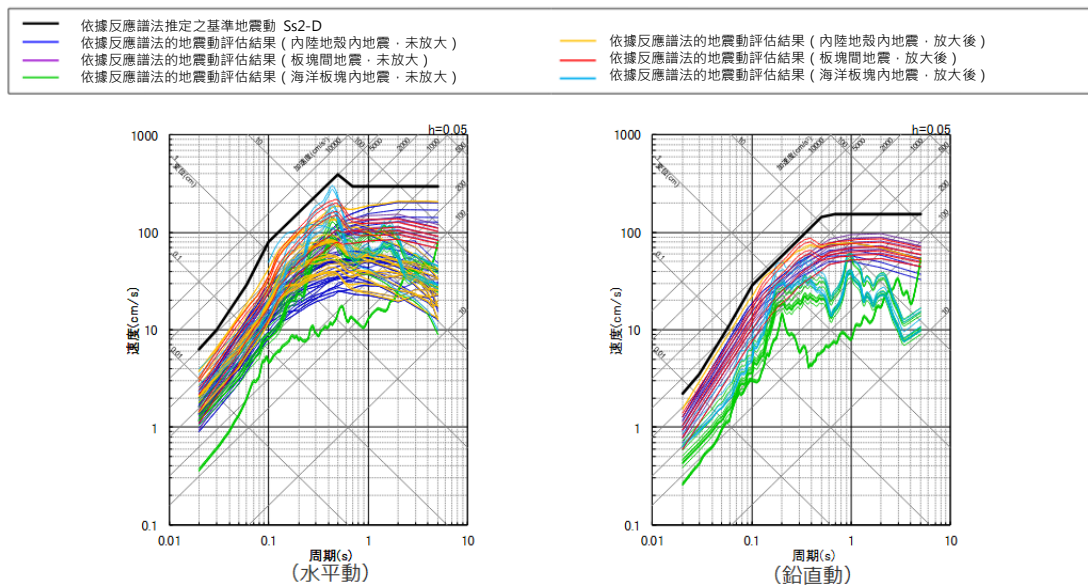
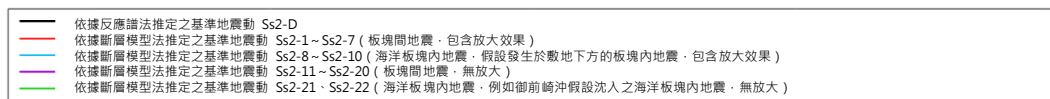


圖 4-62 反應譜法之 Ss2-D 基準地震動評價結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)



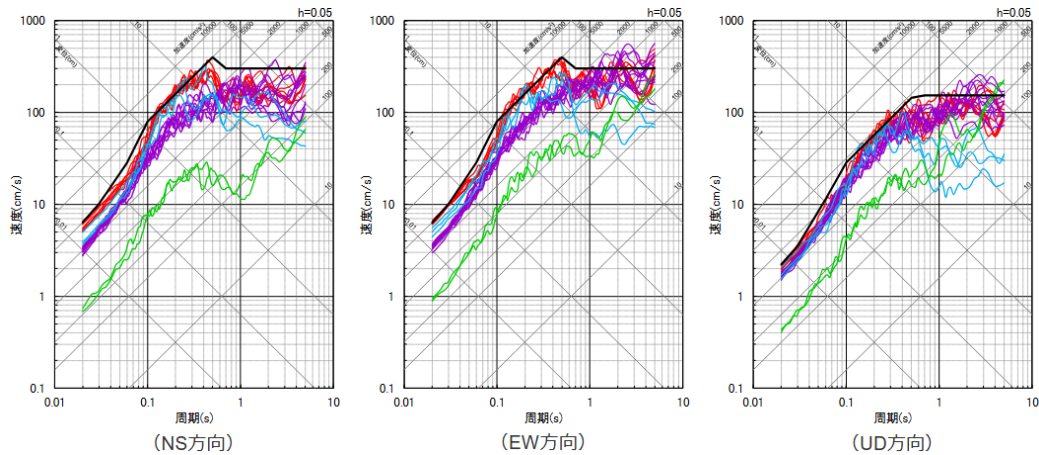
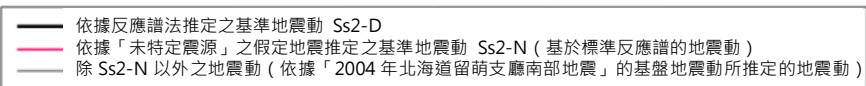


圖 4-63 斷層模型法之 Ss2-1~Ss2-23 基準地震動評價結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

### 基準地震動 Ss2-N

於「未特定震源、且考慮顯著增幅」的評估中，先以標準反應譜法產生多組候選譜形，再從中挑出超過 Ss2-D 的那一組，如圖 4-64 所示。另一方面，非特定震源地震動之設定首先需考慮全國共通應考量之地震動，包括標準反應譜及 2004 年北海道留萌支廳南部的基盤地震動，接著考慮地域性的地震，包括 2008 年岩手・宮城內陸地震及 2000 年鳥取縣西部地震，若因地質・地質構造之差異導致地域性不同，則不收錄該觀測紀錄。與上述相同，能對照基準地震動 Ss-D 之週期帶，同樣取其最大應譜設定。



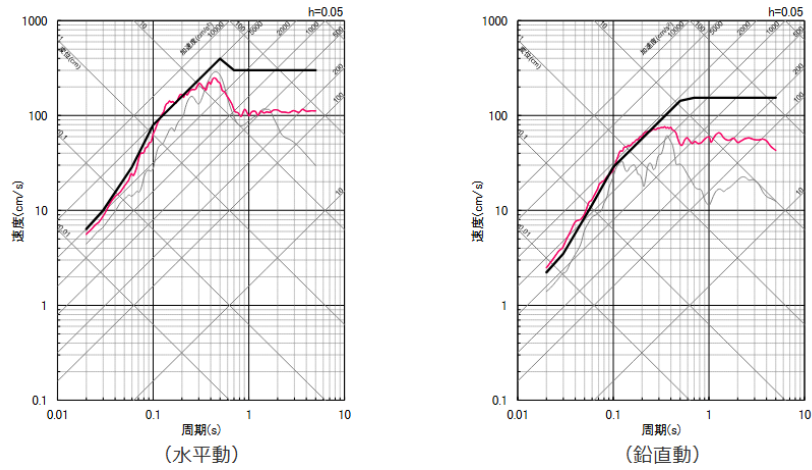


圖 4-64 未特定震源地震動之 Ss2-N 基準地震動評價結果  
(Chubu Electric Power Co., 2024)

### 土壤結構互制模型

表 4-19 與圖 4-65 所示為浜岡發電廠地層狀況與土壤結構互制分析模型。前述之基準地震動為解放基盤之最大加速度。為了反應入射與反射波之交互影響，分析時須在解放基盤面輸入 2 倍之目標地震動(Ss 之人造地震歷時)，分析得到入射波後，以兩倍之入射波作為解放基盤之輸入地震動。

表 4-19 浜岡發電廠地層狀況  
(Nuclear Regulation Authority, 2012)

(水平動：目標地震動)

| 深度 (m) | 地質 | せん断波速度 | 単位体積重量                                | せん断弾性係数   | 初期せん断弾性係数   | 減衰定数 | 地層分割数    |       |
|--------|----|--------|---------------------------------------|---|---|------|----------|-------|
|        |    | $V_s$  | $\gamma$                              | $G$   | $G_0$   |      | $h$      | $H$   |
| GL 0.0 |    | m/s    | $\text{kN/m}^3$<br>( $\text{t/m}^3$ ) | $\times 10^3 \text{kN/m}^2$<br>( $\times 10^4 \text{t/m}^2$ ) | $\times 10^3 \text{kN/m}^2$<br>( $\times 10^4 \text{t/m}^2$ ) | %    | m        |       |
| -5.0   | 表層 | 165    | 18<br>(1.8)                           | 0.20<br>(0.20)  | 0.49<br>(0.50)  | 11   | 1        | 2.5×4 |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 2        |       |
| -10.0  | 岩盤 | 620    | 21<br>(2.1)                           | 5.66<br>(5.77)  | 8.08<br>(8.24)  | 5    | 3        |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 4        |       |
| -20.0  | 岩盤 | 660    | 21<br>(2.1)                           | 6.40<br>(6.53)  | 9.15<br>(9.33)  | 5    | 5        | 5.0×4 |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 6        |       |
| -30.0  | 岩盤 | 700    | 21<br>(2.1)                           | 7.21<br>(7.35)  | 10.30<br>(10.50)  | 5    | 7        |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 8        |       |
| -60.0  | 岩盤 | 800    | 21<br>(2.1)                           | 9.41<br>(9.60)  | 13.44<br>(13.71)  | 5    | 9        | 6.0×5 |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 10       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 11       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 12       |       |
| -100.0 | 岩盤 | 870    | 21<br>(2.1)                           | 11.13<br>(11.35)  | 15.91<br>(16.22)  | 5    | 13       | 8.0×5 |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 14       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 15       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 16       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 17       |       |
|        |    |        |                                       |   |   |      | 18       |       |
|        | 岩盤 | 920    | 21<br>(2.1)                           | 17.79<br>(18.14)  | 17.79<br>(18.14)  | 5    | (半無限弾性体) |       |

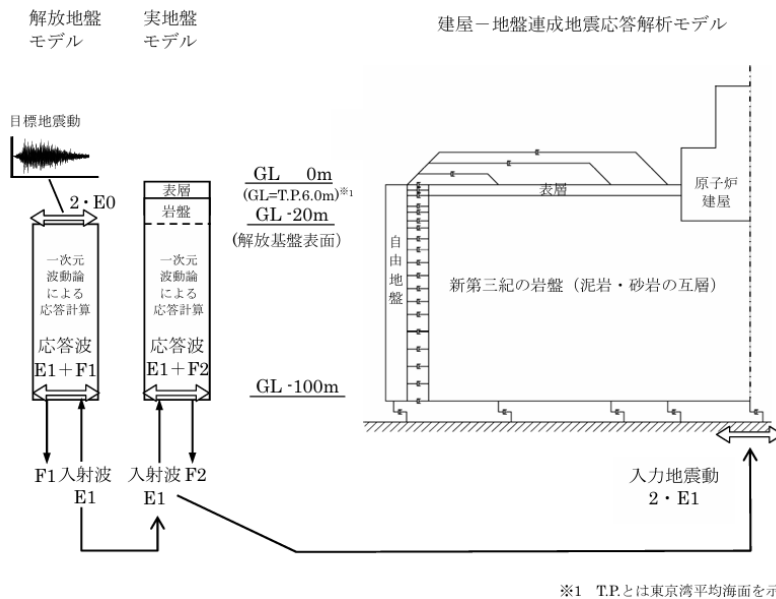


圖 4-65 浜岡發電廠土壤結構互制模型  
(Nuclear Regulation Authority, 2012)

### SSC 耐震分級與防震減災措施

圖 4-66 與圖 4-67 為原子爐及其相關設備。這些安全關鍵設備 (S 級) 和管道等其他設施均須承受約 1200gal 或 2094gal 的地震動。

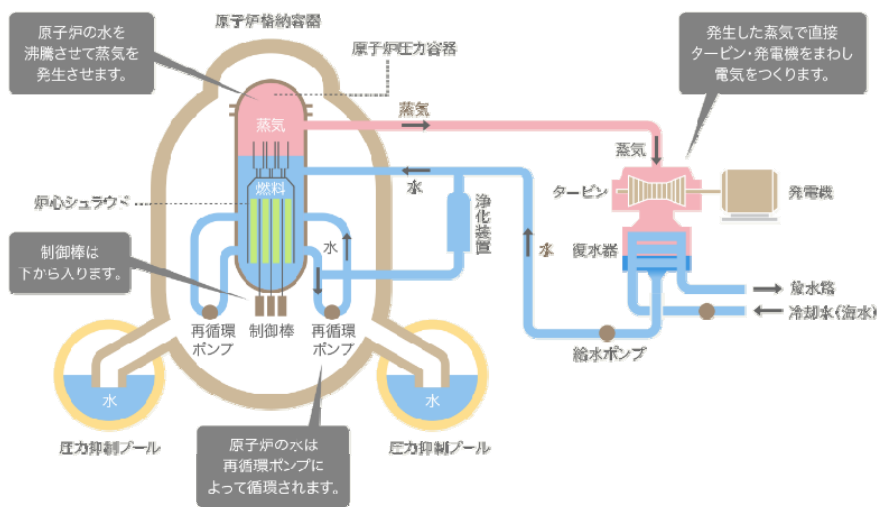


圖 4-66 浜岡發電 S 級設施

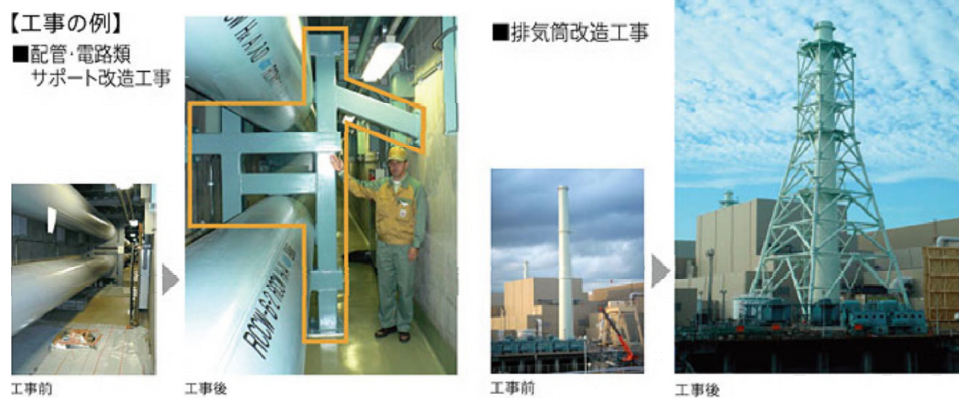


圖 4-67 管道耐震補強

另一方面，防止海嘯破壞的對策有建造海拔 22 公尺且總長約 1.6 公里的海堤，兩端設置海拔約 22~24 公尺的改良堤防。即使遭遇海嘯斷層模型所預測的最大等級海嘯也能防止現場被淹沒。海堤於 2015 年 12 月安裝完成，兩端改善堤防於 2016 年 3 月完成。以及為了防止海水從取水渠流入，在取水箱周圍安裝了一面高約 4 公尺的防溢牆。如圖 4-68 所示。



圖 4-68 防洪海堤及防波壁

為了災害來襲時的電源可靠性，設立了以下替代電源供給措施：設置於海拔 40 公尺高地的燃氣輪機發電機，發電容量達 19200kW，以其電源啟動其他緊急設備；當電源喪失時，蓄電池可維持設備運作，如控制系統與應急幫浦；移動式發電車可移動至所需地點，提供緊急電力供應。將水直接至注入反應器得注水系統可以確保遭遇重大災害時的水源穩定性，其中包括可將水源輸送至反應器的可移動式注水汞；位於海拔 30 公尺處，作為注水水源的應急淡水儲存槽，可支援緊急冷卻系統。緊急時也可利用海水進行冷卻，確保反應器順利降溫，如圖 4-69 所示。



圖 4-69 燃氣發電機、蓄電池、發電車

其餘重大事故因應對策包括過濾式圍阻體排氣過濾系統，可將氣體釋放至外部降低反應爐內的壓力，並透過吸附放射性物質的過濾器排出。這將使銫等顆粒放射性物質的釋放量減少到千分之一以

下，從而防止大規模土壤污染和長時間撤離；為防止反應器廠房內發生氫氣爆炸，也將採取安裝氫氣濃度計、向廠房外排放氫氣等措施。為了防止氫氣排放時放射性物質擴散，安裝了水槍，向建築物噴水，並將放射性物質灑落到地面上。

關於人員訓練的加強，從福島第一的事故作為改進的出發點，著重於設備對策的強化及現場應對的強化，其中包括：緊急時應變組織的整備、初期應對能力的強化、作業程序的整備、教育訓練的充實與強化。在組織體制層面，成立發電所緊急事態對策本部，各班別與任務包括負責掌握設備狀況及進行損傷檢查的號機班；制定緊急復舊計畫及執行復舊對策的復舊班；進行進展預測及提供技術支援/建言的技術班；量測發電所構內的放射線的放射線管理班；與對外機關之聯絡/通報的連絡班；與地方政府之聯絡與調整的地區的廣報班；進行安否確認等救援醫療活動的救護班；負責資材的確保與運輸的支援班；負責警戒保全對策的警備班以及與離站中心進行資訊共享的派赴離站支援中心班。

### 參、主要發現與結論

本計畫第一主題為「美國核電廠 SPRA 安全評估同行審查標準技術要項與細部要求以及美國 BWR 核電廠 SPRA 評估實務案例之研析」，依照 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 審查意見的研析、綜合整理和比較，以及 ASME/ANS SPRA 標準 2009 年版和 2024 年版的研析和比較，主要發現與結論敘述如下：

- 一、PBAPS SPRA 的 2 號和 3 號機組平均 SCDF 均為  $2.1 \times 10^{-5}$ /年，最大貢獻源為喪失外電，地震肇始事件最大貢獻區間為 0.9 g 以上。平均 SLERF 分別為  $4.0 \times 10^{-6}$ /年和  $4.1 \times 10^{-6}$ /年，最大貢獻源為喪失外電，地震肇始事件最大貢獻區間為 0.9 g 以上。
- 二、CGS SPRA 的平均 SCDF 為  $2.0 \times 10^{-5}$ /年，最大貢獻源為喪失外電，地震肇始事件最大貢獻區間為 1.1 g-1.2 g。平均 SLERF 為  $8.8 \times 10^{-6}$ /年，最大貢獻源為三棟結構的複合易損性，地震肇始事件最大貢獻區間為 0.8 g-0.9 g。
- 三、PBAPS SPRA 報告的地震肇始事件有 8 個，第 1 個範圍(0.05 g-0.2 g)，最後 1 個範圍(>0.9 g)；CGS SPRA 報告的地震肇始事件有 46 個，第 1 個範圍(0.125 g-0.3 g)，最後 1 個範圍(>4.7 g)。PBAPS SPRA 模型對最大地震肇始事件的區間再細分為 6，進行敏感度分析，SLERF 增加約 17%。
- 四、PBAPS 場址是堅硬岩石，PSHA 為場址特定，每棟主要結構的動力分析仍採用 SSI，但假設其地動不相干；CGS 場址是土壤，第一階段 PSHA 為通用計畫，第二階段為岩石參考點至土壤控制點的機率式放大效應，考慮剪力波速和阻尼比的不確定

性，結構體動力分析為機率式 SSI。

- 五、PBAPS 和 CGS SPRA 的 SEL 各有約 1270 和 1200 個 SSC 須評估地震易損性，先採用代表性易損性，再對 SCDF 和 SLERF 貢獻最高風險的重要 SSC 以及其它選定組件以 SOV 進行詳細易損性計算。
- 六、在 SCDF 和 SLERF 量化的不確定分析中，PBAPS SPRA 以全距係數（樣本 95%百分位數除以樣本 5%百分位數的平方根）來判斷合理性；CGS SPRA 以誤差係數（樣本 95%百分位數除以樣本 50%百分位數）來更新 95%百分位數。
- 七、同行審查小組對 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告得出結論：SPRA 模型品質良好，適當地整合了地震危害度、地震易損性和系統分析三方面，以量化 SCDF 和 SLERF。SPRA 被判定適合風險知情的應用，文件記載有助於應用和更新 SPRA 模型。
- 八、SPID 要求 SPRA 提交的技術審查清單包括 16 個主題，從地震危害、場址地震反應、SPRA 同行審查、SPRA 文檔、電廠改善和執照持有人行動的審查等。NRC 分別以 ASME-ANS 標準的 2009 年「附錄 A 版本」或「附錄 B 版本」和 2017 年 ASME/ANS RA-S Case 1 審查 PBAPS 和 CGS SPRA 的技術審查清單。針對這 16 個主題，NRC 審查人員列出各種問題和稽查結果，並給出共同和個別結論，表明遵循 SPID 的要求，符合 SPID 的意圖。
- 九、依據 SPRA 篩檢導則，NRC 人員初步篩檢為第 1 組電廠的平均 SCDF 門檻值為 $1 \times 10^{-5}$ /年，平均 SLERF 門檻值為 $1 \times 10^{-6}$ /年，PBAPS 和 CGS SPRA 的平均 SCDF 和平均 SLERF 均已超過門

檻值，故需按照 SPRA 篩檢導則進行詳細篩檢。

十、在 NRC 人員詳細篩檢評估之後，(1)基於重要度衡量、可用資訊和工程判斷，評估考慮的可能改善均無法使 SCDF 或 SLERF 充分減少，從而達成可觀的安全提昇。(2)即使額外考慮圍阻體性能，也無法確認有任何改善會導致可觀的安全改進。(3) NRC 人員沒有發現任何可能的改善是適當防護或遵守現有要求所必需的。因此，PBAPS 和 CGS 均被歸類為第 1 組電廠，不需要額外的精細篩檢或進一步評估。

十一、2024 年版 ASME/ANS SPRA 標準的高階要求比 2009 年版少，但細部要求多出 2/3，而且跨越所有功能類別的細部要求比例增加 18%。

十二、2024 年版 ASME/ANS SPRA 標準的高階要求和細部要求之敘述比 2009 年版更符合當前知識水準和用辭，也比較精準和深化。

十三、基於 PBAPS 和 CGS 的 SPRA 報告、同行審查和 NRC 審查意見之研析和綜合整理，提出相關管制議題：(1)在 SPRA 量化過程中，若地震肇始事件的數目太少，其範圍須有詳細的敏感度分析。(2)在 SPRA 量化過程中，高貢獻源 SSC 的易損性參數須做敏感度分析。(3) SPRA 報告同行審查後，發現級 F&O 的結案須有標準程序。(4) NRC 以 ASME-ANS SPRA 標準的高階要求和細部要求審查核電廠 SPRA 依 SPID 要求的技術審查清單，但技術審查清單的 16 個主題與 ASME/ANS SPRA 標準的高階要求和細部要求並非逐一對應。管制機關依據 SPID 技術審查清單重點審查 SPRA 報告時，宜先釐清技術審查清單的每

一主題包含 ASME-ANS SPRA 標準適用版本的那些高階要求和細部要求。(5)管制機關進行 SPRA 報告審查時，在適當時機可考慮加入外部審查委員或機構。

本計畫第二主題為「蒙地卡羅法與其它易損性標準差評估方法結果差異性之探討」，主要發現與結論敘述如下：

- 一、本研究以蒙地卡羅法 (Monte Carlo Simulation, MCS) 建立具可重現性的易損性分析流程，透過樣本生成與統計推估，能不依賴線性假設直接反映容量與需求間的隨機關係。MCS 於樣本數充分時可穩定收斂至理論解析解，且相較於傳統方法，其在處理多變量及非線性行為時具顯著優勢。
- 二、透過對數常態分佈的運算案例驗證，顯示 MCS 能準確再現理論中值與對數標準差。引入分層抽樣 (Stratified Sampling) 與對偶變異數法 (Antithetic Variates) 可進一步有效降低抽樣方差，使相對均方根誤差 (RMSE) 由隨機抽樣的 21.71% 降至 7.16%，提升模擬精度與效率。當樣本數增至 1,000 組時，誤差可低於 2%，顯示模型具有良好統計穩定性與收斂性。
- 三、蒙地卡羅法與其它易損性標準差評估方法比較之結果顯示：在線性組合 (SF1、SF2) 下，各方法皆能準確再現解析解；然而在非線性組合 (SF3、SF4) 中，一階與二階二次矩法之誤差顯著增加，且隨離散程度提高而逐漸增大。相較之下，本研究建立之 MCS 模型可在高離散度與非線性條件下仍維持準確性，所得  $\beta$  誤差多控制在  $\pm 2\% \sim \pm 3\%$  之內。
- 四、以 RMSRE 衡量整體準確度，MCS 在 EPRI TR-103959 案例中之精度最高 (RMSRE = 1.29%~1.33%)，優於一階二次矩法

(5.59%) 與近似二次矩法 (10.86%)。此結果證實蒙地卡羅法較能完整反映多變數與非線性高階項之統計影響，適合作為傳統方法之外的有效替代方案，並可作為後續剪力牆案例與耐震易損性分析之可靠基礎。

- 五、以 EPRI 3002012994 附錄章節 O 之鋼筋混凝土剪力牆案例為基礎，建立整合 MCS 與有限元素法之模擬架構。結果顯示於容量與需求採用截尾對數常態分佈抽樣後，透過 MLE 所擬合之中值與對數標準差與 EPRI 原報告結果接近，證實本研究所建立流程具可再現性與技術合理性。
- 六、於有限元素分析中，考慮混凝土與鋼筋之非線性特性，以位移控制方式模擬地震載重下的破壞過程。透過經驗公式將模擬位移轉換為等效地震強度，進一步建立結構之失效機率分佈，作為易損性曲線擬合之基礎。
- 七、根據剪力牆有限元素模型之案例，子計畫以最大概似估計法擬合蒙地卡羅模擬結果，所得中值容量為 0.5387、對數標準差為 0.0952，與手冊之計算值具一致趨勢。兩者差異主因在於案例之有限元素模型尚未能完整反映所有來源之變異性。上述結果顯示，於本示例中，MCS - MLE 整合流程能有效描述結構耐震不確定性，並可生成具工程合理性的易損性曲線。
- 八、針對同一案例進行之樣本逐步擬合分析發現，當樣本數達 100 組以上時，所估計之  $A_m$  與  $\beta$  即趨於穩定，統計誤差亦顯著降低。此結果證實在本案例條件下，MCS - MLE 方法於有限樣本情況仍具良好之收斂性與穩定度，且兼具準確性與高效性。需特別說明，第六、七項之結果僅為本子計畫剪力牆示例之數

值發現。

九、本研究建立之 MCS - MLE 模型流程具良好可擴展性，未來可結合結構實測數據與多構件系統模擬，以進一步評估不同來源不確定性（如材料變異、模型誤差、地震輸入隨機性）之綜合影響，提供核能安全分析更為精確且可重現的量化基礎。

本計畫第三主題為「國際間最新版之核電廠 SSC 耐震性能設計參考標準之研析」，主要發現與結論敘述如下：

- 一、**國際標準已朝向「風險導向」與「性能目標」設計**：國際最新標準，特別是美國 ASCE/SEI 43-19，已明確從傳統的決定論設計，轉向以風險為導向、具清晰性能目標的設計哲學。設計不再是單一標準，而是根據 SSC 的失效後果，採用分級的性能目標（例如：SDC 5 級別的年超越機率為  $1 \times 10^{-5}$ ），使安全管制更具科學性與一致性。
- 二、**SSC 分級管制的落實**：ASCE 43-19 與 IAEA SSG-89 均強調分級管制的應用。ASCE 43-19 的地震設計分類(SDC)是基於 SSC 失效後果的嚴重程度；IAEA SSG-89 亦建議對非核電廠設施採用分級方法（如高、中、低危害）。這使得監管資源能更有效地集中於真正影響核能安全的關鍵 SSC。
- 三、**除役核能設施的耐震考量被納入**：IAEA SSG-89 特別強調對於運轉中與除役階段設施的地震評估應採不同策略，包括結構完整性、輻射防護功能保持，顯示未來除役電廠仍須接受耐震安全審查。
- 四、**超越設計基準地震(BDBE)評估已成標準要求**：新版標準不再僅滿足於設計基準地震(DBE)的檢核。ACI 349-23、ASCE 43-

19 及 IAEA SSG-89 均強調了評估超越設計基準地震 (BDBE, 例如 150% DBE) 的重要性, 旨在確保設施具有足夠的安全餘裕, 並避免「懸崖邊緣效應」(Cliff Edge Effect)。此外, 為確保 BDBE 下的結構韌性, 新版規範強化了延展性設計(Design Extension)。ACI 349-23 第 18 章要求結構在 DBE 下保持「近乎彈性」, 但必須具備足夠的韌性細部以抵抗 BDBE 的非彈性變形。AISC N690-18 亦要求承受衝擊性負載的構件, 其連接設計必須由延展性極限狀態控制。

五、**載重組合及地震作用規範化更新**：ACI 349-23 與 AISC N690-18 都對「正常工況、嚴酷環境工況、極端事件」的載重組合公式作了明確規定, 並更新了耐震設計方法, 使鋼筋混凝土與鋼結構設計更趨一致性與規範的實用性(practical applicability)。

六、**ACI 349-23 混凝土規範大幅更新**：最新版的 ACI 349-23 主要是以 ACI 318-14 為基準, 並針對核能的嚴格需求進行修改, 並更新了許多技術內容。其中, 第 17 章(同舊版附錄 D)對混凝土錨栓設計有新的修訂, 並新增了剪力栓(Shear Lugs)的詳細設計方法; 附錄 F 則提供了衝擊性與衝撞性效應(如穿透、剝落)的公式。

七、**AISC N690-18 納入鋼板混凝土(SC)結構設計**：在鋼結構方面, ANSI/AISC N690-18 為最新標準, 其重要的更新是納入了附錄 N9, 提供了鋼板混凝土(SC)牆(或稱 SC 結構)的完整設計、分析與細部要求。這為未來核電廠採用新型模組化結構提供了明確的法規依據。

八、**國際標準正逐步結合性能設計、風險分析、先進數值模擬**

(FEM、非線性分析)、及耐震實驗數據庫。我國若能同步導入，將不僅能提升現有核能設施的管制能力，也能作為新型能源設施(如：小型模組反應器 SMR)的耐震安全基礎。

九、綜合而言，國際耐震標準與評估方法已逐漸朝風險告知及性能目標為基礎的概念。這為我國核電廠的耐震安全管制技術提供了重要的方向，可作為評估電廠耐震餘裕 (BDBE) 與避免懸崖邊緣效應的技術依據，提升技術審查能力之基礎。

本計畫第四主題為「本核電廠之更新設計地震動基準與耐震評估內容之案例探討」，主要發現與結論敘述如下：

- 一、日本更新後的耐震設計體系以「基準地震動 (Ss)」為核心，同時考慮「特定震源地震動」與「未特定震源地震動」兩類輸入，並引入 PSHA 及邏輯樹法處理不確定性，確保基準地震動之設定具科學依據與安全餘裕度。
- 二、耐震重要度分類制度 (S、B、C 級) 為日本核能耐震設計之基礎。S 級設施需在基準地震動下保持安全功能；B 級則確保事故後輔助功能；C 級為一般工業設施等級。各級別對應不同之地震力係數、垂直與水平組合方式及允許變形範圍，以確保整體防護層級化。
- 三、從實際電廠案例分析中可觀察到新舊制間之實質差異：柏崎刈羽核電廠於 2007 年中越沖地震後進行耐震重評，實測顯示反應器結構加速度達 600–680 Gal，高於原設計假定值約 3 倍。經事後檢驗，主要結構雖出現局部開裂與設備脫落，但安全系統未喪失功能。此案例促使 JEAC4601-2008 修訂時，正式納入「地盤非線性」與「震源近場效應」考量。浜岡核電廠位於東

海地震預測帶，於 2013 年依新版指針重新設定基準地震動  $S_s$  為 1000 Gal（原為 600 Gal），並新增海嘯與液化評估項目。該廠採用多層防護概念，將關鍵設備均配置於地盤高位並加設止水壁，以符合新耐震與防海嘯雙重要求。女川核電廠在 2011 年東北地震中雖受超過基準設計的地震動（約 600 Gal）作用，但整體結構保持完整，並成功停止反應器且未發生放射性外洩，證明 S 級設施分級與高安全餘裕度設計具備實際效益。

四、JEAC4601 系列文件之歷次修訂反映日本耐震技術的演進。自 1970 年至 2021 年，逐步納入三維有限元素分析（3D FEM）、地盤-結構互制（SSI）模擬、長週期地震動評估及隔震系統影響分析，形成更完整的核能設施動力評估架構。

五、新指針與舊制比較顯示，日本核能耐震設計趨向可驗證性與機率化發展。其特色為明確化之地震動設定流程、工程化的反應譜與波形校驗，以及針對不同震源條件之地盤放大修正模型，均顯示其標準兼顧嚴謹性與實務性。

六、整體而言，日本核能耐震設計體系已由規範導向轉向性能導向，藉由改進地震動輸入、功能性分級設計及強化安全餘裕度評估，達成核電廠在極端地震事件下仍可維持核心安全功能之目標。

#### 肆、参考文献

1. Abrahamson, N. A. and Silva, W. J. (1997), “Empirical Response Spectral Attenuation Relations for Shallow Crustal Earthquakes,” *Seismological Research Letters*, Vol. 68, No. 1, pp. 94–127.
2. ACI (2019), *Building Code Requirements for Structural Concrete and Commentary*, ACI Code 318-19.
3. ACI (2024), *Nuclear Safety-Related Concrete Structures-Code Requirements and Commentary*, ACI Code 349-23.
4. AISC (2016a), *Seismic Provisions for Structural Steel Buildings*, AISC 341-16.
5. AISC (2016b), *Specification for Structural Steel Buildings*, AISC 360-16.
6. AISC (2018), *Specification for Safety-Related Steel Structures for Nuclear Facilities*, AISC N690-18.
7. ASCE (2017), *Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures*, ASCE Standard ASCE/SEI 4-16.
8. ASCE (2019), *Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities*, ASCE Standard ASCE/SEI 43-19.
9. ASME/ANS (2008), *Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS Standard No RA-S-2008.
10. ASME/ANS (2009a), *Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS Standard No RA-Sa-2009.
11. ASME/ANS (2009b), *Addenda A to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS

- Standard No RA-Sb-2009.
12. ASME/ANS (2013), *Addenda B to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS Standard No RA-Sb-2013.
  13. ASME/ANS (2017), *Case 1 for Standard ASME/ANS RA-Sb- 2103, “Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”* .
  14. ASME/ANS (2022), *Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS Standard No RA-S-1.1-2022.
  15. ASME/ANS (2024), *Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS Standard No RA-S-1.1-2024.
  16. Chubu Electric Power Co. (2023), *Development of Standard Seismic Motion for Hamaoka Nuclear Power Plant Units 1–5 (濱岡発電所 1~5 号機 基準地震動の策定)*, September 29, 2023, Nagoya, Japan.
  17. Chubu Electric Power Co. (2024), *Standard Seismic Motion for Hamaoka Nuclear Power Plant (浜岡原子力発電所の基準地震動について)*, Nagoya, Japan.
  18. Civilian Radioactive Waste Management System Management and Operating Contractor (1998), *Probabilistic Seismic Hazard Analyses for Fault Displacement and Vibratory Ground Motion at Yucca Mountain, Nevada*, U.S. Department of Energy, DE-AC0494 AL85000, in three volumes, prepared for the U.S. Geological Survey.
  19. Cluff, S., Coppersmith, K. J., Cornell, C. A., and Morris, P. A.(1997), *Recommendations for Probabilistic Seismic Hazard Analysis:*

- Guidance on Uncertainty and Use of Experts*, NUREG/CR-6372, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
20. Energy Northwest (2015), *Columbia Generating Station, Docket No. 50-397 Seismic Hazard and Screening Report, Response to NRC Request for Information Pursuant to 10 CFR 50.54(f) Regarding Recommendation 2.1 of the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident*, (ADAMS Accession No. ML 15078A243).
  21. Energy Northwest (2019), *Columbia Generating Station (CGS) Seismic Probabilistic Risk Assessment in Response to 50.54(f) Letter with Regard to NTF 2.1: Seismic*, (ADAMS Accession No. ML 19273A907).
  22. EPRI (1989), *Probabilistic Seismic Hazard Evaluations at Nuclear Plant Sites in the Central and Eastern United States: Resolution of the Charleston Earthquake Issue*, EPRI Report NP-6395-D.
  23. EPRI (1991), *Generic Seismic Ruggedness of Power Plant Equipment*, Revision 1, EPRI Report NP 5223-SL.
  24. EPRI-SPID (2012), *Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic*, EPRI Technical Report No. 1025287, (ADAMS Accession No. ML12333A170), as endorsed by the NRC letter (ADAMS Accession No. ML12319A074).
  25. EPRI (2013a), *Seismic Evaluation Guidance: Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic*, EPRI Technical Report No. 1025287.
  26. EPRI (2013b), *Seismic PRA Implementation Guide*, EPRI 3002000709.

27. EPRI (2013c), *Seismic Evaluation Guidance: Augmented Approach for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic*, EPRI Technical Report No. 3002000704.
28. EPRI (2018), *Seismic Fragility and Seismic Margin Guidance for Seismic Probabilistic Risk Assessments*, EPRI Final Report 3002012994.
29. Exelon Generation (2014), *Exelon Generation Company, LLC Letter to USNRC, Seismic Hazard and Screening Report (Central and Eastern United States (CEUS) Sites), Response to NRC Request for Information Pursuant to 10 CFR 50.54(f) Regarding Recommendation 2.1 of the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident*, (ADAMS Accession No. ML14090A247).
30. Exelon Generation (2018), *Peach Bottom Atomic Power Station (PBAPS) Units 2 and 3 Seismic Probabilistic Risk Assessment in Response to 50.54(f) Letter with Regard to NTTF 2.1: Seismic*, (ADAMS Accession No. ML 18240A065).
31. Faccioli, E. (1986), “A Study of Strong Motions from Italy and Yugoslavia in Terms of Gross Source Properties,” *Earthquake Source Mechanics*, pp. 297–309.
32. IAEA (2009), *Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations*, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.13.
33. IAEA (2024), *Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations*, IAEA Safety Standards Series No. SSG-89.
34. NEI (2012), *External Hazards PRA Peer Review Process Guidelines*, NEI Document No. NEI 12-13, Revision 0, ML12240A027.
35. Nie, J., Braverman, J., Choun, Y.-S., Hofmayer, C., Kim, M. K., and

- Choi, I.-K. (2008), *Identification and Assessment of Recent Aging-Related Degradation Occurrences in U.S. Nuclear Power Plants*, U.S. NRC Report.
36. Nishimura, I. and Abe, I. (2001), “Response Spectra for Design Purpose of Stiff Structures on Rock Sites,” *Proceedings of SMiRT-16*, Paper #1133, Washington, D.C., USA.
  37. Noda, S., Yashiro, K., Takahashi, K., Takemura, M., Ohno, S., Tohdo, M. and Watanabe, T. (2002), “Response Spectra for Design Purpose of Stiff Structures on Rock Sites,” *OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering*, Istanbul, Turkey.
  38. NRC (1991), *Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities*, NUREG-1407, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
  39. NRC (1993), *Revised Livermore Seismic Hazard Estimates for 69 Nuclear Power Plant Sites East of the Rocky Mountains*, NUREG-1488, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
  40. NRC (2007), *Primer on Durability of Nuclear Power Plant Reinforced Concrete Structures – A Review*, Washington, DC.
  41. NRC (2009), *An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities*, Regulatory Guide 1.200, Revision 2.
  42. NRC (2011), *Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century: The Near-Term Task Force Review of Insights From The Fukushima Dai-Ichi Accident*, ML112510271.
  43. NRC Letter (2012), "Request for Information Pursuant to Title 10 of the Code of Federal Regulations 50.54(f) Regarding

- Recommendations 2.1, 2.3, and 9.3, of the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident," dated March 12, 2012, ML 12053A340.
44. NRC Letter (2017), "Guidance for Determination of Appropriate Regulatory Action Based on Seismic Probabilistic Risk Assessment Submittals in Response to Near Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic," dated August 29, 2017, ML 17146A200.
  45. NRC Letter (2019), "Peach Bottom Atomic Power Station, Unit Nos. 2 and 3 - Staff Review of Seismic Probabilistic Risk Assessment Associated with Reevaluated Seismic Hazard Implementation of the Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic (EPID No. L-2018-JLD-0010)", dated June 10, 2019, ML 19053A469.
  46. NRC Letter (2020), "Columbia Generating Station - Staff Review of Seismic Probabilistic Risk Assessment Associated with Reevaluated Seismic Hazard Implementation of the Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic (EPID No. L-2019-JLD-0009)", dated April 28, 2020, ML 20076A547.
  47. Nuclear Regulation Authority (NRA) (1978), *Seismic Design Review Guideline for Commercial Power Reactors (発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針)*, Nuclear Regulation Authority, Tokyo, Japan.
  48. Nuclear Regulation Authority (NRA) (2012), *Report on Efforts to Improve Seismic Safety of Hamaoka Nuclear Power Plant Unit 2 (浜岡原子力発電所2号原子炉の耐震安全性向上に係る取組に関する報告書)*, Tokyo, Japan.
  49. Nuclear Regulation Authority (NRA) (2013), *Review Guide on Standard Seismic Motion and Seismic Design Policy (基準地震動及*

- び耐震設計方針に係る審査ガイド), Nuclear Regulation Authority, Tokyo, Japan.
50. Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association (NUSC) (2008a), *Technical Guidelines for Seismic Design of Nuclear Power Plants (原子力発電所耐震設計技術指針, JEAG 4601-2008)*, Japan Electric Association, Tokyo, Japan.
  51. Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association (NUSC) (2008b), *Technical Code for Seismic Design of Nuclear Power Plants (原子力発電所耐震設計技術規程 : JEAC 4601-2008)*, Japan Electric Association, Tokyo, Japan.
  52. Nuclear Standards Committee of the Japan Electric Association (NUSC) (2021), *Technical Guidelines for Seismic Design of Nuclear Power Plants (原子力発電所耐震設計技術指針, JEAG 4601-2021)*, Japan Electric Association, Tokyo, Japan.
  53. Pacific Gas and Electric Company (1988), *Final Report of the Diablo Canyon Long Term Seismic Program*, available from the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Dockets 50-275 and 50-323.
  54. Tohoku Electric Power Co. (2019), *Development of Standard Seismic Motion (基準地震動の策定について)*, November 6, 2019, Sendai, Japan.
  55. Tohoku Electric Power Co. (2021), *Onagawa Nuclear Power Plant Unit 2 (女川原子力発電所 2 号炉)*, September 3, 2021, Sendai, Japan.
  56. Tokyo Electric Power Company (TEPCO) (2010), *Report on Seismic Safety Evaluation Following the Revision of the Seismic Design Review Guidelines for Commercial Power Reactors (発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改訂に伴う耐震安全性評価*

- 結果報告書), Tokyo, Japan.
57. Tokyo Electric Power Company (TEPCO) (2016), *Development of Standard Seismic Motion for Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant Units 6 and 7* (柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉基準地震動の策定について), Tokyo, Japan.
  58. Usami, T., Ishii, H., Imamura, T., Imamura, M. and Matsuura, R. (2013), *Comprehensive List of Earthquake Damages in Japan* (日本被害地震総覧), University of Tokyo Press, Tokyo, Japan.
  59. Wikipedia (2025a), “Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Plant (柏崎刈羽核能發電廠),” [Online]. Available: <https://zh.wikipedia.org/zh-tw/%E6%9F%8F%E5%B4%8E%E5%88%88%E7%BE%BD%E6%A0%B8%E8%83%BD%E7%99%BC%E9%9B%BB%E5%BB%A0>
  60. Wikipedia (2025b), “Onagawa Nuclear Power Plant (女川核電廠),” [Online]. Available: <https://zh.wikipedia.org/zh-tw/%E5%A5%B3%E5%B7%9D%E6%A0%B8%E7%94%B5%E7%AB%99>
  61. Wikipedia (2025c), “Hamaoka Nuclear Power Plant (濱岡核電廠),” [Online]. Available: <https://zh.wikipedia.org/zh-tw/%E6%BF%B1%E5%B2%A1%E6%A0%B8%E9%9B%BB%E5%BB%A0>
  62. 洪李陵、王雲哲、鍾興陽、林保均 (2024), 「核電廠機率式地震風險評估安全管制技術研究」, 行政院核能安全委員會委託研究計畫研究報告。