

核能電廠基建設施耐震評估

Seismic Evaluation of Nuclear Power Plant Infrastructures

主管單位：財團法人國家實驗研究院

吳俊霖 趙書賢 楊炫智 陳昱志 張長菁 許尚逸 張國鎮
Wu, Chao, Yang, Chen, Chang, Hsu, Chang,
Chiun-lin Shu-Hsien Hsuan-Chih Yu-Chih Chang-Ching Shang-Yi Kuo-Chun
財團法人國家實驗研究院國家地震工程研究中心

摘要

2011年3月11日日本本州東北外海發生震矩規模9.0烈震，導致福島第一核電廠發生核能事故，至今日本仍深為輻射污染不斷擴散和迢迢災後重建之路所苦。為借鏡日本福島教訓，我國行政院戮力實施更為嚴格周延的核能審查管制措施和電廠補強要求，大幅提升現有核能電廠耐震安全性。本研究在此大架構下，規劃一系列多年期的重要研發課題，值此第一階段，發展反應譜相符合地震歷時製作技術及撰寫雲端軟體，並善用氣象局全國強震網地震紀錄資料庫，俾便結構工程師能快速產生擬真強地動輸入加速度歷時作為結構受震反應分析之用。此外，經由反應器廠房有限元模型和集中質量簡化模型進行比對分析發現：兩者在模態特性上具備相當一致性，所以經由集中質量簡化模型所製作的彈性範圍內樓層反應譜仍相當具有可信度。

關鍵詞：核能電廠、反應器廠房、地震危害度、基線校正、反應譜相符合地震歷時、耐震評估

Abstract

The 2011 Fukushima Daiichi nuclear accident in Japan posed a great challenge to nuclear industry worldwide that even human's best efforts could fail in front of a "black swan" natural disaster. In response to the lesson learned from the accident, Taiwan's government launched intensive review and retrofit plans on all its existing nuclear power plants. This study presents first stage results on the development of nuclear-level earthquake motion generation, probabilistic seismic hazard assessment, and reactor building modeling. The state-of-the-art methodology for generating synthetic spectrum-compatible earthquake acceleration histories from the CWB-operated TSMIP data bank and the newly developed user-friendly cloud computing software provides a never seen before opportunity for structural engineers to readily procure a good set of input earthquake motions for response analysis. On the other hand, comparison of a sophisticated finite element model of the reactor building and its simplified stick model counterpart verifies technical adequacy of the simplified stick model in the regard of predicting elastic response behavior at different deck

levels.

Keywords : Nuclear power plant, reactor building, seismic hazard, baseline correction, spectrum-compatible ground motion, seismic evaluation.

一、前言

核能電廠之安全性一直以來都是被大眾高度關注的議題，尤其在歷經 311 東日本大地震後，福島電廠受損所造成的社會、經濟與環境的衝擊更無法估計，致使核能電廠的結構、設備與其組件的受震安全性評估格外重要；

台灣地區目前有三座營運中之核電廠，以及一座計畫未來商轉營運之核電廠。由於台灣的自然環境特殊，地震頻繁，核能電廠之耐震安全與耐震性能評估，實為確保核能使用安全的最基礎工作。2011 年 3 月 11 日日本本州東北外海發生震矩規模 9.0 地震，座落在福島縣雙葉郡大熊町及雙葉町的福島第一核電廠(Fukushima Daiichi)，遭遇到強震與海嘯侵襲，使得機組冷卻系統失效，造成冷卻水位下降與反應爐內溫度與壓力之上升，產生後續 1 號至 4 號機組一系列核能安全問題，國際原子能機構(IAEA)已對福島核電廠事故列為核安事件等級七（車諾比電廠事故為等級七），造成嚴重放射性物質外洩與汙染。

由國內外核電廠受震案例顯示，一旦電廠鄰近區域發生強震，對於核電廠安全威脅甚大，實有必要針對台灣地區核電廠進行詳細的耐震安全評估。在日本 311 地震與福島核電廠事件發生後，台灣核電廠之耐震安全與評估補強等議題受到政府核安管制單位、產學界、研究單位及社會大眾極大關注。為此國震中心本著肩負我國地震工程相關研究發展之責任與義務，且因應未來本中心擔任政府核能安全監督管制相關權責主管機關之科技智庫所需，以核能電廠之耐震安全與耐震性能評估為標的，針對基礎研究發展、核能管制審查與驗證、特定營運需求等核安研究工作性質，規劃中心長期核能耐震研究方向，期望透過本計畫整合相關研究成果與研發能量，培植核能耐震安全相關課題之本土自主的專業能力，並加強本中心與原能會、台電公司及相關核能業界等之互動連結，應用研究成果並落實於實務運維管制、改善工作，以提升核能耐震安全。

本研究探討了核能電廠所在場址的基建設施耐震需求以及耐震容量的評估流程及分析技術；首先針對場址製作設計地震歷時之流程以及所需之相關技術，包括機率式地震危害度分析、機率式斷層位移危害度分析、地震歷時篩選、加速度地震歷時基線校正以及反應譜相符合地震歷時製作等。最終完成之設計地震歷時，除了能夠反映出場址地震需求之外，亦可反映出位於近斷層場址之核能電廠所能承受之地振動強度，包含近斷層地震之加速度與速度歷時脈衝效應、地表永久位移以及其他相關的強地動參數，可供近斷層場址之核能電廠基建設施進行動態歷時分析，藉以評估強震對核能基建結構所可能產生之影響。因此，針對核能電廠安全性評估首要任務著重於評估反應器廠房系統受到超越設計水準地震力作用下，仍能保持在核能耐震規範容許之變形範圍內，並確認兩條安全停機路徑上的相關緊急冷卻系統均能正常運作；同時，藉由分析反應器廠房之受震反應得到特定設備所在樓板位置之反應歷時曲線及反應譜，提供反應器、重要設備物在不同等級地震強度侵襲下的耐震性能也是另一重要議題。因此，本文將以進步型沸水式反應器(Advanced Boiling Water Reactor)結構廠房為例，分別於 SAP2000 以及 ABAQUS 結構分析軟體內分別建立質量集中簡化模型與實體元素有限元素模型，並就所建立之模型進行結構反應特性初步比對與分析，經由模態分析的結果可以發現兩種分析模型雖然

在形式與自由度上差異極大，但所得到的結果具有相當程度的一致性，故後續可藉由此模型進行結構受震反應分析，產生重要管線、設備所在樓層之樓板反應譜，以利進行結構耐震檢核。

二、場址設計地震歷時製作

根據經濟部中央地質調查所發表之 2012 年版台灣活動斷層分布圖來看，台灣地區一共有 33 條活動斷層，其中第一類活動斷層有 20 條，第二類活動斷層有 13 條，斷層分布主要在西部麓山帶與平原交界處及東部花東縱谷區域。台灣過去幾次的災難性大地震，皆是由斷層的活動所造成的，例如 1999 年車籠埔斷層的活動所造成的 921 集集大地震。斷層的活動除了會造成近斷層區域廠址相當大的地表振動強度之外，近斷層廠址之地表振動特性，如長週期之速度脈衝、斷層錯動所產生之永久位移等，亦會對結構產生相當大的影響，如速度脈衝會導致周期較長的隔震結構產生相當大的位移，而斷層錯動的所產生的永久位移亦會造成地下管線系統的損壞。因此近斷層之廠址於進行耐震設計與評估補強時，必須要考量近斷層地震所可能產生的效應，未來一旦斷層活動時，方能夠減少其對結構所產生之衝擊。

本研究的主要目的為針對近斷層之場址，探討製作設計地震歷時之各項流程以及所需之相關技術。製作設計地震歷時之各項流程可參考圖 1，包括機率式地震危害度分析、機率式斷層位移危害度分析、地震歷時篩選、地震歷時基線校正、反應譜相符合地震歷時製作以及地盤反應分析等。最終完成之設計地震歷時，除了能夠反映出場址之地震需求之外，亦可反映出近斷層場址未來所可能發生之地振動特性，包含近斷層地震之加速度與速度歷時脈衝效應、地表永久位移以及其他相關的強地動參數等，可供近斷層場址之結構進行動態歷時分析，以評估近斷層地震對結構所可能產生之影響。以下分別針對製作設計地震歷時所需之部分流程與相關技術進行摘要介紹。

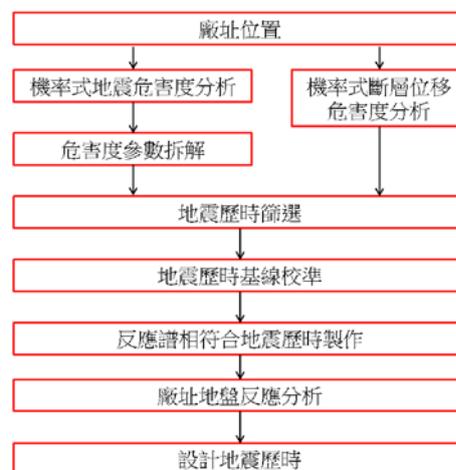


圖 1、設計地震歷時之製作流程

2.1 機率式地震危害度分析

進行機率式地震危害度分析之主要目的是為了評估廠址未來所可能遭受之地表振動強度。若假設地震在時間上之分佈，即地震之發生模式為卜桑模式 (Poisson Model)，

則廠址之地震危害度可表示如下式所示[2]：

$$P[IM > x] = \sum_{i=1}^N v_i \{ \iint P[IM > x | m, r] f_{M,R}(m, r) dm dr \}_i \quad (1)$$

其中 IM 為考量之地表振動強度，一般採用地震歷時之虛擬譜加速度值； N 為該場址所需考慮的震源區數量； M 為地震規模； R 為廠址至震央之距離（點震源），或是廠址至斷層破裂區之最短距離（線震源與面震源）； v 為震源區地震之平均發生率，單位為次/年； $f_{M,R}(m, r)$ 為震源區發震後發生規模以及與廠址距離之機率； $P[IM > x | m, r]$ 則為發生某規模與廠址距離之地震時，廠址地表振動強度大於 x 之機率； $P[IM > x]$ 為廠址地表振動強度大於 x 之年發生率。

由上式可以了解地震危害度分析之過程需建立兩個主要的模型，一個為地震源特徵之模型，一個是地表運動特徵之模型。地震源特徵模型建立了場址所需考量之各震源區之發震特徵（如上式之 v 與 $f_{M,R}(m, r)$ ），其建立所需考量的議題包括了震源區的劃分方式、地震目錄的建立與完整性分析、餘震的篩選、斷層模型的建立、地震規模的選定與不同規模之轉換、規模不確定性之影響、規模上限值之預估、地震發生率之預估以及斷層破裂長度與規模之關係等等；而地表運動特徵模型則建立了各震源區一旦發震後所可能引發場址之地表振動強度（如上式之 $P[IM > x | m, r]$ ），其建立所需考量的議題包括了廠址效應、斷層上下盤效應、波傳效應、現有衰減率之適用性與不確定性等等。透過地震危害度分析最終可以得到場址不同超越機率之地表振動強度，以及可供設計與評估之設計反應譜。

2.2 機率式斷層位移危害度分析

近斷層之廠址除了進行機率式地震危害度分析了解地震設計需求之外，亦需透過機率式斷層位移危害度分析，評估斷層未來若是錯動，所可能產生之地表永久位移量，以提供工程師進行後續設計及評估之工作。斷層位移之危害度可表示如下式所示[3]：

$$P[D > d] = \sum_{i=1}^N v_i \{ \iint P[D > d | Slip] P[Slip | m, r] f_{M,R}(m, r) dm dr \}_i \quad (2)$$

其中 D 為斷層所可能產生之永久位移； $P[Slip | m, r]$ 則為考量之震源區一旦發生某地震規模與廠址距離之地震時，斷層錯動產生永久位移之機率； $P[D > d | Slip]$ 則為一旦斷層錯動產生永久位移之後，其位移值大於 d 值的機率； $P[D > d]$ 為斷層位移大於 d 值之年發生率。進行機率式斷層位移危害度分析時，所需考量之議題包括斷層發震與錯動機率的評估、不同斷層位置發生錯動所可能產生的位移量、錯動位移與地震規模之關係；透過機率式斷層位移危害度分析最終可以得到場址不同超越機率之永久位移值以及所需的設計位移量。

2.3 地震歷時基線校準

一般來說，經由強震儀量測所得之地震加速度歷時訊號，若直接將其積分所得之速度與位移訊號，往往會產生失真與偏移之現象（如圖 3 所示）。造成速度與位移訊號偏

移發散與失真的原因，主要是因為量測所得之加速度訊號，除了實際的地表加速度運動之外，還包含了隨機的背景白噪訊以及低頻的噪訊。若採用該加速度歷時訊號計算反應譜，則將導致長週期結構的反應譜值產生誤差。進行基線校準的目的在於校準量測之加速度歷時訊號，求得接近真實的地表加速度歷時訊號，使其積分所得之地表速度與位移歷時能夠接近實際值，使用經過基線校準之加速度歷時訊號進行反應譜分析，方可得到正確的反應譜值。

一般之地表加速度地震力時進行基線校準之方式可採用學者 Trifunac 於 1971 年所提出來之方法[4]，其同時使用了一次線性方程式以及高通濾波器，分別針對地表加速度、速度以及位移進行校準，經過該方法校正之後之加速度歷時，在積分後所得之位移與速度歷時，除了不會有速度與位移反應偏移發散與失真之狀況，亦可以滿足地震開始前與結束後之地表速度與位移為零值之情況，因此其可用來校準沒有產生永久位移之地表加速度歷時。

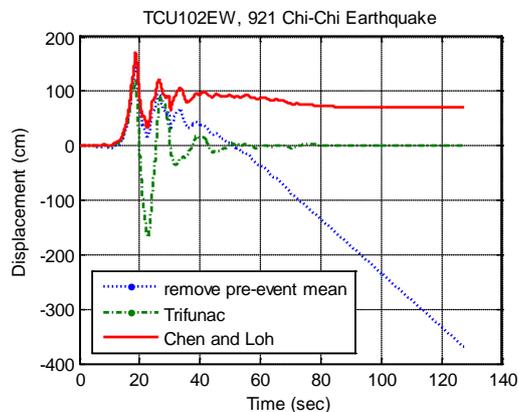


圖 2、採用不同方式進行地表加速度基線校準所得之地表位移歷時比較

由於近斷層之廠址，斷層一旦發生錯動，即可能產生永久之地表位移，因此近斷層之測站所量測之加速度歷時於進行基線校準之時，高通濾波器之使用與設計必須要特別小心，否則永久地表位移之訊號就很有可能被濾除（如圖 2 所示）。過去有許多學者探討如何針對近斷層測站之加速度歷時進行基線校準，以還原真實之永久位移，其中陳賢銘博士[5]採用小波包轉換之方式，配合觀察積分後位移穩定之情況以及 GPS 量測之結果，選擇合適之高通濾波器進行濾波，還原真實的地表位移反應（如圖 2 所示）以及校正所得之加速度歷時。使用該方式進行基線校準之時間歷時，可真實地呈現近斷層廠址可能發生之地表運動特性，而地表之永久位移亦可能對管線以及長週期之結構物造成影響。因此，未來針對近斷層場址於進行基線校準以及後續之反應譜相符合地震歷時製作時，仍應考量地表永久位移所可能產生之衝擊。

2.4 反應譜相符合地震歷時

廠址之設計反應譜一旦決定之後，利用過去量測所得之歷史地震資料庫，挑選地震加速度歷時來進行結構動態歷時分析。在進行結構動態歷時分析時，所採用的地震加速度歷時，其反應譜必須與廠址之設計反應譜相符合，才能夠反映廠址預期之地震強度。

然而在大部分的情況下，挑選之實際地震加速度歷時，其反應譜無法與設計反應譜一致，因此在過去有許多製作反應譜相符合地震歷時的方法被不同的學者提出與應用。

本研究所採用之方法乃修正之時間域法，該方法之理論最早由 Kaul 於 1978 年所提出[6]，而在最近這十年許多學者也提出了對該方法理論之修正與應用，使用該方法進行反應譜相符合地震歷時之製作的好處包括：

1. 採用真實的地震紀錄進行調整，使其反應譜最終可以與設計反應譜一致。此外本研究利用地震歷時群組探討修正前後加速度歷時強地動特性的變化，可以證明本研究所採用之方法可最大限度的保留原始地震紀錄的強地動特性，如其時頻譜、強震與總延時、 V/A 值以及 AD/V^2 值等等。
2. 可同時設定不同阻尼比之設計反應譜做為目標反應譜，以滿足不同的設計需求。
3. 可同時調整雙軸向加速度地震歷時，使其最大反應譜與目標反應譜一致。
4. 可保留調整前後加速度歷時之基線，配合本研究所提出的調整方法，可以控制調整前後的峰值地表加速度、速度、位移值以及永久位移值。

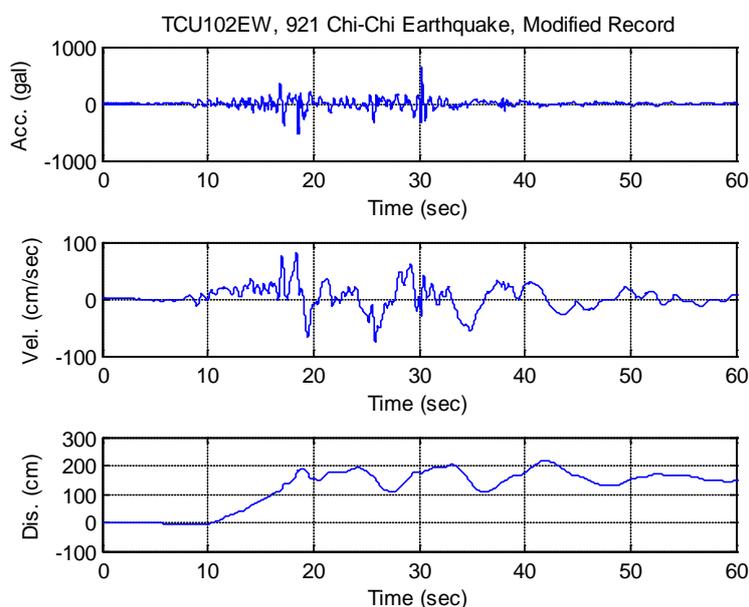


圖 3、反應譜相符合地震歷時之加速度、速度以及位移歷時(其反應譜如圖 4 所示)

圖 3 為反應譜相符合地震歷時之製作範例，其中原始地震紀錄採用 921 集集地震 TCU102 近斷層測站東西向量測所得之加速度歷時，經基線修正後再進行反應譜相符合地震歷時製作，所得到之結果，修正前後之反應譜以及與目標反應譜之比較可參考圖 4 所示。製作完成之反應譜相符合地表加速度歷時，仍可保有原始近斷層紀錄地表永久位移與長週期脈衝波之特性。

本研究探討了製作近斷層廠址設計地震歷時之相關議題與技術，包括了危害度分析、地震篩選、基線校準與反應譜相符合地震歷時製作技術等等，以製作能反映廠址地震設計需求的地表加速度歷時，供進行後續結構設計與評估之用。

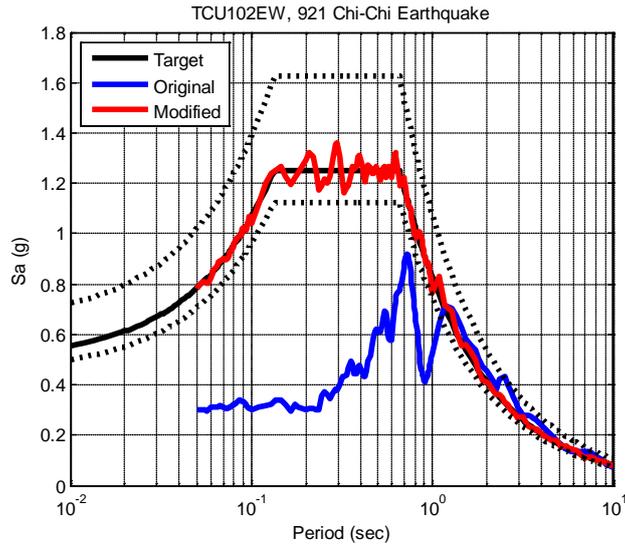


圖 4、修正前後之地表加速度歷時其反應譜與目標反應譜之比較

三、進步型沸水式反應器廠房動態特性

2011 年 3 月 11 日發生在日本的東海大地震導致福島第一核能電廠產生嚴重之核子事故，強烈地震動及海嘯規模均超過其電廠之設計基準，此次核能災害衝擊全球並使所有發展核能應用的國家重新檢視其所擁有的核能電廠之安全性。台灣位於環太平洋地震帶上，且其上存在有三座正在運營中及一座興建中之核能電廠，隨時都有可能面臨強震之威脅，核能電廠反應器廠房受到強震時的反應及其性能變化是一重要課題，核能電廠內部設施與管線的耐震餘裕更須被重新計算。有鑑於此，為有效評估核能電廠的耐震性能以及關鍵性能，須以數值分析程式建立可靠的結構分析模型，以利後續考量當結構物在受到地震侵襲或是受到內壓力時的反應，藉以評估結構物可能的損壞。本文選定以進步型沸水式反應器(ABWR)為例，針對其所在之反應器廠房（即一次圍阻體及反應器廠房）進行模型建立與結構反應特性分析，探討不同模型對結構特性分析的影響。

3.1 數值模型建立

圖 5 為進步型沸水式 (ABWR) 核能機組的反應器結構示意圖，結構主要是由鋼筋混凝土以及鋼結構所組成，主要的耐震元件包括了鋼筋混凝土反應器圍阻體(RCCV)以及反應器廠房(R/B)的內外牆；依據分析的需求與目的不同所採用建立的反應器結構分析模型方式亦有所差異，本文分別採用質量集中模型（簡化模型）以及結構分析模擬軟體 ABAQUS 建立 ABWR 反應器廠房之模型(不包含反應器)；建立模型時參照反應器廠房的相關圖說、設備與儀器配置圖以瞭解位置對應關係與載重分布，並設定相關的材料性質參數做為分析之用，如表 1 所示。

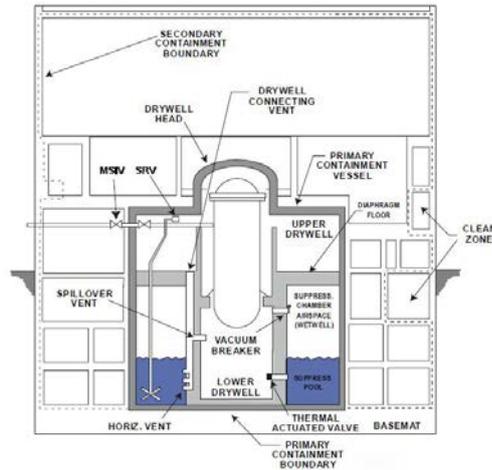


圖 5、ABWR 反應器結構示意圖

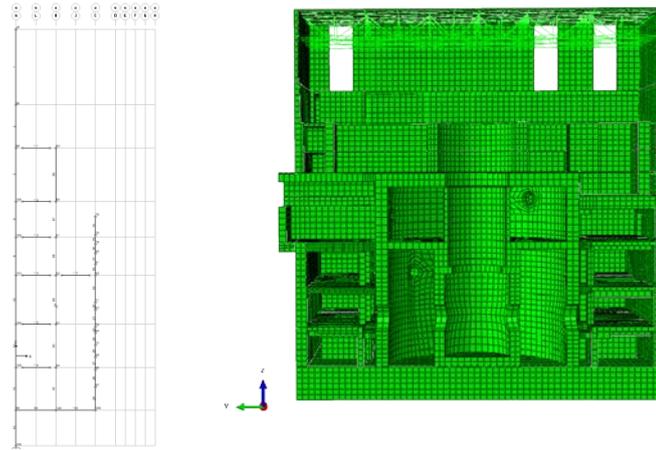
表 1 材料線性行為參數

材料	混凝土	鋼
密度 ρ (ton/m ³)	2.4	7.8
彈性模數 E (kgf/cm ²)	$15000 \sqrt{f'_c}$	2.04×10^6
蒲松比 ν	0.2	0.3

質量集中模型的概念即假設反應器廠房結構體在受震時結構保持線彈性，以此假設計算各結構桿件的勁度值；反應器結構廠房的結構勁度主要是由外牆、內部剪力牆以及 RCCV 結構所提供；而每個樓層之重量計算主要考慮其所分配的區域、載重型態以及其結構單元等三個部分所組成，意指重量座落的高程與平面位置，靜荷載(DL)、動荷載(LL)、環境荷載(EL)、管線荷載(PL)與 R/B 結構額外的載重等，以及反應器廠房結構設計上所採用底版、內外牆、樑、柱等結構元件。

將各樓層之勁度與質量集中置一處，以一剛性樑連接在同一高程代表反應器廠房(R/B)以及鋼筋混凝土反應器圍阻體(RCCV)的兩個節點，將經由計算所得到之反應器廠房各節點與勁度、轉動慣量等參數於 SAP 2000 結構分析軟體中建立簡化分析模型，如圖 6(a)所示。

利用 ABAQUS 建立 ABWR 反應器廠房之有限元素模型時，採用實體元素之方式依據結構相關圖說、材料密度與尺寸建立模型，其中結構的靜載重之部分將由程式自動計算，而諸如活載重，管線與設備之載重，以及流體之載重，則需另外將其增加至有限元素模型之中；由下到上依序建立各高程結構有限元素模型，結構桿件包括了基礎、樑、柱、內外牆、圍阻體與其上之開孔、樓版與樓版之開孔等部分，完成之結構有限元素模型圖如圖 6(b)所示。



(a)簡化模型 (b)有限元素模型

圖 6、反應器廠房數值模擬模型示意圖

表 2 簡化模型結構模態頻率表

模態	東西向			南北向		
	頻率 (Hz)	有效質量因子		頻率 (Hz)	有效質量因子	
		U _X	R _Y		U _Y	R _X
1	4.26	51.54	78.25	4.20	52.75	78.84
2	8.47	13.02	2.92	8.80	12.13	3.56
3	9.85	2.18	1.15	10.03	1.86	1.08
4	10.55	3.41	0.87	10.48	3.98	1.13
5	15.18	0.17	5.51	14.14	0.08	4.45
6	15.85	0.45	0.19	16.21	4.36	0.00
7	17.04	5.19	0.38	20.15	0.40	0.01
8	20.42	0.18	0.00	21.59	0.34	1.02
9	23.34	0.39	1.68	22.53	2.28	1.87
10	24.43	0.42	1.11	24.39	0.41	0.14
11	25.21	1.85	0.90	27.79	0.18	1.40
12	30.69	1.51	0.08	30.08	1.46	0.11
13	32.02	0.59	0.41	31.66	0.80	0.29

3.2 廠房反應特性

為瞭解反應器廠房之結構動態特性，分別針對簡化分析模型與有限元素模型進行模態分析，表 2 為反應器廠房簡化模型經過模態分析後呈現頻率在 33Hz 以下之結果，參

照 IAEA 國際原子能機構針對日本柏崎-刈羽 (Kashiwasaki-Kariwa) 電廠 ABWR 7 號機組歷經日本 2007 年新瀉中越沖地震後之結構安全報告，該報告內針對簡化模型水平方向模態分析結果之第一模態頻率在東西向與南北向分別為 4.99Hz 與 4.64Hz，而在頻率介於 0~20Hz 內所涵蓋的有效質量參與因子約為 85.4%與 84.6%；而本文所建立的簡化模型在東西向與南北向第一模態的模態頻率分別為 4.26Hz 與 4.20Hz，而模態頻率在 20Hz 以內之有效質量參與因子則約為 89.3%與 89.1%，雖然針對 ABWR 反應器廠房所建立的簡化分析模型有所不同，但兩者結果相當近似。

反應器廠房有限元素模型模態分析結果在頻率範圍小於 33Hz 下共分析出 2591 個模態，為瞭解其主要貢獻之模態頻率，依據模態頻率與該頻率下在東西向與南北向之有效質量貢獻量繪製成圖 7，圖上線段與圓點分別代表經由有限元素模型與簡化模型分析所得到的結果分佈，由圖上可以發現，雖然有限元素模型因模型複雜且自由度多的因素導致產生非常多之模態頻率，但可由圖中找出其主要貢獻之頻率所在，經由有限元素分析之結果在東西向與南北向之第一模態頻率分別為 4.71%與 4.27%，加總模態頻率在 20Hz 以內的有效質量參與因子貢獻量則分別為 88.2%與 88.1%。

參照日本柏崎-刈羽電廠 ABWR 7 號機之結構安全報告中採用有限元素模型進行模態分析的結果，雖然報告中採用的分析軟體與有限元素模型元素上與本文所建立的模型具有差異，但總觀其趨勢可以發現該報告中水平向第一模態的頻率在東西向約介於 4~5.6Hz 之間，而南北向則分佈在 3.5~5.2Hz 之間，本文中所得到的頻率落在此範圍之內，同時，亦符合東西向第一模態之頻率略高於南北向的趨勢。

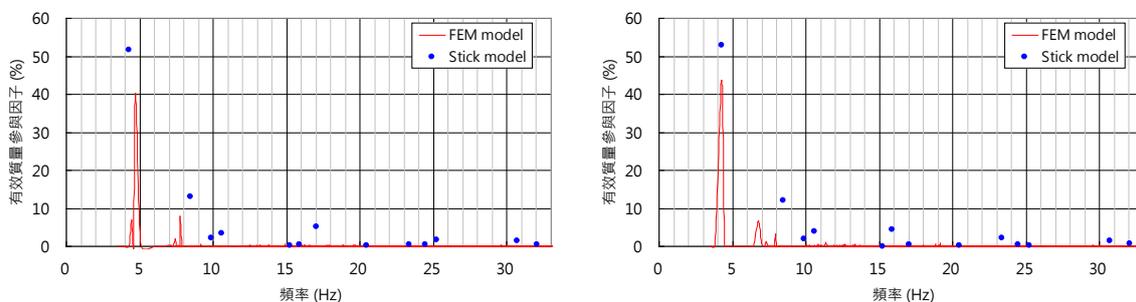
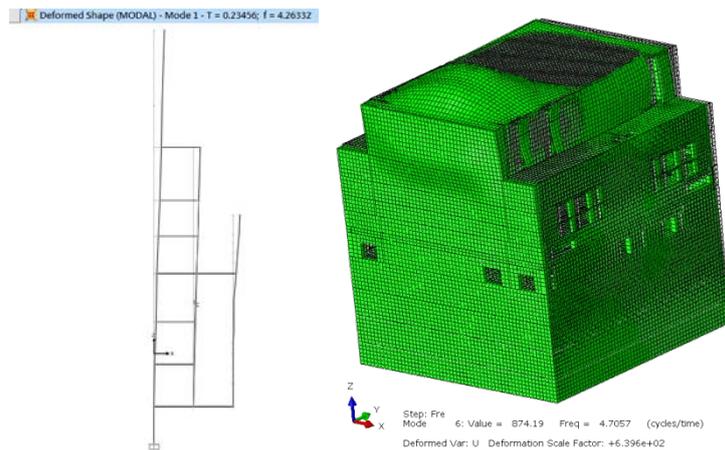


圖 7 反應器廠房東西向 (左圖)、南北向 (右圖) 模態頻率貢獻圖

比較圖 7 線段與圓點的相對位置可以發現，在第一模態頻率之結果相當一致，而第二模態頻率則有些許的偏差，爾後於有限元素模型之分析結果則較無明顯的頻率值出現，但參照前述的有效質量參與因子的貢獻量則可發現簡化模型與有限元素模型兩者在 20Hz 以內的有效質量貢獻量相當接近；圖 8 與圖 9 分別為簡化模型與有限元素模型第一模態頻率之模態振形，可以發現兩者相當一致。

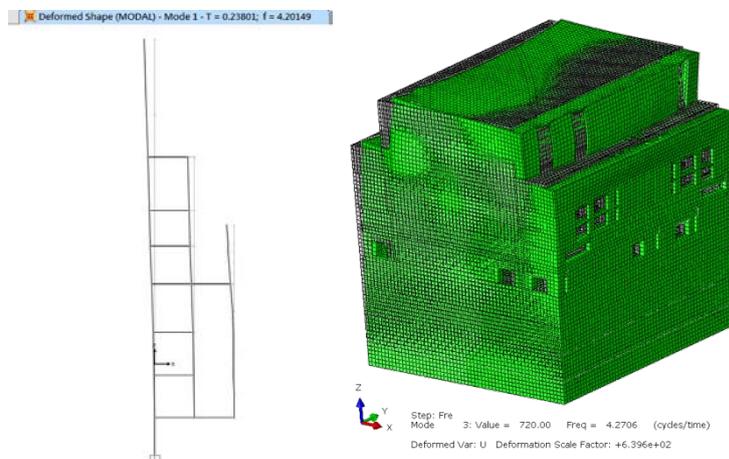
針對核能電廠反應器廠房受震反應分析，可以依據目的與對象採用簡化質量集中模型(stick model)與反應器廠房完整有限元素模型，本文以進步型沸水式反應器(ABWR)廠房為例分別建立簡化模型與有限元素兩種模型，並針對所建立的模型進行模態分析並探討其結果；由結果可以得知所建立的反應器廠房經過模態分析後兩種不同的模型所得

到的結果相當一致，簡化模型與有限元素模型在水平東西向與南北向所產生的第一模態頻率值均在 4~5Hz，且東西向之模態頻率略高於南北向，而頻率 20Hz 以下有效質量參與因子的貢獻度在簡化模型與有限元素模型分別為 89%與 88%，兩種模型間具有相當一致性；後續將可依據本文所建立的模型進行結構受震反應分析，針對核能電廠反應器結構提出合適的分析模式供後續進行結構耐震檢核、樓板反應譜求取及廠房易損分析之用。



(a)簡化模型 (b)有限元素模型

圖 8、反應器廠房東西向模態振形圖



(a)簡化模型 (b)有限元素模型

圖 9、反應器廠房南北向模態振形圖

四、結論與展望

機率式地震危害度分析(Probablistic Seismic Hazard Analysis)、場址設計地震歷時製作、地盤反應分析以及反應器廠房受震反應分析是進行核能電廠基建設施耐震評估的首要工作項目。未來國震中心更將整合國內產學研各界以戮力發展耐震安全餘裕評估

(Seismic Margin Assessment)以及核電廠機率式地震風險評估(Seismic Probabilistic Risk Assessment)專業技術能力的本土化工作，強化核電運維以及緊急應變自主能力。

參考文獻

1. 土木 401-93 (2004)，“混凝土工程設計規範與解說”，中國土木水利工程學會。
2. Bazzurro, P., Cornell, C.A. (1999). “Disaggregation of Seismic Hazard” *Bulletin of the Seismological Society of America*, 89, 2, pp. 501–520.
3. Youngs, R.R. etc. (2003). “A Methodology for Probabilistic Fault Displacement Hazard Analysis” *Earthquake Spectra*, 19, 1, pp. 191–219.
4. Trifunac, M.D. (1971). “Zero Baseline Correction of Strong-Motion Accelerograms,” *Bulletin of the Seismological Society of America*, 61, 5, pp. 1201–1211.
5. Chen, S.M., Loh, C.H. (2007). “Estimating Permanent Ground Displacement from Near-Fault Strong-Motion Accelerograms,” *Bulletin of the Seismological Society of America*, 97, 1B, pp. 63–75.
6. Kaul, M. K. (1978), “Spectrum Consistent Time History Generation,” *Proc. ASCE, Journal of Engineering Mechanism*, EM4, pp. 781-788.
7. ASCE Standard 4-98 (2000), “Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures and Commentary,” American Society of Civil Engineers, January 2000.
8. GE Nuclear Energy (1997), “ABWR Design Control Document”
9. IAEA 2012, "Kashiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment KARISMA BENCHMARK Part 1-STRUCTURE Final Report"
10. Hibbitt, Karlsson and Sorensen, Inc. “Abaqus Analysis User’s Manual”, Version. 6.3.