用過核子燃料最終處置計畫

潛在處置母岩特性調查與評估階段

我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告

SNFD2017報告

台灣電力公司

中華民國108年3月

(此頁為空白頁)

注意

本報告係台灣電力公司執行成果之一，其著作財產屬台灣電力公司所有。報告中之各項資料內容未經台灣電力公司或其代表人書面授權，不得複製、實施、使用或改作。台灣電力公司及著作人對未經授權之引用或其他不當之引用不負任何法律責任，亦不負擔因引用或參考本報告致使私人權益受到傷害之責任。

(此頁為空白頁)

序言

依據原子能委員會於95年核備之「用過核子燃料最終處置計畫書」，全程工作規劃自94年至144年完成處置場建造為止，共分為5個階段：

1.「潛在處置母岩特性調查與評估階段」（94~106年）

2.「候選場址評選與核定階段」（107~117年）

3.「場址詳細調查與試驗階段」（118~127年）

4.「處置場設計與安全分析評估階段」（128~133年）

5.「處置場建造階段」 （134~144年）

現階段為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，台電公司彙整過去研發成果於98年提報「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2009報告)並經原子能委員會於99年核備，達成本階段的第一項里程碑。台電公司持續推展「用過核子燃料最終處置計畫」,積極進行必要之潛在處置母岩特性調查與處置技術研發工作，完成「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2017報告)，並於執行國際同儕審查後，於106年底前陳報原子能委員會審查，以確認本階段高放射性廢棄物最終處置技術已具備可行性，達成本階段第二項里程碑。

為達成本階段之2項里程碑，台電公司委由工研院進行「臺灣地質環境」相關研究，由林鎮國博士、謝佩珊博士、林蔚博士與董倫道博士等人完成「區域環境地質」、「地質處置合適性研究」與「花崗岩深層地質特性」等研究；台電公司委由核研所進行「處置設計與工程技術」與「安全評估」相關研究，由施建樑副所長、張淑君組長、張清土組長、吳元傑副組長、曾漢湘分組長、蔡翠玲博士與曾憶涵工程師等人，完成「輻射源項及核種特性研究」、「處置概念與系統設計技術」、「廢棄物罐研發技術」、「緩衝與回填材料研發技術」、「SNFD2017報告安全評估案例與參數敏感度分析」、「安全評估流程建立與方法研究」與「安全評估分析模式建立與執行」等研究。

主管機關原能會要求SNFD2017報告，須於106年底提送前進行國際同儕審查。由國際上相關領域之專家學者組成審查委員會，審視報告內容，以確保報告品質及技術水準與國際接軌，前述審查委員會由德國核廢料委員會Michael Sailer博士擔任主席，協同OECD/NEA放射性廢棄物管理組長Hans Riotte博士、東京大學地震研究所Hiromichi Higashihara教授、JAEA地下實驗室顧問Kenji Amano博士、Andra處置設施封閉後安全評估組長Lise Griffault-Sellinger博士、STUK放射性廢棄物安全評估組長Jaakko Leino博士與MCM Environmental主席兼資深顧問Tara Beattie博士，針對SNFD2017報告進行審查，並提出2批次之審查意見，最後提出審查結論報告。

中英文對照表

英文(A-Z排序)	縮寫	中文翻譯
3 dimensional Distinct Element Code	-	3DEC程式
Alligator Rivers Analogue Project	ARAP	昆嘎拉鈾礦床研究計畫
Assemblies	-	組件
Assessment Context	-	評估範圍
Assessment Modeling Flow	AMF	安全評估模式鏈
Biosphere Dose Conversion Factors	BDCFs	生物圈劑量轉換係數
BIOsphere Modeling and ASSessment	BIOMASS	生物圈輻射劑量評估
Boiling Water Reactor	BWR	沸水式反應器
Changle-Nanao Deep Fault Zone, China	CNFZ	長樂-南澳深斷裂帶
Chingshui geothermal	-	清水地熱
Cigar Lake	-	雪茄湖
Crack Initiation Stress	-	裂縫起始應力
Creep	-	潛變
Creep Strain	-	潛應變
Critical Fracture Size	CFS	臨界裂隙大小
Cui-Feng Lake	-	翠峰湖
Deep Geological Disposal	-	深層地質處置
Deprotonation	-	去質子作用
Direct Time Domain Particle Tracking Method	DTDPT	直接時間質點追蹤法
Discrete Fracture Network	DFN	離散裂隙網路
Double Shield Type	-	雙盾型
Drill and Blast	-	鑽炸工法
Earth Pressure Balanced Type	-	土壓平衡型
East China Sea	ECS	東海
Eastern Volcanic Chain of NLZA	NLZA-E	北呂宋島弧之東火山島鏈
Encapsulation	-	封裝場
Engineered Barrier System	EBS	工程障壁系統
Enrichment	-	濃化
Eurasian Plate	EAP	歐亞板塊
European Commission	-	歐盟執行委員會
Excavation Damage Zone	EDZ	開挖擾動帶
Extend Full Perimeter Intersection	EFPI	處置孔全周長截切
Extended Full Perimeter Criterion	EFPC	處置孔截切廢孔準則

英文(A-Z排序)	縮寫	中文翻譯
extrusion	-	擠壓成型
Feature, Event, Process	FEPs	特徵/事件/作用
Fission-track dating age (MaBP) of Apatite	FTD-Ap	磷灰石核飛跡定年數值
Fission-track dating age (MaBP) of Zircon	FTD-Zrn	鋯石核飛跡定年數值
Friction Stir Welding	FSW	摩擦攪拌銲接
Full Perimeter Criterion	FPC	處置隧道截切廢孔準則
Full Perimeter Intersection	FPI	處置隧道全周長截切
Gas Permeability	-	氣體滲透性
Geosphere-Biosphere Interface	GBI	生物圈之交界面
Global Position System	GPS	全球衛星定位系統
Graded Approach	-	分級作法
Half Life	-	半衰期
Heping	-	和平
Heping River		和平溪，又稱大濁水溪
Heren	-	和仁
Hsincheng	-	新城
Hualien	-	花蓮
Hydraulic Tests on Pre-existing Fractures Method	HTPF	既存裂隙水力法
Hydraulic Pulse Test	-	水力脈衝試驗
Hydroxyl	-	表面羥族
International Commission on Radiological Protection	ICRP	國際放射防護委員會
International Society for Rock Mechanics	ISRM	國際岩石力學學會
Ingot	-	銅鑄錠
Interaction Matrix	-	交互作用矩陣
Intergovernmental Panel on Climate Change	IPCC	聯合國政府間氣候變化專門委員會
International Review Team	IRT	國際審查小組
International Atomic Energy Agency	IAEA	國際原子能總署
Japan Atomic Energy Commission	JAEC	日本原子力安全委員會
Japan Nuclear Cycle Development Institute	JNC	日本核子燃料循環開發機構
Keelung Volcano Group	KVG	基隆火山群
Koongarra	-	昆嘎拉

英文(A-Z排序)	縮寫	中文翻譯
Korea Atomic Energy Research Institute	KAERI	韓國原子力研究所
Kueishantao Island	KST	龜山島
Kuanyin Gravity High	KYH	觀音重力高區
Lanyang River	-	蘭陽溪
Last Glacial Maximum	LGM	末次冰盛期
Liangli River	-	良里溪，又稱和仁溪
Liwu River	-	立霧溪
Matrix Porosity	-	基質的孔隙率
Manila Trench	MLT	馬尼拉海溝
Meilun River	-	美崙溪
Micro-CT	-	微電腦斷層掃描
Ministry of Employment and Economy	-	職業暨經濟部
Monte Carlo N-Particle	MCNP	蒙地卡羅法屏蔽分析程式
Montmorillonite	-	蒙脫石
Mt. Chilan	-	棲蘭山
Mt. Dabajian	-	大霸尖山
Mt. Hehuan	-	合歡山
Mt. Nanhu	-	南湖大山
Mt. Nenggao	-	能高山
Mt. Qilai	-	奇萊山
Mt. Sansing	-	三星山
Mt. Zhongyangjian	-	中央尖山
Multi-Barrier System	MBS	多重障壁系統
Nanao	-	南澳
Nanao River	-	南澳溪
National Oceanic and Atmospheric Administration	NOAA	美國國家海洋暨大氣總署
Natural Barrier System	NBS	天然障壁系統
New Austrian Tunneling Method	NATM	新奧工法
North Luzon Arc	NLZA	北呂宋島弧
Northern Taiwan Volcanic Zone	NTVZ	臺灣北部火山活動帶
Nuclear Decommissioning Authority	NDA	英國核設施除役管理局
Nuclear Safety Authority	ASN	法國原子能安全委員會
Oak Ridge National Laboratory	ORNL	美國橡樹嶺國家實驗室
Okchon Fold Belt	-	沃川褶皺帶
Okinawa Trough	OT	沖繩海槽

英文(A-Z排序)	縮寫	中文翻譯
Oklo	-	奧克羅
Open-Type	-	開放式
Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency	OECD/NEA	經濟合作暨發展組織/核能署
Peikang Gravity High	PKH	北港重力高區
Philippine Sea Plate	PSP	菲律賓海板塊
Pierce-and-Draw	-	穿刺成形
Pingtan-Dongshan Deep Fault Zone, China	PDFZ	平潭-東山深斷裂帶
Pingtan-Dongshan Metamorphic Belt, China	PDMB	平潭-東山變質帶
Preliminary Safety Assessment Report	PSAR	初步安全分析報告
Pressurized Water Reactor	PWR	壓水式反應器
Protonation	-	質子化作用
Pulse	-	脈衝
Radiation Dose	-	輻射劑量
Radiation Risk	-	輻射風險
Radioprotection and Nuclear Safety Institute	IRSN	法國輻射防護與原子能安全研究所
Reactivation	-	再活化
Redox Eperiment	REX	氧化還原實驗
Road Header	RH	旋臂式鑽掘機
Roll-Forming	-	滾壓成型
Ryukyu Arc	RKA	琉球島弧
Ryukyu Trench	RKT	琉球海溝
Safety Case	-	安全論證
Sanjhan River	-	三棧溪
Satellite Altimetry Data	ALT	衛星測高數據
Single Fracture Dispersion Model	SFDM	單一裂隙延散模式
Single Shield Type	-	單盾型
Site Descriptive Model	SDM	場址描述模型
Slurry Pressure Balanced Type	-	泥水加壓型
Smooth Blasting	-	平滑爆破
South China Sea	SCS	南中國海
South China Sea Plate	SCP	南中國海板塊
Southeastern Coast Magmatic Belt, China	SCMB	華南濱海火成帶
Southwest Research Institute	SwRI	美國德州西南研究所

英文(A-Z排序)	縮寫	中文翻譯
Suao	-	蘇澳
Suao River		蘇澳溪
Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company	SKB	瑞典核子燃料及廢棄物管理公司
Tainan Basin	TNB	臺南盆地
Taishi Basin	TSB	臺西盆地
Tananao Complex and Metamorphic Belt	TCMB	大南澳變質雜岩帶
Tatun Volcano Group	TVG	大屯火山群
The National Review Board	-	國家審查委員會
The Quaternary Ryukyu Volcanic Front	QRVF	第四紀琉球火山前緣
The Southernmost Part of Okinawa Trough	SPOT	沖繩海槽最南端
The Western Edge of the northward subducting PSP in the northern Taiwan	WEP	菲律賓海板塊向北隱沒至臺灣北部地區的西部邊緣線
Thermal-Hydraulic-Mechanic-Chemical	THMC	熱-水-力-化
Tienhsiang	-	天祥
Tornado Chart	-	龍捲風圖
Transmissivity	-	導水係數
Transuranic Elements	TRU	超鈾元素
Tuchang	-	土場
Tungao	-	東澳
Tunnel Boring Machine	TBM	全斷面隧道鑽掘機
Waste Isolation Pilot Plant	WIPP	美國新墨西哥州廢棄物隔離先導廠
Western Volcanic Chain of NLZA	NLZA-W	北呂宋島弧之西火山島鏈
Wire Cutting	-	線切工法

(此頁為空白頁)

用過核子燃料最終處置計畫
潛在處置母岩特性調查與評估階段
「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」
執行摘要

1.計畫緣起與目的

用過核子燃料是核能發電衍生的必然產物，在我國努力朝向非核家園政策的同時，用過核子燃料最終處置(Spent Nuclear Fuel Final Disposal, 簡稱SNFD)安全問題亦成為公眾關切的議題。台電公司自1986年起即積極展開相關研究計畫，以尋求妥善的解決之道。計畫的整體策略在於循序發展必要的處置技術，使處置安全符合國際水準，以落實保障公眾健康與維護環境品質的最終目標。

台電公司遵照「放射性物料管理法施行細則」第37條之規定，提報「用過核子燃料最終處置計畫書」，說明具體計畫推動措施，並經主管機關核定後，切實依計畫時程執行。依計畫書之規劃，2005年至2017年為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」。現階段任務目標為：(1)完成我國潛在處置母岩特性調查；(2)建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。為管控計畫進度成效與彙整跨領域技術成果，階段計畫執行期間，設定2個里程碑，即分別於2009年完成「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告(簡稱SNFD2009報告)」與2017年完成「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(簡稱本報告)」主報告1冊、技術支援報告3冊，以及相關研究報告與資料等。提出報告的目的在於總結階段性的計畫成果，說明我國處置技術發展的進度與能力。本報告即為SNFD2017主報告。

台電公司前已於2009年提出SNFD2009報告，並經主管機關原子能委員會同意核備。該報告重要結論與建議簡述如下：

(1) 地質環境調查技術發展

執行潛在處置母岩基本特性研究，顯示國內具有潛在處置母岩包括結晶岩類(花崗岩為主)、泥岩類及中生代基盤岩類等3類。並就

地質特性及資源開採使用性評估，建議現階段比較可行的潛在處置母岩係以花崗岩為優先考量。研究顯示臺灣地區雖處於地質不穩定帶，但活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性。除了離島地區岩體位於長期穩定地塊外，分布於板塊邊界之本島結晶岩類區域，亦具有至少百萬年的長期穩定潛力。結論指出本島亦可能存在潛在母岩，惟其合適性仍須進一步研究確認。

(2) 功能/安全評估技術發展

在處置設施「多重障壁」安全功能概念的發展方面，採用國際上先進的處置概念作為我國工程障壁之參考設計。由國際上工程障壁驗證經驗，以及在地下實驗室進行實體處置技術研究與展示的實績，說明此地質處置工程技術已具可行性。未來可以配合我國地質條件進行工程設計後續本土化研究。對於功能/安全分析技術初步評估結果顯示，所建置之整合調查的作業流程可以根據處置設施之地質概念及核種遷移模型，發展全系統評估之近場、遠場和生物圈模式，並以模式鏈方式進行全系統的初步案例分析，建立安全評估技術。

台電公司提出本報告之目的，在於總結評估「潛在處置母岩特性調查與評估階段」的技術可行性。對此，主管機關原子能委員會亦特別提出3項管制要求，包括說明：

(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置。

(2) 地質處置技術能力是否完備。

(3) 地質處置設施長期安全性之評估技術是否建立。

台電公司參考國內外技術發展經驗，將用過核子燃料最終處置計畫之技術發展，概略劃分為「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」3大技術領域，並投入適當的經費與整合國內專業團隊進行研發。本報告亦以此3大技術領域為主軸，進行成果彙整，以落實前述3項管制要求。

2.處置安全原理與法規要求

深層地質處置為國際公認適於用過核子燃料之可行處置方式。深層地質處置係將用過核子燃料處置於「多重障壁」的處置設施及穩定地層的深處，結合妥善的工程措施與地層的遲滯特性與深度，發揮隔離(使地表的地質作用與人類活動不會影響地下的處置設施)、圍阻(使處置設施中的放射性物質不易釋出到地層)與遲滯(有效遲滯放射性核種的釋出與遷移，使放射性物質在影響人類生活環境之前，已衰變到對人體健康無害的程度)的功能。

在用過核子燃料最終處置的安全劑量與風險標準方面，原子能委員會發布之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」為我國用過核子燃料最終處置應依循之法規。明定高放射性廢棄物處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv；且應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。所謂的個人年風險為：高放處置設施每年發生意外事件之機率與關鍵群體中個人因該事件接受輻射劑量造成罹患致死癌症機率之乘積。根據國際輻射防護委員會所發行之國際放射防護委員會第60號規範，輻射劑量造成致死癌症之風險值為0.073 Sv^{-1}。本報告即依上述相關規定做為安全評估之基準。

在用過核子燃料最終處置的安全評估時間尺度方面，依據國際輻射防護委員會所發行的國際放射防護委員會第122號報告，應確保未來世代的個人或是群體可與我們現代人具備一致的防護水準。由於核子燃料屬於人為再製產品，用過核子燃料所殘留的長半衰期鋼系元素及活化元素之安全影響，約在25萬年後，可衰減至與天然鈾礦相同水平，若一併考慮核子燃料濃縮製程所殘留的耗乏鈾，則約在100萬年後趨於與天然鈾礦相當的水平。準此，本報告以100萬年作為安全評估時間尺度，以確保用過核子燃料最終處置可達到對民眾及未來世代的安全要求。

3.臺灣地質環境

原子能委員會發布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，規定應考量下列母岩特性：(1)母岩深度距離地表300 m以上；(2)母岩具有適當厚度與側向分布範圍足以容納處置場地下設施；(3)母岩熱力學性質利於移除高放射性廢棄物產生之衰變熱(4)母岩水文性質具有低水力傳導度與低滲透性；(5)母岩力學性質利於處置設施之安全建造、營運與封閉；(6)母岩化學性質具有沉澱、吸附或遲滯放射性核種遷移之能力。

本報告的任務目標，即在於依循法規與管制要求，釐清臺灣地區能否找到合適的花崗岩進行深層地質處置。對此，本計畫首先從宏觀尺度進行臺灣地質環境特徵及地體構造之分析。從對於臺灣在板塊運動地質時間尺度的瞭解中，可以合理的預期臺灣未來100萬年之地體構造體系，仍會受制於東北部的琉球島弧系統、南部的呂宋島弧系統、菲律賓海板塊之西北向的持續性移動，以及其移動所產生的弧陸碰撞造山運動所制約。因此，在臺灣南段，弧陸碰撞造山運動仍將持續進行，山脈逐漸升高，且臺灣南南東外海的海岸山脈、綠島、蘭嶼，將逐漸靠近臺灣。而在臺灣中段，因南段之弧陸碰撞造山運動，與北段之菲律賓海板塊向北隱沒的琉球島弧系統互相制衡，造山運動接近穩定狀態。在臺灣北段，則隨著菲律賓海板塊持續向西北隱沒，山脈逐漸坍塌、沉陷，菲律賓海板塊西側隱沒邊界的位置將逐漸往西南遷移。亦即現今臺灣北部的高山未來將可能下降成丘陵，最終沈於海底，埋藏在琉球島弧的下方。惟上述研究發現仍將配合整體計畫進程，持續深入觀測、研究並驗證。

本報告在深層地質處置合適性研究方面，依據臺灣的地質條件，綜整重要的自然影響因子，包括(1)火山作用；(2)斷層與地震活動；(3)泥貫作用；(4)抬升與沉陷；(5)氣候與海平面變遷。分析上述因子顯示，火山作用、斷層與地震活動、泥貫作用，屬於突發性的自然影響因子。這些自然影響因子在地理分布具有侷限性，可經由過去的空

間分布與活動紀錄等研究，合理劃分未來100萬年可能影響的範圍。而抬升與沉陷、氣候與海平面變遷，則屬於持續性的自然影響因子，可透過短期、中期、長期之地形與地質紀錄，結合安全評估論證對處置設施可能造成的影響。另外，天然資源探採為人類無意闖入處置設施的可能主因，一旦發生此行為，將對處置設施產生不利的影響。因此，後續階段處置設施的選址考量，需遠離已知或是具開採價值潛能的天然資源地區。

針對潛在處置母岩的研究方面，現階段前期研究已指出結晶岩類(花崗岩為主)、泥岩類及中生代基盤岩類是臺灣地區潛在的3種處置母岩。目前，除進行研究文獻分析外，並運用已發展的空中磁測、大地電磁、地電阻、微震觀測解析、衛星定位系統觀測解析等大區域調查技術及文獻資料的蒐集研析，針對臺灣地區潛在的3種處置母岩，完成岩體分布研究及特性比較。

(1) 花崗岩

臺灣花崗岩分布於東部中央山脈，以及西部離島(包括金門、馬祖、烏坵等花崗岩島嶼)出露。針對臺灣花崗岩潛在處置母岩地區之大地構造環境與地質圈特性(含氣候變遷與海平面變化、地下水流特性等)，進行綜合論述如下：

(a) 大地構造環境：西部離島花崗岩區屬於數千萬年長期穩定的大地構造環境；而本島東部花崗岩區位處於琉球島弧及呂宋島弧2個弧溝系統的交界處。

(b) 地質圈特性：西部離島花崗岩區之地質圈特性相較於本島東部花崗岩區，現今已無火山活動、斷層活動及地震活動，亦無顯著的抬升與沉陷作用，但較易受到氣候與海平面變遷影響。臺灣本島東部花崗岩體，大多被巨大的大理岩或片岩所圍繞，臺灣本島部分東部花崗岩體，目前具有沉陷的趨勢，將逐漸遠離人類生活圈，對長時間尺度的氣候變遷及海平面變化的敏感度較低。

臺灣本島及西部離島花崗岩區，除了位於臺灣東南部地熱區的大崙花崗岩體外，至今均未發現法規禁止的天然因子，均可考量作為地質處置設施的母岩。臺灣本島及西部離島花崗岩均有至少百萬年的長期穩定潛力，且具備可調查性和可預測性，可作為臺灣地質處置設施的考量對象。

(2) 泥岩

臺灣地區的泥岩分布在西南部平原區地下和麓山帶，以及海岸山脈等地，屬於未變質的泥岩層。另外，在雪山山脈及中央山脈亦有出露，屬於輕度變質的泥質岩層(岩性包括硬頁岩與板岩等)。臺灣地區的泥岩雖然分布很廣，以西南部泥岩因質地較好，曾被考量為潛在的處置母岩。透過本報告研究顯示，臺灣西南部地區活動構造多、地層隆升快且剝蝕率高，在山區多形成泥岩惡地。此外，臺灣西南部地區地震震源深度淺、災害性地震頻率高、泥岩層中夾有富含甲烷及二氧化碳的天然氣儲存層、主要構造帶沿線有泥火山噴發現象，這些特性乃是以泥岩為處置母岩需考慮的影響條件。在中央山脈的泥質岩層方面，其不利條件包含地形險峻、順著硬頁岩與板岩的葉理構造形成許多剪切帶與破碎帶、且受高雨量及風化作用影響，而具有較高的剝蝕率等。

(3) 中生代基盤岩

臺灣地區除花崗岩與泥岩外，其他具有處置母岩潛力的岩層，為分布於西部海域及平原區新生代沉積岩層下方的中生代基盤岩。中生代基盤岩屬於華南中生代地層的延伸，分布在西部離島花崗岩區(金門、馬祖、烏坵地區)、澎湖地台(即澎湖群島)、北港高區(臺灣西南部平原區及海域)及觀音高區(臺灣西北區海域)，以及中央山脈東側大南澳片岩帶(臺灣東部宜蘭至花蓮一帶)等處之地下岩層。

臺灣西部海域及平原區新生代沉積岩層下方的中生代基盤岩屬於相當穩定的地層，但其深度大多位於海下1,000 m深度以下，越往本島延伸越深(西部平原下超過2,000 m深)。雖然海面下中生代基盤深度可能較淺，但鑑於海域調查所費昂貴，欲取得大範

圍海域中生代基盤岩之地下地質、構造、水文地質、地球化學及氣體等特性參數，目前國內並無相關海上調查設備與操作經驗，僅中油公司曾耗費鉅資在特定油氣潛能區進行探勘工作。故處置計畫短期間除已完成之空中磁測解析外，尚無足夠社經條件進行深井鑽探、井下試驗及海上震測等調查作業，故僅能根據空中磁測資料進行岩層及構造分布之資料解析。

本報告彙整研究成果進行我國潛在處置母岩長期穩定性綜合比較。結果顯示臺灣西部離島花崗岩區及本島東部花崗岩區均有千萬年以上或至少百萬年的長期穩定潛力，較具可調查性和可預測性。相較之下，泥岩形成年代最短、地質不穩定條件最多。而中生代基盤岩雖屬於相當穩定的地層，除臺灣海峽部分區域外，均位於海平面以下1,000 m，且越往本島延伸越深(至西部平原下，深度已超過2,000 m)。中生代基盤岩分布深度已超出目前坑道式深層地質處置概念設計的建議深度(300 m至1,000 m)，故坑道式深層地質處置類型之坑道開挖工程可行性較低，但具有其他處置概念(如深孔式地質處置)的可能性。雖然國際上於最近幾年有深孔處置概念的技術發展，其處置深度可深達5,000 m，但是否具體可行仍待持續觀察。綜上結論，本報告經過系統化分析評估，明確建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是臺灣目前具潛能，且本島及離島皆有分布的處置母岩；至於中生代基盤岩仍需持續關注進行研究，以探討其未來處置可行性。潛在母岩地質調查技術可行性評估，已證實可將相關地質調查資訊與地質概念模型，實際應用於處置設施設計概念發展與安全評估技術發展。

針對本報告所建議具潛能之花崗岩，在地質條件方面，研究顯示臺灣本島東部花崗岩區已知岩體出露範圍，主要分布於宜蘭、花蓮及臺東；西部離島花崗岩區之岩體主要分布於金門、馬祖、及烏坵。臺灣地區花崗岩體地表出露面積，應足以提供評估是否具備建構處置設施的地質條件。綜上所述，現階段的研究顯示臺灣存在有合適的花崗

岩體，其岩體尺寸及地質特性，具備提供後續進行深層地質處置研究的潛力。

本報告在處置母岩調查技術發展方面，過去幾年中，曾針對西部離島花崗岩區進行深入研究。發現金門、馬祖及烏坵具有類似的地質演化環境及常見的基性岩脈群特徵。金門地區的鑽井研究提供潛在母岩特性調查技術發展的基礎。依區域環境地質演化觀點的描述及金門東部地表及岩心樣品定年的分析結果，可推測離島花崗岩區之地質演化過程。現階段研究計畫在金門島東部已發展詳細的地質調查技術，獲得許多該地區相關地質特性資訊，運用這些資料建立「SNFD2017參考案例」，提供概念設計與安全評估技術發展之應用。「SNFD2017參考案例」所使用之母岩特性調查主要參數成果，包括地質單元、水力特性、裂隙特性、力學特性、熱學特性、化學特性、礦物組成、酸鹼值與氧化還原電位、化學反應方程式及地下水化學組成與狀態等。

4.處置設計與工程技術

深層地質處置與多重障壁是維繫處置設施長期安全的基本設計原則。用過核子燃料最終處置設施整體而言，指位於地表下適當之深度及地質環境，能長期將放射性核種與生物圈安全隔離之設施，包括相關地表與地下坑道處置作業區之建物、結構體與設備，以及隔離高放射性廢棄物之地下處置區域。而多重障壁則指用以圍阻或遲滯放射性核種瀝濾、洩漏與遷移，包括廢棄物罐、緩衝材料與回填材料，以及地層等工程及天然障壁之多重組合。本報告的呈現即在於致力備妥相關技術，達成說明地質處置技術能力是否完備。

台電公司目前規劃用過核子燃料以直接處置為原則，而處置母岩以花崗岩為優先考量，故從SNFD2009報告起即引進瑞典的先進技術做為處置技術能力發展(含設計與製造技術)的參考。優先參考瑞典經驗的理由在於該國是目前國際上用過核子燃料進程較快的國家，技術先進完備且經過實驗驗證、核能規模與我國相近、母岩為花崗岩、用過核子燃料採直接處置等。此外，瑞典相關技術已相當成熟、研究資料豐富健全且透明，並已實際應用於處置設施建造執照申請。故對於我國現階段的處置計畫發展，極具參考價值。參考國際先進成熟技術經驗，轉化為本土可行技術，將有助於提升處置設施安全性，達到國際水準，增進公眾對於處置安全的信心。本報告亦延續與瑞典國際合作的關係，持續發展相關技術，藉以驗證現階段處置工程設計概念之掌握能力，俾利於後續逐步推動處置工程作業。

本報告中對於處置技術能力完備性的確認，主要係落實於整體處置設施設計流程的建立：

(1) 引進國際先進設計技術本土化與最適化；

(2) 進行設計需求擬定，以探討影響處置概念的內部(燃料)與外部(地質、地震等)因素，進而於未來進行細部設計參數之研究與確定；

(3) 執行處置系統組件製造、分析及測試，以說明我國已能運作深層地質處置系統的安全驗證工作，並由驗證過程確認問題核心與重點，以供我國未來工程本土化時，能對設計工作有效執行；

(4) 確認處置設施於國內建造與管理之可行性，由處置設施建造與運轉流程，研究我國既有的工程與設施運轉經驗之移植方式，使處置工程能得以落實。

處置計畫現階段為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，至後續階段才會執行選址程序。在尚無特定場址資訊的情況下，本報告整體的技術測試策略是藉由結合「SNFD2017參考案例」資訊與瑞典先進處置經驗進行分析，以具體展現我國已建立階段性的用過核子燃料處置能力。

在建立用過核子燃料特性的評估能力方面，本報告完成燃料存量與源項資訊的評估工作。

在建立處置設施之設計需求與概念設計參數方面，本報告完成下列各項技術發展工作：

(1) 廢棄物罐基本設計需求：說明基本設計需求，內容涵蓋抗圍壓條件、抗剪力條件、力學接受標準、廢棄物罐表面輻射劑量率與核子臨界；

(2) 廢棄物罐設計參數：說明廢棄物罐設計參數，包含銅殼與鑄鐵內襯之幾何與材料規格；

(3) 緩衝材料設計參數：說明緩衝材料設計參數，包含處置孔幾何尺寸與材料規格；

(4) 回填材料設計參數：說明回填材料設計參數，包含材料規格等；

(5) 處置設施配置設計參數：說明依照SNFD2017參考案例之地質、地震參數所建立處置設施配置，包含配置幾何設計、設施位置示意圖與配置圖等。

在處置設施設計之概念發展方面，本報告特別強化處置孔配置設計技術。依據我國預估之廢棄物罐數量，結合本土地質及大地構造條

件，發展處置孔配置設計技術。考量的影響因素包括：岩性、地下水流、鑽孔品質及裂隙等。同時亦評估處置孔間距受熱影響與受裂隙截切影響下，選定參考處置設施位置，並配合參考處置設施位置擬定設計參數。現階段之發展處置概念處置孔之規格與配置，後續仍可依處置施工機具與廢棄物罐、緩衝材料安裝施工空間而調整。此外，本報告亦對地表設施、聯通設施、處置隧道之封塞設計等的可行方案提出說明。

在處置設計概念的長期安全餘裕驗證方面，本報告完成下列各項工作：

(1) 廢棄物罐抗腐蝕性能：說明廢棄物罐在地下環境，長期仍可維持相當厚度；

(2) 廢棄物罐抗壓性能：說明廢棄物罐受到地下壓力，仍保持完整；

(3) 廢棄物罐表面劑量率分析：說明廢棄物罐表面劑量率符合法規限值；

(4) 處置隧道地震分析：說明處置隧道在運轉時期，地震作用下仍可維持穩定；

(5) 廢棄物罐受地震引致剪力位移分析：根據分析內容，強調地震導致特定大小裂隙剪位移過大的問題，可以透過調查與工程配置調整，避開剪位移過大之裂隙；

(6) 工程障壁受地震引致震動測試：說明廢棄物罐與緩衝材料受到地震引致之震動，不會發生破壞或是不穩定的現象；

(7) 廢棄物罐沉陷評估：說明廢棄物罐長期作用下，對緩衝材料沉陷量影響輕微；

(8) 隧道岩體潛變評估：說明結晶岩體的處置隧道，長期潛變幅度非常微少；

(9) 腐蝕對緩衝材料體積穩定之影響評估：說明腐蝕產物對緩衝材料體積穩定並無影響；

(10) 膨潤土體積穩定影響評估：說明地下水侵蝕對處置隧道回填的膨潤土體積影響不大。

在處置設施建造技術發展方面，本報告完成下列各項工作之技術測試與可行性評估：(1)廢棄物罐銅殼採無氧銅擠壓製造；(2)鑄鐵內襯採球墨鑄鐵製造；(3)廢棄物罐銅殼與銅蓋之銲接，採用自動化摩擦攪拌銲接；(4)隧道施工技術可採鑽炸工法、機械式開挖或線切工法，施工時應減少岩體擾動，並可採用輔助工法降低施工災害之風險。對於處置設施建造技術之掌握，是實踐工程設計的關鍵，對未來工程品質把關的必要途徑，並可促使國內相關產業投入，以逐漸提升我國產業層次。

在處置設施運轉作業流程與管理措施規劃方面，本報告完成運轉與封閉階段之技術需求與可行性評估：(1)處置場作業流程；(2)燃料運輸流程；(3)再取出流程；(4)封閉流程。說明管理措施包括：(1)設計、製造、安裝施工的工程障壁系統及處置設施品質管制；(2)建造前後、運轉期間與封閉後之監測；(3)環境管理監測；(4)作業人員保護；(5)運轉期間核子保防。相關成果可檢核我國最終處置目標與期程的可行性，並強化設計需求的考量。

本報告在處置設施設計概念技術發展的研究過程中，建立了處置設施設計所需之計算工具、數值模式、測試技術、評估方法。藉由彙整國內與國際研究資訊及分析參數，實際演練並經國內外專家檢視，確認我國處置工程發展的技術能力，作為後續處置設計與建造本土化奠定基礎。

5.安全評估

安全評估主要係針對處置設施安全功能進行分析與評估，以研判可能的行為與影響，其中深層地質處置概念主要的安全功能是圍阻用過核子燃料於多重障壁系統中。若廢棄物罐失效，多重障壁系統仍可發揮遲滯的安全功能，延緩從廢棄物罐釋出的放射性核種對生物圈的影響。在國際已趨於成熟的地層處置技術，都著重發展圍阻與遲滯之安全功能。故安全評估以系統化的邏輯方法，並以系統化的邏輯方法，歸納分析處置設施的場址特性對工程設計長期演化條件，評估處置設施在未來可能造成潛在曝露所導致之健康危害風險的不確定性，建構符合安全要求與可信的整體評估過程，以使未來世代的防護水準能與當代相同。

發展地質處置設施長期安全評估技術能力為本報告之重點任務。發展系統性的安全評估方法論，是支持處置設施安全論證的核心措施。為此，考量我國的國情實況與技術發展需求，台電公司遂與瑞典SKB進行國際合作，引進瑞典實際應用於處置設施建造執照申請案的安全評估方法論，並轉化為本土的能力儲備與科學技術基準。落實與深化此方法論將有助於我國的安全評估能力，加速達到國際先進水準。並藉由彙整眾多的科研證據達到可論證的演化，完成處置系統安全功能設計最佳化、情節分析合理且妥善，以及通過品質與不確定性的管理。而量化的安全評估結果可輔以說明處置設施的風險基準。最後，透過資訊公開，可助於各階段計畫目標決策與溝通規劃。

本報告中安全評估方法起始於檢視與篩選可能影響處置設施功能與安全的特徵/事件/作用(Feature, Event, Process, 簡稱FEPs)，並透過大量研究各種影響因素與處置設施交互作用之分析，可在工程設計前提與地質初始條件下訂定處置設施子系統之安全功能指標，並以冰河循環概念建構處置設施於100萬年安全評估時間尺度內的參考演化。在情節建構技術中組合可能發生的各種情節及案例，利用發展的數值分析模式鏈整合分析能力，量化個別情節與案例對處置設施可能

之輻射劑量影響。最後，綜整分析各種情節之影響而得到安全評估結論，包括風險危害程度及不確定性分析。

本報告中所建立的安全評估方法論，主要特色為依據國內的本土環境特性，建立初始外部條件之FEPs，並廣泛汲取國際科學研究與應用國內技術發展成果，建立內部作用FEPs。研究對處置設施內部作用主要產生的可能潛在效應，建構處置設施對未來100萬年參考演化的基本框架。同時也配合國內處置法規與國際規範，發展對處置設施廢棄物罐失效的主要情節，研究放射性核種釋出機制，以及於地質圈、生物圈的傳輸、遲滯與遷移機制，達到對處置設施周圍關鍵群體危害風險的量化評估目的。

在我國尚未進行選址的情況下，以本土條件建置「SNFD2017參考案例」，建構地質概念模式與特性數據。另外，再參考瑞典處置概念工程障壁與處置設施長期穩定性的研究論證，具體展現我國已具備地質處置設施長期安全性的評估技術能力。本報告所建立之地質處置設施長期安全性評估技術，重要成果說明如後。

5.1 「臺灣特徵/事件/作用(FEPs)資料庫」建置之技術可行性評估

FEPs資料庫的建置可釐清影響處置系統功能的潛在因素。而透過FEPs的關聯性與交互影響評估，可組合成多種的處置情節，以利進行安全評估。「臺灣FEPs資料庫」的建置是本報告的重要成果之一。該資料庫參考國際先進經驗，並依據臺灣地理環境特性、社會活動習性，考量花崗岩做為潛在母岩，採用深層地質處置概念，完成418項FEPs條目之建置。「臺灣FEPs資料庫」架構分為5大類，包括：(1)初始狀態，用以探討工程障壁的耐受能力或工程與製造的一般性偏差問題；(2)內部作用與(3)內部變數，用以探討燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈、處置隧道等相關受熱-水力-力學-化學耦合之長期作用及變數；(4)生物圈，探討熱、水文、物理、化學、放射、遷移及擾動等之作用；(5)外部條件則根據臺灣區域特性、本土調查與NEA相關經驗，建置氣候相關議題、大規模地質作用、未來人類活動及其他。

本報告配合「SNFD2017參考案例」，由「臺灣FEPs資料庫」篩選出可能的影響因素，採用本土的深層地質調查數據，進行內部作用的交互影響分析及熱-水力-力學-化學耦合作用模擬或實驗。成果進而提供安全功能、參考演化與情節分析、安全評估量化技術發展等應用。

5.2 參考演化研究之技術可行性評估

本報告安全評估係以100萬年為時間尺度，建構處置設施在未來100萬年的參考演化時，係採用冰河循環氣候為基本框架理論，其中，亦考量全球暖化造成氣候變異。另外，有關極端全球暖化則以個別情節案例進行獨立探討。

本報告完成全球古氣候文獻回顧，並依據臺灣外部條件，初始設定100萬年間的參考演化時間框架為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段；(3)剩餘冰河期；(4)接續冰河週期等4個階段。並區分生物圈、近場熱分布、水文地質、岩石力學、化學條件、緩衝材料與回填材料及廢棄物罐演化等主題。以「SNFD2017參考案例」進行各時期的內部交互作用機制研究。參考演化研究的具體成果說明如下：

(1) 生物圈：參照國際原子能總署研究案經驗，分別發展建立封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期之生物圈概念模型，另對於全球暖化的議題，亦發展建立全球暖化之生物圈概念模型。

(2) 近場熱分布：處置設施中的用過核子燃料具有衰變熱，已運用專業程式進行用過核子燃料耗乏與衰變熱之特性計算，以及建構數值模型進行處置孔間距間的周圍母岩溫度變化分析。完成處置設施封閉後處置孔近場溫度分布計算，具體回饋在深層地質處置概念下，初步可確保膨潤土最高溫度不會超過安全功能指標。

(3) 水文地質：探討參考演化各個時期對水文地質可能造成的影響機制與行為，如地表水往下移動與深層鹽水上移、水文地球化學等。引進瑞典經實驗驗證之模式建立孔隙介質與裂隙介質流場分析能力，並以「SNFD2017參考案例」之岩體裂隙與水文參數為研究標的，建立與安全評估量化分析所需之處置孔位置相關參數連

結。包括初始通量、平流速度及等效流率，以及處置孔至地質圈與生物圈介面之粒子軌跡路徑分析結果。

(4) 岩石力學：探討岩石力學在參考演化各個時期的影響機制與行為，如於熱、地下水及應力交互作用下，對力學穩定性及裂隙導水度之影響。在研究板塊運動造成應力變化的主要課題中，建立地震模擬、裂隙剪力位移分析及廢棄物罐剪切破壞分析等技術能力。

(5) 化學條件：水文地球化學是決定潛在場址是否適合進行深層地質處置的重要特性，地下水的酸鹼度及氧化還原條件可影響工程障壁與天然障壁能否發揮圍阻與遲滯功能。本報告著重於探討地下水組成特性對工程障壁安全功能指標之影響研究。

(6) 緩衝材料與回填材料：緩衝材料與回填材料扮演重要的工程障壁，在長時間演化下能否維持長期穩定性是重要的研究課題。本報告完成緩衝材料與回填材料之管流/侵蝕作用、熱膨脹作用、飽和時間、與地下水作用、膠體釋出等機制研究。並應用「SNFD2017參考案例」，探討地下水流場與組成特性與緩衝材料之作用影響結果。

(7) 廢棄物罐演化：除了建立力學對廢棄物罐剪切破壞分析能力外，廢棄物罐於深層地質中的腐蝕破壞機制亦是重要的研究課題，對於重要的作用機制如封閉後的殘餘氧造成的影響、輻射與水作用生成氧化劑的影響、硫化物對銅的腐蝕作用影響，本報告均投入資源進行國際研究成果的解析，並應用「SNFD2017參考案例」，探討銅殼廢棄物罐於深層地質處置環境的長期穩定性。

5.3 情節分析與案例計算之技術可行性評估

本報告建立的情節建構技術，主要基於分析安全功能指標在參考演化下的變化，來探討圍阻安全功能可能失效的模式，以及FEPs彼此間的關聯與可能的影響，以可涵蓋對模式、數據與情節的不確定性考量。本報告建構主要情節與干擾情節2類，分類特性如下：

(1) 主要情節：基於對「SNFD2017參考案例」場址特徵與現地調查數據等資訊，合理論述處置設施未來演化的可能狀況，探討並建構廢棄物罐失效模式的基本案例。同時基於數據、模式及科學論證等不確定性來建構多個變異案例，量化分析得出處置設施長期安全的影響範圍。本報告發展主要情節時，以廢棄物罐之圍阻安全功能作為依據，細分為腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節。

(2) 干擾情節：針對發生機率極低但影響層面劇烈複雜的外部條件，可推論出多種案例，且因推論過程大量引入虛擬假設，在國際技術發展上常視為假想情境。本報告針對干擾情節所提出的案例，包括極端全球暖化案例、極端地震頻率案例，以及未來人類活動的評估。

在情節建構技術方面，以「SNFD2017參考案例」為背景資訊，應用安全評估方法論可推演出主要情節與安全功能指標之相關性。並於本報告中說明腐蝕情節、剪力情節發展與計算案例之選定，並論述干擾情節發展與案例選定。

在安全評估量化技術建立方面，已分別發展出腐蝕情節安全評估模式鏈、剪力情節安全評估模式鏈。其中，(1)腐蝕情節安全評估模式鏈，主要結合現地調查產生的岩體裂隙模型、水文地質模型、緩衝材料侵蝕分析技術、銅殼廢棄物罐腐蝕分析技術；(2)剪力情節安全評估模式鏈，主要將國內長期發展的地震危害分析技術延伸應用於深層地質處置領域，包括建立地震破壞力模擬研究、廢棄物罐破壞之機率評估研究。另外，在放射性核種傳輸與對生物圈劑量分析技術建立上，包括建構生物圈概念模型，並以專業軟體發展放射性核種釋出、經近場及遠場傳輸至生物圈之安全評估整合模式，量化整個處置設施對生物圈關鍵群體之輻射劑量影響。

在廢棄物罐圍阻失效的腐蝕評估方面，主要影響因素包括地下水流場特性與地下水組成。本報告中運用裂隙岩體及地下水等參數，透過腐蝕情節安全評估模式鏈，在主要情節基本案例與變異案例的評估結果顯示，廢棄物罐之使用年限皆超過於100萬年。而在干擾情節中，

也研析極端全球暖化對全球溫度、海水面、海水鹽度的影響，並假想全球冰層消失導致海水鹽度上升，加速廢棄物罐腐蝕，並影響其安全功能。依據「SNFD2017參考案例」提供之參數，並應用深層地質處置概念，整體評估廢棄物罐圍阻失效的腐蝕情節結果顯示，廢棄物罐對抗腐蝕影響可在100萬年內符合圍阻安全功能。此結果將回饋下一階段候選場址評選期間的研究，期能透過更詳細的現地岩體裂隙與地下水特性的調查研究，研析各候選場址在對抗腐蝕作用的能力。

在廢棄物罐圍阻失效的剪力作用評估方面，須透過場址調查評估，掌握岩體裂隙分布特性，並在工程障壁的設計上，納入抗剪力設計與處置設施配置之功能評估，建立處置孔廢孔準則，藉以淘汰受裂隙截切的處置孔，保留具備較佳力學穩定性的處置孔，降低發生剪力情節圍阻失效之機率。也透過剪力情節安全評估模式鏈的發展，在基本案例中因應地震之突發特性，進行早、中、晚期區間的廢棄物罐失效機率評估，以及放射性核種傳輸模式與劑量的計算。對於地震可能對工程障壁的多重影響，亦重組多個變異案例進行研究。

在干擾情節研究中，假想處置設施發生極端地震頻率的案例，據以發展多次地震對處置設施長期安全影響的研究。本報告評估結果顯示，處置設施在經工程抗剪力技術的發展，在100萬年的安全評估尺度下，可確保符合對設施外關鍵群體的風險約束值。其中以假設緩衝材料將受地震影響產生局部初始平流條件之案例最為關鍵，故未來將持續研究地震對緩衝材料的作用機制，據以回饋工程設計最佳化。

5.4 安全評估不確定性研究之技術可行性評估

典型的安全評估不確定性可以區分成以下3類：

(1) 情節的不確定性：這些不確定性將隨著時間而改變，且可能在工程系統、物理作用和場址之間產生。

(2) 模式的不確定性：這些不確定性來自有限或不足的知識，或對天然和工程系統的行為、物理作用、場址特徵與其設定的評估模式及用來運算的電腦程式碼之代表性，缺乏足夠的了解。

(3) 數據的不確定性：這些不確定性來自用以代入評估模式中的參數值，因為源頭數據可能因為不能夠被精確的量測而有所不足。

本報告中考慮地質圈與生物圈的自然變化，建立參考演化，分析對處置設施功能造成影響而建構圍阻失效的主要情節，包括廢棄物罐可能因腐蝕、剪力及圍壓失效等情節，並依據處置設施可能產生變化的不確定性，於各個情節中建構基本案例與變異案例，廣泛涵蓋對情節不確定性的分析，以提高對安全評估的信心。

本報告在安全評估量化分析過程中，以簡化概念模型反映大量龐雜繁複的FEPs，惟對於處置系統及時間尺度範圍之資訊掌握度有限，在模式與數據不確定性的處理方法技術研究上，先透過交互作用分析其與安全評估的影響關聯度，以及透過靈敏度分析研究確認不確定性影響程度。由於目前本土的深層地質調查數據仍屬有限且有其空間侷限性，除輔以假設條件增加變異案例評估外，在模式簡化與參數選用中，以保守、定性量化方式進行各種情節之案例潛在輻射影響的計算。

安全評估是量化評估處置系統安全的過程，用以支持安全論證，而安全論證還包涵廣泛性的證據與辯證，以提升或支持量化分析結果的信心。故本報告亦包含天然類比研究與資訊管理系統建置，天然類比研究是證明處置設施可具備健全性的方法之一，藉由長期自然存在的現象與實例之瞭解，如自然界同屬地質處置的天然鈾礦床的實例、與工程障壁相關之金屬、膨潤土於長時間的功能特性類比等，有助於提升民眾對地質處置設施安全的信心。而管理系統的目標是在確保符合需求與完成有效文件，以確保處置計畫的順利執行。本報告安全評估工作亦致力於計畫管理與知識管理，落實文件紀錄保存及品質保證。

6.選址技術基礎與安全標準發展

依照「用過核子燃料最終處置計畫」之既定規劃，現階段為「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005年至2017年)」，接續則為「候選場址評選與核定階段(2018年至2028年)」，將針對特定母岩區域展開選址作業。

在選址準則方面，原子能委員會發布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，可供後續選址作業之依循，以及作為排除式量化標準。除量化式之排除標準外，其餘考量因子多為定性評量方式，或是採用分級評量與場址間比較之方式進行評量。而地質環境的調查可以經由不同的選址階段逐步進行。各階段的具體調查項目，將由專業研發團隊與專家學者共同研議，並與利害關係者諮商。前一個階段得到的資訊，將用來規劃與精進下一階段的調查作業。規劃內容應具有靈活性，以便因地制宜配合選址作業之進程。

在處置設施安全方面，就技術可行性評估的整合成果，以隔離、圍阻、遲滯等面向，分別闡述建立處置設施安全標準的相關科學與技術基礎如下：

(1) 處置設施安全標準

須符合國際原子能總署與國際放射防護委員會所發布的相關國際規範。處置設施在不同預想或是假設條件下的曝露情節將會不同，如屬天然外部事件及正常內部演化下造成的潛在曝露，建議以劑量或是風險約束值來規劃曝露情節。若屬幾乎不可能發生或是極端事件，但恐會造成人類或是生物圈環境重大影響者，可視為緊急曝露或是既存曝露。對於極端的天然擾動事件及人類無意闖入，建議可不需以劑量或是風險約束值來規範。

「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」為國內現行對於高放射性廢棄物最終處置設施安全評估的管制規定。內容主要為，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv，以及對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

(2) 處置設施安全功能準則

處置設施之選址與設計運用隔離、圍阻與遲滯的原理，達到長期安全地處置用過核子燃料之目的，以確保對大眾與環境的長期安全。為達到長期隔離之目的，本報告中對於地質處置合適性研究，已深入探討深層地質環境的長期穩定性。為確保處置設施能具有深度防禦的效果，避免過度依賴處置設施任何單一安全功能，故以多重障壁的工程設計理念來提升處置設施的安全性。本報告已論述並發展建立處置設施長期穩定性分析技術。為能明確了解個別工程障壁組件或是多個組件可協同發揮之圍阻功能，採取安全功能指標量化概念，有效提升處置設施安全可靠度。工程障壁的圍阻安全功能倘若在長期間演化下失效，將會造成封存於內的放射性核種釋出，故如何減緩放射性核種擴散、延散、平流等傳輸現象或作用，即是建立遲滯安全功能指標與標準的目的。

未來配合候選場址調查區域的決策，在場址篩選過程中，相關安全功能量化指標數值仍需配合更明確的區域資料，以及工程設計與安全評估持續精進，以更完善的提升安全功能指標內涵。

7.結論

本報告已依據「用過核子燃料最終處置計畫」之規劃，完成「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005年至2017年)「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」3大技術領域研發成果之整合。本報告符合達成技術可行性評估的3項階段性目標，具體結論如下：

(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置

本報告依據臺灣的地質條件，系統化的探討影響深層地質處置設施的重要自然影響因子，包括火山作用、斷層及地震活動、泥貫作用、抬升與沉陷，以及氣候與海平面變遷。本報告經過系統化分析評估，明確建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是臺灣目前具潛能，且本島及離島皆有分布的處置母岩；至於中生代基盤岩仍需持續關注進行研究，以探討其未來處置可行性。針對花崗岩的評估研究結果顯示，臺灣地區之花崗岩存在合適且足夠的岩體尺寸及地質特性，具備提供後續進行深層地質處置研究的潛力。潛在母岩地質調查技術可行性評估，已證實可將相關地質調查資訊與地質概念模型，實際應用於處置設施設計概念發展與安全評估技術發展。

(2) 地質處置技術能力是否完備

本報告參考國際上經實驗驗證之深層地質處置設施概念進行階段性技術發展。研發過程充分考量我國國情與地質特性，建立與掌握廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、處置隧道、封塞設計等各結構、系統與組件的本土化設計基礎能力。成果展現處置設施設計概念與工程技術能力，包括配合本土母岩條件，以及所需之用過核子燃料特性與廢棄物罐數量，評估處置孔間距受熱影響與受地震影響，提出參考處置設施位置與配置設計。透過設計需求擬定，探討影響處置概念的內部(工程障壁)與外部(地質、地震等)因素。未來已具備配合候選場址詳細調查結果，進一步更新設計參數與驗證的能力。

(3) 地質處置設施長期安全性之評估技術是否建立

本報告引進國際先進安全評估方法論，配合本土母岩參數之應用，達成技術本土化，並與工程設計技術交互回饋，已建立處置設施系統與子系統安全功能與安全功能指標之分析技術。依據調查資料，篩選重要FEPs列為技術發展重點。強化熱-水力-力學-化學耦合交互作用之科研論證。並以冰河週期概念分析處置設施參考演化的功能影響。以廢棄物罐圍阻安全功能，建構發展主要情節與干擾情節之相關基本案例與變異案例。已分別發展腐蝕情節安全評估模式鏈、剪力情節安全評估模式鏈等量化分析技術。整體建立對處置設施長期安全潛在危害風險評估之能力。

本報告之階段性處置技術發展成果符合原定規劃目標。以此為基礎，計畫研發團隊將持續精進，循序推動未來各階段任務，包括「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)、「場址詳細調查與試驗階段」(2029年至2038年)、「處置場設計與安全分析評估階段」(2039年至2044年)及「處置場建造階段」(2045年至2055年)。在凝聚社會共識的前提之下，為尋求解決我國用過核子燃料最終處置對策，提供妥適的科學技術基準與安全處置作業能力。

(此頁為空白頁)

目錄

頁次

1. 用過核子燃料管理策略與處置計畫 1-1

1.1. 前言 1-1
1.1.1. 核能發電用過核子燃料概況 1-1
1.1.2. 用過核子燃料特性 1-2
1.2. 用過核子燃料管理 1-4
1.2.1. 基本安全原則 1-4
1.2.2. 用過核子燃料最終處置計畫 1-6
1.3. 計畫策略 1-7
1.3.1. 背景說明 1-7
1.3.2. 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告之目的 1-9
1.4. 法規 1-10

2. 處置系統與安全概念 2-1

2.1. 地質處置概念的全球發展現況 2-1
2.2. 地質處置概念 2-2
2.3. 各國安全論證介紹 2-5
2.4. SNFD2017安全論證 2-8
2.4.1. 安全目標 2-9
2.4.2. 處置技術可行性 2-10

3. 臺灣地質環境 3-1

3.1. 區域環境地質 3-1
3.1.1. 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性 3-1
3.1.2. 臺灣的地質環境特徵 3-3
3.1.3. 臺灣的大地構造架構及地質演化 3-8
3.2. 地質處置合適性研究 3-10
3.2.1. 火山活動 3-12
3.2.2. 斷層及地震活動 3-14
3.2.3. 泥貫作用 3-19
3.2.4. 抬升、沉陷與剝蝕作用 3-19
3.2.5. 氣候與海平面變遷 3-22
3.2.6. 臺灣的天然資源 3-25
3.2.7. 臺灣潛在處置母岩 3-26
3.3. 花崗岩深層地質特性 3-31
3.3.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性 3-31

3.3.2. 地質演化及概念模式 3-33
3.3.3. 水文地質 3-42
3.3.4. 水文地球化學 3-50
3.3.5. 核種傳輸路徑 3-59
3.3.6. 岩石特性 3-69
3.3.7. SNFD2017參考案例表二 3-73
3.4. 結論與未來發展建議 3-75
3.4.1. 「臺灣能否找到合適的花崗岩進行地質處置?」 3-75
3.4.2. 「臺灣是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性?」 3-77
3.4.3. 未來發展建議 3-78
4. 處置設施設計與工程技術 4-1
4.1. 處置設施設計概念 4-1
4.2. 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能 4-2
4.2.1. 處置概念適用性 4-2
4.2.2. 工程障壁系統功能 4-4
4.2.3. 處置設施功能 4-5
4.2.4. 處置母岩功能 4-6
4.3. 設計流程 4-10
4.4. 處置設施設計的影響因子 4-12
4.4.1. 熱與輻射 4-12
4.4.2. 地質與地形條件 4-15
4.4.3. 深層地質處置母岩特性 4-16
4.4.4. 處置深度 4-19
4.5. 工程障壁系統及處置設施的設計需求 4-26
4.5.1. 廢棄物罐 4-26
4.5.2. 緩衝材料 4-34
4.5.3. 工程障壁的規格與配置 4-39
4.5.4. 地下設施 4-39
4.5.5. 回填與封塞 4-42
4.5.6. 處置設施設計 4-43
4.6. 工程障壁的穩定性 4-62
4.6.1. 飽和特性之影響 4-62
4.6.2. 力學穩定特性 4-63
4.6.3. 受震穩定性 4-65
4.6.4. 氣體遷移 4-67
4.6.5. 膨潤土體積穩定性之影響 4-68
4.7. 建造/運轉/封閉技術 4-75
4.7.1. 建造階段 4-75

4.7.2. 運轉階段 4-78
4.7.3. 封閉階段 4-81
4.8. 處置設施營運管理技術 4-85
4.8.1. 監管 4-85
4.8.2. 處置設施管理之基本觀念 4-86
4.8.3. 管理與控制項目 4-86
4.9. 小結 4-89

5. 安全評估 5-1

5.1. 安全評估的範疇及目標 5-1
5.2. 安全評估與風險計算方法 5-1
5.2.1. 安全評估方法步驟 5-2
5.2.2. 風險計算方法 5-6
5.3. 特徵/事件/作用(FEPS)與內部作用交互分析 5-9
5.3.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置 5-9
5.3.2. 外部條件 5-11
5.3.3. 內部作用的交互分析 5-13
5.4. 處置設施的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準 5-24
5.4.1. 安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準之定義 5-24
5.4.2. 圍阻安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 5-26
5.4.3. 核種傳輸遲滯安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 5-27
5.5. 數據整理 5-30
5.5.1. 源項參數 5-30
5.5.2. 近場參數 5-31
5.5.3. 遠場參數 5-31
5.5.4. 生物圈參數 5-32
5.6. 參考演化 5-38
5.6.1. 外部條件演化 5-38
5.6.2. 生物圈演化 5-39
5.6.3. 近場熱演化 5-41
5.6.4. 水文地質演化 5-42
5.6.5. 岩石力學演化 5-45
5.6.6. 化學條件演化 5-48
5.6.7. 緩衝材料與回填材料演化 5-50
5.6.8. 廢棄物罐演化 5-54
5.6.9. 參考演化安全功能分析 5-57
5.7. 情節發展 5-81
5.7.1. 情節與案例定義說明 5-81
5.7.2. 主要情節之基本案例與變異案例選定說明 5-82

5.7.3. 干擾情節之案例選定說明 5-87
5.8. 主要情節之案例量化分析 5-97
5.8.1. 安全評估模式鏈 5-97
5.8.2. 圍阻安全失效分析 5-100
5.8.3. 核種傳輸與劑量分析 5-104
5.9. 干擾情節量化分析 5-126
5.9.1. 極端全球暖化案例 5-126
5.9.2. 極端地震頻率案例 5-128
5.9.3. 未來人類活動 5-129
5.10. 計算案例之整合分析 5-140
5.10.1.腐蝕情節之風險評估與整合 5-140
5.10.2.剪力情節之風險評估與整合 5-140
5.10.3.計算案例結果分析 5-141
5.11. 安全評估的可信度 5-144
5.11.1.數據不確定性 5-144
5.11.2.模式的驗證、校驗與確認 5-145
5.11.3.情節與案例發展 5-148
5.11.4.參數敏感度 5-149
5.11.5.天然類比 5-150
5.11.6.管理系統 5-157
5.11.7.同儕審查 5-159
5.12. 小結 5-166

6. 選址技術基礎與安全標準發展 6-1

6.1. 前言 6-1
6.2. 整合技術和科學奠定未來處置計畫基礎 6-1
6.3. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選的科學與技術基礎 6-4
6.3.1. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選程序 6-4
6.3.2. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選考量因子 6-7
6.3.3. 調查區域之地質環境調查及評估因子 6-10
6.4. 建立處置設施安全準則之科學和技術基礎 6-12
6.4.1. 處置設施安全標準 6-12
6.4.2. 處置設施安全功能準則 6-14
6.5. 小結 6-16

7. 結論及未來研發需求 7-1

7.1. 臺灣發展地質處置技術之可行性 7-1
7.2. 未來的研究與技術發展 7-2
7.2.1. 完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址 7-3

7.2.2. 建立候選場址工程設計與功能/安全評估之技術.....7-3
7.3. 結語.....7-7
8. 參考文獻..... 8-1

圖目錄

頁次

圖 2-1：本階段高放射性廢棄物最終處置概念 2-4
圖 3-1：臺灣及其周圍地區之地理與地質名詞索引圖 3-80
圖 3-2：臺灣本島花崗岩區(H區)之地理圖、地形圖、地質圖及河系圖 3-83
圖 3-3：臺灣離島花崗岩體之地質環境演化及常見的基性岩脈群特徵 3-85
圖 3-4：階段性目標導向之技術發展及回饋精進流程 3-86
圖 3-5：區域尺度及場址尺度之深層地質特性調查技術 3-87
圖 3-6：地質處置設施之多重障壁系統安全概念與天然類比 3-89
圖 3-7：臺灣周圍地區之陸塊漂移史及晚中新世至今的北呂宋島弧與歐亞板塊的弧陸碰撞造山運動 3-91
圖 3-8：臺灣火成活動分區及火山活動演化圖 3-94
圖 3-9：臺灣北部火山區的火山活動性 3-96
圖 3-10：臺灣地體架構、活動斷層與地震活動分布圖 3-98
圖 3-11：臺灣地震震源隨深度分布特徵圖 3-100
圖 3-12：臺灣地區大地應力架構及板塊相對位移速度分布圖 3-102
圖 3-13：臺灣火山分布位置及可能噴發機率 3-104
圖 3-14：臺灣已知構造線分布圖 3-106
圖 3-15：臺灣井下地震觀測站分布圖及PGA場址深度效應觀測結果範例 3-108
圖 3-16：臺灣西南部地區之泥貫入體與泥火山 3-110
圖 3-17：臺灣本島及H區之水準測量及GPS高程連續觀測成果圖 3-111
圖 3-18：臺灣東部地區之河階及海階研究成果圖 3-113
圖 3-19：臺灣地區海岸線在氣候變遷週期之可能變動範圍 3-116
圖 3-20：臺灣3種潛在處置母岩分布圖 3-118
圖 3-21：臺灣火山、斷層、泥火山、溫泉及抬升或沉陷特徵分布圖 3-120
圖 3-22：H區磁力異常及其解釋 3-121
圖 3-23：H區中仁隧道周圍磁感率及電性構造解釋 3-123
圖 3-24：H區微震分布圖及和平與開南岡岩體周圍之地震震源分布圖 3-125
圖 3-25：K區地質剖面及水文地質概念模式 3-127
圖 3-26：臺灣本島及離島結晶岩體之裂隙帶的水力傳導係數數值範圍 3-128
圖 3-27：臺灣本島及離島結晶岩地區之地下水流場模擬範例 3-130
圖 3-28：臺灣不同花崗岩地區之地下水平均水質的Stiff分布圖 3-132
圖 3-29：H區化學緩衝能力 3-134
圖 3-30：HCBH01不同深度岩心之礦物組成及地球物理井測圖 3-135
圖 3-31：K區淺層及深層地下水質特性 3-136
圖 3-32：K區花崗岩岩心之化學組成及分類 3-137
圖 3-33：化學環境演化與核種穩定性關聯性示意圖 3-138
圖 3-34：結晶岩體裂隙量測及跨孔示蹤劑試驗資料解析流程示意圖 3-141
圖 3-35：區域尺度離散裂隙網路之建構模擬範例 3-143
圖 3-36：結晶岩岩樣之力學特性量測過程及結果範例 3-145
圖 3-37：H區現地應力及古應力研究結果 3-146
圖 3-38：K區現地應力及古應力研究結果 3-147

圖 3-39：臺灣熱特性研究成果.....3-149
圖 3-40：臺灣花崗岩體之地質處置設施可能面臨的地質環境概念示意圖..3-151
圖 4-1：我國高放射性廢棄物最終處置概念.....4-8
圖 4-2：KBS-3V與KBS-3H概念比較圖.....4-8
圖 4-3：處置設施概念圖.....4-9
圖 4-4：處置設施設計流程圖.....4-11
圖 4-5：BWR燃料組件燃耗資訊統計.....4-23
圖 4-6：PWR燃料組件燃耗資訊統計.....4-23
圖 4-7：BWR及PWR廢棄物罐類型之設計差異示意圖.....4-24
圖 4-8：處置後廢棄物罐表面溫度演化.....4-24
圖 4-9：BWR廢棄物罐中間高度之罐體內部溫度分布圖(冷卻11年).....4-25
圖 4-10：PWR廢棄物罐中間高度之罐體內部溫度分布圖(冷卻11年).....4-25
圖 4-11：深度400 m至500 m之5個鑽孔硫化物濃度分布圖.....4-52
圖 4-12：離散裂隙網路模型中最高5個等效初始通量的處置孔位置.....4-53
圖 4-13：完整緩衝材料保護下100萬年後腐蝕評估結果.....4-54
圖 4-14：廢棄物罐之鑄鐵內襯具有12 mm的偏心情形.....4-54
圖 4-15：處置隧道與處置孔剖面.....4-55
圖 4-16：二維處置隧道軸差應力分布圖(a)開挖後，(b)地震期間.....4-56
圖 4-17：瑞典SKB圓頂型封塞及密封系統.....4-57
圖 4-18：環繞場區斜坡道設計概念圖(視角1).....4-58
圖 4-19：環繞場區斜坡道設計概念圖(視角2).....4-58
圖 4-20：局部場區斜坡道設計概念圖(視角1).....4-59
圖 4-21：局部場區斜坡道設計概念圖(視角2).....4-59
圖 4-22：離島結晶岩測試區之參考配置.....4-60
圖 4-23：膨潤土最高溫度及對應之Nomographic chart驗證.....4-61
圖 4-24：處置孔避開裂隙之半徑與斷層距離示意圖.....4-61
圖 4-25：對數時間軸單壓潛變試驗及外差結果.....4-70
圖 4-26：未考慮銅殼潛變下受剪力位移10 cm之von Mises應力分布圖.....4-70
圖 4-27：考慮銅殼潛應變下受剪力位移10 cm之von Mises應力分布圖.....4-71
圖 4-28：1/10縮尺試體離心機測試.....4-72
圖 4-29：累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係.....4-73
圖 4-30：模擬處置孔內填充料垂直進水之累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係.....4-74
圖 4-31：硬岩區之鑽炸工法流程.....4-82
圖 4-32：單頭旋轉切割式旋臂式鑽掘機.....4-82
圖 4-33：雙頭旋轉切割式旋臂式鑽掘機.....4-83
圖 4-34：線切工法示意圖.....4-83
圖 4-35：封塞混凝土移除後圖片.....4-84
圖 5-1：安全評估方法步驟.....5-8
圖 5-2：臺灣FEPs資料庫建構概念.....5-22
圖 5-3：臺灣特徵/事件/作用(FEPs)架構.....5-23
圖 5-4：圍阻安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準.....5-28
圖 5-5：核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準.....5-29

圖 5-6：安全評估近場評估範圍 5-36
圖 5-7：離散裂隙網路及質點傳輸路徑 5-36
圖 5-8：關鍵群體可能受曝露途徑示意圖 5-37
圖 5-9：SNFD2017參考案例之生物圈核種傳輸概念模型 5-37
圖 5-10：簡化之12萬年期間冰河期循環造成海平面變化圖 5-68
圖 5-11：臺灣海平面變化下可能地表地形模型演化 5-68
圖 5-12：參考演化時間尺度設定 5-69
圖 5-13：離島結晶岩測試區氣候期與海平面變化情形 5-69
圖 5-14：參考生物圈概念模型發展流程 5-70
圖 5-15：封閉後與當代環境條件相似階段、冰河時期與全球暖化案例生物圈的核種傳輸概念模型 5-70
圖 5-16：封閉後與當代環境條件相似階段與冰河時期之關鍵群體曝露途徑 5-71
圖 5-17：處置孔近場溫度歷時變化 5-72
圖 5-18：離島結晶岩測試區地形圖 5-73
圖 5-19：處置深度之離散裂隙網路與處置設施示意圖 5-74
圖 5-20：處置深度升尺度後之(a)X方向與(b)Z方向水力傳導係數分布圖 5-75
圖 5-21：分析案例質點之(a)傳輸路徑與(b)釋出點 5-75
圖 5-22：處置孔與太武山斷層之距離 5-76
圖 5-23：瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗REX之實驗結果 5-76
圖 5-24：6種不同情節案例之膨潤土內氧氣消耗時間曲線 5-77
圖 5-25：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫耳濃度的NaCl條件下之回脹壓力關係 5-77
圖 5-26：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫耳濃度的NaCl條件下之水力傳導係數關係 5-78
圖 5-27：膨潤土於不同密度之回脹壓力關係(MX-80及SPV膨潤土) 5-78
圖 5-28：回填材料飽和歷程 5-79
圖 5-29：緩衝材料飽和歷程 5-80
圖 5-30：情節及案例分類架構 5-91
圖 5-31：主要情節選定與其相關之安全功能、安全功能指標與標準 5-92
圖 5-32：腐蝕情節-圍阻安全功能架構 5-93
圖 5-33：母岩裂隙截切處置隧道與處置孔示意圖 5-94
圖 5-34：剪力情節-圍阻安全功能架構 5-95
圖 5-35：腐蝕及剪力情節-核種傳輸與遲滯架構 5-96
圖 5-36：採用GoldSim程式整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估 5-117
圖 5-37：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈 5-118
圖 5-38：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈 5-119
圖 5-39：侵蝕與腐蝕模式示意圖 5-120
圖 5-40：(左)裂隙網路之質點傳輸示意；(右)模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意 5-120
圖 5-41：剪力情節基本案例於早期失效之遠場年有效劑量 5-121
圖 5-42：剪力情節基本案例於中期失效之遠場年有效劑量 5-121
圖 5-43：剪力情節基本案例於晚期失效之近場年有效劑量 5-122

圖 5-44：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量.....5-122
圖 5-45：剪力情節基本案例，廢棄物罐失效之總和年有效劑量.....5-123
圖 5-46：剪力情節中結合緩衝材料平流條件之變異案例.....5-123
圖 5-47：剪力情節中探討母岩傳輸流率改變之變異案例.....5-124
圖 5-48：剪力情節基本案例與變異案例之總和年有效劑量.....5-124
圖 5-49：剪力情節基本案例以相同處置場廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數計算之年有效劑量.....5-125
圖 5-50：極端全球暖化案例之劑量評估結果.....5-136
圖 5-51：極端地震頻率案例引致之處置場廢棄物罐失效機率.....5-136
圖 5-52：極端地震頻率案例之年有效劑量評估結果.....5-137
圖 5-53：處置場封閉300年後發生鑽探情節造成工作人員劑量率分析.....5-138
圖 5-54：鑽探井中受污染的水灌溉與飲用所造成居住人員年有效劑量.....5-138
圖 5-55：曝露於受污染地表土壤所造成居住人員年有效劑量.....5-139
圖 5-56：處置設施整體效能分析之廢棄物罐因腐蝕情節失效累積分布函數.....5-142
圖 5-57：剪力情節之基本案例與變異案例風險評估結果彙整.....5-142
圖 5-58：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量(評估時間至1億年).....5-143
圖 5-59：不同參數對腐蝕情節於100萬年劑量結果之敏感度分析.....5-162
圖 5-60：不同參數對剪力情節於100萬年劑量結果之敏感度分析.....5-162
圖 5-61：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分布.....5-163
圖 5-62：銅及銅合金考古器物腐蝕率.....5-163
圖 5-63：埋於海底黏土的古銅砲.....5-164
圖 5-64：管理系統工作項目架構.....5-164
圖 5-65：放射性廢棄物處置專案知識產生、整合與應用之架構.....5-165
圖 6-1：可行性評估技術整合與未來處置技術發展輪廓.....6-3

表目錄

頁次

表 3-1：臺灣3種潛在處置母岩之長期穩定性評估結果一覽表.....3-152
表 4-1：用過核子燃料處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量.....4-21
表 4-2：用過核子燃料處置廢棄物罐超鈾元素之核種盤存量.....4-21
表 4-3：廢棄物罐射源項資訊.....4-22
表 4-4：活化與分裂產物之放射性核種存量.....4-22
表 4-5：錒系元素之放射性核種存量.....4-22
表 4-6：有限腐蝕作用的腐蝕深度.....4-49
表 4-7：離散裂隙網路中最短5個失效時間的廢棄物罐資料.....4-49
表 4-8：廢棄物罐圍壓分段加載分析結果.....4-49
表 4-9：SNFD2017參考案例選用之緩衝材料規格.....4-50
表 4-10：FPI、EFPI、FPC及EFPC數量平均值及標準差.....4-50
表 4-11：位移大於5 cm之裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係.....4-51
表 4-12：廢棄物罐受裂隙剪力位移之應力分析.....4-69
表 4-13：廢棄物罐考慮潛變之受裂隙剪力位移分析.....4-69
表 4-14：處置設施各階段主要監測項目.....4-88
表 5-1：用過核子燃料交互作用機制.....5-14
表 5-2：廢棄物罐交互作用機制.....5-15
表 5-3：緩衝材料內部交互作用機制.....5-16
表 5-4：回填材料內部作用交互機制.....5-18
表 5-5：地質圈內作交互作用機制.....5-20
表 5-6：主要核種初始存量表.....5-33
表 5-7：核種衰變鏈架構表.....5-34
表 5-8：近場核種傳輸需求參數.....5-34
表 5-9：遠場核種傳輸需求參數.....5-35
表 5-10：核種持續釋出之生物圈劑量轉換係數.....5-59
表 5-11：瞬時核種釋出之生物圈劑量轉換係數.....5-60
表 5-12：模擬離島結晶岩測試區地下水化學組成.....5-61
表 5-13：各時期廢棄物罐參考演化之安全功能.....5-62
表 5-14：各時期緩衝材料參考演化之安全功能.....5-63
表 5-15：各時期回填材料參考演化之安全功能.....5-65
表 5-16：各時期地質圈參考演化之安全功能.....5-66
表 5-17：腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表.....5-89
表 5-18：剪力情節基本案例與變異案例分析彙整表.....5-90
表 5-19：以裂隙岩體水文地質模型之水力邊界條件參數探討對廢棄物罐失效時間之影響.....5-114
表 5-20：採用瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析.....5-115
表 5-21：瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊Darcy流速之分布範圍.....5-115

表 5-22：採用瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊Darcy流速進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析 5-116
表 5-23：遠場裂隙路徑參數 5-116
表 5-24：極端全球暖化案例廢棄物罐失效推估 5-135
表 5-25：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈之模式使用表 5-161
表 5-26：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈之模式使用表 5-161
表 6-1：圍阻的安全功能、安全功能指標與指標標準 6-17
表 6-2：遲滯的安全功能、安全功能指標與指標標準 6-18
表 6-3：法規符合性檢核表 6-19

(此頁為空白頁)

1. 用過核子燃料管理策略與處置計畫

1.1. 前言

我國從事原子能的和平應用已有多年的歷史，除了核能發電外，亦廣泛用於醫、農、工、研等各領域，跟國人的生活息息相關，在促進社會福祉的同時，也無可避免的衍生放射性廢棄物問題。放射性廢棄物的安全管理，一向是各國政府與社會大眾關切的議題。其中有關用過核子燃料的最終處置，更是各界關注的焦點。此不僅是科學與技術的，同時也是牽涉政治、經濟及社會等層面的複雜議題。

台灣電力公司(簡稱台電公司)自1986年起即積極展開用過核子燃料最終處置的相關研究計畫。計畫目的旨在調查我國地質環境，發展處置技術，以研擬可行之處置方案最終達成妥善安全處置之目標。

台電公司依「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年核定版)」之規劃(台電公司，2006，p6-5)，已於2009年9月提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2009報告)，並於2010年7月獲得行政院原子能委員會(簡稱原能會)准予備查。另外，依規劃於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱本報告；含1冊主報告及3冊技術支援報告)，此亦為現階段計畫推動的預訂里程碑。

1.1.1. 核能發電用過核子燃料概況

依據「放射性物料管理法施行細則」第4條第1項之定義，高放射性廢棄物指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物。我國用過核子燃料目前並未採行再處理措施，因此，高放射性廢棄物即為各核能電廠運轉所產生之用過核子燃料。

我國自1978年開始核能發電，迄2017年共有核一、二、三廠6部核能機組運轉發電。其中，核一廠與核二廠計4部機組為沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)，核三廠2部機組為壓水式反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)。針對核一廠、核二廠與核三廠各機組運轉40年之情況，估算可能的用過核子燃料數量與其相當的燃料

鈾重如表 1-1所示。6部反應器均運轉40年所產生的用過核子燃料預估數量，沸水式反應器約為18,602束組件(assemblies)及壓水式反應器約為3,815束組件，重量相當於約4,913 tU。

1.1.2. 用過核子燃料特性

用過核子燃料特指在核子反應器內，無法再有效地支持核分裂反應，而被移出反應器的核子燃料。用過核子燃料具有相當高的放射性，並會釋放大量的衰變熱。燃料內所含之放射性核種，如Tc-99、Cs-135與I-129等分裂產物，以及Np-237、Pu-239、Am-243與Cm-247等鋼系核種，其半衰期(half life)長達數十萬年，且部分核種為α射源核種，對環境具有長期潛在的輻射危害。因此，審慎尋找共同認可的處置方式，確保用過核子燃料可長期隔離於可能影響人類生活環境之外，是處置計畫研發的重心。

表 1-1：用過核子燃料數量預估

核能電廠	反應器(類型)	用過核子燃料預估數量(束)		用過核子燃料相當鈾燃料重量(kgU)	
		各機組數量	各類型總數	每束燃料重量	總重量
核一廠	1號機	3,694	18,602	178.5	4,913,220
沸水式反應器	2號機	3,652			
核二廠	1號機	5,580			
沸水式反應器	2號機	5,676			
核三廠	1號機	1,894	3,815	417.5	
壓水式反應器	2號機	1,921			

註：運轉40年

1.2. 用過核子燃料管理

1.2.1. 基本安全原則

國際原子能總署「基本安全原則」安全基本法則SF-1的目的，是為建立各會員國核子設施的安全標準，以及其安全相關計畫的基本安全目標、安全原則與安全概念所制定(IAEA, 2007, p4)。SF-1規範的基本安全原則適用於具有潛在輻射危險的所有情況。安全原則要求各會員國應採取措施，提升核子設施與輻射作業的安全性，以保護人類與環境免於輻射的潛在危害。

國際原子能總署SF-1規範提出國際共通的安全目標為：保護人類與環境免於氫離輻射的有害影響。而實現此目標的10項原則為：

原則1：安全責任-對引起輻射危險的設施與活動負有責任的人員或組織，必預對安全負主要責任。

原則2：政府職責-必預建立及保持有效的法律與政府安全體系，包括獨立的監管機構。

原則3：對安全的領導與管理-在與輻射危險有關的組織內及在引起輻射危險的設施與活動中，必預確立與保持對安全的有效領導與管理。

原則4：設施與活動的合理性-設施與活動效益及其引起輻射危險整體考量後，必預能夠產生優點大於缺點的總體效益。

原則5：防護的最適化-必預實現防護的最適化，以提供合理可行的最高安全水準。

原則6：限制對個人造成的危險-控制輻射危險的措施，必預確保任何個人都不會承受無法接受的傷害危險。

原則7：保護當代與後代-必預保護當前及今後的人類與環境免於輻射危險。

原則8：防止事故-必預做出一切實際努力防止與減輕核子事故或輻射事故。

原則9：緊急準備與應變-必預為核子事故或輻射事故的緊急準備與應變做出安排。

原則10：採取防護行動減少現有的或未受監管控制的輻射危險-必須證明為減少現有的或未受監管控制的輻射危險而採取的防護行動之合理性，並對這些行動進行最適化。

國際原子能總署「放射性廢棄物處置」特定安全要求SSR-5的目的，是規定處置所有類型放射性廢棄物的安全目標與標準，並根據國際原子能總署安全基本法則SF-1中規定的有關原則，確定在放射性廢棄物處置方面必須滿足的要求(IAEA, 2011a, p8)。在對廢棄物處置設施的建造、運轉與封閉，實施必要的限制與控制的條件，SSR-5的安全要求適用性，是針對欲置放的放射性廢棄物類型所設計的處置設施，並確定在處置設施運轉過程中，特別是在封閉後提供放射性廢棄物處置輻射安全保證的各項要求。

國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施」特定安全導則SSG-14，針對放射性廢棄物地質處置設施的發展與監管控制提供指導與建議，以滿足國際原子能總署SSR-5安全要求，提供參與地質處置執行與監管人員之用(IAEA, 2011b, p2)。其中SSG-14第5章對於安全論證與安全評估有詳細規定，含處置設施各階段安全論證與支持的安全評估之特徵說明，此外，SSG-14附錄II對於處置設施封閉後的安全評估，提出建議性的作法，可藉以瞭解安全評估的重點要項。

國際原子能總署「放射性廢棄物處置安全論證與安全評估」特定安全導則SSG-23，安全論證的意涵係使用完整而可令人信服的證據與辯證，來說明處置設施的安全性(IAEA, 2012, p1-p2)。其中以貫徹安全評估的分析程序為其最重要的支持措施，並通過品質管理系統、設計最適化、不確定性管理及泯害關係人的審查與辯論等，透過全面整合各項研究發現與溝通的結論，作為推動處置計畫的決策依據。

國際經驗強調的安全論證理念，其操作精神即在於整合。整合所有相關辯證與證據，包含管理體系、審議意見與安全評估結果等，以獲得認同。此信心建立的過程，處置設施經營者同時應整合可泯用的人力、物力、技術與經費等，提出經得貣辯證的完整證據，以證明處

置計畫的可行性與安全性，並獲得社會大眾的瞭解、認同與信心建立，進而凝聚推動處置計畫的社會共識。

1.2.2. 用過核子燃料最終處置計畫

台電公司為了因應用過核子燃料安全處置的需求，於1983年研訂核子反應器用過核子燃料處理研究計畫書，並於1984年報請行政院核定後據以實施。此長程處置計畫之發展，自1986年開始至2004年間，共歷經處置概念初步研發、初期工作規劃、區域調查技術準備，以及調查實施與技術發展等4個主要階段。由於最終處置設施的設置，從最初發展階段至處置場運轉階段，一般長達數十年，具體可行的全程工作規劃是長程計畫能否順利完成的關鍵所在。因此，台電公司於長程處置計畫之第2階段，於1991年4月擬訂「全程工作規劃書」(1991年版)。隨著長程處置計畫的執行及相關法令規定，台電公司於2000年依據原能會(87會物字第22104號文)之要求，重新檢討「全程工作規劃書」(1991年版)內容，提出修訂版本稱為「全程工作規劃書」(2000年版)。

2002年立法院完成「放射性物料管理法」之立法，並由總統公布(中華民國91年12月25日華總一義字第09100248760號令公布)；原能會依該法訂定「放射性物料管理法施行細則」(中華民國92年7月30日會物字第0920018935號令發布)。台電公司為用過核子燃料之產生者，依「放射性物料管理法」及其施行細則之規定，於2004年擬訂「用過核子燃料最終處置計畫」，經原能會於2006年7月核定。計畫之全程工作區分為：

(1) 「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005年至2017年)。
(2) 「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年) 。
(3) 「場址詳細調查與試驗階段」(2029年至2038年) 。
(4) 「處置場設計與安全分析評估階段」(2039年至2044年) 。
(5) 「處置場建造階段」(2045年至2055年) 。

由於上述時程規劃可能因民意接受度或土地取得等因素影響而導致時程拖延，因此，當規劃工作與時程無法如預期時，將循放射性物料管理法施行細則第37條之規定，每4年進行檢討修正。

1.3. 計畫策略

1.3.1. 背景說明

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的深層地質環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質，促進環境的永續發展。世界各國曾考慮的處置方案包括海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置及深層地質處置等。上述這些方案經過國際間多年的研究後，咸認深層地質處置(Deep Geological Disposal)是較為可行的處置方式(IAEA，2003，p1-10)。所謂的深層地質處置係採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層的隔離特性，將用過核子燃料埋存在深約300 m至1,000 m的地下岩層中，再配合廢棄物罐、緩衝材料及回填材料等工程障壁系統(Engineered Barrier System, EBS)，藉由人工與天然障壁所形成的多重障壁系統(Multi-barrier System, MBS)，可有效使可能釋出而傳輸的放射性核種受到圍阻與遲滯，以換取足夠的時間，讓用過核子燃料的輻射強度在影響人類生活環境之前，已衰減至法令規定所容許的限值。我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第9條規定，高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv。第10條規定，高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

台電公司推動用過核子燃料最終處置作業，係依「用過核子燃料最終處置計畫書」(2014年核定版)之擬定時程及規劃，確實執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌劃工作。現階段自2005年至2017年為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，規劃於2009年提出SNFD2009報告及2017年提出本報告，為2個重要里程碑。

SNFD2009報告彙整過去長程處置計畫研發成果與蒐集國內外相關資料，該報告內容涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」與「用過核子燃料最終處置的功能評估」等技術發展成果，並於2010年7月獲原能會准予備查。同時，台電公司也依技術發展進度，檢討並修訂完成「用過核子燃料最終處置計畫書」(2010年修訂版)，於2011年1月獲原能會核定公告。此外，後續依據原能會要求本報告之目標，修訂近程工作規劃，完成「用過核子燃料最終處置計畫書」(2014年修訂版)，並於2015年3月完成核備。

現階段尚未涉及選址作業，原能會要求在尚未選出特定場址條件下，持續進行全國環境地質(大地構造)、地質合適性調查(火山、斷層活動、地殼抬升或沉陷、氣候及海平面變遷等影響因子)並建立相關深層地質調查及安全評估技術，確認已具有地質處置相關技術能力。

1.3.2. 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告之目的

依據「用過核子燃料最終處置計畫書」之規劃，2005年至2017年為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」。現階段任務的重要里程碑乃於2017年提出本報告。原能會要求本報告應達成3項階段性目標包括：

(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；

(2) 地質處置工程技術能力是否完備；

(3) 地質處置設施長期安全性之評估。

為求善用國外發展經驗及聚焦國內研發資源，本計畫工作推動以「臺灣地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」為3大技術發展主軸。本報告亦以此為主要章節架構進行技術整合。簡要說明如下：

1.3.2.1. 臺灣地質環境

根據SNFD2009報告對臺灣地質環境累積資料回顧及針對最終處置技術發展的建議，最終處置計畫推動潛在處置母岩特性調查與研究工作，須聚焦於符合處置概念深度的深層地質環境特性調查工作，以提供長期安全性評估之用。「潛在處置母岩特性調查與評估階段」之目標為彙整臺灣潛在處置母岩深層地質環境資料，包括地質構造、岩層分布、岩石力學、水文地質及地球化學等特性資料，以及累積國內對影響處置母岩深層地質環境長期安全條件的自然現象，包括彙整火成活動、地震活動、斷層活動、地層抬升與剝蝕、氣候變遷及海水面升降等資料的調查成果，提供功能/安全評估技術對潛在處置母岩的處置技術可行性評估之參考，並作為達成階段目標：「完成潛在處置母岩特性調查與評估」的參考依據。

1.3.2.2. 處置設計與工程技術

深層地質處置技術主要利用多重障壁概念，以層層的障壁來遲滯放射性核種的傳輸，使其到達人類生活環境時，放射性影響已衰減至安全限值以下。

由於工程障壁之設計需配合場址之地質環境條件，現階段尚未進入選址程序，技術發展是參考國外與國內相類似之潛在處置母岩所發展的工程障壁系統，或引進相關技術及設備，或加入國際合作取得共同研究成果，期獲得本土適用的處置技術。

1.3.2.3. 安全評估

依照國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)的定義，「功能評估」為對廢棄物處置系統或子系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較；「安全評估」則是以輻射劑量(radiation dose)或輻射風險(radiation risk)為主要指標，評估整體處置系統之安全性(IAEA, 2006, p10-p11)。功能/安全評估的最終目的，在於整合廢棄物特性、工程障壁功能及場址特性，就整個處置設施的功能進行量化分析與模擬，以評估處置設施的適當性與安全性。

本報告已建立階段性安全評估技術的整合能力。包括建立用過核子燃料特性、處置設施概念參考演化、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等次系統分析模組，經整合後成為全系統模式，以進行處置設施安全評估。此全系統評估技術，將配合後續詳細場址調查工作之實際狀況，持續提昇評估能力。

1.4. 法規

放射性廢棄物的安全管理不僅是科技議題，也是政經及社會議題。其中有關放射性廢棄物的最終處置安全性，我國已有相關的管制法規。

「放射性物料管理法」明訂：

(1) 放射性廢棄物之處理、運送、貯存及最終處置，應由放射性廢棄物產生者自行或委託具有國內、外放射性廢棄物最終處置技術能力或設施之業者處置其廢棄物；產生者應負責減少放射性廢棄物之產生量及其體積。其最終處置計畫應依計畫時程，確實推動。前項之業者接受委託處理、運送、貯存及最終處置之收費標準，應報請主管機關核定之(第29條)。

(2) 核能發電之經營者應以核能後端營運基金額度提撥2%以上之金額籌撥經費，進行放射性物料營運技術及最終處置之研究發展(第46條)。

(3) 主管機關應督促廢棄物產生者規劃國內放射性廢棄物最終處置設施之籌建，並要求廢棄物產生者解決放射性廢棄物最終處置問題(第49條)。

另「放射性物料管理法施行細則」，在第37條中明文要求：

(1) 本法第49條第2項及第3項規定以外之高放射性廢棄物產生者或負責執行高放射性廢棄物最終處置者，應於本法施行後2年內，提報高放射性廢棄物最終處置計畫，經主管機關核定後，確實依計畫時程執行；每年2月及10月底前，應分別向主管機關提報前1年之執行成果及次1年之工作計畫。

(2) 高放射性廢棄物最終處置計畫，每4年應檢討修正；修正時，應敘明理由及改正措施，報經主管機關核定後執行。

台電公司依循法規規定提報用過核子燃料最終處置計畫，進行潛在場址選擇、施工、運轉、封閉、監管等各項工作，相關法規名稱如下：

(1) 放射性物料管理法(2002年12月)；

(2) 放射性物料管理法施行細則(2009年4月修正版)；

(3) 高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(2013年1月)；

(4) 核子保防作業辦法(2003年9月)；

(5) 游離輻射防護法(2002年1月)；

(6) 放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法(2009年4月修正版)；

(7) 高放射性廢棄物最終處置設施場址規範(2017年3月)；

(8) 環境影響評估法(2003年1月修正版)；

(9) 環境影響評估法施行細則(2005年6月修正版)；

(10) 開發行為應實施環境影響評估細目及範圍認定標準(2009年12月修正版)；

(11) 經濟部所屬事業固定資產投資專案計畫編審要點(2000年7月修正版)。

2. 處置系統與安全概念

2.1. 地質處置概念的全球發展現況

目前國際共識認為深層地質處置是具體可行的高放射性廢棄物處置方式，此種處置方式是藉由人工與天然的多重障壁設計概念，圍阻或遲滯放射性核種釋出及遷移。其中，多重障壁設計概念除有大量評估及實驗之佐證外，同時亦透過天然類比強化深層地質處置多重障壁安全性，例如：奧克羅(Oklo)天然核子反應器自發核裂變所產生之高階核廢料，20億年間核種遷移距離不超過數公尺、雪茄湖(Cigar Lake)鈾礦床藉由黏土層覆蓋，有效隔絕核種長達13億年等天然類比案例，均可證實相關障壁之設計，而天然類比詳細內容詳如第5.11.5節。深層地質處置概念之最終目標則希望能將高放射性廢棄物與人類生活圈長久隔離，使其對人類之輻射劑量影響減低至無害的程度。

根據經濟合作暨發展組織/核能署(Organisation for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)、歐盟執行委員會(European Commission)及國際原子能總署等國際組織在瑞典斯德哥爾摩會議(2003年12月)的結論指出(IAEA, 2003, p1-p10)：深層地質處置是目前技術成熟、符合道德與環保要求及國際上可接受的放射性廢棄物處置方法。目前國際間雖然尚無高放射性廢棄物處置設施開始運轉，然而已有其他類別放射性廢棄物深層地質處置設施的運轉經驗。例如處置有長半衰期核種超鈾元素(Transuranic Elements, TRU)廢棄物的美國新墨西哥州廢棄物隔離先導廠(Waste Isolation Pilot Plant, WIPP)，於1999年3月26日正式運轉。

瑞典選擇花崗岩類為處置母岩，其高放射性廢棄物管理計畫是由1972年成立的瑞典核子燃料及廢棄物管理公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, 簡稱瑞典SKB)負責。對於高放射性廢棄物管理之規劃，瑞典SKB歷經多年投入大量人力與物力發展適用於花崗岩質處置母岩之「KBS-3處置概念」。此概念採用多重障壁將用過核子燃料置放於銅質外殼與鑄鐵內襯的廢棄物罐中，並配

合緩衝材料與回填材料等工程障壁，再處置於適當深度的穩定母岩，達到隔離目的。KBS-3處置概念之主要安全功能為圍阻，可維持用過核子燃料及放射性核種留存於廢棄物罐中；次要安全功能為遲滯，一旦圍阻之安全功能失效後，可延緩放射性核種從處置設施釋出與傳輸。瑞典SKB於2006年對於最終處置場的設計深度，由原先的400 m加深至450 m至500 m之間(SKB, 2007a, p6)；並於2009年6月3日公布瑞典核廢棄物最終處置場址選定於Forsmark場址。目前已提建造執照申請，審查作業持續進行，預計2019年開始處置場興建工程。由於瑞典KBS-3處置概念有豐富研發成果的支持並經過實驗驗證，故成為各國推動處置計畫時借鏡的典範。

芬蘭亦選擇以花崗岩類為處置母岩。依據1994年深層地質處置計畫通過的核能法修正案，芬蘭所有的放射性廢棄物，必須直接在國內處理、貯存與處置，且不得有其他放射性廢棄物自境外移入。由Fortum(Fortum Power & Heat Oy)及TVO(Teollisuuden Voima Oy) 2家電力公司共同成立之芬蘭POSIVA，負責該國用過核子燃料的最終處置計畫。該公司在1999年5月申請在Olkiluoto地區地下500 m深的岩層內，興建用過核子燃料最終處置場，另包括位於地表的封裝場(encapsulation)及貯存場。經當地議會同意後，芬蘭政府於2000年12月作出同意的原則決策，國會也在2001年5月通過深層地質處置計畫。目前，芬蘭政府已於2015年11月核准深層地質處置設施建造執照申請，預定2020年代正式營運。

2.2. 地質處置概念

深層地質處置是國際公認可行的高放射性廢棄物處置方式，符合道德與環保要求及國際上可接受的放射性廢棄物處置方法，以及我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第3條指定方法。此種處置方式是將高放射性廢棄物埋在深約300 m至1,000 m的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐(由銅外殼及鑄鐵內襯所組成)、緩衝材料(純膨潤土)與回填材料(純膨潤土)等工程設施，藉由工程障壁及天然障壁所組成的多重障壁，可有效圍阻或遲滯放射性核種的釋出與遷

移，以換取足夠的時間使放射性核種在到達生物圈之前，放射性活度已衰減至無害於人體的程度。處置概念則依據不同功能與位置，可分為地表設施、地下設施及其間之連通設施(豎井或斜坡道)，如圖 2-1。

多重障壁系統係由工程障壁系統及天然障壁系統(Natural Barrier System, NBS)2個次系統組成，具備3項安全功能(POSIVA, 2012, p 201)：

(1) 圍阻核種於地層特定空間；

(2) 遲滯核種於地層的遷移速度；

(3) 隔離核種於人類生活圈外。

用過核子燃料之最終處置，依原能會發布之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(原能會，2013)。其要點包括：

第3條：高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式。

第4條：高放處置設施場址，不得位於下列地區：

(1) 活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區。

(2) 地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區。

(3) 地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區。

(4) 高人口密度之地區。

(5) 其他依法不得開發之地區。

第8條：高放處置設施應採多重障壁之設計。

第9條：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv。

第10條：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

第11條：高放處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後50年內可安全取出。

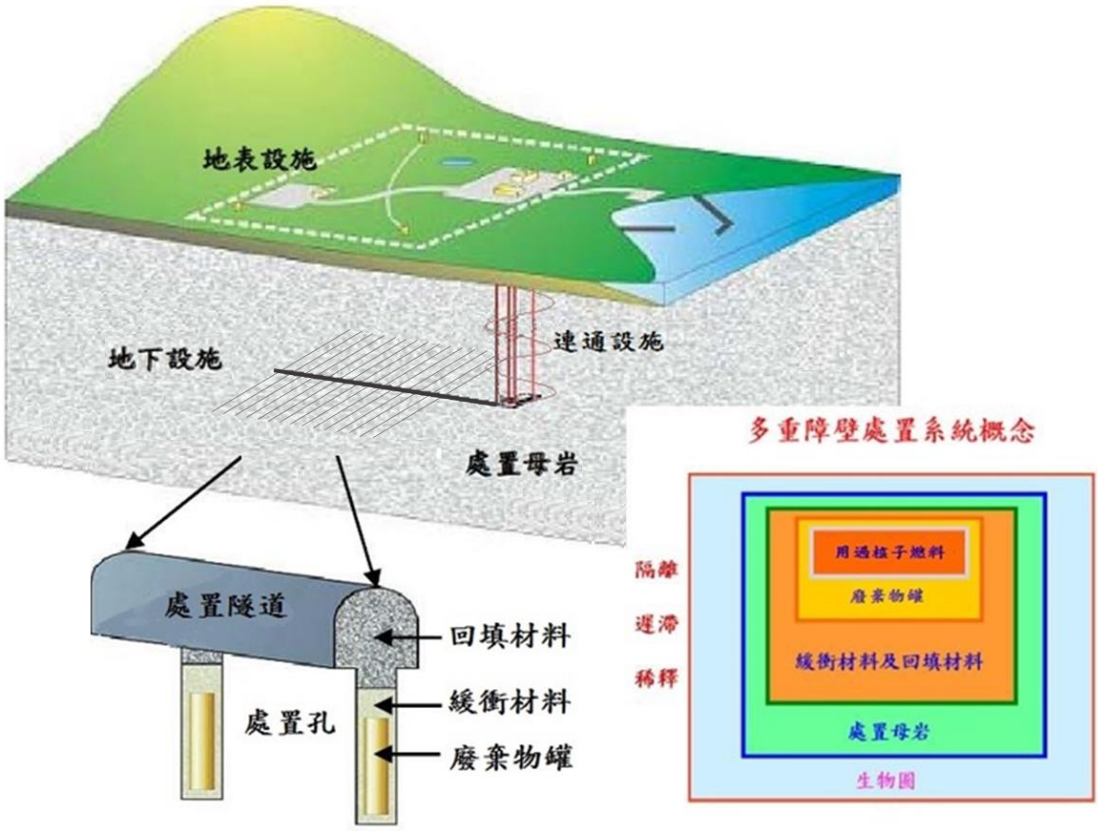


圖 2-1：本階段高放射性廢棄物最終處置概念

2.3. 各國安全論證介紹

核能先進國家近十餘年來的高放射性廢棄物處置安全評估技術發展實務經驗與安全論證(safety case)，概況說明如下(紀立民，2014，p66-p70)：

(1) 比利時2001年SAFIR 2計畫

比利時於2001年發布SAFIR 2安全評估與可行性報告(Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2)，SAFIR 2報告代表比利時對1990年到2000年間處置技術發展成果的整合。該報告以比利時東北部Mol–Dessel地區的BoomClay黏土層為假想地點，利用HADES地下實驗室多年獲取的水文地質模型與黏土岩參數進行分析。該報告為安全評估與可行性報告的結合，因此，內容廣泛含括運轉安全、再回收、處置費用及長期安全等探討。

(2) 瑞士2002年Project Opalinus Clay計畫

瑞士處置專責機構Nagra於2002年完成Opalinus Clay潛在母岩評估，整合相關成果發表安全評估報告；Opalinus Clay為瑞士北部Zürcher Weinland地區的地層。該計畫的目的除驗證處置技術可行性外，亦提供後續推動與決策的技術討論平台。此外，安全評估的成果亦可確認處置母岩的長期安全性、瞭解處置系統的功能性、評估影響安全的因素與不確定性，以及進行執行單位與管制單位的技術意見溝通等。

(3) 法國2005年Dossier 2005計畫

法國處置專責機構Andra依據廢棄物法(Waste Act of 30 December 1991)，於2005年向政府提出高放射性與長半衰期廢棄物深層地質處置可行性報告(簡稱Dossier 2005報告)。該報告整合法國執行了15年的研發成果與心得，包括黏土岩與花崗岩2個系列報告。相關報告並經過如法國原子能安全委員會(Nuclear Safety Authority, ASN)、輻射防護與原子能安全研究所(Radioprotection and Nuclear Safety Institute, IRSN)、國家審查委員會(The National Review Board)與經濟合作暨發展組織/核

能署等的專業審查；黏土岩系列與花崗岩系列報告各4冊，包含整合評估、建造與管理、安全分析與現象演化等4個主題。

(4) 瑞典2006年SR-CAN計畫

瑞典SKB於2006年10月發表SR-CAN計畫的研究成果。評估目的在於進行執照申請準備作業前的安全評估，以確認設施設計的可行，並促進與管制機關的溝通。評估對象包括Forsmark與Laxemar潛在場址，計畫成果包括主報告1冊與相關附屬報告9冊，內容以安全評估的技術應用為主。結論認為Forsmark場址符合安全準則，以及Laxemar場址仍需補充調查資料，以釐清問題。結論認為部份破壞機制須進一步深入研究。

(5) 美國2008年YMP-SAR計畫

美國內華達州Yucca Mountain處置場址雖然於2009年因政治因素考量而終止計畫，但2008年因建造執照申請需要所提出的安全分析報告，在技術性層面仍極具參考價值，反映美國當前的安全評估技術水準。該報告主要依據法規為10 CFR Part 63與NUREG-1804，內容分為5個章節包括：

(a) 永久封閉前的處置安全。

(b) 永久封閉後的處置安全。

(c) 解決安全問題的研發計畫。

(d) 處置功能確保計畫。

(e) 管理系統。

(6) 芬蘭2009年Safety Case計畫

芬蘭POSIVA於2012年底，向職業暨經濟部(Ministry of Employment and Economy)提出Olkiluoto處置場的建造執照申請。由於申請文件初步安全分析報告(Preliminary Safety Assessment Report, PSAR)需提出長期安全評估，因此，芬蘭POSIVA除利用Onkalo地下實驗設施取得現地調查資料外，並於2009年提出期中階段的安全論證評估報告，以驗證相關技術的可行性，驗證結果顯示處置容器的水平或垂直置放方式對劑量計算

影響不大，且Olkiluoto處置場應能符合原定隔離廢棄物的安全與功能。

(7) 英國2010年DSSC計畫

英國放射性廢棄物管理專責機構：核設施除役管理局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)於2010年發表「一般性處置系統安全論證」計畫的研究成果。計畫目的在於展現技術能力，促進公眾溝通，與推動選址等。計畫成果包含摘要報告1冊、主報告3冊(運輸安全、運轉安全、環境安全)、技術報告15冊。該研究旨在進行技術展示，並未對本身的計算結果進行評論。又於2017年8月在官網中發布一系列地質處置計畫通案安全論證成果報告。相關報告共33冊，包括摘要報告1冊、安全論證主報告3冊(運輸、運轉、環境)、安全評估報告11冊、處置系統資訊報告6冊與知識庫報告12冊。由於英國尚未選定處置場址，故此系列報告係以通案性質(generic)為範疇，進行安全論證研究。藉以說明在英國地質環境中，以及符合法令規範下，如何可以安全的設計、建造和運轉地質處置設施。

(8) 日本高放射性廢棄物NUMO處置計畫

日本核子燃料循環開發機構(JNC)遵照日本原子力委員會(Japan Atomic Energy Commission, JAEC)的指示於1999年完成H12報告撰擬，並於2000年發布英文版(JNC，2000)。計畫成果包括主報告1冊與技術支援報告3冊，內容包括日本的地質環境、處置場設計與安全評估等重點。報告中根據37項案例分析結果均符合安全標準，結論認為日本已證明能結合地質環境特性與設施設計概念發展完備的安全評估技術，可提供做為後續研發與選址的基準。在2005年至2010年完成第1個中期計畫的執行，彙編的成果報告為H22報告(JAEA, 2010)，可視為日本在初期調查階段所達成里程碑的報告。在2010年至2015年為第2個中期，彙整地質處置技術研究和開發成果並提出H26報告(JAEA, 2015a)，在H26主報告下包括4冊獨立編譯的知識核心報告，另亦將直接處置的調查和研究成果，也獨立彙編成第5冊的知識核心報告(JAEA, 2015b)：

(a) Kernel-1：深地質的研究設施規劃和深地質環境的長期穩定;

(b) Kernel-2：處置設施的工程技術;

(c) Kernel-3：安全評估研究;

(d) Kernel-4：超鈾廢棄物;

(e) Kernel-5：用過核子燃料直接處置。

(9) 瑞典2011年SR-Site計畫

瑞典SKB於2011年發表SR-Site計畫的研究成果，內容係針對已確定的Forsmark場址進行安全評估，以便作為提出處置場建造執照申請的依據。計畫成果包括主報告3冊與相關附屬報告19冊，內容包括處置場設計與安全評估2大重點，結論認為KBS-3處置概念的處置場設計與Forsmark場址，可以符合處置場的長期安全要求。

(10) 芬蘭2012年TURVA計畫

芬蘭POSIVA於2012年發表TURVA計畫的研究成果，內容係針對已確定的處置場址Olkiluoto進行安全評估，以便作為提出處置場建造執照申請的依據。計畫成果包括主報告1冊與相關附屬報告13冊，內容以安全論證為主軸進行資訊的整合。由於芬蘭法規YVL D.5適用於所有類別放射性廢棄物處置，對於評估的時間尺度僅要求至少數千年。因此，芬蘭POSIVA在進行本案例的用過核子燃料最終處置安全評估時，分為2個時間區段，進行情節假設與評估。其設定為封閉後1萬年人類行為與環境不變，放射性核種能有效的被阻隔；而封閉後1萬年到100萬年之間，核種則釋出並受場址特性影響，遲滯其遷移行為。結論認為Olkiluoto處置場設計能達成安全目標，並符合相關法規要求。

2.4. SNFD2017安全論證

SNFD2017報告依循SSG-23導則，說明我國處置技術發展的進度與能力，亦論述如何以深度防禦觀念與多重障壁設計理念，發揮隔離、圍阻與遲滯等功能，達到安全處置用過核子燃料、保護人類與環境免於游離輻射危害。

2.4.1. 安全目標

依據本章2.4節所述之地質處置概念，採用深層地質處置作法將用過核子燃料與生物圈隔離，運用多重障壁原理，發展合適的工程障壁與評選穩定的天然障壁，在盡可能的長久時間中發揮圍阻功能，此時間一般預期是數千年至數萬年；之後，因放射性核種具有衰減的特性，且釋出過程亦可被這些工程障壁與天然障壁遲滯，減緩用核子燃料內的放射性物質回到生物圈的時間與活度，故SNFD2017報告結合地質調查、工程設計、安全評估等技術發展，提出深層地質處置技術的可行性評估，評估過程中並運用安全評估技術，依據假定的本土參考案例，整合廢棄物特性、工程障壁功能及場址特性，就整個處置設施的功能進行量化分析與模擬，評估對人類造成的輻射劑量影響，以證明處置設施的適當性與安全性。

SNFD2017報告遵循高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則進行最終處置技術發展，採用深層地質處置方式發展用過核子燃料最終處置計畫，採用多重障壁原理進行處置設施設計發展，循序漸進逐步推動，推動我國用過核子燃料最終處置設施的選址、評選、安全分析、建置、運轉、監測與封閉。

為實現深層地質處置達到將用過核子燃料與生物圈長久隔離之目的，高放處置設施場址須位於穩定的地質條件中，須考量的條件包括地質活動、地質結構、水文條件等等，SNFD2017報告將據以分析台灣火山活動、斷層及地震活動、泥貫作用、抬升/沉陷/剝蝕、海平面變遷、天然資源蘊藏等，進行深層地質處置之合適性研究。同時亦發展深層地質處置調查技術，建立地質構造、水文地質、水文地球化學、岩石傳輸特性等條件分析技術，以期應用於選址過程的調查需求，逐階段推動並評選出合適深層地質處置的母岩。

高放處置設施設計技術發展主要依循多重障壁原理，進行工程障壁與地下設施之設計規劃，以維持廢棄物罐能長久處於穩定的地質環境條件中，達到預期長時間的圍阻安全功能的性能穩定。SNFD2017報告主要是汲取國際上以花崗岩為處置母岩的工程設計經驗與成果，

以KBS-3處置概念作為參考案例，進行技術演練與整合，探討工程障壁系統功能設計基準需求、影響的條件因子，並建立相關模式分析與試驗技術用以進行工程障壁穩定性分析，探討KBS-3工程設計理念應用於國內適用性評估。同時亦依據法規規範，為確保高放處置設施設計安，研究建造/運轉/封閉技術需求與營運管理技術需求，進行再取出方案研究與安全作業分析，以於本階段完成工程設計技術可行性評估，逐步推動後續的最終處置設施設計與建置規劃。

高放處置設施設計須確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險， 不得超過一百萬分之一。SNFD2017報告在建立安全評估過程中，同步參考國際輻射防護委員會於2013年公布的ICRP-122報告(ICRP, 2013)，依循深層地質處置設施之輻射防護建議，提出參考案例量化分析程序與計算成果，證明安全評估技術符合判斷法規符合性之需求。另為確保安全評估執行程序能符合安全論證之安全評估技術需求，SNFD2017 報告亦遵循國際原子能總署IAEASSG-23(IAEA, 2012, p1-p2)，著重進行安全評估方法論的研究與技術建立，探過參考案例技術演練，說明貫徹安全評估的評估程序，結合FEPs探討因子與作用之交互影響、進行處置設施未來演化可能性分析、結合各種試驗與科學證據，建立安全評估模式鍊進行各種情節與案例之量化分析，以期回饋進行工程障壁健全性發展與展示處置設施長期安全性之功能，逐步推動最終處置計畫的進展。

2.4.2. 處置技術可行性

用過核子燃料最終處置，是各核能發電國家均須解決的問題。而國內處置技術的可行性與安全性，以國際上已採取的系統性安全評估共通作法來加以證明。

處置設施的技術可行性主要取決於廢棄物存量、處置設施工程特徵及場址的適宜性。技術可行性須根據安全評估結果的基準加以判斷，而安全評估則須提供合理保證，處置設施將可符合設計目標、功能標準及法規準則(IAEA, 2011b, p70)。故安全評估的結果，一方面

要說服決策者與管制機關，另一方面是能夠讓公眾對處置安全有信心，進而認同處置計畫。

本報告係以「SNFD2017參考案例」在「地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」3項主軸的研發工作做連結展示，並於後續第3章、第4章及第5章分別說明，內容主要包含「表一：SNFD2017參考案例–法規要求及處置概念」(附錄A)、「表二：SNFD2017參考案例–地質概念模式及特性數據」(附錄B)及「表三：SNFD2017參考案例–安全評估模式及參數」(附錄C)等3個附表。SNFD2017參考案例的技術研發結果僅做為現階段技術能力建立及展示之用，無意特指任何特定地點，現階段採用離島結晶岩測試區調查資料進行技術建置。我國高放射性廢棄物處置場址，未來將依法由公開透明的選址程序選出。

2.4.2.1. 臺灣地區母岩合適性

根據現有地質特性資料，進行花崗岩、泥岩及中生代基盤岩之評估，包含基本特性、地質史(穩定性)、大地構造、地震及活動斷層等。評估結果顯示，泥岩主要分布於臺灣西南部，斷層構造多、泥貫作用明顯，且具油氣開採潛能；中生代基盤岩分布於臺灣本島西部的離島，因潛在母岩位於地下深處調查較為困難、技術要求層次高；臺灣西部離島及本島東部花崗岩均有至少百萬年的長期穩定潛力，且具可調查性和可預測性。綜上所述，SNFD2017報告經過系統化分析評估，明確建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是臺灣目前具潛能，且本島及離島皆有分布的處置母岩；至於中生代基盤岩仍需持續關注進行研究，以探討其未來處置可行性。

2.4.2.2. 現有工程技術能力

本階段主要完成處置設計與工程技術之可行性評估，並參考瑞典KBS-3處置概念，研究廢棄物罐、緩衝材料等設計，評估地質處置工程技術能力是否完備。惟工程設計須配合候選場址的地質特性參數、

用過核子燃料特性，進行設計調整與最佳化的方案評估，並考慮經濟效益。

本報告第4章依照日本H12報告架構進行盤點及案例說明，證明已具備的能力包括：配置設計、大範圍地下水流模擬、廢棄物罐衰變熱分析、廢棄物罐熱傳分析、廢棄物罐臨界分析、廢棄物罐地震剪力分析、廢棄物罐圍壓分析、廢棄物罐剪力失效數量評估、廢棄物罐腐蝕失效時間分析、緩衝材料侵蝕評估、回填材料侵蝕評估、緩衝材料及回填材料性質試驗等。

工程設計程序技術除整合國內重大工程實務經驗外，亦參考國際共通作法，具體應用於我國最終處置計畫。包括下列各步驟：

(1) 工程障壁與處置設施之工程規格建立。
(2) 用過核子燃料特性及母岩工程特性之建立。
(3) 處置隧道與處置孔配置設計。
(4) 安全餘裕之工程分析或測試。
(5) 工程設計與安全評估相關參數研究。
(6) 實體工程能力與經驗之累積。
(7) 運轉與營運管理技術之拓展。

由於現階段為潛在處置母岩特性調查，國內尚未選定處置設施場址，為使安全評估之技術發展有較具體目標，目前以「SNFD2017參考案例」為主體，並依據用過核子燃料核種存量、水文地質、地下水組成等本土數據資料，進行處置設施設計及工程技術建置，並藉由處置工程設計分析與驗證，以及處置設施建造、運轉、封閉與管理的策略研究，呈現工程技術的可行作法。

2.4.2.3. 現有安全評估能力

我國用過核子燃料以直接處置為原則，且處置母岩以花崗岩類為優先考量，在此前提下，現階段安全評估技術發展引進瑞典SKB實務經驗，應用於處置設施建造執照申請之安全評估方法論及KBS-3處置概念，據以進行我國技術能力的驗證。目前國內尚未選定處置場址，

參考國際技術發展經驗，以「SNFD2017參考案例」為主體，結合地質調查資料與處置概念設計，建立本土化特徵/事件/作用(Feature, Event, Process, 簡稱FEPs)清單，基於KBS-3處置概念之圍阻、遲滯安全功能，使用瑞典SKB申請處置設施建造執照使用之安全功能指標，以可量測或計算的參數來明確驗證安全功能的達成度，作為各障壁單元對長期安全貢獻的特性指標，並同步設定安全功能指標標準作為定量數值(詳細說明於第5.4節)，分析工程障壁與天然障壁長期演化影響，建立處置設施之情節發展，最後運用安全評估模式鏈進行情節之安全評估量化分析。本報告針對剪力、腐蝕情節建立安全評估模式鏈，利用數值分析方法進行廢棄物罐圍阻失效與後續核種遷移釋出之劑量評估，同時也進行SNFD2017參考案例可信度的討論與分析，以具體展現安全評估技術能力。

(此頁為空白頁)

3. 臺灣地質環境

3.1. 區域環境地質

臺灣地質資訊在中央地質調查所公開出版的地質圖幅及研究報告中，已有豐富的公開資訊。本報告彙整區域地質既有資訊時，特別進一步參考國內外學術文獻，探討過去數百萬年來之地質長期演化紀錄及趨勢，用以評估未來長期地質作用對地質處置設施安全性的影響。

3.1.1. 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性

針對高放射性廢棄物的最終處置需求，地質處置設施係指根據深層地質處置方式，例如坑道式地質處置(Deep Geological Disposal - Tunnel type, DTD)或深孔式地質處置(Deep Geological Disposal - Borehole type, DBD)(圖 3-6-(a))，所設計、規劃及建造之處置設施。地質處置設施的工程設計及安全概念，並非人類天馬行空的幻想，而是科學家師法天然鈾礦成功自我封存的實際案例及原理(圖 3-6-(b))，並透過系統化的研究，找出關鍵的安全機制—多重障壁系統。多重障壁系統係由工程障壁系統及天然障壁系統(Natural Barrier System, NBS)兩個次系統組成，具備3項安全功能(POSIVA, 2012, p 201)：

(1) 圍阻核種於地層特定空間；
(2) 遲滯核種於地層的遷移速度；
(3) 隔離核種於人類生活圈外。

工程障壁系統係由廢棄物罐、緩衝/回填材料、處置隧道及其封閉設計等工程設施及材料所組成，並建置於天然障壁系統中；天然障壁系統由處置母岩及其地質環境所組成。

在坑道式地質處置的設施概念設計中，用過核子燃料將被包封在特定的工程障壁系統中，並被埋存在深約300 m至1,000 m的地下岩層中。臺灣目前尚未確定處置深度，300 m至1,000 m深度乃根據其他國家的經驗進行規劃：

(1) 藉由工程障壁系統與天然障壁系統所形成的多重障壁系統，達到有效圍阻、遲滯核種的外釋、遷移速度，換取足夠的時間，讓核種的輻射強度，在影響人類生活環境之前，已衰減至可忽略的程度。

(2) 透過巨厚的天然障壁系統，長期及有效地隔離核種於人類生活圈之外。

針對工程障壁系統的功能需求及內容設計：

(1) 良好的工程障壁系統應能在特定時間內，有效地圍阻核種於地層的特定空間內，以避免遷移到人類生活圈。

(2) 台灣目前參考瑞典KBS-3處置概念(Andersson et al., 2000, p25)，建立本階段高放射性廢棄物最終處置概念。此種處置方式是將高放射性廢棄物埋在深約300 m至1,000 m的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐(由銅外殼及鑄鐵內襯所組成)、緩衝材料(純膨潤土)與回填材料(純膨潤土)等工程設施，藉由工程障壁及天然障壁所組成的多重障壁，可有效圍阻或遲滯放射性核種的釋出與遷移，以換取足夠的時間使放射性核種在到達生物圈之前，放射性活度已衰減至無害於人體的程度。處置概念則依據不同功能與位置，可分為地表設施、地下設施及其間之連通設施(豎井或斜坡道)。

針對天然障壁系統的功能需求及特性研究：

(1) 良好的天然障壁系統應具有維持工程障壁系統的功能性、遲滯核種在地層遷移的能力，以及長期隔離核種於人類生活圈外的功能：

   (a) 地下水流速、化學性質及裂隙特性，是控制工程障壁系統功能性的主要因子。

   (b) 地下水流速、核種在地下水中的溶解度、地層對核種的吸附能力，是控制核種在地層遷移的主要因子。

(2) 臺灣目前以花崗岩質母岩及其地質環境為研究對象之一。

3.1.2. 臺灣的地質環境特徵

臺灣(中華民國)現行有效管轄的土地範圍，主要包括臺灣本島及其附屬島嶼、澎湖群島、金門群島、馬祖列島、東沙群島、中沙群島、南沙群島等地，有效管轄土地面積約36,193 km^2 (EYTW, 2015)。

從板塊運動的地體架構來看，臺灣介於歐亞板塊(Eurasian Plate, EAP)、南中國海板塊(South China Sea Plate, SCP)與菲律賓海板塊(Philippine Sea Plate, PSP)等3個板塊的交界處(圖 3-1-(a))，坐落於環太平洋火環帶上，因此，臺灣地區的地質環境特徵、火山活動、斷層及地震活動等特性，皆與臺灣的地體構造息息相關。臺灣地區的地質環境特徵說明如下：

(1) 臺灣島的西側及北側為歐亞板塊、西南側為南中國海板塊、東側為菲律賓海板塊。

(a) 此區歐亞板塊自中生代晚期以來，大致已維持現有地體架構形貌，無重大地殼運動(Enkin et al., 1992, p13957–13968)。

(b) 南中國海板塊約於始新世晚期開始形成，由西南往東北方向張裂，並使兩側陸塊因擴張作用而分離，約於15.5 MaBP時結束張裂活動(圖 3-7-(a))(Briais et al., 1993, p6299; Wang et al., 2012b, p658; Shao et al., 2015, p3)。

(c) 菲律賓海板塊約在始新世晚期形成，年齡約53 MaBP至30 MaBP (Deschamps et al., 2001, p1)，目前以約8 cm/yr的速度，朝西北方向，向臺灣東南部擠壓(Yu et al., 1997, p41; Hsu et al., 2009, p11; Lallemand et al., 2013, p62)。

(2) 臺灣島現今位於兩個島弧系統的轉接點(圖 3-1-(a))：

(a) 臺灣島南部為北呂宋島弧(North Luzon Arc, NLZA, 圖 3-1-(a))：

在臺灣島的南端，南中國海板塊向東隱沒至菲律賓海板塊之下，形成馬尼拉海溝(Manila Trench, MLT)及北呂宋島弧的弧溝系統(圖 3-1-(a))；菲律賓海板塊之西北方向的持續性移動，使得北呂宋島弧逐漸北移，北呂宋島弧北延至東臺

灣約23°N消失，其北端嵌入中央山脈中(Ho, 1986b, p147; Lallemand, 2014, p6)。

(b) 臺灣島東北部為琉球島弧(Ryukyu Arc, RKA, 圖 3-1-(a))系統：

在臺灣島東北部約24°N外海，菲律賓海板塊向北隱沒至歐亞板塊之下，形成琉球海溝(Ryukyu Trench, RKT)、琉球島弧及沖繩海槽(Okinawa Trough, OT, 圖 3-1-(a))的弧溝系統。

(3) 臺灣島北段、中段及南段地區，目前處於3種不同的造山運動階段(Suppe, 1981, p71; Suppe, 1984, p21)；仍會受東北部的琉球島弧系統、南部的北呂宋島弧系統、菲律賓海板塊之西北向的持續性移動，及其移動所產生的北呂宋島弧與歐亞板塊的弧陸碰撞造山運動(後稱蓬萊運動)所影響：

(a) 臺灣島的南段目前處於年輕的造山運動環境。在臺灣南部的北呂宋島弧系統，隨著菲律賓海板塊之持續西北向移動所產生的蓬萊運動，地殼將持續抬升，並向臺灣靠近。

(b) 根據時空等效方式(time-space equivalence) (Suppe, 1981, p72&p79)、地體構造壓縮與剝蝕達平衡(Davis et al., 1983, p1163)，以及相對穩定的河川流域地形與橫向剖面地形起伏(Stolar et al., 2007, p421)等相關研究結論，臺灣島的中段目前處於穩定狀態的造山運動環境；穩定狀態係指造山的速度約等於山的剝蝕速度，亦即山的高度大約保持一致。臺灣地區的山根(地殼)厚度有限，預期臺灣造山運動所能推擠的山脈高度，不會超過4,000 m (Suppe, 1981, p79)；臺灣島現今最高山為玉山，位於臺灣島中段，高度約為3,951 m。

(c) 臺灣島的北段則處於垮山塌陷環境；在臺灣北部，菲律賓海板塊向西北隱沒至臺灣北部地區的西部邊緣線(the Western Edge of the northward subducting PSP in the northern Taiwan) (圖 3-1-(a)之WEP)現今大致位於花蓮至中壢連線上(Suppe, 1984, p31, f5; Teng, 1996, p950–952; Teng, 2007, p7; Chen et al., 2016b, p5)：

(i) WEP以西地區，處於擠壓的造山環境。

(ii) WEP以東地區，則處於拉張的山脈垮塌環境。

(iii) 隨著菲律賓海板塊持續向北隱沒，WEP的位置將往西南遷移(圖 3-7-(b)-(3))。

關於WEP位置的推論依據，基本上可分為2大類：構造地質學者主要依據地質構造及地表地質的影響，研判WEP在地表的位置(例如：Suppe (1984, p31, f5)、Teng et al. (1996, p950-952))；而地球物理學者主要依據深度達數十公里的震源機制與速度構造研判WEP投影至地表的位置，或深部可能三維結構(例如：Wu et al. (2009, f1))；然而，現今WEP二維或三維的詳細位置，因各學者推衍立論所引用與考量的資料(地震、構造、岩石地化等)各有不同，所描繪出的邊界形態及深度也隨之不同。就處置計畫的應用需求而言(地表下1,000公尺範圍內的岩體特性)，目前所彙整的資料應可供區域尺度長期地質演化與影響範圍評估所需。

(4) 臺灣島的岩層分布及地質構造走向，與蓬萊運動過程息息相關：數百萬年來，受到蓬萊運動的擠壓影響，現今臺灣島的地層變形與構造斷層走向，大多為北北東方向；在主要構造斷層之間，由西至東形成幾個地質分區(圖 3-1-(c)) (Ho, 1986b, p18)：

(a) 海岸平原地質區；位於變形前緣(圖 3-1-(c)-①)的西側。

(b) 西部麓山帶地質區；位於變形前緣及屈尺斷層(圖 3-1-(c)-②)之間。

(c) 雪山山脈地質區；位於屈尺斷層及梨山斷層(圖 3-1-(c)-③)之間。

(d) 脊梁山脈地質區；位於梨山斷層及中央山脈斷層(圖 3-1-(c)-④)之間。脊梁山脈與雪山山脈在地理位置上，因位於臺灣本島中央，故亦常統稱為中央山脈。

(e) 花東縱谷地質區；位於中央山脈斷層及海岸山脈斷層(圖 3-1-(c)-⑤)之間。

(f) 海岸山脈地質區；位於海岸山脈斷層(圖 3-1-(c)-⑤)東側。

(g) 另外，WEP以東地區受到菲律賓海板塊向北隱沒作用、沖繩海槽擴張作用及後造山運動的拉張作用所影響，形成許多正斷層系統及晚第四紀火山活動，可獨立為一地質區，稱為北部張裂帶地質區(Chen et al., 2016b, p5&p143)。

(5) 大南澳變質雜岩帶(Tananao Complex and Metamorphic Belt, TCMB)位於脊樑山脈的東側(圖 3-1-(b) & (c))，主要岩性包含片岩、大理岩及花崗岩等；其中，花崗岩體形成於白堊紀晚期，因第三紀始新世晚期至中新世中期(約38 MaBP至15 MaBP期間)的南中國海擴張，導致該花崗岩體自大陸東南陸塊漂離，甚至因南中國海板塊向東隱沒作用而沒入北呂宋島弧之下，其後於約5 MaBP開始的蓬萊運動，使其拼貼至現今位置(圖 3-7-(a)) (Chen et al., 2016a, p521; Shao, et al., 2015, p1)。

(6) 臺灣島西側海域至西部平原的前陸盆地由西往東加深：
數百萬年來的蓬萊運動，導致臺灣島的西側海域至平原下方，形成前陸盆地，該沉積盆地的厚度由西往東加深 (Lin et al., 2003a, p455)；盆地的下方為中生代基盤岩。

(a) 從澎湖至臺灣西部平原北港附近，存在一東西延伸的基盤高區(Angelier et al., 1990, p173-175; Mouthereau et al., 2002, p42-43)，稱為北港重力高區(圖 3-1-(c)之PKH)，其明顯影響著臺灣西側構造變形作用及沉積層厚度。

(b) 西部海域的離島地區(如澎湖群島)，位處前陸盆地之撓曲前緣(圖 3-1-(c)之紅線)外，已遠離臺灣造山變形帶(Lin et al., 2003a, p455)。

(7) 臺灣西南側澎湖群島的主要岩性為玄武岩，已遠離構造活動區。
中新世時由於SCS擴張引發大規模區域性張裂，而形成臺灣西南側的澎湖群島。澎湖群島主要岩性為玄武岩，另有早新生代岩石出露形成花嶼(圖 3-1-(b))。花嶼岩性以中性安山岩為主體，間夾中性(英安岩(dacite)/花崗閃長岩)與酸性(流紋岩/花崗岩)岩脈，顯示澎湖群島已遠離蓬萊運動的構造活動區。

(8) 馬祖、烏坵、金門等西部離島的主要岩性為花崗岩，均已遠離構造活動區：

(a) 均為丘陵地形的小島；高程均小於300 m，面積最大為金門本島約134 km^2。

(b) 約形成於中生代末期(約140 MaBP至100 MaBP期間)；金門、烏坵位於中國大陸東南的平潭-東山變質帶(Pintan-Dongshan Metamorphic Belt, PDMB, 圖 3-1-(b))上，馬祖位於平潭-東山變質帶北側，具有類似的地質環境，均已遠離蓬萊運動的構造活動區。

(9) 火山活動：

(a) 在臺灣北部，受菲律賓海板塊向北隱沒至歐亞板塊之下的影響，火山活動主要集中在臺灣北部及東北外海地區(圖 3-1-(a)之NTVZ)。

(b) 在臺灣東南部，受南中國海板塊向東隱沒至菲律賓海板塊之下的影響，火山活動形成北呂宋島弧 (Deschamps et al., 2000, p503)，但隨著蓬萊運動作用的南移，臺灣東部火山活動將逐漸停止(圖 3-8-(b)) (Chung et al., 1995, p79; Chen et al., 2016b, p176)。

(10)斷層及地震活動：

(a) 臺灣本島已知的活動斷層分布位置(圖 3-10-(c))，主要分布於3個新期構造區域：臺灣西側的西部麓山帶變形前緣(圖 3-1-(c)-①)、東側的花東縱谷(圖 3-1-(c)-④及⑤之間)，及臺灣北部張裂帶。中央山脈地區的活動斷層，因缺乏調查資料，故無法指出晚更新世以來的活動構造(Chen et al., 2016b, p133)。

(b) 臺灣地區地震的主要發生原因，與板塊的聚合運動有明顯的相關性，主要集中在兩個島弧系統(北呂宋島弧及琉球島弧)的隱沒板塊交界上(圖 3-10-(b))，以及前述的活動斷層面(Chen et al., 2016b, p159)。

(c) 臺灣地震雖然頻繁，但存在有地震頻率較少的區域(Kuo-Chen et al., 2012, p18; Wu et al., 2014, p197)；地震震源在不同深度的分布特性，明顯顯示在特定空間範圍內具有地震頻率較低的現象(圖 3-11)。

(11)應力架構及位移速度：

(a) 菲律賓海板塊目前仍以約8 cm/yr的速度，朝西北方向，向臺灣東南部擠壓(Yu et al., 1997, p41; Hsu et al., 2009, p11; Lallemand et al., 2013, p62)。

(b) 臺灣東北部已脫離蓬萊運動的碰撞帶(Suppe, 1984, p21; Lee and Wang, 1988, p166; Teng, 2002, p69; Chen et al., 2016b, p178)，轉為張裂地體構造環境(extensional tectonics)(圖 3-12-(a))，並發展出兩個陷落盆地(台北盆地和宜蘭平原)(Teng, 2007, p4; Chen et al., 2016b, p143)；位於東北外海的沖繩海槽南段，在過去2 Ma年間的平均擴張速度為約4 cm/yr，但近期可能達到 7 cm/yr的南向擴張速度(圖 3-12-(b)) (Lallemand et al., 2013, p61)。

3.1.3. 臺灣的大地構造架構及地質演化

從板塊運動的角度來看臺灣地區自中生代以來的地質演化，主要與3個階段之弧溝系統的形成與轉變有關(詳技術支援報告(1)，c3.1.3)。關於臺灣自蓬萊運動後的大地構造架構及地質演化，簡述說明如下：

(1) 自蓬萊運動開始(約5 MaBP)至今，臺灣島約於3 MaBP時形成高山(圖 3-7-(b)-(3))。臺灣本島東北部在2 MaBP前尚屬於擠壓環境，約自0.8 MaBP以來，已進入張裂沉陷的地體環境。離島(如馬祖、烏坵與金門島等)花崗岩距離EAP與PSP板塊邊界100 km以上(詳見圖 3-1)，過去千萬年來地殼並無顯著變動。

(2) 現今臺灣地層的變形與構造走向，受到蓬萊運動的擠壓影響，大多呈北北東方向(Ho, 1986b, p139; Teng, 2007, p8; Chen et al., 2016b, p5)。臺灣已知的活動斷層主要位於西部海岸平原區、西

部麓山帶及海岸山脈地質區(圖 3-1-(c))，均位於古老基盤的邊緣(Lacombe et al., 2001, p338; Shyu et al., 2005a, p168)，順著既有斷層帶，重複發生斷層活動(Lacombe et al., 2001, p343; Lin et al., 2007a, p21)。

(3) 在板塊運動的地質時間尺度中，可以合理的預期臺灣未來百萬年之地體構造體系，仍會受東北部的琉球島弧系統、南部的北呂宋島弧系統、菲律賓海板塊之西北向的持續性移動，及其移動所產生的蓬萊運動所影響；亦即：

(a) 在臺灣南段，蓬萊運動仍將持續進行，山脈逐漸升高，在臺灣東南區域的海岸山脈、綠島、蘭嶼，將逐漸靠近臺灣(Chen et al., 2016b, p175)。

(b) 在臺灣中段，因南段之蓬萊運動，與北段之菲律賓海板塊向北隱沒的琉球島弧系統，互相制衡，造山運動接近穩定狀態(Suppe, 1984, p30)。

(c) 在臺灣北段，隨著隱沒方向反轉與菲律賓海板塊的持續向西北隱沒，大約從0.8 MaBP開始，山脈逐漸坍塌、沉陷(Teng, 2007, p1; Chen et al., 2016b, p143)：

(i) 現今菲律賓海板塊向西北隱沒的西側邊界(圖 3-1-(a)及圖 3-7-(b)-(2)之WEP)，約位於花蓮至中壢連線上；WEP以東地區的山脈正持續緩慢地垮塌下陷。

(ii) 隨著菲律賓海板塊持續向北隱沒，WEP的位置將逐漸往西南遷移(圖 3-7-(b)-(3))，亦即現今臺灣北部的高山未來將下降成丘陵，最終沉於海底，埋藏在琉球島弧的下方。

3.2. 地質處置合適性研究

針對地質處置設施選址所必須考量的場址調查因子及所需資訊，國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)曾提出原則性建議，但特別強調各國可能因國情及地質條件的不同而有不同的考量重點(IAEA, 1994, c4; IAEA, 2011, aI.16 to aI.52)。因此，在進行地質處置設施場址評選、工程設計及安全評估時，各國因大地構造環境與地質特性的不同，所需特別考量的地質圈特性會有所不同。

臺灣位處於環太平洋火環帶，亦在板塊的聚合邊界，是一個造山作用活躍的構造區。由於臺灣的區域地質環境大致上與日本類似，故未來在進行地質處置設施場址評選、工程設計及安全評估時，臺灣與日本所需面臨及考量的地質圈特性極其類似。考量臺灣的大地構造環境與演化特性，並參考日本經驗(NUMO, 2004, p5)，影響臺灣地質處置設施的重要自然影響因子，應包括：

(1) 火山活動(Volcanism)：

火山活動所伴生的岩漿若侵入地質處置設施，將破壞地質處置設施的多重障壁系統功能，造成難以估計的不利影響，另外，火山灰可能影響地質處置設施之地表設施的功能；這些對地質處置設施的可能不利影響，至今人類的工程技術尚無法克服。因此，地質處置設施地點應遠離火山活動的影響範圍。火山活動對地質處置設施所可能產生的負面影響(JNC, 2000, c3p24)，包含：

(a) 岩漿入侵對地質處置設施的破壞性，及岩漿噴發活動將放射性物質快速帶到地表人類生活圈的可能性。

(b) 過高的地溫梯度會加速地下水的流動速率，進而增加核種遷移的速率。

(c) 地下水化學性質的改變(因過高的地溫或與岩漿、火山氣體的混合)，降低多重障壁系統遲滯核種遷移的功能。

(2) 斷層及地震活動(Faulting and Seismicity)：

斷層是大地應力在尋求平衡過程中，因地層錯動而造成的地質構造，發生在地層特定的錯動面上。地震是斷層活動、火山活動等地質作用的能量震波，由震源向外擴散所產生的震動；不考慮地

形、地層效應時，通常隨距離的增加而降低。當斷層的錯動面直接切過地質處置設施時，可能會破壞工程障壁系統對核種的圍阻功能；當地震的能量震波過大時，可能會觸動臨近地質處置設施之斷層、裂隙的錯動，或瞬間改變地下水流、化學環境的特性，影響工程障壁系統對核種的圍阻功能。

(3) 泥貫作用(Diapirism)：

泥貫作用是泥質沉積物混合大量流體，從深處慢慢的往上竄貫，侵入上部地層的貫入過程(Kopf, 2002, p5)。由於泥貫作用與厚層泥岩體、地層下方高壓氣體與地層破裂帶有直接相關，因此緩慢的泥貫作用會造成地殼變形，影響天然障壁系統的地質穩定性，甚或破壞工程障壁系統的圍阻功能。

(4) 抬升與沉陷(Uplift/subsidence)：

隔離是天然障壁系統的重要功能之一。當處置母岩具明顯抬升且剝蝕特性時，隨著處置時間的推進，原本被深埋地底的放射性廢棄物，會越來越接近人類生活圈，反之，若處置母岩具沉陷趨勢，則原本被深埋地底的放射性廢棄物將越來越遠離人類生活圈(JNC, 2000, c3p33; NDA, 2016, A2.39, p30)。

(5) 氣候與海平面變遷(Climate and Sea level changes)：

在數萬年時間尺度的氣候與海平面變遷過程中，因兩極冰帽的擴大或融化，臺灣周圍的海平面最高可能比現今高約10 m (IPCC, 2013, p1146)、最低可能比現今低約120 m (Rohling et al., 1998, p162)。當海平面下降時，可能會改變處置深度的地下水流及化學特性，影響處置環境的長期穩定性，降低多重障壁系統對放射性廢棄物的圍阻、遲滯功能，對處置系統帶來負面影響。

火山活動、斷層及地震活動、泥貫作用屬於突發性的自然影響因子，這些自然影響因子具有地理上分布的侷限性，因此可經由過去的空間分布、活動紀錄等研究，來劃分可能影響的範圍；而抬升與沉陷、氣候與海平面變遷則屬於逐漸性的自然影響因子，可透過短期、中期、長期之地形與地質紀錄，來評估對地質處置設施可能造成的影響。

另外，天然資源為吸引人類入侵地質處置設施的可能主因，一旦發生人類入侵，將對地質處置設施產生不利的影響。因此，地質處置設施地點應遠離已知具開採價值的天然資源地區。

3.2.1. 火山活動

火山活動是一種火成活動；火成活動是指來自地函或下部地殼的岩漿上升入侵地殼，冷卻形成火成岩的過程，可分為深部侵入與地表噴出兩種類型：

(1) 深部侵入活動所形成的火成岩，稱為深成岩(或稱侵入岩)，包含花崗岩、閃長岩、輝長岩等岩類；深成岩形成之初的位置在地下，歷經相關地質作用後，可能出露至地表。

(2) 地表噴出活動所形成的火成岩，稱為火山岩(或稱噴出岩)，包含流紋岩、安山岩、玄武岩等岩類；火山岩形成之初的位置在地表或近地表，歷經相關地質作用後，可能被深埋於地底。

地表噴出活動在地表形成火山，稱為火山作用。單次火山作用的時間相對於岩漿侵入作用短，且地表噴出的物質(岩漿、高溫蒸汽、火山碎屑、火山灰等)，會直接影響人類生活圈，對於地質處置設施的穩定性，極具影響性。

圖 3-8-(a)為臺灣地區新生代時期之火成活動分區及火山岩分布圖，可以劃分成西部、東部及北部3個火成岩區(Juan, 1985, p1–2; Chen, 1990, p2)：

(1) 臺灣西部的火山活動，最早發生在約新生代早期(65 MaBP 至 38 MaBP)，在中新世期間活動最為頻繁(23 MaBP至8 MaBP) (Chen, 1990, p35–37)，在約8 MaBP已無明顯活動跡象；屬於板塊內裂谷型的火成活動(Chung et al., 1994, p15–16; Chung et al., 1995, p78–79; Chen et al., 2016b, p128) (詳技術支援報告(1)，c3.2.1.2.1)。

(2) 臺灣東部的火山活動，主要發生於中新世至上新世之間(16 MaBP至2.2 MaBP)；屬於北呂宋島弧隱沒系統的火成活動(Chen, 1990,

p20–31; Chen et al., 2016b, p130) (詳技術支援報告(1)，c3.2.1.2.2)。

(3) 臺灣北部的火山活動，活動時間最晚，由上新世晚期延伸至第四紀(Juang, 1988, pI)，現今尚有活動跡象；屬於造山後期張裂崩解及琉球島弧隱沒系統西移的火成活動(Wang et al., 2004, p1006–1008; Lallemand et al., 2013, p62; Chen et al., 2016b, p130) (詳技術支援報告(1)，c3.2.1.2.3)。

臺灣位於環太平洋火環帶，但火山活動區域僅侷限在某些特定區域；圖 3-13列出臺灣6個火山潛勢地區的災害機率(Konstantinou, 2014, p2659–2660)。

用過核子燃料的輻射劑量需要約300 ka，才會衰退至天然鈾礦背景值(NUMO, 2004, p10; IPFM, 2011, p8)。因此，除非有證據顯示在未來300 ka內(針對用過核子燃料的最終處置)不會有火山噴發活動，或不會被涵蓋於火山活動的影響範圍內，否則下述地區不宜作為地質處置設施的考量地點：

(1) 大屯火山群(Tatun Volcano Group, TVG)及北部外海周圍地區：因為大屯火山群及北部外海尚有活動徵兆(詳技術支援報告(1)，c3.2.1.3)。

(2) 宜蘭平原(Yilan Plain)之擴張軸線靠海地區：因為沖繩海槽的持續擴張逼近，使得火山活動(如龜山島(Kueishantao, KST)；圖 3-1-(b))似有逐漸接近宜蘭平原的趨勢(詳技術支援報告(1)，c3.2.1.3)。

(3) 臺灣本島東南屬於北呂宋島弧之東火山島鏈(Eastern Volcanic Chain of NLZA, NLZA-E)的地區：雖然長期而言，隨著蓬萊運動作用的南移，臺灣東部火山活動將逐漸停止(圖 3-8-(c)至(d))，但位於北呂宋島弧之東火山島鏈的小蘭嶼(圖 3-1-(b))最後一期的火山活動約在0.04 MaBP至0.02 MaBP期間，尚無法完全排除其再活動的可能性(詳技術支援報告(1)，c3.2.1.3)。

由於火山噴發前，岩漿庫會先逐步增長或向上遷移，因而引起頻繁的微地震、地表抬升、地溫增高、噴氣之SO_2、CO_2等氣體成分量增加等，因此上述物理化學特性是分析及監測火山活動的主要參數(Tsao et al., 2007, p42; Husen et al., 2004, p407 – 409; Hill and Prejean, 2005, p263 – 275)。目前國內針對火山活動性監測已建立火山噴氣地化、微震、地溫與地表變形之監測，也建立空中磁力探測及資料解析，用以探討大範圍火成活動(詳技術支援報告(1)，c3.2.1.4)。

3.2.2. 斷層及地震活動

除非大地構造改變，否則斷層活動通常會沿著既有的斷層構造而活動，並由地下至地表逐漸擴大其活動影響範圍，形成斷層帶，因此，地質處置設施場址的篩選及建造，必須儘可能遠離已知的活動斷層帶。

1999年臺灣921集集地震(M_L 7.3或Mw 7.7)與2011年日本311福島大地震(Mw9.0)，均反映出斷層活動與地震的高度關連性。因此，用過核子燃料最終處置研究計畫的技術發展非常重視地質處置設施工程設計所需的斷層及地震相關資訊，相關關鍵資訊及其應用關聯性的順序如下：

(1) 活動斷層的空間分布、活動性、錯動規模及再現頻率等特性。
(2) 震波能量隨距離、深度衰減的特性。
(3) 地質處置設施之處置孔周圍裂隙受地震誘發錯動的可能規模及特性。

前述第(1)項及第(2)項資訊，在不同區域、不同深度都有不同特性，統稱為場址效應；至於前述第(3)項資訊，不同場址、不同工程設計會有不同影響效應，統稱為場址設計效應：

(1) 臺灣尚無地質處置設施的候選場址，因此，本章目前尚無法論述場址效應，僅能以全國性的角度，說明相關議題的研究發展成果。
(2) SNFD2017參考案例相關所需地質處置設施場址之處置孔周圍裂隙模擬，包括詳細之現地裂隙量測數據、重/磁力線形資訊統計，

到離散裂隙網路模擬建構過程及成果範例，請見技術支援報告(1)，附件A，第3.9節及第3.10節的詳細說明。

3.2.2.1. 臺灣的活動斷層

圖 3-10-(c)是臺灣活動斷層分布圖(2012年版)(CGS, 2012)，涵蓋第一類及第二類活動斷層，共33條，但未包含尚待確認的存疑性斷層；存疑性斷層係指有可能是活動斷層的斷層，但對斷層的存在、活動時代及再活動性仍存疑者(詳技術支援報告(1)，c3.2.2.1)。

臺灣活動斷層主要分布在3個新期構造區域，包括臺灣西側的西部褶皺逆衝斷層帶(圖 3-1-(c)-①)、臺灣東側的花東縱谷板塊縫合帶(圖 3-1-(c)-④及⑤之間)，以及臺灣北部張裂帶(Chen et al., 2016b, p133)。圖 3-14是臺灣已知構造線分布圖，包含活動斷層(圖 3-10-(c))、構造斷層等重要構造線，提供後續相關計畫進行系統調查研究參考。

3.2.2.2. 臺灣的災害性地震

臺灣本島近百年曾經發生多次災害性的地震(Lee et al., 2002, p50; NFA, 2014, p87; NFA, 2016, p2; CGS, 2016, p12–15) (詳技術支援報告(1)，c3.2.2.2)。臺灣西部地區重大災害地震發生頻率較高且災害較嚴重，主要原因是(Leu, 2005, p12)：

(1) 臺灣本島西部地區開發較早、經濟建設發達、人口集中。

(2) 臺灣本島西部地區地震的震源普遍較淺。

臺灣西部離島地區因為遠離板塊邊界，地震較少，歷史上記載鄰近地區較嚴重的地震災害紀錄，有3次規模大於7的地震，均與閩粵濱海斷裂帶有關(Guo et al., 2015, p248)，此3次地震分別是：

(1) 1600年廣東南澳外海(M 7.0)地震。

(2) 1604年福建泉州外海約60 km (M 7.5)地震。

(3) 1918年廣東南澳(M 7.3)地震(Cheng et al., 2012, p432; Guo et al., 2015, p251)。

3.2.2.3. 斷層的活動頻率及調查研究

(1) 斷層的活動頻率：

依最新的研究結果顯示(Chen et al., 2003a, p15; Chen et al., 2003b, p126-127; Chen et al., 2004b, p111)：若以規模7以上的大地震而言，臺灣西側的西部麓山帶變形前緣(圖 3-1-(c)-①)的活動斷層，似乎較東側花東縱谷(圖 3-1-(c)-④及⑤之間)的活動週期長；西側的活動週期約數百年，東側花東縱谷斷層的活動週期可能僅約百年(Chen et al., 2005b, p134)。

(2) 斷層的活動特徵：

針對地質處置設施場址的評估，確認場址內是否有未知斷層及其位置是相當重要的工作，土壤氣體調查是探測未知斷層的有效方法之一(Fu et al., 2005, p434)。依整合最新的研究結果(技術支援報告(1)，圖3-32)顯示，土壤氣體中的氡氣、氦氣、二氧化碳與氮氣是較靈敏的氣體指標，能指示出斷層帶的分布範圍(Fu et al., 2005, p434)。另外，根據研究結果(Fu et al., 2016, submitted)亦顯示，斷層帶的區域網格點調查方法，比舊有的橫切斷層測線調查法，更能如實反應出斷層可能經過的位置。

3.2.2.4. 臺灣的地震活動特性

臺灣位於地震頻繁的環太平洋火環帶上，全球超過70%的地震發生在此地震帶內。臺灣是典型板塊碰撞下產生之大陸邊緣島嶼，因此有旺盛的地震活動(圖 3-10-(b))：

(1) 在臺灣東北部，菲律賓海板塊向北隱沒傾斜至歐亞板塊之下，造成臺灣東北部的地震發生頻率及位置，有集中於板塊隱沒帶之現象。

(2) 在臺灣西南部，南中國海板塊向東隱沒至菲律賓海板塊之下，也可觀察到向東隱沒之傾斜地震帶。

臺灣的地震主要發生在東部海域、花東縱谷(圖 3-1-(c)-④及⑤之間)，以及西部麓山帶變形前緣(圖 3-1-(c)-①) (技術支援報告(1)，f3-33)。

(1) 震源的空間分布：

臺灣地區百年來規模大於4以上的地震有10,710個，震源深度最深可達約300 km，由震源在空間上的分布特性可以發現(圖 3-11)：

(a) 臺灣地區震源深度較深的地震，大部分都在臺灣東北部。

(b) 在臺灣西南部121°E附近，隱約呈現向東隱沒之傾斜地震帶(圖 3-10-(b))，但此地區所發生的地震較少，所呈現的隱沒作用也比較模糊。

(c) 臺灣西部地震的震源深度較淺，主要分佈於斷層構造附近(圖 3-10-(c))。

(2) 地震的規模：

除了臺灣西部的北港重力高區(Peikang Gravity High, PKH)與觀音重力高區(Kuanyin Gravity High, KYH)地區(圖 3-1-(c))，以及在臺灣東部花東縱谷中段西側地區的地震較少以外，整體而言，整個臺灣地區之地震活動非常頻繁(圖 3-11-(a))。百年來，地震規模大於7以上的地震有38個，平均每年的累計地震規模為7.16 (Leu, 2005, p18)。

3.2.2.5. 地震對地質處置設施的影響性

當地震發生時，地震波由斷層破裂處向外傳播擴散，隨著距離增加，震波能量因幾何擴散效應和吸收效應而衰減，一般而言其振幅會逐漸減小。然而，當地震波由緻密岩層進入破裂帶、風化層、地表等鬆軟地層時，由於地層密度減小，震波速度減小，常會造成地震波的振幅顯著放大與振動歷時延長等現象，統稱為場址效應。

針對地表人工建物的耐震設計，最大地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)是一常用的耐震設計參數；針對同一地點，地表PGA與特定深度PGA間之比值，稱為PGA場址深度效應(PGA Site Depth

Effect, PGA_SDE)；又可區分為水平方向及垂直方向的PGA場址深度效應，分別簡稱為PGAH_SDE及PGAV_SDE。

圖 3-15為近年來，中央氣象局建置的井下地震觀測站分布圖，及PGA場址效應之觀測結果範例；最新的觀測數據顯示：

(1) 不論是水平方向或垂直方向PGA的場址放大倍率(圖 3-15之PGAH_SAF及PGAV_SAF)，均大於1，亦即當地震來臨時，同一地點的地表PGA會比地底的PGA大，有些地點甚至高達20倍以上(圖3-15-(c)至(e))。反言之，地底深處受地震的搖晃程度將遠低於地表的搖晃程度。

(2) 水平方向PGA的場址放大倍率(圖 3-15之PGAH_SDE)，大都比垂直方向PGA的場址放大倍率(圖 3-15之PGAV_SDE)大；可能是因為地表水平向的PGA有較大的自由移動空間，但垂直向的PGA則受制於岩層的質量制約。

地質處置設施的關鍵保全對象—用過核子燃料及其工程障壁系統，主要深埋在地底深處約300 m至1,000 m深度，雖然在地質處置設施運轉期滿後，所有連通設施及處置孔均將填滿，不像地表建物有搖晃的自由空間，但地質處置設施在運轉期間(約數十年時間尺度)，仍然會因運轉需要，而必須保持連通設施及處置孔的穩定性：

(1) 在運轉期間內，仍須考量地震對處置隧道穩定性的影響。由相關研究結果(圖 3-15)可知：PGA場址放大倍率(圖 3-15之PGAH_SDE及PGAV_SDE)會大於1，亦即地震效應對地下人工建物(如坑道)的影響性，會比地表人工建物(如大樓)的影響，降低很多。

(2) 在地質處置設施封閉後，雖然所有連通設施及處置孔均將被填滿，但仍需考量：在特定工程障壁系統設計條件下(如處置孔大小、緩衝材料材質、厚度等)、在特定震源路徑/規模大小/距離條件，以及在特定地質環境特性等條件(如母岩、構造分布及裂隙特性)下，工程障壁系統周圍的天然裂隙受地震誘發錯動的規模大小，並評估該錯動的規模是否損及工程障壁系統對核種的圍阻

功能。地震相關的工程障壁系統設計及評估研究，請參考SNFD2017報告第4章(處置設計與工程技術)之相關說明。

3.2.3. 泥貫作用

臺灣的泥貫入體與泥火山主要發育在臺灣西南海域及南部陸上(圖 3-16-(d))；另有少數泥火山分布在臺灣東部海岸山脈南段(例如：羅山、電光泥火山)(Hsieh, 2000, p19)。

另外，臺灣西南海域平均熱流值約50 mW/m^2至70 mW/m^2，在泥貫入體分布區有數處高熱流區(大於75 mW/m^2)，顯示伴有高熱流入侵(Chen et al., 2014b, p47)。臺灣中油公司在高雄陸上鳳山背斜的泥貫入體曾鑽遇大量油氣，顯示泥貫入體具油氣潛能，不容忽視；在適當溫壓條件下，亦可形成天然氣水合物資源。

臺灣西南部泥岩地區，因普遍具有泥貫入體與泥火山，且其氣體組成具有天然氣資源的開發潛能，但其精確的發生地點、範圍及規模尚難以明確預測，因此，不宜作為地質處置設施的考量地點(詳技術支援報告(1)，c3.2.3)。

3.2.4. 抬升、沉陷與剝蝕作用

岩體的抬升、沉陷及剝蝕作用，主要係取決於大地架構及其演化特性，是長期性的地質程序，可能會改變地質處置設施原本的深層地質處置環境及安全性；若以海平面作為相對基準面而言：

(1) 岩體的抬升與剝蝕，將縮短放射性廢棄物的處置深度與人類生活圈的安全距離，進而降低岩層對核種遷移的隔離功能，相反地，岩體的沉陷及其可能伴隨的沉積，將使放射性廢棄物逐漸遠離人類生活圈。

(2) 岩體的抬升與剝蝕，會改變地質處置設施處置深度的地下水流場、化學特性，進而改變處置環境的穩定性。

針對地質處置合適性之抬升、沉陷及剝蝕作用的相關研究結果(詳技術支援報告(1)，c3.2.4)，摘述如下：

(1) 數十年時間尺度：

(a) 根據數十年時間尺度的大地測量數據(圖 3-17)，觀察到在此時間尺度下，WEP以東地區可能具有沉陷趨勢；而部份臺灣本島東部(H區)花崗岩體，目前處於WEP東側，亦可能具有沉陷的趨勢。根據H區布設位於花崗岩體上之GPS監測站的監測結果顯示(圖3-16-(c))，目前仍呈現持續沉陷趨勢。

(b) 數十年尺度的剝蝕率研究結果顯示，臺灣整島的剝蝕率均很高(Dadson et al., 2003, p649; Derrieux et al., 2014, p243, f7)。然而臺灣的剝蝕作用，基本上伴隨著山坡的流水、河流的沖刷、懸浮與移運，加上常有風災、豪雨、地震造成的山崩，導致河流快速移運，造成估算特定岩體之長期剝蝕率的困難度，更無法直接使用數十年的瞬間剝蝕率，估算岩體未來百萬年的抬升率。

(2) 千年、萬年時間尺度：

(a) 千年尺度的河階研究結果(圖 3-18-(b))顯示，臺灣中央山脈東翼北段河流(南澳北溪、南澳南溪與和平溪)具有最低的河川陡峭度指標(Normalized Steepness Index of River Channel, ksn)，且推測因為抬升速率減緩，已達成均夷(gradation balance)。因此，臺灣東部地區越接近WEP的河川，河川越接近均夷(gradation)，亦即抬升構造運動越不明顯。

(b) 千年尺度的海階研究結果(圖 3-18-(c))顯示，在WEP以南的臺灣東部地區，越接近WEP的海階，海階的抬升速率越低。在WEP東側地區，現今已找不到海階可供進行研究，亦即在WEP東側，抬升構造運動很不明顯。

(c) 根據萬年尺度的古山崩、土石流的定年研究結果顯示，在臺灣利用河階階地年代計算出來的下切速率，可能無法代表整條河流的下切速率，更無法代表該地區的地殼抬升速率。

(3) 百萬年時間尺度：

(a) 根據臺灣的地體架構及演化特性(詳第3.1.3節說明)，在板塊運動的地質時間尺度下，可知：

(i) 臺灣本島未來百萬年之地體構造體系，仍會受東北部的琉球島弧系統、南部的北呂宋島弧系統、菲律賓海板塊之西北向的持續性移動，及其移動所產生的蓬萊運動所影響。菲律賓海板塊向西北隱沒至歐亞板塊的西側邊界(圖 3-1-(a)之WEP)，現今約位於花蓮與中壢連線；

◆ WEP的東側地區將隨著板塊運動的持續進行，而持續隱沒，且 WEP 位置將逐漸往西南移動(圖 3-7-(b)-(3))。

◆ 現今WEP東側的臺灣東北部高山，未來將緩慢下降成丘陵，最終沉於海底。

(ii) 西部離島(如澎湖、馬祖、烏坵、金門)地區，因距離歐亞板塊與菲律賓海板塊邊界100公里以上，遠離構造變形區，地殼相對穩定，抬升或沉陷作用不明顯。

(b) 本島H區花崗岩體雖已有許多低溫熱定年(low-temperature thermochronology)資料，但其年齡都很年輕(磷灰石核飛跡定年數值(Fission-track dating age (Ma) of Apatite, FTD-Ap)年代約0.3 MaBP至0.6 MaBP；鋯石核飛跡定年數值(Fission-track dating age of Zircon, FTD-Zrn)年代約1.2 MaBP至2.1 MaBP)：

(i) 相關討論認為H區岩體過去並非歷經穩定的抬升、剝蝕、冷卻的熱歷史(Derrieux et al., 2014, p231)。

(ii) 臺灣東北部在約0.8 MaBP時發生板塊活動反轉(圖 3-7-(b)-(1)-(D))，因此，東北部的山脈(岩體)有可能由之前的蓬萊運動之擠壓作用，快速抬升至近地表作用影響顯著的環境，而後轉為張裂作用且快速冷卻沉陷至今，類似蘭陽平原的地質演化歷史，未來還會持續緩慢沉陷沒入海中。

(c) 離島花崗岩體的低溫熱定年資料顯示，低溫熱定年的年齡都很老，可合理假設岩體剝蝕率等於岩體抬升率；以K區為例，自76 MaBP以來，K區的抬升速率非常慢，可能介於0.01 mm/yr至0.1 mm/yr (詳技術支援報告(1)，附件A，c3.4.2)。

(4) 處置母岩抬升或沉陷與否，是地質處置設施場址考量的重點之一。當抬升或沉陷速率差異1 mm/yr時，3 ka的時距僅差異3 m，但每百萬年的時距即差異1,000 m。然而，針對抬升、沉陷、剝蝕速率的估算(Derrieux et al., 2014, p231)：

(a) 方法眾多，且計算基礎、假設及時間尺度，差異可能很大。

(b) 現今科技的準確度尚難以小於1 mm/yr。

因此，若考量將抬升剝蝕速率數值做為地質處置設施場址評選條件時，則應有較大的數值緩衝空間外，更應明確界定其計算基礎、假設及時間尺度，避免爭議。

3.2.5. 氣候與海平面變遷

氣候變遷對地質處置設施的影響性，說明如下：

(1) 長期性的氣候變遷：

(a) 隨著行星軌道的運轉，長期性的氣候變遷(數萬年尺度)具有週期性的變化，造成溫度及海水面的週期性變化；其中，海水面的變化幅度可能高達百公尺。

(b) 海水面變化可能對地質處置設施系統造成的衝擊有：地下水流場和化學環境改變、海/淡水介面遷移、侵蝕/沉積作用等，這些衝擊會干擾地質處置設施之處置深度的地質環境穩定性，進而影響地質處置設施之功能。

(2) 短期性的氣候變遷：

(a) 氣候變遷造成區域之異常性氣候變化加劇，諸如：氣溫之劇升/劇降、降雨量/降雨日數之增加或減少、颱風/暴雨增加，造成區域性乾旱/水澇、山崩/土石流等災變現象之發生。

(b) 短期性的氣候變遷，會改變地質處置設施之地表設施周圍的地表水文、植被、山坡穩定性等，是地質處置設施封閉前應該考量的影響因子。

地球表面溫度是受到日照量的變化所影響，而日照量變化又受到地球運行軌道的週期性改變而影響；0.9 MaBP至今，氣候變化之週期約為100 ka (Naish and Kamp, 1997, p978; Naish et al., 1998, p695; Chen et al., 2001a, p1249)。在100 ka週期性循環事件中，會因全球溫度變化造成融冰量的改變，而造成大幅度的海水面變動，變動幅度可達百公尺：

(1) 這樣的氣候變化週期性循環事件，自0.9 MaBP以來，不斷反覆出現，且有「快暖慢冷」的趨勢。

(2) 現今全球氣候處於地質史上較暖的間冰期，未來可能依照氣候循環規律而變冷(相對應的海水面也會下降)，逐漸邁入下個冰期階段。

針對地質處置合適性之氣候及海平面變遷的相關研究結果(詳技術支援報告(1)，c3.2.5)，摘述如下：

(1) 臺灣地區自2萬年前末次冰盛期(Last Glacial Maximum, LGM)至今的海水面及環境變化，說明如下：

(a) 在末次冰盛期時，全球海面較今日低約120 m (Rohling et al., 1998, p162)，現今臺灣海峽的淺海陸棚成為連接亞洲大陸的陸橋，臺灣附近海岸線可能南移至澎湖以南(圖 3-19-(c))。在這寒冷的冰期，地處亞熱帶的臺灣島，海拔3,300 m以上的高山也被冰川覆蓋，此時的乾冷氣候造成南中國海的表層海水溫度估計要比今日低3.5 ℃至6 ℃ (Hsieh et al., 1996, p1)，在臺灣的溫度會比今日低8 ℃至9 ℃，而年雨量也僅有今日的一半，然後開始趨於減緩(Liew, 2003, p23)。

(b) 自末次冰盛期後，全球氣溫逐漸升高，海面也逐漸上升，海岸線朝陸地前進，原本連接亞洲大陸的陸橋，逐漸被海水淹沒。

(i) 20 kaBP至15 kaBP 期間，海水面上升速度較緩慢，平均每千年約6 m。

(ii) 15 kaBP至10 kaBP期間，海水面上升速度較快，平均每千年約10 m。

(c) 約10 kaBP時，回復現今的海峽地形，此時臺灣本島高山上的冰河也已消失，只遺留下冰川的遺跡(Siame et al., 2007, p2185)。

(d) 約至6 kaBP時，氣候才逐漸穩定，全球海面達到最高點，較今日高約10 m (IPCC, 2013, p1146)，現今臺灣島周圍海岸平原都已被海水淹沒，海岸線位在現今山麓與丘陵地的前緣；約6 kaBP之後，海面不再上升，河流搬運大量沉積物堆積在海岸，並逐漸地擴大成為西部海岸平原(圖 3-1-(c)之CP)。

(2) 就長時間尺度的氣候變化而言，氣候變遷具有週期性的循環特性：針對評估未來百萬年之氣候變遷對地質處置設施安全影響所需考量的週期性變化，根據地球運行軌道所估算的100 ka週期應是合理的假設(Naish and Kamp, 1997, p978; Naish et al., 1998, p695; Chen et al., 2001a, p1249)。

(3) 臺灣周圍近代的氣候及海水面變化特性如下：

(a) 臺灣本島平原地區的年平均氣溫在22 ℃至25 ℃之間；過去百年來，溫度上升速率在0.01 ℃/yr至0.014 ℃/yr 之間，高於全球平均地表氣溫的上升速率0.006 ℃/yr。

(b) 臺灣年平均雨量約2,500 mm，約有78%的雨量集中於雨季(5月至10月)，乾季則是11月至翌年2月；過去百年來，平均年降雨量逐年增加，但年降雨日數逐年減少，亦即降雨強度有逐漸增大的趨勢，以臺北為例：降雨量增加速率為2.6 mm/yr、年降雨日數減少率為0.27 day/yr，依此計算，每降雨日之降雨量增加約30%。

(c) 根據1993年至2007年間之衛星測高數據(Satellite Altimetry Data, ALT)資料估計顯示(Zhan et al., 2009, p1732)：

(i) 黃海(圖 3-1之YS)的絕對海水面上升速率約為3.91 mm/yr。

(ii) 東海(圖 3-1之ECS)的絕對海水面上升速率約為4.28 mm/yr。

(iii) 南海(圖 3-1之SCS)的絕對海水面上升速率約為3.49 mm/yr。

其中，南海之絕對海水面上升速率，有越來越快的趨勢；1993年至2012年間，南海之絕對海水面上升速率約為5.1 mm/yr (ALT only, Cheng et al., 2014, p4335)。

(d) 臺灣不同海岸地區有不同的海水面上升速率，但均呈現上升情形(最高可高達5 mm/yr)，且海水面的上升速率，有由北往南加快的趨勢；後續針對特定地質處置設施候選場址，若臨近海岸地區，則必須有地區性的絕對海水面量測解析資料，方能較精準評估近期海水面變化對地質處置設施的影響性。

3.2.6. 臺灣的天然資源

根據國際原子能總署建議的地質處置設施選址考量因子中(IAEA, 1994, c4; IAEA, 2011, aI.21 to aI.52)，選址必須考量未來人類的可能活動，及盡可能降低相關活動對地質處置設施之隔離功能的不利影響。天然資源的開發，是人類對地質處置設施的隔離功能，造成不利影響的可能活動之一。關於臺灣天然資源的相關論述，可作為未來評估地質處置設施候選場址適合性的參考。

臺灣天然資源主要包含金屬礦物、非金屬礦物、能源礦產及地下水資源。整體而言，臺灣地區的地下資源，除淺層地下水(含溫泉)外，尚有生產者為大理岩、石灰岩、白雲岩、蛇紋岩、雲母、矽砂、黏土、石油與天然氣，但規模均相當有限(詳技術支援報告(1)，c3.2.6)。

3.2.7. 臺灣潛在處置母岩

針對地質處置設施處置母岩的研究，花崗岩、泥岩及中生代基盤岩，是臺灣曾經探討過的3種潛在處置母岩；其分布圖如圖 3-20所示，特性比較結果如表 3-1所示。

3.2.7.1. 泥岩

泥質岩類在臺灣本島分布廣泛(圖 3-20)，除中央山脈外，主要分布在西南部平原區、西部麓山帶、南部恆春半島，以及東部海岸山脈等地。為簡化論述，本報告所敘述之「泥岩」泛指沉積物顆粒小於1/256公厘的沉積岩，包含沉積岩類的泥岩、頁岩以及硬頁岩(Chen, 2002b, p2-1)，以及輕度變質的板岩。臺灣泥岩分布地區多與油氣與煤等地下資源有關，分布於臺灣西南部之泥岩厚度可數千公尺，曾被列為潛在處置母岩特性調查對象(Lin et al., 1991a, c5p1 & c5p3)；主要分布範圍北起自嘉義，南至高雄，西由臺南六甲、官田、新化至高雄岡山，東到臺南關子嶺、北寮、玉井、南化、高雄內門至旗山，涵蓋面積約 1,400 km^2 (Lee et al., 2003, p128)，主要的地層包括：六雙層、古亭坑層、二重溪層、崁下寮層、六重溪層、北寮頁岩、茅埔頁岩、鹽水坑頁岩及墾丁層。根據最新的研究結果顯示(詳技術支援報告(1)，c3.2.7.2)，西南部泥岩作為處置母岩之條件，比不上花崗岩或中生代基盤岩，因為：

(1) 泥岩雖然因其所含豐富黏土礦物，而具有吸附核種的特性，但由於臺灣西南部泥岩區的民用水井多，大量抽取地下水，不僅可能造成地下水鹽化，亦導致地下水流速加快，倘若核種釋出，抽水行為可能加速核種於地層的遷移速率。

(2) 臺灣西南部泥岩區斷層構造多、泥貫作用明顯，且具有天然資源開採潛能(油氣)。

(3) 臺灣西南部地區活動構造多、地層抬升速率快且剝蝕率高，山地多形成泥岩惡地地形。

(4) 臺灣西南部地區地震深度淺、災害性地震頻率高、泥岩層中夾有富甲烷及二氧化碳的天然氣儲存層、主要構造帶沿線有泥火山噴發作用。

(5) 隨著蓬萊運動的持續進行，臺灣本島的變形前緣將逐漸往西、往南發展，逆衝斷層構造亦將持續往西發展，不利西南部泥岩的長期穩定性。

上述人為因素及天然事件特性，造成臺灣西南部泥岩的長期穩定性不佳。

另外，中央山脈(圖 3-1-(c)之HR及BR)的泥質岩層，因複雜的構造作用形成許多剪切帶與破碎帶，地形險峻，且受高雨量及風化作用影響，具有較高的剝蝕率；地震過後，每每颱風豪雨即導致山崩地滑及土石流，較不適合作為地質處置設施的潛在處置母岩。至於海岸山脈(圖 3-1-(c)之CR)泥岩，因為延伸性有限，多為惡地地形，又位於蓬萊運動之碰撞帶的斷層活動帶上，亦較不適合作為地質處置設施的潛在處置母岩。

3.2.7.2. 中生代基盤岩

西部海域及陸地平原區新生代沉積層下方的中生代基盤岩(圖 3-1-(c))，屬於相當穩定的地層，大部分深度超過1,000 m(圖 3-1-(b))，越往本島延伸越深(至西部平原下，深度已超過2,000 m)。除臺灣海峽部分區域外，中生代基盤岩深度已超出坑道式地質處置概念設計的處置深度(300 m至1,000 m)(詳技術支援報告(1)，c3.2.7.3)，故於臺灣西部平原區發展坑道式地質處置設施的工程可行性較低，但具有其他處置概念(如深孔式地質處置)的可能性，將持續追蹤國際最新發展現況。

3.2.7.3. 花崗岩

臺灣地區的花崗岩出露地區主要分布在歐亞大陸最東緣的2大變質帶(詳技術支援報告(1)，c3.2.7.4.1 - c3.2.7.4.3)：

(1) 臺灣本島中央山脈東側之大南澳變質雜岩帶地區，其中夾有部分花崗岩體以侵入方式、部分岩體以構造接觸方式與圍岩接觸，分布靠近板塊交界帶。本區花崗岩，簡稱為臺灣本島東部花崗岩。臺灣東部花崗岩可分成6大岩體，各岩體所具之片麻理，常見於岩體邊緣，而岩體內部可見原侵入岩(花崗岩、石英二長岩及花崗閃長岩)之火成結構與岩石特性。野外調查各岩體時，多依野外產狀而描述為花崗岩、片麻岩及混合岩；後續將上述臺灣東部花崗岩體統一稱為臺灣東部花崗岩。

(2) 大陸東南沿海的平潭-東山變質帶地區；多以侵入體的形式分布，現今已遠離板塊交界帶。本區花崗岩，簡稱為臺灣西部離島花崗岩。

對臺灣花崗岩質潛在處置母岩地區而言：

(1) 西部離島花崗岩屬於數千萬年長期穩定的大地構造環境，其地質環境大致與日本海西側的韓國類似；而本島東部花崗岩地區位處於琉球島弧及北呂宋島弧2個弧溝系統的交界區(圖 3-1-(a)之RKA及NLZA)，其地質環境大致與同為歐亞東緣的日本類似。

(2) 離島花崗岩區之地質圈特性相較於本島東部，現今已無火山活動、斷層活動及地震活動，亦無顯著的抬升與沉陷作用，但地表地形及環境明顯受到氣候與海平面變遷影響。離島地區在冰期時，海水面最多可較現今海水面降低約120 m (Rohling et al., 1998, p162)，海岸線往南移約200 km (圖 3-19-(c))，在這種狀況下：

(a) 預期處置深度的地下水流場及化學環境會有較大的變化。

(b) 會有更多的地表面積可供人類生活；由浙閩古文明紀錄來看，萬年前此區為人類主要活動地區，極可能為古越民族的主要棲地。

(3) 本島東部花崗岩區之地質圈，地處山地與深海交界，地下水流場變動程度較不受冰期海水面下降(最多達約120 m)的影響。另外，根據本島東部花崗岩區之地表水及地下水質相關文獻報導

(CGS, 2013a, c3p44–p48)，大範圍區域的pH值都在8附近，無明顯變異，可能反映花崗岩體周圍巨量的大理岩圍岩，其對地下水化學特性具有相當影響性。本島東部花崗岩區，雖然距離火山活動區較遠(大於15 km，圖 3-13)，無侵入活動之慮，但是：

(a) 根據微震觀測結果發現，部分臺灣本島東部花崗岩體在3D空間中具有地震相對安靜的特性(圖 3-24)，仍需要更長時間的觀測數據來加強證據，其機制亦須更多的研究，並且需評估鄰近地震帶震波對地質處置設施處置深度環境的影響(詳技術支援報告(1)，c3.2.7.5.3)。

(b) 部分本島東部花崗岩體所發現的沉陷趨勢，對地質處置設施處置深度環境的演變及影響性，應以合宜的技術進行工程設計及安全評估(詳技術支援報告(1)，c3.2.7.5.3)。

表 3-1為臺灣花崗岩、泥岩及中生代基盤岩等3大潛在母岩的評估結果彙整表，評估結果顯示：

(1) 臺灣西南部泥岩斷層構造多、泥貫作用明顯，且具有天然資源開採潛能(油氣)，依現行法規標準，不適合作為地質處置設施的考量地區。

(2) 雖然臺灣中生代基盤岩處於相當穩定的地質環境，但根據臺灣本島歷年的地質鑽探資料顯示，在本島西部地區，中生代基盤岩深度普遍超過2,000 m，以目前坑道式地質處置概念而言，該深度之工程困難性較高，故可行性較低，但具有其他處置概念(如深孔式地質處置)的可能性，將持續追蹤國際最新發展現況；在臺灣海峽部分區域，中生代基盤岩的深度少於1,000 m，且其側向延伸範圍及厚度均具有相當規模，具有作為處置設施之可能性，惟目前現場調查資料有限，需進行進一步之調查，以評估其作為處置設施之合適性。

(3) 臺灣西部離島及本島東部花崗岩，經蒐集與分析過去百萬年的地質歷史，顯示兩地區均符合地質處置設施安全條件；另一方面，依照目前地體演化模式，未來百萬年的地體架構將與現在相同，

代表西部離島及本島東部花崗岩，均有至少百萬年的長期穩定潛力。兩地區針對地質處置設施之安全評估要求均具備可調查性和可預測性。針對火山活動、斷層活動、抬升、天然資源等自然因子，除了位於臺灣東南部地熱區的大崙花崗岩體外，其餘花崗岩體至今均尚未發現決定性的不利條件(圖 3-21)，均可考量做為地質處置設施的後續調查區域，建議列為臺灣處置母岩的優先調查對象。

3.3. 花崗岩深層地質特性

一個地點是否適合作為地質處置設施場址，除了必須需考量民眾的接受度外，亦需透過對處置母岩特性的完整調查，經妥善工程設計及安全評估的數值模擬，量化分析地表生物圈的輻射劑量，以評估地質處置設施的功能是否符合法規的安全規範。

當然，地質處置設施必須盡量遠離不利於最終處置的地質環境，例如：火山活動、斷層活動、泥貫作用、抬升及具高度剝蝕作用等區域，以提高安全性，並降低操作困難度與成本。根據用過核子燃料最終處置計畫的規劃，我國預計於2038年才會確定地質處置設施的場址地點，而2005年至2017年期間之「潛在處置母岩特性調查與評估階段」的工作重點，則在於評估臺灣是否具備適合最終處置的深層地質特性，及相關地質調查與資料解析能力。

第3.3節主要在論述說明，臺灣是否已具備深層地質特性的調查評估技術。深層地質特性調查的研究結果，通常以概念模式(conceptual model)的方式呈現，以利接續進行處置工程設計與安全評估。因此，第3.3節彙整臺灣本島及離島花崗岩地區之深層地質特性相關研究成果，用以說明調查技術的可行性，以及提供SNFD2017參考案例所需的概念模式及代表性地質參數(詳附錄B所示)。

3.3.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性

多重障壁系統係由工程障壁系統及天然障壁系統2個次系統組成(圖 3-6-(b))，具備3項安全功能(POSIVA, 2012, p 201)：

(1) 圍阻核種於地層特定空間；

(2) 遲滯核種於地層的遷移速度；

(3) 隔離核種於人類生活圈外。

在地質處置設施的安全設計概念中，天然障壁系統的天然特性條件，除了會直接影響核種在地質圈的傳輸特性外，亦會影響工程障壁系統圍阻、遲滯核種遷移的功能。例如：

(1) 地下水的流動特性與化學條件，除了會影響核種在地層的遷移速率與分布情形外，亦是影響廢棄物罐之腐蝕速率的關鍵因素。

(2) 母岩的熱與力學特性，除了與處置隧道的穩定性有關外，也會直接影響工程障壁系統的功能；若母岩性質不佳，將會縮短工程障壁系統的使用年限，處置安全也會受到影響。

工程障壁系統的功能可維持一定的年限(NEA, 2009b, p34)，穩定的深層地質環境所形成的天然障壁系統，由諸多已知的地質證據(圖3-6-(a) & (b))，顯示其功能性可維持達百萬年以上的時間尺度。例如：

天然障壁系統的地質環境特性係自然生成、無法強求，而地質特性資訊，因地而異且不確定性高，因此各國均將天然障壁系統的調查與評估，列為關鍵的研究課題。

各項深層地質特性的調查需求，其對處置系統功能的相關性及必要性，摘述如下；本章後續各節，將分節論述臺灣目前在深層地質特性的相關調查解析能力：

(1) 地質演化及概念模式：

多重障壁系統是深層地質處置的安全核心機制，包含圍阻、遲滯及隔離等3種安全功能(詳第2章)。多重障壁系統係由工程障壁系統及天然障壁系統兩個次系統組成；工程障壁系統係由廢棄物罐、緩衝回填材料、處置隧道及其封閉設計等工程設施及材料所組成，並建置於天然障壁系統中；天然障壁系統由處置母岩及其地質環境所組成。因此，了解處置母岩及其地質環境特性，是處置工程設計及其安全評估的必要資訊，其中，處置母岩的地質概念模式(如岩體大小、岩體性質、構造分布)，及其未來可能的演化趨勢，更是必要的關鍵資訊。

(2) 水文地質：

在地質處置設施的設計與評估中，地下水的流動特性，是影響核種在地層遷移速率與分布的主要因子。由於不同地區、不同深度的深層地下水流動特性均有其獨特性，因此建構深層地質處置母

岩與構造空間分布的特性與其概念模式，是了解深層水文地質特性的首要任務。

(3) 水文地球化學：

在地質處置設施的安全設計概念中，處置母岩的評估，除了需考慮岩層之地質構造、水文地質特性等條件外，其預期處置深度的水文地球化學特性，更是決定是否適合進行深層地質處置的關鍵。合適的水文地球化學環境，係指具備低的氧化還原電位(Eh)、適中的酸鹼度、高的核種遲滯能力、高的化學緩衝能力，以及可長期維持工程障壁系統圍阻核種功能的化學環境(Metz et al., 2003, p266)。研析處置環境的水文地球化學特性，及可能的演化機制，用以研判其合適性及長期穩定性，是地質處置設施安全評估一項重要工作(JNC, 2000, c3p9)。

(4) 核種傳輸路徑：

一旦工程障壁系統喪失其圍阻核種的功能時，核種將外釋至地質圈所形成的天然障壁系統中，此時核種在地層的傳輸路徑，主要取決於地層的異質性(不同地質單元的分布及特性)，及核種傳輸的驅動力(壓力梯度、溫度梯度及濃度梯度)。

(5) 岩石特性：

岩體的力學及熱特性，是處置隧道設計及開挖工程的重要參數。岩體的力學特性及其所處的現地應力環境資訊，主要用以預測處置隧道設計與規劃開挖或地質改良工法；岩體的熱傳特性，及其所處環境的熱流特性，是影響處置環境溫度的主要因子，而處置環境溫度會影響工程障壁系統的穩定性，且需納入開挖環境的可行性評估中。

3.3.2. 地質演化及概念模式

臺灣本島已知花崗岩體出露地區，主要分布於臺灣東部(宜蘭、花蓮及臺東)(圖 3-2)；離島花崗岩體主要分布於馬祖、烏坵及金門(圖 3-3)。其中：

(1) 臺東大崙花崗岩體，因位於地熱區，無法作為地質處置設施場址的考量對象。

(2) 金門地區因人口密度高，且其地下水資源受到法令保護，也已被排除於地質處置設施場址的考量對象。

若臺灣的核一、二、三廠的6部核能機組，依規劃運轉40年，則將會產生約5,048 tHM的用過核子燃料(TPC, 2011, c4p2)(台電公司2017年重新估算結果為4,913 tHM)；在此狀況下，1 km^2的岩體面積，即可供最終處置這些用過核子燃料(TPC, 2010, 圖3-6)。排除大崙及金門花崗岩體後，臺灣地區花崗岩地表出露總面積仍有約150 km^2以上，可供評估是否具備建構地質處置設施的地質條件。本章節分別就臺灣本島及離島花崗岩體，論述其地質、水文、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等研究結果。

3.3.2.1. 本島花崗岩體

臺灣本島已知花崗岩體分布於臺灣東部(圖 3-2)，除了臺東大崙花崗岩體外，主要包含6大花崗岩體，由北而南分別是源頭山、奇瑤谷、飯包尖山、和平、開南岡、溪畔岩體，該區域簡稱H區。

H區在區域地質上，位於大南澳變質雜岩帶範圍內(圖 3-1-(b)之TCMB)，其地質演化過程屬於臺灣本島地質演化的一部份(詳第3.1.2節及第3.1.3節說明)。H區的相關地質特性，說明如下(詳技術支援報告(1)，c3.3.2.1)：

(1) 地質演化：

(a) 現今位於臺灣東部的花崗岩體，可能源自於中國大陸東南的華南濱海火成帶南段(圖 3-7-(a)-(1))：

(i) 南澳運動停止後，因南中國海的張裂(約38 MaBP至15 MaBP期間)，而使得華南濱海火成帶南段的部份花崗岩體向東漂離。

(ii) 南中國海停止張裂後，隨著後來菲律賓海板塊之西北向運動，使得原本向東漂離的花崗岩體，逐漸拼貼至臺灣現今位置(圖 3-7-(a)-(3) & (4))。

(b) 歷經蓬萊運動，花崗岩體再度出露於現今中央山脈東翼的大南澳變質雜岩帶地區中，且部分岩體有明顯的變形與變質作用；除花崗岩體外，大南澳變質雜岩帶主要包含片岩及大理岩(圖 3-2-(c))。

(c) H區的花崗岩體，大多已位於WEP東側或臨近WEP(圖 3-1)，亦即，在未來百萬來的時間尺度，應具有持續沉陷的趨勢。

(2) 地下岩體及構造分布：

由最新的空中磁測3維逆推結果(圖 3-22)顯示(Tong, 2015, abstract)：

(a) 源頭山岩體，厚度約介於2 km至3 km間。

(b) 飯包尖山岩體分成南北兩條帶狀岩體：

(i) 北側岩體規模較大，厚度約介於2 km至3 km間。

(ii) 南側岩體規模較小，估計厚度小於1 km。

(iii) 南北兩岩體在西側逐漸合併。

(c) 奇瑤谷岩體可能規模小或者厚度不大，故無法由磁力資料上獲得清晰的解析。

(d) 和平岩體與其東南側臨海的開南岡岩體(圖 3-22-(d)之H及K岩體)，有可能深部相連(淺部間夾大理岩體)，其直徑約14 km，且有向東南傾斜的現象，最大厚度估計約達4 km至6 km(圖 3-22-(f))：

(i) 岩體中心呈現高電阻與高磁感率特徵，推測仍保有完整花崗岩體(圖 3-23-(b) & (c))。

(ii) 岩體間夾的大理岩呈局部分布，厚度約2 km至4 km間(圖 3-22-(f))。

(iii) 岩體西側邊界概略呈北北東－南南西走向，向南延伸達砂卡礑溪上游，但向北越過和平溪後有急遽轉向東北的

情形，可能受北側H_A高磁基盤的阻擋有關(圖 3-22-(d))。

(e) 溪畔岩體的厚度約介於1 km至2 km間，其東側的開南岡岩體規模較小，厚度估計約介於0.5 km至1 km間。

(3) 沉陷特性：

前述關於H區長期地質演化的論述，已說明H區的花崗岩體因大多已位於WEP東側或臨近WEP(圖 3-1)，亦即，在未來百萬年時間尺度內，應具有持續沉陷的趨勢。另外，

(a) 由千年時間尺度河階地形研究結果(圖 3-18-(b))顯示，臺灣東部的抬升構造作用，呈現由南向北，逐漸減小的現象，在H區內的河川已無明顯的抬升構造作用。至於，臺灣東部的海階地形研究結果(圖 3-18-(c))顯示，南側海岸的海階地形顯著，但在H區北部海岸，則無適合的海階地形可供研究，可延伸推論H區的北側海岸，已處於沉陷環境。

(b) 由臺灣全島定期水準測量及GPS連續觀測網資料顯示(圖3-17-(a) & (b))，H區臨海地區在過去數十年間，具有明顯沉陷的趨勢。另外，根據H區定期水準測量及GPS連續觀測結果(圖 3-17-(d))亦顯示，H區花崗岩體有明顯沉陷的趨勢。

(4) 地震特性：

由2011年至2015年期間在H區的地震觀測資料(共15站，地震規模M_L介於0至6間)，獲得以下發現：

(a) 圖 3-24為H區的微震震央分布圖，具有以下特徵：

(i) 震央分布概略以花崗岩體為界，分為東西兩個群集(圖3-24-(a)-(1))。

(ii) 震源主要分布於花崗岩體下方、大理岩體內，及大理岩體與花崗岩體的接觸帶上(圖 3-24-(b)-(1) & (2))。

(iii) 花崗岩體內的震源分布較少，且地震規模多低於3，部分震源似乎主要分布於特定構造面(圖 3-24-(b)-(1) & (2))，該構造面左側岩體投影至地表為和平岩體，右側為開南岡岩體(圖 3-24-(a)-(1))。

(b) 由不同高程的微震密度分布圖(圖 3-24-(a)-(2))，與H區花崗岩體出露範圍(圖 3-2)套疊，可獲得以下發現：

(i) 源頭山及飯包尖山等花崗岩體的震源密度相對較低。

(ii) 在和平岩體區域內，地下5 km (高程-5 km)以上的震源密度相對較低，與前述空中磁測逆推岩體深度一致(圖 3-22-(f))。

(iii) 在和平岩體區域內，震源主要分布於地下6 km (高程-6 km)至地下17 km (高程-17 km)間，研判受應力集中或轉折帶影響所致。

(c) 根據M_L大於2.5之地震事件解算獲得的震源機制解結果(Li et al., 2015, c4p21 & p22)顯示：

(i) 震源密集地分布於花崗岩體與其圍岩(包括片岩、大理岩等)的接觸帶，及其圍岩內部。

(ii) 花崗岩體屬於地震頻率較低的區域，且震源機制解顯示深度小於10 km的地震，大多為張裂型式的正斷層所引起的地震，代表花崗岩體處於張裂沉陷的環境。

(5) 在主要導水裂隙的分布：

當工程障壁系統喪失圍阻核種的功能時，主要導水裂隙是核種在地層遷移的主要通道，其在地表下的分布特性調查，是用過核子燃料最終處置研究計畫的技術發展重點。蘇花改南段隧道工程的中仁隧道，是H區進行中的公共交通工程(圖 3-23)，恰能作為探測主要導水裂隙的研究場所：

(a) 2015年初，針對中仁隧道規劃路線周圍區域，進行大地電磁與空中磁力資料的三維逆推，獲得岩體磁感率與電阻率模型，並據以研判岩體界面與主要導水裂隙分布(圖 3-23-(g))。

(b) 中仁隧道開挖工程於2015年底(2015/11)遭遇花崗岩與大理岩界面及含水破碎帶，與前述事前的推估位置，誤差僅約數十公尺，結果大致相符；顯示結合磁力及地電阻3維逆推，可有效推估地下岩體及主要導水裂隙的分布。

3.3.2.2. 離島花崗岩體

臺灣西部離島花崗岩體由北而南，主要分布於馬祖、烏坵及金門(圖 3-1-b)，均位於大陸東南地區的平潭-東山變質帶範圍內(圖 3-3-(a))，具有類似的地質演化環境(圖 3-3-(c))，及常見的基性岩脈群特徵(圖 3-3-(b))。以金門地區為例，相關地質特性說明如下：

(1) 地質史(詳見技術支援報告(1)，附件A，c3.2.2)：

(a) 由於長樂-南澳深斷裂帶(Changle-Nanao Deep Fault Zone, China, CNFZ; 圖 3-1-(a))的左移剪切活動(約122 MaBP)，使得金門島中下部地殼，快速抬升至地殼淺部，同時在約24 km至6 km處發生同構造侵入活動(Lin et al., 2011b, p26)，形成以花崗片麻岩及混合岩、英雲閃長岩質片麻岩、角閃岩脈、混合岩與花崗岩，以及岩脈群侵入至花崗片麻岩體為主的變質核心雜岩(metamorphic core complex) (Lin et al., 2011b, p29)。

(b) 約90 MaBP至80 MaBP期間(圖 3-3-(c)-(4))，廣泛發生的大陸邊緣張裂作用，持續讓岩石圈減薄，在歐亞大陸東部構成被動大陸邊緣張裂；在此地體環境下，金門島開始以穩定地塊，緩慢抬升與剝蝕(Lin et al., 2011b, p30)。

(c) 約92 MaBP至76 MaBP期間(Lee, 1994, p152)，在結晶基盤的冷卻節理形成過程中，伴生大範圍之輝綠岩脈的侵入活動，其位態大致為N30°E、近乎垂直(圖 3-3-(b))，均屬於張裂構造，顯示此區結晶基盤已剝蝕至地殼淺部(15 km至6 km; Lin et al., 2011b, p23)。

(d) 約76 MaBP至58 MaBP之間，金門島的太武山斷層(走向/傾角約為N64°E/70°N)隨臺灣海峽張裂發生活動(Lin et al., 2012c, c4p31 & p75)。

(e) 新生代早期(圖 3-3-(c)-(5))金門地區仍屬於山地，華南沿海地區普遍發生不整合與沉積間斷；結晶基盤已出露地表，大陸東南的古九龍江河道流經金門島西側，開始有河流沉積

物的堆積，並風化淋濾成為富含高嶺土礦的沉積層，不整合地蓋在花崗岩質或花崗片麻岩質基盤上(Lin et al., 2011b, p30)。

(f) 中新世早期(約15 MaBP)，全球海水面上升最高峰，金門島一度四面環海，使得河流(古九龍江)無法再流經金門島而中斷河流沉積(Lin et al., 2011b, p30)。

(g) 中新世晚期(約10 MaBP)，海水退卻，金門島的中新世玄武岩流以陸相噴發，形成明顯的柱狀節理特徵，玄武岩流不整合地蓋在沉積層之上。此時期記錄海水面變動的古海蝕平台，至今仍處於濱海，顯示10 MaBP至今，此區地殼無明顯抬升或沉陷。簡言之，金門島自約10 MaBP開始至今，即發展為一穩定的地塊(Lin et al., 2011b, p30)。

(2) 構造類型與順序(詳技術支援報告(1)，附件A，c3.4.1)：

在構造類型方面，依其形成順序可分為韌性剪切帶、細粒花崗岩脈及偉晶岩脈、冷卻節理、輝綠岩脈、斷層，以及地表剝蝕節理。

(a) 韌性剪切帶：

(i) 受到長樂-南澳深斷裂帶活動的影響，圍繞著太武山花崗片麻岩體周圍，有東北向及西北向兩組韌性剪切帶。

(ii) 受剪切活動影響，形成中至細粒、片理發育良好的片麻岩及角閃岩脈，年代約為129 MaBP (Lin et al., 2011b, p32)；此同構造侵入體的年代，亦可代表此剪切構造活動的年代。

(iii) 細粒花崗岩脈與偉晶岩脈群，於100 MaBP左右，侵入此剪切帶，顯示此剪切帶的剪切活動在約100 MaBP時，已停止活動。

(b) 細粒花崗岩脈及偉晶岩脈侵入構造：

細粒花崗岩脈及偉晶岩脈的岩漿，多順被動張性節理侵入並快速冷卻成岩脈，顯示侵入當時(約100 MaBP)，侵位深度相當淺，且已屬於張裂型大地構造環境。這些岩漿侵入裂隙，並以結晶相嵌與圍岩密合，因此不會成為主要導水裂隙。

(c) 冷卻節理：

基盤岩的冷卻節理多伴生在細粒花崗岩脈或偉晶岩脈附近，為基盤岩因岩脈快速冷卻收縮所產生的節理。此節理發育於岩體溫度冷卻到約300 ℃以下(黑雲母鉀氬/氬氬法之封存溫度)至200 ℃以下(鉀長石鉀氬/氬氬法及鋯石核飛跡法之封存溫度)時，根據輝綠岩脈全岩鉀氬法，加上花崗岩及花崗片麻岩的黑雲母及鉀長石氬氬法、磷灰石核飛跡法等放射性定年法資料顯示，冷卻節理形成於95 MaBP以後(Lin et al., 2011b, p32)。

(d) 輝綠岩脈群侵入構造：

(i) 輝綠岩脈大都順北東向張性節理侵入(92 MaBP至76 MaBP期間)(Lee, 1994, p152)，此類節理亦多為基盤岩的冷卻節理。輝綠岩脈群以數十公分至數公尺寬，高角度且走向主要為N30°E，成群侵入結晶基盤。

(ii) 輝綠岩脈快速冷卻至200 ℃以下，因快速冷卻而發育許多岩脈內部微小且連續性不佳的冷卻節理，且與圍岩的冷卻節理彼此不相連。

(e) 斷層帶：

(i) 太武山斷層為最具代表性的北東向正斷層帶，位態約為N64°E/70°N，寬度至少150 m。

(ii) 由於部份輝綠岩脈受斷層影響形成破碎剪裂帶，因此可知斷層活動時間，發生在輝綠岩脈侵入活動(92 MaBP至76 MaBP期間)(Lee, 1994, p152)之後。

(iii) 斷層兩側結晶基盤的核飛跡年代，顯示晚白堊紀的冷卻率出現明顯差異，但在新生代以後並無差別，顯示太武山斷層帶活動應在76 MaBP至58 MaBP之間(Lin et al., 2012c, c4p75)。

(f) 剝蝕節理：

岩體剝蝕近地表時，因風化及解壓作用形成的節理，多為最後期之低角度構造，並平行地表發育。剝蝕節理所形成的風化裂隙岩層，是金門島主要淺層含水層。

(3) 應力場演化史：

根據岩脈侵入體的位態，可反映當時最小主應力的方向，與應力場及液壓相關資訊，因此可利用不同侵入階段的岩脈資料，重建金門地區的應力場演化史(Chen, 2015, abstract)：

(a) 同造山階段之岩脈侵入體(角閃岩與偉晶岩脈，侵入年代約130 MaBP至110 MaBP)，以低角度侵入為主，呈現東西方向、擠壓的逆衝斷層應力場。

(b) 後造山時期之岩脈侵入體(偉晶岩與細晶岩脈，侵入年代約110 MaBP至100 MaBP)可分為2期：

(i) 前期屬於走向滑移應力場，水平最大擠壓方向為西北向。

(ii) 後期為正斷層應力場，水平最大擠壓方向為東西向。

(c) 非造山期之岩脈侵入體(輝綠岩脈群，侵入年代約92 MaBP至76 MaBP)(Lee, 1994, p152)，以高傾角東北向侵入，應力場則是正斷層應力場，水平最大擠壓方向為東北向。

金門島東部出露有大面積的花崗岩體，簡稱K區，用以發展場址尺度的調查技術，建立調查評估主要導水裂隙的技術流程；所產出的相關結果，亦可供金門地區地下水資源開發研究使用：

(1) 在1999年至2010年期間，在K區進行一系列的技術發展工作(Lin et al., 2012c)，陸續完成地表地質調查、岩石定年與特性分析、500點地表重/磁力探測、16 km地電阻剖面探測、3000 m (6孔)地質鑽探、地物/水文/地化/岩力等各式孔內探測作業，透過整合性的資料解析，建構K區初步地質概念模式(圖 3-25)，用以聚焦並精進主要導水裂隙調查評估的技術與流程(圖 3-5-(b))。

(2) 根據K區相關研究成果，於2015年期間，以SNFD2017報告第4章(處置工程設計)及第5章(安全評估)之數值模擬的需求角度，彙

整編撰成「SNFD2017參考案例表二：地質概念模式及特性數據」，據以說明臺灣已具備深層地質特性調查與資料解析能力。SNFD2017參考案例表二的建構過程及相關細節論述，請參考技術支援報告(1)，附件A。

(3) 根據臺灣現有相關法規規範，考量K區的高人口密度，以及地下水資源等因素，K區已被排除在地質處置設施候選場址的考量範圍(2013/08/29，金門日報)。

3.3.3. 水文地質

在地質處置設施的安全設計概念中，地下水的流動特性，是影響核種在地層遷移速率與分布的主要因子。然而，深層地下水的流動特性，不同地區、不同深度均有其獨特的特性，且深層水文地質資訊普遍缺乏。因此，在地質處置設施場址地點未定之前，主要將心力集中於深層水文特性調查與資料解析技術的發展，以因應場址調查階段對掌握深層水文地質特性的需求，而掌握與建構深層地質處置母岩與構造空間分布的地質特性與其概念模式，是了解深層水文地質特性的首要任務。

整體而言，臺灣本島東部及西部離島花崗岩體，雖然有研究認為系出同源(圖 3-7-(a))，且於相近年代形成(離島岩體稍老)，但所處的地質環境則有明顯不同：

(1) 臺灣本島花崗岩體位於大陸與海洋地殼過渡帶之大南澳變質雜岩帶範圍內(圖 3-3-(a)之TCMB)，處於擠壓轉張裂沉陷環境的變形帶中(圖 3-18-(b))：

(a) 本島花崗岩體，現今地表出露高程分布很廣，由2,000 m高的山區至海邊均有(圖 3-2)，地形高程與侵蝕基準面(海平面)差異大，坑道式深層地質處置類型之地質處置設施預期處置深度(約500 m深)內的地下水流場，應受地形及構造影響，基本上：

(i) 由上往下看，水流將由地表高程高處，以集水區的扇狀型集中後，往海邊方向流動。

(ii) 由側面看，地下水流場受地質構造(例如斷層、岩體交界)影響，地下水可能以泉水或滲流(seepage)方式溢流出於地表，故處置地點應盡可能在臨海地區的低水力梯度地區。

(b) 臺灣本島花崗岩體部分岩體具有沉陷趨勢(圖 3-17及圖 3-18-(b))，長時間尺度的海水面變動(圖 3-19-(c) & (d))，對坑道式深層地質處置類型之地質處置設施預期處置深度(約500 m深)的水文地質與化學環境的影響相對較低。

(2) 西部離島花崗岩體位於華南大陸地殼邊緣之平潭-東山變質帶範圍內(圖 3-3-(a)之PDMB)，已遠離現今臺灣地區的變形帶前緣(圖 3-1-(c)-①)：

(a) 西部離島花崗岩體現今均為小島地形，四面環海，高程均相當有限(小於300 m)，坑道式深層地質處置類型之地質處置設施預期處置深度(約500 m深)內的地下水流場，應受小島地形影響，基本上：

(i) 由上往下看，水流將由地表高程高區，以輻射狀往海邊方向流動。

(ii) 由側面看，受地下水與海水密度的差異影響，地下水流場將呈現碗狀的分布型態。

然而，普遍出現於西部離島花崗岩區的基性岩脈(圖 3-3-(b))，將會影響地下水流場的實際分布。

(b) 雖然西部離島的岩體高程變動性不大，但在下一冰期時，海水面可能會比現在低約120 m，而轉為內陸沙漠環境(圖 3-19-(c))，對預期處置深度的水文地質及化學環境應有影響。

臺灣尚未確定地質處置設施的候選場址，亦未針對任何特定地點，進行系統化的現地調查與評估；有鑑於此，根據臺灣花崗岩體的分布特性，後續各章節將以本島花崗岩區的山區臨海環境，及離島花

崗岩區的海島環境，分別說明坑道式深層地質處置類型之地質處置設施可能面臨的水文地質特性及化學環境。

3.3.3.1. 本島花崗岩體

本島花崗岩體主要位於臺灣東部之大南澳變質雜岩帶範圍內(圖3-1之TCMB)，主要花崗岩體所涵蓋的區域，簡稱H區(圖 3-2)，其水文地質特性主要受控制於地形、岩體接觸、構造邊界、裂隙節理特性，以及碳酸鈣的沉澱效應。H區的水文地質特性，說明如下：

(1) 地下水流向：

(a) H區所在區域，均為西側高山、東側臨海，地形高程變化大，可預期地下水流向，主要由西向東。

(b) H區北段的花崗岩體主要被片岩所包圍，而南段的花崗岩體主要則被大理岩所包圍：

(i) H區有些岩體的接觸，發生年代較久，屬侵入型的接觸(技術支援報告(1)，圖 3-119-(d))，或韌性狀態下的構造接觸(技術支援報告(1)，圖 3-119-(e))。Chen et al (2016b, p25)曾根據多份研究成果(Chu, 1981; Yui and Jeng, 1990; Wintsch et al., 2011)，說明太魯閣帶北部晚白堊紀(86-90百萬年前)的變質作用，認為此區域的片岩帶受到變質花崗岩熱力變質影響，使被侵入圍岩(片岩)產生熱變質作用，其變質溫度範圍為約525-700°C及3-5 kbar，此溫壓條件使侵入岩體與圍岩呈緊密鑲嵌接觸，且不會形成脆性地質構造；另從飯包尖山現地調查照片顯示(技術支援報告(1)，圖 3-119-(d))，此類侵入接觸帶目前仍緊密結晶鑲嵌，故推論不易形成主要的導水裂隙帶。

(ii) 花崗岩體強度比片岩及大理岩高，因此，可預期在花崗岩與片岩的脆性構造接觸帶(技術支援報告(1)，圖 3-119-(c))，或花崗岩與大理岩的新期(第四紀以來)接觸

帶(技術支援報告(1)，圖 3-119-(a)&(b))，有可能成為H區的主要導水裂隙。

(c) H區的裂隙(fracture)分布特性，包含花崗岩體、大理岩及片岩，均具有順既有葉理(foliation)面破裂的特性。整體而言，H區的裂隙分布特性比離島花崗岩區，具有較單純的叢集分布，主要是東西向至北東向的裂隙叢集，應與其南北向的張裂應力環境有關(詳見第3.3.6.1.3節)。

(2) 圍岩阻水構造：

(a) H區北段的花崗岩體主要被片岩所包圍；片岩本身具層理或葉理特性，且本區域片岩葉理方向大致平行花崗岩與片岩之接觸邊界方向，故片岩中的地下水流方向可能與其層理面或葉理面平行。

(b) H區南段的花崗岩體主要被大理岩所包圍；大理岩因幾乎不具層理面，葉理面也非不連續面，且H區大理岩多裂隙，天水(meteroric water)的入滲較容易，而地下水流向並無特定方向性。但H區南段的花崗岩體，因已被大理岩包圍數百萬年，花崗岩體裂隙易產生碳酸鹽的沉澱/充填，進而阻塞裂隙(圖 3-29-(c) & (d))。

(i) 臺灣本島東部花崗岩體的主要圍岩為大理岩及片岩。其中，大理岩的主成分為碳酸鈣，碳酸根和鈣離子對水體的pH值，具有極佳的緩衝能力，故可預期地表水亦或地下水的pH變動範圍將會很小；片岩因富含二價鐵礦物(Chen, 1998, p226 & p235)，故具有降低地下水氧化還原電位(Eh)的能力。上述立論皆可由現地觀測結果獲得佐證，例如：和平溪水質現地監測資料(EPA, 2014)顯示，和平溪在5年(2006年至2010年)期間，其平均pH值約維持在8.2至8.3之間(如圖3-130-(e))。此外，由地質探孔(HCBH01, 603 m)的抽水洗井紀錄(圖 3-132)，亦顯示該區水體的平均pH值約為8.3。

(ii) 本島花崗岩體周圍主要為大理岩(主成分為碳酸鈣)所包覆，當富含CO_2的雨水或地表水滲入大理岩，會溶解碳酸鈣($CaCO_3$)，形成鈣離子(Ca^{2+})與碳酸氫根離子(HCO_3^-)，其反應式如下：

$$CaCO_3 + H_2O + CO_2 \Leftrightarrow Ca^{2+} + 2(HCO_3^-)$$

此反應為可逆，當反應進行到一定程度，水中的CO_2與離子狀態的Ca^{2+}和HCO_3^-達到動態平衡時，碳酸鈣的溶解速率等於其沉澱速率；此時的地下水水質達碳酸鈣溶解飽和狀態，因此，在流入花崗岩裂隙後，易因二氧化碳逸失或含量減少，導致上述反應向左進行，進而使碳酸鈣沉澱、充填於花崗岩體的裂隙中。

(3) 地下水來源：

H區地下水來源主要為天水。H區的西側邊界，以梨山斷層為構造斷層(圖 3-1-(c)-③)，亦即梨山斷層以西的地形變化，應已經對H區的水文地質無影響；上述邊界應可考量作為H區的分水嶺。

(4) 水力傳導特性：

根據H區諸多工程開發利用呂琴試驗(Lugeon test)所量得的水力傳導係數(圖 3-26-(a))，顯示：

(a) 大理岩之水力傳導係數，現地量測數據約介於1.6×10^{-8} m/s至8.4×10^{-5} m/s，平均值約1.4×10^{-5} m/s。

(b) 片岩之水力傳導係數，現地量測數據約介於1.0×10^{-8} m/s至8.8×10^{-5} m/s，平均值約9.3×10^{-7} m/s。

(c) 花崗岩之水力傳導係數，現地量測數據約介於1.0×10^{-8} m/s至6.4×10^{-5} m/s，平均值約6.5×10^{-7} m/s。

(d) 結晶岩體的地下水流主要由裂隙帶所掌控。由圖 3-26-(a)的數據顯示，在淺層600 m深度範圍內，H區的水力傳導係數與深度並無明顯關係，研判應與水力試驗的深度位置，是否位於裂隙帶比較有關聯；類似的特性亦出現於離島花崗岩區(圖 3-26-(b))。

(5) 地下水流場特性之模擬測試範例：

圖 3-27-(a)為根據H區磁感率所解析的地下岩體及構造分布，結合相關假設，所進行之地下水流場特性的模擬測試範例結果(圖3-27-(a)-(5))，說明如下：

(a) 受制於東西兩端的高程差異，西側高山、東側臨海，地下水流向主要由西向東。

(b) 地下水流場受構造(例如斷層、岩體交界)影響，部份地區地下水以泉水或滲流(seepage)方式溢流出於地表。

(c) 東側臨海地區，因海水及地下水的鹽度差異，在較深的地層中，會有些微的海水入侵現象。

(d) 本測試模擬結果僅供了解地形效應、地下構造分布，及水質鹽度差異對地下水流場的影響性研究，並非真實案例。

3.3.3.2. 離島花崗岩體

離島花崗岩體由北而南，主要分布於馬祖、烏坵及金門(圖 3-1-b)，均位於大陸東南地區的平潭-東山變質帶範圍內(圖 3-3-(a)之PDMB)，具有類似的地質演化環境(圖 3-3-(c))，以及常見的基性岩脈群特徵(圖 3-3-(b))。馬祖、烏坵及金門地區離島的面積均有限；以金門島最大，面積約134 km^2，地形最高點約262 m；小坵嶼最小，主島面積僅約0.27 km^2，地形最高點約29 m。

離島花崗岩體的水文地質特性，以金門島的K區為例，說明如下(詳技術支援報告(1)，附件A，c3.7)：

(1) 地下水流向：

(a) 根據K區地質概念模式(圖 3-25-(b))，可知：

(i) 除了地形效應外，地下水的流動特性，主要受控於斷層、破裂帶及基性岩脈的位態。

(ii) 斷層及破裂帶為可能的主要導水裂隙，而基性岩脈為可能的阻水構造，應會改變其區域性的流向。

(b) 完整岩體內連通的裂隙網路，亦會影響地下水的流動特性：

(i) 岩體內連通的裂隙網路，亦是地下水的流通路徑，但因實務上，無法實際量測每個裂隙的各種物理特性，因此其分布及影響性，主要藉助於統計理論，建構具統計特性的離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)。

(ii) 離散裂隙網路的建立，必須針對特定範圍內的裂隙量測(如孔內、地表、現有隧道面的裂隙量測)，及線形分析(如衛星影像線形、重/磁力逆推線形的分析)資料，進行裂隙特性的統計分析，建立所謂的離散裂隙網路參數集(DFN recipe)，用以模擬岩體內離散裂隙網路的特性。

(iii) 臺灣尚未決定地質處置設施的候選場址，亦未針對任何特定地點進行系統性的現地調查與評估，因此現階段僅以K區有限的裂隙調查資料，及重/磁力逆推所獲得之線形資料，建立SNFD2017參考案例的離散裂隙網路參數集，供SNFD2017報告第4章(處置工程)及第5章(安全評估)，進行其數值模擬技術的發展。K區之離散裂隙網路參數集的詳細建置過程，請參考SNFD2017參考案例表二的說明文件(技術支援報告(1)，附件A，c3.9)；K區之離散裂隙網路模擬範例詳見第3.3.5.2.3節。

(2) 阻水構造：

(a) 臺灣西部花崗岩離島(馬祖、烏坵及金門地區)之結晶基盤，於92 MaBP至76 MaBP期間(Lee, 1994, p152)，在抬升及冷卻過程中，伴隨大範圍基性岩脈的侵入活動(圖 3-3-(b))，該類基性岩脈，若未被後期的斷層活動所切穿，則可能為重要的阻水構造。

(b) 完整的巨厚岩體(花崗岩體、花崗片麻岩體、花崗岩脈、角閃岩脈、輝綠岩脈等)本身若無重要構造且裂隙密度低時，亦可成為主要阻水構造。

(c) 斷層構造雖然可能是主要導水裂隙，但現今離島花崗岩區的斷層活動性很低，不一定會成為主要導水裂隙；以K區太武山斷層為例，約58 MaBP以來已無活動特徵(Lin et al., 2012c,

c4p75)。斷層構造除了可能因嚴重破裂而成為主要導水裂隙外，亦可能會因裂隙的不連續或斷層泥的存在，反而成為阻水構造(Caine et al., 1996, p1028; Ma et al., 2012, p462)。

(3) 地下水來源：

(a) 由地下水氫氧同位素的分析結果可知K區的地下水，主要來自於天水(meteroric water) (Lin et al., 2010, c4p12)。

(b) 在1999年至2010年間，於K區因技術發展所取得之深層地下水的鹽度很低(圖 3-28-(a))，主要是因為K區的面積很大，約82 km^2，試驗孔的位置均位於島中央，故至500 m深度之地下水鹽度仍很低，但預期若靠近海邊，則地下水鹽度會升高。另外，由於馬祖、烏坵地區的離島面積均比K區小，且因面積及高程小，較易受到周圍海水所影響，故地下水鹽度較高(圖 3-28-(a)之W)。

(4) 水力傳導特性：

(a) 導水裂隙帶：

(i) 針對K區孔內導水裂隙帶(小於500 m)的水力傳導特性，於2002年至2010年期間，透過孔內雙封塞水力試驗量測得到的水力傳導係數範圍，約介於10^{-8} m/s至10^{-4} m/s之間，平均值約為5.0×10^{-6} m/s (圖 3-26-(b))(Lin et al., 2012c, at3.4)。

(ii) 至於K區風化層(小於70 m)地下含水層之水力傳導係數，約介於5.0×10^{-6} m/s至1.5×10^{-4} m/s間(Chiang and Yu, 2009, c4p1)。

(iii) 針對小坵嶼孔內導水裂隙帶(小於100 m)的水力傳導特性，於1999年至2000年期間，透過孔內雙封塞水力試驗量測得到的水力傳導係數範圍，約介於8×10^{-5} m/s至6×10^{-3} m/s 之間，平均值約為8×10^{-4} m/s (Hu and Lin, 2000, c7p84, t7.21)。

(b) 緻密岩層：

針對導水特性較差的緻密花崗岩體：

(i) 根據實驗室岩塊的水力脈衝試驗結果顯示，K區完整岩塊的水力傳導係數範圍，約介於4.1×10^{-12} m/s至3.6×10^{-11} m/s之間(Yang et al., 2007, c3p15)。

(ii) 根據K區孔內的雙封塞水力脈衝試驗(hydraulic pulse test)結果顯示，緻密岩層的水力傳導係數範圍，約介於10^{-10} m/s至10^{-9} m/s之間(Lin et al., 2013, c3p33)。

(5) 地下水流場特性之模擬測試範例：

圖 3-27-(b)為K區地下水流向及鹽度分布之模擬結果範例圖：

(a) F1構造(即太武山斷層，本案例假設其為一主要導水裂隙)的地下水流場模擬結果顯示：

(i) 地下水流場受高程影響(圖 3-27-(b)-(1))，由地程高區流向低區(圖 3-27-(b)-(5)-(i) & (ii))。

(ii) 因地下水與海水密度的差異影響，地下水流場及鹽度的分布特徵，呈現碗狀的分布型態(圖 3-27-(b)-(5)-(i) & (ii))。

(b) 由圖 3-27-(b)之C-C'剖面的模擬結果可知，若岩脈為阻水構造時，其分布位置會影響地下水流場(圖 3-27-(b)-(5)-(iv))，及鹽度(圖 3-27-(b)-(5)-(iii))的分布。

(c) 雖然根據非侵入式調查結果研判，K區應有11條主要導水裂隙(編號F1至F11)(Lin et al., 2016, t2.2)，但F3至F11因尚缺乏實際的鑽孔驗證及量測數據，故圖 3-27-(b)之模擬結果，並未考量F3至F11的影響性，僅供作為現階段技術發展需求之模擬測試範例。

3.3.4. 水文地球化學

在地質處置設施的安全設計概念中，處置母岩的評估，除了需考慮岩層之地質構造、水文地質特性等條件外，其預期處置深度的水文地球化學特性，更是決定是否適合進行深層地質處置的關鍵：

(1) 合適的水文地球化學環境，係指具備低的氧化還原電位(Eh)、適中的酸鹼度、高的核種遲滯能力、高的化學緩衝能力，以及可長

期維持工程障壁系統(如廢棄物罐、緩衝回填材料)圍阻核種功能的化學環境(Metz et al., 2003, p266)。

(2) 研析處置環境的水文地球化學特性，及其可能的演化機制，用以研判其合適性及長期穩定性，是地質處置設施安全評估的一項重要工作(JNC, 2000, c3p9)。

代表性的深層地質水質資料及詳細的礦物組成，是評估水文地球化學環境合適性的必要基本資訊，而地化模擬技術是探討水文地球化學環境之長期演化趨勢的必要能力。

3.3.4.1. 本島花崗岩體

H區的水質特性(圖 3-28-(a)之H)，說明如下(詳技術支援報告(1)，c3.3.4.1.1)：

(1) H區花崗岩體的主要圍岩為大理岩及片岩(圖 3-2-(c))，其中：
   (a) 大理岩(marble)的主成分–碳酸鈣，其對地下水的pH值，具有極佳的pH緩衝能力。
   (b) 片岩因富含二價鐵礦物(Chen, 1998, p226 & p235)，因此具有降低地下水氧化還原電位(Eh)的能力。

(2) H區北段的花崗岩體，主要被片岩所包圍(圖 3-2-(c))，因此，可預期在花崗岩體周邊的地下水較還原；而南段花崗岩體，主要被大理岩所包圍(圖 3-2-(c))，因此，可預期其地下水質(尤其是pH值)主要受控於碳酸鈣的化學平衡系統。

(3) H區花崗岩體因具有pH緩衝能力很強的圍岩(大理岩)，因此，可預期其地表水及地下水的pH變動範圍將很小：
   (a) 理論上，約以pH8.2為中心(圖 3-29-(f), (g) & (h))，上下微幅變化。
   (b) 岩體裂隙極易產生碳酸鹽的沉澱/充填，進而阻塞裂隙(圖 3-29-(b), (c) & (d))。

(4) 由H區地表水的長期水質監測(圖 3-29-(f))，以及地質探孔(HCBH01, 603 m)的抽水洗井紀錄(Chen et al., 2012, c4p3)，均顯示該區水體的平均pH值約為8.3。

(5) H區南段的地表水(CGS, 2013a, c3p44 & p47)，及淺層地下水(CGS, 2013a, c3p45 & p48)(≤ 100m)的水質觀測結果(圖 3-29-(g) & (h))，亦顯示：

(a) 地表水的平均pH值約為8.3，Eh值平均約為209 mV。

(b) 淺層地下水(≤100 m)的平均pH值約為8.1，Eh值平均約為74mV。

(c) 在部份片岩地區，可能因地下水流通性較不佳，片岩的二價鐵礦物與地下水的反應時間較長，造成淺層地下水(約100 m深)的Eh值即可低至-118 mV (CGS, 2013a, c3p44–p48)。

(6) 根據H區氫氧同位素分析結果顯示，地下水的來源，主要來自於天水(CGS, 2013a, c3p67)。

H區花崗岩的岩石礦物組成特性說明如下(詳技術支援報告(1)，c3.3.4.1.2)：

(1) 岩石學及岩相學分析：

由HCBH01地質探勘孔取得的岩心，和平花崗岩體(圖 3-2-(c)之H岩體)的岩性主要為花崗片麻岩、花崗岩與細粒花崗岩。

(2) 礦物鑑定與組成分析：

(a) 新鮮圍岩礦物組成，以石英、斜長石為主、次要礦物為黑雲母、白雲母、鹼性長石(圖 3-30)。

(b) 裂隙帶多夾有黏土泥質物、斷層角礫、方解石、綠泥石或石英充填物等，不同段裂隙帶的蝕變程度不同。

(c) H區花崗岩所含之鐵鎂礦物以黑雲母為主，當黑雲母受到熱液或地下水反應作用，極易從周圍逐漸蝕變成為綠泥石。

(d) 在裂隙段中，常可見次生方解石晶體或礦脈充填(圖 3-29-(b), (c) & (d))。

(3) 全岩化學分析：

根據全岩化學分析結果及其TAS圖(Hsieh, 2015, f2.9, 15, & 17)顯示：

(a) H區花崗岩體的化學組成分類，主要為中酸性到酸性的花崗閃長岩(granodiorite)與花崗岩(granite)。

(b) H區花崗岩體組成較為一致，而離島K區岩體的組成分布範圍較大。

3.3.4.2. 離島花崗岩體

離島花崗岩體的地下水水質特性，以金門島的K區為例，說明如下(詳技術支援報告(1)，附件A，c3.8)：

(1) K區因缺少具有化學緩衝能力的圍岩(圖 3-29-(f), (g) & (h))，因此其水質的變動範圍會較大。

(2) K區之淺層地下水(小於50 m)及深層地下水質(300 m至500 m)的水質取樣及分析結果(圖 3-31-(c)，顯示pH值變動範圍大，介於4.6至9.8之間(Liu et al., 2008, p378; Lin et al., 2012c, ac4p18)。

(3) K區之深層地下水質(300 m至500 m)的孔內取樣方式，係採雙封塞取樣(Lin et al., 2012c, ac4p3 & p11)。K區深層地下水之取樣點(圖 3-25-(a)之KMBH01至KMBH06)，因遠離海邊，其深層地下水在500 m深度範圍內，水質仍比海水淡很多(圖 3-28-(b))。

(4) 整體而言，當深度大於400m時，K區深層地下水已處於相對還原環境(Eh小於0 mV)(Lin et al., 2012c, ac4p24)。

(5) 由圖 3-28-(b)可明顯發現：

(a) 太武山北側之KMBH03及KMBH05的水質條件，與位於南側的KMBH01, 02, 04及06的水質有明顯不同，前者離子強度較高，且鈣離子及硫酸根離子相對較高。

(b) 太武山北側部份地區，可能在上一次冰期時，因海水面下降而處於高度蒸發(沙漠化)的環境(Liou et al., 2009, p1582)，造成其離子濃度相對較高。

(6) 氫氧同位素的分析結果顯示，K區地下水的主要來源為天水(Lin et al., 2012c, ac4p20)。

(7) 由於K區水質的離子當量濃度很低(小於50 meg/kg)，除了KMBH01之300 m至400 m，及400 m至500 m區間的水質特性，因兩者間的鈣離子當量濃度差值(ΔCa_{eq})與鈉離子當量濃度的差值(ΔNa_{eq})，明顯呈現$|\Delta Ca_{eq}| \cong |\Delta Na_{eq}|$的關係(圖 3-28-(b))，代表有離子交換反應的可能性外，其餘水質條件隨深度的變化並無類似的明顯特性；KMBH01之300 m至400 m，及400 m至500 m區間的水質特性，跨越K區斷層帶(含斷層泥)，兩者陰離子的總當量濃度並無明顯差異，但明顯呈現$|\Delta Ca_{eq}| \cong |\Delta Na_{eq}|$的關係，故推測有離子交換反應的可能性。根據風化帶岩心分析結果，顯示破裂帶內確實可觀察到風化次生的黏土礦物，可供進行離子交換反應，但因含量少，難以確定其組成；根據反應路徑模擬結果，建議可能是膨潤石群(smectite group)的皂石(saponite)與富鐵蒙脫石(nontronite)等(Chang et al., 2015, c3p18)。

根據K區岩心樣品的分析結果(Hsieh and Lin, 2012, t4.1, 2 & 3)，相關特性說明如下：

(1) 岩石學及岩相學分析結果顯示(Hsieh and Lin, 2012, c5p1)：

太武山岩體(KMBH04及KMBH06探勘孔所屬岩體)：

(a) 主要是由粗粒，灰色至淺粉紅色花崗片麻岩構成。

(b) 主要礦物包括石英、鉀長石、斜長石與黑雲母；在主要礦物間，偶會出現絹雲母、綠泥石類的次生礦物，並夾有細微石英脈。

(c) 含少量角閃石、綠簾石、褐簾石、鋯石、磷灰石、石榴子石與不透光礦物。

(d) 裂隙帶岩段破裂程度高、表面粗糙，曾遭受強烈蝕變作用，黏土化、綠泥石化程度高，明顯形成覆蓋破裂面之白色、黃綠色的隱晶質粉狀次生礦物，部份為易剝離片狀；部份礦物仍保有原本晶體外形，但內部早已轉變為蝕變礦物，礦物之間亦充填蝕變礦物，偶見風化鏽染。

(2) 礦物鑑定與組成分析：

由礦物鑑定與組成分析結果(Hsieh and Lin, 2012, c4p20-c4p22)，可發現：

(a) 新鮮圍岩經蝕變作用後，石英溶解，長石也明顯發生不同程度的纖維長石化、絹雲母化，或黏土化的蝕變現象，特別是鉀長石斑晶明顯蝕變為白雲母種類中的一種絹雲母。

(b) 在裂隙段岩樣中，黑雲母蝕變大量減少至消失，在黑雲母消失之時，綠泥石大量形成，推論兩者之間存在有消長關係，黑雲母從邊緣逐漸蝕變轉換為綠泥石，且主要以含鐵之綠泥石亞種為主。

(c) 在裂隙段中常可見大量的方解石晶體充填(Hsieh and Lin, 2012, c5p1)。

(3) 全岩化學組成：

(a) 根據全岩化學分析結果及其TAS分類圖(圖 3-32-(b))可知：

(i) 太武山岩體(KMBH04及KMBH06探勘孔所屬岩體)主要為花崗岩，部分為侵入的中性閃長岩至基性岩脈。

(ii) 比較裂隙填充物與其新鮮圍岩，顯示裂隙填充物之SiO_2含量皆相對較低，Al_2O_3與CaO明顯富集，石英或矽酸鹽類礦物受到蝕變作用溶解或換質，重新膠結的次生礦物傾向以碳酸鹽類為主，同時易遷移的Na_2O、K_2O推測因被流體帶走而呈現含量偏低的現象；而以上新鮮圍岩與裂隙帶礦物化學組成的改變特徵，亦符合岩相學的觀察結果。

(b) 微量元素：

(i) 根據蛛網圖(圖 3-32-(d))可知：

太武山岩體的閃長岩–花崗閃長岩–花崗岩，表現出多變的大離子半徑元素含量(LILE)；其中，鋇(Ba)、鍶(Sr)、鈾(U)、磷(P)虧損，顯示受到長石與磷灰石結晶分化的影響，另外，還有明顯的鈮(Nb)、鉭(Ta)、鈦(Ti)虧損現象。裂隙帶相較於新鮮花崗岩的微量元素分布，呈現某些稀土元素富集現象，顯示裂隙中因長期岩–水反應結

果，含可吸附鑭(La)、鈰(Ce)、釤(Sm)、釹(Nd)等元素的次生礦物。

(ii) 根據稀土元素分布圖(rare earth element pattern, REE Pattern)(圖 3-32-(c))可知：

裂隙散狀填充物，呈現輕稀土元素富集，與銪(Eu)元素虧損，但在稀土元素總含量上，裂隙帶都明顯富集；可能是受到蝕變作用影響，使得易遷移性元素被溶解帶離，但稀土元素仍保留並相對富集。

K區地化概念模式的建構過程，摘述如下：

(1) 首先，針對K區所取得的地下水質資料，透過Eh-pH穩定相圖(Pourbaix, 1966)及活性對數組合相圖(Faure, 1991, c14)，用以初步研判(Lin et al., 2016, c3.8.3.1)：

(a) 核種的化學穩定特性(圖 3-33-(a)-(1))，或溶解度隨pH及Eh變動的可能數值範圍(圖 3-33-(a)-(2) & (3)。

(b) 判斷在岩–水反應過程中，可能會有那些次生礦物相的生成。

(2) 其次，針對K區所取得的地下水質資料及岩心礦物組成資料，透過地化模式(Geochemist's Workbench®, GWB, Version 9)(Bethke, 2008)，探討在不同情境下(圖 3-33-(b)-(1))，可能發生的岩–水反應路徑(詳技術支援報告(1)，附件A，c3.8.3.2)。探討岩–水反應可能路徑之主要目的：

(a) 瞭解岩石及其周圍水質條件，在不同的外在時空背景變化下，可能發生的化學變化及其結果，例如，pH及Eh的改變、次生礦物的形成。

(b) 預測處置深度之化學環境的可能演化特性，供探討地質處置設施之核種的穩定性(溶解度及遲滯特性)，及工程障壁系統圍阻核種的功能性，是地質處置設施安全評估必須考量的重點。處置深度環境的化學長期穩定性，主要取決於其受外界時空環境改變的敏感性；越不敏感，代表越具備化學長期穩定性。

根據地下水質、礦物組成、化學穩定特性分析，及反應路徑模擬結果，K區的水文地球化學概念模式(詳技術支援報告(1)，附件A，c3.8.3)，說明如下：

(1) 地下水質：

(a) 水質的離子濃度低(小於50 meq/kg) (圖 3-28-(b))，其中：

(i) 鈣離子、硫離子的主要來源，可能來自於先前氣候變遷(海水面變化及沙漠化)所留下的殘跡(Liou et al., 2009, p1582)，或人為干擾(K區東北部數百年前是中國大陸重要鹽田區)留下的殘跡。

(ii) 碳酸根離子的主要來源，應該來自於與CO_2的平衡關係。

(b) 當深度大於400 m時，地下水現況已處於相對還原環境(Eh小於0 mV) (Lin et al., 2012c, ac4p24)。

(2) 針對氧化還原反應，至少應包含可描述下述反應的獨立反應式：

(a) 在pH較低環境中($pH < 8$)：

$$4Fe^{++} + 12H_2O \rightarrow 4Fe(OH)_{3(aq)} + 4e^- + 12H^+$$

$$4\mathrm{Fe}^{++} + 6H_2O \rightarrow 2Fe_2O_3(Hematite) + 4e^- + 12H^+$$

(b) 在pH較高環境中($pH > 8$)：

$$4Fe_3O_4(Magnetite) + 2H_2O \rightarrow 6Fe_2O_3(Hematite) + 4e^- + 4H^+$$

$$HS^- + 4H_2O \rightarrow SO_4^{--} + 8e^- + 9H^+$$

鐵的原始主要來源，可能源於黑雲母(biotite)；岩相分析觀察到黑雲母的邊緣常已風化成綠泥石類(chlorite)(Hsieh and Lin, 2012, c4p7, c7p32)；部份鐵元素，在較還原環境中可能伴生形成磁鐵礦(magnetite)，在氧化環境中可能伴生形成赤鐵礦(hematite)。

(3) 在不同模擬情境(圖 3-33-(b)-(1))中，次生礦物相及溶液中的主要物種會有所不同，根據岩心礦物實際分析結果及5種不同情境的反應路徑模擬結果，建議至少必須考慮87個化學反應(Lin et al., 2016, c3p184)，方能較完整描述K區地下水在不同環境下的化學反應特性。若要同時考量此87化學反應與地下水流場之耦合

效應隨時間變化的數值模擬技術，除非在很簡化的條件下(例如，假設所有化學反應瞬間達化學反應平衡)，受限於電腦硬體的執行速度限制，以及化學反應速度變化過大時所可能引發的數值分析難題(Stiffness; Dekker and Verwer, 1984, p5)，國內外相關技術能力現況均仍有待突破。

(4) 岩-水反應路徑模擬之主要目的，在於瞭解岩石及其周圍水質條件，在不同的外在環境變化下，可能發生的化學變化及其結果，例如：pH和Eh的變動範圍、次生礦物形成的種類等。其中，pH及Eh的數值對於核種溶解度及分配係數的影響甚為重要，其可能的變化特性是探討核種傳輸所必須掌握的重要資訊。就功能安全評估的應用而言，國際間目前是採簡化的假設(Crawford, 2013, p7)，先根據所預估的化學環境(如pH、Eh)，再根據實驗數據的統計，估算一個保守的分配係數值(Crawford, 2013, Table 6-1)，用以估算吸附現象對核種傳輸的影響性(SSM, 2017, c4p6)。由本報告之不同情境反應路徑模擬結果之pH值及Eh值的變動範圍得知，後續安全評估應用時：

(a) 針對處置孔封閉後，其周圍化學環境可能面臨的pH及Eh範圍(圖 3-33-(b)-(4) & (5)，應包含：$6.99 \leq pH \leq 10.41$，$-0.58\ volts \leq Eh \leq -0.17\ volts$。上述pH及Eh變動範圍，其所對應的核種溶解度變化範圍(如圖 3-33-(a)-(2) & (3)所示)，及K_d值的變化影響性，應被適度考量在安全評估模擬過程中。根據K區18組封塞取樣之水質(pH及Eh)監測結果(圖3-33-(b)-(4) & (5))，顯示大部份現地水質(pH及Eh)均在此模擬範圍內，僅少部份偏離此範圍。

(b) 只要完整的回填處置隧道，處置隧道開挖繞動造成的化學環境干擾，可能僅需數十年時間尺度，即可回復到開挖前的背景值(詳技術支援報告(1)，附件A，c3p184)。

3.3.5. 核種傳輸路徑

3.3.5.1. 流通路徑的定義

一旦工程障壁系統喪失其圍阻核種的功能時，核種將外釋至地質圈所形成的天然障壁系統中，此時核種在地層的傳輸路徑，主要取決於地層的異質性(不同地質單元的分布及特性)(如圖 3-3-(b)，圖 3-25-(c)及圖 3-34-(a)所示)，及核種傳輸的驅動力(壓力梯度、溫度梯度及濃度梯度)。

就結晶岩類的處置母岩(如花崗岩、大理岩)而言：

(1) 連通的導水構造，是地下水與核種在岩層內的主要傳輸路徑，地層中可能具有導水構造特性之位置包含：

(a) 破碎帶：

(i) 破裂帶係因岩體形成至今，所經歷的錯動而所形成，含一群密集集中的裂隙群。裂隙是特定位態面的岩層空間，可供地下水流動，但可能因地層應力的改變，或次生礦物的沉澱，而改變其空間大小，甚或完全閉合。

(ii) 當破碎帶超過一定厚度且含水量高時，稱為主要導水裂隙；主要導水裂隙通常可由非侵入式的調查方式，進行初步研判其分布位置，再經由地質鑽探驗證並取得其特性參數(如水力傳導係數、水質特性等)；相關調查解析流程，如圖 3-5所示。

(b) 不同岩體單元(如完整岩體、岩脈、變形帶)的接觸帶：

接觸帶亦可能形成導水構造，尤其是不同岩體單元間的脆性接觸或冷卻收縮所產生的節理。

(c) 岩體單元內部之裂隙(含節理)所形成的導水網路：

此類導水網路，因通常需透過統計理論，探討其空間分布特性，故又稱為離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)。

(2) 基質的孔隙率(matrix porosity)及其特性會影響核種在地層的傳輸速度及路徑：

(a) 基質係指上述導水構造以外的地層，而基質孔隙係指基質內可供流體存在或流動的空間。

(b) 理論上，基質孔隙內流體的核種濃度原本很低，當含核種的地下水順導水構造流動時，地下水中的核種會因濃度的差異而具有往基質擴散的天性，此擴散機制會降低(稀釋)核種在導水構造地下水中的濃度，減緩核種傳輸的速度。一旦核種擴散通過基質至另一導水構造時，則會改變核種的傳輸路徑。

(3) 岩層(基質及導水構造)對核種的吸附能力，會減緩核種在地層的傳輸速度；基質的原生礦物及導水構造內的次生礦物，對不同核種具有不同的吸附能力，亦即，遲滯核種遷移速度的能力會有所不同。

(4) 岩層的化學環境，會影響核種在地下水中的溶解度及岩層對核種的吸附能力，進而改變核種在地層的傳輸速度。

由以上說明可知，欲探討核種的傳輸路徑及特性時：

(1) 首先，必須掌握各地下岩體單元及主要導水裂隙之空間分布與其特性(如導水特性、孔隙率等)(如圖 3-25及圖 3-26所示)。

(2) 其次，必須建構各岩體單元內的離散裂隙網路特性，包含離散裂隙網路內各離散裂隙在空間的位置、位態、大小、寬度及導水特性(如圖 3-34及圖 3-35所示)。

(3) 至於，要探討核種在地層的傳輸特性，除了須掌握核種傳輸路徑的相關地質特性外，亦必須了解岩層(導水構造及基質)對核種的吸附能力，及影響核種溶解度及吸附能力的化學環境特性(如圖3-33所示)。

3.3.5.2. 流通路徑參數的定義

前述各節已分別說明，如何依序透過區域尺度的調查技術(圖3-5-a)及場址尺度的調查技術(圖 3-5-(b))，了解主要導水裂隙的空

間分布及其特性，並透過數值模擬探討主要導水裂隙對地下水流場的影響性，及主要導水裂隙內之地下水化學性質的可能演化特性。例如：

(1) 在僅考量地下岩體單元及主要導水裂隙的空間分布及導水特性下，圖 3-27-(a)及圖 3-27-(b)分別為本島及離島花崗岩區之地下水流場的模擬範例。

(2) 針對離島花崗岩之主要導水裂隙的可能化學演化特性，透過反應路徑的模擬，其pH及Eh的演化模擬結果，如圖 3-33-(b)所示。

本章節主要將聚焦說明，建構離散裂隙網路所需相關裂隙特性資訊的調查及統計分析。

3.3.5.2.1. 裂隙的量測、統計與應用簡介

裂隙面在三維空間所呈現的姿態稱為其位態(orientation)；由於裂隙的數目很多，為了方便在同一張圖，展示所有裂隙的位態統計特性，通常採用裂隙面位態的極點投影(polar stereonet)方式，來展現裂隙的位態統計特性(圖 3-34-(b)-(1))。

雖然岩體表面或岩體內可能存在很多的裂隙，但因為裂隙的產生及其位態特性，通常受其曾歷經的外在應力大小、方向及歷史所影響，因此，雖然裂隙的數目可能很多，但經過適度的統計分析後，通常可發現其具有叢集性，亦即，集中在某幾組特定的裂隙位態。

岩層內的裂隙分布特性，無法透過類似像電腦斷層掃描的技術，直接取得其在岩體內的分布情形，其研究過程，通常依序如下：

(1) 透過地表、孔內及隧道面的裂隙量測與統計分析，統計出裂隙在岩體內的可能分布特性，包含：

(a) 裂隙位態的主要叢集(cluster)

(b) 特定裂隙位態叢集之裂隙軌跡長度(trace length)

(c) 特定裂隙位態叢集之裂隙間距(spacing)

(d) 特定裂隙位態叢集之裂隙寬度(aperture)

等參數的統計特性，如平均值、標準差、分布機率密度函數(probability density function)等。

(2) 有了上述的統計資料後，可透過統計原理，計算裂隙密度，並針對各個裂隙位態叢集，設定或假設：

(a) 岩體內各裂隙的中心點，為特定機率分布、隨機分布或分布於特定位置(如孔內影像所實際量到的位置)。

(b) 各裂隙呈特定形狀(通常假設為圓盤狀)。

再透過電腦軟體工具，即可繪出岩體內眾多裂隙的可能分布情形。

(3) 有了岩體內裂隙的可能分布後，再透過電腦軟體工具的處理，即可串聯有連通的裂隙路徑，形成所謂的離散裂隙網路；通常亦會刪除沒有連通的裂隙死角。

(4) 一旦有了離散裂隙網路後，若情況許可，通常會配合跨孔示蹤劑試驗(如圖 3-34-(b)所示)，用以驗證所建立的裂隙網路模式是否合理。

在裂隙參數的量測，由於先天條件的限制：

(1) 地表裂隙因其受到地表解壓及風化作用的影響，地表裂隙之內寬量測值與岩體實際內寬值，未必完全相同，故地表量測值不一定具有代表性。

(2) 孔內攝影影像，雖然可供研判孔內裂隙寬度，但無法透過孔內的裂隙影像，直接研判其裂隙的軌跡長度。

因此，在建構離散裂隙網路過程中：

(1) 針對特定地表裂隙叢集，其裂隙寬度的統計特性資料，通常是透過假設，或取自類似位態之孔內裂隙叢集的裂隙寬度。

(2) 針對特定孔內裂隙叢集，其裂隙軌跡長度的統計特性資料，通常是透過假設，或取自類似位態之地表裂隙叢集的裂隙軌跡長度。

3.3.5.2.2. 裂隙資訊的應用—跨孔示蹤劑試驗

為了建構相關試驗及解析技術，根據K區之KMBH01-02-04所進行的跨孔示蹤劑試驗所得的觀測數據、跨孔間的構造解析，以及裂隙

調查統計資料，分別以兩種方法解析該跨孔區間內之傳輸特性參數(詳技術支援報告(1)，c3.3.5.2.3)：

(1) 以單一裂隙延散模式(Single Fracture Dispersion Model, SFDM)模式套配跨孔示蹤劑試驗的數據，得其傳輸特性參數，如縱向延散度、裂隙帶孔隙率、水力延散係數等資訊(詳SNFD-ITRI-2016-0002-t3.18)。

(2) 透過離散裂隙網路之直接時間質點追蹤法(Direct Time Domain Particle Tracking Method, DTDPT)的傳輸數值模擬法，套配得到試驗區間(330 m至360 m段裂隙區)內的傳輸參數如下：

   (a) 縱向延散度(longitudinal dispersivity)(a_L)約為0.012 m。

   (b) 水力延散係數(hydrodynamic dispersion coefficient)(D_{HD})約為$8.41\times10^{-4}\ m^2/s$。

   (c) 圍岩孔隙率(matrix porosity)約為0.4%。

   (d) 圍岩擴散深度(matrix diffusion depth)約為0.01 m。

   (e) 圍岩分子擴散係數(effective molecular diffusion coefficient in matrix)(D_{em})約為9.26×10^{-10} m^2/s (圖 3-34-(b))。

在上述直接時間質點追蹤法之套配結果中：

(1) 雖然模擬之圍岩穿透深度僅約0.01 m，但卻反應出圍岩擴散效應，對中長期的示蹤劑試驗(尤其是自然梯度試驗)，為一項不可忽略的傳輸機制。

(2) 套配之縱向延散度較低，主要可能是因為離散裂隙網路構造中已隱含複雜的裂隙構造形成的水流渠道化(flow channeling)現象，因此在小範圍的離散裂隙網路構造中套配出的縱向延散度值偏低(Liou, 2009, c4)。

3.3.5.2.3. 裂隙資訊的應用—區域尺度之離散裂隙網路建構模擬

針對特定地質處置設施候選場址的處置工程設計及安全評估，區域尺度之離散裂隙網路的建構需求有3點：

(1) 當工程障壁系統喪失其圍阻核種功能時，離散裂隙網路在岩層的分布特性，尤其是離散裂隙網路從處置深度至人類生活圈的連通路徑，是評估核種遷移對人類生活圈影響性的主要考量路徑。

(2) 當工程障壁系統尚未喪失其圍阻核種功能時，離散裂隙網路的連通特性，是評估工程障壁系統穩定性的主要因子；例如，離散裂隙網路內的地下水對工程障壁系統之緩衝回填材料的沖蝕速率，及離散裂隙網路內的地下水對工程障壁系統之廢棄物罐材質(如銅)的腐蝕速率。

(3) 當工程障壁系統尚未喪失其圍阻核種功能時，離散裂隙網路在空間的分布特性，是評估地震誘發工程障壁系統周圍裂隙錯動之錯動規模及機率的關鍵資訊；配合工程障壁系統的設計，如廢棄物罐材質及緩衝回填材料厚度，以及預期震源規模、距離及路徑等資訊，可估算工程障壁系統破損的機率。

離散裂隙網路模型是根據現場裂隙的統計特性，針對特定的空間範圍及特定的應求需求(例如特定岩體內的地下水流模擬)，產生的一組隨機模型，離散裂隙網路的模擬計算，基本上是一種統計實現值(realization)。由於DFN是由統計理論產生的一組隨機模型，因此在應用上，離散裂隙網路本身的模擬計算，及其對應的下游相關計算，均需重複計算多次，以提高其計算結果的代表性。對應下游相關模擬計算的關聯性之說明，詳見本報告第4.5.6.3.1節、第5.5.3節、第5.5.4節、表5-7與技術支援報告(3)第7-10頁至第7-14頁。

上述相關應用與研究，請參考SNFD2017報告第4章(處置設計與工程技術)及第5章(安全評估)之相關說明。而本章節主要是論述上述所需之區域尺度離散裂隙網路，是如何透過地質特性調查資料所建構。

在建構離散裂隙網路過程中，考量裂隙內寬為離散裂隙岩體溶質傳輸模擬使用，所以裂隙內寬採用傳輸內寬(transport aperture)，相關經驗公式可參考Follin et al (2005, p22)。

(1) 裂隙內寬一般可分為水力內寬與力學內寬(Priest, 1993, p348)。水力內寬係利用單一裂隙花崗岩塊水力試驗分析的導水係數，經由公式反推求得水力內寬，詳細計算過程可參見Yang and Chiang (2007, c4p9; c4p15)；力學內寬則利用孔內井壁影像判識裂隙的平均寬度，經由裂隙位態分組後，利用統計學分析內寬的機率密度函式，詳細計算過程可參見Chang et al. (2005, c3p33)。

(2) 導水特性、裂隙寬度與裂隙大小間的數學關係式，必須配合現地試驗大規模抽水試驗以及高密度水力試驗方能驗證，目前我國尚未有相關場址可以進行相關研究。因此本報告參考案例表二中的對應內容，係參考自瑞典Forsmark的相關數學關係式，若後續能進行相關現地水力試驗，即可獲得本土化的經驗公式。

針對離島K區的裂隙統計特性，建構區域尺度的離散裂隙網路範例結果，如圖 3-35所示，其詳細建構過程，請參考技術支援報告(1)，附件A，c3.9 & c3.10的相關說明；結果摘述說明如下：

(1) 本範例係在簡化條件下，為測試計算模擬收斂性所產出的離散裂隙網路分布特性；本範例使用商業版離散裂隙網路模擬器FracMan (version 7.5)。

(2) 本範例共產生13,297,869個裂隙(圖 3-35-(a))，其在空間分布特性，可供評估地震誘發工程障壁系統周圍裂隙的錯動效應。

(3) 本範例所產生13,297,869個裂隙中，有5,158,373個裂隙，可自目標深度(假設為500 m深)連通至地表(圖 3-35-(b))，其在空間分布及連通特性，可供進行粒子傳輸模擬應用(圖 3-34-(b))。

(4) 本範例具備連通性的5,158,373個裂隙中，共有13,341個裂隙，截切至目標深度(圖 3-35-(c))。

(5) 本範例截切至目標深度之13,341個裂隙，其在目標深度的裂隙軌跡圖(圖 3-35-(d))及空間分布特性，可供評估工程障壁系統穩定性(如緩衝回填材料的沖蝕、廢棄物罐材質的腐蝕機率)(圖 3-35-(c))。

3.3.5.3. 基質的擴散效應

在花崗岩質的裂隙岩體中，基質(matrix)是指裂隙周圍的母岩。當核種隨著地下水在母岩的裂隙中流動時，裂隙周圍之基質的孔隙結構特性及其對核種的吸附能力，都會影響核種在岩層的遷移速度及分布特性(圖 3-34-(a)-(3) & (4))，此影響核種遷移及分布的機制，稱之為基質的擴散效應：

(1) 基質孔隙內流體的核種濃度原本很低，當含核種的地下水順裂隙流動時，地下水內的核種會因濃度的差異而往基質擴散，此擴散機制可由Fick's law (Shackelford and Moore, 2013, p134)，及裂隙與基質的接觸面積，來描述其間的擴散量。

(2) 同樣地，越往基質內部的核種濃度越低，理論上，核種會持續往基質內部擴散，直至濃度相等為止。一旦核種擴散通過基質至另一流通裂隙時，即會改變核種的傳輸路徑。

(3) 基質孔隙及裂隙表面，本身具有吸附核種等微量元素的能力(圖3-32-(d))，進而降低核種在流體的濃度，直至達吸附飽和為止。

(4) 基質孔隙及裂隙表面，對不同核種有不同的吸附能力。

(5) 除了流體的化學性質外，基質對核種的吸附能力，取決於可以吸附核種的面積，而該面積則取決於基質的孔隙結構特性。

(6) 基質孔隙內的地下水流動性較裂隙差，或甚至不流動；且基質孔隙內通常是較還原的化學環境，較易讓核種在孔隙內發生沉澱。

3.3.5.3.1. 擴散

除了可透過非放射性且不吸附追蹤劑(如食用鹽)之跨孔示蹤劑試驗及資料解析，求得破碎帶的傳輸參數(如有效擴散係數)外(詳第3.3.5.2.2節)，亦可在實驗室中，進行核種的管柱薄片擴散試驗，用以解析核種在完整岩樣的有效擴散係數($D_e \equiv \varepsilon D_{em}$)；經過約1,000天的薄片擴散實驗(K區花崗岩)，實驗結果顯示(技術支援報告(1)，f3-176) (Wang et al., 2015, c5.4)：

(1) 碘(I)離子的有效擴散係數(D_e)約介於$6\times10^{-14}\ m^2/s$至$1\times10^{-13}\ m^2/s$。

(2) 銫(Cs)與硒(Se)離子的有效擴散係數(D_e)約介於$2 \times 10^{-14}\ m^2/s$至$5 \times 10^{-14}\ m^2/s$。

因完整岩塊之薄片的孔隙率比現地破裂帶的孔隙率低，因此，上述由薄片擴散實驗求得的擴散係數(D_e)值，小於現地跨孔追蹤試驗及離散裂隙網路之直接時間質點追蹤法(詳第3.3.5.2.2節)所求得的有效擴散係數(D_e)($D_e = \varepsilon D_{em} = 0.4\% \times 9.26 \times 10^{-10}\ m^2/s = 3.7 \times 10^{-12}\ m^2/s$)，約1至2個數量級，係屬合理的範圍。

3.3.5.3.2. 吸附

在吸附達平衡狀態下，核種在固相及液相的濃度比值，稱之為吸附分配係數(distribution coefficient for sorption, K_d)；分配係數是一種用以描述吸附平衡現象之理想化、但數據多且應用最廣的數學關係式。

針對固相(岩樣、緩衝材料)對核種的吸附特性研究，臺灣主要在實驗室內利用W區花崗岩岩心與緩衝回填材料、K區與H區花崗岩岩心，搭配人工合成地下水(SynGW)或合成海水(SynSW)，進行核種批次吸附試驗(Teng et al., 2003, c3p4)；相關研究結果，摘述如下：

(1) 花崗岩岩樣的吸附試驗結果：

(a) 在人工合成地下水(SynGW)及合成海水(SynSW)中的吸附試驗結果(Teng et al., 2002, t3.3 & t4.9)顯示：

(i) 岩樣對Am、U、Th均有很高的吸附性；代表岩層對其吸附遲滯效應很強，除非處置環境的水文及化學環境極端改變，否則其在地層的遷移速率應該很慢。

(ii) 岩樣幾乎不吸附I及Tc；代表岩層對其吸附遲滯效應很低，其釋出速率、溶解度及地下水流速為探討其在地層遷移速率的重點。

(iii) 岩樣吸附Cs及Se的能力，介於前兩項之間；除了釋出速率、溶解度及地下水流速外，岩層對其吸附遲滯能力，也是探討其在地層遷移速率的重點。因此，後續相關核

種吸附試驗，主要聚焦於探討岩樣在不同環境下，吸附Cs及Se的特性。

(b) 岩樣對Cs的吸附量，在合成地下水(SynGW)環境下的吸附量高於合成海水(SynSW)，但吸附Se的能力則似乎不受水樣的影響。

(c) 厭氧環境會降低花崗岩對Cs的吸附能力。

(2) 在合成地下水(SynGW)中，針對不同固體物質吸附Cs及Se能力的試驗結果(Teng et al., 2012, t4.1)顯示：

(a) 固體物質吸附Cs之K_d值的大小順序，依序為：膨潤土>花崗岩>泥岩>石英砂。

(b) 固體物質吸附Se之K_d值的大小順序，依序為：泥岩>膨潤土>花崗岩>石英砂。

(3) 在合成海水(SynSW)中，針對不同固體物質吸附Cs及Se能力的試驗結果(Teng et al., 2012, t4.1)顯示：

(a) 固體物質吸附核種Cs之K_d值的大小順序(技術支援報告(1)，t3-20)，依序為：膨潤土>泥岩>花崗岩>石英砂。

(b) 固體物質吸附核種Se之K_d值的大小順序(技術支援報告(1)，t3-20)，依序為：泥岩>膨潤土>花崗岩>石英砂。

(4) 在SynGW中，臺灣西部離島花崗岩粉碎樣品對Cs有比Se較大的吸附能力，約大1個數量級(Wang et al., 2015, t5-6)：

(a) 在氧化環境下：

(i) K區花崗岩對Cs的K_d值介於11 mL/g至111 mL/g (avg.≅36 mL/g, n = 54)之間。

(ii) K區花崗岩對Se的K_d值介於0.4 mL/g至16 mL/g (avg.≅4 mL/g, n = 54)之間。

(b) 在還原環境下：

(i) K區花崗岩對Cs的K_d值介於8 mL/g至67 mL/g (avg.≅24 mL/g, n = 54)之間。

(ii) K區花崗岩對Se的K_d值介於2.8 mL/g至30 mL/g (avg.≅12 mL/g, n = 54)之間。

(5) 在SynGW中，臺灣本島東部花崗岩粉碎樣品對Cs有比Se較大的吸附能力，約大1個數量級：

(a) 在氧化環境下：

(i) H區花崗岩對Cs的K_d值介於99 mL/g至146 mL/g (avg.≅ 119 mL/g, n = 26)之間。

(ii) H區花崗岩對Se的K_d值介於5 mL/g至40 mL/g (avg.≅ 17 mL/g, n = 26)之間。

(b) 在還原環境下：

相關室內實驗，目前仍在進行中。

3.3.6. 岩石特性

目標岩體的力學及熱特性，是處置隧道設計及開挖工程的重要參數：

(1) 力學特性參數包含目標岩體本身的力學特性，及其所處環境的現地應力分布特性，主要用以預測處置隧道設計與規劃開挖或地質改良工法。

(2) 熱特性參數包含目標岩體本身的熱特性，及其所處環境的熱流特性，是影響處置環境溫度的主要因子；溫度會影響工程障壁系統的穩定性，且必須被考量於開挖環境的可行性評估中。

工程障壁系統必須根據目標岩體的特性資料來設計，但不同地區的岩體，即便相同岩類、相同深度，其力學及熱特性可能截然不同。臺灣尚未確定地質處置設施場址，尚無法針對特定目標岩體，進行系統化的相關說明。因此，本節：

(1) 透過文獻彙整，說明臺灣隧道開挖工程之特性及岩體分類，以及臺灣已知的地溫梯度，與熱流特性的相關研究結果。

(2) 透過技術發展過程取得之花崗岩體的相關力學及熱特性資料，說明臺灣在力學及熱特性量測技術的建立成果。然而，此處必須特別說明：

(a) 由於主要導水裂隙為核種在地層的主要傳輸路徑，因此，現階段相關侵入性技術的發展(如地質鑽探及對應的試驗分析)，主要聚焦於如何確認主要導水裂隙的特性，並避免影響完整岩體的天然障壁系統功能。

(b) 主要導水裂隙均為岩體中的破裂帶，因此，在主要導水裂隙調查技術發展過程中所取得之破碎帶的相關力學特性及熱特性的參數數值，應比實際處置所需的完整岩體性能差，可作為相關設計評估的保守下限值。

3.3.6.1. 力學特性

3.3.6.1.1. 岩體之隧道工程分類

根據臺灣地區隧道工程之岩體分類(PCC, 2003, a1f2-3)，臺灣花崗岩體的分布地區，均分布於A類岩體地區(技術支援報告(1)，f3-179)，其岩體工程特性之單壓強度高，A類岩石材料不會因含水量高低而明顯影響其工程力學性質，且因強度較高，岩質堅脆，故易因地體構造運動之大地應力影響，而產生發達節理等地質弱面；除高應力區有可能產生岩爆外，一般而言，其岩體破壞機制係屬於構造破壞，主要沿節理面、層面、劈理，及片理等地質材料弱面發生。有關高應力區發生岩爆的潛在性，須待候選場址確定，以及現地應力量測結果評估後，方能應用於隧道施工設計中。

3.3.6.1.2. 岩石本身的力學特性參數

岩石本身的力學特性參數，可區分基本物理性質(basic physical properties)、強度參數(strength properties)及變形參數(deformation properties)等3類。

(1) 基本物理性質包含單位重(ρ_B)、比重(G_s)、含水量(ω_n)、吸水率(ω_a)、孔隙率(η)。

(2) 強度參數包括岩石的單軸壓縮強度(q_u)、張力強度及剪力強度參數，如凝聚力(c)與內摩擦角(ϕ)。

(3) 變形參數包括岩石之靜彈性模數(E_s)、靜態柏松比(ν_s)，以及岩石之動彈性模數(E_d)、動剪力模數(G_d)與動態柏松比(ν_d)。

岩石力學特性測定方法，主要遵循ISRM建議之岩石試驗方法進行測定。圖 3-36為力學特性量測過程及結果範例圖。

3.3.6.1.3. 岩體環境的應力特性

臺灣本島H區和平地區之現地應力的量測及評估結果(Yeh et al., 2012, p23–24)，說明如下：

(1) 根據和平HCBH01地質探勘孔之岩心的非彈性應變回復法(Anelastic Strain Recovery, ASR)量測結果(圖 3-37-(b))，顯示HCBH01所在位置之現地應力環境，處於正斷層應力場(張裂環境)。

(2) 根據和平HCBH01地質探勘孔之岩心的裂隙類型及裂隙面線理(圖 3-37-(c))、地表露頭的裂隙類型及裂隙面線理，搭配定年分析結果(圖 3-37-(e))，顯示和平HCBH01地質探勘孔周圍地區：
   (a) 現今處於正斷層應力場，但約4 MaBP前應處於逆衝斷層應力場。
   (b) 約1.5 MaBP前，轉為走滑斷層應力場，近百萬年來才轉為正斷層應力場(Lin, 2015, f5.1 & f5.17)。

(3) 由於H區未能順利進行水力破裂法之現地應力量測法，因此採用岩心的非彈性應變回復法推估現地應力數值，應用時需慎重考量數據的不確定性，並且有待後續研究加以確認。

離島K區之現地應力的量測及評估結果，說明如下：

(1) 根據K區水力破裂法(Hydraulic Fracturing Method, HF)的量測結果(圖 3-38-(a))，顯示K區現代應力場可能是走滑斷層應力場(圖 3-38-(b))；但根據K區既存裂隙水力法(Hydraulic Tests on Pre-existing Fractures Method, HTPF)的量測結果，卻顯示K區現代應力場可能是走滑斷層或逆衝斷層應力場(圖 3-38-(c))；從區域

性之研究結果(例如構造、全球衛星定位系統觀測)，顯示K區現代應力場可能較接近走滑斷層應力場的環境(Shi et al., 2004, p237)。

(2) 由於量測方法的先天限制及資料解析的假設，需慎重考量水力破裂法或既存裂隙水力法解析結果的不確定性。例如：水力破裂法假設現地應力其中之一主應力方向與鑽孔軸平行(Yang et al., 2003a, p3-4)。

K區與H區的主應力方向與大小相關研究資訊(詳技術支援報告(1)第3.3.6.1.3節)，摘述如下：

(1) 於H區HCBH01地質探勘孔之岩心，以非彈性應變回復法量測結果顯示在約530 m 深度(Yeh et al., 2012, p23–24)：
   (a) 最大主應力σ_1約14.5 MPa (位態約356/80)。
   (b) 次要主應力σ_2約9.6 MPa (位態約157/10)。
   (c) 最小主應力σ_3約9.2 MPa (位態約247/04)。

(2) 於K區KMBH01探勘孔深度306 m處進行之水力破裂法量測的現地應力為(Yang et al., 2003a, c3p17)：
   (a) 垂直應力(σ_V)約為8.11 MPa。
   (b) 水平最大主應力(σ_H)約為10.68 MPa。
   (c) 水平最小主應力(σ_h)約為5.73 MPa。

(3) 於K區KMBH01探勘孔深度430 m處進行之水力破裂法量測的現地應力為(Yang et al., 2003a, c3p17)：
   (a) 垂直應力(σ_V)約為11.4 MPa。
   (b) 水平最大主應力(σ_H)約為14.43 MPa。
   (c) 水平最小主應力(σ_h)約為9.38 MPa。

(4) 於K區KMBH01探勘孔深度300 m處進行之既存裂隙水力法量測的現地應力為(Lin et al., 2005b, c4p107)：
   (a) 最大主應力(σ_1)約10.29 MPa至12.34 MPa。
   (b) 次要主應力(σ_2)約6.66 MPa至8.62 MPa。
   (c) 最小主應力(σ_3)約0.76 MPa至2.14 MPa。

3.3.6.2. 熱特性

處置設施的溫度大小及其分布，是影響工程障壁系統功能的主要影響因子，而影響其溫度大小及其分布的因素，包含：

(1) 熱源特性：放射性物質本身的衰變熱、母岩所處環境的溫度、熱通量。

(2) 熱傳特性：母岩熱傳導係數、熱容量、地下水分布及流速等。

圖 3-39-(a)為臺灣地溫梯度、熱傳導係數及熱通量分布圖(Wu et al., 2013, p701)。圖 3-39-(b)為花崗岩質母岩的熱傳導係數、熱容量量測結果；雖然樣品大都來自研究主要導水裂隙的破碎帶岩心，但熱傳導係數、熱容量的量測數值，與芬蘭及日本的數值接近，而瑞典岩樣的熱傳導係數數值明顯高於其他國家。

3.3.7. SNFD2017參考案例表二

地質處置設施的安全功能評估結果，是其能否通過審核、取得建造執照的關鍵。地質處置設施的安全功能，取決於處置概念及其對應的工程設計，而其設計則必須考量評估地點的地質特性。

地質處置設施安全功能的展現，通常透過數值模擬(通稱安全評估技術)，用以表達地質處置設施對人類生活圈中的保全對象，在考量的時間範圍內(如百萬年)，其所可能接受到的輻射劑量及風險。

在沒有地質處置設施候選場址的現況下，臺灣參考日本H12報告的架構(JNC, 2000, c5.5)及KBS-3處置概念，建構一個僅供技術發展需求的參考案例，稱為SNFD2017參考案例，用以發展相關處置技術：

(1) SNFD2017參考案例採用表格化的清楚條列方式，提供包含相關概念模式、資料及假設條件的說明，供相關研究單位，盡早共同建立、測試、分享與精修相關處置技術能力。

(2) SNFD2017參考案例共包含3個表格及其對應的輔助說明文件，此3個表格的名稱及內容分別為：

(a) 表一：法規要求及處置概念

(b) 表二：地質概念模式及特性參數

(c) 表三：安全評估模式及參數

其中，表二內容(如附錄B所示)之詳細建構過程的說明文件，請參考技術支援報告(1)，附件A。

在尚未確定地質處置設施候選場址之前，SNFD2017參考案例之建置目的，主要在作為處置設計、安全評估、深層地質特性調查等技術發展的整合性技術發展平台，持續不斷地透過整合、測試、修正與經驗回饋發展過程(圖 3-4-(b))，精進相關技術，確認需求重點、技術關鍵、與釐清彼此間的關聯性。一旦將來確定地質處置設施候選場址後，相關的技術流程，即可馬上派上用場，建構特定場址的安全案例，經證實符合安全需求後，用以申請地質處置設施建照，或進行相關決策程序。

3.4. 結論與未來發展建議

技術可行性的論述是本報告的主要重點。SNFD2009報告建議本報告的研究工作，應聚焦於花崗岩的特性調查與評估，而原能會針對本報告內容，明確要求其階段性目標，必須清楚論述「能否找到合適的花崗岩進行地質處置？」，因此，針對本報告第3章(臺灣地質環境)的論述重點及目標有2項：

(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置？

(2) 是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性？」

由本報告的相關研究成果，可充分說明上述目標均已達成，相關研究成果摘述說明如下：

3.4.1. 「臺灣能否找到合適的花崗岩進行地質處置?」

(1) 由於臺灣位於環太平洋火環帶，針對地質處置設施場址篩選的天然因子包括：火山活動、斷層活動、地震影響性、泥貫作用、抬升或沉陷、氣候及海水面變遷等因子，以及避免後代人類可能入侵地質處置設施的礦產、油氣及地下水開採可能性等因子。花崗岩、泥岩及中生代基盤岩，是臺灣曾探討過之地質處置設施的潛在處置母岩，其分布如圖 3-20所示，其特性比較結果如表 3-1所示；根據研究結果顯示(圖 3-21)：

(a) 臺灣本島及西部離島花崗岩區，除了位於臺灣東南部地熱區的大崙花崗岩體外，至今均未發現法規禁止的天然因子，均可考量作為地質處置設施的母岩。臺灣本島及西部離島花崗岩均有至少百萬年的長期穩定潛力，且具備可調查性和可預測性，可作為臺灣地質處置設施的考量對象。

(b) 除臺灣海峽部分區域外，中生代基盤岩深度過深隧道開挖工程可行性較低，但具有其他處置概念(如深孔式地質處置)的可能性，將持續追蹤國際最新發展現況。

(c) 臺灣西南部泥岩斷層構造多、泥貫作用明顯，且具有天然資源開採潛能(油氣)，依現行法規標準，不適合作為地質處置設施的考量地區。

(2) 在排除非科學性因子(如政治、民眾接受度、交通運輸、建造成本等)，僅考量地質條件下，臺灣確實存在合適的花崗岩體，具備足夠的岩體尺寸，可以考量做為地質處置設施的後續調查區域，包含：

(a) 西部離島，如金門、烏坵、馬祖等地的花崗岩體；其中，台電公司於2013/07/16正式函文金門縣政府，略以：「水庫集水區」、「人口密度」及「國家公園」等條件，依「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」相關規定，已被排除於合格場址之外。考量高放射性廢棄物最終處置場址選址標準應較低放射性廢棄物最終處置場嚴格，說明K區已被排除於最終處置場址的考量範圍，並經金門縣長親自主持民眾溝通會議，由台電代表人員說明。本會議結果並經金門日報(2013/08/29)報導刊載。

(b) 臺灣本島東部，如源頭山、飯包尖山、和平、開南岡等花崗岩體。

(3) 臺灣本島及西部離島花崗岩體，因處於不同地質環境(平潭-東山變質帶或大南澳變質雜岩帶)(圖 3-1之PDMB或TCMB)，針對臺灣目前所學習的KBS-3處置概念設計及安全評估，必須考量其不同的地質特性(圖 3-40)：

(a) 臺灣本島東部花崗岩體：

(i) 臺灣本島東部花崗岩體，大多被巨大的大理岩或片岩所圍繞，處置概念設計必須善用此類岩體單元：

◆ 針對處置環境的化學長期穩定性，因為大理岩及片岩的反應性較花崗岩快，具有良好的化學緩衝能力(圖 3-29-(f), (g) & (h))。

◆ 地下水多賦存於大理岩及片岩等圍岩中，花崗岩體相對較乾且其裂隙易受碳酸鈣沉澱物所充填、封阻(圖 3-29-(c) & (d))。

(ii) 臺灣本島部分東部花崗岩體，目前具有沉陷的趨勢，將逐漸遠離人類生活圈，對長時間尺度的氣候變遷及海平面變化的敏感度較低。

(iii) 臺灣本島東部花崗岩體位於板塊交界區(琉球島弧系統)，該區地震頻率較高，可能因周圍大理岩及片岩的岩石強度相對較花崗岩體低，因此，具有衰減震波的減震現象，根據微震觀測資料顯示，花崗岩體本身地震頻率相對低很多(圖 3-24-(a)-(2))；相關文獻指出，震波傳遞時的衰減程度與行經岩層的緻密度與含水性有關(Wen et al., 2015,p9-p11)。

(b) 臺灣西部離島花崗岩體：

(i) 臺灣西部離島花崗岩體均處於類似的地質演化環境(平潭-東山變質帶；圖 3-3-(a)之PDMB)，廣泛存在的基性岩脈群(如輝綠岩脈群，圖 3-3-(b)) 可能扮演重要的阻水構造，處置概念設計必須善用此類岩體單元。

(ii) 若考量長時間尺度的氣候變遷及海平面變化，則因預期處置深度有限(300 m至1,000 m)，必須妥善考量海水面下降對處置環境(如地下水流向及化學環境)的影響性。

3.4.2. 「臺灣是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性?」

(1) 空中磁測、大地電磁、地電阻、微震觀測解析、GPS觀測解析等區域尺度(大範圍)調查技術，對於推估地下岩體及構造分布，在臺灣已經建立並證實是有效的調查評估技術；成功提前預測蘇花改交通隧道的地下導水構造區，並解析出地下岩漿庫的可能範圍。

(2) 透過K區技術發展測試區所建立的場址尺度(小範圍)調查技術，包含概念模式建立、地質鑽探、孔內試驗分析、離散裂隙網路模

擬等技術，經現地測試驗證，可有效解析導水構造及特性。K區相關研究成果，結合相關假設條件，已被系統化彙整編撰成SNFD2017參考案例表二，用以發展處置設計與工程技術、安全評估數值模擬能力，其所需之地質概念模式及特性數據，據以說明臺灣已具備深層地質特性調查與資料解析能力。依臺灣現有法令規範，K區已被排除在地質處置設施候選場址的考量範圍。

3.4.3. 未來發展建議

(1) 針對將來特定候選場址的地質特性調查而言，井下地震儀的安裝及資料解析、現地應力的量測解析、大規模抽水試驗、高密度井下水力試驗等工作，均是必須進行的現地調查及資料解析工作；上述相關技術，臺灣均已分別建立相關技術，但尚未進行整合性的測試驗證，故建議應建立長期性的深層地質特性調查技術研究基地，供進行相關技術的整合發展及測試驗證。除了技術整合及驗證外，亦需持續參考國際發展經驗，持續加強QA/QC系統，以提升及確保調查成果的可信度。

(2) 針對地質處置設施場址篩選，臺灣尚無選址條例(AECTW於2015年4月24日公布「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，屬行政規則，迄今尚無法定的選址條例)，依據臺灣地質環境特性並參酌國際最終處置方式的發展趨勢，建議：

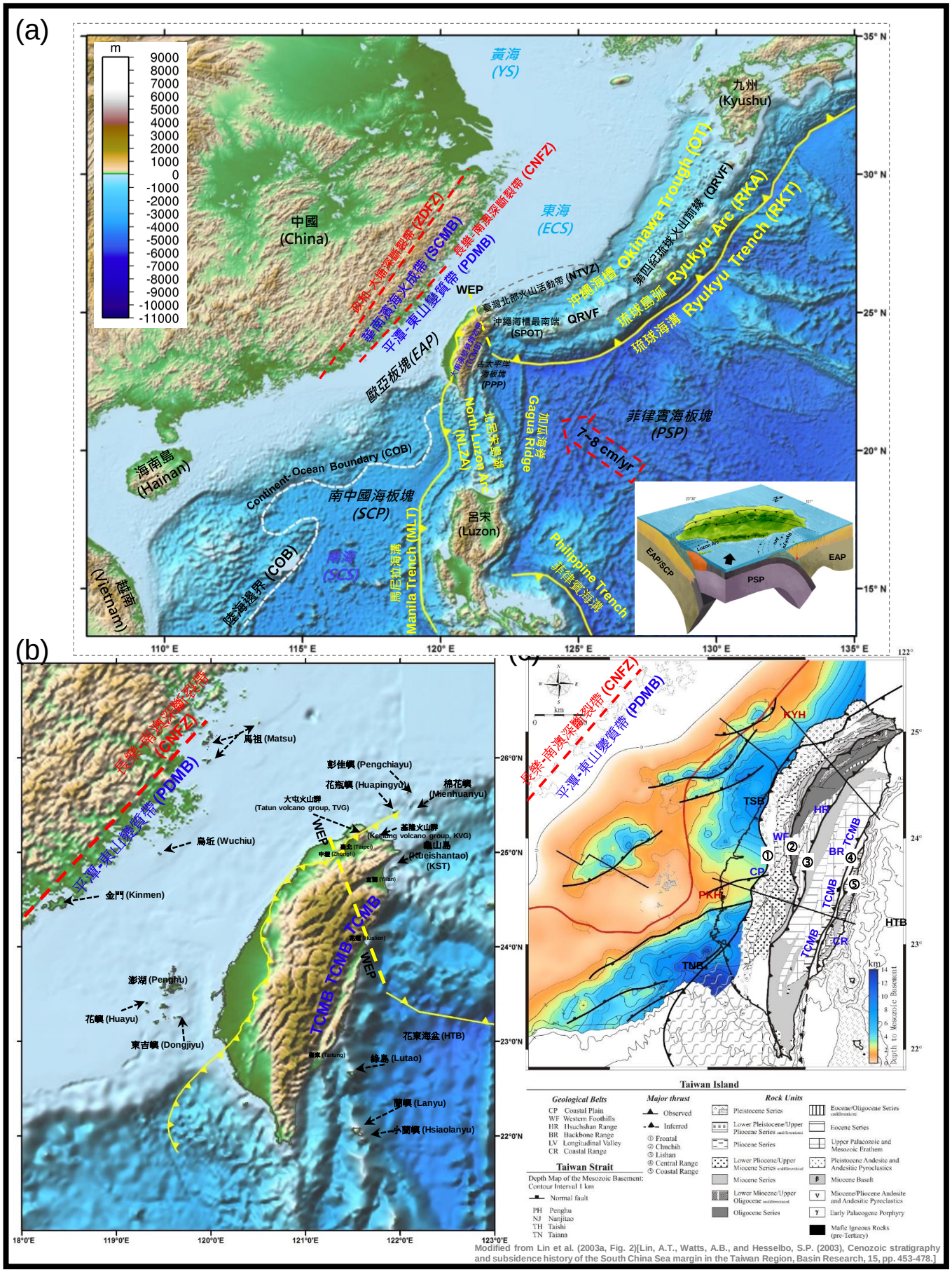
(a) 火山活動、泥貫作用、斷層活動地區範圍，以現今的工程技術仍難以克服，故應被排除在地質處置設施選址考量範圍，但如何界定其範圍，如火山中心及火山影響範圍，應經政府主管地質之權責機關制定，以免產生權責衝突、混亂。另外，經篩選過的候選場址，在後續調查過程中，若發現足以影響地質處置設施安全性的火成活動、泥貫活動或盲斷層地區，亦應排除在外。

(b) 抬升或沉陷、地震、海水面變遷、土石流等影響因子，對地質處置設施安全性的影響性，不同的處置概念設計有不同的影響性，因此，不宜作為初期篩選(排除)條件，而是作為處

置場址進階篩選(評選)時，必須進行之全系統功能安全評估的考量因子；其影響性應以針對特定候選場址、特定處置工程設計及其安全評估的結果，作為處置場址進階篩選(評選)的考量依據。

(c) 地質處置設施之處置深度的地質特性，若涉及處置工程穩定性或安全性，如地震震波影響、地下水流速、酸鹼度、氧化還原電位(Eh)、核種吸附能力、現地應力等，因不同的處置概念設計有不同的影響性，篩選初期無法確定處置工程設計、無法進行深層鑽探至特定深度取得其特性資料，故不宜作為初期篩選(排除)條件，而是作為處置場址進階篩選(評選)時，必須進行之全系統功能安全評估的考量因子。

(d) 針對未來的候選場址篩選而言，除了前述的地球科學考量因子外，民眾的接受度、放射性廢棄物運輸的可能性、地區的長期發展性、深地層空間應用的可能衝突性(如具備二氧化碳地質封存的潛能地區)等，亦必須被整體考量。



Modified from Lin et al. (2003a, Fig. 2)[Lin, A.T., Watts, A.B., and Hesselbo, S.P. (2003), Cenozoic stratigraphy and subsidence history of the South China Sea margin in the Taiwan Region, Basin Research, 15, pp. 453-478.]

圖 3-1：臺灣及其周圍地區之地理與地質名詞索引圖

註解：

(a) 臺灣及其周圍地區之地理與地質名詞索引圖

- 長樂-南澳深斷裂帶：Changle-Nanao Deep Fault Zone, China (CNFZ)；舊稱平潭-東山深斷裂帶(Pingtan-Dongshan Deep Fault Zone, PDFZ) (Chen et al., 2016a, f1, p521)。
- 陸海邊界：Continent-ocean boundary (COB) (Lallemand et al., 2001, f1, p231)。
- 歐亞板塊：Eurasian Plate (EAP)。
- 東海：East China Sea (ECS)。
- 呂宋島弧：Luzon Arc (LZA)。
- 臺灣北部火山活動帶：Northern Taiwan Volcanic Zone (NTVZ) (Chen, 1990, p6; Wang et al., 2004, p977)。
- 沖繩海槽：Okinawa Trough (OT)。
- 平潭-東山變質帶：Pingtan-Dongshan Metamorphic Belt, China (PDMB)；舊稱長樂-南澳變質帶(Changle-Nanao Metamorphic Belt, CNMB)。
- 古太平洋海板塊：Paleo-Pacific Plate (PPP) (Lin, 2001, p213)。
- 菲律賓海板塊：Philippine Sea Plate (PSP)。
  - 部份研究學者認為，臺灣島東側的海洋板塊，可再細分為古太平洋海板塊及菲律賓海板塊，約以加瓜海脊(Gagua ridge)為分界。
  - 臺灣東部至加瓜海脊間為古太平洋海板塊 (Lin, 2001, p213; Deschamps et al., 2000, p513)，亦即今日的花東海盆位置。
  - 加瓜海脊以東為菲律賓海板塊 (Deschamps et al., 2000, p514; Font et al., 2001, p138; Lallemand, 2014, p5)。
  - 在現今加瓜海脊以西的綠島、蘭嶼等島嶼所在的花東海盆底下，透過海域地球物理探測結果、蘭嶼與綠島發現的放射蟲化石，以及打撈到的輝長岩同位素年代等調查證據，發現年齡超過億年(131 MaBP 至 119 MaBP)的古海板塊殘塊(Deschamps et al., 2000, p503)。
  - 加瓜海脊以西靠近臺灣的古老海洋地殼，具有較厚的岩石圈(Lallemand, 2014, p5)，且相較之下，現在位於加瓜海脊以東的菲律賓海板塊，年齡僅約 53 MaBP 至 30 MaBP，由南太平洋往西北遷移至現今位置(Deschamps and Lallemand, 2001, p1)。
- 第四紀琉球火山前緣：the Quaternary Ryukyu Volcanic Front (QRVF) (Chung et al., 2000, p226; Wang et al., 2004, p977)。
- 琉球島弧：Ryukyu Arc (RKA)。
- 琉球海溝：Ryukyu Trench (RKT)。
- 華南濱海火成帶：Southeastern Coast Magmatic Belt, China (SCMB) (Chen et al., 2016a, p520)。
- 南中國海板塊：South China Sea Plate (SCP)。
- 南中國海：South China Sea (SCS)。
- 沖繩海槽最南端：the Southernmost Part of Okinawa Trough (SPOT) (Chung et al., 2000, p225; Wang et al., 2004, p977)。
- 大南澳變質雜岩帶：Tananao Complex Metamorphic Belt, Taiwan (TCMB)。
- 菲律賓海板塊向西北隱沒至臺灣北部地區的西部邊緣線：the Western Edge of the northwestward subducting PSP (WEP) (Suppe,1984, p31, f5; Teng, 1996, p950–952; Teng, 2007, p7; Wang et al., 2004, p977)。
- 黃海：Yellow Sea (YS)。
- 政和-大埔深斷裂帶：Zhenghe-Dapu Deep Fault Zone, China (ZDFZ) (Chen et al., 2016a, f1, p521)。
- 地形圖資料來源：ETOPO1 Global Relief Model (www.ngdc.noaa.gov/mgg/global/)。

(b) 臺灣周圍海域地形圖

- 長樂-南澳深斷裂帶：Changle-Nanao Deep Fault Zone, China (CNFZ) (Chen et al., 2016a, f1, p521)
- 龜山島：Kueishantao Island (KST)
- 基隆火山群：Keelung Volcano Group (KVG)
- 平潭-東山變質帶：Pingtan-Dongshan Metamorphic Belt, China (PDMB)
- 大南澳變質雜岩帶：Tananao Complex Metamorphic Belt, Taiwan (TCMB)
- 大屯火山群：Tatun Volcano Group (TVG)

(c) 臺灣地質分區及新生代地層厚度分布圖(修改自：Lin et al., 2003a, p455, f2; Teng and Lin, 2004, p319)。

- 基盤高區域盆地：
  北港重力高區：Peikang (gravity) High (PKH) (Mouthereau et al., 2002, p42, f4)
  觀音重力高區：Kuanyin (gravity) High (KYH) (Mouthereau et al., 2002, p42, f4)
  南日島盆地：Nanjihtao Basin (NJB)
  澎湖盆地：Penghu Basin (PHB)
  澎湖地台：Penghu Platform (PHP)
  臺西盆地：Taishi Basin (TSB)
  臺南盆地：Tainan Basin (TNB)
  花東海盆：Huatung Basin (HTB)
- 地質分區(由西至東)：
  澎湖地質區：Penghu Platform (PH)
  海岸平原地質區：Coastal Plain (CP)
  西部麓山帶地質區：Western Foothills (WF)
  雪山山脈地質區：Hsuehshan Range (HR)
  脊樑山脈地質區：Backbone Range (BR)
  花東縱谷地質區：Longitudinal Valley (LV)
  海岸山脈地質區：Coastal Range (CR)
- 主要逆衝斷層：
  ①:變形前緣斷層：Frontal Thrust
  ②:屈尺斷層：Chuchih Thrust
  ③:梨山斷層：Lishan Thrust
  ④:中央山脈斷層：Central Range Thrust
  ⑤:海岸山脈斷層：Coastal Range Thrust

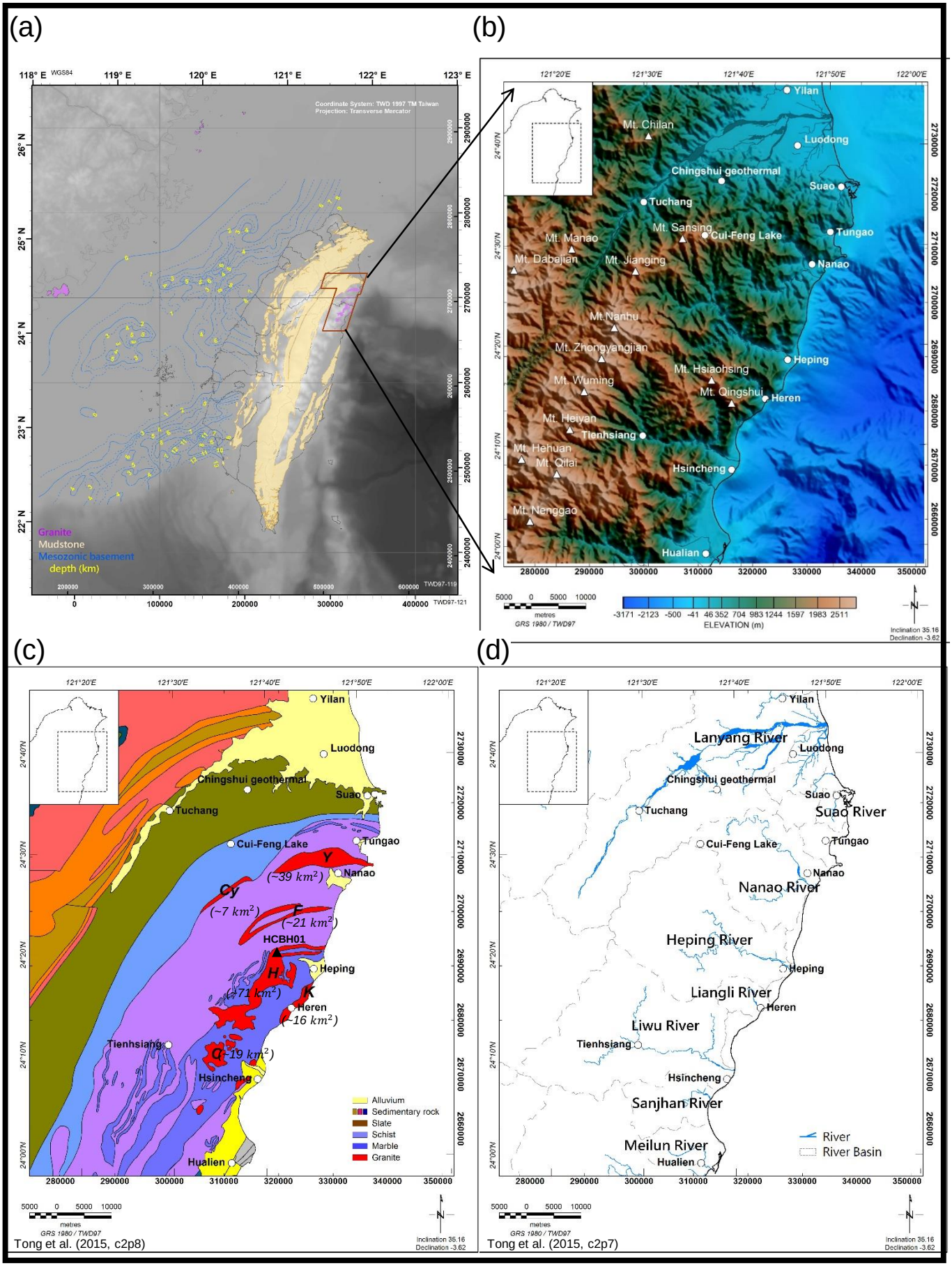


圖 3-2：臺灣本島花崗岩區(H區)之地理圖、地形圖、地質圖及河系圖

註解：

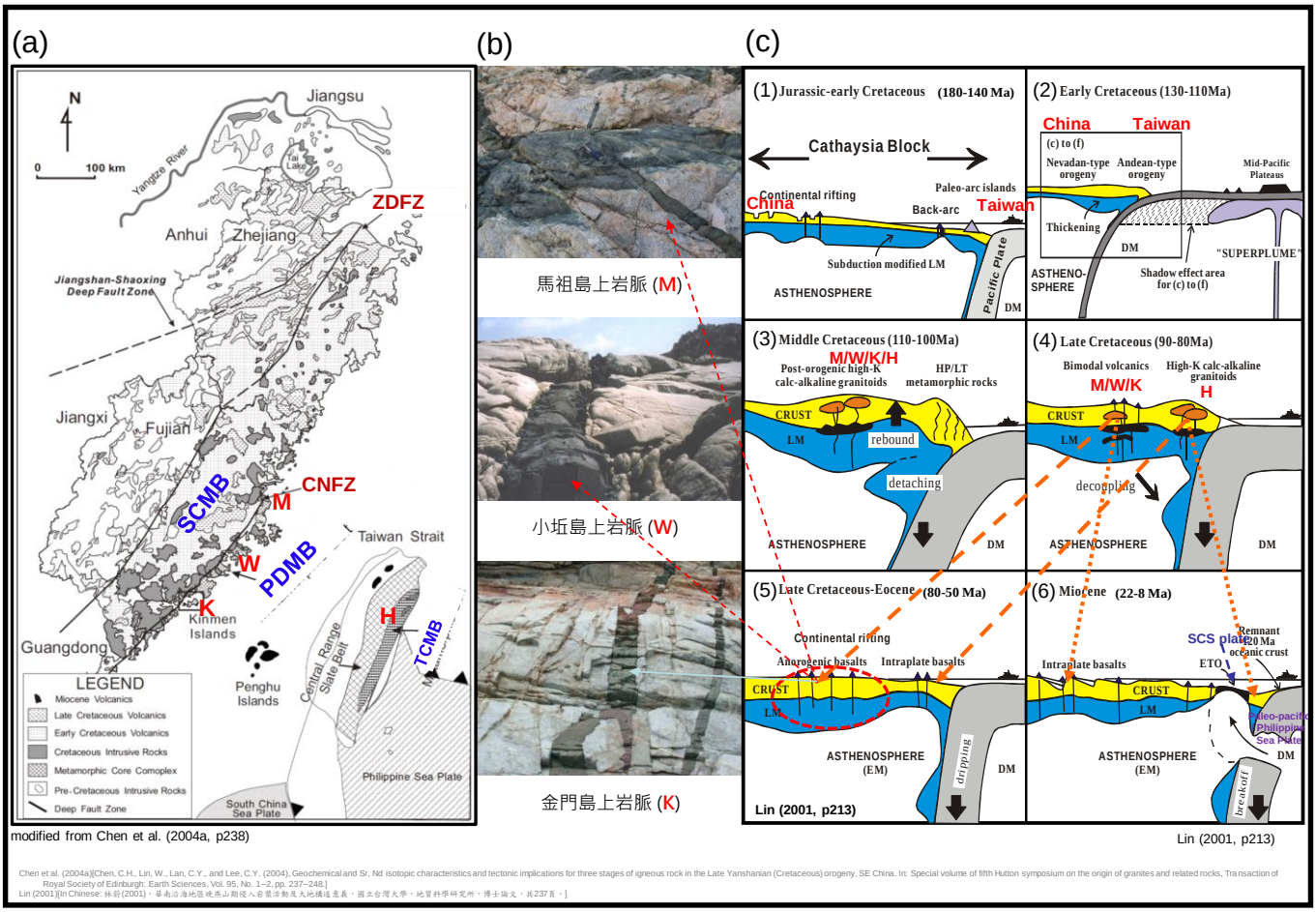
(a) H區地理位置圖。臺灣本島東部的花崗岩體，由北至南，包括源頭山、奇瑤谷、和平、飯包尖山、溪畔、開南岡、大嵓等7個出露面積較大的岩體；其中前6個花崗岩體所涵蓋的區域，簡稱H區。

(b) H區地形圖(Tong et al., 2015, c2p6)。

(c) H區五十萬分之一地質圖(Tong et al., 2015, c2p8)。

(d) H區河系圖(Tong et al., 2015, c2p7)。

(e) 溪畔岩體(Chipan, C)；奇瑤谷岩體(Chiyaogu, Cy)；飯包尖山岩體(Fanpaochienshan, F)；和平岩體(Heping, H)，又稱大濁水岩體(Tachoshui)；開南岡岩體(Kanagan, K)；源頭山岩體(Yuantoushan, Y)



modified from Chen et al. (2004a, p238)

Lin (2001, p213)

Chen et al. (2004a)[Chen, C.H., Lin, W., Lan, C.Y., and Lee, C.Y. (2004), Geochemical and Sr, Nd isotopic characteristics and tectonic implications for three stages of igneous rock in the Late Yanshanian (Cretaceous) orogeny, SE China. In: Special volume of fifth Hutton symposium on the origin of granites and related rocks, Transaction of Royal Society of Edinburgh: Earth Sciences, Vol. 95, No. 1–2, pp. 237–248.]
Lin (2001)[In Chinese: 林舒(2001)，華南沿海地區晚燕山期從入谷環活動是大地構造意義，國立台灣大學，地質科學研究所，博士論文，共237頁。]

圖 3-3：臺灣離島花崗岩體之地質環境演化及常見的基性岩脈群特徵

註解：

(a) 大陸沿海及臺灣西部離島花崗岩分布圖(修改自Chen et al., 2004a, p238)。

- 中國大陸東南及臺灣地區晚白堊紀至早新生代火成活動。
- 華南陸塊海岸地區之陸塊可能漂移過程，詳圖 3-7-(a)之相關說明。

(b) 離島花崗岩體常見基性岩脈照片。

- 馬祖北竿機場(輝綠岩脈群)。
- 小坵輝綠岩脈。
- 金門新湖漁港(輝綠岩脈)。

(c) 台海地區岩漿活動與地體構造演化圖(Lin, 2001, p213)。

(1) 侏羅紀至早白堊紀(約140 MaBP)，古太平洋海板塊向西隱沒至歐亞板塊邊緣之下，大陸內部廣泛發生板內型張裂環境的岩漿活動。

(2) 早白堊紀(約120 MaBP左右)，西太平洋發生洪流玄武岩噴發活動，歐亞大陸邊緣亦發生廣泛的燕山運動。

(3) 燕山運動後期(約110 MaBP至100 MaBP期間)，造山帶內部(如福建、浙江等)形成張裂環境的後造山型花崗岩，造山帶邊緣(如臺灣東部大南澳變質雜岩帶)則發生高壓低溫相變質作用。

(4) 晚白堊紀(約90 MaBP至80 MaBP期間)，造山帶內部形成張裂型火山活動，造山帶邊緣則形成張裂環境之後造山型花崗岩(如臺灣東部花崗岩)。

(5) 晚白堊紀至始新世，隱沒作用停止，大陸邊緣發生板內型張裂環境的玄武岩噴發活動，在臺灣東部大南澳變質帶非島弧岩漿活動發生。

(6) 中新世期間，南中國海板塊的擴張，導致大陸東南陸塊漂離(Chen et al., 2016a, p521; Shao, et al., 2015, p1)，伴生廣泛的玄武岩噴發活動。

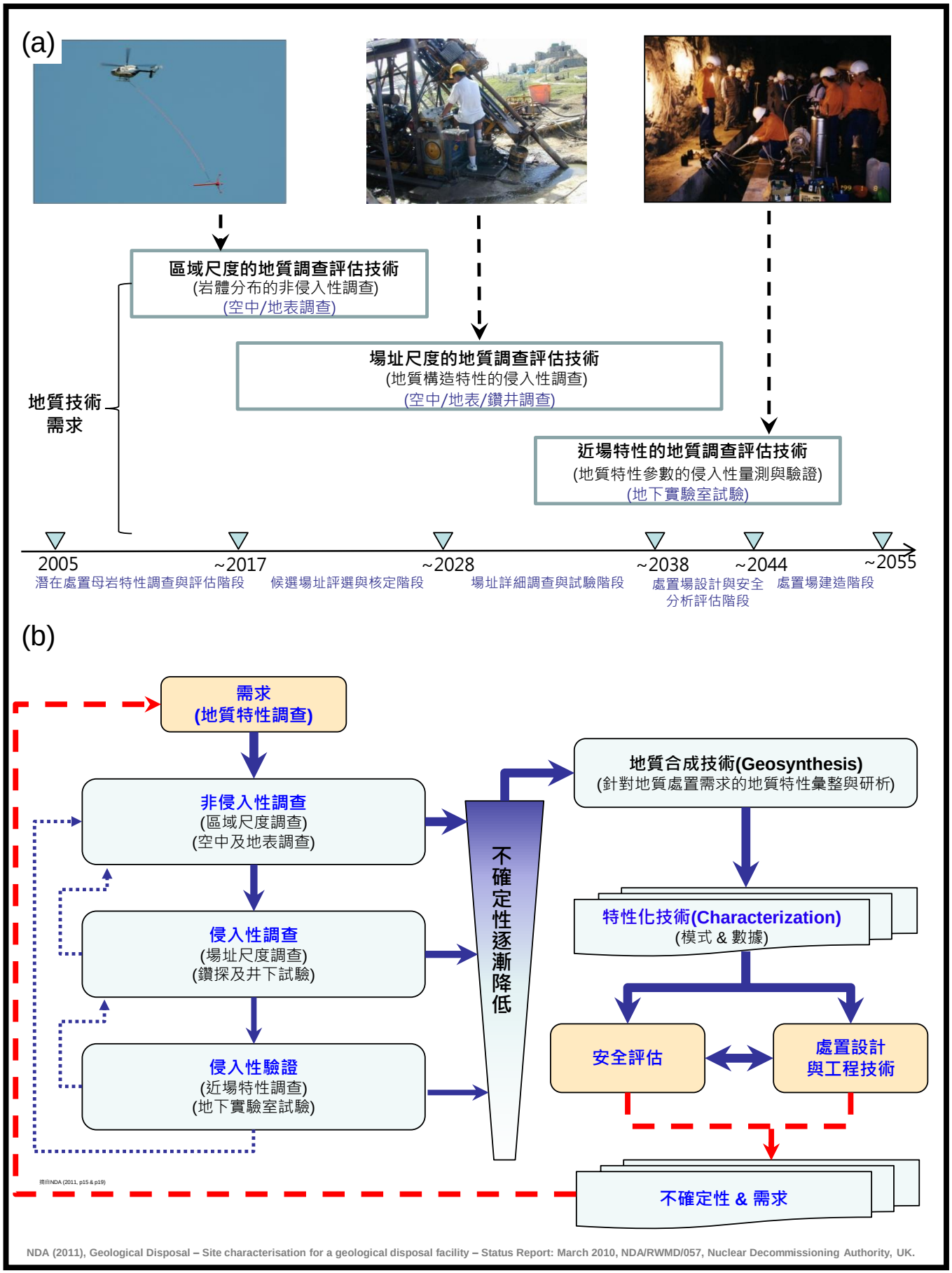


圖 3-4：階段性目標導向之技術發展及回饋精進流程

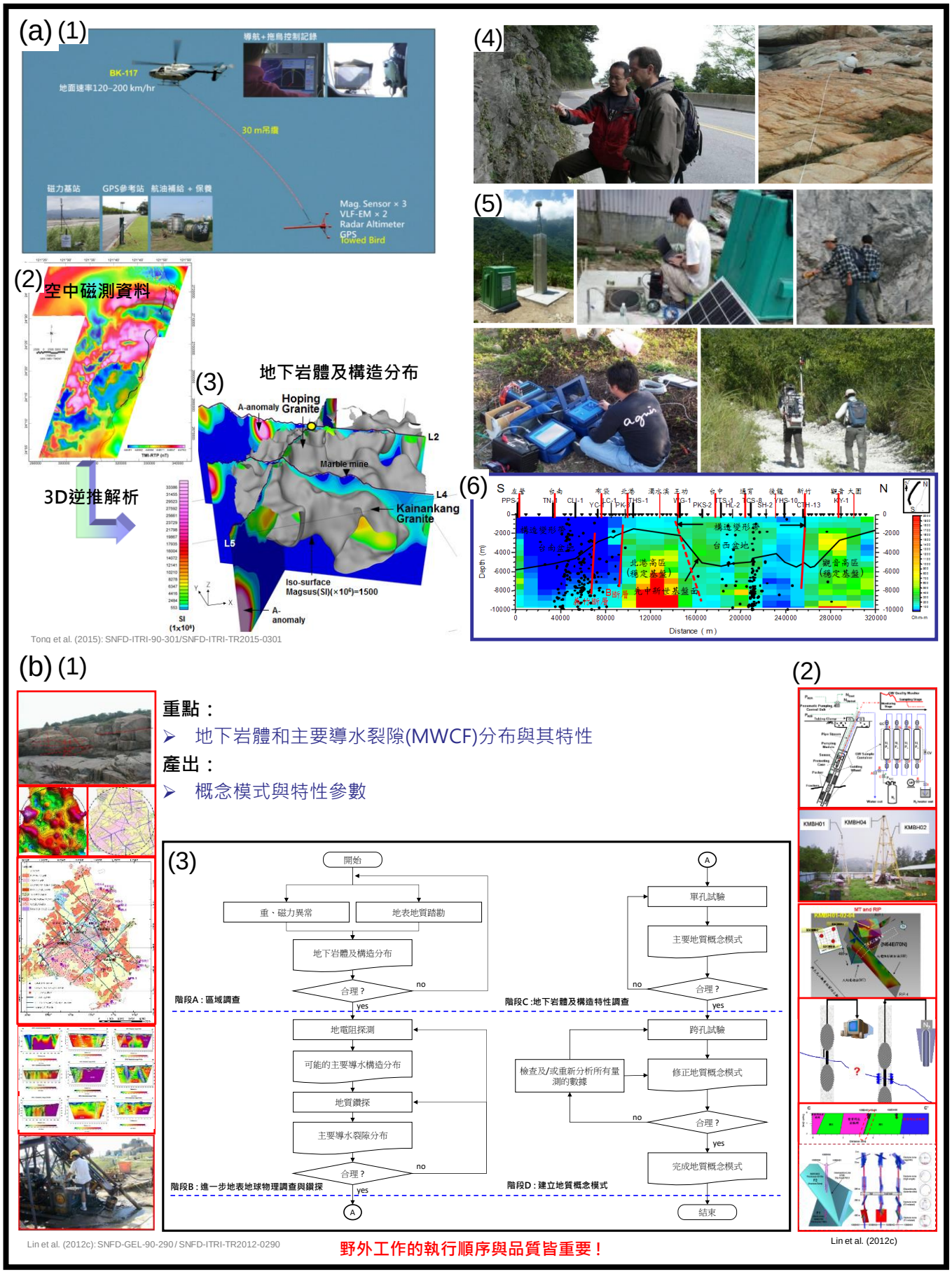


圖 3-5：區域尺度及場址尺度之深層地質特性調查技術

註解：

(a) 區域尺度(大範圍)之深層地質特性調查技術:

(1) 臺灣空中磁測施測過程照片。

(2) 臺灣本島 H 區磁力強度分布圖。

(3) 臺灣本島 H 區之三維磁感率分布圖。

(4) 地表地質調查過程照片(地質繪圖、裂隙位態量測)

(5) 地表地物(大地電磁、磁力探測)現地施測照片範例。

(6) 臺灣西部大地電磁探測資料解析圖；藍色代表低電阻地層(代表含水量或低電阻物質，如泥岩的含量較高)，紅色代表高電阻地層。

◆ 空中磁測(AM)及聲頻大地電磁法(AMT)調查技術之詳細調查及資料逆推方法說明，請參照 Tong et al. (2015, c3)。

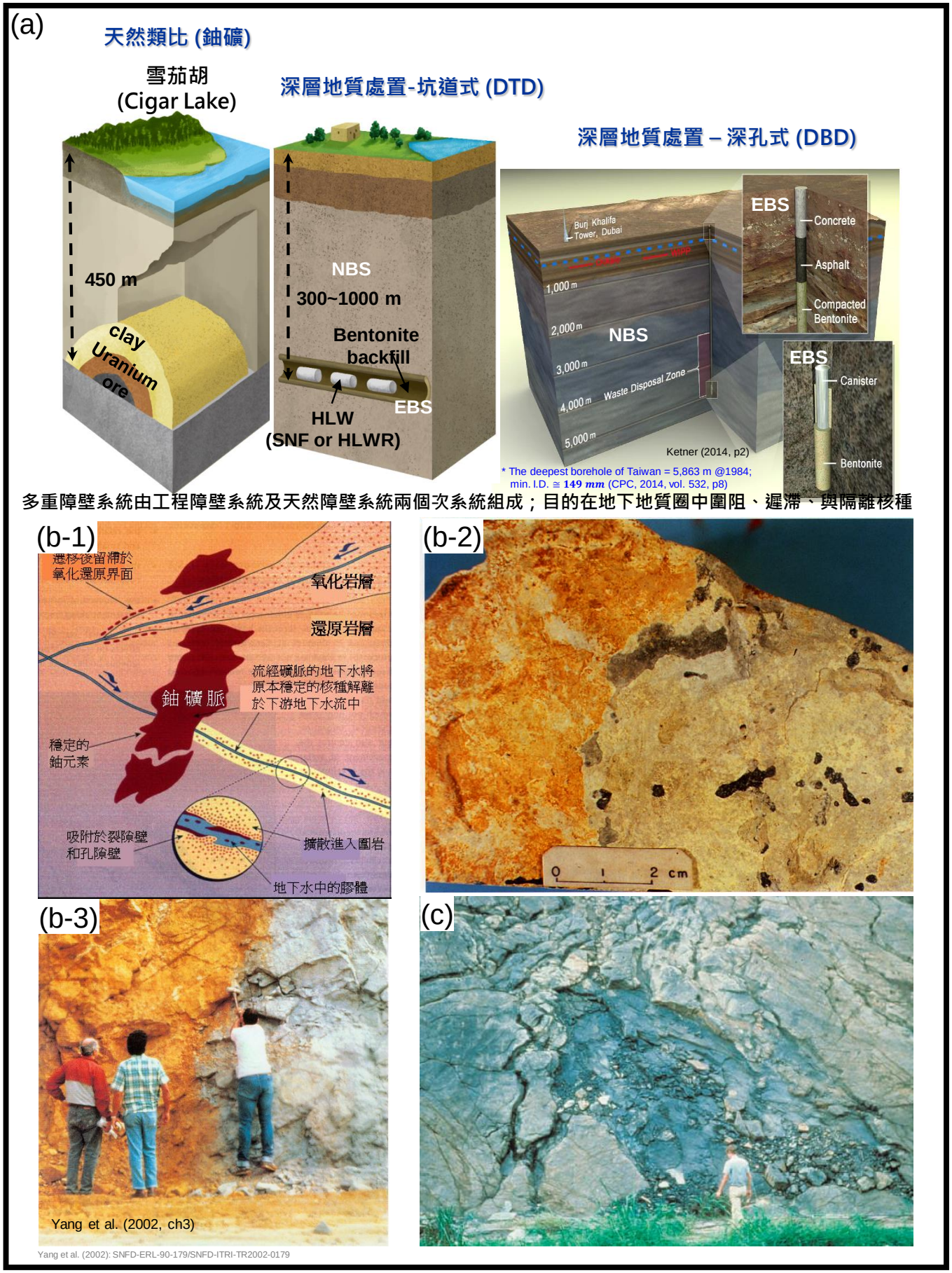
(b) 場址尺度(小範圍)之深層地質特性調查技術:

(1) 由上而下，分別為地表裂隙量測、重力/磁力線形、地質圖與構造圖、地電阻剖面、地質鑽探調查解析技術範例。

(2) 由上而下，分別為地下水力試驗及水質取樣、跨孔試驗、地下電阻分布、追蹤稀釋試驗、地質概念模式範例。

(3) 地下岩體及主要導水裂隙分布調查建議流程圖。

◆ 各類調查技術之詳細調查方法說明，請參照 Lin et al. (2012c, appendix)。



Yang et al. (2002): SNFD-ERL-90-179/SNFD-ITRI-TR2002-0179

圖 3-6：地質處置設施之多重障壁系統安全概念與天然類比

註解：

(a) 多重障壁系統示意圖(Yang et al., 2002, c3p3)，及其天然類比案例(自然界存在的實例)(Yang et al., 2002, c3)：

- 位於加拿大中部平原的雪茄湖，是世界上最大最豐富的鈾礦床之一，已存在了約 12 億年。
- 雪茄湖鈾礦床距地表約 450 m，為一厚約 5 m 至 30 m 的黏土層包圍，其上則為石英帽和厚重的砂岩。
- 雪茄湖鈾礦床主要成分類似用過核子燃料的二氧化鈾($UO_{2(s)}$)，難溶於含氧量低的地下水中，因此，即便礦床自形成以來就位於地下水位之下，由於水中含氧量極低，阻絕了放射性物質的溶解與遷移，在地面進行的許多調查工作都無法偵測到放射性的異常。
- 由礦區 5 km 外所採水樣的化驗結果顯示，所含各種成分，尤其是鈾的含量，都合乎飲用水標準。
- 由雪茄湖的現象可以了解到，大量的二氧化鈾是可以藉著天然阻隔物，在高放射性廢棄物安全處置期內受到妥善的隔絕保護。

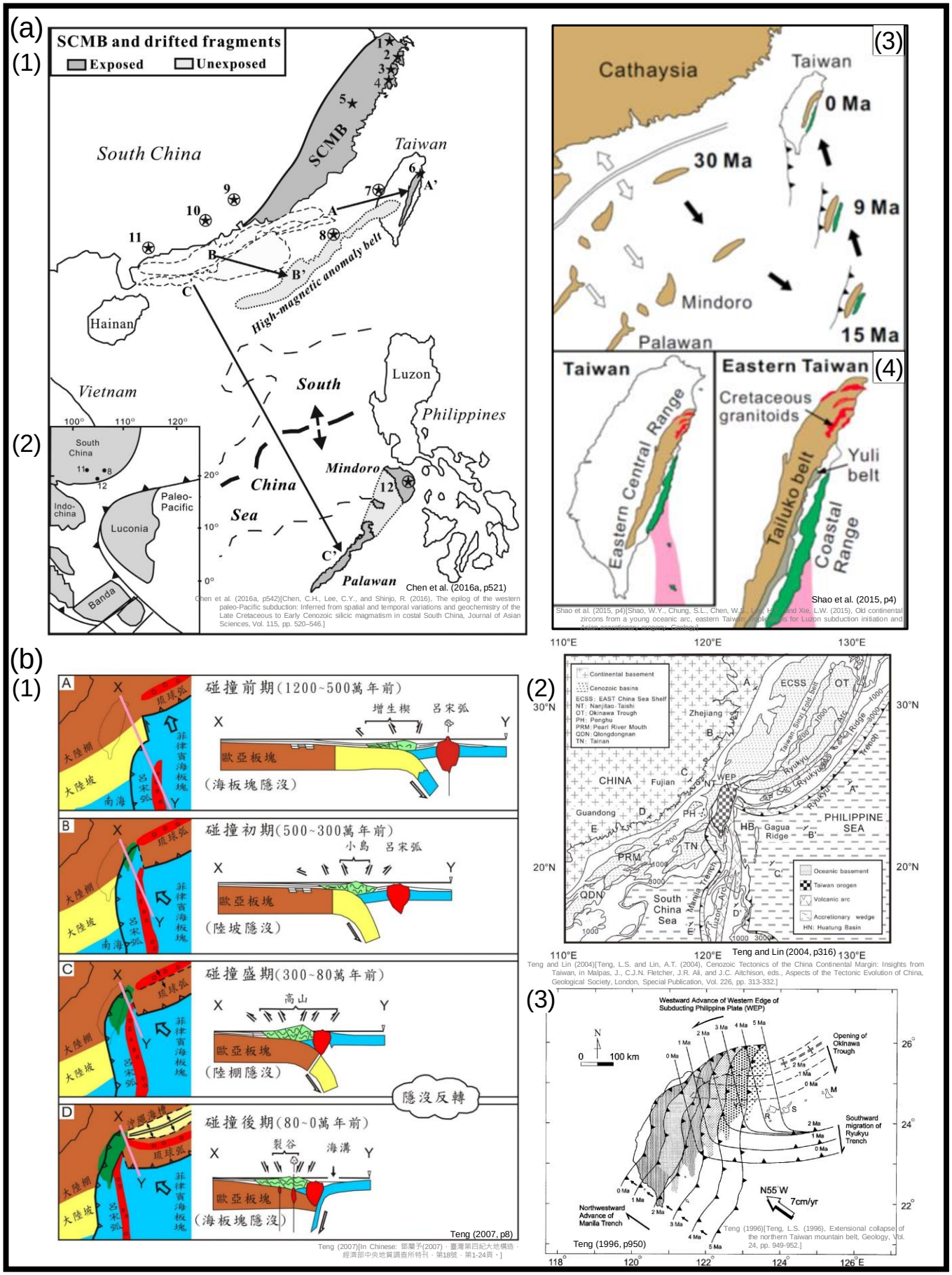
(b) 還原環境對核種遷移的留滯案例(巴西卡達斯鈾礦)：

- 巴西卡達斯(the Pocos de Caldas uranium ore deposit, Brazil)附近有兩個礦區：歐薩姆巫住密(the Osamu Utsumi)，與摩洛度費洛(Morro do Ferro)。
- 歐薩姆巫住密礦區，蘊藏豐富的鈾、釷、鋯、鉬及稀土等礦物，由於岩石中多裂隙，使得高含氧量的雨水得以滲入岩層，在與不同的礦物質進行氧化還原反應後，沿著地下水的通道形成氧化還原界面，溶解於地下水的鈾在經過這個界面時，會沉澱在其中的還原面上，而留在原地不動(圖(b-1)、圖(b-2))。
- 摩洛度費洛礦區(圖(b-3))，是地球表面上最具有放射性的地點之一，在地表地層中含有大約三萬噸釷礦石與五萬噸的稀土元素，它們都具放射性，但由地下水採樣的化驗結果顯示，每年被地下水帶走的放射性元素含量，不到十億分之一，是美國飲用水容許濃度的二十分之一。
- 在地質處置設施的安全設計概念中，若主要處置設施位居還原環境中，由卡達斯的天然類比，可佐證放射性核種可以穩定地留滯原處。

(c) 岩體長期阻絕核種遷移的天然案例(非洲加彭奧克羅鈾礦)：

- 1972 年非洲加彭共和國的奧克羅地下天然鈾礦中(the Oklo uranium mine, Republic of Gabon, Africa)，發現了一座遠古時代的天然核反應器。
- 約 20 億年前，在自然狀態下，部份鈾礦床發生核分裂反應，並斷斷續續的進行了近百萬年；估計燒掉了近十噸的鈾，產生類似現代核電廠核分裂反應後所殘餘的放射性物質。
- 經過漫長的歲月，絕大部份的放射性物質仍留在原處，衰變成與天然環境共存、無害的物質，對地表環境並未造成不良影響。
- 奧克羅的例子，證實地質處置設施確實有可能在所要求的時間內，安全的隔離放射性廢棄物。

◆ 地質處置設施的工程設計及安全概念，並非人類天馬行空的幻想，是科學家師法自然界自我封存核種的真實成功案例，具備多重障壁系統設計概念的地質處置設施，是國際間公認較具可行性的最終處置方式。



Chen et al. (2016a, p542)[Chen, C.H., Lee, C.Y., and Shinjo, R. (2016), The epilog of the western paleo-Pacific subduction: Inferred from spatial and temporal variations and geochemistry of the Late Cretaceous to Early Cenozoic silicic magmatism in costal South China, Journal of Asian Sciences, Vol. 115, pp. 520–546.]

Shao et al. (2015, p4)[Shao, W.Y., Chung, S.L., Chen, W.S., Lee, H.Y., and Xie, L.W. (2015), Old continental zircons from a young oceanic arc, eastern Taiwan: Implications for Luzon subduction initiation and Asian crustal growth, Geology.]

Teng and Lin (2004)[Teng, L.S. and Lin, A.T. (2004), Cenozoic Tectonics of the China Continental Margin: Insights from Taiwan, in Malpas, J., C.J.N. Fletcher, J.R. Ali, and J.C. Aitchison, eds., Aspects of the Tectonic Evolution of China, Geological Society, London, Special Publication, Vol. 226, pp. 313-332.]

Teng (2007)[In Chinese: 鄧屬予(2007)，臺灣第四紀大地構造，經濟部中央地質調查所特刊，第18號，第1-24頁。]

Teng (1996)[Teng, L.S. (1996), Extensional collapse of the northern Taiwan mountain belt, Geology, Vol. 24, pp. 949-952.]

圖 3-7：臺灣周圍地區之陸塊漂移史及晚中新世至今的北呂宋島弧與歐亞板塊的弧陸碰撞造山運動

註解：

(a) 華南陸塊海岸地區之陸塊漂移重建圖：

(1) 晚白堊紀華南陸塊海岸地區陸塊漂移重建圖(Chen et al., 2016a, p521, f1)。

- 地點編號：
  1: Xuentandi; 2. Pingyen; 3. Taozu; 4. Xiaoxiong; 5. Shanmeng; 6. Tananao Complex; 7. Taishi; 8. Huayu; 9. Lienping-Heyuan; 10. Sanshui; 11. Maoming; 12. Mindoro
- 臺灣東部大南澳變質雜岩帶中的花崗岩(90 MaBP 至 87 MaBP)因年代與浙江流紋岩(89 MaBP 至 87 MaBP)相近，可以解釋其為從華南陸塊分離出來的部分(Chen et al., 2016a, p542)。
- 菲律賓的巴拉望島(Palawan)與明多洛島(Mindoro)是在南中國海張裂時，從華南陸塊裂解漂移出來的微陸塊(Holloway, 1982, p1355; Yumul et al., 2003, p85-86; Cullen et al., 2010, p276)。
- 在以中新世噴發(16 MaBP 至 8 MaBP)之玄武岩質為主的澎湖群島中，花嶼是唯一出露的非玄武岩質小島。
  - 花嶼岩性以中性安山岩為主體，間夾中性(石英安山岩/花崗閃長岩)、酸性(流紋岩/花崗岩)岩脈。
  - 花嶼岩體形成於早新生代(65 MaBP 至 59 MaBP)，經由與華南沿海火山岩的地球化學組成與岩體形成年齡對比，花嶼與福建南部火山岩具有相同來源。
  - 由花嶼的岩體特徵及其與華南陸塊海岸區域因大量火山岩造成的高磁異常帶相符，故推測在南中國海張裂前，花嶼可能原本是位於華南陸塊邊緣的一個陸塊，經過裂解而漂移至現今的位置(Chen et al., 2010a, p17, p26-29)。花嶼僅是此漂移陸塊出露於海面的一小部份。
- 北呂宋島弧火山岩的捕獲物質有華南微陸塊的證據；例如：
  - 蘭嶼饅頭山安山岩中含有花崗岩的捕獲岩塊，推測為大陸地殼殘留體(Juang and Chen, 2001, p145)。
  - 臺灣東部海岸山脈安山岩中，含有高比例源自華南大陸地殼的古老鋯石礦物，顯示因南中國海板塊張裂而漂移的微陸塊，曾因南中國海板塊對菲律賓海板塊的隱沒作用而下伏至北呂宋島弧下方，而使微陸塊的鋯石混入北呂宋島弧岩漿中(Shao et al., 2015, p3)。
- 宜蘭平原下方介於中央山脈及雪山山脈之間的帶狀磁力高區，可能對應將陸緣塊體自華南陸塊分離的海洋板塊，再經弧陸碰撞作用拼貼回歐亞大陸邊緣的海洋地殼殘塊。
- 海洋地殼殘塊亦分布於臺灣東部大南澳變質雜岩帶中之花崗岩體下方，可能是形成花崗岩體下方深部地震相對安靜帶的原因。

(2) 約83 MaBP至56 MaBP期間，華南陸塊與古太平洋海板塊的大地構造環境圖(Chen et al., 2016a, p521, f1)。

(3) 約30 MaBP至今，大南澳變質雜岩帶的時空遷移示意圖(Shao et al., 2015, p4, f4)。

- 約於 30 MaBP 時，南中國海板塊開始張裂，從華南陸塊邊緣裂解出來的大南澳變質雜岩帶，約位於菲律賓巴拉望島與民都落島東北邊，三個微陸塊都持續往西南方漂移。
- 約 15 MaBP 左右，由於菲律賓海板塊之西北向運動，大南澳變質雜岩帶又隨之往西北移動，最後拼貼至臺灣東部現今的位置(Shao et al., 2015, p1)。

(4) 臺灣東部地質簡圖(Shao et al., 2015, p4, f4)。

(b) 晚中新世至今之臺灣地區的弧陸碰撞運動模式：

(1) 臺灣蓬萊造山運動模式圖(Teng, 2007, p8)。

- 在 12 MaBP，古臺灣島於海水面下，臺灣地區是一片淺海。
  - 當時，菲律賓海板塊遠在臺灣東南方的大洋中。
  - 隨著菲律賓海板塊不斷向北北西移動，呂宋島弧也逐漸地靠近歐亞板塊邊緣，島弧的北端在 12 Ma 前左右，開始衝上歐亞板塊邊緣，揭開了蓬萊運動的序幕。
- 在 12 MaBP 至 5 MaBP 期間，呂宋島弧逐步擠近歐亞板塊邊緣。
  - 當歐亞板塊邊緣被拖入隱沒帶時，大量的陸緣沉積物在海溝被刮起，塞進增積岩楔中，使得增積岩楔愈長愈大(圖(A))。
- 約 5 MaBP 時，呂宋島弧的北端衝上了歐亞板塊邊緣，並且把增積岩楔推出了海面，形成一座小島(圖(B))。
  - 當時島的位置在現今宜蘭南澳東方約 200 km 的西表島(屬琉球)附近，島上並沒有高山，只有一些丘陵，不過，已經形成碰撞山脈的雛型。

- 菲律賓海板塊在 5 MaBP 左右轉向，開始朝西北方向移動，呂宋島弧因而更加速衝上歐亞板塊邊緣，並推著碰撞山脈向西遷移。

➢ 在 3 MaBP 至 0.8 MaBP 期間(劇烈的碰撞造山期)(圖(C))，碰撞山脈上升成高山，規模和現在的中央山脈相當。
- 隨著呂宋島弧持續地衝撞，山脈不斷地向西加寬、向南延伸，終於發展成今日的中央山脈。
- 在碰撞的後期，呂宋島弧的北段也被擠壓抬升，貼附在中央山脈的東側，形成海岸山脈。

➢ 蓬萊運動自 0.8 MaBP 開始，逐漸向西南遷移，菲律賓海板塊隨之西進，同時，北端的菲律賓海板塊塊插入碰撞山脈北端的下方，造成隱沒作用的反轉。
- 原本歐亞板塊隱沒在菲律賓海板塊之下，在此之後，菲律賓海板塊向北隱沒於歐亞板塊之下。
- 隨著隱沒的反轉，隱沒帶上方的山脈出現琉球島弧的火山作用，而山脈失去了碰撞的支撐則開始垮塌下沉，山脈的中央擴張成裂谷盆地(圖(D))。

➢ 如今弧陸碰撞運動仍在進行，並不斷地向南傳遞(圖(D))。
- 在臺灣的東南外海，呂宋島弧北端的綠島和蘭嶼正朝向中國大陸方向挺進。
- 在臺灣的中南部，碰撞山脈仍在成長。
- 在臺灣的東北部，隱沒作用已經反轉，脫離弧陸碰撞運動，原本弧陸碰撞運動所抬升的山脈正在垮塌：
  - 山脈中出現了兩個第四紀裂谷盆地(臺北和宜蘭盆地)，和兩組火山群(大屯和基隆)。
  - 由地震的震央分布顯示臺灣東北部下方有一向北傾斜的隱沒帶，斷層滑痕及地震機制解之大地應力分析結果顯示：臺灣北部自更新世中期以來，已轉為伸張型應力架構，顯示臺灣東北部已不再屬於弧陸碰撞運動的碰撞帶。
- 簡言之，臺灣現今中壢－花蓮一線以東地區的隱沒已經反轉，山脈正不斷地垮塌下陷：
  - 根據臺灣的地體架構及演化特性，在板塊運動的地質時間尺度下，可知未來百萬年之地體構造體系與過去百萬年相當，不會有重大的改變。：
  - 亦即，臺灣東北部的高山未來將下降成丘陵，最終沉於海底，埋藏在琉球島弧的下方(Teng, 2007, p1)。

(2) 新生代時期大陸邊緣(含臺灣)的大地構造及地質環境(Teng and Lin, 2004, p316)。

(3) 臺灣與南琉球弧碰撞之板塊演化圖(Teng, 1996, p950, f3)。

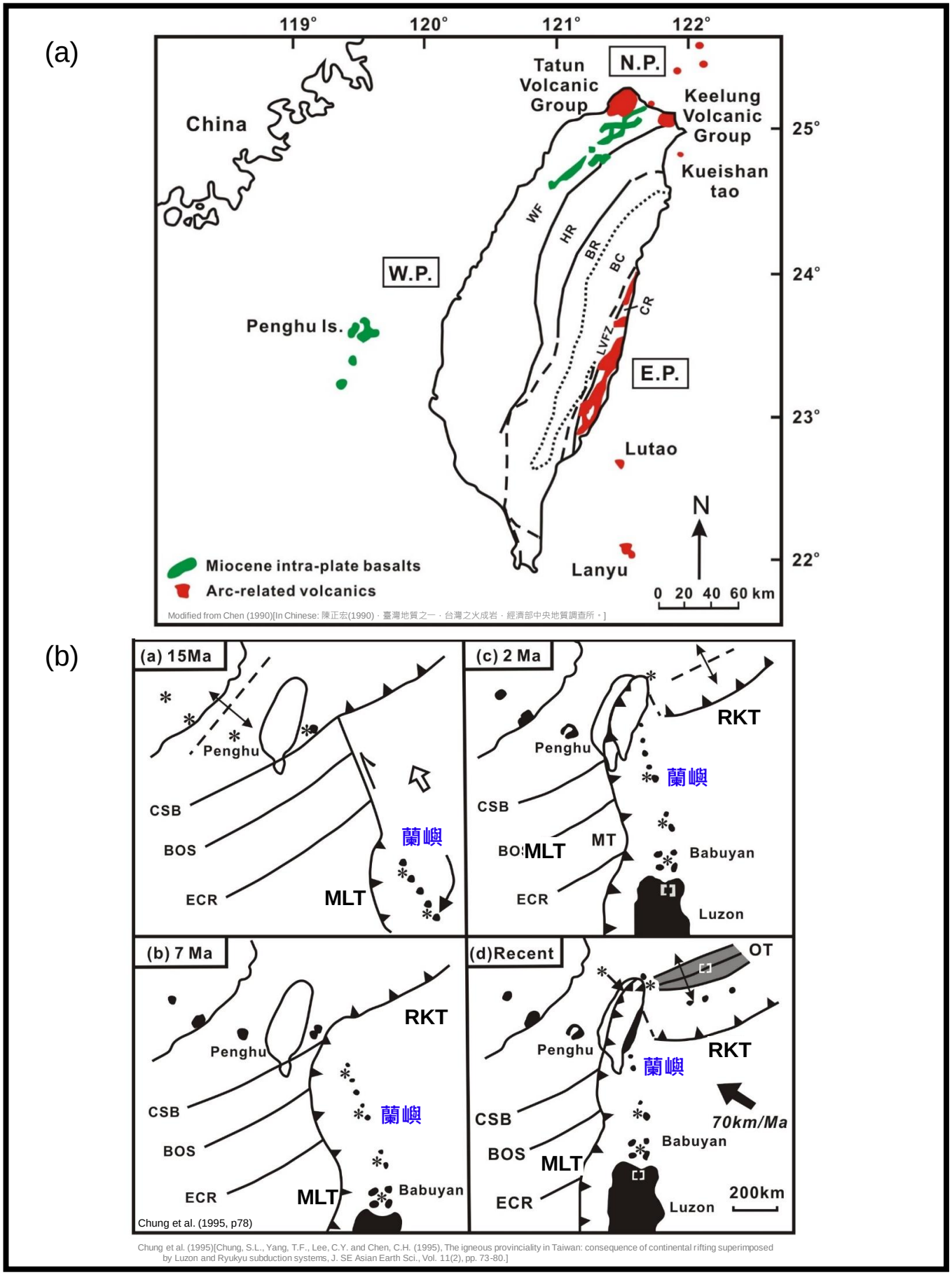


圖 3-8：臺灣火成活動分區及火山活動演化圖

註解：

(a) 新生代臺灣火成活動分區及火山岩分布圖

- 臺灣西部的火山活動，最早發生在約中新世早期，在中新世期間活動最為頻繁(Chen, 1990, p35－37)；屬於板塊內裂谷半洪流式的火成活動。
- 臺灣東部的火山活動，發生於中新世至上新世之間；屬於島弧隱沒系統的火成活動。
- 臺灣北部的火山活動，活動時間最晚，由上新世晚期延伸至第四紀(Juang, 1988, pI)；屬於大陸邊緣形式的火成活動。

(b) 晚新生代臺灣火山活動演化圖

✱: 活火山

BOS: 坡底

CSB: 大陸棚坡折

ECR: 大陸邊緣隆起

MLT: 馬尼拉海溝

OT: 沖繩海槽

RKT: 琉球海溝

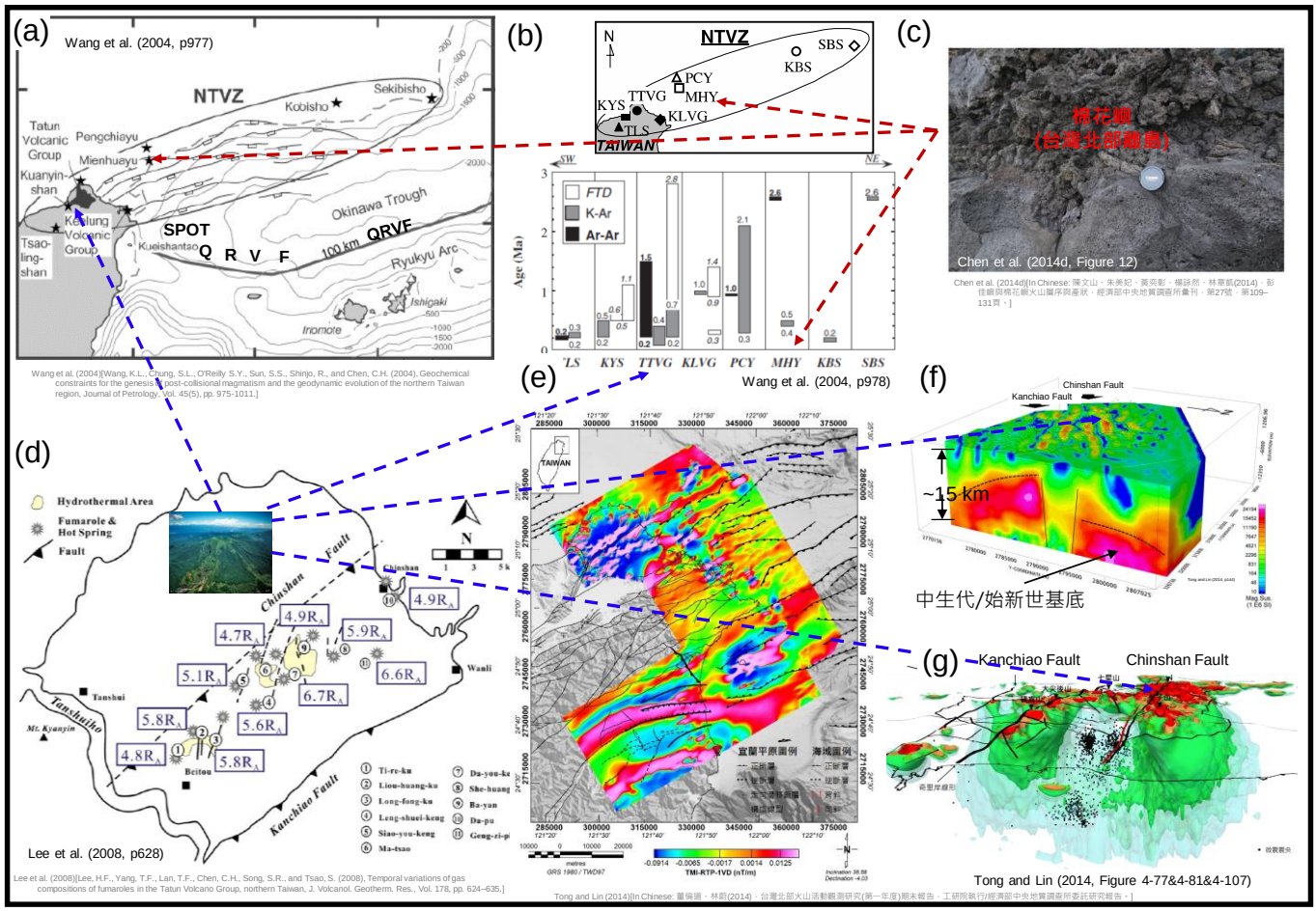


圖 3-9：臺灣北部火山區的火山活動性

註解：

(a) 臺灣北部火山區及構造分布圖(Wang et al., 2004, p977)。

(b) 臺灣北部火山區陸海域各火山群年代範圍(Wang et al., 2004, p978)：

- TLS, Tsaolingshan Mountain; KYS, Kuanyinshan Mountain; TVG, Tatun Volcanic Group; KVG, Keelung Volcanic Group; PCY, Pengchiayu Island; MHY, Mianhuayu Island; SBS, Sekibisho Island; KBS, Kobisho Island.
- FTD, Fission-track dating；K-Ar, Potassium-Argon dating；Ar-Ar, Argon-Argon dating.

(c) 棉花嶼照片(Chen et al., 2014d, f12)。

(d) 大屯火山地區氦同位素比值分布圖(Lee et al., 2008, p628; Yang et al., 2003c, p147)及大屯火山照片。

(e) 一次垂直微分的磁力異常圖套疊陸海域地質構造(Tong and Lin, 2014, f4.77)。

- 顯著的帶狀磁性岩層與地質構造主要以東北-西南向分布。
- 在基隆嶼及花瓶嶼附近有潛在火成活動跡證，反映原本新近紀張性正斷層構造與盆地發育，在上新世晚期至更新世早期發生逆衝斷層活動，而後在 80 萬年來反轉成正斷層構造(Tong and Lin, 2014, p204)。
- 古近紀低磁性地層為巨厚的泥岩及砂岩互層，厚達可達 6 km 至 8 km，其下高磁性地層可能為廣泛分布巨厚玄武岩夾層的始新世沉積層或中生代基盤，以巨觀角度觀察反映出巨型褶皺系統被後期正斷層系統破壞的基盤形貌。

(f) 臺灣北部陸海域三維磁力模型圖(Tong and Lin, 2014, p144, f4.81)。

- 運用三維逆推技術，能清楚於解析不同深度的高磁岩層與低磁岩層的地質特性。
- 磁力三維模型呈現出複褶皺型態，顯示此區可能曾受弧陸碰撞運動擠壓而隆升，並形成褶皺構造，而後轉成張裂構造活動，形成正斷層構造。

- 由南北向剖面可觀察大屯火山群下方厚層低磁性的古近紀至新近紀地層，以及深部具高磁性的基盤所呈現的褶皺構造；於崁腳斷層與山腳斷層間，基盤受正斷層作用形成明顯的陷落，與海域淺部沉積岩層的震測剖面的構造特徵類似。
- 大屯火山群於更新世的火山活動特徵，發生在唄哩岸線形與山腳斷層之間：
  - 形成的火山岩具高磁特性，僅呈現於磁力模型的表層(約 1 km 至 3 km 厚)。
  - 磁力模型深部呈現正斷層帶的陷落構造(地塹)，該正斷層帶可能為大屯火山群火山流體的主要通道。
  - 火山熔岩流下方為漸新世至中新世地層，主要為砂頁岩等低磁性岩層；而位於漸新世岩層下方的高磁地層，可能是始新世具有玄武岩流夾層，經輕度變質後所呈現之高磁性質的基盤岩層，或者是片岩、火山岩與花崗岩構成的中生代基盤(如鄰近的觀音重力高區或臺灣新畿褶皺帶)。

(g) 磁力等值曲面套疊微震震央分布三維展示圖(Tong and Lin, 2014, f4.107)。

- 高角度斷層系統形成的火山作用通道，以及後期熔岩流又被斷層系統破壞，形成主要的熱水作用通道。
- 介於唄哩岸線形與山腳斷層之間，有低電阻帶、熱水活動的微震群(Lin, 2009)，甚至高磁性特性在此帶上因熱水作用轉變為低磁特性，為此區地熱潛能蘊藏的主因。
- 高磁的不連續線形，推測對應後期斷層構造，主要以近南北方向偏東或偏西方向之正斷層或帶平移分量之斷層為主，與大屯火山區微震的震源機制解結果一致，也與地表噴氣孔及高溫井分布一致，暗示後期熔岩流被新期斷層構造破壞後，形成網狀的熱水通道(Tong and Lin, 2014, p205)。

◆ 諸多研究結果均顯示，臺灣北部火山區區域有明顯的火山或熱液活動跡象。

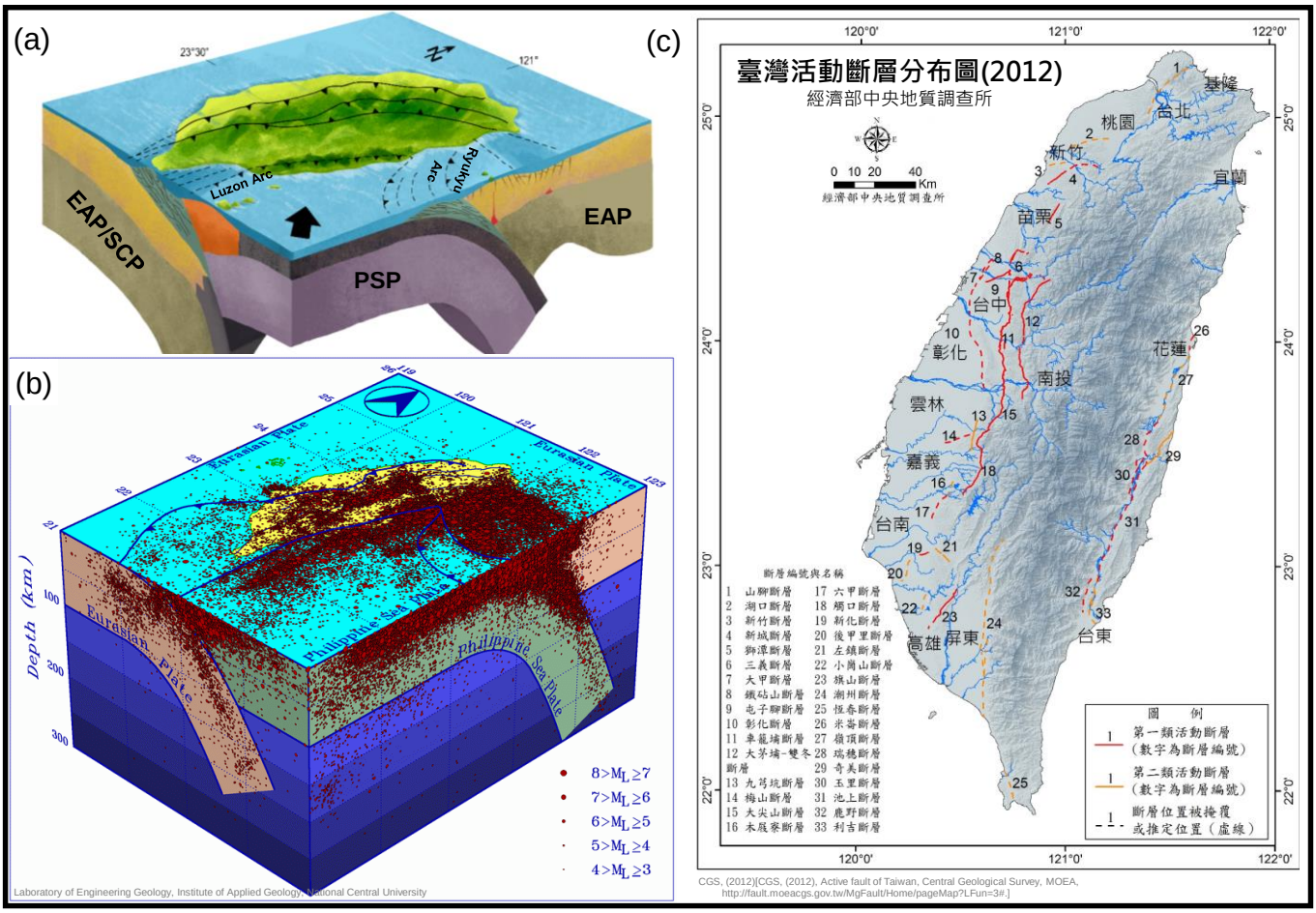


圖 3-10：臺灣地體架構、活動斷層與地震活動分布圖

註解：

(a) 臺灣島周圍板塊地體架構圖。

- 於臺灣本島南端，歐亞板塊/南中國海板塊向東隱沒於菲律賓海板塊之下，形成馬尼拉海溝/北呂宋島弧的弧溝系統。
- 於臺灣東北部，由菲律賓海板塊向北隱沒至歐亞板塊之下，形成琉球海溝/琉球島弧的弧溝系統。

(b) 板塊地體架構套疊地震活動分布圖(圖幅提供：國立中央大學)。

- 臺灣地區地震的主要發生原因，與板塊的聚合運動有明顯的相關性，主要集中在兩個島弧系統的隱沒板塊交界上。

(c) 臺灣活動斷層分布圖(CGS, 2012)。

- 臺灣本島活動斷層主要發生在西部麓山帶變形前緣(圖 3-1-(c)-①)及花東縱谷(圖 3-1-(c)-④及⑤之間)。
- 各國學者或官方機構有關活動斷層的定義，因各國之地質環境條件存在相當大之差異性，各國均依其國內之地質特性定義其活動斷層，惟各國之定義都包含近期活動之時間基準，並強調未來再活動之可能性。
- 活動斷層討論的時間基準從「數百年以來」、「全新世以來」或「第四紀以來」皆有，美國原子能委員會(AECUS, Atomic Energy Commission, U.S.)、國際原子能總署、日本活斷層研究會及中央地質調查所所採用的定義就有不同考量。
- 美國原子能委員會的活動斷層定義，主要針對核電廠選址的需要，只要符合下列一項或一項以上準則的斷層，即歸類為活動斷層(AECUS, 1973)：

- 以往 35,000 年內曾經有過一次接近錯移地表之斷層。
- 以往 500,000 年內曾有超過一次接近地表斷層活動之斷層。
- 與上述準則認定之活動斷層有構造上的關聯，且能推測為可能會發生錯移之斷層。

➢ 國際原子能總署的活動斷層定義，除了美國原子能委員會所使用的三項準則外，國際原子能總署增加了兩項(IAEA, 1972, p9-10)：
- 斷層有潛移之證據，「潛移」意指緩慢之位移，不一定會產生有感地震。
- 地形上有地表斷裂、扭曲或錯移現象等證據。

➢ 日本活斷層研究會的定義(JNC, 2000, Appendix F, p3)：
- 活動斷層為自第四紀以來曾經錯移過，且推測沿此破裂面將來仍可能再度活動的斷層。

➢ 中央地質調查所的定義：活動斷層為更新世晚期(距今約 100,000 年)以來曾發生錯移之斷層，活動斷層分類如下(Lin et al., 2012b, p7–8)：
- 第一類活動斷層(全新世活動斷層)：
  - 全新世(距今 10,000 年內)曾經活動過的斷層。
  - 錯移(或潛移)現代結構物之斷層。
  - 與地震相伴發生之斷層(地震斷層)。
  - 錯移現代沖積層之斷層。
  - 地形觀測證實具潛移活動性之斷層。
- 第二類活動斷層(更新世晚期活動斷層)：
  - 更新世晚期(距今約 100,000 年內)曾經活動過的斷層。
  - 錯移階地堆積物或台地堆積層之斷層。

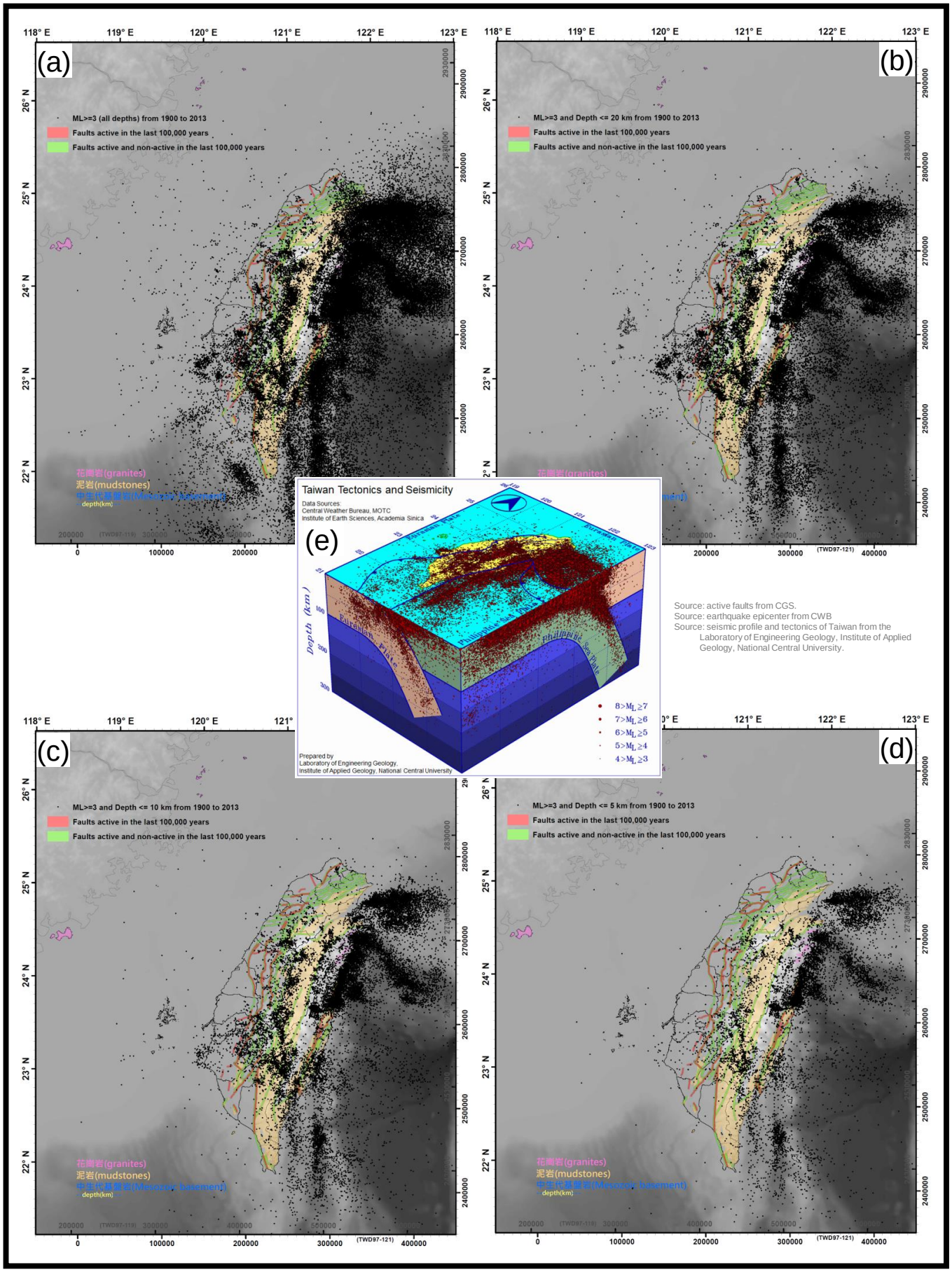


圖 3-11：臺灣地震震源隨深度分布特徵圖

註解：

(a) 地震規模大於3之震央分布圖。

(b) 地震規模大於3且震源深度小於20 km之震央分布圖。

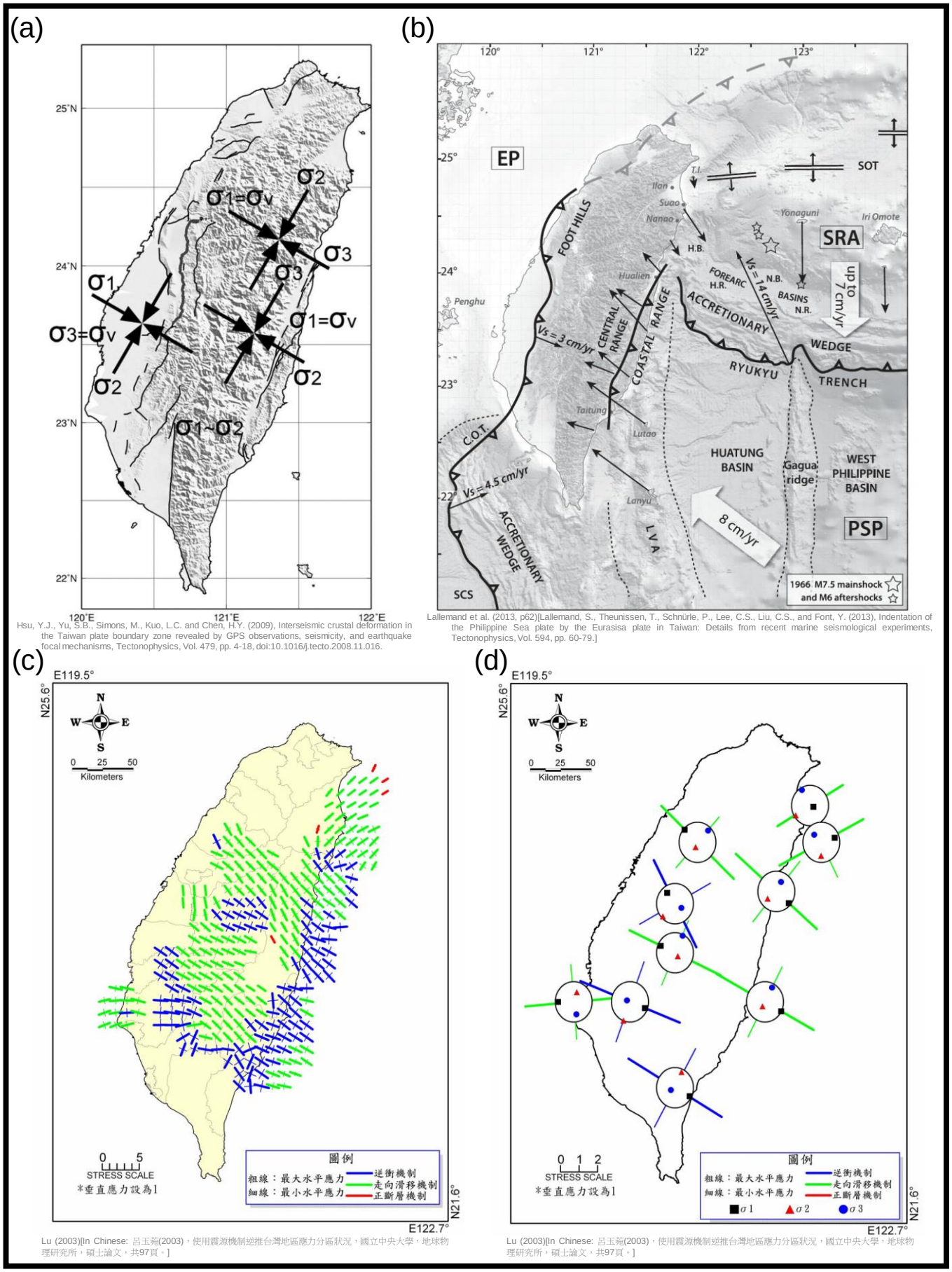
(c) 地震規模大於3且震源深度小於10 km之震央分布圖。

(d) 地震規模大於3且震源深度小於5 km之震央分布圖。

- 地震紀錄時間涵蓋 1990 年至 2013 年(地震紀錄取自中央氣象局)。
- 粉紅色線條為中央地質調查所公布之活動斷層(過去 10 萬年來曾經活動)。
- 綠色線條為已知的構造斷層(過去 10 萬年來沒有活動紀錄)。

(e) 板塊地體架構套疊地震活動分布圖(圖幅提供：國立中央大學)。

◆ 臺灣地震震央三維空間分布與板塊地體架構有明顯相關性。



Hsu, Y.J., Yu, S.B., Simons, M., Kuo, L.C. and Chen, H.Y. (2009), Interseismic crustal deformation in the Taiwan plate boundary zone revealed by GPS observations, seismicity, and earthquake focal mechanisms, Tectonophysics, Vol. 479, pp. 4-18, doi:10.1016/j.tecto.2008.11.016.

Lallemand et al. (2013, p62)[Lallemand, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C.S., Liu, C.S., and Font, Y. (2013), Indentation of the Philippine Sea plate by the Eurasisa plate in Taiwan: Details from recent marine seismological experiments, Tectonophysics, Vol. 594, pp. 60-79.]

Lu (2003)[In Chinese: 呂玉苑(2003)，使用震源機制逆推台灣地區應力分區狀況，國立中央大學，地球物理研究所，碩士論文，共97頁。]

Lu (2003)[In Chinese: 呂玉苑(2003)，使用震源機制逆推台灣地區應力分區狀況，國立中央大學，地球物理研究所，碩士論文，共97頁。]

圖 3-12：臺灣地區大地應力架構及板塊相對位移速度分布圖

註解：

(a) 臺灣地區大地應力架構圖。

- 利用 1993 至 1999 年間全球衛星定位系統(Global Position System, GPS)速度場解析臺灣的大地應力分布趨勢，呈現出(Hsu et al., 2009, p17)：
  - 西南部及東部海岸山脈間的大地應力，以西北-東南向的擠壓應力為主。
  - 東北部含中央山脈北段區域，呈現西北-東南向張性應力。
  - 中央山脈南段最大水平應力與次要水平應力接近，亦受到東北東-西南西張性應力的影響。
- GPS 速度場解析臺灣的大地應力分布趨勢與中央山脈後期構造序列主要受到張性正斷層影響的趨勢一致(Lee, 1997, p192; Lin, 2015, p86)。
- 臺灣東北部為張裂大地構造環境，代表已脫離弧陸碰撞運動的碰撞環境(Suppe, 1984, p24; Lee and Wang, 1988, p159)：
  - 由震源機制解析地殼的大地應力特性，顯示由花蓮往宜蘭方向，亦即由弧陸碰撞至琉球隱沒帶的弧後張裂區，大地應力呈現由逆衝斷層、走向滑移斷層到正斷層的變化(Chen et al., 2016b, p164)。
  - 由花蓮和平地區的震源機制解析及 4 MaBP 以來的古應力解析結果，亦均顯示該區由深至淺，有從逆衝斷層、走向滑移斷層轉為正斷層的變化趨勢(Lin, 2015, p90)。
- 臺灣東南部、中部及西南部正處於弧陸碰撞運動的碰撞環境(Suppe, 1984, p24)，從震源機制、GPS 位移、地質構造滑動面資料、井下孔徑變形資料等，綜合解析第四紀古應力與現地應力的變化，顯示：
  - 水平主應力方向均一致，反映弧陸碰撞運動自東南東往西北西的擠壓，因而形成此區一系列逆衝斷層帶，長期以來此區域受弧陸碰撞運動影響的大地應力條件維持不變(Lacombe, 2012, p163)。

(b) 臺灣地區相對位移速度及地體架構圖(Lallemand et al., 2013, p62, f1)。

- 菲律賓海板塊目前仍以約 8 cm/yr 的速度，朝西北方向，向臺灣東南部擠壓，沖繩海槽以約 7 cm/yr 的擴張速度，往南北向擴張。
- 沖繩海槽的擴張效應，於臺灣北部形成臺北盆地和宜蘭平原兩個山中的沉陷盆地，沉陷作用均受到正斷層活動的影響(Chen et al., 2016b, p137)。
- 因弧陸碰撞運動的壓縮作用，由東向西發育，依序形成了脊樑山脈、雪山山脈與西部麓山帶(Chen et al., 2016b, p137 & p175)：
  - 臺灣西部麓山帶越東側的逆衝斷層越早形成，至今活動性已降低，活動斷層的地形與地質證據少，大多未被列為活動斷層(Chen et al., 2016b, p137)。
  - 臺灣西部麓山帶越西側的逆衝斷層越年輕，隨逆衝斷層向西遷移，早期形成的前麓盆地已變形隆起，形成低矮丘陵，而前麓盆地也西移到前緣斷層西側的西部海岸平原及臺灣海峽位置(Chen et al., 2016b, p175)。

(c) 臺灣地區水平應力架構圖(Lu, 2004, p30)。

- 利用 1935 年 4 月至 2004 年 5 月間震源機制解解析臺灣地區最大水平應力與最小水平應力分布趨勢。
  - 花東縱谷區域水平最大主應力大致垂直於縱谷斷層的方向，為一個西北—東南向壓縮的逆斷層應力機制。
  - 宜蘭地區因沖繩海槽擴張的影響，目前水平最大主應力方向呈現東北—西南向，應力機制多為正斷層與走向滑移斷層為主。
  - 台南地區和南投西北方因受北港基盤高區的影響，使水平最大主應力產生偏轉的效應。

(d) 台灣地區大地應力架構圖(Lu, 2004, p57)。

- 利用 1935 年 4 月至 2004 年 5 月間震源機制解解析臺灣的大地應力分布趨勢。
  - 台灣的應力大致呈現一個扇形的分佈，而往北有逐漸順時針旋轉的狀態。

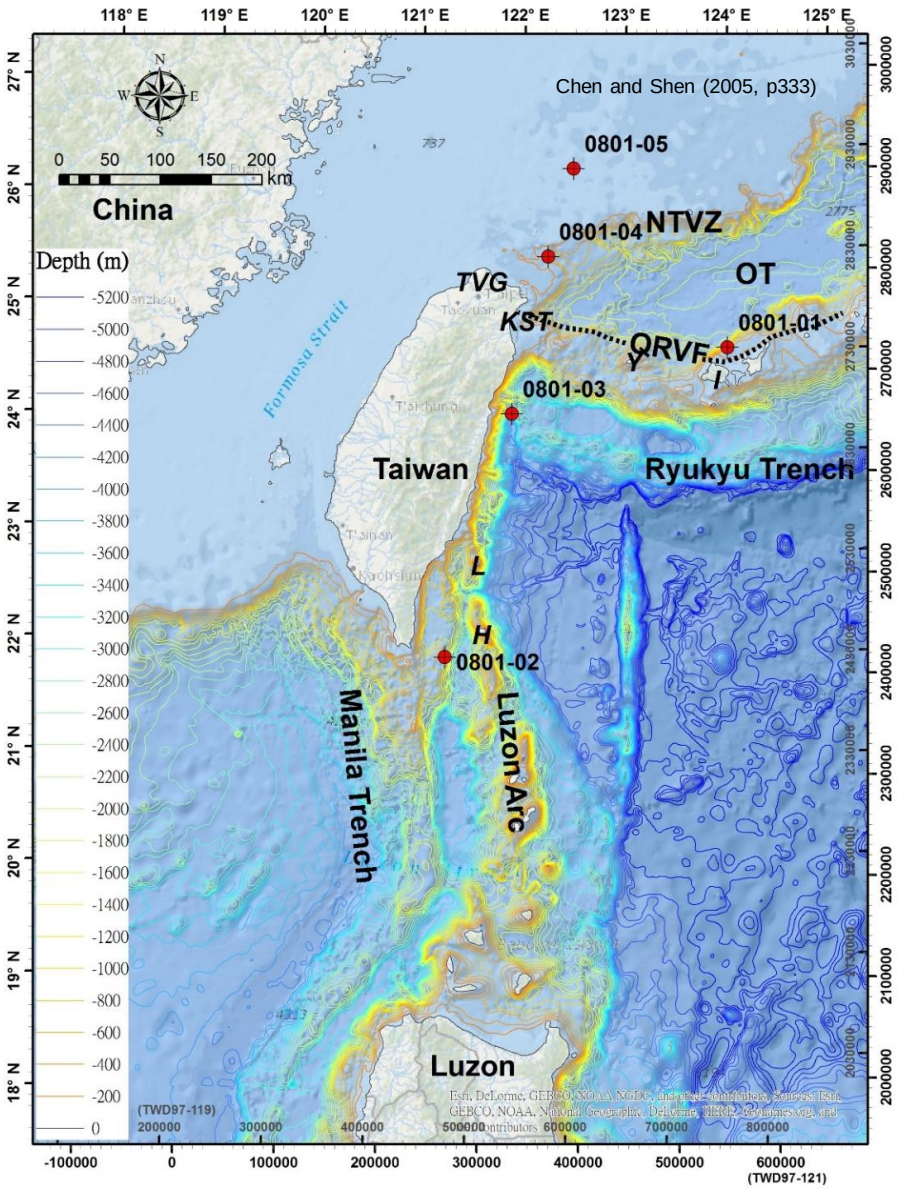


Table 1 Summary of probabilistic hazard calculations for each volcanic center in Taiwan based on the repose interval T of the last eruption

Konstantinou (2014, p9/19)

Volcanic center	T (years)	$P(+1\sigma)$	$P(-1\sigma)$	$H(+1\sigma)$	$H(-1\sigma)$
TVG	6,000	0.018	0.036	6.41×10^{-5}	3.63×10^{-5}
KST	7,000	0.016	0.032	5.50×10^{-5}	3.12×10^{-5}
0802-01	90	0.365	0.434	0.0027	0.0014
0801-05	98	0.349	0.419	0.0026	0.0013
0801-04	147	0.278	0.350	0.0019	1×10^{-4}
0801-03	161	0.264	0.335	0.0017	9.32×10^{-4}

P signifies the probability of exceedance of the repose interval, while H is the hazard rate. σ refers to the standard error of the α, β parameters (see text for more details). The numbers 0802-01, -05, -04 and -03 refer to confirmed submarine eruptions offshore Taiwan

Chen and Shen (2005)[Chen, C.W. and Shen, J.J.S. (2005), A refined historical record of volcanic eruptions around Taiwan: Tectonic implications in the arc-continent collision area, Terrestrial, Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 16, No. 2, pp. 331–343.]
Konstantinou (2014)[Konstantinou, K.I. (2014), Potential for future eruptive activity in Taiwan and vulnerability to volcanic hazards, Natural Hazards, Vol. 75(3), pp. 2653–2671, DOI 10.1007/s11069-014-1453-4.]

圖 3-13：臺灣火山分布位置及可能噴發機率

註解：

(a) 臺灣海域歷史火山噴發位置圖(Chen and Shen, 2005, p333)：

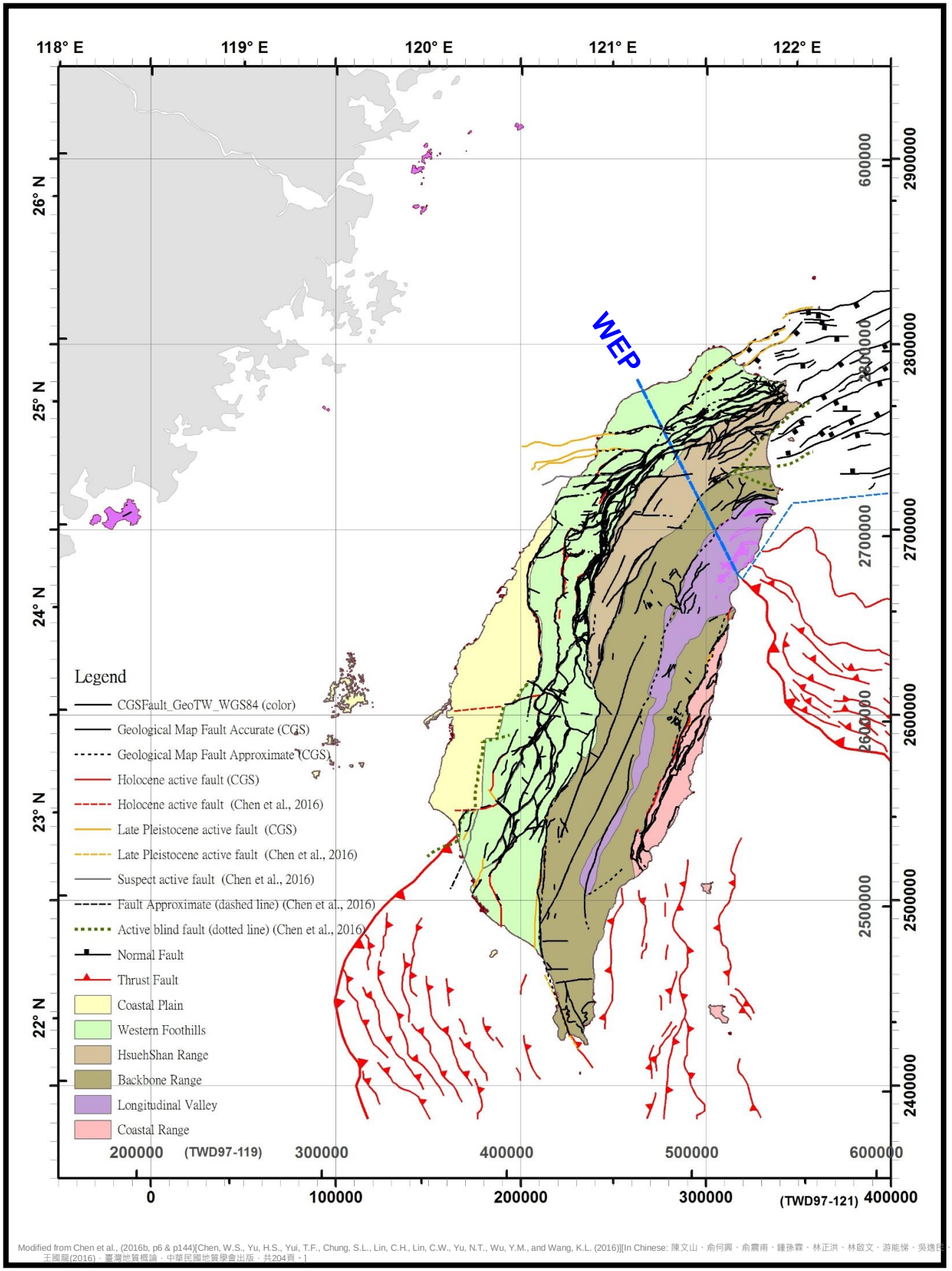
- 縮寫說明：
  - H：小蘭嶼
  - I：西表島
  - KST：龜山島
  - NTVZ：北臺灣火山帶
  - OT：沖繩海槽
  - QRVF：第四紀琉球火山前緣
  - TVG：大屯火山群
  - Y：與那國島
- 海底火山噴發紀錄編號，係根據 Simkin and Siebert (1994)：
  - 0801-03, -04, -05 及 802-01 為根據航海誌所記錄之海底火山噴發紀錄，且已被證實確有噴發。
  - 0801-02 雖有航海誌紀錄，但尚未確認。

(b) 臺灣火山噴發機率(Konstantinou, 2014, p9/19)：

- T 代表上次火山噴發至今的可能時間(年)，或稱上次噴發的安息間隔(repose interval)。
- P代表在安息間隔(T 年)內發生噴發的機率。
- H代表可能噴發的年機率(次/年)。
- σ代表相關參數標準差。
- 基本上，T 值越大，P值越小、H值越小。
- 近期的研究顯示，TVG 的上次噴發時間可能年輕很多(1,370 yr) (Zellmer et al., 2015, p175)。

◆ 各國對於活火山(active volcano)定義，尚未有一致的定義，國際上曾使用的活火山定義及其盲點(Song, 2013, p75–76)，包含：

- 過去在文字歷史上有噴發紀錄的火山(Smithsonian, 1989)：
  人類在火山地區的文字記載時間是相當短暫的，而火山2次噴發的可能間距，從數年至一百萬年都有，故用有無歷史上文字噴發記載來認定一座火山為活火山或死火山，是不足且不正確的。
- 最近 2,000 年內曾經噴發過的火山(Aramaki, 1991, p264)：
  日本地質調查所Aramaki (1991, p264)統計日本火山噴發頻率及一座火山2次噴發的時間間距，建議用2,000年的時間長短來界定日本的活火山。
- 在 5,000 年至 10,000 年有噴發紀錄的火山(Szakacs, 1994, p321)：
  - 1994 年國際火山學會參考日本的經驗，把活火山的認定擴張為 5,000 年至 10,000 年有噴發紀錄的火山，此種依時間所作的定義稱為經驗定義。
  - 然而此種定義太過於簡單，且很多火山在最近的 10,000 年來曾噴發過，但因被快速地風化侵蝕，以至於無法辨認出其過去的噴發紀錄。
  - 例如 1991 年的菲律賓皮納吐波火山噴發，噴發出大量的火山灰和火山碎屑堆積物，為近十年來地球上最大的一次火山噴發，但因其位處於熱帶多颱風的區域，每年大量的豪雨沖刷，把疏鬆的火山灰和火山碎屑流堆積物侵蝕殆盡，現在幾乎看不到 1991 年的噴發產物。所以雖擴大時間範圍到 10,000 年來定義活火山，仍然有其不足的地方。
- 火山地底下仍存在有岩漿庫，即認定為活火山(Szakacs, 1994, p324)：
  - 此為 1994 年的國際火山學會所討論出的另一套定義。
  - 因火山的噴發需其地底下有岩漿庫，故利用各種科學方法，探測出火山地底下仍存在有岩漿庫的話，就認定為活火山，這種定義稱為活火山的現象定義。



Modified from Chen et al., (2016b, p6 & p144)[Chen, W.S., Yu, H.S., Yui, T.F., Chung, S.L., Lin, C.H., Lin, C.W., Yu, N.T., Wu, Y.M., and Wang, K.L. (2016)][In Chinese: 陳文山、俞何興、俞震甫、鍾孫霖、林正洪、林啟文、游能悌、吳逸民、王國隆(2016)，臺灣地質概論，中華民國地質學會出版，共204頁。]

圖 3-14：臺灣已知構造線分布圖

註解：

- 除圖中藍色實線代表 WEP 外，本圖包含臺灣已知之活動斷層及重要構造線。
- 底圖顏色區塊代表構造地質分區，係引用自 Chen et al. (2016b, p6, f1.1)。
- 海域構造線引用自 Chen et al. (2016b, p144, f10.2)。

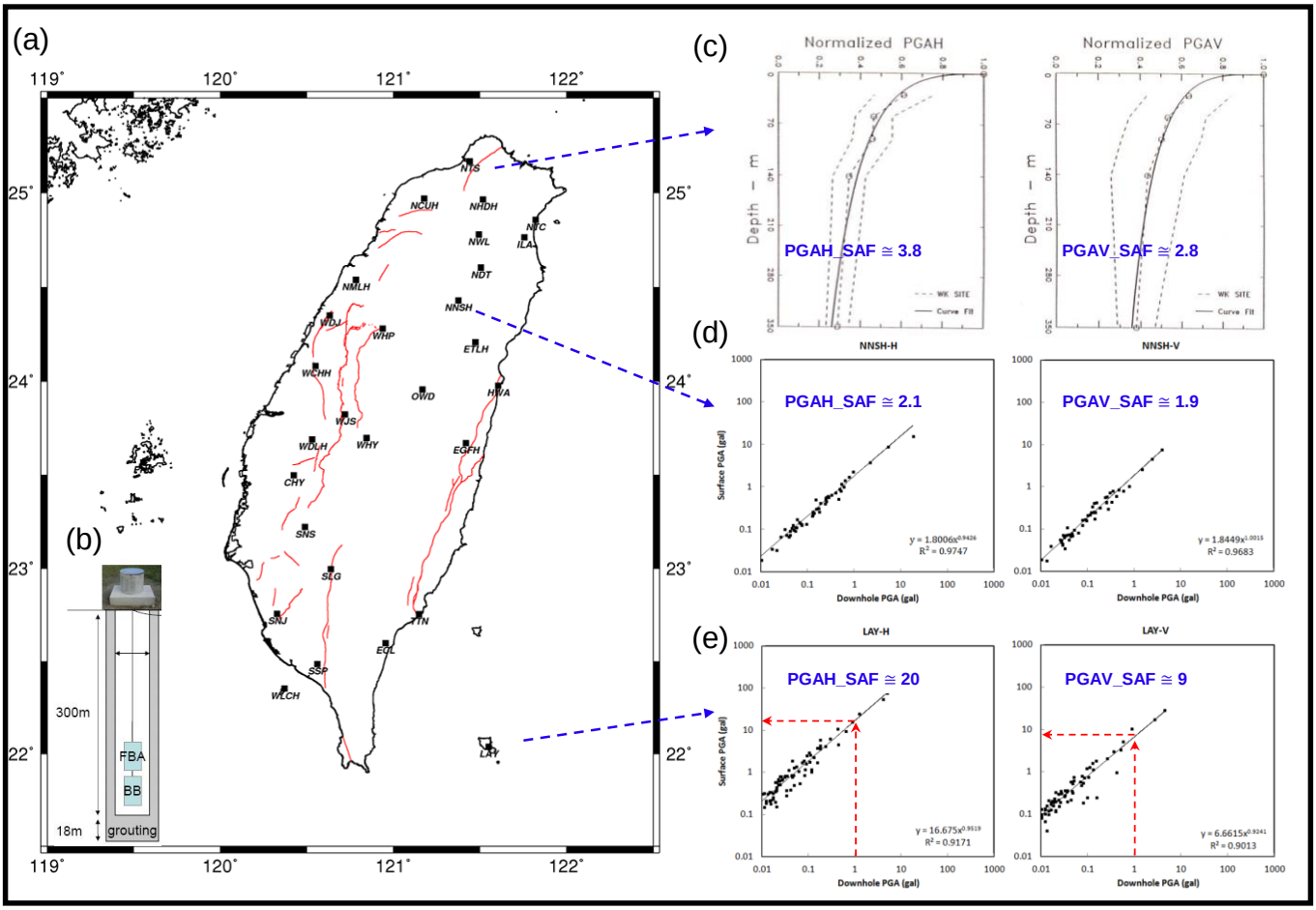


圖 3-15：臺灣井下地震觀測站分布圖及PGA場址深度效應觀測結果範例

註解：

(a) 中央氣象局井下地震儀安裝位置圖。

- 中央氣象局自 2008 年起推動井下地震觀測站建置，用以提昇地震觀測訊號品質並強化對小區域地震之觀測能力，
- 中央氣象局預計在全臺灣建置 70 個井下地震觀測站，深度約 300 m，截至 2016 年約完成了 45 個測站。

(b) 中央氣象局井下地震儀安裝示意圖。每個井下地震測站都裝置3部地震儀，包括：

- 兩部力平衡式加速度強震儀(Force Balance Acceleration, FBA)，分別設置於地表與井下。
- 一部寬頻(Broad-Band, BB)速度地震儀，設置於井底。

(c) WK(五股)觀測站之PGAH及PGAV隨深度變化情形：

- WK 監測站建置於沖積層。
- PGAH_SDE ≅ 3.8。
- PGAV_SDE ≅ 2.8。

(d) NNSH(南山)觀測站之PGAH及PGAV的場址效應回歸圖。

- NNSH 觀測站之岩盤為板岩夾變質砂岩。
- PGAH_SDE ≅ 2.1。
- PGAV_SDE ≅ 1.9。

(e) LAY(蘭嶼)觀測站之PGAH及PGAV的場址效應回歸圖。

- LAY 觀測站之岩盤為安山岩。
- PGAH_SDE ≅ 20。
- PGAV_SDE ≅ 9。

◆ 符號及定義說明：

- PGA: 最大地動加速度(Peak Ground Acceleration)。
- PGAH: 水平向最大加速度。
- PGAV: 垂直向最大加速度。
- PGAH_SDE: 水平向最大加速度(PGAH)之場址深度效應(site depth effect)，地震來臨時，地表 PGA 與井下 PGA 最大值的比值。
- PGAV_SDE: 垂直向最大加速度(PGAV)之場址深度效應(site depth effect)，地震來臨時，地表 PGA 與井下 PGA 最大值的比值。

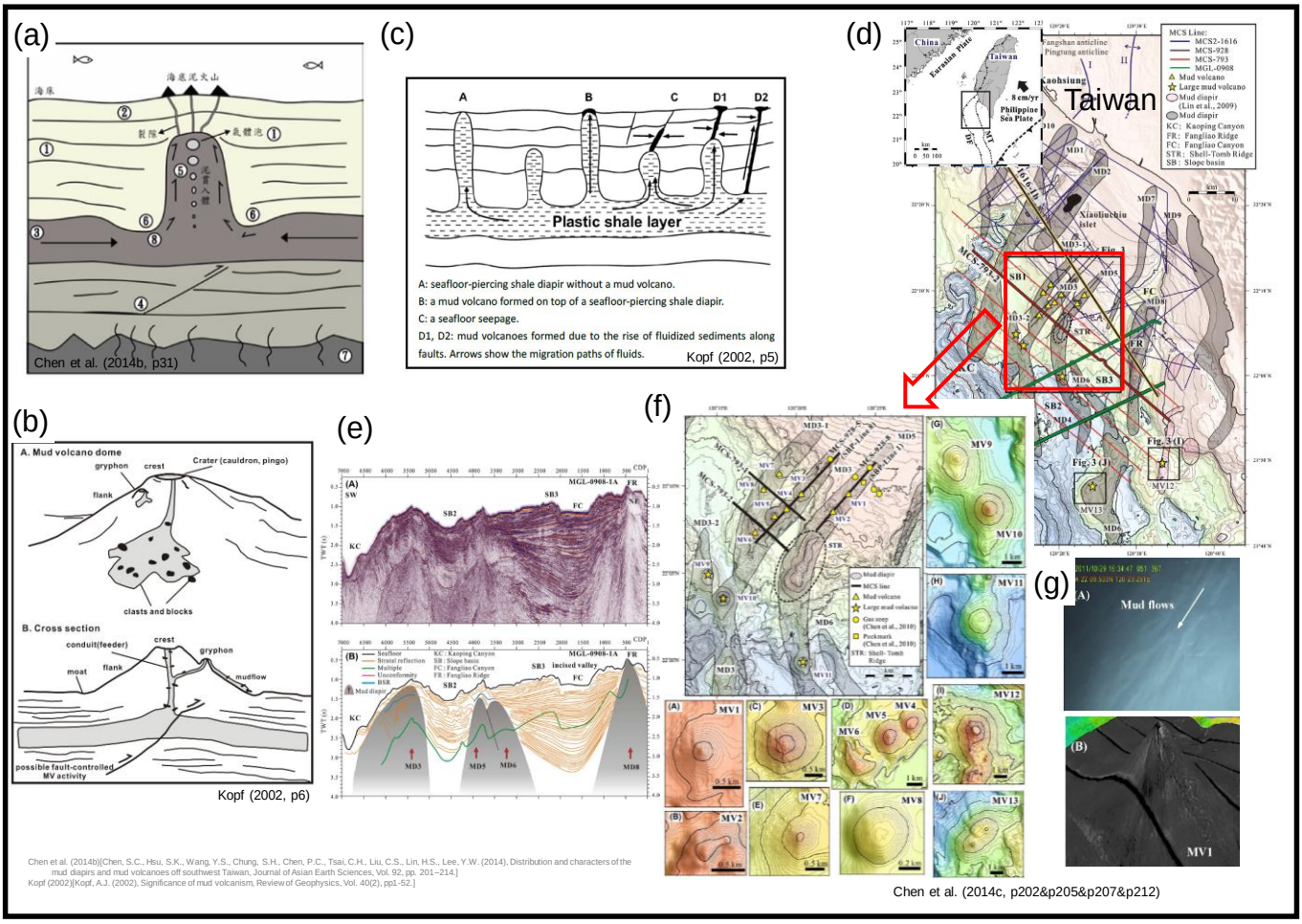


圖 3-16：臺灣西南部地區之泥貫入體與泥火山

註解：

(a) 泥貫入體和海底泥火山關係圖(Chen et al., 2014b, p31)。

過壓與泥貫作用下之流體來源(Fluid sources for over-pressuring and mud extrusion)：

(1) 側向擠壓造成孔隙流體排出(Pore fluid expulsion from compaction)。

(2) 生物源甲烷氣(Biogenic methane from degradation of organic matter)。

(3) 來自水平地層或斷層之側向流體流入(Lateral fluid through stratigraphic horizons or fault zones)。

(4) 延深部斷層向上移棲之深部流體(Fluid migration along deep seated thrusts)。

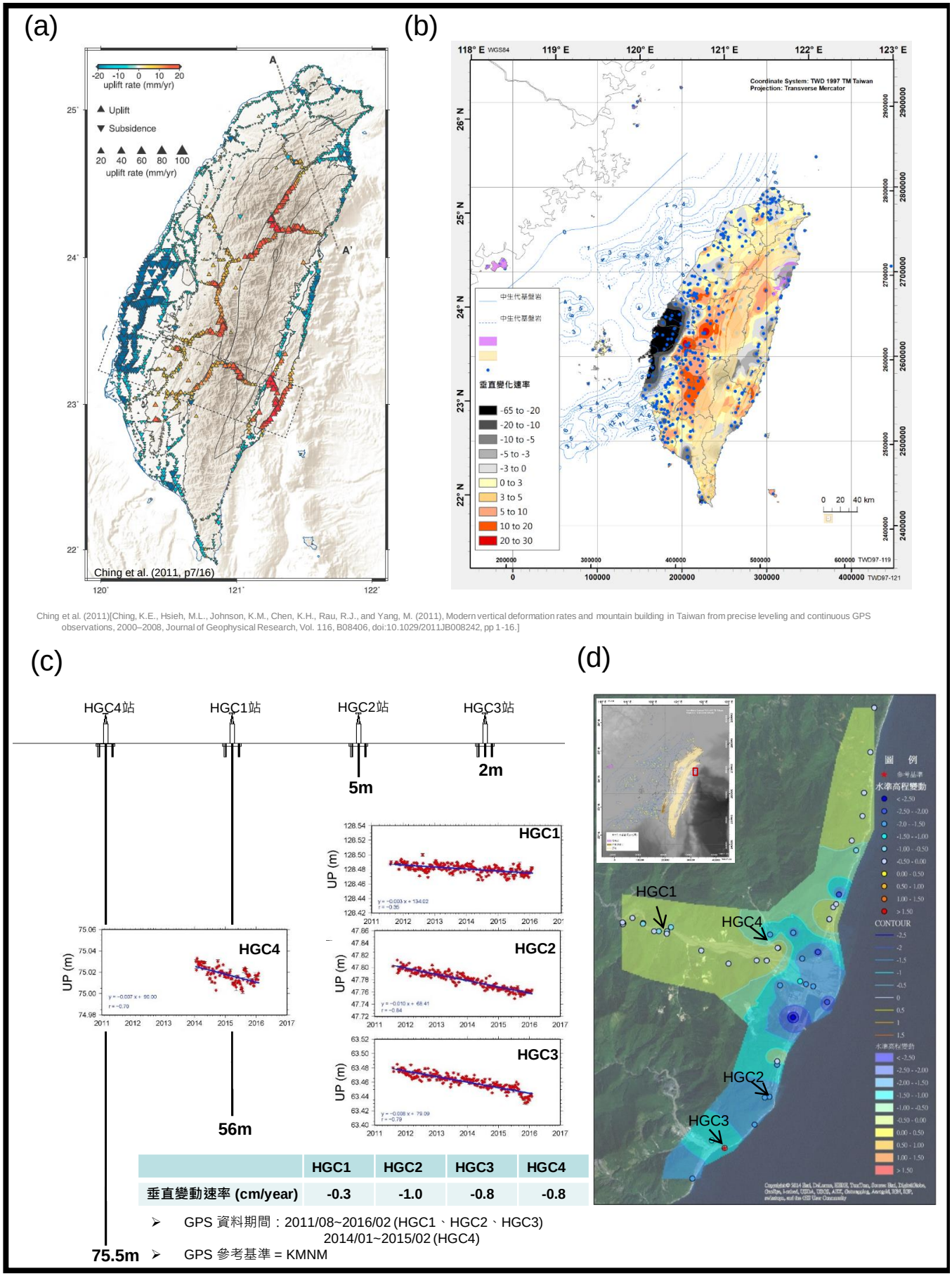
(5) 熱成熟來源甲烷氣(Thermogenic methane and higher hydrocarbons)。

(6) 來自礦物(蛋白石、蒙脫石)脫水作用的流體(Fluids from mineral dehydration (opal, smectite))。

(7) 來自地殼岩石置換的熱水流體(Hydrothermal fluids, alteration of crustal rock)

(8) 來自貫入作用內部變形之流體來源排出(Fluid expulsion from internal deformation within the diapiric intrusion)。

(b) 泥火山形成機制示意圖(Kopf, 2002, p6)。



Ching et al. (2011)[Ching, K.E., Hsieh, M.L., Johnson, K.M., Chen, K.H., Rau, R.J., and Yang, M. (2011), Modern vertical deformation rates and mountain building in Taiwan from precise leveling and continuous GPS observations, 2000–2008, Journal of Geophysical Research, Vol. 116, B08406, doi:10.1029/2011JB008242, pp 1-16.]

	HGC1	HGC2	HGC3	HGC4
垂直變動速率 (cm/year)	-0.3	-1.0	-0.8	-0.8

- GPS 資料期間：2011/08~2016/02 (HGC1、HGC2、HGC3)
  2014/01~2015/02 (HGC4)
- GPS 參考基準 = KMNM

圖 3-17：臺灣本島及H區之水準測量及GPS高程連續觀測成果圖

註解：

(a) 臺灣地區垂直速度場的水準測量解析圖(Ching et al., 2011, p7/16)。

- 含 1843 個精密水準點檢核資料。

(b) 臺灣地區垂直速度場的GPS連續觀測結果圖。

- 資料來源：GPSLAB 網站，下載網址「http://gps.earth.sinca.edu.tw」。
- 時間期距：1994 年 1 月 1 日至 2015 年 6 月 30 日。
- 篩選條件：範圍 118°E 至 122.5°E，21°N 至 27°N，選取觀測至少 5 年的連續站。
- 站數：464 站(包括臺灣工業技術研究院(Industrial Technology Research Institute, Taiwan, ITRI)的 4 站)。
- 抬升或沉陷趨勢資料解算以 ArcMap 的 IDW (Inverse Distance Weighting)方法計算；計算結果以黑白灰階分布代表具下陷趨勢地區；計算結果以黃色至紅色色階分布代表具上升趨勢地區。

◆ 圖(a)及圖(b)兩圖大致顯示：臺灣除了東南沿海地區外，大部分海岸是處於沉陷趨勢。

(c) H區4座GPS連續觀測站，建造目的、規格：

- 建置目的：針對岩體進行抬升與沉陷的直接且連續性觀測。
- 建置規格：基樁深入岩盤。
- HGC1 位於和平岩體。
- HGC2 位於開南岡岩體。
- HGC3 位於開南岡岩體。
- HGC4 位於大理岩體。

(d) GPS資料解算方式及結果：

- 以內政部金門衛星追蹤站(KMNM)為參考基準，求算三維坐標至 ITRF (International Terrestrial Reference Frame)公告之全球坐標框架-ITRF2008 坐標系統。
- 表 A 為 GPS 觀測資料的最佳擬合(robust fitting)結果，可觀察到：
- HGC1 水平位移方向朝 SE。
- HGC2 水平位移方向朝 S。
- HGC3 水平位移方向朝 SW。
- HGC4 水平位移方向朝 SE。
- HGC1 至 HGC4 均表現出顯著的沉陷。

(e) 水準測量結果。

附表：以擬合曲線分析之GPS連續觀測站之速度場變化量一覽表

站名	N (cm/yr)	E (cm/yr)	U (cm/yr)	水平速度場 (cm/yr)
HGC1	-0.4	0.6	-0.3	0.7
HGC2	-0.9	0.0	-1.0	0.9
HGC3	-0.7	-0.2	-0.8	0.7
HGC4	-0.9	1.3	-0.8	1.6

註1：HGC1-3資料分析期距為2011年8月至2016年2月；HGC4為2014年1月至2016年2月。

註2：擬合直線之斜率可視為GPS觀測的變化速率。

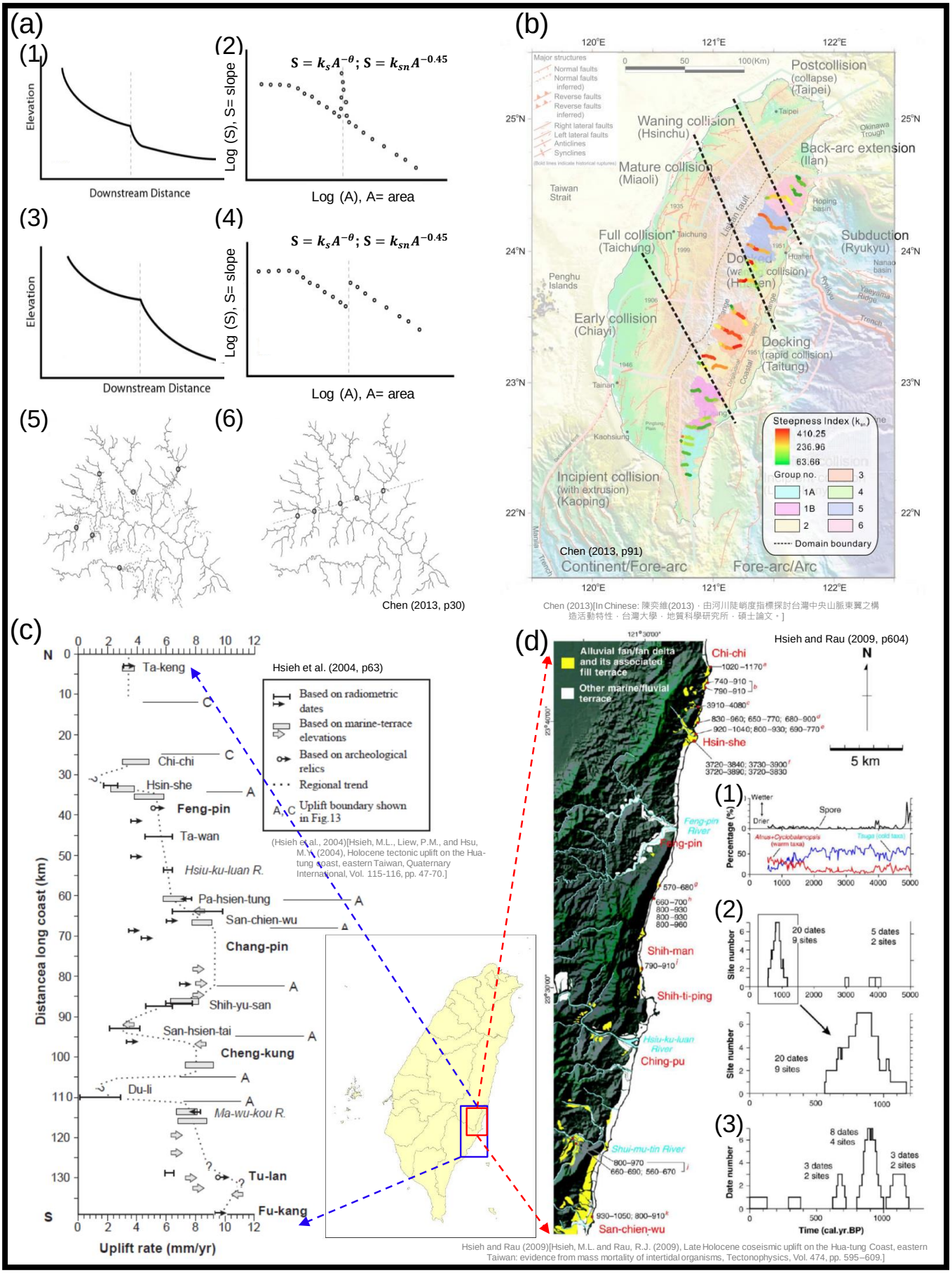


圖 3-18：臺灣東部地區之河階及海階研究成果圖

註解：

(a) 河道遷急點類型、空間分布特性及陡峭度指標示意圖。

- 河道遷急點類型可分兩類：垂直階型、坡度改變型。
  - 圖 1 及圖 2 為垂直階型的河流剖面，及其對應的 SA 圖形態，代表受到相對侵蝕基準面變化而形成遷急點。
  - 圖 3 及圖 4 為坡度改變型的河流剖面，及其對應的 SA 圖形態，代表抬升速率改變所造成的遷急點。
- 河道遷急點的空間分布特性：
  - 圖 5 為受構造擾動所產生的遷急點，會隨時間往上游移動，因此在空間中無特定方向排列。
  - 圖 6 為受岩性影響的遷急點，排列方向會和岩性邊界平行。
- 陡峭度指標(k_{sn})：
  - 底岩型河流的縱剖面可以用 Flint's law 來表示(Whipple, 2004, p159)，也就是河道的坡度與上游流域面積相關，其數學關係表達成：$S = k_s A^{-\theta}$
    - S 為河道縱剖面的坡度(slope)。
    - A 為流域面積(area)。
    - k_s為陡峭度(steepness)。
    - θ則為河道剖面的凹曲度(concavity)。
  - 陡峭度是由抬升速率及侵蝕常數化簡得來，因此可以利用陡峭度來代表區域抬升的相對狀況。
  - 在應用時會將公式兩邊取對數計算繪製成 SA 圖(Slope – Area)：
    - 流域面積(A)為橫軸(指數坐標)。
    - 縱剖面坡度(S)為縱軸(指數坐標)。
  - SA 圖回歸而得的斜率為剖面凹曲度(θ)，截距則為陡峭度。
  - 陡峭度(k_s)是針對單一河系所做的計算，為了比較不同河系的陡峭度，統一設定剖面凹曲度之參考值(θ_{ref})為 0.45，使用此斜率去回歸資料得到的截距則稱為k_{sn} (normalized steepness index)。

(b) 臺灣中央山脈東翼之河川陡峭度指標與大地構造關係圖：

- 圖資來源：Chen (2013, p91)。
- 圖中選擇 20 條河川，以遷急點做分段來計算不同河段的k_{sn}數值，顏色越偏紅色表示k_{sn}數值越高，偏綠色表示k_{sn}數值越低；此 20 條河川，由南往北可分為 6 組：
  - 第 1 組(鹿野溪、大南溪、知本溪、太麻里溪、金崙溪、大竹溪、大武溪、安朔溪)的遷急點多與岩性無關，是與現今的抬升速率達平衡的結果。
  - 第 2 組(新武呂溪、大崙溪)的遷急點亦與岩性無關，是與現今的抬升速率達平衡的結果；但第 2 組的k_{sn}比第 1 組高，顯示在第 2 組區域的抬升速率較第 1 組高。
  - 第 3 組(豐坪溪、樂樂溪、清水溪)與第 5 組(立霧溪、木瓜溪)為本研究區域中k_{sn}數值最高的區域，也代表在研究區域中抬升速率最快，但兩者在遷急點的數目及特性上表現出兩者的抬升原因可能不同：
    - 第 3 組的遷急點數目較多，顯示可能受到斷層活動控制，因此在河道平衡歷史中記錄到多次複雜的遷急點。
    - 第 5 組的遷急點數目較少，顯示受到一穩定且持續的抬升機制影響，但機制來源尚需其他研究來討論。
  - 第 4 組(壽豐溪、萬里溪)位處兩抬升速率較快的區域中間，卻在河流剖面上產生較特殊的遷緩點(anti-knickpoint)，且遷緩點的產生可能和抬升速率的減緩有關(Baldwin et al., 2003, p2158)。
    - 第 4 組河流所位在的區域，恰好和 Shyu et al. (2005b, p172)中的碰撞減緩區域可互相呼應，顯示在第 4 組區域所見之遷緩點，可能和大地構造中應力的改變有關。
  - 第 6 組(南澳北溪、南澳南溪、和平溪)的遷急點與構造無關，且k_{sn}數值也最低，推測也是因為抬升速率減緩，但由於河流長度較短，因此可能已達成均夷(gradation)，所以並未出現如第 4 組中的遷緩點。
- 對照 Shyu et al. (2005b, p172)中的構造領域分區，其中 3 條虛線為初始碰撞、劇烈碰撞、碰撞減緩，及後碰撞之分界線。

(c) 根據海階定年與海平面變遷資訊，估算之東部海岸山脈各海階抬升速率分布圖(Hsieh et al., 2004, p63)；A, C表示抬升邊界。

- 估算某地塊自某一「古」年代至今，平均的上升或沉陷速率，需從地質證據中取得下列資訊(Hsieh, 2005, pp47 – 58)：
  - 地質證據的生成年代：
  - 在地質證據生成年代時，該地質證據相對於當時「古」海水面的位置資訊：
  - 在地質證據生成年代時，當時「古」海水面相對「現今」海水面的差異值：
  - 地質證據的「現今」海拔高度。
- 針對地質證據的生成年代：
  - 若地質證據是含碳化石，可利用放射性碳同位素定年法測定其死亡的年代。
  - 若地質證據是含鈾化石，可利用鈾同位素定年。
- 針對「古」海水面的位置資訊：
  - 若含有生長於高、低潮線之間的生物化石，如藤壺、牡蠣、鑽孔貝等，或臨海沼澤植物群(如紅樹林)，可用以指示古平均海水面的位置，而誤差由潮差決定。
  - 在濱海沉積層中，可利用沉積層序及特徵找到當時海水面的大概位置，仔細觀察鑽井或海階上沉積層的上下層位，對應如瀉湖、潮坪或臨海沼澤等古濱海環境。
- 針對「古、今」海水面的差異資訊：
  - 對萬年時距之絕對海水面歷史，主要參考新幾內亞珊瑚礁海階群的研究，並配合冰期、間冰期海水面升降的模擬。例如：
    - 2 Ma 前海水面位置和現今海水面差距不超過 200 m (Hsieh, 2005, pp47 – 58)。
    - 18 ka 前海水面位置，可能較現今低 120 m。
    - 6 ka 前海水面快速上升，就澎湖地區研究顯示全新世海水面的高峰位置較今日高約 2.3 m (Chen, 1993, p144)。
  - 以上是臺灣研究海水面變遷的基本參考資訊，這些資料可幫助控制海水面較高及較低點的位置，但期間海水面運動的細節則不詳。
  - 臺灣地區在萬年時距下，對上升、沉陷快速的地區，海水面高低差的不確定性影響並不大(± 10 m 的誤差除以 3 萬年後僅為± 0.33 mm/year) (Hsieh, 2005, pp47 – 58)。

(d) 花東中北段海岸河流沖積扇及三角洲 ^{14}C定年資料分布圖(Hsieh and Rau, 2009, p604)。

(1) 臺灣中部七彩湖孢粉氣候資料。
(2) 河流沖積扇與沖積扇三角洲之古碎屑流定年結果。
(3) 原地海岸有機生物體定年結果。

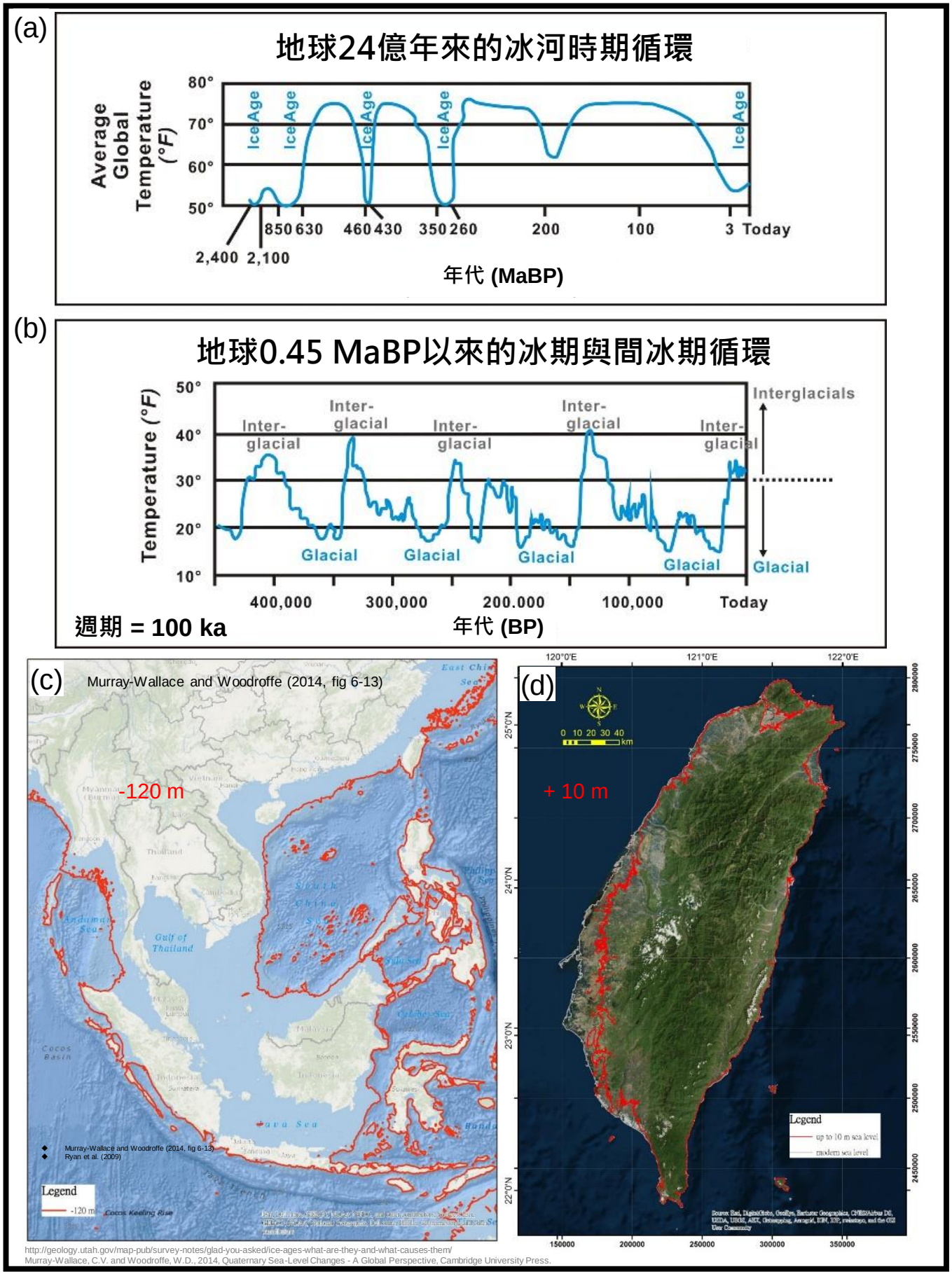


圖 3-19：臺灣地區海岸線在氣候變遷週期之可能變動範圍

註解：

(a) 地球24億年來的冰河時期循環。

(b) 地球0.45 MaBP以來的冰期與間冰期循環。

(c) 當海水面下降120 m時，亞洲地區海岸線變化分布圖(Murray-Wallace and Woodroffe, 2014, f6.13)。

(d) 當海水面上升10 m時，臺灣海岸線變化分布圖。

- 海水面上升 10m 的海岸線(shoreline；elevation 10 m)位置。
- 資料來源：ITRI 40 m DTM。

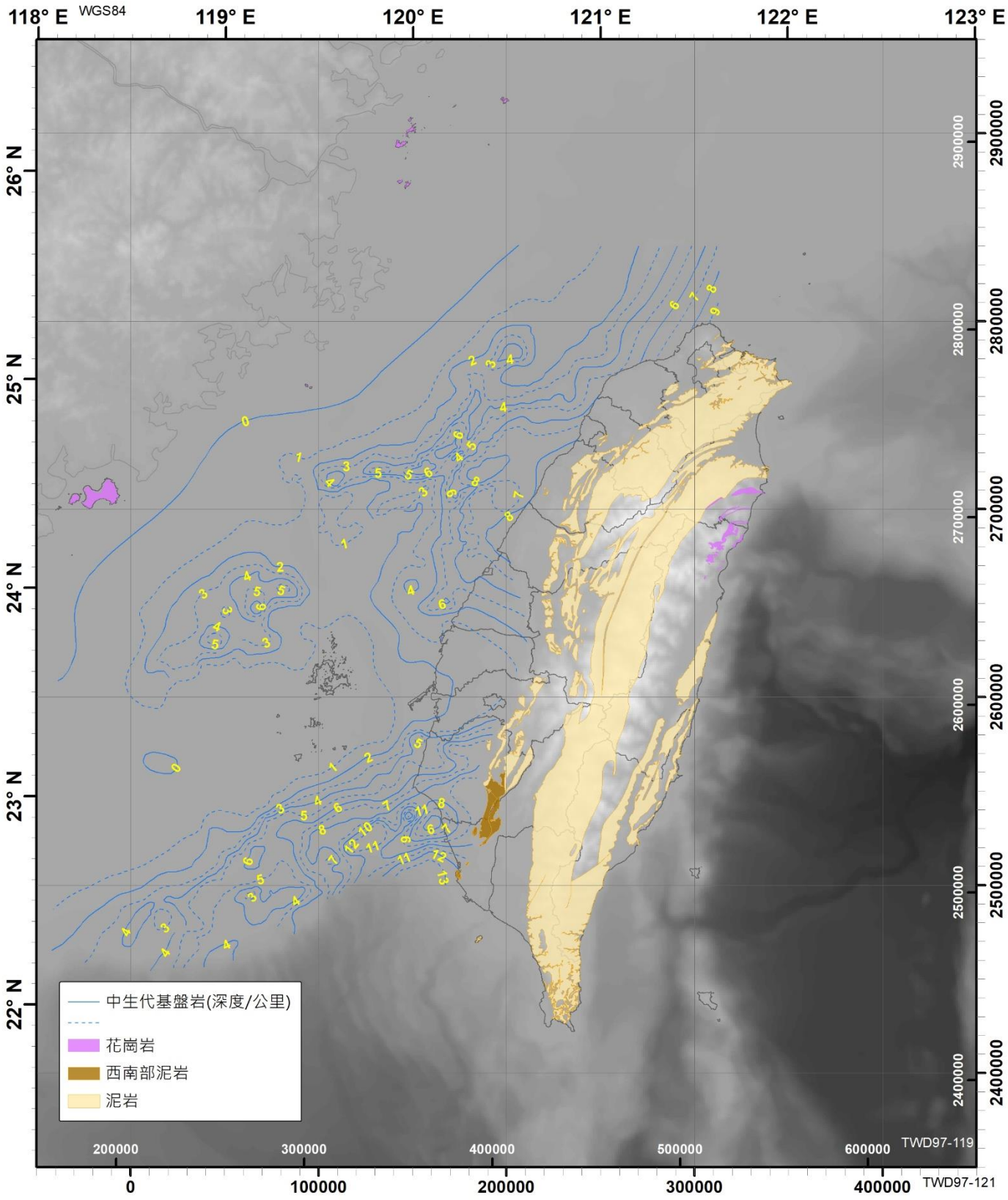


圖 3-20：臺灣3種潛在處置母岩分布圖

註解：

(a) 花崗岩分布地區以粉紅色標示(修改自中央地質調查所臺灣地質圖2000年版)。

(b) 泥岩(包括泥岩、頁岩、硬頁岩、板岩)出露分布地區以鵝黃色與土黃色標示；僅西南部泥岩(土黃色)曾被考量做為臺灣的潛在母岩。

(i) 岩體出露範圍取自中央地質調查所五十萬分之一臺灣地質圖2000年版，但於該圖版中若想選取出露於恆春半島之「南莊層及其相當地層」，會同時選到西北部以厚層砂岩為主的南莊層，故恆春半島地層改以中央地質調查所五萬分之一的恆春、潮州、鵝鑾鼻圖幅選取。

(ii) 本圖選取之泥岩地層包括：古亭坑層、墾丁層、馬鞍山層、利吉層。

(iii) 本圖選取之頁岩地層包括：卓蘭層、錦水頁岩及其相當地層、南港層、石底層及其相當地層、大寮層、木山層、澳底層及其相當地層、大港口層、牡丹層。

(iv) 本圖選取之硬頁岩地層包括：大桶山層、乾溝層、水長流層及其相當地層、西村層、畢祿山層、潮州層。

(v) 本圖選取之板岩地層包括：廬山層及其相當地層、佳陽層。

(b) 中生代基盤岩在地表以下的深度(修改自Lin et al., 2003a, Fig. 2)，以藍色文字表示。

(c) 黑白漸層顏色代表地形高程，越白代表高程越高，越黑代表高程越低(深度越深)；高程資料範圍為(-10 km to +4 km)，資料來源為國家實驗研究院-臺灣海洋科技研究中心。

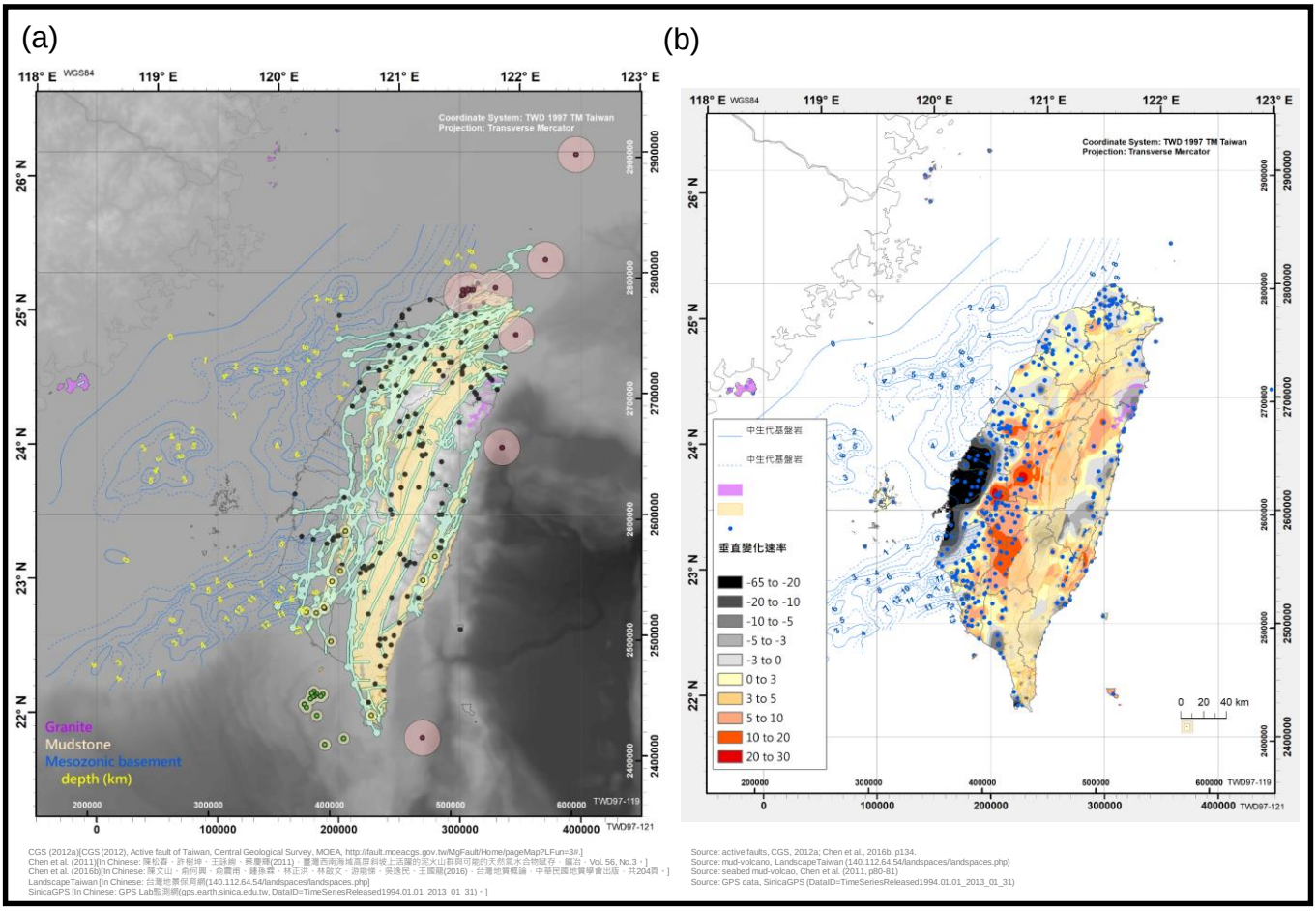


圖 3-21：臺灣火山、斷層、泥火山、溫泉及抬升或沉陷特徵分布圖

註解：

(a) 臺灣地區已知火山、斷層、泥火山、溫泉分布圖；其中：

- 黃色、淺藍色等線條為已知斷層構造線(含活動斷層)兩側各 1 km 的範圍。
- 紅色大圓圈為(休眠)火山口半徑 15 km 範圍。
- 紅色小圓圈為已知溫泉露頭半徑 1 km 範圍。
- 綠色圓心黃色圓圈為已知泥火山露頭 5 km 範圍。

(b) 臺灣地區GPS資料之垂直速度場(抬升或沉陷趨勢)分布圖(Source: SincaGPS)：

- 資料涵蓋 1994 年至 2013 年，資料代號為 TimeSeriesReleased1994.01.01_2013_01_31。
- 藍色實心點為 GPS 觀測站位置。
- 抬升或沉陷趨勢資料解算的資料篩選範圍為：GPS 觀測站具有 5 年以上的觀測資料。
- 抬升或沉陷趨勢資料解算以 ArcMap 的 IDW(Inverse Distance Weighting)方法計算；計算結果以黑白灰階分布代表具下陷趨勢地區；計算結果以黃色至紅色色階分布代表具上升趨勢地區。

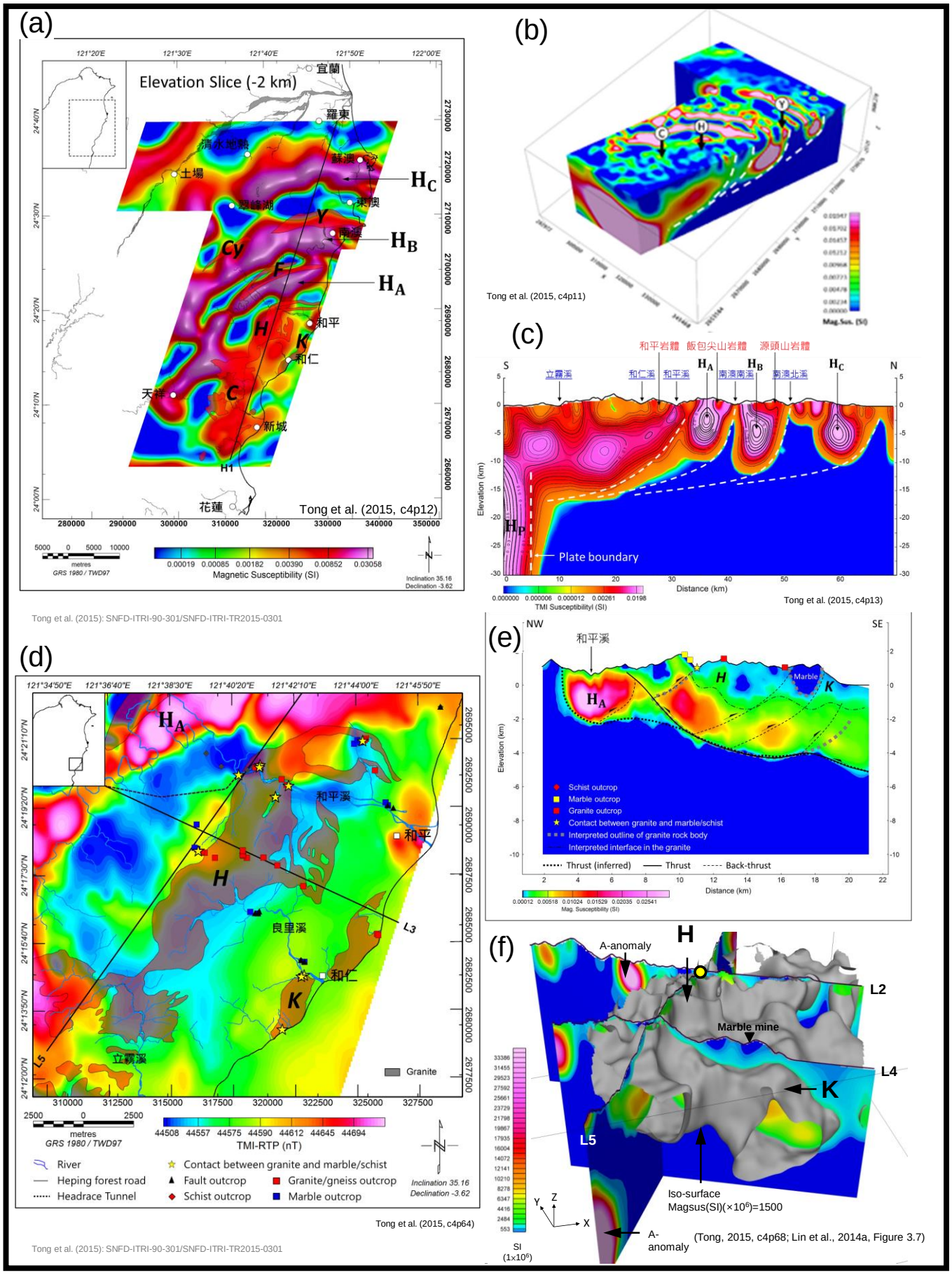


圖 3-22：H區磁力異常及其解釋

註解：

(a) H區磁感率高程切面圖套疊花崗岩體分布圖(Tong et al., 2015, c4p12)：
- 花崗岩體位置摘自五十萬分之一地質圖(圖 3-2-(c))。
- 3條顯著的帶狀高磁基盤分別標示為H_A、H_B及H_C。

(b) H區三維磁感率模型立體圖(Tong et al., 2015, c4p11)。

(c) H區H1剖面之磁感率剖面圖(Tong et al., 2015, c4p13)。

(d) 和平岩體及開南岡岩體周圍之解釋剖面位置圖(Tong et al., 2015, c4p64)。
- 底圖為經歸極換算後之全磁力強度圖。
- 和平岩體及開南岡位置摘自五萬分之一地質圖。

(e) L3剖面之之磁感率剖面圖(Tong et al., 2015, c4p68)。

(f) 和平及開南岡岩體的三維磁感率模型(Tong, 2015, c4p68; Lin et al., 2014a, f3.7)：
- 磁力三維逆推係採用 3DModeller 軟體，逆推演算法為英屬哥倫比亞大學(University of British Columbia, UBC)所開發，Scientific Computing and Applications Inc.開發使用者界面。
- 本案例利用 3DModeller 軟體進行逆推時之三維逆推參數：
  - 東西及南北兩方向的網格間距為 100 m。
  - 垂直方向之網格間距為 50 m。
  - 總計 9,884,160 個網格(包括向外延伸的網格)。
  - 經過 310 次疊代後，均方根誤差由起始的 30.08 nT 降至 3.06 nT，獲得的地下磁感率模型(magnetic susceptibility model)，並以不同方位切面(切面深度達-10,000 m)，反映地下磁性構造與岩性。
  - 據此分析並比較磁感率等值面(iso-surface)的 3 維空間分布，呈現出內陸的花崗岩體，與其東南側臨海的花崗岩體間，有可能深部相連(淺部間夾大理岩體)，其直徑約 14 km，且有向東南傾斜的現象，最大厚度估計約達 4 km 至 6 km。

◆ H區中英文名詞對照說明，請參見圖 3-2之圖說。

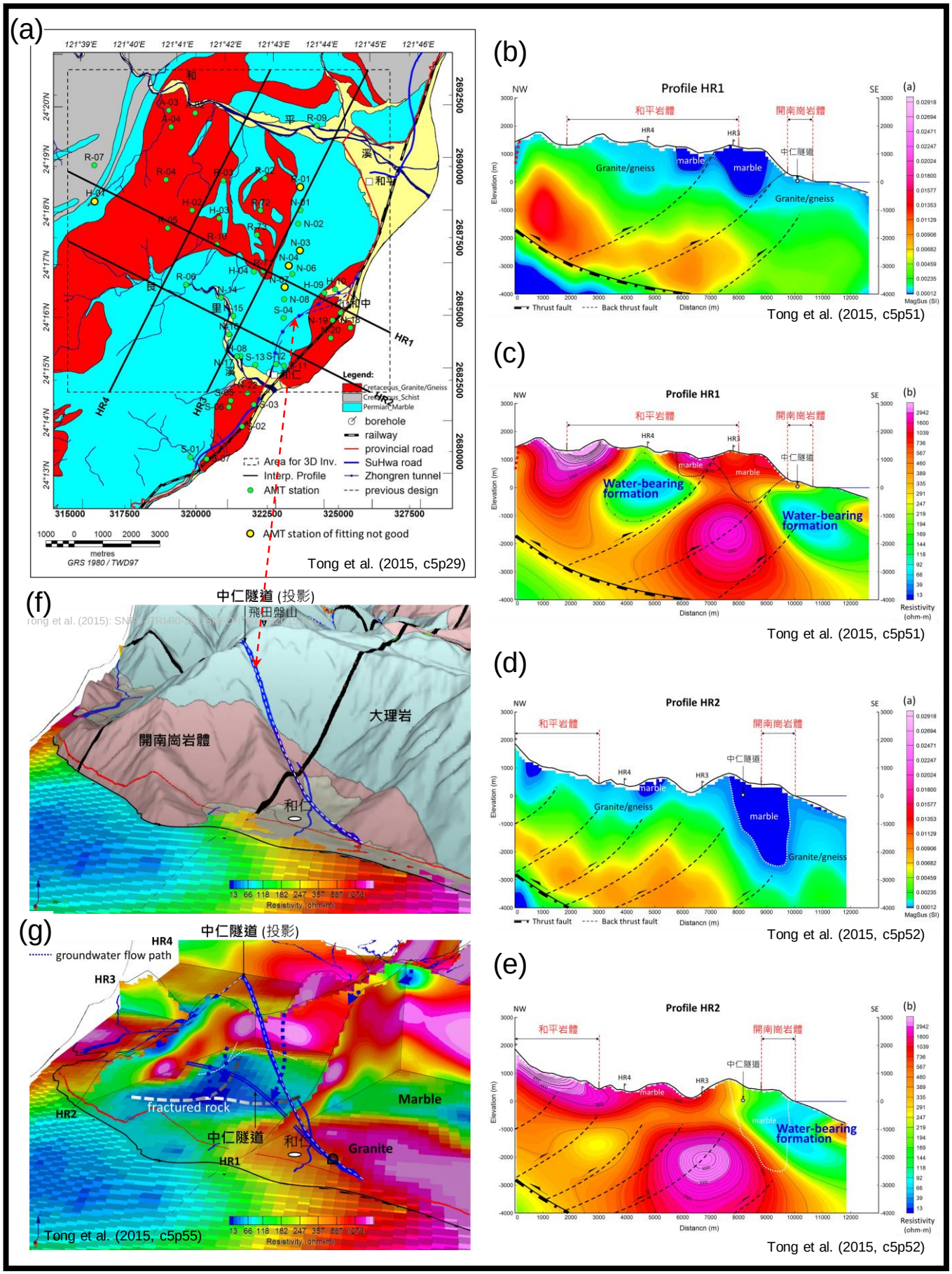


圖 3-23：H區中仁隧道周圍磁感率及電性構造解釋

註解：

(a) 和仁地區AMT測點及解釋剖面分布圖(Tong et al., 2015, c5p29)。
- 底圖為五萬分之一地質圖。
- 藍色線為中仁隧道規劃路線。
- 綠點及黃點均代表 AMT 測點位置。
- 黃點代表 AMT 資料品質較差的位置；可能受高壓電線干擾影響。

(b) HR1剖面磁感率剖面圖(Tong et al., 2015, c5p51)。
- 解析深度可達數十公里，可獲得岩體尺寸規模資訊。

(c) HR1剖面電阻率剖面圖(Tong et al., 2015, c5p51)。
- 解析深度約 5 km，以花崗岩體內導水構造為主要解析標的。
- 本剖面由西北向東南呈現高低電阻的交錯分布，對應地表地質露頭資料研判，高電阻區域可對應為花崗片麻岩，而低電阻地層則對應為大理岩，岩體之接觸界面均呈現向西北傾斜。
- 西北端之花崗片麻岩體，結構完整並與其東側的大理岩傾向西北往地下深部延伸。
- 東南端之花崗片麻岩體與大理岩似乎僅分布於深度約-2,000 m 內，地下深部區域之地層則呈現中高電阻特徵，推測本剖面深部可能仍具有花崗片麻岩質的基盤存在。

(d) HR2 剖面磁感率剖面圖(Tong et al., 2015, c5p52)。

(e) HR2 剖面電阻率剖面圖(Tong et al., 2015, c5p52)。
- 剖面深度約 5 km。
- 以地表地質露頭資料作為控制點，高電阻對應花崗片麻岩或大理岩，但花崗片麻岩的電阻率通常高於大理岩的電阻率，岩體內的低電阻帶解釋為導水裂隙帶，花崗岩具有較高的磁感率，大理岩則具有低的磁感率。
- 地表和平岩體與開南岡岩體間所夾大理岩之深度約 2 km，其下地層呈現高電阻與磁感率特徵，故推測大理岩下方地層為花崗片麻岩質。
- 以巨觀角度觀察各剖面，各剖面圖上高磁感率與高電阻率地層均有向東南傾斜的特徵，花崗岩體底部因受板塊運動推擠，形成向東南傾斜的逆衝斷層，並造成花崗岩體內一系列向西傾斜的背衝斷層(back thrust)。
- 由各剖面與中仁隧道交會的位置，研判在 HR1 剖面隧道段將通過花崗片麻岩體，而在 HR2 剖面隧道則將通過大理岩體。

(f) 中仁隧道地形立體圖(Tong et al., 2015, c5p55)。
- 圖左下角 x, y, z 分別代表東、北及上方向。
- 本圖產出在 2015 年初(2015 年 1 月)。

(g) 中仁隧道電性構造解釋立體圖(Tong et al., 2015, c5p55)。
- 圖左下角 x, y, z 分別代表東、北及上方向。
- 依據 AMT 逆推結果，推估隧道南口往北 800 m 至 2,700 m 間為大理岩。
- 中仁隧道所穿越的飛田盤山，東側為開南岡岩體，西側為大理岩，由於兩側岩體強度的差異性，在地體構造活動過程中容易因應力集中，在岩層界面一帶形成剪裂破碎帶而成為地下水流通管道。
- 分析飛田盤山內岩層電性的三維分布，顯示飛田盤山內岩層具低電阻的導水構造特徵，山上的天水可能自岩層破裂向下流動，並可能與中仁隧道相交於兩處，概略位於隧道中段的南北兩側。
- 本圖產出在 2015 年初(2015 年 1 月)。當時中仁隧道剛開始進行挖掘，2015 年 12 月隧道開挖至預定里程，實際的岩體界面與湧水位置，與本調查結果誤差僅約數十公尺，結果大致相符。

◆ H 區中英文名詞對照說明，請參見圖 3-2 之圖說。

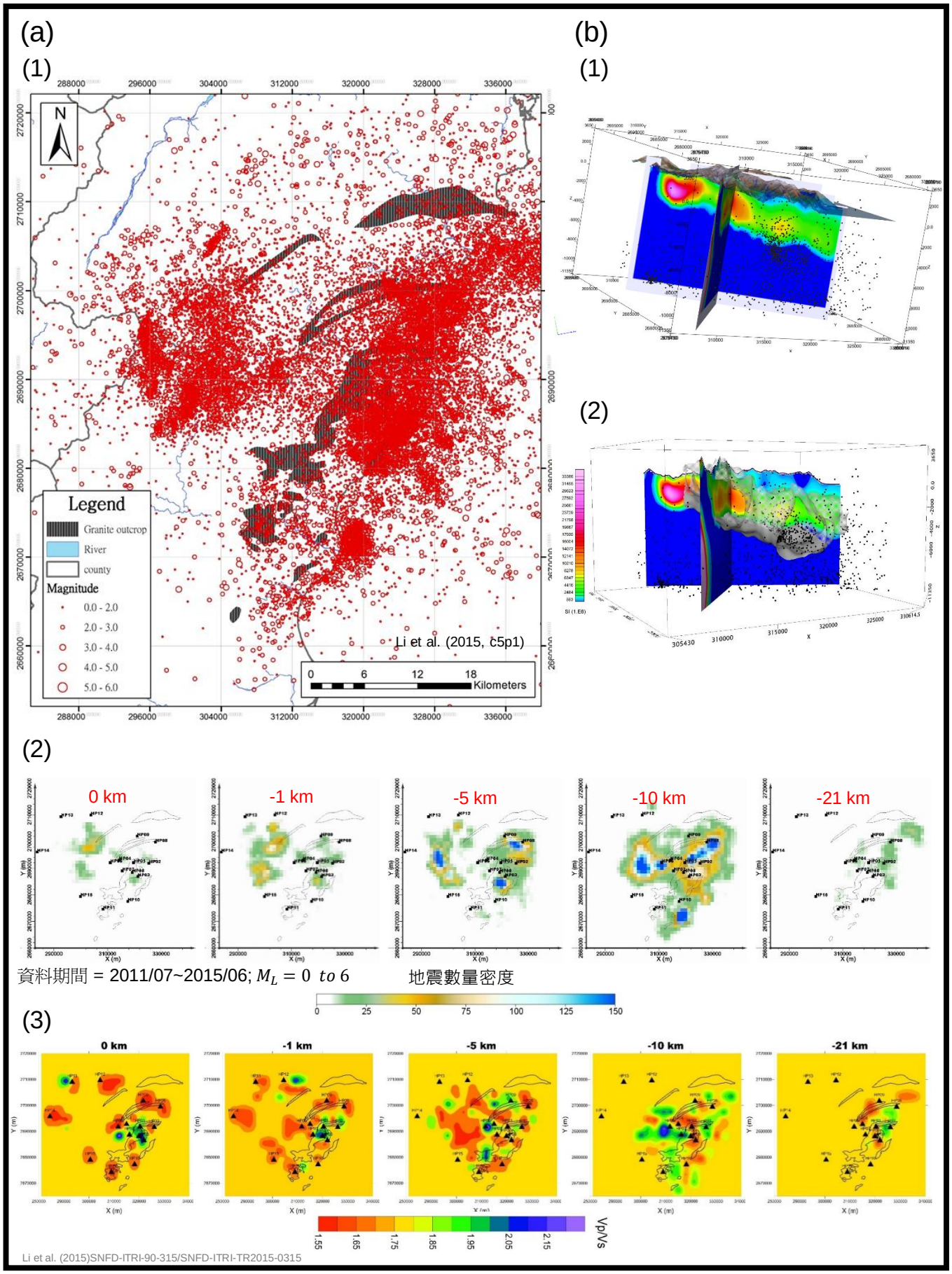


圖 3-24：H區微震分布圖及和平與開南岡岩體周圍之地震震源分布圖

註解：

(a) H區地震分布與速度構造：

(1) H區震央分布圖。

(2) H區地震密度等高程圖套疊地震觀測站分布。

(3) H區縱波/橫波速度比(Vp/Vs)比值等高程圖套疊地震觀測站分布。

- H區地震密集帶可分為：
  - 花崗岩體西側之地震叢集。
  - 花崗岩體東側邊界沿海岸線一帶的地震叢集。
- 西側地震叢集(Li et al., 2015, c5p1)：
  - 西側地震密集帶之震源深度，大多集中在深度 4 km 至 16 km 之淺部地殼，規模大多小於 M_L 2。
  - 此地震群可能肇因於高磁力基盤(海洋板塊)與較軟弱岩體(如蛇綠岩系或板片岩類)接觸應力集中之破裂行為有關。
- 東側地震叢集(Li et al., 2015, c5p1)：
  - 東側地震密集帶之震源深度明顯較深，且大多集中在深度 8 km 至 20 km 間。
  - 此地震密集帶有明顯的北北東-南南西之線形特徵，位於海岸山脈與中央脊樑山脈之縫合帶向北延伸之地帶，地震多發生於和平溪口南北海岸線。
  - 此區域地震成因及分布型態，與板塊邊界覆瓦狀構造模式及應力集中有關。
- 資料註解：
  - 微震站共 15 站。
  - 地震觀測資料期間為 2011 年 7 月至 2015 年 6 月。
  - 地震規模 M_L 介於 0 至 6 間。
  - 震央定位及波速逆推方法為 TomoDD (Double-Difference tomography method) (Zhang and Thurber, 2003)。
  - 坐標投影方式為 GRS1980/TWD97。
  - 震波紀錄選取：
    - 透過對比及波相分析，挑選 P 波與 S 波時間差小於 10 秒之地震事件，進行後續分析。
    - 使用地震資料分析軟體(Seismic Analysis Code, SAC)，對每一截取地震檔案進行分析與處理，研判 P 波及 S 波到時(arrival time)及其誤差量、振動時間長度、初動方向等定位相關參數。

(b) H區和平岩體與開南岡岩體周圍之地震震源分布圖：

(1) 震源分布套疊磁感率剖面圖：

- 花崗岩體內的震源分布較少，且地震規模多低於 3，部分震源主要分布於特定構造面，該構造面之左側岩體投影至地表為和平岩體，右側為開南岡岩體。

(2) 震源分布套疊和平地區磁感率等值面：

- 圖中灰色等值面所包覆的空間範圍，代表和平及開南岡岩體的可能分布範圍；請參照圖 3-22-d, -e, -f 的相關說明。
- 在圖中灰色等值面所包覆的空間範圍，和平岩體在左側、靠內陸，開南岡岩體在右側、臨海。
- 震源主要分布於花崗岩體與其圍岩(包括片岩、大理岩等)的接觸帶，及其圍岩內部。
- 花崗岩體內的震源分布較少，且地震規模多低於 3，部分震源主要分布於特定構造面，該構造面之左側岩體投影至地表為和平岩體，右側為開南岡岩體。
- 該震源密集之構造面的存在，推測可能因開南岡岩體(右側臨太平洋)具明顯下陷的特性(圖 3-17)有關。

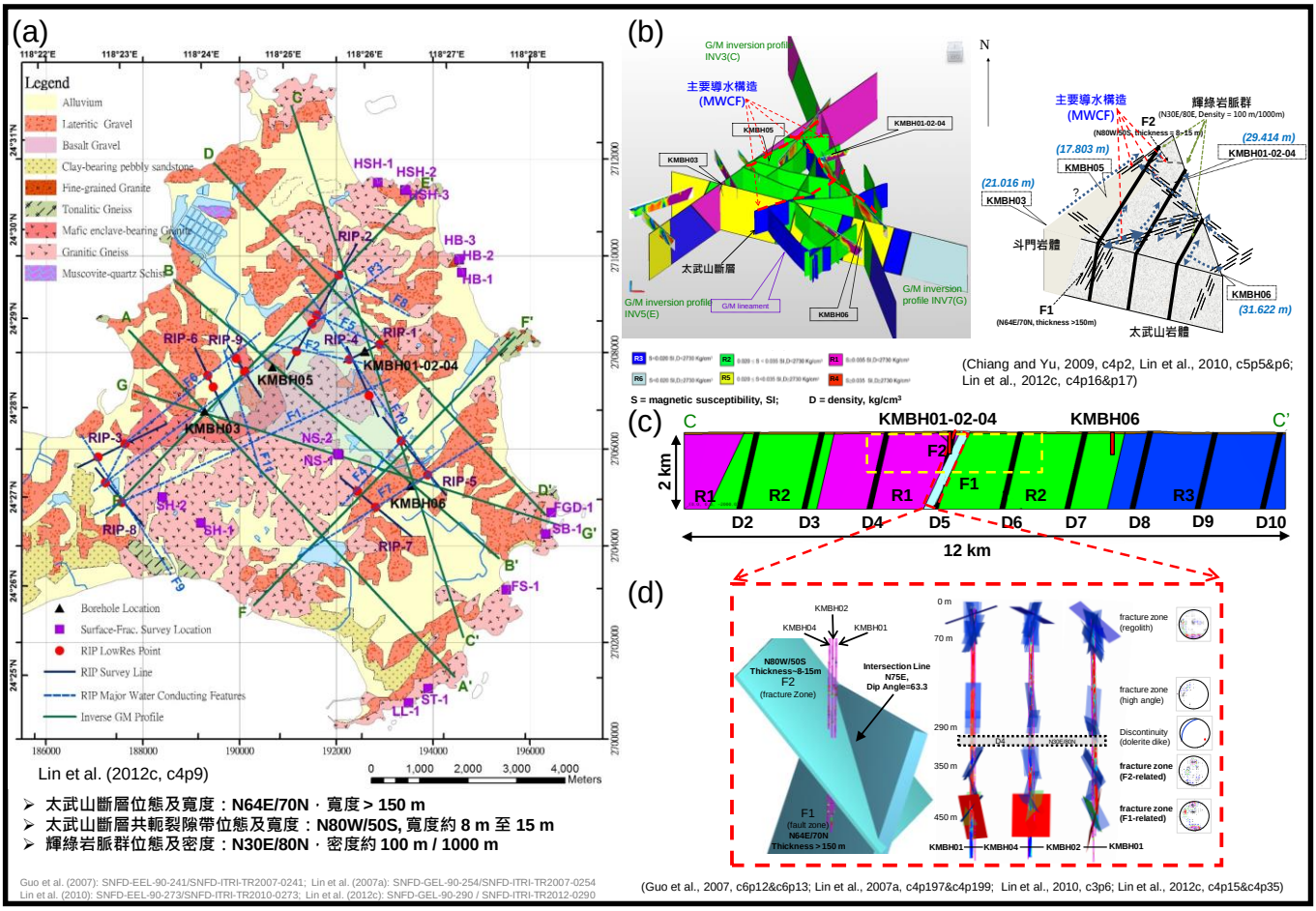


圖 3-25：K區地質剖面及水文地質概念模式

註解：

(a) K區地質圖及1999年至2010年調查地點位置圖(Lin et al., 2012c, c4p9)；AA' 至GG'為展示剖面線。

(b) K區東部KMBH03-06剖面朝南之之水文地質概念模式展示圖，及導水構造流向示意圖(Lin et al., 2010, c5p5&p6; Lin et al., 2012c, c4p16&p17)：

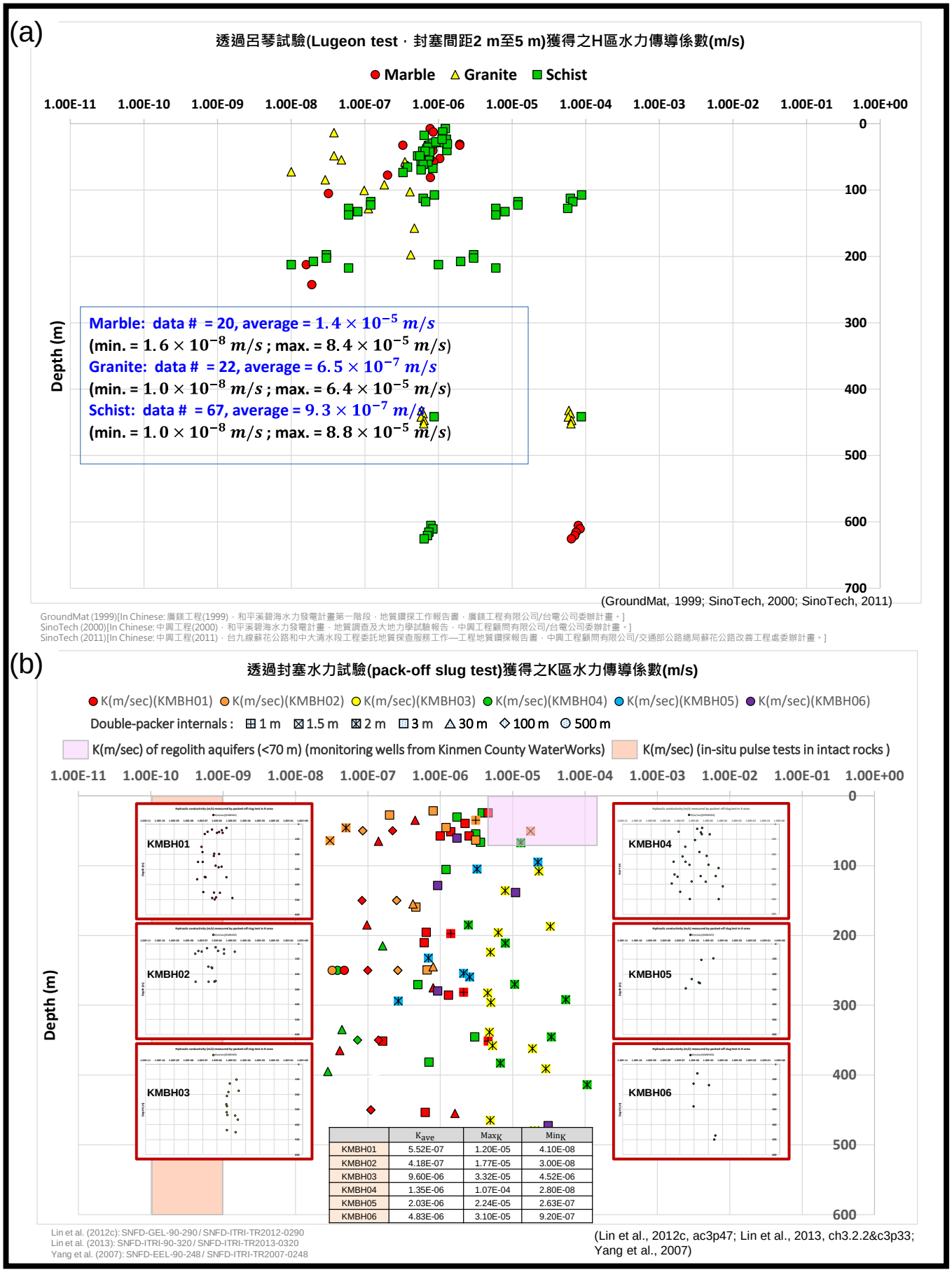
- 其三角形區域所對應的位置，請參考圖(a)。

(c) 對應左圖C-C'剖面的重磁力逆推剖面構造及岩性變化圖(Guo et al., 2007, c6p12&c6p13; Lin et al., 2010, c3p6; Lin et al., 2012c, c4p15)：

- S為磁感率(單位SI)；D為密度(單位 kg/cm^3)。
- 重、磁逆推剖面深度為2 km，顏色分帶反映不同岩性。

(d) KMBH01-02-04之裂隙空間分布與跨孔地電阻影像剖面比較圖(Lin et al., 2007a, c4p197&199; Lin et al., 2012c, c4p35)：

- 紅色虛線框線內之左側圖，顯示太武山斷層與鑽井關係。
- 紅色虛線框線內之右側圖，顯示KMBH01-02-04之裂隙分布，隨深度變化特性，與跨孔地電阻間的關係。
- 裂隙空間分布均通過低電阻帶上(跨孔地電阻剖面中藍色及綠色影像所示)，顯示符合地球物理調查裂隙含水層的低電阻物性。
- 根據鑽井位置獲得裂隙面位於約350 m深度者，為太武山斷層帶分支之裂隙帶；約450 m為太武山斷層頂面(位態為N64°E/70°N)。



	K_{ave}	Max_K	Min_K
KMBH01	5.52E-07	1.20E-05	4.10E-08
KMBH02	4.18E-07	1.77E-05	3.00E-08
KMBH03	9.60E-06	3.32E-05	4.52E-06
KMBH04	1.35E-06	1.07E-04	2.80E-08
KMBH05	2.03E-06	2.24E-05	2.63E-07
KMBH06	4.83E-06	3.10E-05	9.20E-07

圖 3-26：臺灣本島及離島結晶岩體之裂隙帶的水力傳導係數數值範圍

註解：

(a) H區結晶岩體裂隙帶之水力傳導係數隨深度分布情形：

- 資料來源：GroundMat (1999), SinoTech (2000), SinoTech (2011)。

(b) K區花崗岩體裂隙帶之水力傳導隙數隨深度分布情形：

- KMBH01 至 KMBH06 鑽鑿位置的決定，主要係根據地電阻研判結果，選擇可能為主要導水裂隙的位置，亦即 KMBH01 至 KMBH06 之原始鑽探目的，主要在確認地電阻研判結果是否正確。
- 在破裂帶的導水構造中，可預期水力傳導係數會比完整岩體高，且不一定會隨深度遞減；其水力傳導係數主要取決於其破裂程度與連通性。
- 除了 KMBH05 外，裂隙水力傳導係數值(Lin et al., 2012c, ac3p47)，並無明顯隨深度的增加而有遞減之現象。
- KMBH05 的鑽鑿位置，因用地取得有困難，其鑽鑿位置往南偏離約百米，岩心相當完整，其孔內水力傳導係數，呈現隨深度降低的趨勢。
- 針對導水特性較差的裂隙段，亦進行 9 段雙封塞水力試驗，礙於時間尺度，僅能估計其數值小於 10^{-9} m/s (Lin et al., 2013, c3.2.2)，略大於室內完整岩塊的水力試驗值(3.2×10^{-11} m/s)(Yang et al., 2007, c3p15)。
- 4 組孔內脈衝示驗結果顯示，水力傳導係數值約介於10^{-10} m/s 至10^{-9} m/s 之間(Lin et al., 2013, c3p33)。

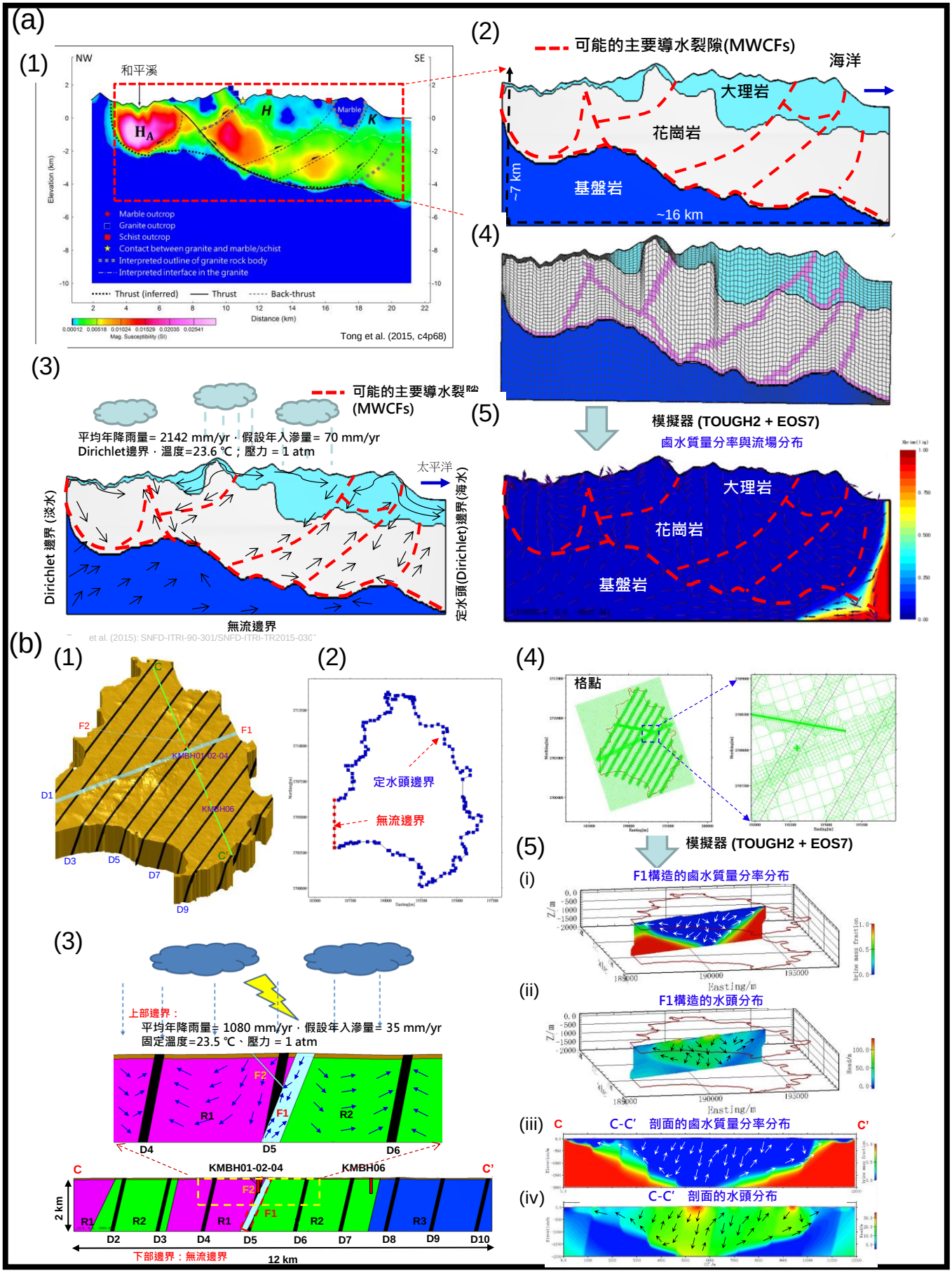


圖 3-27：臺灣本島及離島結晶岩地區之地下水流場模擬範例

註解：

(a) 臺灣本島結晶岩區地下水流場模擬範例：

(1) H區磁感率所解析的地下岩體及構造分布(圖 3-22-(e))之剖面L3的磁感率剖面圖(Tong et al., 2015, c4p68)。

(2) 模擬範圍：

- 大理岩：K=1E-9 m/s (緻密岩體假設值)
- 花崗岩：K=1E-10 m/s (假設值)
- 基盤岩：K=1E-11 m/s (假設值)
- 可能的主要導水裂隙：K=1E-7 m/s (假設值)
- 風化層：厚度 70 m，K=1E-7 m/s (假設值)

(3) 邊界條件設定：

- 左邊界：Dirichlet 邊界，淡水水頭
- 右邊界：Dirichlet 邊界，海水水頭
- 底部邊界：無流邊界
  - 上部邊界 1：假設入滲率 70 mm/yr
  - 上部邊界 2：使用花蓮地區平均降雨量與地表溫度：
    http://stat.motc.gov.tw/mocdb/stmain.jsp?sys=100&funid=b8104
    http://stat.motc.gov.tw/mocdb/stmain.jsp?sys=100&funid=b8101

(4) 使用格點：4300個

(5) 模擬結果：

- 模擬器：TOUGH2-EOS7, 2 維模擬
- 鹵水質量分率定義為(鹵水質量)/(鹵水質量+淡水質量)

(b) 臺灣離島結晶岩區地下水流場模擬範例：

(1) 模擬範圍：

- F1：主要導水裂隙，N64°E/70°N，寬度 200 m, K = 5E-6 m/s
- F2：主要導水裂隙，N80°W/50°S，寬度 20 m, K = 5E-6 m/s
- D1-D10：水流障壁 (岩脈), N30°E/80°N, 寬度 100 m, K = 1E-11 m/s
- 母岩(土黃色)，K = 1E-10 m/s
- 風化層(不在圖中)，厚度 70 m，K = 1E-5 m/s
- KMBH0#：鑽井編號

(2) 側邊邊界條件設定。

(3) 上部與底部邊界條件設定。

(4) 格點：非結構性網格，總格點數約1百萬。

(5) 模擬結果：

(i)：F1中的鹵水質量分率分布

(ii)：F1的水頭分布

(iii)：C-C'剖面的鹵水質量分率分布

(iv)：C-C'剖面的水頭分布

- 鹵水質量分率與水頭分布在 F1 構造中呈現碗型
- 鹵水質量分率與水頭分布在 C-C'剖面中都受到水流障壁影響
- 在 TOUGH2 裡，鹵水質量分率定義為(鹵水質量)/(鹵水質量+淡水質量)

- 模擬器：TOUGH2: EOS7。

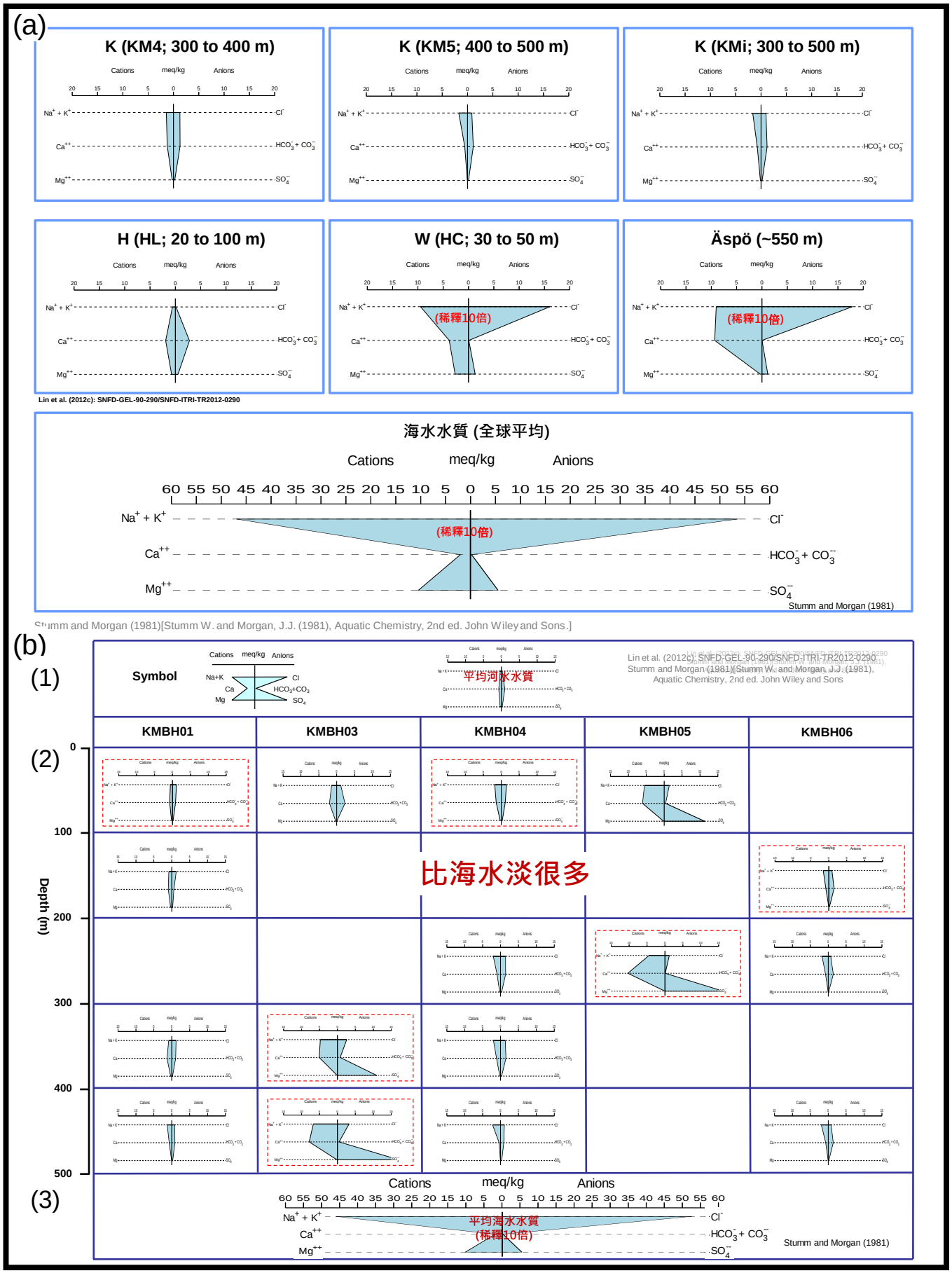


圖 3-28：臺灣不同花崗岩地區之地下水平均水質的Stiff分布圖

註解：

(a) 臺灣不同花崗岩地區之地下水平均水質的Stiff分布圖。

- 各地下水之詳細平均水質數據，請參考技術支援報告(1)，t3.16。
- WC及Äspö為其原始平均水質稀釋10倍之Stiff圖。
- 下圖為全世界平均海水水質(Stumm and Morgan, 1981, p567)稀釋10倍的Stiff圖。

(b) K區深層地下水水質之Stiff分布圖。

(1) Stiff圖之參數分布位置定義說明，及全球平均河水的Stiff圖(Faure, 1991, p442)。

- 所有離子的濃度均為當量濃度，meq/kg of GW。
- Stiff圖的左側，由上而下，分別為Na+K、Ca、Mg離子的當量濃度。
- Stiff圖的右側，由上而下，分別為Cl、$HCO_3^- + CO_3^{-2}$、SO_4^{-2}離子的當量濃度。

(2) K區孔內深層水質之Stiff圖。

- 水質分析詳細數據，請參考SNFD-ITRI-2016-0002-t3.17。
- 紅色虛框代表其水質分析結果未達離子平衡(大於15%)。

(3) 全世界平均海水水質(Stumm and Morgan, 1981, p567)稀釋10倍的Stiff圖。

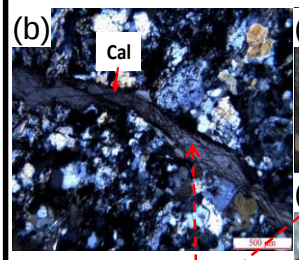
- 因海水離子濃度相對較大，必須稀釋10倍，方能在同一張圖呈現。

(a)

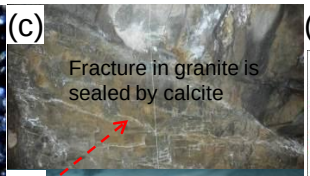
新鮮岩樣的主要礦物相*1			
		H area	K area
Mineral Phase	Formula	Volume %	Volume %
Quartz	SiO_2	30	35
K-feldspar*3	$KAlSi_3O_8$	20	45
Plagioclase		20	15
Anorthite*4	$CaAl_2(SiO_4)_2$	3 (20*0.15)	11.85 (15*0.79)
Albite_low*4	$NaAlSi_3O_8$	17 (20*0.85)	3.15 (15*0.21)
Biotite		10	5
Annite*5	$KFe_3AlSi_3O_{10}(OH)_2$	6 (10*0.60)	3.75 (5*0.75)
Phlogopite*5	$KAlMg_3Si_3O_{10}(OH)_2$	4 (10*0.40)	1.25 (5*0.25)
Muscovite	$Al_3Si_3O_{10}(OH)_2$	10	-
Calcite	$CaCO_3$	4	-
Epidote	$Ca_2FeAl_2Si_3O_{12}OH$	5	-

H區花崗岩被大理岩與片岩包圍

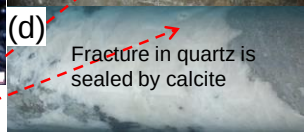
(b)



(c)

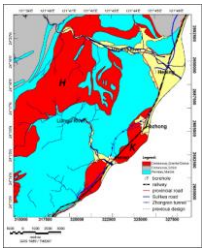


(d)



裂隙中的方解石沉澱

(e)

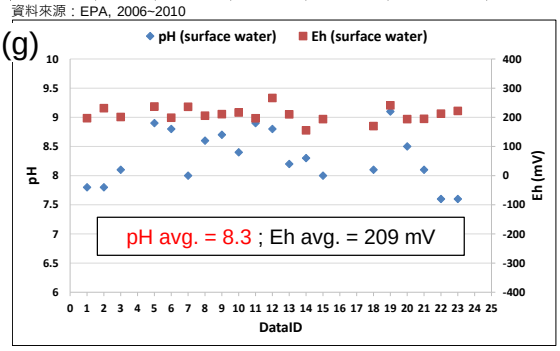


(f)

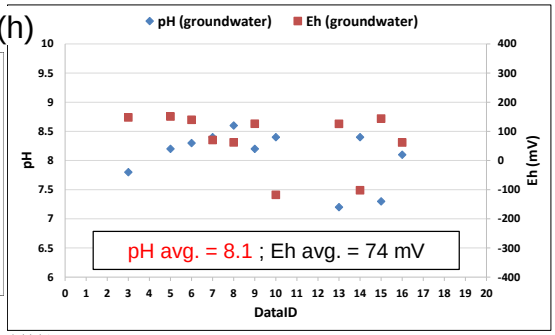
Year	pH	DO	BOD	S.S.	NH3-N	T.P.
		ppm	ppm	ppm	ppm	ppm
2006	8.3	8.9	1.9	1251	0.04	0.60
2007	8.2	9.4	1.8	1194	0.04	0.87
2008	8.2	9.0	1.4	1501	0.07	0.53
2009	8.2	8.8	1.4	923	0.03	0.37
2010	8.3	9.1	2.6	796	0.03	0.47

資料來源：EPA, 2006~2010

(g)



(h)



資料來源： Central Geological Survey, 2013

圖 3-29：H區化學緩衝能力

註解：

(a) 臺灣本島花崗岩(H區)及離島花崗岩(K區)之典型岩心礦物組成。

(b) 照片：和平地區深井岩心(HCBH01)的顯微鏡片，顯示方解石(calcite)沉澱/填於花崗岩裂隙中。

(c) 照片：方解石沉澱/充填於花崗岩隧道面的裂隙中；拍攝地點：溪畔隧道。

(d) 照片：方解石沉澱/充填於花崗岩岩心(白沙橋)的石英脈裂隙中；與鹽酸反應生成氣泡，岩心來源：燕子口。

(e) 和平地區地質圖。

- 紅色地區代表花崗岩體出露地區。
- 藍色地區代表大理岩出露地區。
- 灰色地區代表片岩出露地區。

(f) 和平溪水質現地監測資料(EPATW, 2014)：

- 監測資料顯示和平溪在5年(2006年至2010年)期間，其pH質均保持在約8.2至8.3間，非常穩定。

(g) 臺灣東北部(花蓮北部地區)地表水(河水)之pH、Eh分布圖(CGS, 2013a, c3p44 & p47)：

- 資料表達方式[pH、Eh]。

(h) 臺灣東北部(花蓮北部地區)地下水(≤100 m)之pH、Eh分布圖(CGS, 2013a, c3p45 & p48)：

- 資料表達方式[pH、Eh@採樣深度]。
- 部分地點，雖然深度不深(≤100 m)，但已屬相對還原環境(Eh小於0)。
- 和平地區的地下水水質受方解石主控(緩衝)，極易在裂隙中產生沉澱/充填，進而阻塞裂隙；方解石的主要來源為花崗岩的廣大圍岩(大理岩)。

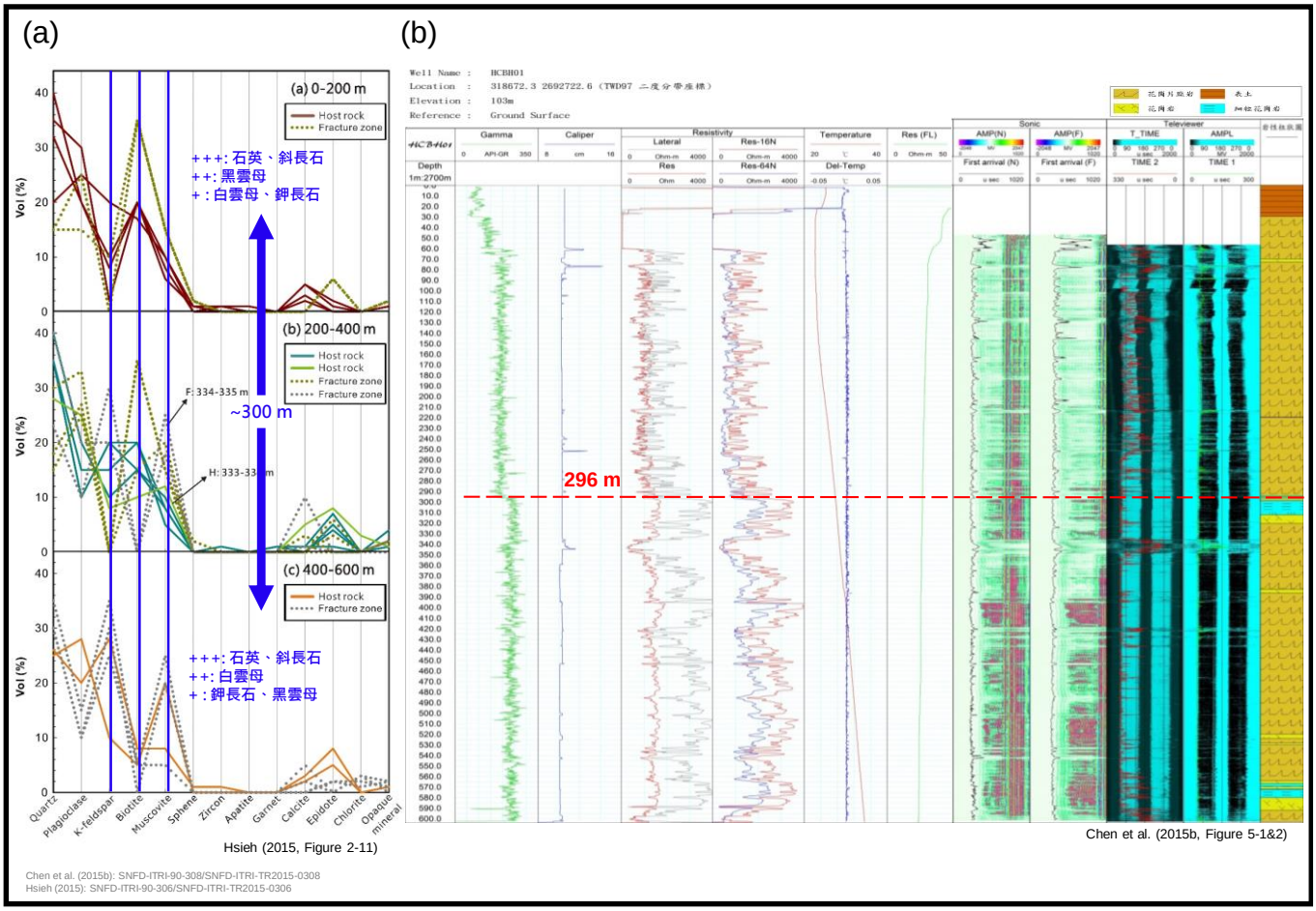


圖 3-30：HCBH01不同深度岩心之礦物組成及地球物理井測圖

註解：

(a) HCBH01不同深度岩心之礦物組成(Hsieh, 2015, f2.11)。

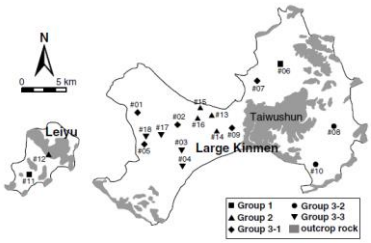
(b) HCBH01地層特性之地球物理井測及超音波電視井錄圖(Chen et al., 2015b, f5.1 & 2)：

- 深度 296 m 處具有岩體物性的明顯分界，區分為上下區段，可能為岩體岩性變化或構造剪切作用有關。
- 研判於深度 296 m 以上，屬於剪切帶範圍，自 296 m 以下則逐漸遠離剪切帶，岩體大致上屬於比較完整的型態(Chen et al., 2015b, c6p2)。

(a)

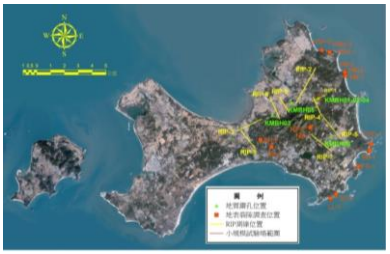
淺層地下水(微洗井或貝勒管取樣)

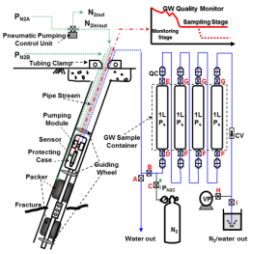




(b)

深層地下水(封塞取樣)





(c)	T	Eh	pH	EC	HCO3	Cl	SO4	Na	K	Ca	Mg	Fe
	℃	mV		mS/cm	ppm	ppm	ppm	ppm	ppm	ppm	ppm	ppm
Shallow Groundwater (<50 m)												
Min		165	4.6	79		21.0	1.0	11.0	0.5	2.5	1.0	0.10
Max		507	7.1	1051		201.0	109.0	104.0	8.9	67.6	27.0	15.30
Ave		360	5.6	407		77.7	25.1	44.2	2.8	19.6	10.2	3.36
Deep groundwater (300 ~ 500 m)												
Min	29	-478	6.9	280	46.6	22.6	3.5	17.2	1.3	5.9	0.3	0.06
Max	32	-14	9.8	438	93.3	47.4	15.0	49.5	7.1	26.8	3.7	0.77
Ave	31	-339	8.6	345	71.0	34.6	9.9	36.0	3.6	15.1	1.6	0.43

- 淺層地下水(貝勒管取樣)，18組數據引用自Liu (2008)
- 深層地下水(封塞取樣)，7組數據取自KMBH01, KMBH04和KMBH06 (300 m至500 m)

(Liu et al., 2008; Lin et al., 2012c, ac4p41)

Lin et al. (2012c): SNFD-GEL-90-290/SNFD-ITRI-TR2012-0290
Liu et al. (2008)[Liu, C.-W., Jang, C.-S., Chen, C.-P., Lin, C.-N., and Lou, K.-L. (2008), Characterization of groundwater quality in Kinmen Island using multivariate analysis and geochemical modeling, Hydrological Process, Vol. 22, pp. 276-383.]

圖 3-31：K區淺層及深層地下水質特性

註解：

(a) 淺層地下水之取樣地點及方法示意圖。

(b) 深層地下水之取樣地點及方法示意圖。

(c) 淺層及深層地下水值彙整表：

- 淺層地下水(小於 50 m)水質，取自民用水井(Liu et al., 2008)。
- 深層地下水(300 m 至 500 m)水質，取自孔內封塞段(Lin et al., 2012c, ac4p41)。

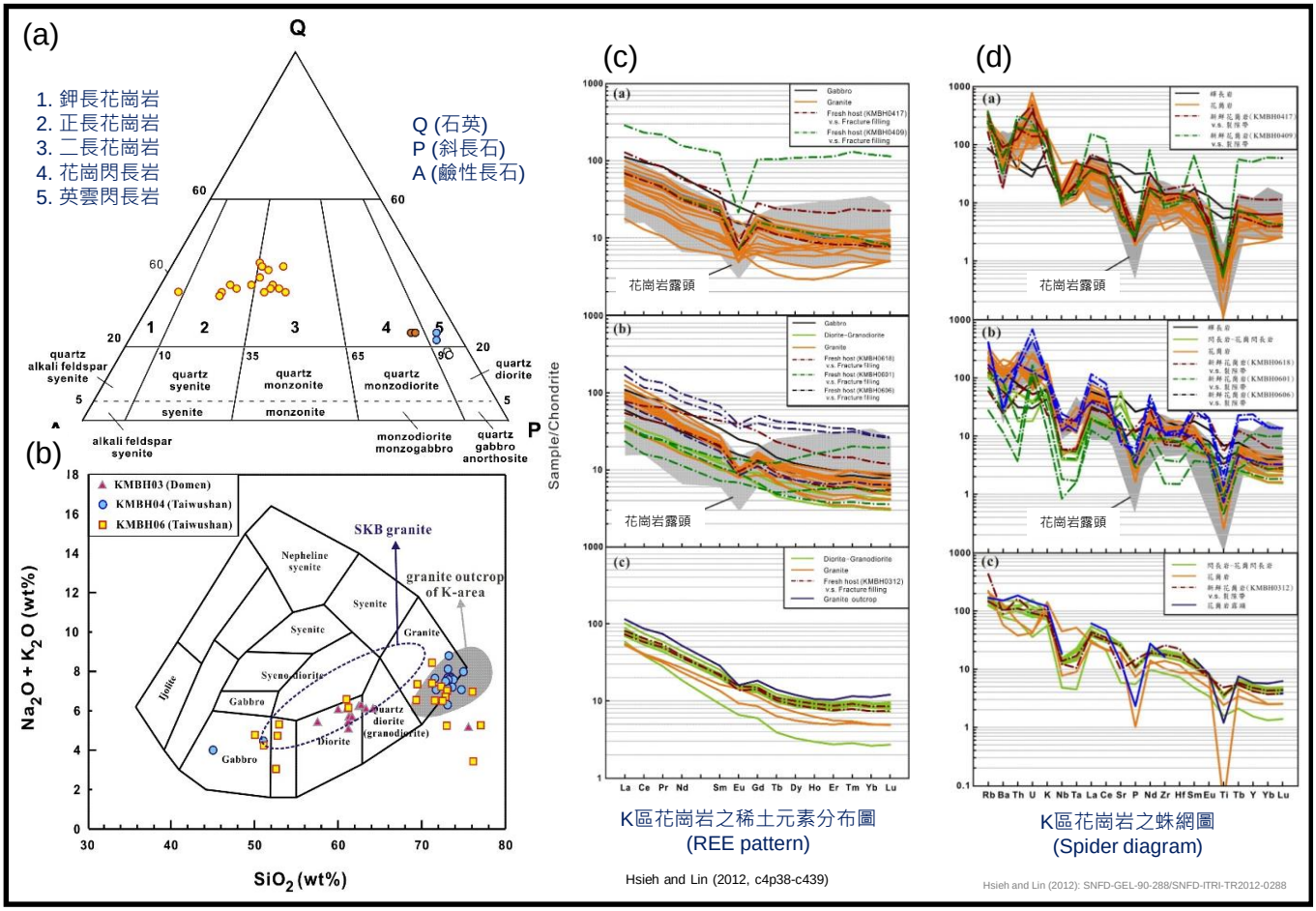


圖 3-32：K區花崗岩岩心之化學組成及分類

註解：

(a) 岩性分類QAP圖。

(b) 岩性分類TAS圖 (Hsieh and Lin, 2012, f4.9)。

- TAS: Total Alkaline versus Silica diagram (Cox et al., 1979, p42-82)
- TAS圖是根據全岩粉末地球化學之主要元素分析中的SiO_2、Na_2O與K_2O含量，所建立之火成岩岩性鑑別圖。
- 利用TAS圖，可以明確分類未知火成岩樣本的詳細岩性，並與不同地區之岩石進行比對，以了解岩石的地化特性。

(c) 隕石標準化稀土元素分布圖 (Hsieh and Lin, 2012, f4.11)：

- 在稀土元素總含量上，裂隙帶都明顯富集。
- 推論是受到蝕變作用下，易遷移性元素被溶解帶離，但稀土元素仍保留並相對富集。

(d) 原始地函標準化不相容元素分布圖 (Hsieh and Lin, 2012, f4.12)：

- 裂隙帶相較於新鮮花崗岩的微量元素分布，呈現某些稀土元素富集現象。
- 顯示裂隙中因長期岩–水反應結果，含可吸附La、Ce、Sm、Nd等元素的次生礦物(如風化產生的絹雲母、高嶺石、黏土及方解石等次生礦物) (Hsieh and Lin, 2012, c4p20-c4p22)。

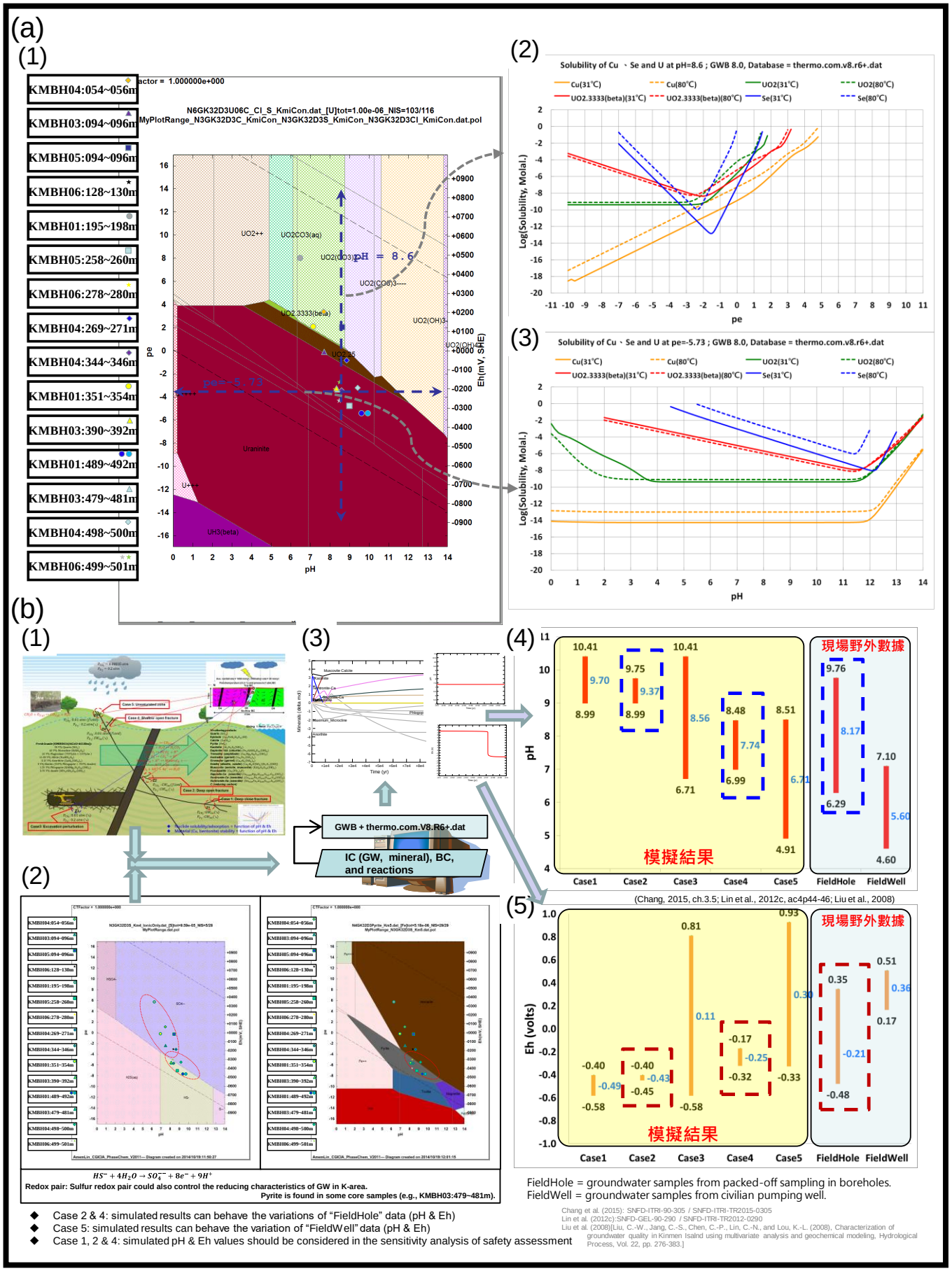


圖 3-33：化學環境演化與核種穩定性關聯性示意圖

註解：

(a) 核種理論溶解度與pH及Eh關係示意圖：

(1) U元素在32 ℃及KM5水質條件下的Eh-pH穩定相圖。

- 橫軸為 pH，右邊縱軸為氧化還原電位(Eh, mV)，左邊縱軸為 pe；pe 為氧化還原電位的一種表達方式。
- 32 ℃為 KM5 平均水質的平均溫度。
- KM5 係 K 區 400 m 至 500 m 深度的平均水值條件(SNFD-ITRI-2016-0002-t3.17)。
- Eh-pH 相圖的繪製係使用計畫內部自行開發之 PhaseChem 程式，並採用與反應路徑模擬所使用之地化軟體(GWB)的相同熱力學資料庫(thermo.com.V8.R6+.dat)，並假設各離子活性等於離子濃度，亦即，不考慮活性係數的影響。
- Eh-pH 相圖以 10^{-6} mole/L，作為判斷穩定區間的 U 元素溶解度限值。
- 相圖中之各顏色星號位置，為 K 區各孔孔內之各深度所實際量測到Eh及pH數值。
- 由相圖可知，在 K 區的水質條件中，用過核子燃料的主要成分(Uraninite, $UO_{2(s)}$)具有很大的 Eh-pH 穩定區間(深咖啡色區間)，越還原的化學環境越穩定。

(2) Uraninite的溶解度(圖中綠色實線及虛線)，在pH等於8.6條件下，隨pe改變的變化情形：

- 綠色實線為 Uraninite 在 31℃的理論溶解度。
- 綠色實線為 Uraninite 在 80℃的理論溶解度。
- 對應圖 a 可知，一旦 pH 及 pe 數值遠離 Uraninite 的穩定區間時，則其理論溶解度將大幅提高。
- K 區在 300 m 至 500 m 深度之平均水質(技術支援報告(1)，t3.16 之 KMi)的溫度約 31℃、pH 等於 8.6、pe 值等於-5.75.
- 80℃為預期工程障壁系統與天然障壁系統交界間的最高溫度。
- 理論溶解度由 GWB (Geochemist's Workbench®, Version 9) (Bethke, 2008)計算，計算過程採用 thermo.com.V8.R6+.dat 熱力學資料庫。

(3) Uraninite的溶解度，在pe等於-5.73條件下，隨pH改變的變化情形：

- 相關說明，同(2)。

(b) K區地下水pH及Eh之現場水質與反應路徑模擬結果比較圖：

(1) K區反應路徑模擬設計案例：

- 5 種模擬案例：
  案例1：深層封閉裂隙情境(Case 1: Deep close fracture)
  案例2：深層開放裂隙情境(Case 2: Deep open fracture)
  案例3：深層開挖擾動情(Case 3: Excavation perturbation)
  案例4：淺層開放裂隙情境(Case 4: Shallow open fracture)
  案例5：未飽和層情境(Case 5: Unsaturated layer to regolith zone)
  各案例的模擬目的及假設，請參考技術支援報告(1)，附件A，f3.59說明。

(2) K區穩定相圖分析圖範例：

- 左圖為 S 元素的 Eh-pH 穩定相圖。
- 右圖為 Fe 元素的 Eh-pH 穩定相圖。

(3) 岩–水反應路徑模擬示意圖(礦物相組成及水質參數，隨時間的變化情形)。

- 本研究採用 GWB (Geochemist's Workbench®, Version 9) (Bethke, 2008)，進行反應路徑模擬，模擬時間尺度為 1 Ma。
- 針對主要礦物，本研究採用動力反應模擬(kinetic approach)，動力反應參數採 USGS2004-1068 資料庫。
- 其他化學反應，本研究採用平衡反應模擬(equilibrium approach)，平衡反應參數採用 thermo.com.V8.R6+.dat 熱力學資料庫。
- 水質、礦物相、關鍵化學反應(如(2)氧化還原反應的設定)、邊界條件(如圖 3-33-(b)-(1)各案例之氣體逸壓的設定)，是反應路徑模擬的主要輸入參數及設定。

(4) 對應於(1)各案例之反應路徑模擬過程的pH變動範圍，及現地民井及深孔水質之pH數值範圍。

- 詳細模擬過程，請參張育德等(Chang et al., 2015, c3.5)。
- "FieldHole"代表 K 區孔內封塞段的量測數據(Lin et al., 2012c, ac4p44–p46)。
- "FieldWell"代表 K 區民用水井的量測數據(Liu et al., 2008)。

(5) 對應於(1)各案例之反應路徑模擬過程的Eh變動範圍，及現地民井及深孔水質之Eh數值範圍。

- 其他說明，同(4)。

◆ 對應於圖 3-33-(b)-(1)各反應路徑模擬案例之其他水質參數(如主要陰陽離子)的變化情形，請參考 Chang et al. (2015, c3p22-p27)。

◆ 針對處置孔封閉後，其周圍水文地球化學環境可能面臨的 pH 及 Eh 範圍(未受人為因素干擾之導水構造水質；Case1, 2 & 4)，應包含：$6.99 \leq pH \leq 10.41$，-0.58 volts$\leq Eh \leq -0.17$ volts。

- 上述 pH 及 Eh 變動範圍，其所對應的核種溶解度變化(如圖 3-33-(a)-(2)所示)及K_d的變化，應被適度考量在後續的安全評估模擬。
- 根據 K 區 18 組封塞取樣之水質(pH 及 Eh)監測結果顯示，大部份現地水質(pH 及 Eh)均在此模擬範圍內，僅少部份偏離此範圍。

◆ 針對開挖擾動的干擾及影響性，模擬結果顯示，只要完整的回填處置隧道，隧道開挖繞動造成的化學環境干擾，可能僅須數十年時間尺度，即可回復到開挖前的背景值(Chang et al., 2015, c3.5)。

◆ 關於核種化學穩定特性及其溶解度的研究，歷年來已針對處置系統的重要評估對象，包括：用過核燃料主要成分(鈾(U))、關鍵核種(釷(Th)、鎿(Np)、鋂(Am)、鈽(Pu)、硒(Se))，與廢棄物罐主要材質(銅(Cu)與鐵(Fe))，完成上述核種或元素在不同水質條件(純水、W 區地下水及 K 區地下水)下的 Eh-pH 穩定相圖繪製與溶解度的模擬計算(SNFD-ITRI-2002-0513、SNFD-ITRI-TR2003-0203、SNFD-ITRI-TR2005-0222、SNFD-ITRI-TR2012-0289)，以獲取上述核種或元素在特定水質條件下的固態穩定區間及其可能的溶解度範圍，作為用過核燃料處置場化學條件(Eh vs Ph)評選的參考依據，以及核種遷移模擬計算之參考依據。

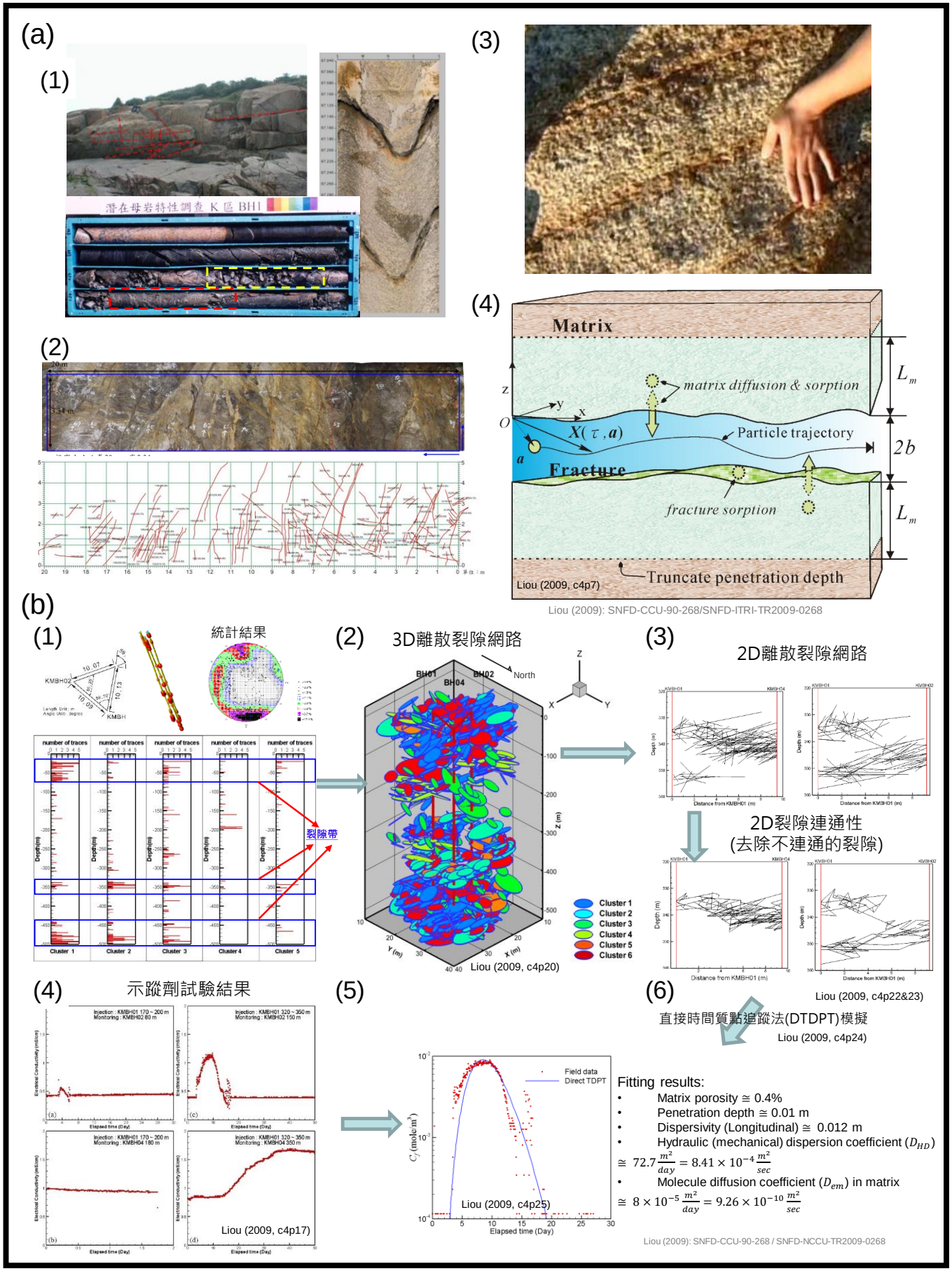


圖 3-34：結晶岩體裂隙量測及跨孔示蹤劑試驗資料解析流程示意圖

註解：

(a) 結晶岩體之導水、阻水構造及圍岩擴散情形示意圖：

(1) 地表及孔內裂隙及量測(黃色虛線框代表太武山斷層斷層(KMBH01@ 448m to 452 m)破裂帶位置，而紅色虛線框代表斷層泥位置)。

(2) 坑道內裂隙及量測。

(3) 圍岩擴散情形。

(4) SFDM模式示意圖。

(b) KMBH01-02-04跨孔示蹤劑試驗之直接時間域粒子追蹤法(DTDPT)模擬結果圖：

(1) KMBH01-02-04裂隙統計分布圖。

(2) KMBH01-02-04周圍之三維離散裂隙網路模擬結果(Liou, 2009, c4p20)。

(3) KMBH01-04及KMBH01-02之二維離散裂隙網路模擬結果，及其對應的流通路徑演算結果(Liou, 2009, c4p22–p23)。

(4) KMBH01-02-04之自然梯度示蹤劑試驗結果(Liou, 2009, c4p17)。

(5) 以DTDPT套配自然梯度示蹤劑試驗結果之模擬結果圖(Liou, 2009, c4p25)。

(6) 以DTDPT套配自然梯度示蹤劑試驗結果之參數套配結果(Liou, 2009, c4p24)。

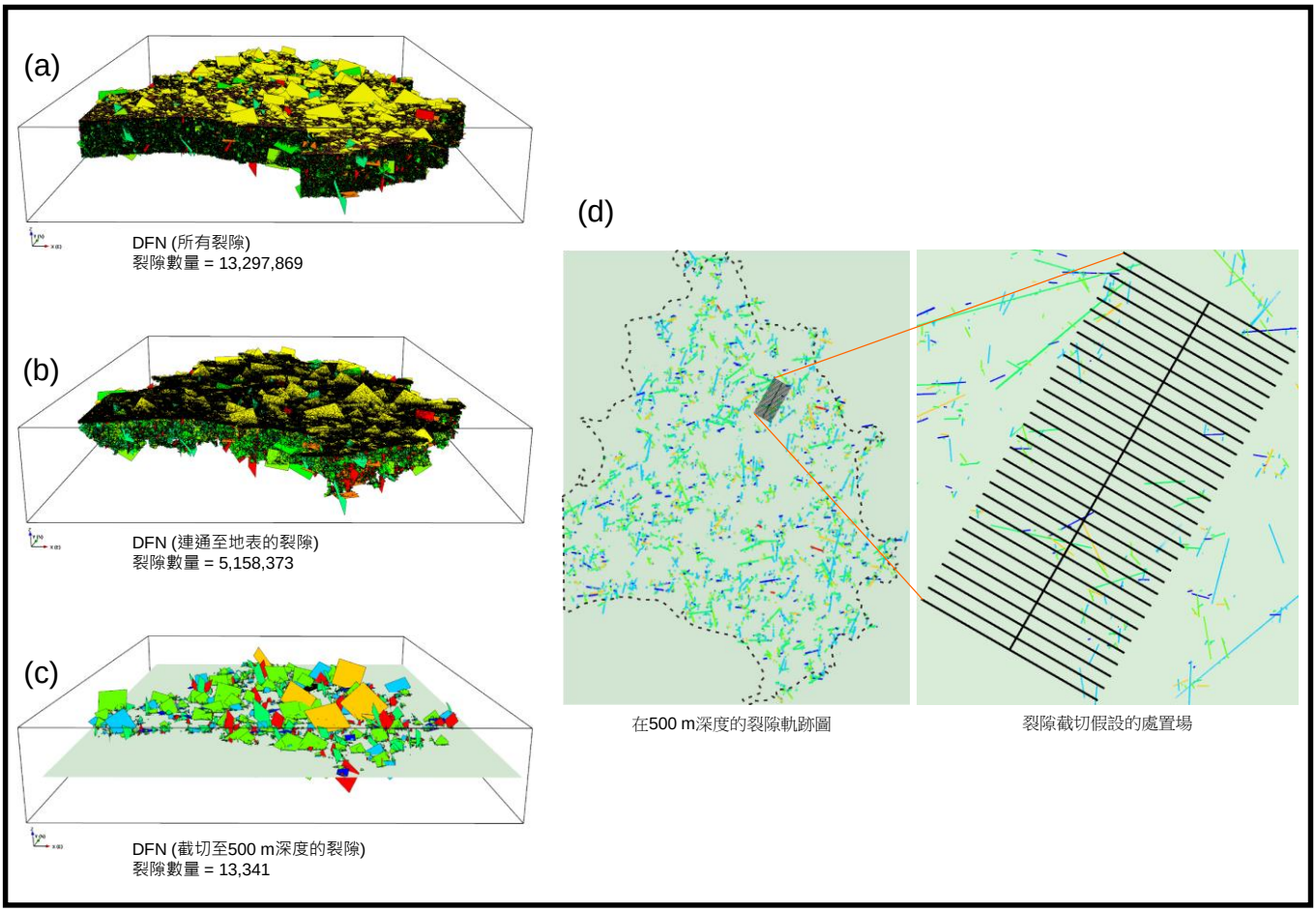


圖 3-35：區域尺度離散裂隙網路之建構模擬範例

註解：

(a) 本案例共產生13,297,869個裂隙。

(b) 本案例所產生13,297,869個裂隙中，有5,158,373個裂隙，可自目標深度(500 m)連通至地表。

(c) 本案例具備連通性的5,158,373個裂隙中，共有13,341個裂隙，截切至目標深度(500 m)。

(d) 本案例截切至目標深度(500 m)之13,341個裂隙，其在500 m深度的裂隙軌跡圖。

◆ 本案例之離散裂隙網路參數集的詳細建構過程，請參考技術支援報告(1)，附件 A，c3.9。

➢ 本案例之離散裂隙網路參數集如下所示，但調整 $r_0 = 0.1$ m及 $r_{min} = 4.5$ m，以測試其收斂穩定性。

➢ 本案例使用商業版離散裂隙網路模擬器 FracMan (version 7.5)，進行 DFN 計算模擬。

➢ 本案例之計算時間約 3 天，計算硬體規格如下：

Workstation	Dell Precision T7600 Workstation Technical Specifications
Processors	Two Intel® Xeon® processor E5-2600 family with six cores
Operating Systems	Genuine Windows® 7 Professional 64-Bit
Chipset / Memory / Graphics / Storage	Intel® C600 series / 128 GB / NVIDIA-Quadro 6000 (6G) / 4 TB

◆ DFN recipe:

(1) Fracture Domain:

(a) FDMA: fracture domain above the depth of 70 m with $P_{32} \cong 2.4\ m^{-1}$

(b) FDMB: fracture domain below the depth of 70 m with $P_{32} \cong 0.3\ m^{-1}$

(2) Fracture Cluster:

Four fracture clusters (sets) are classified for the upper fracture domain (FDMA) with the following statistic characteristics in Pole_Trend/Pole_Plunge/κ of Fisher distribution/$P_{32,rel}$ with $\sum P_{32,rel} = 1$:

(a) Cluster-1 (set-1): 198°/18°/18/26%
(b) Cluster-2 (set-2): 155°/4°/15/24%
(c) Cluster-3 (set-3): 264°/23°/16/18%
(d) Cluster-4 (set-4): 98°/81°/11/32%

Five fracture clusters (sets) are classified for the upper fracture domain (FDMB) with the following statistic characteristics in Pole_Trend/Pole_Plunge /κ of Fisher distribution/$P_{32,rel}$ with $\sum P_{32,rel} = 1$:

(a) Cluster-1 (set-1): 65°/17°/20/15%
(b) Cluster-2 (set-2): 344°/38°/18/24%
(c) Cluster-3 (set-3): 281°/29°/16/30%
(d) Cluster-4 (set-4): 174°/22°/17/10%
(e) Cluster-5 (set-5): 175°/75°/19/21%

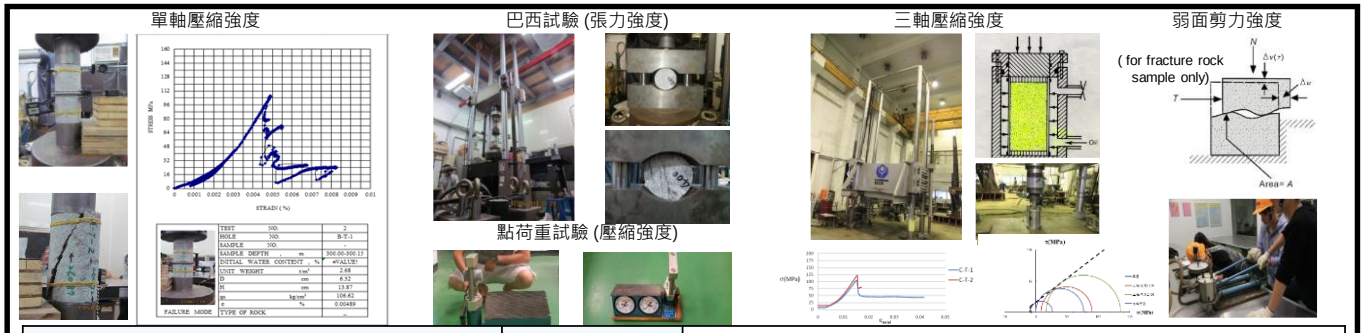
(3) Fracture Location:

A Poisson process (random process) is assumed to generate the location of each stochastic fracture.

(4) Fracture Size:

For the fracture size distribution, a power-law distribution is recommended with the following parameters:

(a) $k_r = 2.6$
(b) $r_0 = 0.05$ m
(c) $r_{max} = 564$ m that is corresponding to a rectangular fracture size of 1,000 m x 1,000 m.
(d) $r_{min} = 5.64$ m that is corresponding to a rectangular fracture size of 10 m x 10 m



Item (Symbol)		Borehole-ID	HCBH01				
		Depth (m)	265~	303~	400~	477~	583~
		Rock	g-gneiss	granite	g-gneiss	g-gneiss	granite
Results @ 25 ℃							
Bulk Density	ρ_b	ton/m^3	2.73	2.68	2.72	2.71	2.69
Specific Gravity	G_s		2.7	2.7	2.7	2.7	2.7
Water Content	ω_n	%	0.27	0.33	0.30	0.31	0.36
Water Absorbility	ω_a	%	0.25	0.32	0.27	0.30	0.34
Porosity	n	%	0.74	0.88	0.80	0.84	0.97
Slake Durability	I_{d2}	(*)	99.2	99.5	98.8	99.3	99.1
Uniaxial compressive strength	q_u	MPa	76.55	106.62	58.66	139.60	128.56
Velocity (compression)	V_p	m/s	2684	2389	2253	2438	2378
Velocity (shear)	V_s	m/s	1613	1518	1430	1524	1398
Dynamic Poisson Ratio	ν_d	(*)	0.39	0.24	0.24	0.28	0.45
Dynamic Elastic Modulus	E_d	GPa	19.67	15.29	13.81	16.11	15.21
Dynamic Shear Modulus	G_d	GPa	7.10	6.18	5.56	6.29	5.26
Static Poisson Ratio	ν_s	(*)	0.25	0.25	0.24	0.25	0.25
Static Elastic Modulus	E_s	GPa	28.92	31.06	25.30	48.53	41.43
Static Shear Modulus	G_s	GPa	11.57	12.42	10.20	19.41	16.57
Cohesion (Triaxial test)	c_p	MPa	16.13	18.04	13.27	18.34	19.94
Friction Angle (Triaxial test)	φ_p	degree	37.68	51.13	44.21	47.41	48.02
Tensile Strength	σ^t	MPa	8.99	8.74	8.62	8.99	8.84
Point Load Index	$I_s(50)$	MPa	1.21	1.19	1.16	1.23	1.21
Cohesion (joint)	c_j	MPa	0.03	0.22	0.56	0.83	0
Friction Angle (joint)	φ_j	degree	28	26	23	21	34
Stiffness	K_s	$kN/mm^2/m$	1.93	6.61	6.24	4.14	10.10

圖 3-36：結晶岩岩樣之力學特性量測過程及結果範例

註解：

◆直剪試驗所使用之正向應力值包含12 KN、18 KN、24 KN、48 KN (1 KN= 1,000牛頓)。

◆各深度試體之三軸試驗圍壓，分別為：

- 265 m ~：1,200 psi、2,400 psi
- 303 m ~：1,200 psi、2,400 psi
- 400 m ~：1,500 psi、3,000 psi
- 477 m ~：1,800 psi、3,600 psi
- 583 m ~：2,300 psi、4,600 psi

◆本報告之岩石力學特性參數，主要由垂直鑽取之岩心經試驗後求得，遵循國際岩石力學學會(ISRM)建議之岩石試驗方法進行測定。詳細試驗步驟詳述於(Chen et al., 2015, c5p1-c5p4)。

◆由於剪力波波速(V_s)在動彈性試驗中因受限於圓柱形試體之形狀限制，且實際岩石試體很難滿足均質、等向且符合彈性材料行為的重要假設，故依據理論公式(Goodman, 1989, pp.193-195, 公式(6.15)及(6.16))，$E_d = \rho_b V_p^2$、$G_d = \rho_b V_s^2$，來計算動態彈性模數(E_d)、動態剪力模數(G_d)，並不一定妥適，本表中的動態彈性模數(E_d)、動態剪力模數(G_d)的計算數值，僅供參考。

◆靜態剪力模數(G_S)係根據靜態彈性模數(E_s)及靜態柏松比(ν_s)的量測數據，依$G_S = E_s/[2(1+\nu_s)]$計算所得。

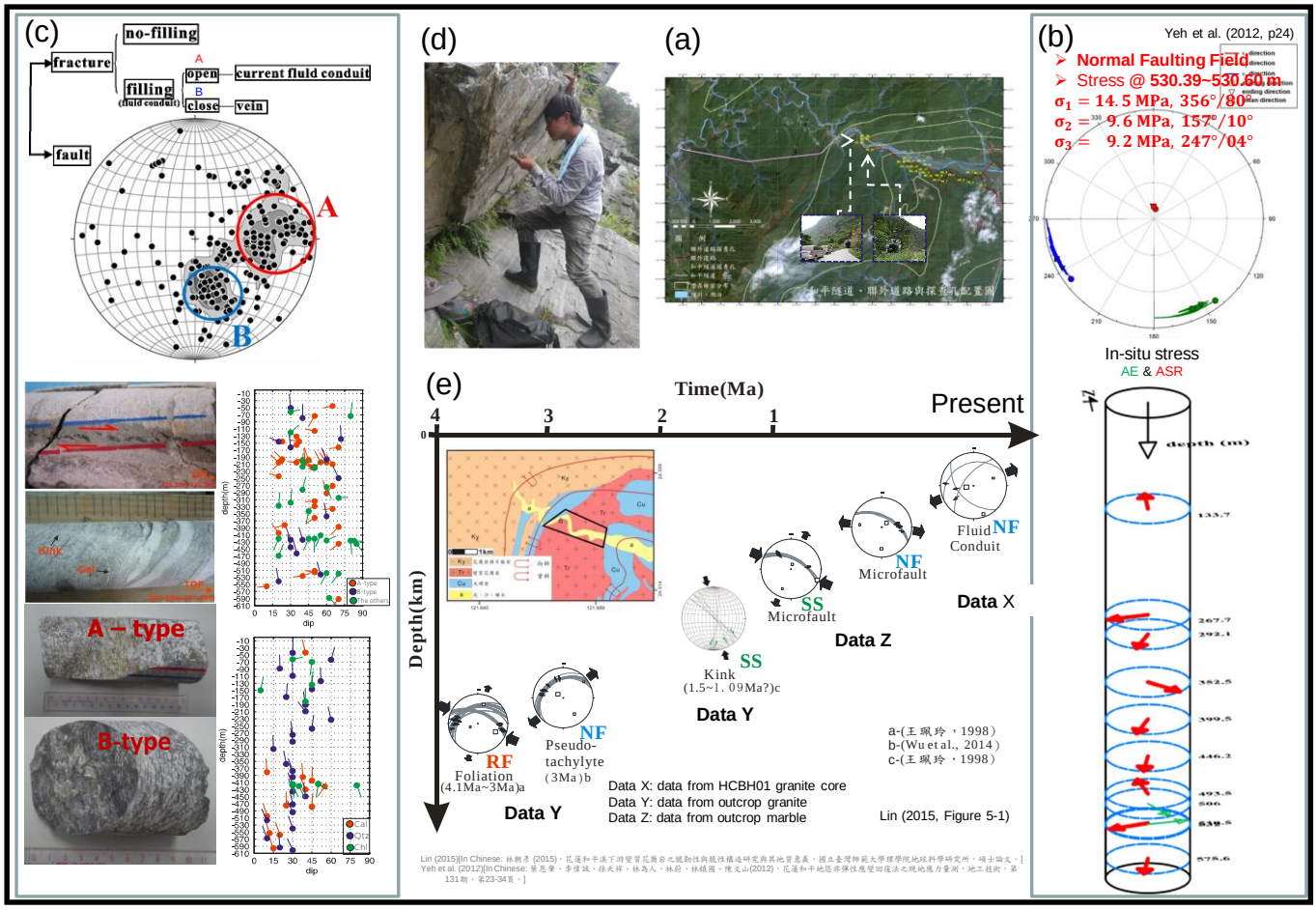


圖 3-37：H區現地應力及古應力研究結果

註解：

(a) 應力量測及研究地點。

(b) 透過ASR量測HCBH01不同深度岩心之現地應力分布圖(Yeh et al., 2012, p24)。

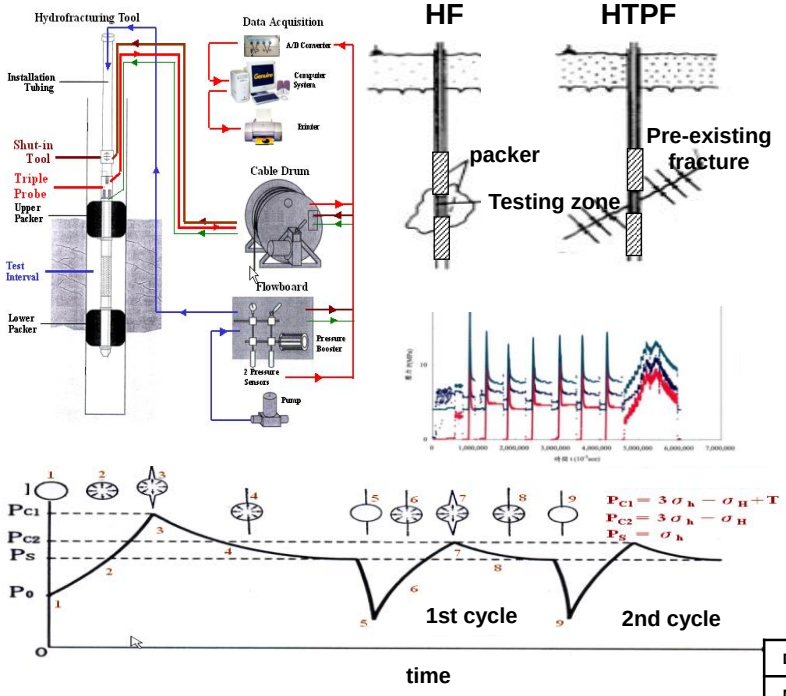
(c) HCBH01岩心裂隙類型/位態統計分析圖。

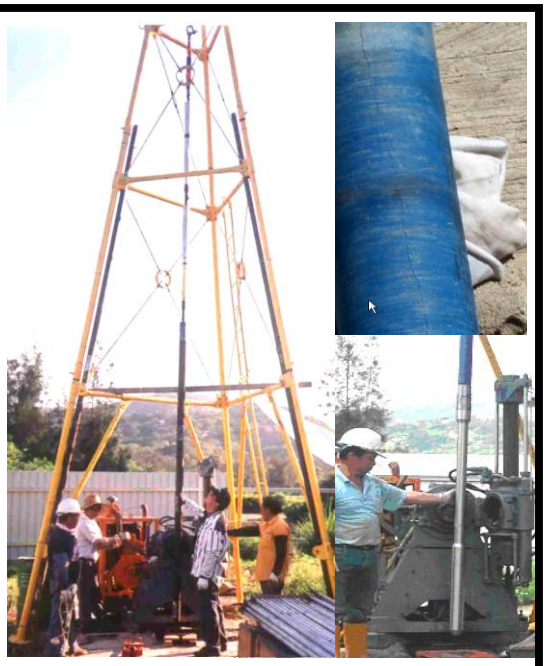
(d) 地表露頭之斷層擦痕量測照片。

(e) 透過岩心及地表露頭斷層擦痕、構造截切關係，逆推古應力變化結果圖(Lin, 2015, f5.1)：

- H區古應力歷經RF、NF、SS，再至現今的NF應力環境。
- 採用T-TECTO3.0逆推古應力。
- 和平溪正位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的隱沒反轉帶，使和平溪中下游，處於北部脊樑山脈構造骨幹旋轉的軸心區域，可能同時受到造山擠壓與弧後張裂作用之影響，為一個研究應力轉換的適當區域(Lin, 2015, abstract)。
- 地表擦痕資料多為大理岩的滑動，花崗岩露頭並無明顯擦痕之特徵，但HCBH01花崗岩岩心中，可觀察到大量擦痕資料，但並無截切之證據。
- 縮寫說明：
  - NF：正斷層應力環境
  - SS：橫移斷層應力環境
  - RF：逆衝斷層應力環境

(a)



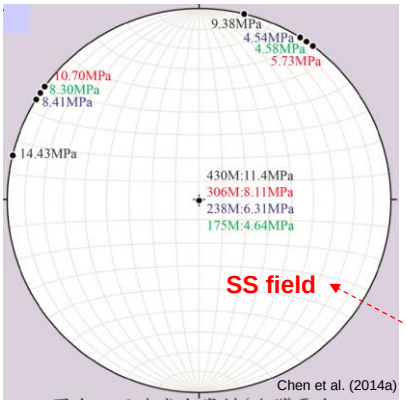


水力破裂法 (Hydraulic Fracturing, HF)
既存裂隙水力法 (Hydraulic Tests on Pre-existing Fractures, HTPF)
Lin et al. (2012c): SNFD-GEL-90-290/SNFD-ITRI-TR2012-0290

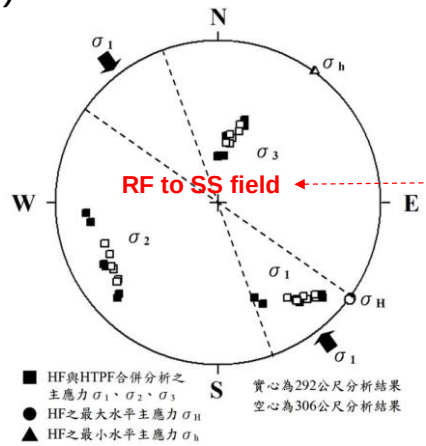
HF量測結果

Depth (m)	238	292	306	430
Max H-stress (MPa)	8.41	9.84	10.68	14.43
Min H-stress (MPa)	4.54	6.25	5.73	9.38
Dir of Max H-stress	N58.2W	N54W	N53.6W	N76.4W

(b) 現地應力量測結果(水力破裂法)

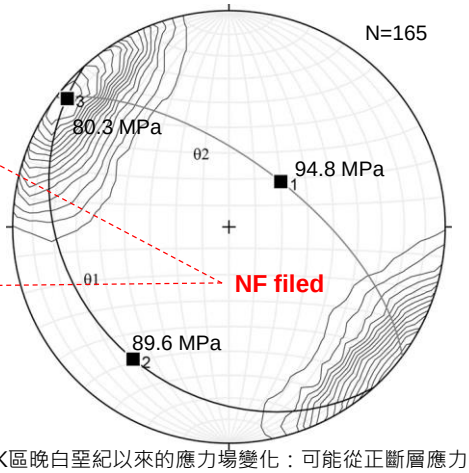


(c) 現地應力量測結果(既存水力破裂法)



(d) 基性岩脈推演之古應力場





- K區晚白堊紀以來的應力場變化：可能從正斷層應力場，轉變為走滑斷層/逆斷層應力場

圖 3-38：K區現地應力及古應力研究結果

註解：

(a) K區現地應力量測過程示意圖：

- 水力破裂法(Hydraulic Fracturing Method, HF)。
- 既存裂隙水力法(Hydraulic Tests on Pre-existing Fractures Method, HTPF)。

(b) K區現地應力量測結果(HF)：

- 根據在 KMBH01 探勘孔不同深度進行之水力破裂法(HF)之結果，最大與最小主應力方向接近水平，顯示現代應力場可能係走滑斷層應力場，而此可能與華南陸塊持續抬升與剝蝕有關(Chen et al., 2014a)。

(c) K區現地應力量測結果(HTPF)：

- 根據在 KMBH01 探勘孔不同深度利用既存裂隙水力法(HTPF)之結果，最小應力方向接近垂直，顯示現代應力場可能是逆衝斷層或走滑斷層應力場應力場，而此可能與菲律賓海板塊撞擊歐亞板塊有關。

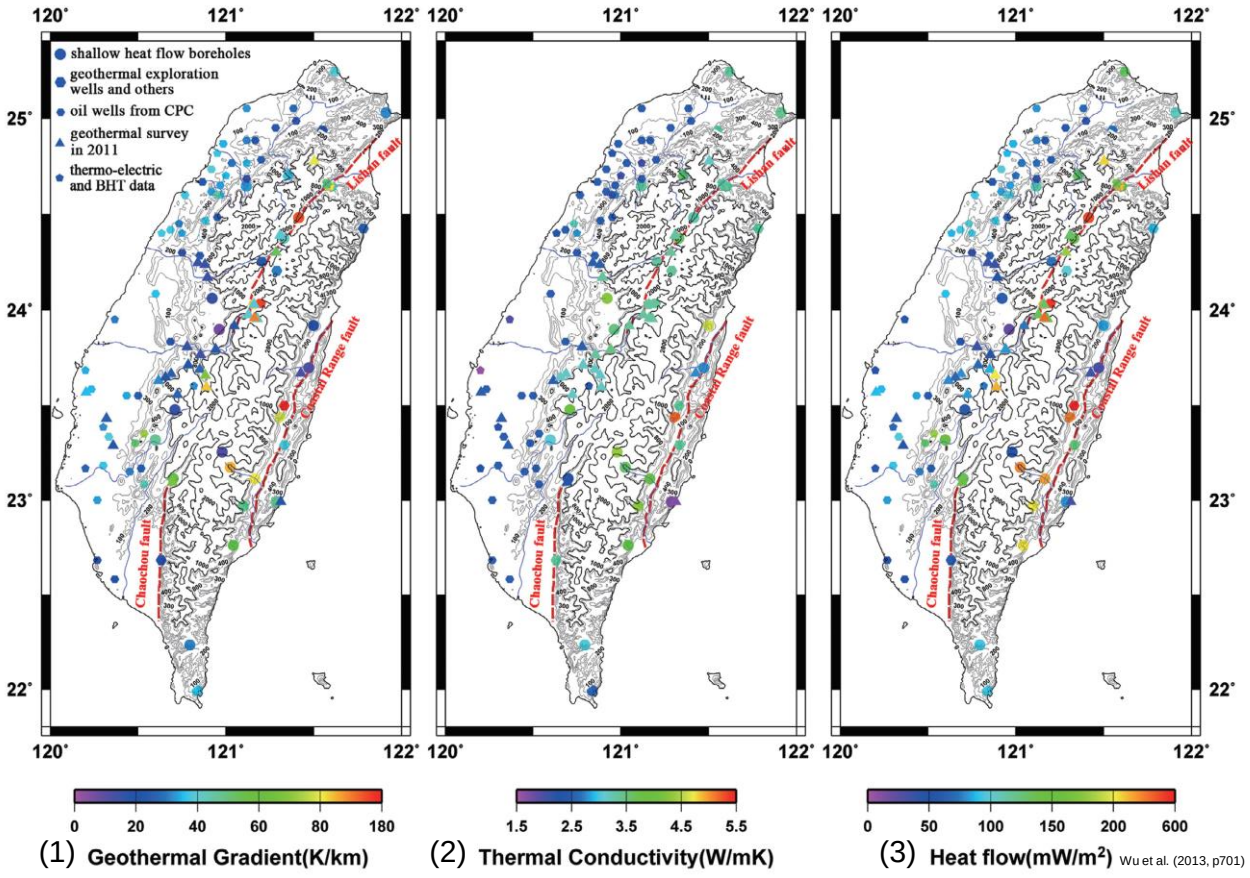
(d) 根據K區岩脈特性所推演的K區古應力場(晚白堊紀)：

- 根據 André 等人(2001)所提出之計算方法及 Anderson 之斷層理論，K 區之晚白堊紀古應力場可以從輝綠岩脈露頭之位態推得。

◆ 利用水力破裂法(HF)或既存裂隙水力法(HTPF)進行現地應力之試驗結果，需慎重考量下列不確定性：

- 水力破裂法(HF)或既存裂隙水力法(HTPF)之試驗位置非常靠近 K 區之 F1 及 F2 構造，可能導致現地應力量測值的偏差。
- 水力破裂法(HF)假設現地應力其中之一主應力方向與鑽孔軸平行(Yang et al., 2003a, p3-4)。

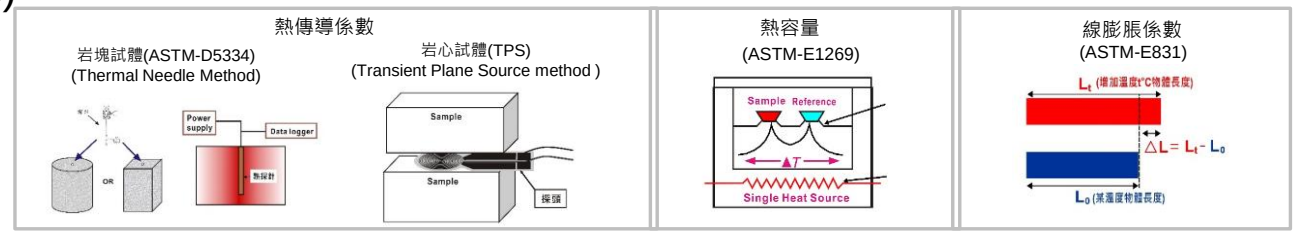
(a)



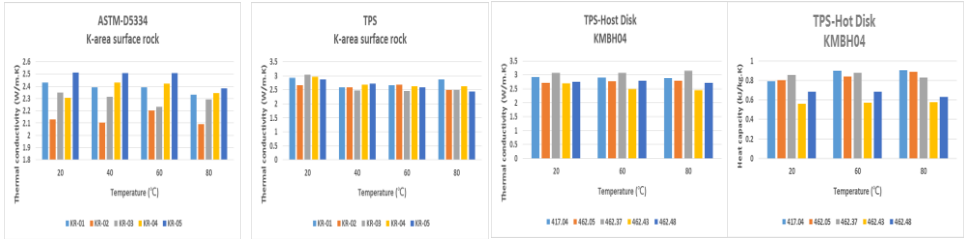
Wu et al. (2013, p701)

Wu et al. (2013)[Wu, S.K., Chi, W.C., Hsu, S.M., Ke, C.C., Wang, Y. (2013), Shallow Crustal Thermal Structures of Central Taiwan Foothills Region, Terr. Atmos. Ocean. Sci., Vol. 24, pp. 695-707]

(b)



	熱傳導係數 $[W/(m \cdot K)]$	熱容量 $[kJ/(kg \cdot K)]$	線膨脹係數 $[(1/K)]$
瑞典	3.56 ~ 3.57 *1 3.57 ~ 3.68 *2	0.76~0.8 *1 0.76~0.8 *1	7.7×10^{-6} *1 7.7×10^{-6} *2
芬蘭	2.92 *3 2.91 *4	0.716 *3 0.712 *4	9.76×10^{-6} *3 —
日本	2.80 (used for PA, H12) 2.0~3.0 (lab. Meas., H12)	1.0 (used for PA, H12) 0.7 ~ 1.1 (lab. Meas., H12)	— $1 \times 10^{-5} \sim 1.5 \times 10^{-5}$(lab. Meas., H12)
K區 (岩塊)	2.34 ~2.41 (ASTM-D5334)(temp. avg.)	—	—
	2.58 ~ 3.04 (TPS) (temp. avg.)	—	—
K區 (岩心)	2.77 ~ 2.80 (TPS); (temp. avg.) 2.85 ~ 2.94 (TPS, Hot Disk) (temp. avg.)	— 0.56 ~ 0.90 (only by Host Disk) (temp. avg.)	—
H區 (岩心)	2.13 ~2.87 (TPS)	0.73 ~ 0.87	$7.84 \times 10^{-6} \sim 9.27 \times 10^{-6}$(horizon average) $7.02 \times 10^{-6} \sim 9.78 \times 10^{-6}$ (vertical)



*1 : Hökmark et al. (2010, p41)
*2 : Stephansson and Gipper (2015, p43)
*3 : POSIVA (2013, p237)
*4 : Kukkonen et al. (2011, p13)

Hökmark, H., Lönnqvist, M., Fälth, B. (2010), THM-issues in repository rock: Thermal, mechanical, thermo-mechanical and hydro-mechanical evolution of the rock at the Forsmark and Laxemar sites, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, TR-10-23, SKB.
Kukkonen, I., Kivekäs, L., Vuorlainen, S., Kääriä M. (2011), Thermal Properties of Rocks in Olkiluoto: Results of Laboratory Measurements 1994–2010, POSIVA Working Report 2011-17.
Liou and Tien (2015): SNFD-ITRI-90-311/SNFD-ITRI-TR2015-0311
Posiva Oy (2013), Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto–Models and Data for the Repository System 2012, POSIVA Report 2013-01.
Stephansson, O., Gipper P. (2015), Rock Mechanics-Thermal properties and thermal modelling of the rock in a repository of spent nuclear fuel at Forsmark, SSM Technical Note 2015-01.
Tien and Liou (2010): SNFD-EEL-90-275/SNFD-ITRI-TR2010-0275

圖 3-39：臺灣熱特性研究成果

註解：

(a) 臺灣地溫梯度、熱傳導係數及熱通量分布圖。

(1) 地溫梯度分度圖。

(2) 熱傳導係數分布圖。

(3) 熱流分布圖。

- 紅線代表構造斷層軌跡線。

(b) 花崗質岩樣之熱特性量測結果圖。

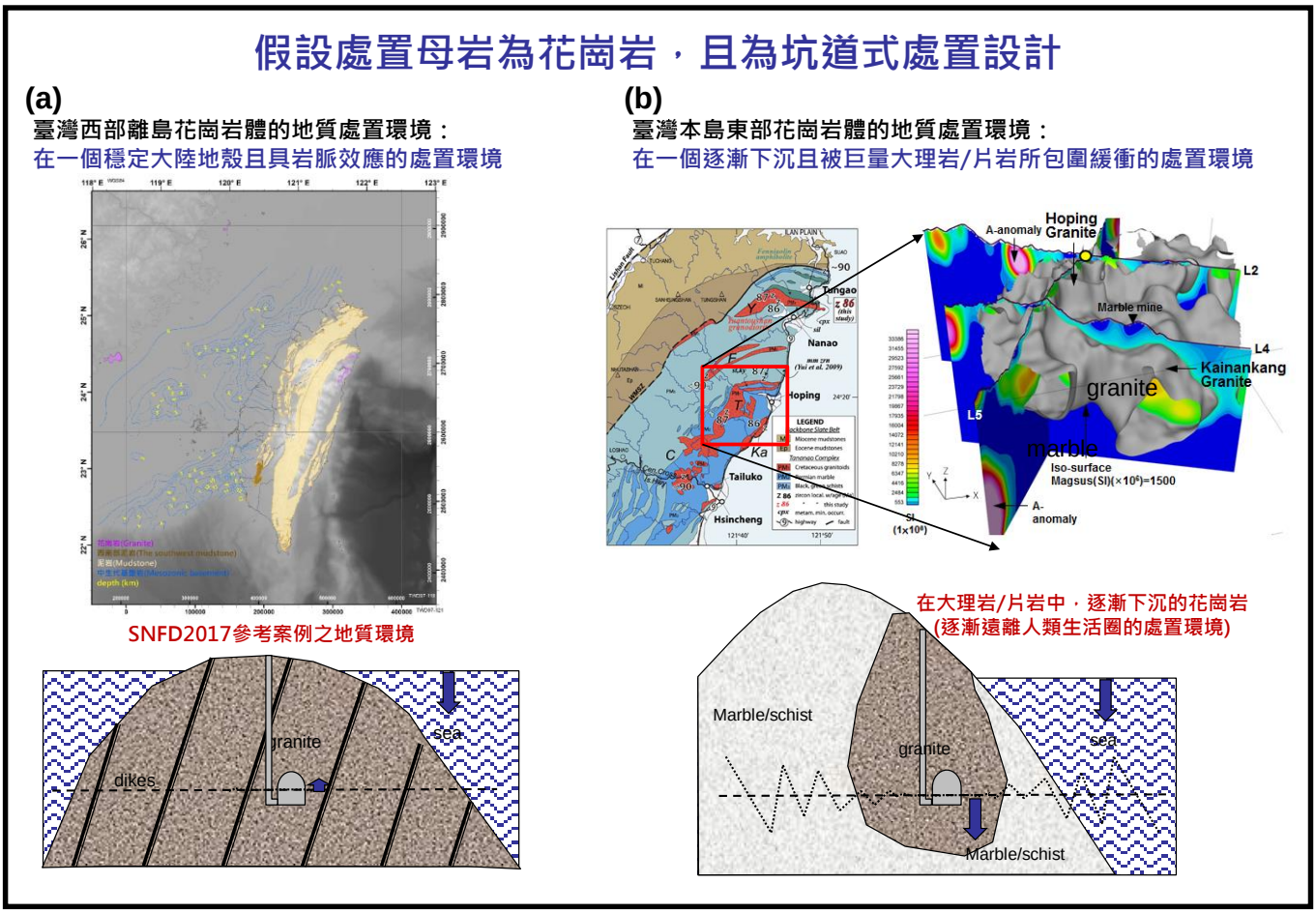


圖 3-40：臺灣花崗岩體之地質處置設施可能面臨的地質環境概念示意圖

註解：

(a) 臺灣西部離島花崗岩體之地質處置設施可能面臨的地質環境概念示意圖(坑道式深層地質處置概念)。

- 花崗岩體位於無震帶。
- 輝綠岩脈群為西部離島花崗岩體常見的侵入構造，可能成為阻水構造或改變地下水流方向的構造，並因富含鐵鎂礦物，易沉澱核種，進而遲滯核種在地層的遷移速率。
- 花崗岩體的抬升剝蝕速率很低(小於 0.1 mm/yr)。
- 預期下次冰期的海平面，可能比現今海平面低約 120 m，萬年尺度氣候變遷所造成的海平面變化，可能會明顯改變預期處置深度(約 500 m 深)之地下水流及化學環境特性，降低處置環境的長期穩定性。

(b) 臺灣本島東部花崗岩體之地質處置設施可能面臨的地質環境概念示意圖(坑道式深層地質處置概念)。

- 花崗岩體被大量的大理岩或片岩所包圍。
- 花崗岩體位於地震區，但岩體本身的地震密度低，可能因周圍大理岩及片岩的岩石強渡相對較花崗岩低，因此，具有衰減震波的減震現象。
- 部分本島花崗岩體具沉陷趨勢，萬年尺度氣候變遷所造成的海平面變化，對地質處置設施處置深度環境的影響性較低。
- 針對處置深度環境(約 500 m 深)的化學長期穩定性：
  - 因為大理岩富含碳酸鈣，反應性很快，具有極佳的化學緩衝能力，有助於維持 pH 值(約 8)的長期穩定性。
  - 因片岩富含二價鐵礦物，因此具有降低地下水氧化還原電位(Eh)的能力，亦即沉澱核種的能力。

表 3-1：臺灣3種潛在處置母岩之長期穩定性評估結果一覽表

潛在處置母岩		花崗岩		泥岩	中生代基盤岩
		西部離島	臺灣東部	臺灣西南部	臺灣海峽至臺灣西部
岩性		花崗岩/花崗片麻岩	花崗岩/花崗片麻岩	泥岩	火山岩/沉積岩
形成年代		100 Ma至140 Ma	80 Ma至90 Ma	1 Ma至2 Ma	>66 Ma
地質穩定性	千萬年尺度	13 Ma (海岸)	10 Ma (深海)	淺海或海岸	10 Ma (海岸)
	百萬年尺度	微小地殼變動	6.5 Ma至3.5 Ma (快速抬升與造山)	6.5 Ma至3.5 Ma (快速沉陷)	臺灣海峽澎湖群島區域：微小地殼變動 臺灣西部區域：快速沉陷
			3.5 Ma至1.5 Ma (抬升與剝蝕)	3.5 Ma至0.5 Ma (沉陷)	
			1.5 Ma (抬升沉陷不明顯)	0.5 Ma (快速隆升)	
	萬年尺度	微小地殼變動	抬升沉陷不明顯	快速抬升或沉陷	臺灣海峽澎湖群島區域：微小地殼變動 臺灣西部區域：快速沉陷
大地構造環境		板塊內部	板塊邊緣	板塊邊界	板塊內部
		張裂	部分擠壓轉張裂；部分擠壓	擠壓	張裂
		遠離變形前緣	變形帶	變形前緣	遠離變形前緣
地震活動		地震相對安靜帶	地震帶(部分地區為地震相對安靜帶)	地震帶	地震相對安靜帶
活動構造		無	待調查	活動逆衝斷層	無
海平面/氣候變遷 (相對現今海平面-120 m至+10 m變化)		海平面上升→島嶼； 海平面下降→陸地	海平面上升→陸地； 海平面下降→陸地	海平面上升→海濱； 海平面下降→陸地	海平面上升→島嶼或基盤； 海平面下降→陸地

資料來源：修改自台電公司(2010, c2p338)。

4. 處置設施設計與工程技術

本章為「處置設施設計及工程技術」的可行性研究成果彙整，此成果是建立處置設施所需規格參數，並提出工程設計所需的分析驗證，以及探討處置設施建造、運轉、封閉與管理的可行作法，以驗證「地質處置工程技術能力是否完備」之階段性目標。

4.1. 處置設施設計概念

我國用過核子燃料以直接處置為原則，且處置母岩以花崗岩為優先考量。在此前提下，本報告參考瑞典SKB發展之深層地質處置概念，並採用國內既有地質資料，發展我國用過核子燃料深層地質處置概念，做為檢驗我國工程技術能力是否完備之基準。特別強調的是，我國尚處於潛在處置母岩特性調查與評估階段，而瑞典已實際進行建造執照之申請。故本計畫係參考其經驗，來發展所需技術，以及養成我國專業技術人力與能力。未來的處置設施實際設計工作，將俟選定場址後因地制宜發展，以真實可靠的現地資訊進行審慎的安全設計。

瑞典SKB採用KBS-3處置概念之多重障壁設計，並在其地下實驗室進行實際處置研究與展示，說明KBS-3處置概念的工程設計與施工技術可行性。我國現階段處置工程技術可以參考其硬體設施，透過自行設計或引進其已開發的機具，以運用於國內處置環境。

本報告以離島結晶岩測試區的調查結果，參考國際上工程障壁研究資料，作為處置設施工程設計之分析與測試參數。經分析與測試後提出工程障壁與處置設施長期穩定性的論證，以證實具備足夠的處置工程設計能力可達成處置設施的長期安全性。深層地質處置的隧道施工、設施運轉與封閉作業及處置設施管理方面，則彙整國內外與處置工程相同類型之實際工程調查結果，驗證處置工程技術已具可行性。

本章依序介紹最終處置工程設計概念與處置設施各系統功能、現階段的工程障壁設計概念、工程穩定評估需考慮的地質條件，以及用過核子燃料特性、工程障壁的規格、穩定性驗證與施工與管理方法。本報告主要參考瑞典SKB應用於申請建造執照之設計資料，進行本土

化研究。後續研究亦將持續關注國際上的處置設施設計技術進展，並提升研發團隊自我能力。

4.2. 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能

深層地質處置是國際公認可行的高放射性廢棄物處置方式，符合道德與環保要求及國際上可接受的放射性廢棄物處置方法。深層地質處置方式是將高放射性廢棄物埋在深約300 m至1,000 m的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐(由銅外殼及鑄鐵內襯所組成)、緩衝材料(純膨潤土)與回填材料(純膨潤土)等工程設施，藉由工程障壁及天然障壁所組成的多重障壁，可有效圍阻或遲滯放射性核種的釋出與遷移，以換取足夠的時間使放射性核種在到達生物圈之前，放射性活度已衰減至無害於人體的程度。處置概念則依據不同功能與位置，可分為地表設施、地下設施及其間之連通設施(豎井或斜坡道)，如圖 4-1。

SNFD2009報告結論建議以花崗岩為優先調查的潛在處置母岩。而國際高放射性廢棄物結晶岩處置技術發展國家以芬蘭與瑞典為代表，其中芬蘭管制機關已於2015年，核發用過核子燃料最終處置建造執照；瑞典SKB亦已於2011年遞件申請，由該國管制單位進行審查中，相關經驗值得我國借鏡。

4.2.1. 處置概念適用性

現階段台電公司參考瑞典SKB提出之KBS-3處置概念，進行高放射性廢棄物最終處置技術之研發與設計。KBS-3處置概念自1986年起由瑞典SKB開始發展，其曾評估多種替代方案，歷經SFG/WP-Cave計畫、Pass計畫與JADE計畫，並於1998年依廢棄物罐置放方式提出水平處置概念(KBS-3H)與垂直處置概念(KBS-3V)(如圖 4-2)。

比較KBS-3V及KBS-3H，KBS-3V發展歷程較長，處置概念技術發展已相當成熟，資料豐富健全且透明化。關於KBS-3V與KBS-3H設計概念之比較如下：

(1) 建造工程方面：開挖處置孔之技術，兩者並沒有太大不同，而KBS-3V封閉處置隧道之方式較為簡單(POSIVA, 2012, p10)。另因KBS-3H之開挖量少，對環境擾動及開挖擾動帶的控制較KBS-3V優良。

(2) 開挖成本方面：KBS-3H總開挖量約為KBS-3V的1/3，經費大幅降低。

(3) 封閉後長期功能方面：KBS-3H之技術層面較KBS-3V複雜，KBS-3H在採用水平處置隧道置放數個廢棄物罐，若其工程障壁系統之安全功能喪失，將造成數個廢棄物罐破壞；而KBS-3V為1個處置孔置放1個廢棄物罐的設計，若其工程障壁系統之安全功能喪失，僅會有1個廢棄物罐破壞。

(4) 緩衝材料填充方面：KBS-3V較具彈性，且易於處理緩衝材料與岩體之間的間隙問題，可降低導水係數(transmissivity)，增加緩衝材料的均質性；KBS-3H採用之水平處置孔易產生導水裂隙，導致緩衝材料被地下水流侵蝕。

(5) 處置設施配置方面：KBS-3V處置孔配置優於KBS-3H，容易依據廢孔準則進行調整(POSIVA, 2012, ch3.3.5)。

(6) 運轉作業方面：KBS-3V運轉方式較為簡單，1個處置孔置放1個廢棄物罐的設計，廢棄物罐可以準確地放入處置孔，並由緩衝材料固定其位置，可以降低風險(POSIVA, 1996, ch3.4)。

(7) KBS-3H由於發展較晚，在建造及運轉的技術仍在持續發展，因此，KBS-3H的應用仍有不確定性，可能增加處置設計與施工上的風險。

由上述比較結果可知，KBS-3V發展歷程較長，處置概念技術發展已相當成熟，資料豐富健全且透明化，KBS-3H目前仍有工程問題需持續發展及克服，因此，在結晶岩中採用垂直處置孔方式優於水平處置孔方式。此外，瑞典SKB與芬蘭POSIVA分別於2011年及2012年以KBS-3V處置概念，向其主管機關申請處置場之建照執照，而芬蘭Olkiluoto場址已於2015年11月獲得芬蘭政府核發建造許可。

4.2.2. 工程障壁系統功能

工程障壁系統包括廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等，其功能需求如下所述：

(1) 廢棄物罐：

(a) 避免入滲的地下水直接與用過核子燃料接觸。

(b) 具長時間的力學結構完整性。

(c) 對處置環境具有化學抵抗力。

(d) 對其他工程障壁材料不致產生不良影響。

(e) 提供在處置設施運轉階段一定程度的輻射屏蔽功能。

(f) 保持處置設施處於次臨界狀態。

(2) 緩衝材料：緩衝材料環繞在廢棄物罐周圍，使用目的是避免地下水與廢棄物罐接觸，維持廢棄物罐在固定位置，並遲滯核種遷移。緩衝材料的功能需求包括：

(a) 提供廢棄物罐化學與力學之保護。

(b) 避免地下水入滲而直接與廢棄物罐接觸。

(c) 避免地下水直接在廢棄物罐周圍流動。

(d) 防止地下水中的腐蝕物質與廢棄物罐直接接觸。

(e) 作為放射性核種遷移的擴散障壁。

(f) 具適當導熱性使廢棄物罐表面溫度低於100℃。

(g) 具適當密度與強度以承受廢棄物罐之荷重。

(h) 回脹性不得對岩石及廢棄物罐產生過高之壓力。

(i) 具適當的柔軟度以容納岩石潛變位移。

(j) 能允許廢棄物罐腐蝕可能產生的氣體遷移逸出。

(k) 對放射性核種有吸附與遲滯效能。

(l) 對微生物與膠體有過濾功能。

(m) 具化學緩衝能力。

(n) 對其他工程障壁材料不致造成不利影響。

此外，基於經濟性考量，緩衝材料須為易於取得與施工。

(3) 回填材料：回填材料的功能需求為保持緩衝材料於處置孔中。此外，亦須限制地下水的流動，不能使地下水水質劣化，且須具有長期的化學穩定性等。

4.2.3. 處置設施功能

KBS-3處置設施依據不同功能可概略分為下列3個部分：地表設施、地下設施及連通設施，其中包含多種不同的結構、系統與組件，運轉期間會使用技術系統維持與進行處置活動，以利建造、運轉與處置。開挖與處置將同步進行，因此，有些隧道與鑽孔會先完成封閉作業，有些隧道則剛完成開挖，處於沒有工程障壁功能的開放空間。工程障壁包括：廢棄物罐、緩衝材料、回填材料與封塞，如圖 4-3。其中廢棄物罐依照用過核子燃料的類型，區分為沸水式廢棄物罐與壓水式廢棄物罐，前者可裝載12束沸水式反應器之用過核子燃料；而後者可裝載4束壓水式反應器之用過核子燃料。

地表設施若以功能性及使用性作區分，可分為6大系統：(1)地上管理與行政系統；(2)放射性廢棄物管理系統；(3)環境監測與輻射管制系統；(4)岩石處理系統；(5)運輸系統；(6)輔助系統。放射性廢棄物管理系統是地表設施中最重要的運作系統，包括用過核子燃料接收、包裝、暫貯等功能。處置設施須有對外聯絡的運輸系統，以便於運輸用過核子燃料及工程障壁等材料。而為維護處置設施的安全運作，避免對環境造成污染，處置設施設立許多的輔助系統、環境監測與輻射管制系統、電力供應與給水系統、消防、保安與保防系統及緊急避難系統等。

連通設施的豎井及斜坡道功能不同，斜坡道主要功能在於可讓車輛從地表設施通行至中央區域；豎井的功能以垂直角度，連接地表設施至運轉設施。地下設施若以功能性作區分及使用性作區分，可概分為4大部分：豎井系統、隧道系統、運轉設施及工程障壁系統。豎井系統為聯絡地表設施與地下設施間之通道，可為豎井或斜坡道設計，現階段對廢棄物罐運送以豎井與斜坡道2者均可執行之概念進行設計，未來將視細部設計成果的經濟效益比較再加以決定。廢棄物罐如

以豎井運送，與一般工作人員所使用者應有所區隔。此外，豎井亦作為機具與施工材料運輸、地下設施通風與緊急逃生等之通道。隧道系統負責處置設施之聯絡隧道、運轉隧道、處置隧道及處置孔之施工與維護。作業內容包括坑道開挖、岩盤穩定、湧水控制與岩塊清運等。運轉設施主要與運轉期間的安全性有關，包括運轉中心、運轉隧道與放射性廢棄物管理區等，係因應處置設施運轉所需而開闢之通道或工作區。工程障壁系統進行地下設施回填作業，功能為圍阻或遲滯放射性核種的釋出與遷移，安全功能與設計要求較運轉設施嚴謹。

4.2.4. 處置母岩功能

本報告以結晶岩類(花崗岩)為處置母岩進行評估，結晶岩類為各核能先進國家，例如加拿大、英國、芬蘭、日本、西班牙、瑞典及瑞士等國，進行最終處置高放射性廢棄物技術發展相關計畫所考慮的處置母岩，且以結晶岩為處置母岩的技術最為成熟，例如芬蘭已於2015年頒發用過核子燃料處置建造執照。處置母岩為地下處置設施周圍之岩體，處置母岩在整體處置概念中是多重障壁概念系統之一，屬於天然障壁系統。在處置設施封閉後(置放廢棄物罐、緩衝材料與回填材料，並以封塞封閉)，與工程障壁系統相連，介於工程障壁系統與地表環境，主要功能敘述如下：

(1) 將地下處置設施與地表環境隔離：

處置設施位於穩定母岩地層適當深度的位置，可保護設施避免受到地表作用，例如侵蝕與冰河作用的破壞性影響。遠離已知地下礦物資源與其他有價值資源的所在地區，將可減少地質處置設施受到人類無意干擾的可能性。

(2) 提供穩定的環境以利工程障壁系統之完整性：

工程障壁系統的設計應與母岩特性相容，且處置系統應結合母岩與工程特性，藉由母岩在力學與化學方面的穩定特性，維持工程障壁系統的完整性。

(3) 延遲或降低放射性核種遷移至生活環境：

選擇適當的母岩環境，例如透水性較低的特性，可因較慢的地下水流速度使得放射性核種從處置設施傳輸到生物圈的移動時間變長，在長時間傳輸過程中，母岩吸附與擴散的遲滯效應可降低放射性核種釋出至生物圈的濃度。

工程障壁與處置母岩是深層地質處置中多重障壁概念的主要組成單元，以結晶岩質之岩體(如花崗岩)作為處置母岩時，工程障壁在吸附核種及遲滯核種傳輸的安全功能上扮演的角色，便愈顯重要。

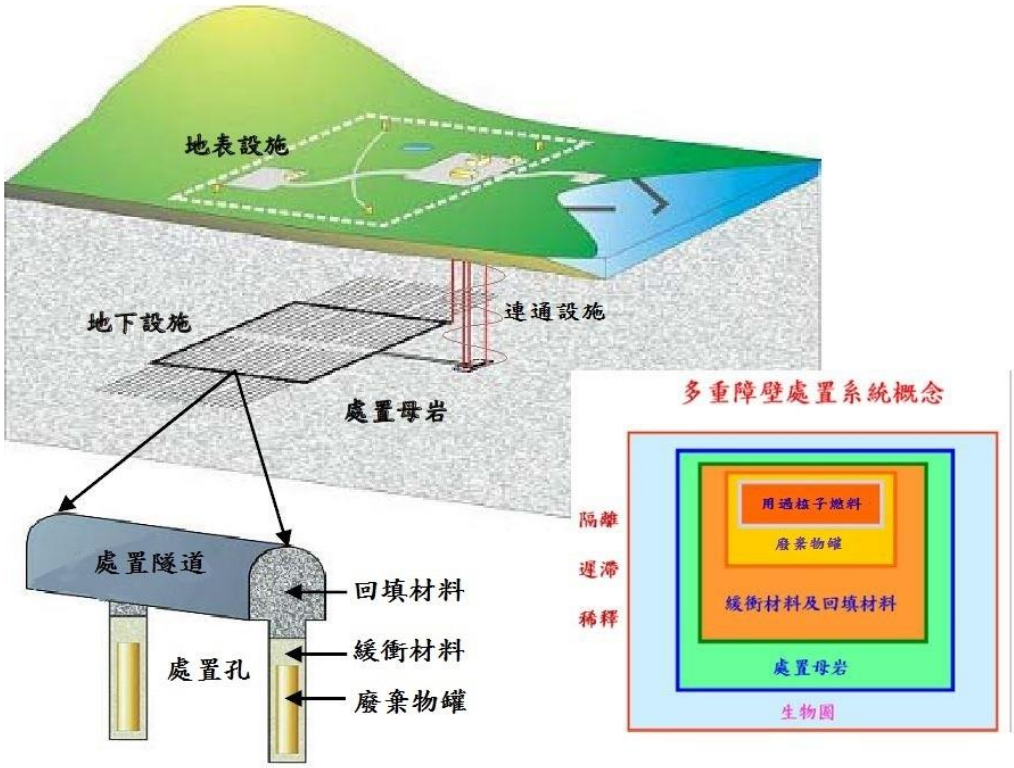


圖 4-1：我國高放射性廢棄物最終處置概念

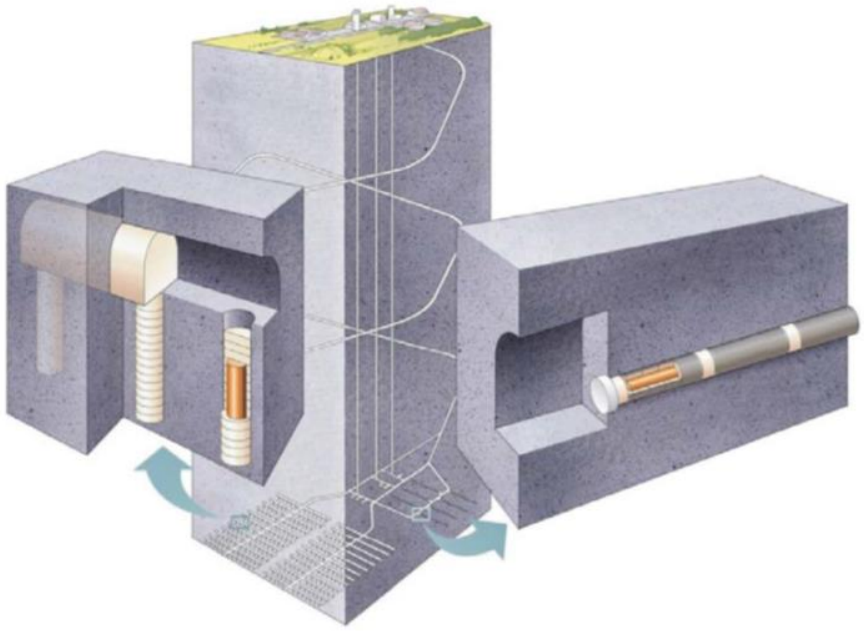


圖 4-2：KBS-3V與KBS-3H概念比較圖

參考文獻：摘自SKB(2012, p18)

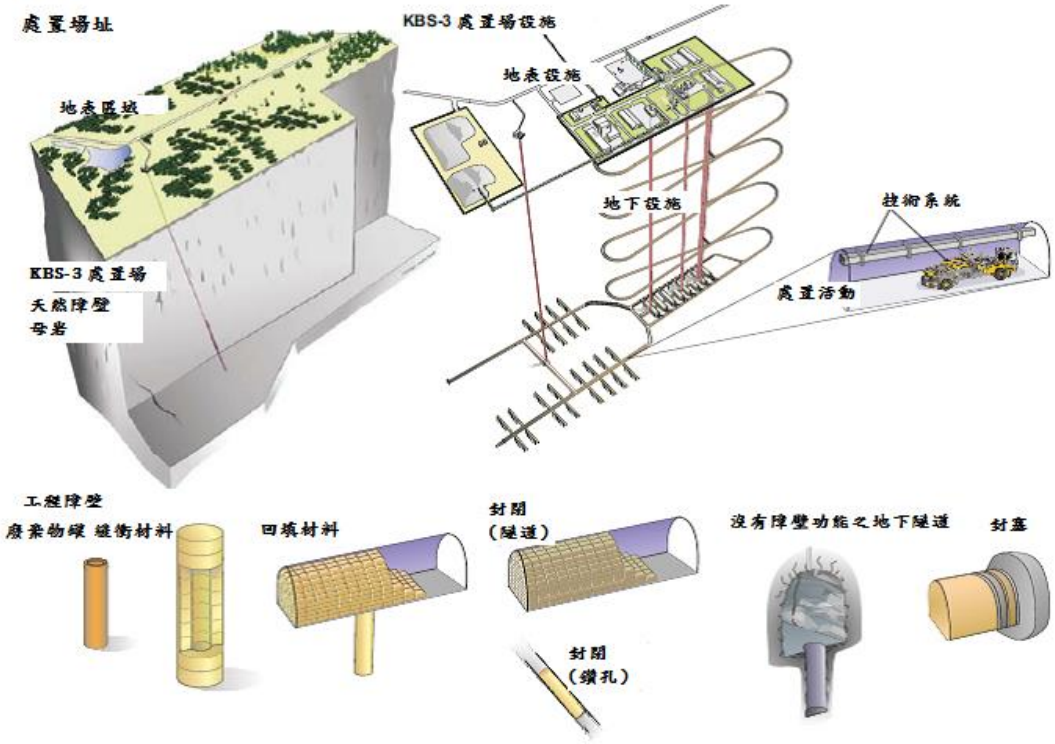


圖 4-3：處置設施概念圖

資料來源：摘自SKB(2010b, p29)

4.3. 設計流程

以花崗岩為處置母岩之處置設施設計流程如圖 4-4，採取互動方式，在每個步驟皆有回饋機制，以利在多次研究後，得以持續改進設計，到達最佳化設計，構成要素包含：

(1) 以參考國際公約、法律、法規的相關規定，作為處置設施設計之前提與核心，以定性方式定義處置設施、工程障壁、地下開挖等處置系統組成對於安全的貢獻(即第6.4節所述之安全功能指標)。

(2) 設計基準建立後，依據各處置系統組成安全功能指標，考量國內用過核子燃料特性與母岩參數條件，分析影響處置概念之因子，擬定定量方式說明其特徵、性能、事件、應力等資訊，以建立滿足安全功能指標之需求。

(3) 建立工程障壁穩定性與技術可行性評估，進行設計與分析，接著進行技術發展與測試，在每個階段皆可適時的回饋意見給設計基準，並重複此流程，直至下一步驟。

(4) 最後步驟為安全評估，並依據評估結果回饋至安全功能或設計基準，進行必要的更新。

例如在工程障壁與處置隧道設計上，需考慮本土之用過核子燃料與母岩特性，包括衰變熱、處置設施鄰近剪裂帶、母岩裂隙條件等，這些因素將會影響處置設施之配置方式。母岩溫度隨著處置深度增加而升高，為確保緩衝材料不會因地溫增加而弱化其功能，需考量地溫梯度對處置設施深度之影響；同樣的處置孔及處置隧道的間距，必須評估受熱的影響。另外，針對耐震設計方面，應對運轉時期的處置設施進行設計與分析，完成處置作業後，須將處置孔與處置隧道封閉，在緩衝材料與回填材料具有長期穩定填塞開挖空間的功能設計下，使廢棄物罐與緩衝材料在地震期間，使廢棄物罐的完整性與置放情況發生最少的變動。

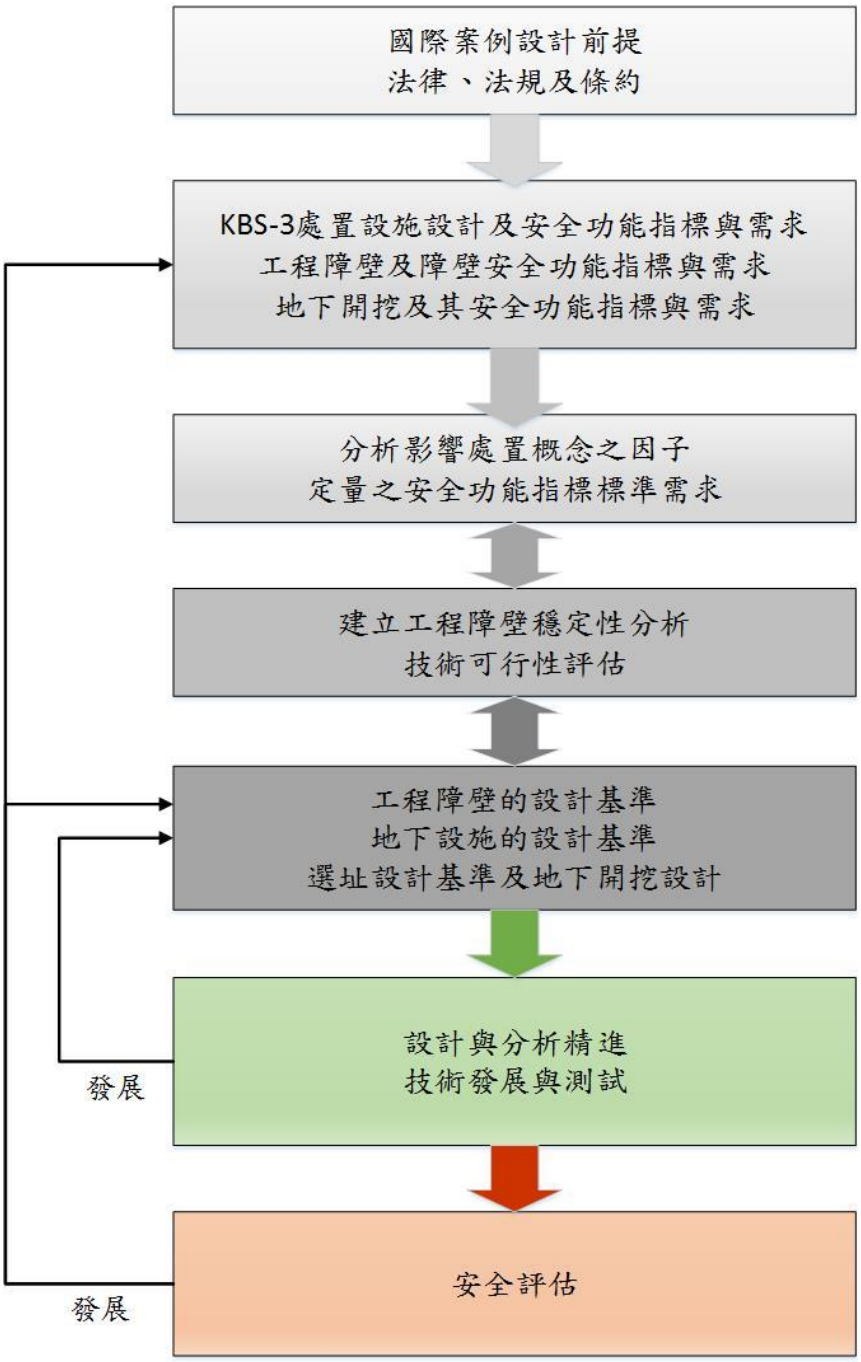


圖 4-4：處置設施設計流程圖

資料來源：修改自SKB(2010b, p24)

4.4. 處置設施設計的影響因子

本節說明處置設施在設計過程所需考量的內在與外在影響因子，內在因子包括用過核子燃料本身產生的熱與輻射，而熱與輻射特性是作為廢棄物罐設計評估、設施設計之熱傳評估與安全評估之用。外在因子則為地形與地質條件，提供地震剪力評估、腐蝕評估、地下水流評估之用。最後，說明選擇處置深度所需考量之因素。

4.4.1. 熱與輻射

處置設施內的熱與輻射，主要源自於用過核子燃料。在核能發電過程中，鈾燃料經由核分裂產生大量的能量，進而產生具有放射性的錒系元素、分裂產物與活化產物存在於用過核子燃料中；因放射性核種的衰變特性，使得用過核子燃料於處置作業期間，仍會不斷釋放出熱與輻射，進而可能影響處置系統的安全功能或是工作人員之安全，故需對於用過核子燃料所釋放出的熱與輻射進行適當的評估與管理，以確保處置設施安全功能正常運作。熱與輻射的評估係根據國內核能電廠之燃料組件設計與運轉歷程等資訊，計算放射性核種存量與衰變熱。

4.4.1.1. 用過核子燃料存量與源項特性評估技術

源項評估採用由美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)開發之SCALE/ORIGEN-S程式。

國內沸水式反應器核子燃料組件主要採用GE、ANF、SPC與Areva等製造廠商之設計，初始鈾濃縮度範圍為0.71 wt%至4.053 wt%。核一廠與核二廠即採沸水式反應器之爐心設計，其燃耗統計資料說明如下：核一廠有2部機組，依據現有數據(統計至2014年)，1號機組運轉至第26週期，總共2,982組用過核子燃料組件，2號機組運轉至第26週期，總共2,856組用過核子燃料組件；核二廠亦有2部機組，依據現有數據 (統計至2013年)，1號機組運轉至第23週期，總共4,184組用過核子燃料組件，2號機組運轉至第22週期，總共4,024組用過核子燃料

組件。沸水式用過核子燃料組件統計資料如圖 4-5所示，1980年代初期，燃料組件設計燃耗較低，還有包含部分第1週期測試裝載的燃料組件，後來穩定運轉後燃耗逐漸拉升，大部分燃料組件正常運轉下皆可耗乏至30 GWd/MtU以上。2000年左右開始，各機組陸續將燃料組件更換為ATRIUM10類型，改善水鈾比以達到更高之燃耗，最高可達到50 GWd/MtU以上。整體而言，約有6成左右的用過核子燃料燃耗，集中在32 GWd/MtU至40 GWd/MtU之間，其中燃耗約為36 GWd/MtU的燃料組件，更佔了整體數量的3成左右。

壓水式反應器核子燃料組件則使用Westinghouse之設計，初始鈾濃縮度範圍為1.76 wt%至4.95 wt%。核三廠即採壓水式反應器之爐心設計，其燃耗統計資料說明如下：核三廠有2部機組，依據現有數據(統計至2015年)，1號機組運轉至第22週期，共1,586組用過核子燃料組件，2號機組運轉至第21週期，總共1,561組用過核子燃料組件。壓水式用過核子燃料組件統計資料如圖 4-6所示，約有7成左右的用過核子燃料燃耗，集中在36 GWd/MtU至56 GWd/MtU之間，其中燃耗約為52 GWd/MtU的燃料組件，佔了整體數量的1.5成左右。

尚未統計後期退出之用過核子燃料組件的燃耗，其燃耗可能會較早期退出燃料之燃耗略高，但燃料組件數量少，故保守假設未來用過核子燃料組件之平均燃耗約為37 GWd/MtU。KBS-3處置概念之廢棄物罐外觀尺寸為直徑1.05 m(內含直徑0.95 m鑄鐵內襯與5 cm銅殼厚度)，由於BWR與PWR用過核子燃料組件尺寸差異，故在廢棄物罐內襯設計上有所不同(如圖 4-7)，每個廢棄物罐可裝載4組PWR用過核子燃料組件或是12組BWR用過核子燃料組件，故評估個別類型廢棄物罐內的活化與分裂產物及錒系元素的量值如表 4-1與表 4-2。此外，用過核子燃料組件退出爐心，預計經過50年中期貯存(濕式與乾式貯存)冷卻衰變後進行處置。經考量運轉條件與燃料設計之保守評估，處置時廢棄物罐的衰變熱源約為1,311 W(已包含3%不確定性之保守考量)，故每個廢棄物罐的衰變熱源設定為1,315 W，以進行後續廢棄物罐與處置設施配置之相關熱傳分析計算。

針對射源項部分，則採用最高燃耗值(燃料組件設計限值)進行保守射源項分析，沸水式反應器燃料組件採用54 GWd/MtU，壓水式反應器燃料組件採用58 GWd/MtU，保守評估退出爐心冷卻40年後，廢棄物罐之輻射源項資訊。由於沸水式反應器類型廢棄物罐裝載12束用過核子燃料組件，其輻射源項高於壓水式反應器類型廢棄物罐，故以沸水式反應器類型廢棄物罐為代表。單一廢棄物罐內射源如表 4-3所示，每罐之中子射源強度為6.428×10^{7} n/s；燃料加馬射源強度為6.735×10^{14} photon/s；結構物(固定燃料棒之彈簧與金屬片)加馬射源強度為1.959×10^{13} photon/s-kg，此資訊供輻射屏蔽分析計算使用。

4.4.1.2. 廢棄物罐熱傳分析

用過核子燃料之衰變熱如無法經由適當的途徑離開處置系統，其累積的熱會造成處置系統溫度上升，可能影響到相關的安全功能，故需進行熱傳分析。

熱傳分析(技術支援報告(2)，附錄B)依據廢棄物罐之幾何設計與處置系統內材料的相關熱傳導係數，並採用第4.4.1.1節的廢棄物罐的衰變熱源設定1,315 W，其為均勻分布於燃料束中，且處置系統環境溫度約為29.3 ℃，進行廢棄物罐之熱傳效應模擬，以評估廢棄物罐表面溫度與內部溫度分布。分析結果顯示，由於罐體側表面與膨潤土間具有1 cm之空氣間隙因此衰變熱較多會從上下2端傳遞至膨潤土，罐體內部中間區域會具有最高溫，且由於罐體內部為導熱較好之鑄鐵及銅外殼，而當處置後第11年，因衰變熱會隨冷卻時間增長而下降，如圖 4-8所示。處置後初期，沸水式反應器類型廢棄物罐中，用過核子燃料與廢棄物罐表面溫差較大，約為2.4 ℃，其溫度差距會隨時間下降，而廢棄物罐表面溫度約在處置後11年達到最高溫度，約為96.7 ℃，罐體內部溫度分布如圖 4-9所示；壓水式反應器類型廢棄物罐也具有相同的趨勢，但其溫差較小，而在處置後11年，廢棄物罐表面達到最高溫度，約為96.3 ℃，罐體內部溫度分布如圖 4-10所示。故可據此推論，廢棄物罐具有極良好的熱傳導特性，可有效避免熱量在廢棄物

罐內累積，此結果亦可作為廢棄物罐設計與處置設施配置規劃之參考。

4.4.2. 地質與地形條件

處置母岩的空間範圍、體積、裂隙與鄰近斷層分布，為決定處置設施配置設計之關鍵，故進行整體設計前，詳細的地質與地形調查為重要的工作之一。地形條件同時影響初始岩體應力及區域地下水流，並為確定地表設施及聯絡通道或豎井設置位置之重要因子。

離島結晶岩測試區為低緩台地的島嶼地形，平均高程約40 m，局部有侵蝕殘丘分布，丘陵地最高點高程約262 m，位在島嶼東部中央(尤崇極等，1991，ch2)。離島結晶岩測試區主要岩類以花崗片麻岩、花崗岩、英雲閃長片麻岩帶與細粒花崗岩株為主，均受到1億2千萬年前，地體構造運動導致的斷層帶構造剪切作用所影響，因而形成具混合岩狀或片麻狀特徵的花崗岩體，並構成主要結晶基盤岩。

此外，SNFD2009報告指出，除離島結晶岩具備千萬年以上長期穩定性外，臺灣東部結晶岩體也可能位於相對地質穩定的區域(台電公司，2010b，p5-1)。惟過去幾年本計畫在離島結晶岩測試區已發展詳細的地質調查技術，並獲得許多該地區母岩特性資訊，故本節內容著重在離島結晶岩測試區。相關研究成果彙整如下：

根據1/25,000的調查圖幅，離島結晶岩測試區岩層可分為15個製圖單位；其中，離島結晶岩測試區本島出露的岩層有：(1)金龜山片岩、(2)太武山花崗岩、(3)斗門花崗岩、(4)成功片麻岩、(5)田埔花崗岩、(6)金門層與(7)雙乳山玄武岩；而於烈嶼出露的地層則有：(8)羅厝片岩、(9)青岐片麻岩、(10)將軍堡混合岩、(11)九宮花崗岩、(12)東崗花崗岩與(13)烈嶼玄武岩，以及全區均有分布的(14)紅土礫石層與(15)現代沉積物(林蔚等，2005，p4-136)。

離島結晶岩測試區東部以太武山花崗岩為主，斗門花崗岩為第2大岩體。太武山岩體具混合岩狀或片麻狀特徵，為鐵鎂礦物含量少、長英質含量多的花崗岩體，並構成離島結晶岩測試區東部主要的基盤岩，目前出露面積達22 km^2(以太武山出露面積最多)；斗門花崗岩具

流動狀構造、含閃長岩質包體，為鐵鎂礦物含量多的中粒花崗岩體，侵入太武山岩體的北界，周圍出露面積估計約5 km^2(中間為平原沉積物所覆蓋)(林蔚等，2005，p4-4)。

太武山斷層及金龜山斷層，是影響離島結晶岩測試區東部基盤岩分布最主要的2個斷層。太武山斷層為一正斷層，其位態依照鑽探調查結果，其走向大致為N64°E，傾角70°N。金龜山斷層為一正斷層，其破裂帶寬數10 m，主要斷層位態為N55°E，傾角50°N(林蔚等，2005，p4-26)。

4.4.3. 深層地質處置母岩特性

離島結晶岩測試區主要由花崗岩、花崗片麻岩及片岩所組成，依分類應屬於硬岩。岩心分析資料顯示，太武山花崗片麻岩體為酸性，而斗門花崗岩體則為中性至中酸性(林鎮國等，2012，p3-198)。

根據鑽探岩心進行物理性質試驗的結果，太武山花崗片麻岩及斗門花崗岩乾密度、比重、飽和密度、孔隙率及有效孔隙率性質如下(林蔚等，2005，ch4.3)：

(1) 乾密度：
   (a) 太武山花崗片麻岩體：2.61 g/cm^3至2.66 g/cm^3，平均2.63 g/cm^3。
   (b) 斗門花崗岩體：2.73 g/cm^3至2.77 g/cm^3，平均2.75 g/cm^3。
(2) 比重：
   (a) 太武山花崗片麻岩體：2.63至2.68，平均2.65。
   (b) 斗門花崗岩體：2.75至2.79，平均2.77。
(3) 飽和密度：
   (a) 太武山花崗片麻岩體：2.62 g/cm^3至2.67 g/cm^3，平均2.64 g/cm^3。
   (b) 斗門花崗岩體：2.74 g/cm^3至2.78 g/cm^3，平均2.76 g/cm^3。
(4) 孔隙率：
   (a) 太武山花崗片麻岩體：0.38%至0.65%，平均0.54%。
   (b) 斗門花崗岩體：0.34%至0.96%，平均0.56%。

(5) 有效孔隙率：

(a) 太武山花崗片麻岩體：0.007%至0.015%。

(b) 斗門花崗岩體：未試驗。

除了必須具備足夠的空間容納地下處置設施外，處置母岩特性考量其力學性質、熱力性質、水力性質、化學性質等，離島結晶岩測試區有關母岩特性彙整如以下各節。

4.4.3.1. 力學特性

離島結晶岩測試區的太武山花崗片麻岩體及斗門花崗岩體岩石力學試驗結果如下(林蔚等，2005，ch4.3)：

(1) 單軸壓縮強度：

(a) 太武山花崗片麻岩體：75.68 MPa至168.66 MPa，平均125.97 MPa。

(b) 斗門花崗岩體：89.16 MPa至131.21 MPa，平均111.54 MPa。

(2) 三軸壓縮試驗凝聚力：

(a) 太武山花崗片麻岩體：17.99 MPa至29.51 MPa。

(b) 斗門花崗岩體：26.42 MPa至28.49 MPa。

(3) 三軸壓縮試驗摩擦角：

(a) 太武山花崗片麻岩體：50.71°至59.08°。

(b) 斗門花崗岩體：47.90°至54.20°。

(4) 間接張力強度：

(a) 太武山花崗片麻岩體：6.91 MPa至13.33 MPa，平均9.73 MPa。

(b) 斗門花崗岩體：6.99 MPa至14.60 MPa，平均10.99 MPa。

4.4.3.2. 熱力學特性

離島結晶岩測試區的太武山花崗片麻岩體岩石熱力學試驗結果如下(工研院，2015，p2-3-p2-5)：

(1) 熱傳導係數：2.85 W/(m · K)至2.94 W/(m · K)。

(2) 地表溫度：20.8 ℃(林蔚等人，2012，p4-55)。

(3) 地溫梯度：0.017 ℃/m。

(4) 岩石熱膨脹係數：730 1/K至903 1/K。

(5) 岩石比熱：800 J/kg·℃。

4.4.3.3. 水力特性

在離島結晶岩測試區的小規模試驗場，以井下裂隙的雙封塞水力試驗，共獲得60組裂隙段的水力傳導係數(其中有16組重複試驗)，數值範圍為1.0×10^{-8} m/s至1.0×10^{-4} m/s，主要集中於1.0×10^{-7} m/s至1.0×10^{-6} m/s。

水力傳導係數：

(1) 導水裂隙帶：

針對離島結晶岩測試區孔內導水裂隙帶(<500 m)的水力傳導特性，於2002年至2010年期間，透過孔內雙封塞水力試驗量測得到的水力傳導係數範圍，約介於10^{-8} m/s至10^{-4} m/s之間，平均值約為5.0×10^{-6} m/s (圖 3-26-(b))(Lin et al., 2012c, p3-4)。

(2) 緻密岩層：

針對導水特性較差的緻密花崗岩體：

(a) 根據實驗室岩塊的水力脈衝試驗(hydraulic pulse test)結果顯示，離島結晶岩測試區完整岩塊的水力傳導係數範圍，約介於4.1×10^{-12} m/s至3.6×10^{-11} m/s之間(Yang et al., 2007, c3p15)。

(b) 根據離島結晶岩測試區孔內的雙封塞水力脈衝試驗結果顯示，緻密岩層的水力傳導係數範圍，約介於10^{-10} m/s至10^{-9} m/s之間(Lin et al., 2013, c3p33)。

4.4.3.4. 化學特性

由於鑽井數量較少，且無法取得各鑽井間關於不連續面及裂隙含水層分布的關鍵資訊；因此，目前離島結晶岩測試區化學特性的初步成果如下(林鎮國等，2012，p3-259-p3-262)：酸鹼度(pH值)在垂直的變化，隨著深度的增加逐漸由中性轉為鹼性；而氧化還原電位(Eh

值)在垂直變化上，隨著深度的增加逐漸由氧化態轉變為還原態。總體而言，當深度超過400 m以上時，離島結晶岩測試區東部地下水的pH值，其保守估計均大於8；而氧化還原電位的保守估計為還原態(數值小於0 mV)。

4.4.4. 處置深度

目前離島結晶岩測試區處置深度設計為500 m，而決定處置深度的主要因素包含下列5點：

(1) 地球化學環境特性

「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第4條：高放射性廢棄物處置設施測試區，不得位於地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區。離島結晶岩測試區的東部之地球化學條件，當深度超過400 m時保守估計為還原態，故地球化學條件佳。

(2) 長期穩定性

「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第5條：高放射性廢棄物處置設施場址，避免位於地殼具明顯上升或侵蝕趨勢者。離島結晶岩測試區地殼變動小，抬升剝蝕率低於0.1 mm/yr。

(3) 施工及調查技術

在地溫梯度0.03 ℃/m的地質條件下，於地下2,000 m處，利用通風系統仍可維持工作環境(JNC, 2000a, ch4.5.4.3)。離島結晶岩測試區利用鑽孔調查獲得的地溫梯度資料為1.5 ℃/100 m至1.8 ℃/100 m(詳附錄B)。調查技術上，國際上鑽孔深度已可達2,200 m(Nagra, 1994, p2-3)。

(4) 隧道力學穩定特性

岩石應力條件與岩體力學特性會隨著處置深度改變，在設計面，必須考量隧道力學穩定特性，詳細內容請參考第4.6.2節與第4.6.3節。在長期安全方面，必須考量岩石力學對於水力特性的影響，例如開挖擾動帶將改變母岩水力傳導係數(詳細內容請參考

第4.5.4.3節)，處置設施封閉後，評估裂隙再活化之影響(詳細內容請參考第5.6.5節)。

(5) 地溫對工程障壁影響

為符合廢棄物罐之銅殼表面低於100 ℃之設計前提，需綜合考量衰變熱、地溫梯度、廢棄物罐間距及緩衝材料熱傳導係數等因素，以確保工程障壁之完整性。

表 4-1：用過核子燃料處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量

放射性核種 活化與分裂產物	BWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	PWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	罐數權重類型廢棄物罐核種存量 [mol]
C-14	3.57×10^{-2}	2.72×10^{-2}	3.25×10^{-2}
Cl-36	3.23×10^{0}	1.31×10^{1}	7.00×10^{0}
Ni-59	3.24×10^{2}	1.15×10^{3}	6.39×10^{2}
Se-79	2.17×10^{-1}	2.36×10^{-1}	2.25×10^{-1}
Sr-90	7.21×10^{0}	6.50×10^{0}	6.94×10^{0}
Zr-93	2.75×10^{3}	8.21×10^{2}	2.01×10^{3}
Nb-94	2.50×10^{-1}	3.73×10^{-1}	2.97×10^{-1}
Tc-99	2.71×10^{1}	2.32×10^{1}	2.56×10^{1}
Pd-107	7.91×10^{0}	6.27×10^{0}	7.29×10^{0}
Sn-126	5.35×10^{-1}	4.38×10^{-1}	4.98×10^{-1}
I-129	4.18×10^{0}	3.48×10^{0}	3.92×10^{0}
Cs-135	1.09×10^{1}	8.04×10^{0}	9.82×10^{0}
Cs-137	1.21×10^{1}	1.05×10^{1}	1.15×10^{1}

表 4-2：用過核子燃料處置廢棄物罐超鈾元素之核種盤存量

放射性廢棄物 鋼系元素	BWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	PWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	罐數權重類型廢棄物罐核種存量 [mol]
Pb-210	2.76×10^{-11}	2.36×10^{-11}	2.61×10^{-11}
Ra-226	7.59×10^{-9}	6.56×10^{-9}	7.20×10^{-9}
Ac-227	5.97×10^{-10}	7.36×10^{-10}	6.50×10^{-10}
Th-229	1.78×10^{-8}	1.26×10^{-8}	1.58×10^{-8}
Th-230	5.81×10^{-5}	5.07×10^{-5}	5.53×10^{-5}
Pa-231	1.87×10^{-6}	2.40×10^{-6}	2.07×10^{-6}
Th-232	6.70×10^{-5}	6.17×10^{-5}	6.50×10^{-5}
U-233	8.63×10^{-5}	8.56×10^{-5}	8.60×10^{-5}
U-234	9.39×10^{-1}	8.26×10^{-1}	8.96×10^{-1}
U-235	4.00×10^{1}	5.53×10^{1}	4.58×10^{1}
U-236	5.21×10^{1}	4.94×10^{1}	5.11×10^{1}
Np-237	6.51×10^{0}	6.39×10^{0}	6.47×10^{0}
U-238	8.34×10^{3}	6.53×10^{3}	7.65×10^{3}
Pu-238	2.42×10^{0}	2.15×10^{0}	2.31×10^{0}
Pu-239	4.71×10^{1}	4.31×10^{1}	4.56×10^{1}
Pu-240	2.82×10^{1}	2.21×10^{1}	2.58×10^{1}
Am-241	1.15×10^{1}	1.08×10^{1}	1.13×10^{1}
Pu-242	9.28×10^{0}	7.37×10^{0}	8.56×10^{0}
Am-243	2.48×10^{0}	1.98×10^{0}	2.29×10^{0}
Cm-245	6.63×10^{-2}	5.73×10^{-2}	6.29×10^{-2}
Am-243	1.21×10-2	8.11×10-3	1.06×10-2

表 4-3：廢棄物罐射源項資訊

冷卻時間 (yr)	中子 (n/s)	燃料加馬 (photon/s)	結構物加馬 (photon/s-kgSS)
40	6.428×10^{7}	6.735×10^{14}	1.959×10^{13}

表 4-4：活化與分裂產物之放射性核種存量

活化與分裂產物	mol/BWR廢棄物罐	mol/PWR廢棄物罐
C-14	9.05×10^{1}	3.02×10^{1}
Cl-36	3.23×10^{0}	1.58×10^{1}
Ni-59	3.24×10^{2}	1.35×10^{3}
Se-79	2.17×10^{-1}	2.50×10^{-1}
Sr-90	7.21×10^{0}	6.76×10^{0}
Zr-93	2.75×10^{3}	9.11×10^{2}
Nb-94	2.50×10^{-1}	4.02×10^{4}
Tc-99	2.71×10^{1}	2.43×10^{1}
Pd-107	7.91×10^{0}	6.89×10^{0}
Sn-126	5.35×10^{-1}	4.72×10^{-1}
I-129	4.18×10^{0}	3.72×10^{0}
Cs-135	1.09×10^{1}	8.53×10^{0}
Cs-137	1.21×10^{1}	1.11×10^{1}
總計	3.24×10^{3}	4.26×10^{4}

表 4-5：錒系元素之放射性核種存量

錒系元素	mol/BWR廢棄物罐	mol/PWR廢棄物罐
Th-232	6.70×10^{-5}	6.28×10^{-5}
U-236	5.21×10^{1}	5.01×10^{1}
Pu-240	2.82×10^{1}	2.31×10^{1}
Th-229	1.78×10^{-8}	1.44×10^{-8}
U-233	8.63×10^{-5}	9.06×10^{-5}
Np-237	6.51×10^{0}	6.80×10^{0}
Am-241	1.15×10^{1}	1.11×10^{1}
Cm-245	6.63×10^{-2}	7.78×10^{-2}
Pb-210	2.76×10^{-11}	2.71×10^{-11}
Ra-226	7.59×10^{-9}	7.52×10^{-9}
Th-230	5.81×10^{-5}	5.81×10^{-5}
U-234	9.39×10^{-1}	9.47×10^{-1}
U-238	8.34×10^{3}	6.51×10^{3}
Pu-238	2.42×10^{0}	2.46×10^{0}
Pu-242	9.28×10^{0}	8.40×10^{0}
Cm-246	1.21×10^{-2}	1.26×10^{-2}
Ac-227	5.97×10^{-10}	6.25×10^{-10}
Pa-231	1.87×10^{-6}	2.03×10^{-6}
U-235	4.00×10^{1}	4.63×10^{1}
Pu-239	4.71×10^{1}	4.28×10^{1}
Am-243	2.48×10^{0}	2.37×10^{0}
總計	8.53×10^{3}	6.70×10^{3}

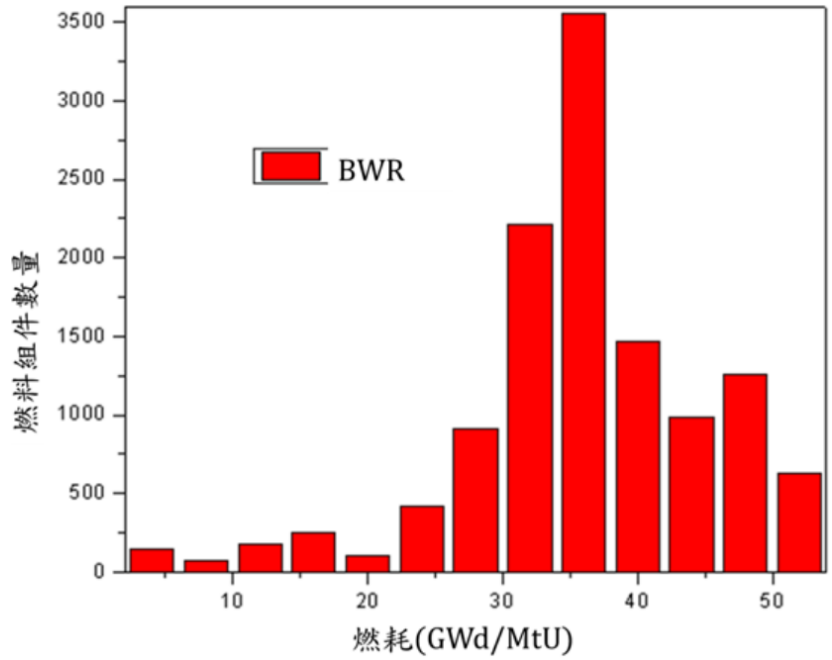


圖 4-5：BWR燃料組件燃耗資訊統計

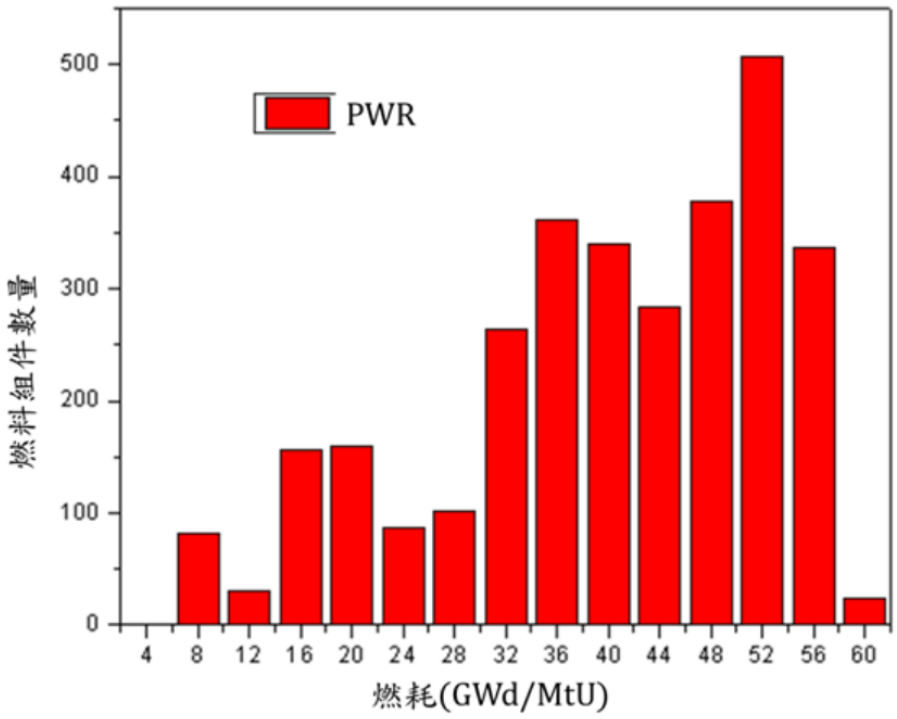


圖 4-6：PWR燃料組件燃耗資訊統計

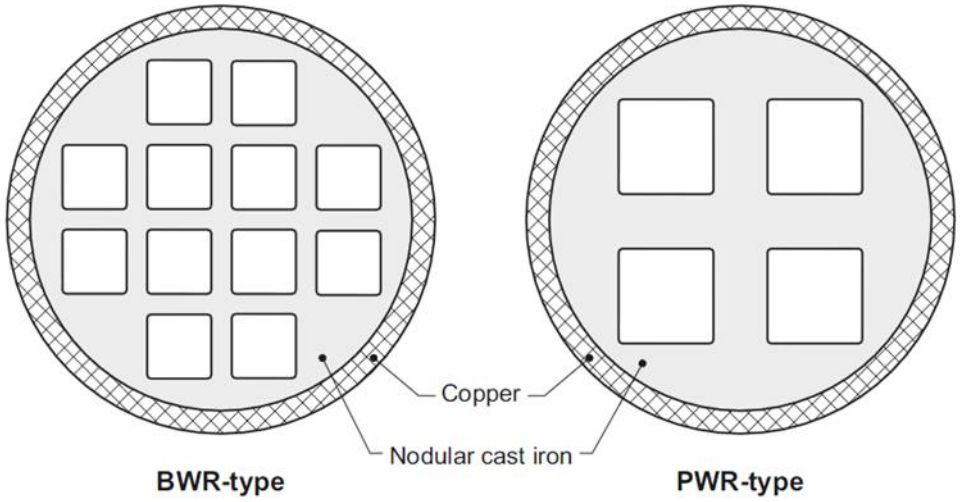


圖 4-7：BWR及PWR廢棄物罐類型之設計差異示意圖

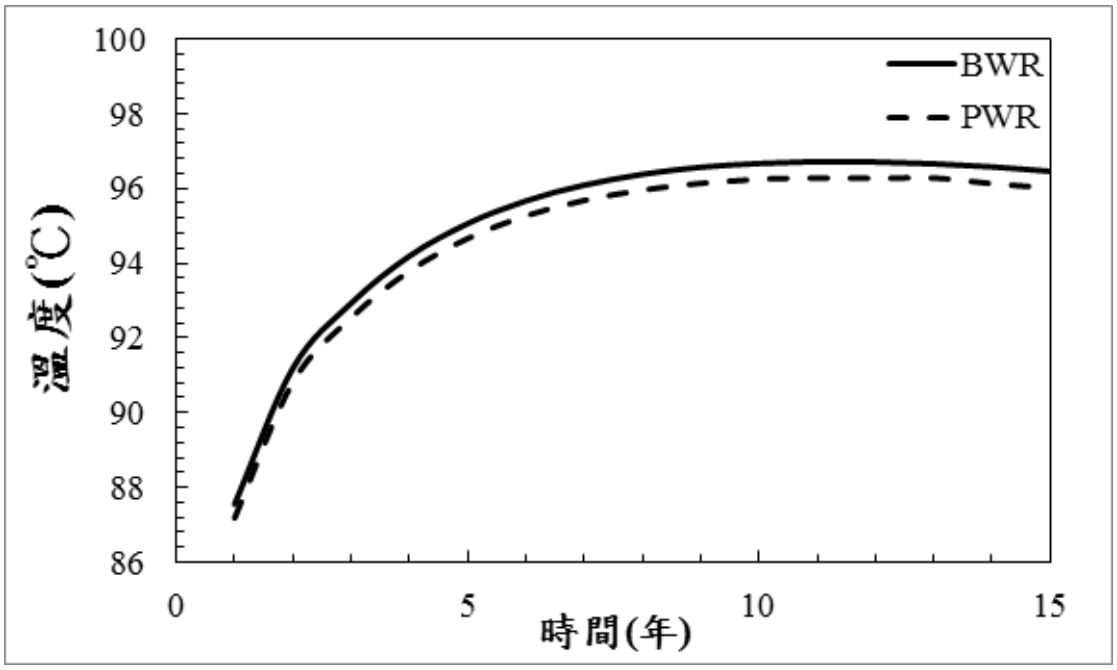


圖 4-8：處置後廢棄物罐表面溫度演化

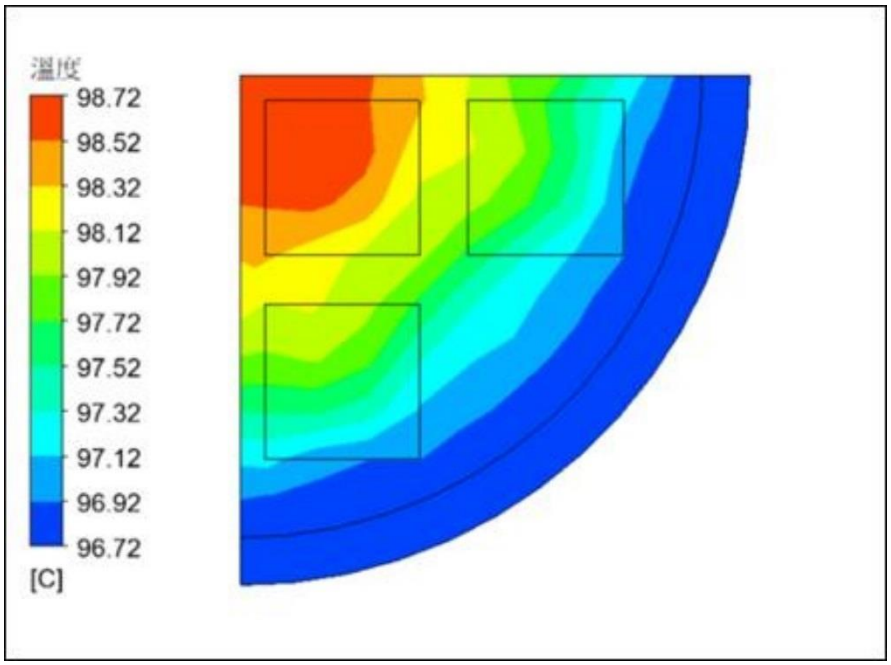


圖 4-9：BWR廢棄物罐中間高度之罐體內部溫度分布圖(冷卻11年)

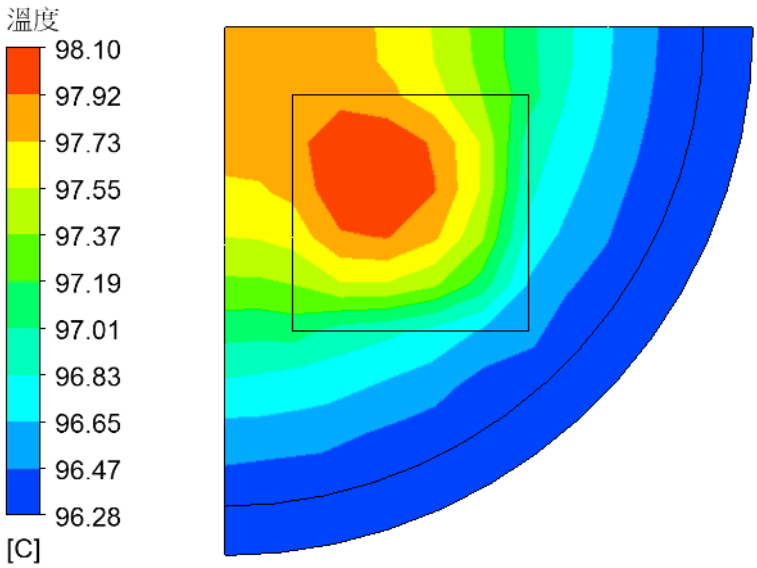


圖 4-10：PWR廢棄物罐中間高度之罐體內部溫度分布圖(冷卻11年)

4.5. 工程障壁系統及處置設施的設計需求

本節提出廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁配置、回填與封塞、地下設施、地表設施、連通設施、處置孔之設計需求，以及現階段設計成果。配合處置設施設計技術發展，參考瑞典或芬蘭經驗之系統參數資料，依本土環境或燃料條件進行技術評估與驗證。對於SNFD2017參考案例既有數據不足處則採用國外較為保守之條件進行評估。

4.5.1. 廢棄物罐

廢棄物罐基本功能是包封放射性物質與遲滯放射性核種釋出，並維持運轉過程中符合輻射安全的法規要求；故廢棄物罐須滿足的需求如下：

(1) 抗圍壓條件

廢棄物罐需承受周圍膨潤土回脹壓力與地下水壓，並參考瑞典SKB報告(SKB, 2010g, p15)，回脹壓力約6 MPa至15 MPa。長期演化分析顯示，離島結晶岩測試區在每12萬年循環的冰河期中，仍不會受冰層覆蓋；在極端保守假設下，參考瑞典接近北極圈的設計條件(SKB, 2010g, p15)，廢棄物罐須至少能承擔45 MPa之圍壓。

(2) 抗不均勻壓力

針對因不同飽和密度膨潤土經地下水入滲，以致完全飽和後將產生不均勻的回脹壓力，使廢棄物罐承受彎矩效應，故設計時需予考慮。

(3) 抗剪力條件

處置設施在封閉後，當地震發生時，可能使處置孔周圍母岩的既有裂隙發生錯動，並對緩衝材料與廢棄物罐形成剪力作用，故設計時須予考慮。

(4) 抗腐蝕條件

廢棄物罐使用的銅應為高純度銅，其氧含量僅容許數10 ppm，避免晶界腐蝕。

(5) 輻射劑量

依據「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第9條規定：高放射性廢棄物處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv。

(6) 表面劑量率

為避免地下水輻射水解及緩衝材料膨潤土受輻射影響，故限制廢棄物罐表面劑量率限值要小於1 Gy/hr(SKB, 2010, p30)；另外，亦需於考量用過核子燃料之中子與加馬射線對廢棄物罐造成材料性質的改變，參考SKB研究結果(SKB, 2001)，在100萬年的安全評估時間尺度中，可以忽略廢棄物罐內襯鑄鐵與銅殼因曝露在中子與加馬射線而產生之物理性質變化。

(7) 核子臨界

為確保臨界安全，故廢棄物罐內須維持在次臨界狀態，即中子有效增殖因子需小於1，而為保守起見再取5%的保守度，故中子有效增殖因子需小於0.95(SKB, 2010c, p26)。

4.5.1.1. 抗腐蝕性能

4.5.1.1.1. 廢棄物罐腐蝕影響因素

廢棄物罐由銅殼與鑄鐵內襯組裝而成，銅殼可保護鑄鐵內襯，使鑄鐵內襯與外界環境隔離。藉由研究處置環境可能的腐蝕條件，以了解廢棄物罐的腐蝕機制，提供安全評估所需圍阻失效的可能時間，使處置設施因腐蝕情節衍生的安全性能獲得確認。

主要造成廢棄物罐腐蝕的因素包含下列幾項：

(1) 輻射的影響

緩衝材料在未飽和期間，潮濕空氣可能會存在於廢棄物罐與緩衝材料之間，經加馬輻射照射後會形成硝酸，最終溶於飽和緩衝材料孔隙水中，造成廢棄物罐腐蝕。在飽和之後，輻射照射廢棄物罐附近的水，將導致氧化劑與氫的形成，而這些氧化劑亦會導致廢棄物罐腐蝕。

(2) 氧的影響

在處置隧道封閉之前，廢棄物罐會有一段時間曝露於大氣環境中，這段時間內空氣中的氧氣會對廢棄物罐造成腐蝕。在處置隧道封閉初期，氧氣為廢棄物罐腐蝕之最主要原因，其來源就是存在於緩衝材料與回填材料孔隙中的空氣。

(3) 硫化物的影響

緩衝材料及回填材料中的黃鐵礦，在緩衝材料飽和後可溶解出硫化物，若經由緩衝材料擴散到達廢棄物罐表面，將會造成廢棄物罐腐蝕。硫酸鹽還原菌可還原緩衝材料及回填材料或地下水中的硫酸鹽，使其變成硫化物溶解於水中，成為腐蝕因子的來源之一。地下水中所含的硫化物會透過擴散或是平流到達廢棄物罐表面，造成廢棄物罐腐蝕。

4.5.1.1.2. 廢棄物罐腐蝕評估方法

處置設施環境會發生的主要腐蝕作用，可分為有限腐蝕作用與長期腐蝕作用。有限腐蝕作用來自空氣輻射分解、水輻射分解與封閉前大氣中的氧，而封閉後初期受困的氧氣、黃鐵礦的硫化物與硫酸鹽還原菌產生的硫化物，這些腐蝕作用受限於腐蝕劑的總量，亦可歸類為有限腐蝕作用。當進入無氧時期，主要的腐蝕劑來自地下水，腐蝕劑透過擴散或平流方式到達廢棄物罐表面，對廢棄物罐造成長期腐蝕作用。

有限腐蝕作用依照其發生原因，可計算出與廢棄物罐發生反應的腐蝕劑總量，再利用化學質量平衡，求出腐蝕深度；長期腐蝕作用則考慮完整緩衝材料與緩衝材料侵蝕2種情況，亦可求得腐蝕速率。彙整有限腐蝕作用所有的腐蝕深度，藉此推估廢棄物罐之銅殼的剩餘厚度，再利用長期腐蝕作用求得之腐蝕速率，以評估廢棄物罐的失效時間。

4.5.1.1.3. 廢棄物罐腐蝕評估

空氣輻射分解經由輻射劑量與半衰期，計算出腐蝕劑總量為0.0075 mol，於廢棄物罐周圍表面進行全面腐蝕作用，所對應的銅殼

腐蝕深度為1.3×10^{-6} mm；水輻射分解利用廢棄物罐設計計算輻射水體積，可得腐蝕劑總量28.29 mol，所造成銅殼廢棄物罐的全面腐蝕深度為0.011 mm；封閉前大氣的氧，預估在封閉前廢棄物罐會置於處置設施環境3年，其造成之腐蝕深度為0.0015 mm；封閉後初期受限的氧氣，則依據處置設施設計，分別求出處置設施回填材料及緩衝材料中孔隙體積，考慮擴散作用後，回填材料及緩衝材料中的空氣能到達廢棄物罐表面，長期下來將分別造成0.0865 mm及0.0155 mm的腐蝕深度；進入無氧階段考慮硫化物的影響，利用回填材料及緩衝材料中黃鐵礦硫化物含量、溶解度及硫化物在緩衝材料的擴散係數，計算出腐蝕深度為0.114 mm；硫酸鹽還原菌所產生的硫化物經由試驗結果推估，當膨潤土飽和密度為2,000 kg/m^3，Cu_xS產物生成速率為3.4×10^{-14} $mol/mm^2/day$，則相對應之銅殼廢棄物罐腐蝕深度為0.177 mm。有限腐蝕作用的腐蝕結果如表 4-6，經評估100萬年內有限腐蝕所造成的總腐蝕深度預計將小於1 mm。

此外，離島結晶岩測試區之地下水硫化物平均濃度為2.02×10^{-7} M，此值是由5個深度400 m至500 m的鑽孔平均量測數據計算而得，5個鑽孔的硫化物濃度累積分布圖如圖 4-11所示。然在此評估案例，則以此5個鑽孔中所計算出最高的硫化物濃度5.37×10^{-6} M，進行後續的腐蝕評估。離島結晶岩測試區經水文地質模擬得到處置孔編號DH-631將有最大等效初始通量，也就是最有可能發生廢棄物罐腐蝕失效之處置孔，處置孔位置如圖 4-12所示。若不考慮緩衝材料侵蝕之影響，經過100萬年廢棄物罐在完整緩衝材料的保護下，此處置孔之廢棄物罐僅有0.00936 mm的腐蝕深度。因此，若廢棄物罐在完整緩衝材料保護下，即使經過100萬年廢棄物罐腐蝕失效的可能性仍非常低。上述所有腐蝕作用所造成的總腐蝕量皆未影響廢棄物罐腐蝕深度到公厘等級，如圖 4-13所示。

如地下水流速較快，將會使處置孔內緩衝材料發生侵蝕，需進一步評估地下水平流之長期腐蝕作用。故藉由水文地質模擬，取得各處置孔之地下水流速、等效初始通量及導水係數，經由計算可以得到處置孔中之緩衝材料侵蝕時間、廢棄物罐腐蝕時間及失效時間；結果如

表 4-7所示，可知所有處置孔中5個最短失效時間的廢棄物罐，其失效時間皆超過100萬年。因此，在此條件下廢棄物罐腐蝕失效的可能性非常低。

4.5.1.2. 抗壓性能

廢棄物罐圍壓設計需求為45 MPa，廢棄物罐的抗壓能力說明如下：

(1) 瑞典SKB曾對廢棄物罐進行抗壓測試(SKB, 2010g, p38-p39)，試體包括鑄鐵內襯具有12 mm的偏心現象(如圖 4-14)及正常樣品2種。具有缺陷試體加壓負載至130 MPa，將產生近20 mm的塑性變形；正常試體，則是加壓直至產生挫曲變形，壓力負載為139 MPa，由此驗證兩者均可確保能夠承受45 MPa的設計壓力。

(2) 根據離島結晶岩測試區現地應力量測結果(附錄B)，於306 m深度處垂直應力為8.11 MPa、最大水平應力為10.68 MPa及最小水平應力為5.75 MPa；於430 m深度處垂直應力為11.4 MPa、最大水平應力為14.43 MPa及最小水平應力為9.38 MPa。依此趨勢採用線性關係概估，則於500 m深度之垂直應力為13.26 MPa、最大水平應力為16.55 MPa及最小水平應力為11.43 MPa。目前離島結晶岩測試區之研究，並未顯示於冰河期有冰層負載，故現地應力仍小於廢棄物罐圍壓設計之45 MPa。

(3) 為更精確評估廢棄物罐抗壓能力，以數值模擬方式進行抗壓性能分析，先以32 MPa之圍壓進行加載，後續分別以40 MPa至75 MPa，每間隔5 MPa的分段式加載，求得各分段的抗壓性能分析結果如表 4-8；參考SKB對應力分析結果，採用von Mises應力作為比較基準，von Mises應力係將某一特定點之各主軸應力轉換成等效應力值，其定義為如(4-1)：

$$\sigma_{vM} = \left\{ \frac{\left[(\sigma_x - \sigma_y)^2 + (\sigma_y - \sigma_z)^2 + (\sigma_z - \sigma_x)^2 \right]}{2} + 3(\tau_{xy}{}^2 + \tau_{yz}{}^2 + \tau_{zx}{}^2) \right\}^{1/2} \quad (4\text{-}1)$$

其中，

σ_{vM}= von Mise應力值，[Pa]。

σ_x=該點應力元素以卡氏座標主軸x方向之主要應力值，[Pa]。

σ_y=該點應力元素以卡氏座標主軸y方向之主要應力值，[Pa]。

σ_z=該點應力元素以卡氏座標主軸z方向之主要應力值，[Pa]。

τ_{xy}=施於應力元素表面的剪應力方向為垂直於x且平行於y軸，[Pa]。

τ_{yz}=施於應力元素表面的剪應力方向為垂直於y且平行於z軸，[Pa]。

τ_{zx}=施於應力元素表面的剪應力方向為垂直於z且平行於x軸，[Pa]。

當廢棄物罐承受45 MPa等向壓力時，廢棄物罐所承受最大von Mises應力為240.27 MPa，並且依據瑞典SKB報告(SKB, 2010g, p21)與容許應力值395 MPa相比較，其安全係數超過1.5以上；施加至50 MPa的等向壓力，安全係數約1.5；而持續分析至75 MPa，安全係數降為1.2。

4.5.1.3. 核子臨界與表面劑量率

核子臨界評估的目的，是為確保用過核子燃料於處置期間，均維持次臨界狀態，以避免危及處置設施安全；廢棄物罐表面輻射劑量率評估的目的，在於提供處置作業之人員輻射安全，以符合相關法規要求。另輻射劑量率分析結果，亦可作為輻射水解對處置場安全影響之評估依據。廢棄物罐臨界與輻射屏蔽分析採用之數據，取自本土化放

射性核種存量與輻射源項分析結果，配合KBS-3處置概念之廢棄物罐，進行評估計算。

核子臨界分析使用蒙地卡羅法屏蔽分析程式(Monte Carlo N-Particle, MCNP)之通用粒子遷移程式(LANL, 2003a, Vol1；LANL, 2003b, Vol2；LANL, 2003c, Vol3)進行評估，依據廢棄物罐與用過核子燃料組件的設計條件，將用過核子燃料耗乏產生之分裂產物與錒系元素，納入考量相互競爭消耗中子之情況，計算之中子有效增殖因子仍小於0.95，以確認在廢棄物罐內不會發生臨界現象。

廢棄物罐表面輻射劑量率之評估，主要以蒙地卡羅法屏蔽分析程式進行模擬計算，依廢棄物罐設計之幾何與材質等資訊，建立三維計算模型。同時，根據前述用過核子燃料射源項輻射特性，進行屏蔽分析。結果顯示，廢棄物罐表面輻射劑量率約為0.14 Gy/hr，小於設計限值1 Gy/hr，符合廢棄物罐設計基準之要求。屏蔽分析之劑量率計算結果，亦可作為處置設施地下水輻射分解現象之評估參數，以瞭解該現象對廢棄物罐腐蝕速率之潛在影響與衝擊，可確保處置設施安全。

4.5.1.4. 厚度

銅殼厚度的決定係根據處置環境的抗腐蝕需求以及屏蔽效能。以離島結晶岩測試區為例，如無緩衝材料被侵蝕之狀況，則5 cm的銅殼厚度(含銅殼焊接)可抵抗至少100萬年的腐蝕作用。若考慮緩衝材料受最嚴重侵蝕的情況，廢棄物罐仍具有足夠餘裕的安全性能。

4.5.1.5. 製造

對於銅殼與鑄鐵內襯的製造、品管及設計規格要求，分別如下所述。

(1) 鑄鐵內襯製造

球墨鑄鐵為製作鑄鐵內襯之材料。以下再細分為鋼蓋與燃料格架內襯2部分：

(a) 鋼蓋

用於內襯密封。於廢棄物罐工廠配合鑄鐵罐進行最後尺寸、中心螺絲孔洞與閥之加工；相關的螺栓、墊片與換氣閥裝置亦在廢棄物罐工廠進行組裝(SKB, 2010d, p61)。

(b) 燃料格架內襯

製程上需先將內部的方管銲接在一起，當方管放進鑄模內後，方管內部須填滿沙子，以避免鑄造時造成方管變形。澆鑄鑄鐵熔液之方法有2種，分為由上澆置與由下灌入方式。當鑄鐵澆鑄完成後，須在鑄模中冷卻數天才能拆模取得內襯(SKB, 2002, p30; SKB, 2010d, p60-p61)。

(2) 銅殼製造

分為銅蓋、銅殼及兩者的銲接3部分，分別說明如下：

(a) 銅蓋

用於銅殼密封的銅蓋(銅上蓋與銅底蓋)，採用銅鑄錠(ingot)進行鍛造加工完成。

(b) 銅殼

銅殼可由銅鑄錠採滾壓成型(roll-forming)、穿刺成形(pierce-and-draw)、或擠壓成型(extrusion)方式進行製造。擠壓成型因有高程度的再現性與符合材料特性，故為目前可行的製造參考方法。擠壓成型的製造流程乃先以銅鑄錠置入壓製機組中，初步加熱擠壓成中空銅錠後，再置入機組中壓製成所需厚度之成品(SKB, 2002, p19-p25; SKB, 2010d, p68-p71)。

(c) 銅殼與銅蓋之銲接

摩擦攪拌銲接(Friction Stir Welding, FSW)對銅殼與銅蓋之銲接可獲得較高品質，故摩擦攪拌銲接為廢棄物罐合適的銲接方式。瑞典SKB於2003年1月已開發完成全尺寸試驗的摩擦攪拌銲接廢棄物罐機台，並已驗證可用來執行全尺寸廢棄物罐的銲接(SKB, 2004, p11)。

4.5.2. 緩衝材料

緩衝材料為填充於處置孔內與廢棄物罐周圍的材料。設計概念基於緩衝材料能對處置設施的安全性，發揮圍阻與遲滯核種傳輸的特性，來訂定功能需求。現階段採用MX-80膨潤土進行緩衝材料特性之探討。本報告之緩衝材料特性研究處於技術與設備建立階段，目前採用國際間發展成熟之MX-80型膨潤土研究成果，應用於工程設計與安全評估之技術可行性評估，而國內目前已發展並進行材料基本性質研究，目標材料以MX-80型膨潤土，部份輔以中國高廟子膨潤土及SPV-200型膨潤土做比較，包含材料成分分析、熱傳導特性、回脹特性及水力傳導特性等。此外，亦持續建立氣體對緩衝材料影響、地下水組成對緩衝材料/回填材料影響及緩衝材料熱-水-力耦合行為等實驗設備之建立，未來將持續探討並評估本土環境對緩衝材料特性之影響，作為下階段概念設計與安全評估之用。

4.5.2.1. 熱傳特性

考量處置設施工程障壁材料之穩定性與工程性能，緩衝材料設計需具備足夠的熱傳導特性，使廢棄物罐內用過核子燃料產生之衰變熱可有效傳導，保持緩衝材料周圍環境溫度低於100 ℃。

在用過核子燃料處置初期，緩衝材料呈未飽和狀態，故設計時需考量緩衝材料於未飽和狀態下，不同含水量條件之熱傳性質。Börgesson等人(Börgesson et al., 1994, p30)以MX-80膨潤土壓製為孔隙比0.8之膨潤土塊體，於不同含水條件下之熱傳導係數試驗，結果顯示其未飽和至飽和狀態之熱傳導係數值範圍，在0.6 W/(m・K)至1.3 W/(m・K)之間(Börgesson et al., 1994, p30)。本研究亦利用MX-80型膨潤土進行不同孔隙條件下之熱傳導係數量測，含水量17%、孔隙比範圍在0.65至1.3之間，熱傳導係數值約在0.85 W/(m・K)至0.39 W/(m・K)範圍內。

4.5.2.2. 水力特性

緩衝材料之設計，需能有效限制影響處置設施功能與安全之溶質傳輸行為，故緩衝材料需具備低滲透性，以有效限制放射性核種由廢棄物罐傳輸至處置母岩，以及有效限制腐蝕劑由處置母岩傳輸至廢棄物罐表面。

廢棄物罐周圍之緩衝材料需具備足夠低的水力傳導特性，使得溶質傳輸以擴散為主要機制。可利用Darcy定律來計算此條件之水力傳導係數如式(4-2)所示：

$$D_e/\Delta L > Ki \qquad (4\text{-}2)$$

其中，

D_e=有效擴散係數，陰離子之有效擴散係數約為10^{-12} m^2/s；陽離子之有效擴散係數約為10^{-10} m^2/s。

ΔL=傳輸距離，以一維條件之緩衝材料參考設計厚度為0.35 m。

K=水力傳導係數，[m/s]。

i=水力梯度，在處置設施封閉後並達到平衡時，含水層之水力梯度可假設為0.01。

根據上式，當水力傳導係數小於2.86×10^{-10} m/s時，傳輸行為將以擴散為主。由於地下水中陽離子與緩衝材料交互影響後，會提高緩衝材料之水力傳導係數，故為提升安全考量，應將水力傳導係數控制在小於10^{-12} m/s(SKB, 2010h, p67)。為確保緩衝材料可以有良好的自癒性能，其回脹壓力需大於1 MPa，其參考值為考量緩衝材料水力傳導係數低於10^{-12} m/s時之相對應回脹壓力(Karnland et al., 2006, p42)。緩衝材料MX-80膨潤土在飽和密度2,000 kg/m^3且低鹽度水(NaCl 3.0 M)條件下，其水力傳導係數可低於10^{-13} m/s(Karnland et al., 2006, p47)。

4.5.2.3. 力學特性

緩衝材料之力學行為的評估，需考慮無圍壓縮強度、彈性模數、剪力強度、抗拉強度、初始孔隙率、壓縮指數、回脹指數及極限狀態參數等。緩衝材料之力學特性，受其乾密度設計、緩衝材料中黏土含量及圍壓大小等影響。

國內學術研究曾以MX-80膨潤土混合不同比例之花崗岩碎石探討力學特性，針對力學性質有以下建議(陳志霖，2000，p55)：

(1) 緩衝材料之應力–應變形態：應避免產生脆性破壞為其設計目標，以充分達到保護廢棄物罐的目的。

(2) 緩衝材料力學強度之上限：應低於廢棄物罐之設計強度，以避免出現緩衝材料將廢棄物罐壓壞的意外。

4.5.2.4. 化學特性

緩衝材料之設計，必須有效限制或抑低廢棄物罐受腐蝕之有害物質，如有機物、氧化物、硫化物、氮化合物及微生物，以確保緩衝材料可有效保護廢棄物罐不致被破壞。

膨潤土內的黏土礦物，其層間陽離子的離子交換反應，以及表面羥族(hydroxyl)的酸/鹼反應(質子化作用(protonation)/去質子作用(deprotonation))，控制緩衝材料內孔隙水初始的化學性質。

(1) 吸附

夯實膨潤土塊對於多數的放射性核種都具有較高的分配係數，分配係數為材料吸附元素之濃度與溶液中元素濃度的比值，分配係數為描述放射性核種吸附程度的指標之一。分配係數的取得方法，是利用批次吸附試驗，此外，也可以從完整膨潤土以擴散試驗方法直接量測。以夯實膨潤土塊為例，由擴散試驗得到的分配係數，比批次吸附試驗得到的分配係數，更適合實際的處置系統。

(2) 膠體過濾

當處置設施封閉，且處於飽和狀態後，此時若廢棄物罐受損，放射性核種將溶解於地下水中，並與廢棄物罐周圍夯實膨潤土塊內之膠體物質結合；因此，緩衝材料之膠體濾性能可減緩放射性

核種遷移。Kurosawa et al.(1997, p963-p970)曾利用膠體物質進行過濾試驗，評估緩衝材料中膠體物質傳輸行為，結果顯示乾密度超過1,000 kg/m^{3}的膨潤土試體，即可有效阻隔膠體物質通過。

(3) 蝕變

在膨潤土內蒙脫石(Montmorillonite)層間結構陽離子的交換作用，以及膨潤土中蒙脫石以外的礦物間與地下水的交互作用，會在不同的環境條件下發生，如溫度、孔隙水化學等。此外，地下水所溶解的矽沉澱會造成膠結作用。膨潤土的這些蝕變行為，會造成緩衝材料特性的改變。

4.5.2.5. 氣體滲透性

緩衝材料需容許氣體通過，以避免因氣體聚積造成處置孔內壓，使系統承受過大壓力而受損。

氣體滲透性(gas permeability)指氣體通過膨潤土之能力，日本相關研究顯示緩衝材料氣體滲透性的幾項研究成果如下(2000b, pIV-29)：

(1) 對於砂含量30%，乾密度1,600 kg/m^{3}的膨潤土混合物，氣體滲透率為1.0×10^{-17} m^2；乾密度1,800 kg/m^{3}的純膨潤土，氣體滲透率在1.0×10^{-20} m^{2}至1.0×10^{-21} m^{2}之間。

(2) 氣體在膨潤土中遷移的突破壓力，隨乾密度及回脹應力的大小依比例而增加。

(3) 氣體滲透率隨液體飽和度的增加而降低。

英國、瑞典、芬蘭、法國及加拿大等國家持續進行膨潤土內之氣體遷移相關研究，透過實驗室尺度實驗及大尺度現地實驗，觀察並探討氣體於飽和膨潤土內之傳輸特性；目前參考各國技術與實驗成果，發展本土之氣體滲透試驗，迄今已完成實驗設備建置，未來將持續進行緩衝材料氣體傳輸試驗，觀察氣體遷移對緩衝材料之影響，提供後續安全評估之用。

4.5.2.6. 緩衝材料規格

SNFD2017參考案例緩衝材料規格需求如表 4-9，目前採用純膨潤土為緩衝材料，未來不排除考量其他材料或配比設計，以配合適宜本土深層地質環境之設計。緩衝材料設計參數選用說明如下：

(1) 蒙脫石含量為75%至90%

依設計需求而定，需具備足夠之回脹性能，緩衝材料具備高回脹性能，主要是膨潤土中蒙脫石含量的影響(SKB, 2010e, p25)。

(2) 回脹壓力為1 MPa至15 MPa

基本回脹壓力需大於1 MPa，以有效提供廢棄物罐支撐，以及處置孔與緩衝材料塊體間之間隙的癒合能力(SKB, 2006a, p45)。回脹壓力須低於15 MPa，以避免過大壓力對廢棄物罐及處置孔周圍處置母岩造成剪切影響(SKB, 2011a, p30)。

(3) 飽和密度為1,900 kg/m^3至2,050 kg/m^3

緩衝材料需有足夠的回脹壓力以防止微生物在土體孔隙間生存，回脹壓力大於2 MPa可有效降低微生物活性，其條件相對於飽和密度1,900 kg/m^3(SKB, 2006b, p186)。緩衝材料飽和密度需低於2,050 kg/m^3，以保護廢棄物罐不受周圍母岩剪力破壞(SKB, 2011a, p30)。

(4) 初始含水量為5%至20%

初始含水量視材料自然含水量及夯實條件而定，約為5%至20%之間。

(5) 熱傳導係數0.5 W/(m・K)至0.8 W/(m・K)

回填材料亦需具備適當的導熱性能並維持處置設施環境低於100℃，以保持各工程障壁工程性能之長期穩定性；於飽和度40%至100%條件下，回填材料之熱傳導係數範圍約為0.5 W/(m・K)至0.8 W/(m・K)，熱傳導係數值於飽和度40%至100%條件下，熱傳導係數範圍約為0.5 W/(m・K)至0.8 W/(m・K)，該數值會隨著乾密度及含水量影響而變動。

(6) 飽和水力傳導係數低於1.0×10^{-12} m/s

緩衝材料應避免發生平流傳輸現象，以有效限制地下水流動，並使溶質傳輸以擴散機制為主，達到延緩放射性核種隨地下水流動釋出之目的，故其飽和水力傳導係數需低於1.0×10^{-12} m/s(SKB, 2010e, p31)。

(7)容許溫度為-4 ℃至100 ℃

確保緩衝材料在長時間下，不會變質且能保有原本的工程性能，容許環境溫度需低於100 ℃；但為避免膨潤土受冰凍影響失去原本之膠結自癒能力，其容許環境溫度亦需大於-4 ℃(SKB, 2011a, p255-p256)。

4.5.3. 工程障壁的規格與配置

依據前述廢棄物罐及緩衝材料之設計需求，進行工程障壁系統之規格設計與設置規劃。本報告所採用之多重障壁系統，包含(1)廢棄物罐(由銅殼與鑄鐵內襯所組成)；(2)純膨潤土之緩衝材料，依據處置孔尺寸，壓製成塊體型式，填充於處置孔中；(3)回填材料則由純膨潤土填充於處置隧道中；(4)混凝土封塞；(5)連通設施的回填材料等，另還有結晶岩質母岩所構成之天然障壁系統。

SNFD2017參考案例的處置隧道與處置孔剖面如圖 4-15所示，考量燃料尺寸及運送與功能性，暫定目前設計尺寸。後續若納入各工程障壁材料更新，以及處置孔尺寸與間距等功能性，可視特定組成部分的研究成果加以調整，以求得最適尺寸。

4.5.4. 地下設施

4.5.4.1. 地下設施工程材料

地下處置設施必須提供工程障壁系統安裝之功能。地下設施設計應基於設施所在地質特徵來滿足設計的先決條件，如地質構造、岩體體積及廢棄物罐數量等；另外，亦需考慮施工之經濟因素及可工作性，在建造、運轉及封閉階段時，盡可能消除地下設施設計對工程障壁系統的影響。

隧道支撐與襯砌是用於維持開挖之地下處置隧道，使其處於安全狀態的重要結構。這些隧道支撐與襯砌，主要由噴凝土、岩栓等組成，這些材料也要考慮處置設施長期使用的安全性，除了考量混凝土的強度及耐久性外，由於水泥基質漿體的化學性質與周圍岩石不同，亦須考量其化學組成對處置設施之影響，以滿足處置設施之長期安全。

傳統混凝土在地下處置設施作為建構材料，而其使用的標準波特蘭水泥漿體具有高鹼性的孔隙水(pH值約12.5)，當地下水與混凝土接觸後，混凝土中高鹼性孔隙水會擴散至地下水；然而，緩衝材料中的膨潤土在pH值大於11的環境中，其體積穩定性會受到影響，而使工程障壁系統無法良好達到保護廢棄物罐之效果，導致廢棄物罐的失效。因此，為達到工程障壁系統之功能性，將考慮低鹼混凝土作為建構材料的可行性。

4.5.4.2. 地下設施運轉期間受震穩定性

地下設施在岩體開挖過程，因解壓可能導致不穩定，故施工過程將藉由支撐結構予以強化，使地下設施得以完成，提供最終處置設施運轉。運轉期間可能導致隧道不穩定的主要自然災害來自地震，為確保處置隧道在運轉期間的穩定性，參考日本研究經驗以二維的處置隧道斷面，進行在平時與地震期間之隧道穩定性分析，並根據莫耳-庫倫破壞準則，計算隧道斷面的安全係數。

二維模式採用有限元素程式Geostudio建置隧道斷面，平時的穩定性分析考慮開挖解壓的影響，地震期間的應力分析則考慮加速度歷時之效應；分析結果顯示，開挖前後平均主應力無明顯差異，但軸差應力則會受到開挖影響，開挖造成之軸差應力結果如圖 4-16，隧道在開挖後之最低安全係數為1.26。地震分析採用PGA為0.3 g的地震波形，地震作用時之最低安全係數為1.25，且皆分布於隧道頂拱。

4.5.4.3. 開挖擾動帶

處置隧道開挖過程，將對隧道周圍岩體的結構完整性造成破壞，進而導致岩體的剪力波速下降及孔隙率增加的現象，此岩體特性改變範圍稱為開挖擾動帶(Excavation Damage Zone, EDZ)。

本計畫已針對開挖擾動帶進行相關研究，盧俊鼎等人(2004)已針對開挖擾動帶之研究現況進行彙編與回顧，其成果包括各國研究現況、國際上主要研究計畫與成果、開挖擾動帶之影響因素、擾動量測方法與技術等；盧俊鼎(2005)彙整國外處置設施開挖與模式分析經驗參數資料，就國外案例探討不同開挖方式對岩體裂隙、孔隙率等物理特性之影響，並探討岩體開挖方式與透水性變化之關聯性，以歸納透水性對岩體剪應變增量的影響；林志森(2016)以FLAC3D程式進行處置場開挖擾動帶之力學特性研究，探討主隧道及處置孔開挖時之變位與應力分析，並且分析開挖擾動帶與完整岩體之變位及應力比較、應力路徑發展、安全係數等。本報告則探討開挖擾動帶對於水力傳導係數之文獻研析與影響分析。

開挖擾動帶範圍與開挖工法有關，瑞典SKB Äspö地下實驗室曾比較全斷面隧道鑽掘機(Tunnel Boring Machine, TBM)鑽掘與鑽炸法造成的開挖擾動帶特性差異(SKB, 2008, p39-p41)，結果顯示全斷面隧道鑽掘機之開挖擾動帶範圍小於0.03 m，若採用鑽炸法則約在0.3 m至0.8 m。水力傳導係數的試驗結果，顯示原母岩水力傳導係數約為1×10^{-13} m/s至1×10^{-14} m/s；以全斷面隧道鑽掘機開挖，於隧道面周圍1 mm至2 mm範圍內的水力傳導係數約為1×10^{-9} m/s；在5 mm範圍內為2×10^{-11} m/s；而30 mm範圍內則為1×10^{-13} m/s。若採用鑽炸法開挖，則於頂拱及側壁面的水力傳導係數平均值分別為7×10^{-11} m/及4×10^{-10} m/s；於隧道地面所進行的水力傳導係數量測結果，則在1×10^{-7} m/s至2×10^{-10} m/s之間。

現階段處置隧道規劃採用鑽炸法進行開挖，因此，SNFD2017參考案例訂定處置隧道開挖擾動帶水力傳導係數為1×10^{-8} m/s及開挖擾動帶範圍為0.8 m。由於隧道工程的開挖技術日益精進，未來開挖之技術將可使開挖擾動帶的影響範圍更小。

4.5.5. 回填與封塞

4.5.5.1. 回填材料

回填材料本身之設計參數，需依相關驗證試驗或數值分析進一步精進，以符合安全功能之設計條件。初步設計參數功能說明如下：

(1) 蒙脫石含量大於50%

基本的回脹性能要求為提供自癒性能，並確保回填材料的回脹均勻性與避免隧道內形成水流通的通道。在完全飽和後，足夠的回脹性能也可以抑制緩衝材料上舉的回脹壓力，以保持緩衝材料的體積(SKB, 2010f, p33)。

(2) 回脹壓力需高於0.1 MPa

基本之回脹性能足以提供隧道支撐，與填充隧道周圍母岩周圍裂隙(SKB, 2010f, p26)。

(3) 乾密度須高於1,450 kg/m^3

主要考量為提供足夠力學支撐、回脹性能，以及有效抑制地下水流動，但實際密度規格則需視材料本身夯實能力(SKB, 2010f, p41)，並考量處置孔中緩衝材料飽和後之密度與回脹能力，以提供足夠的壓力使緩衝材料保持在處置孔中。

(4) 初始含水量條件

需視材料之夯實條件而定，瑞典SKB使用含水量為17%之MX-80膨潤土，並夯實為塊體後堆疊(SKB, 2010f, p34)。

(5) 熱傳導係數1.5 W/(m・K)

回填材料亦需具備適當的導熱性能並維持處置設施環境低於100℃，以保持各工程障壁工程性能之長期穩定性；另回填材料之熱傳導係數範圍約1.5 W/(m・K)，熱傳導係數值受材料之含水量影響而更低(SKB, 2010h, p181)。

(6) 飽和水力傳導係數低於1.0×10^{-10} m/s

回填材料應有效限制地下水流動使其溶質傳輸以擴散作用為主，延緩地下水流動及放射性核種釋出行為，飽和水力傳導係數需低於1.0×10^{-10} m/s (SKB,2010f, p26)。

(7) 容許溫度需大於-2 ℃

回填材料容許溫度須高於-2 ℃，以避免土壤冰凍影響其自癒特性(SKB, 2010h, p26)。

4.5.5.2. 封塞結構

處置孔與處置隧道之空間均須回填純膨潤土；最後，再用封塞結構隔離處置隧道與主隧道，而封塞結構封口前端，也設置過濾層及密封層。於處置設施運轉期間內，為防止輻射外洩造成危害，各處置隧道於完成置放作業及回填材料後，均立即以封塞結構密封。

封塞結構的設計如圖 4-17，係用來確保回填材料與緩衝材料於原來位置，並防止處置隧道內的水沿隧道流入主隧道；同時，也要避免處置孔內緩衝材料隨水流出，故水密封為其主要功能。同時，封塞結構還必須具備力學功能，用來抵擋來自母岩內的孔隙水壓及回填材料的回脹壓力，以及來自用過核子燃料衰變熱所產生的熱應力，故封塞結構之側面幾何形狀接近拱形，拱頂承受回脹壓力及熱應力，可將應力傳遞至上下岩盤，提供良好的支撐及穩定性。封塞結構採用純混凝土或鋼筋混凝土建造，除考慮上述外力外，亦須考慮混凝土本身於澆製後，材料的乾縮與潛變問題。

4.5.6. 處置設施設計

處置設施設計包括3個部分：地表設施、地下設施與連通設施(豎井及斜坡道)，以及處置隧道與處置孔。

依照處置隧道面積與長度，估計土方開挖量約80萬立方公尺。開挖運轉期間，開挖後的棄方經分類後可提供給工程使用，而封閉時所用回填土，未來將在進行評估與規劃保存適當存量。棄土區之安全將進行土方穩定性分析，避免土方邊坡滑動或擋土牆倒塌；而多餘的土方，規劃其他工程使用或運離處置場區域。

4.5.6.1. 地表設施與連通設施之設計

4.5.6.1.1. 地表設施

地表設施依其功能包括管理與行政系統、放射性廢棄物管理系統(包括用過核子燃料封裝廠)、環境監測與輻射管制系統、地下開挖暨岩石處理系統(包括緩衝材料備製工廠)、運輸系統及輔助系統等。管理與行政系統負責各系統彼此運作間的整合，是處置設施運轉良窳的關鍵，此外，放射性廢棄物管理系統是地表設施中最重要的運作系統，包括放射性廢棄物接收、暫貯與封裝等功能。因現階段SNFD2017參考案例之處置設施為島嶼型規劃設計，對外聯絡的運輸系統需同時考量海運與陸運相應的設施，以便於運輸。為維護處置場工作人員暨各附屬設施運作的安全，需進行環境輻射監控。處置設施必須設立輔助系統及環境監測與輻射管制系統，諸如電力供應與給水系統、消防與保安與保防系統、緊急避難系統等，且各系統內包含若干子設施，可使整體地表設施更趨完備。

4.5.6.1.2. 連通設施

連通設施分為豎井及斜坡道，豎井作為人員進出、通風及緊急逃生的設計，斜坡道作為物料設備與廢棄物運輸，於地下設施中央區域則設有適當之空間，以滿足處置設施建造、運轉及封閉階段的各項功能需求。目前處置概念斜坡道設計則考慮下列2種方式：

(1) 環繞場區斜坡道設計概念

斜坡道坡度以5%的緩坡作規劃，斜坡道轉彎處的坡度設計為水平，提供車輛減速的空間，降低載運機具的運輸風險。根據圖4-18及圖 4-19繞行方式，斜坡道部分的隧道總長度約為14 km，可達到處置深度約500 m。除斜坡道外，仍保留4座豎井的設計，並考慮將逃生用豎井設於地表主要處置設施範圍外，可提升作業人員的安全。

(2) 局部場區斜坡道設計概念

以降低斜坡道開挖總體積作為主要考量，斜坡道繞行方式如圖4-20及圖 4-21所示，藉由繞行的方式抵達處置區域；斜坡道的

設計坡度為8%，隧道總長度較低。此設計概念將豎井設置於場區範圍內，主要運輸豎井與斜坡道在固定深度另設有連通空間，可作為運輸彈性調度之用。

4.5.6.2. 處置隧道設計

詳細處置隧道設計列於附錄A。設計分析參考離島結晶岩測試區鑽孔測得的現地應力及應力方向：量測深度為430 m，垂直應力為11.4 MPa、最大水平應力為14.43 MPa及最小水平應力為9.38 MPa，最大水平主應力方向為N76.4°W。另外，處置隧道長軸方向應與最大水平主應力方向相同或正負30°之內，對於降低處置隧道及處置孔岩壁剝落有顯著效果(SKB, 2009b, p3)，故SNFD2017參考案例處置隧道長軸方向配置為N60°W，與最大水平主應力方向交角為16.4°，處置隧道間距40 m，處置設施設計配置如圖 4-22。

4.5.6.3. 處置孔配置設計

處置孔配置設計包含處置孔間距、位置、數量及範圍，影響因素包括廢棄物罐數量、衰變熱、地溫、主要導水裂隙及地震，各別敘述如下。

4.5.6.3.1. 參考配置

現階段廢棄物罐數量初步推估為2,505個，處置孔間距為6 m，考慮處置隧道封塞功能失效，可能導致回填材料乾密度降低至1,240 kg/m^3，評估第1個處置孔距處置隧道出口需大於20.6 m，最後處置孔距處置隧道底端需大於10 m。現階段規劃每個處置隧道可配置44個處置孔，需要62條處置隧道，整體處置設施可配置2,728個處置孔，足以容納初步推估的2,505個，保留餘裕223個處置孔(8.2%)。處置設施中並非所有處置孔的位置都能理想使用，可能的影響因素包括：岩性、地下水流、處置孔鑽掘品質及裂隙等，因此，目前SNFD2017參考案例處置設施可容納之廢棄物罐數量須大於推估數量，以保有處置孔配置上之彈性。

在實際開挖隧道前，無法得知裂隙確切的截切幾何，評估處置孔設計數量是否足夠，必須透過裂隙的統計資料跟處置設施配置進行分析。依據SNFD2017參考案例之隧道幾何設計(附錄A)與離散裂隙網路參數集(附錄B)，藉由將離散裂隙網路實現值後，模擬裂隙與隧道及處置孔(1條300 m處置隧道及44個處置孔)的截切情形，應用截切廢孔準則，藉以了解處置孔設計數量是否滿足。

截切廢孔準則係考慮臨界裂隙大小(Critical Fracture Size, CFS)來決定處置孔是否排除，而臨界裂隙大小考慮之半徑尺度，介於幾十公尺至幾百公尺之間。實際上，裂隙大小雖無法量測，但可透過地下隧道開挖後，藉由地質師或儀器進行隧道壁面裂隙的實際量測，以了解隧道與裂隙截切幾何。儘管許多裂隙位移量無法達到足以破壞廢棄物罐，但仍會依截切廢孔準則排除該處置孔，因此，考慮截切廢孔準則是相當保守及有效的設計。目前採用之處置孔廢棄條件為參考瑞典SKB做法，同時考量安全距離及截切廢孔準則(SKB, 2010l, p3)。

為了避免地震影響廢棄物罐之完整性，安全距離內的處置孔必須被排除使用，安全距離的定義為處置孔與斷層的垂直距離；而截切廢孔準則包含4組參數，其定義如下：

(1) 處置隧道全周長截切(Full Perimeter Intersection, FPI)：處置隧道壁面與裂隙相交，且裂隙完全貫穿隧道，在隧道壁面留下線型。
(2) 處置孔全周長截切(Extend Full Perimeter Intersection, EFPI)：處置孔與裂隙相交，且裂隙完全貫穿處置孔，在處置孔壁面留下線型。
(3) 處置隧道截切廢孔準則(Full Perimeter Criterion, FPC)：若FPI延伸線，截切廢棄物罐，則此處置孔將不用來置放廢棄物罐。
(4) 處置孔截切廢孔準則(Extended Full Perimeter Criterion, EFPC)：若連續有數個處置孔全周長截切，數量大於特定值(此值於本計畫訂為4個)，則這些處置孔將不用來置放廢棄物罐。

依據400次離散裂隙網路實現值，分析裂隙與300 m處置隧道及44個處置孔的模型截切，分析結果如表 4-10。FPI平均值表示有4.2

個裂隙全周長截切處置隧道；EFPI平均值表示有4.4個處置孔被全周長截切；FPC平均值表示有2.9個處置孔符合FPC廢孔準則；EFPC平均值表示有0.2個處置孔符合EFPC廢孔準則。廢孔比率等於(0.2＋2.9)/44×100%，約為7%，小於處置孔保留餘裕8.2%。

依據前述的各項考量，SNFD2017參考案例處置隧道配置距離太武山斷層350 m，距離太武山斷層的分支斷層550 m，處置隧道長軸方向與輝綠岩脈群走向垂直，且兩側處置隧道底端與輝綠岩脈各距約100 m，如圖 4-22。

4.5.6.3.2. 處置孔間距受熱影響評估

離島結晶岩測試區的地溫梯度為0.017 ℃/m，可推算出地下500 m處之環境溫度將比地表增加8.5 ℃。由處置設施初始溫度29.3 ℃、緩衝/回填材料及母岩之相關本土化參數，經熱傳分析得知，本研究針對離島結晶岩測試區處置孔之最適間距熱影響評估分析結果得知，處置孔間距應訂為6 m，方可滿足膨潤土溫度限值。

由瑞典SKB報告(SKB, 2009a, p54-55)可知，在輸入適當參數後，利用解析解之計算可得到處置孔間距與緩衝材料最高溫度增量之關係圖(稱為Nomographic chart)，並藉由查圖快速地得到處置孔之最適間距。本計畫運用FLAC3D程式代入前述相同邊界條件與環境參數，計算膨潤土最高溫度及對應之Nomographic chart，將計算結果與文獻進行驗證，如圖 4-23。結果顯示計算結果趨勢大致相符，說明本計畫已具有此分析技術。

未來將代入本土化參數，計算處置設施近場溫度分布之解析解，繪製本土化之Nomographic chart，以利在不同圍岩熱傳導係數下能快速而準確地決定處置孔之最適間距。

4.5.6.3.3. 處置孔受地震影響評估

處置設施封閉後，廢棄物罐受地震影響而可能遭受破壞的條件，主要為結晶岩體中的裂隙剪力位移，其會造成廢棄物罐剪切破壞。地震引致裂隙剪力位移研究方法採用數值模擬方式進行評估，以三維數

值模擬程式建立斷層與裂隙模型，斷層模型隨著地震規模的不同有不同的尺寸，裂隙模型包括不同的與斷層距離及傾角；動態模擬地震發生後，因應力重新分布而導致裂隙剪力位移量。參考地震模擬研究(SKB, 2010l, p120)，可以得知單一地震事件引致的裂隙位移量、裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係，如圖 4-24，假設裂隙位移量大於5 cm，廢棄物罐即失效，則其相對的分析參數如表 4-11。

表 4-6：有限腐蝕作用的腐蝕深度

腐蝕作用	評估方法	100萬年之腐蝕深度(mm)
空氣輻射分解	質量平衡 (G values求出腐蝕劑總量)	0.0000013
水輻射分解	質量平衡 (廢棄物罐周圍水體求出腐蝕劑總量)	0.011
封閉前大氣的氧	大氣腐蝕速率經驗值	0.0015
封閉後初期受限的氧	質量平衡	0.102
黃鐵礦的硫化物	質量傳輸 (質量平衡)	0.114
硫酸鹽還原菌產生的硫化物	高度夯實膨潤土 (Highly Compacted Bentonite) 實驗之 Cu_xS生成速率	0.177
總和	-	0.4055

表 4-7：離散裂隙網路中最短5個失效時間的廢棄物罐資料

處置孔編號	流量(m^3/yr)	侵蝕時間 (yr)	腐蝕時間 (yr)	失效時間 (yr)
DH-631	0.0119	1.61×10^5	2.96×10^7	2.98×10^7
DH-121	0.0092	1.79×10^5	3.87×10^7	3.89×10^7
DH-2712	0.0086	1.85×10^5	4.09×10^7	4.11×10^7
DH-2594	0.0077	2.01×10^5	4.60×10^7	4.62×10^7
DH-1433	0.0071	1.99×10^5	5.02×10^7	5.04×10^7

註：$[HS^-]=5.37 \times 10^{-6}$ mol/L。

表 4-8：廢棄物罐圍壓分段加載分析結果

負載案例	發生最大應力之材料	最大von Mises應力 (MPa)	安全係數(SKB) (容許應力/Mises應力)
圍壓32 MPa	鑄鐵	127.5	3
圍壓40 MPa	鑄鐵	213.59	1.84
圍壓45 MPa	鑄鐵	240.27	1.64
圍壓50 MPa	鑄鐵	266.96	1.47
圍壓55 MPa	鑄鐵	293.64	1.34
圍壓60 MPa	鑄鐵	320.32	1.23
圍壓65 MPa	鑄鐵	324.81	1.21
圍壓70 MPa	鑄鐵	324.06	1.21
圍壓75 MPa	鑄鐵	330.74	1.20

註：容許應力 395 MPa，容許應力/最大von Mises應力即為安全係數。

表 4-9：SNFD2017參考案例選用之緩衝材料規格

項目	規格說明	參考來源
材料組成	**純膨潤土**	**-**
蒙脫石含量 [%]	75至90	SKB, 2010e, p25
回脹壓力 [MPa]	1至15	SKB, 2010e, p20; p31；SKB, 2011a, p30
飽和密度 [kg/m^3]	1,900至2,050	SKB, 2010e, p31
初始含水量 [%]	5至20 (實際仍需視材料的自然含水量及夯實條件而定)	SKB, 2010e, p26
熱傳導係數 [W/m・K]	0.7至1.3	Börgesson et al., 1994, p29
飽和水力傳導係數 [m/s]	$< 1.0\times10^{-12}$	SKB, 2010e, p31
容許溫度[℃]	-4至100	SKB, 2010e, p31；SKB, 2010h, p20
施工要求	廢棄物罐體與緩衝材料間之工作縫隙、緩衝材料與處置孔間之工作縫隙，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充	台電公司，2010b，c3p28

表 4-10：FPI、EFPI、FPC及EFPC數量平均值及標準差

項目	FPI	EFPI	FPC	EFPC
平均值	4.2	4.4	2.9	0.2
標準差	2.0	2.3	2.0	1.2

註：300 m處置隧道及44個處置孔。

表 4-11：位移大於5 cm之裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係

地表線型長度	裂隙傾角	與斷層距離	避開裂隙之半徑
(km)	(度)	(m)	(m)
>5	0至55	0至100	不置放
	0至55	100至200	62.5
	0至55	200至400	125
	0至55	400至600	160
	0至55	>600	225
	55至90	0至100	不置放
	55至90	100至200	85
	55至90	200至400	170
	55至90	400至600	215
	55至90	>600	>300
3至5	0至55	0至100	不置放
	0至55	100至200	75
	0至55	200至400	150
	0至55	400至600	235
	0至55	>600	>300
	55至90	0至100	不置放
	55至90	100至200	100
	55至90	200至400	200
	55至90	400至600	>300
	55至90	>600	>>300

資料來源：摘自SKB(2010l, p120)

註：地表線型長度>5 km，地震規模(Mw)為7.5；地表線型長度3 km至5 km，地震規模(Mw)為5.5。

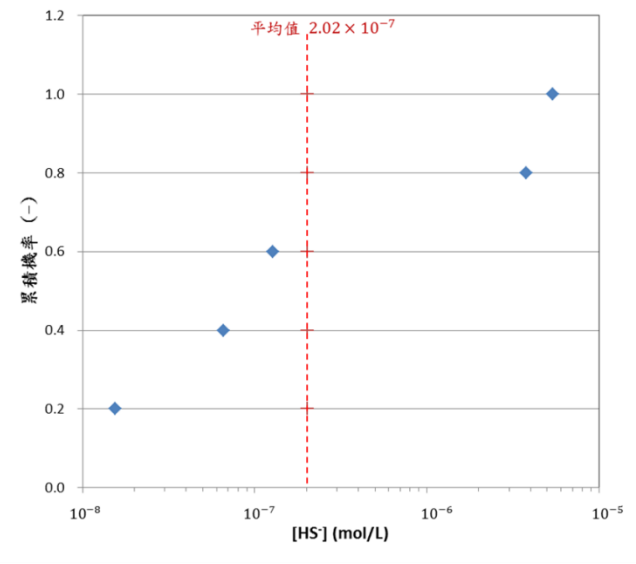


圖 4-11：深度400 m至500 m之5個鑽孔硫化物濃度分布圖

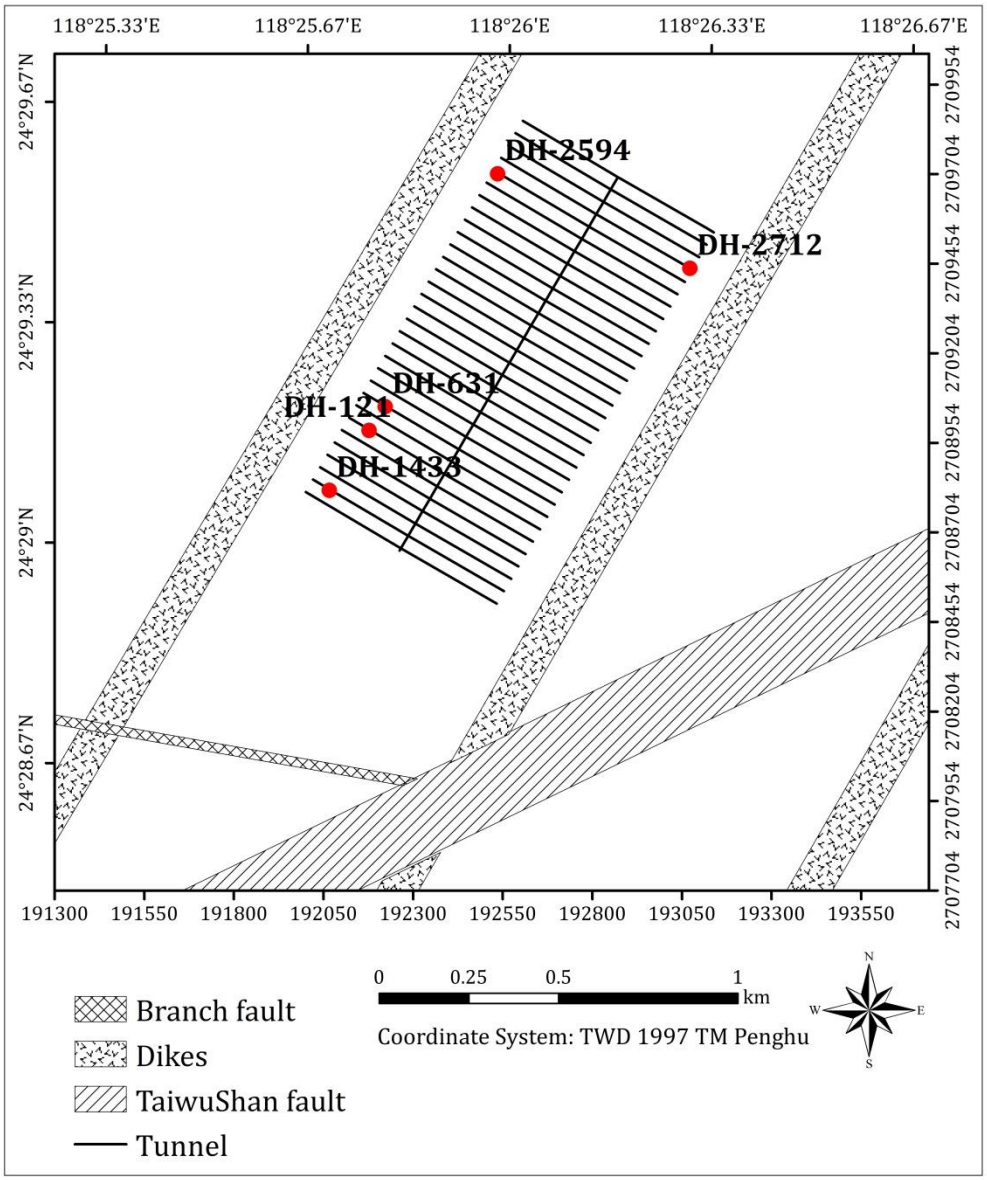


圖 4-12：離散裂隙網路模型中最高5個等效初始通量的處置孔位置

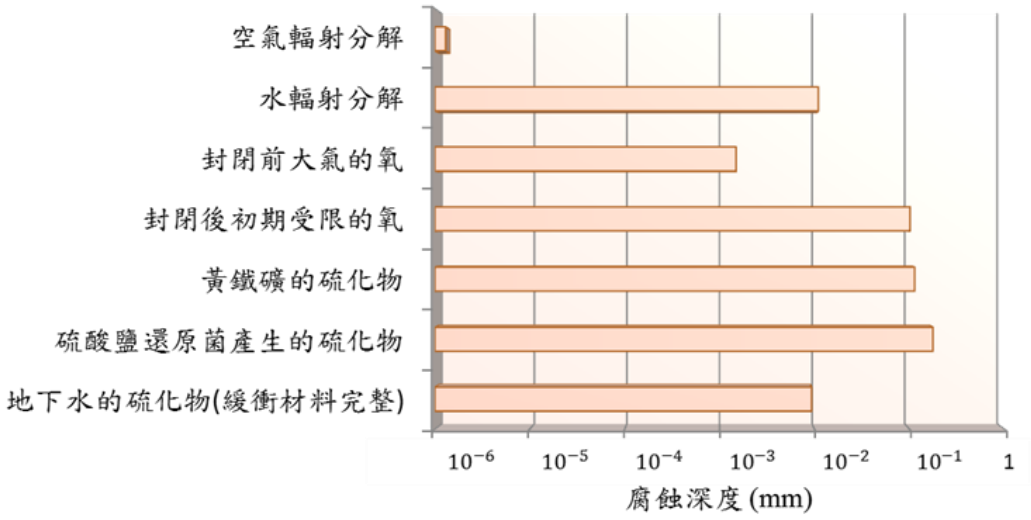


圖 4-13：完整緩衝材料保護下100萬年後腐蝕評估結果

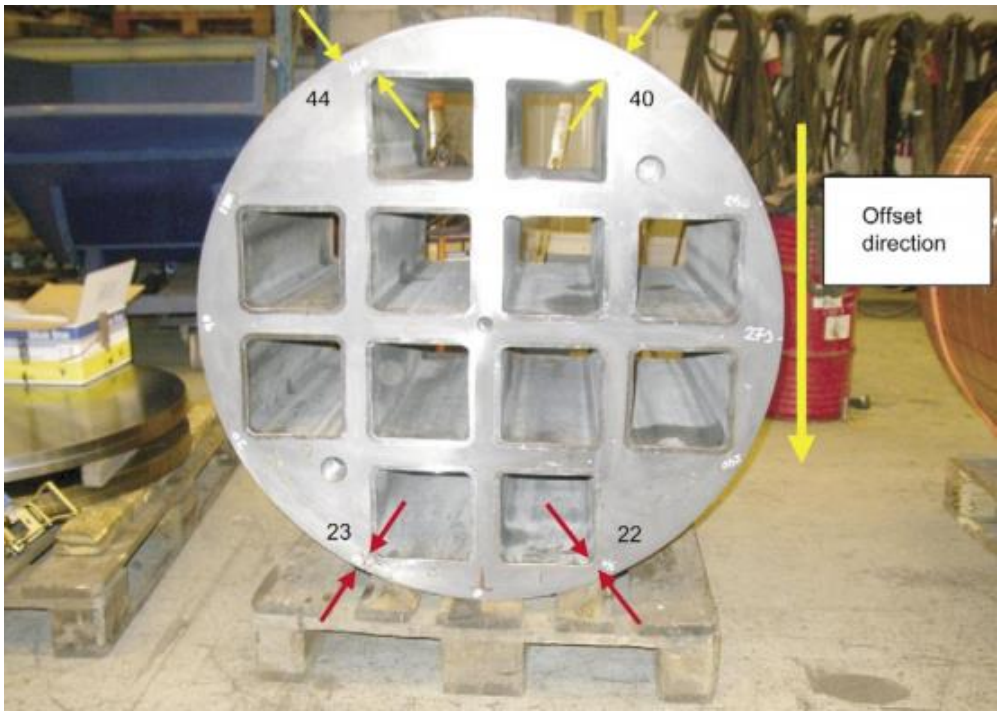


圖 4-14：廢棄物罐之鑄鐵內襯具有12 mm的偏心情形

中英文對照：Offset direction(偏心方向)。

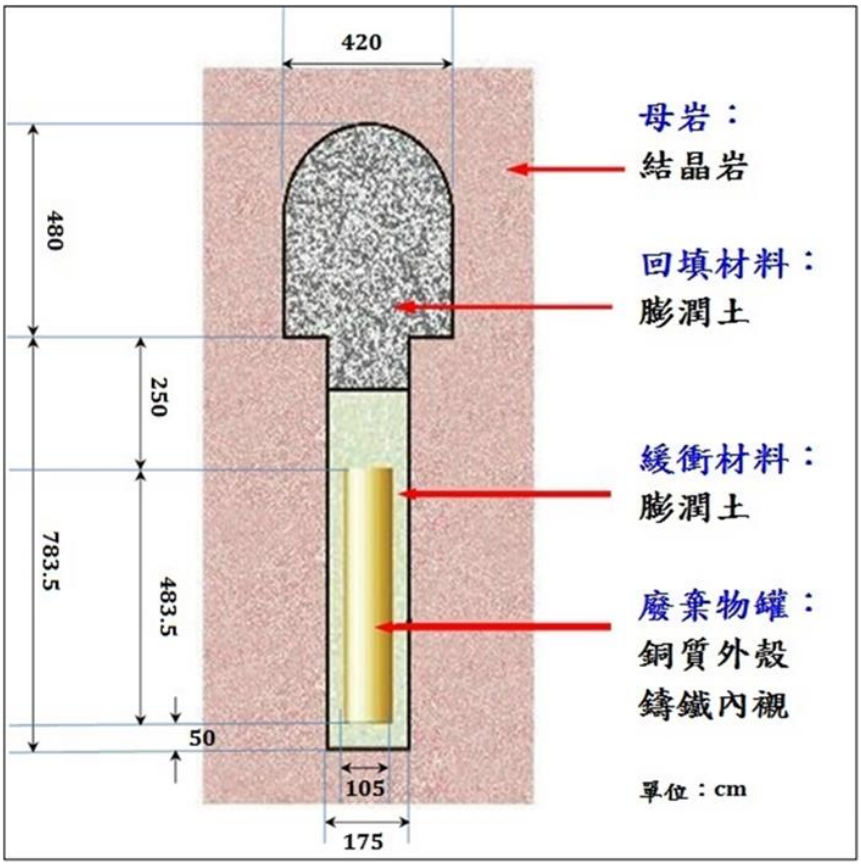


圖 4-15：處置隧道與處置孔剖面

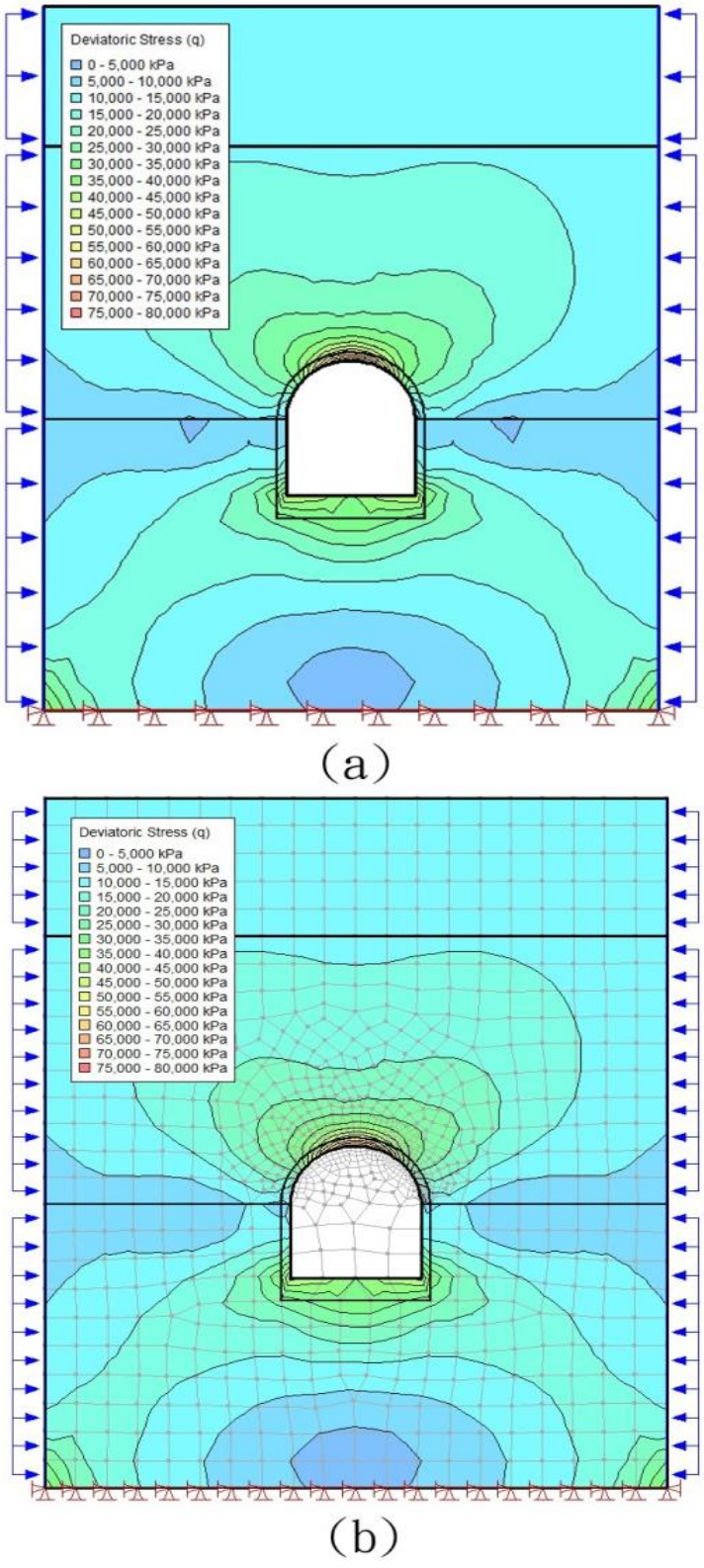


圖 4-16：二維處置隧道軸差應力分布圖(a)開挖後，(b)地震期間

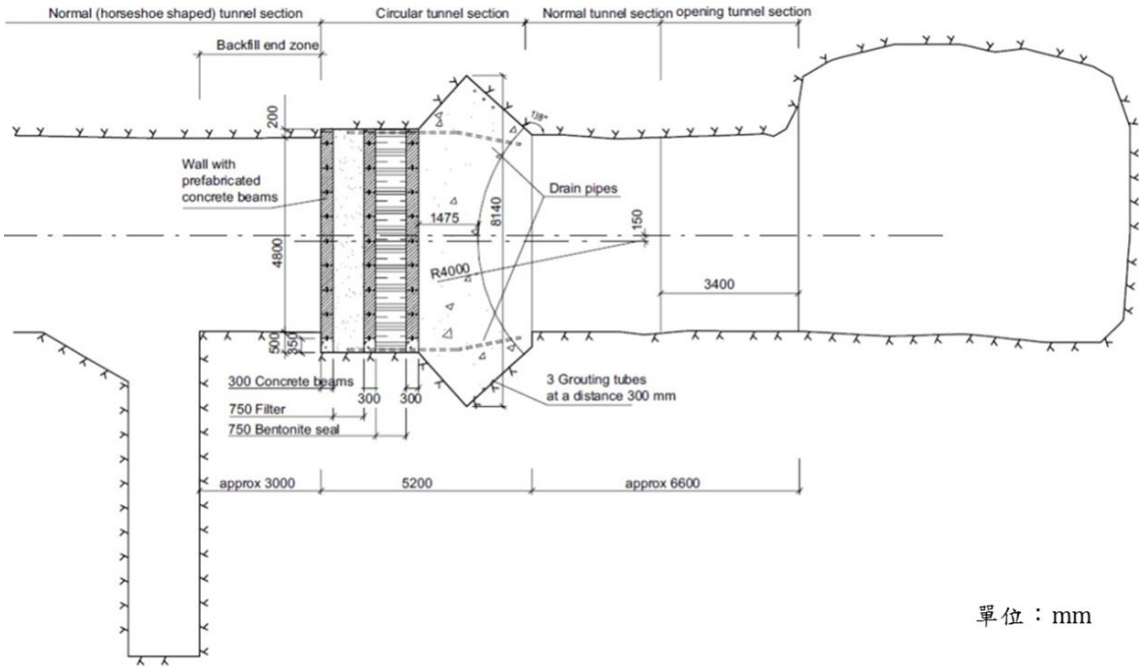


圖 4-17：瑞典SKB圓頂型封塞及密封系統

資料來源：SKB(2013b, p28)

中英文對照：Normal (horsehoe shaped) tunnel section(正常馬蹄型隧道斷面)；Circle tunnel section(圓形隧道斷面)；Normal tunnel section opening tunnel section(正常隧道斷面開放區域隧道斷面)；Wall with prefabricated concrete beams(預注混凝土樑製的牆)；Drain pipes(排水管)；Grouting tubes(灌漿管)；Filter(過濾層)；Bentonite seal(膨潤土密封層)；Approx(大約)。

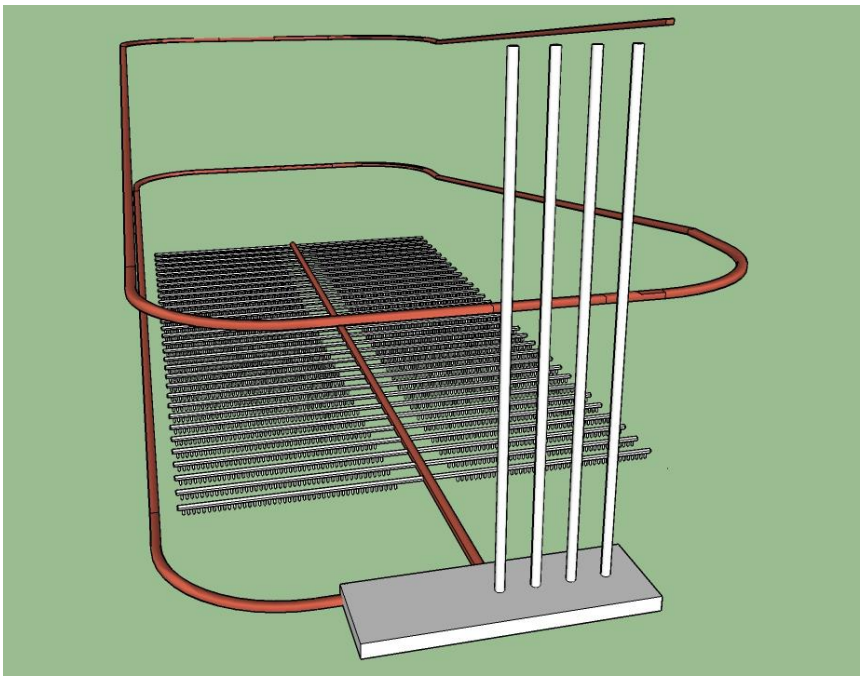


圖 4-18：環繞場區斜坡道設計概念圖(視角1)

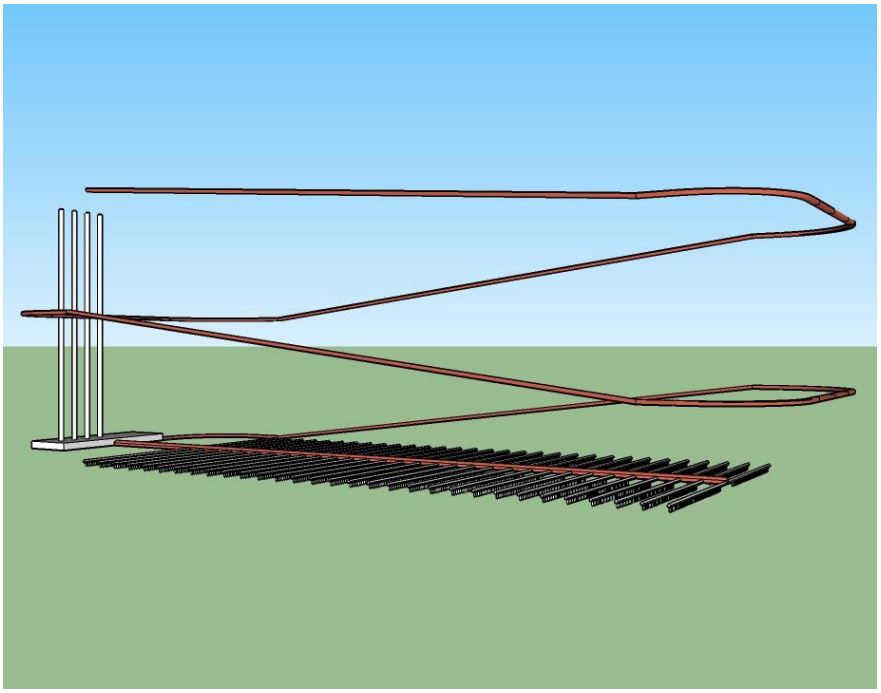


圖 4-19：環繞場區斜坡道設計概念圖(視角2)

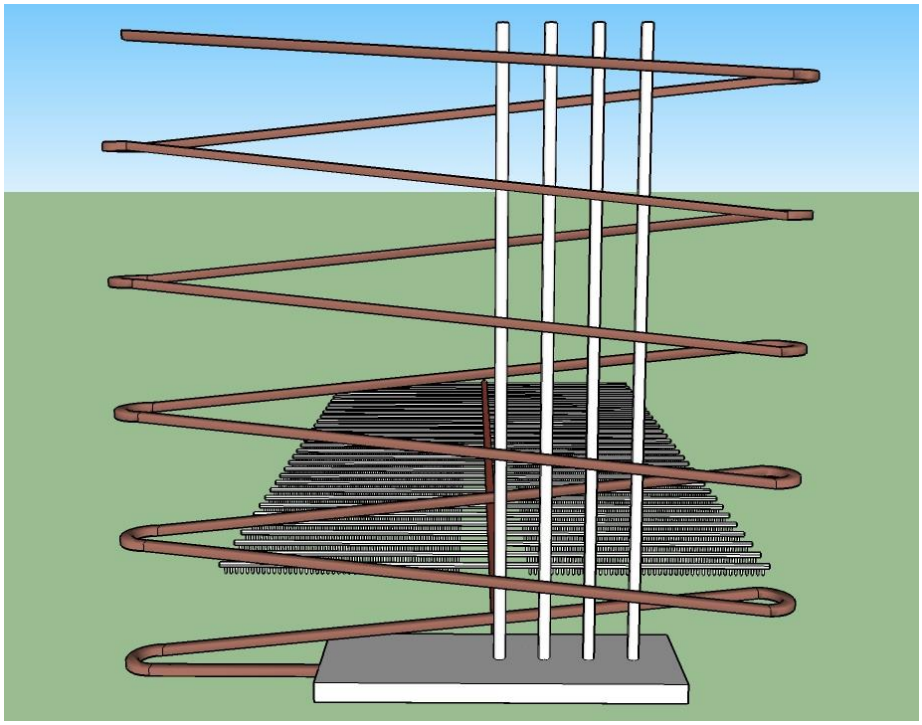


圖 4-20：局部場區斜坡道設計概念圖(視角1)

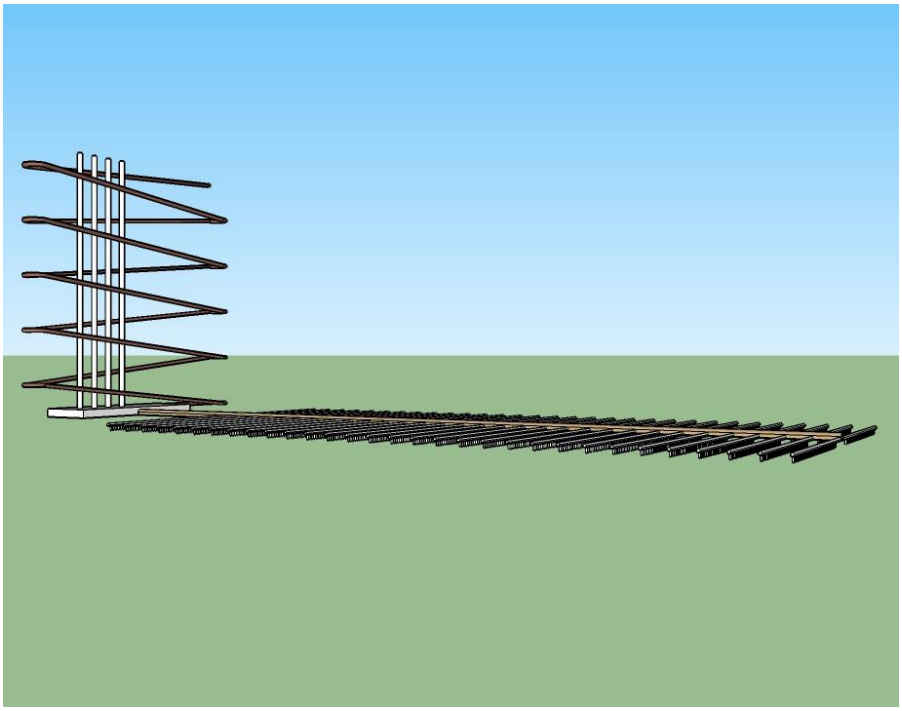


圖 4-21：局部場區斜坡道設計概念圖(視角2)

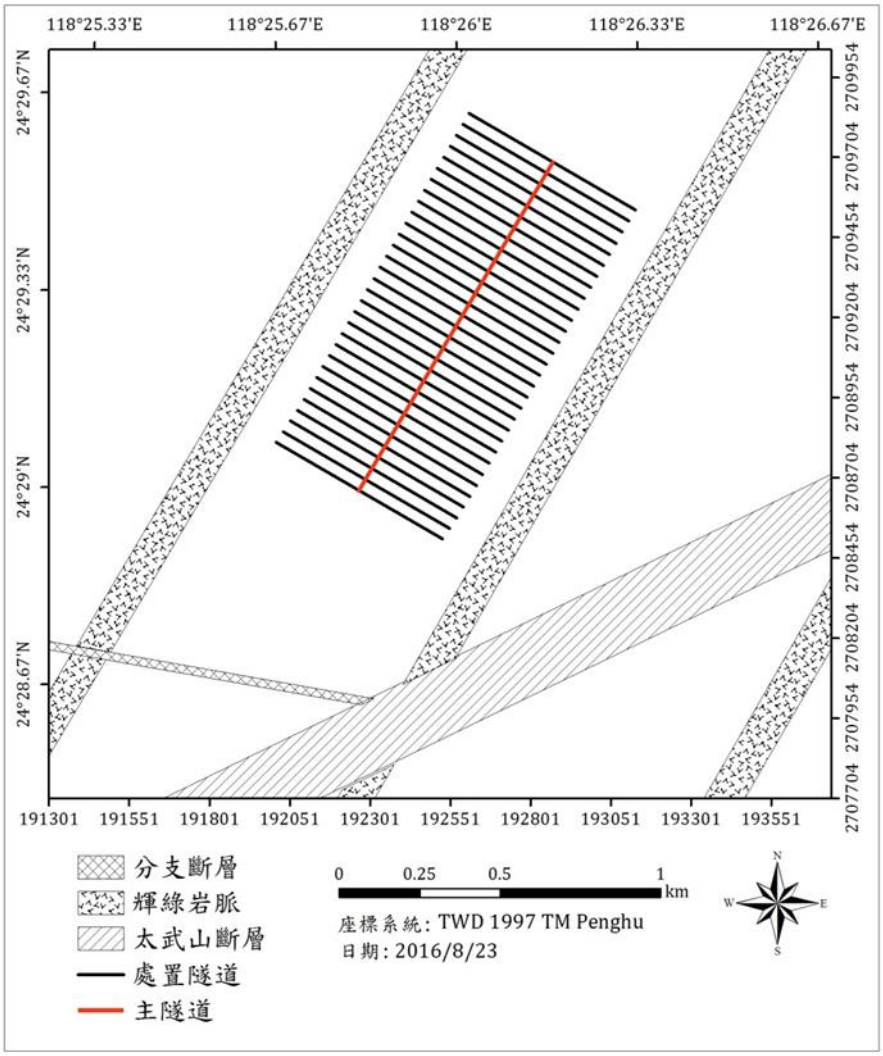


圖 4-22：離島結晶岩測試區之參考配置

備註：地下500 m剖面

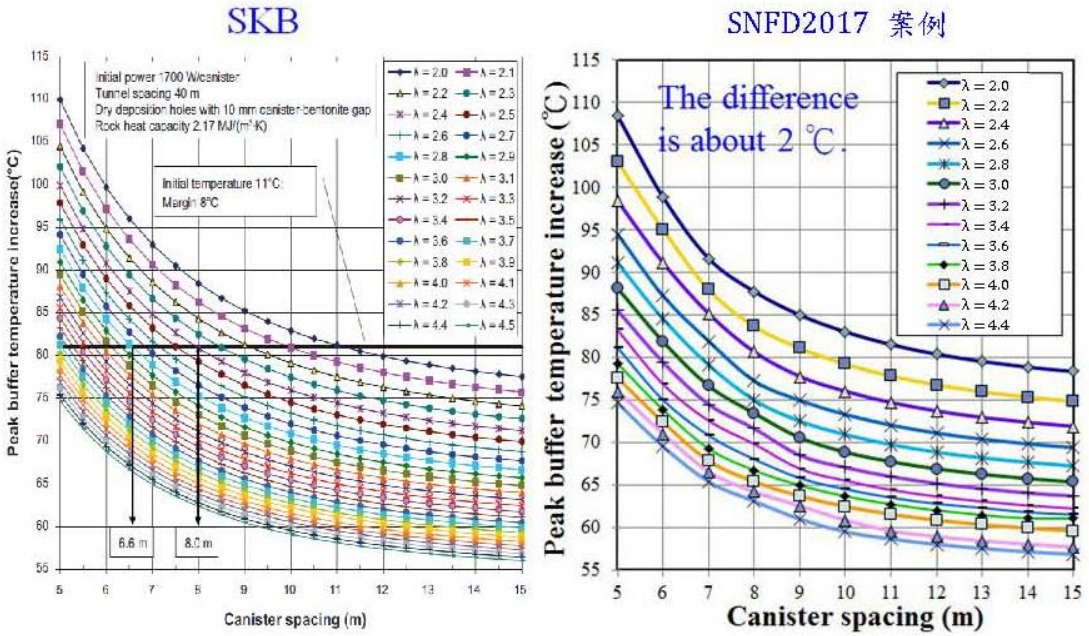


圖 4-23：膨潤土最高溫度及對應之Nomographic chart驗證

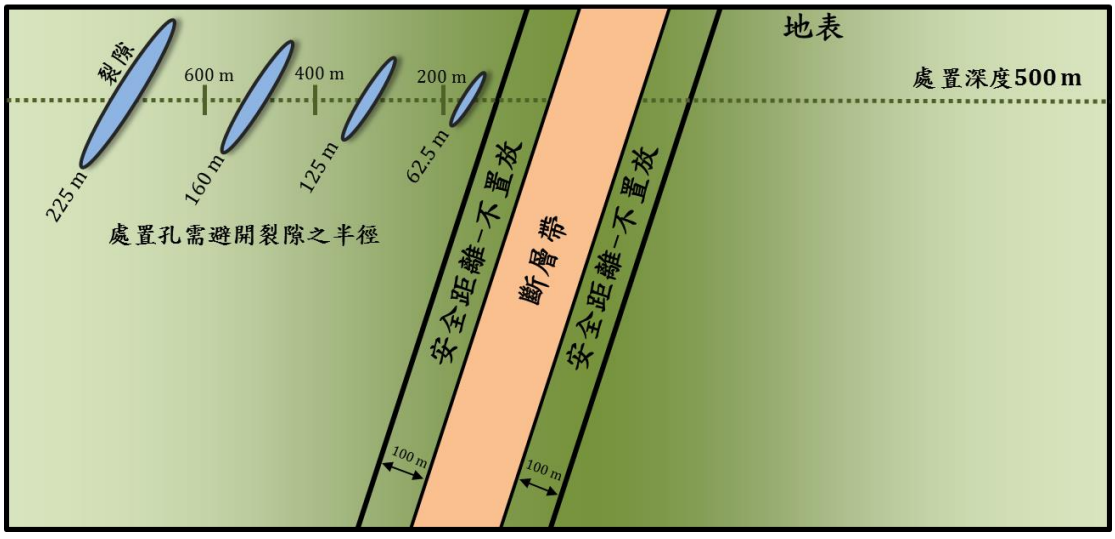


圖 4-24：處置孔避開裂隙之半徑與斷層距離示意圖

4.6. 工程障壁的穩定性

4.6.1. 飽和特性之影響

處置隧道於回填後，回填材料與緩衝材料於處置初期處於未飽和狀態，因廢棄物罐內放射性核種不斷釋放的衰變熱，造成緩衝材料內水分排出，而衰變熱消散後，地下水可能再滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生飽和現象。而隨著時間增加，衰變熱逐漸消減，以及地下水滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生飽和現象，此現象可能讓廢棄物罐產生不均勻的回脹壓力。因此，需藉由緩衝材料耦合數值模擬研究，探討水分由周圍母岩傳輸至回填材料與緩衝材料，並吸收到飽和狀態之歷程，建立用過核子燃料、廢棄物罐與緩衝材料放置後的近場三維模型數值分析，以及熱-水-力(Thermal-Hydraulic-Mechanic, THM)耦合地下水流傳輸概念模式。

為評估工程障壁系統建置後，廢棄物罐之腐蝕行為與緩衝材料之使用性，飽和時間為重要因子之一。飽和特性屬時間相依因子，與衰變熱及緩衝材料的回脹皆有關，以上3者於飽和過程中為相互耦合之關係。為了解工程障壁系統的初始暫態行為，進行熱-水-力耦合評估極為重要。

熱-水-力耦合模型的發展可參考國際型計畫DECOVALEX與VALUCLAY。全尺寸之熱-水-力現地耦合試驗，曾於Kamaishi mine進行(Tomoo et al., 1998, p87；Chijimatsu et al., 1999, p2)，試驗結果與數值分析結果比較，結果大致吻合，說明數值模擬之有效性與正確性(Chijimatsu et al., 1999, p10-p11)。

為評估緩衝材料與回填材料的飽和時間，參考國際上地下實驗室與數值模擬研究成果，作為現階段飽和時間的評估結果，說明如下(SKB, 2011a, p368-p373)：

(1) 緩衝材料：

水力傳導係數對飽和時間相當重要，瑞典SKB曾以Äspö地下實驗室的全尺寸耦合試驗研究數據為基礎，驗證處置場緩衝/回填材料飽和時間數值模型，並分析不同假設案例計算緩衝材料飽和時

間範圍，主要以處置母岩水力傳導係數影響較為顯著，無裂隙岩體水力傳導係數介於1×10^{-10} m/s至1×10^{-13} m/s間，緩衝材料之飽和時間為7年至1,760年(Åkesson et al., 2010, p18-p87) 。

(2) 回填材料：

在處置岩體完全無裂隙的情況下，當圍岩的水力傳導係數為1×10^{-10} m/s至1×10^{-13} m/s，回填材料達到飽和的時間約80年至6,000年，滲透性越低，飽和時間越長(Åkesson et al., 2010, p18-p87)。

離島結晶岩測試區緻密岩層水力傳導係數值為1×10^{-10} m/s至1×10^{-11} m/s (工研院，2015，p3-105)，參考瑞典SKB研究結果(Åkesson et al., 2010, p18-p87)，配合離島結晶岩測試區岩體特性，以圖 5-29之案例分析結果推估離島結晶岩測試區緩衝材料飽和時間約為7年至20年間，以圖 5-28之案例分析結果回填材料飽和時間約為80年至100年間。

4.6.2. 力學穩定特性

地下處置設施周圍母岩在處置隧道及處置孔開挖時，會產生應力重新分布；處置設施在工程障壁完成設置在一段時間後，將會發生緩衝材料回脹、廢棄物罐自重使緩衝材料產生沉陷、廢棄物罐腐蝕物質產生膨脹造成的變形及岩體重量產生的潛變(creep)。從安全評估的角度來看，評估工程障壁及處置母岩應力狀態之影響進程，為一重要的議題。

4.6.2.1. 隧道岩體潛應變

當岩體受到外力作用時，將發生即時變形及隨時間而增加之依時變形。隧道開挖時，雖加有足夠的支撐，惟隨著時間增加，岩體之變形量將愈來愈大，即產生依時變形，其所累積變形量往往比即時變形量還大，甚至可達好幾倍，故須針對處置隧道所處的現地應力條件探討岩體潛應變(creep strain)的影響。

探討完整岩體之潛應變受軸差應力及圍壓影響，當軸差應力越大，岩石之潛應變會增加；但會隨著圍壓的增加使得岩石的潛應變減少，花崗岩對數時間軸單壓潛變試驗及外差結果關係如圖 4-25，2條曲線分別為不同應力條件下，根據潛應變定律所求得對數時間軸下的不同潛應變斜率(A)，潛應變為A值乘上對數時間值，當A值為0.0001之曲線為承受2/3單壓強度之軸應力，結果顯示外推至10萬年之潛應變分別約為0.3%及0.1%，此值非常微小不足以影響隧道的變形量(SKB, 2010j, p19-p21)。

根據上述瑞典SKB相關研究，該處置母岩以及處置深度皆與我國相近，因此垂直向的現地應力亦相近，瑞典SKB處置場址垂直向現地應力為13.25 MPa，離島結晶岩測試區之垂直向現地應力13.75 MPa，故引用此一分析結果，離島結晶岩測試區處置隧道的岩體潛應變，依前述評估經驗無須考量岩體長期潛應變之影響，但未來仍須進行相關室內的試驗及數值分析加以驗證，並於建置地下實驗室時，在獲得實際開挖後的潛應變量測數據時，據以比對修正。

4.6.2.2. 銅腐蝕產物膨脹

銅殼在有氧及無氧環境下皆會發生腐蝕。在有氧環境下，銅因氧化形成Cu(I)與Cu(II)離子，因此，在銅殼表面或膨潤土中會形成Cu(I)與Cu(II)的氧化物。但進入無氧條件後，硫離子與剩下的Cu(I)及Cu(II)將會產生大量Cu_2S，而銅殼也會繼續腐蝕，其腐蝕速率將會取決於HS^-離子的供應速率。King and Wersin (2013, p28)研究指出，當銅殼在HS^-與Cl^-溶液中發生腐蝕，其腐蝕所產生的腐蝕產物(Cu_2S)將會是多孔質，對銅殼沒有保護作用。然而，這種腐蝕產物因為有多孔性的特性，其體積會比平常銅所產生腐蝕產物的體積更多，可以預期體積至少增加2倍到3倍。

因此，當腐蝕產物Cu_2S在緩衝材料中，雖然體積可能回脹2倍到3倍，但因為其多孔較鬆散的結構，可以預期其所產生的回脹壓力，將不會影響膨潤土體積穩定性。

4.6.2.3. 廢棄物罐沉陷

廢棄物罐沉陷考量因素為因廢棄物罐自重所造成的緩衝材料壓密、回脹與潛變，以及因飽和後緩衝材料與回填材料介面所產生體積回脹所造成的應力變化。Åkesson et al. (2010, p211-p224)進行廢棄物罐沉陷2階段分析，第1階段模擬緩衝材料受廢棄物罐自重的壓密及回脹直到應力平衡，第2階段則模擬緩衝材料於10萬年內，回脹壓力於80 kPa至7 MPa所造成的沉陷量，以8種不同的緩衝材料密度及對應的回脹壓力，分析廢棄物罐之沉陷及潛變。於7 MPa的回脹壓力下，廢棄物罐的總沉陷量為0.4 mm；在80 kPa的低回脹壓力下，沉陷量則為2.2 cm。分析結果顯示，即使是在非常低的回脹壓力情況下，經過10萬年的壓密及潛變等情況，廢棄物罐的沉陷量仍低。

因此，離島結晶岩測試區處置隧道的廢棄物罐總沉陷量，為保守考量沉陷量之結果，故採用緩衝材料最低的回脹壓力為1.0 MPa之條件，依Åkesson et al.(2010, p211-p224)評估的分析經驗，根據沉陷曲線如技術支援報告(2)圖 6-3，由1 MPa之回脹壓力對應曲線後可約略評估廢棄物罐的總沉陷量約為1.0 mm。

4.6.3. 受震穩定性

為保持工程障壁系統設置後之完整性，需考慮其受地震擾動時之穩定性。地震對工程障壁的破壞模式，包括振動破壞與位移破壞，由於處置孔與處置隧道最後需要回填，緩衝材料與廢棄物罐同步振動，因此，無須考慮振動破壞。位移破壞方面將於第4.6.3.1節進行地震引致裂隙剪力位移之影響評估。

4.6.3.1. 地震引致裂隙剪力位移之影響評估

參考瑞典SKB(SKB, 2010k, p31-p37)進行地震引致裂隙剪力位移的分析方法，假設廢棄物罐於處置孔中受震，經由緩衝材料承受裂隙剪力位移作用，剪力位移設定於廢棄物罐中間與1/4罐長處、角度設定為90°、22.5°，進行數值分析。分析過程分為於處置初期潛應變效應尚未產生，以及承受10萬年長期圍壓作用下所產生的潛應變效應，

而受地震位移的效應。詳細分析內容可參考技術支援報告(2)之附錄J，分析結果概述如下：

(1) 初期承受地震位移的剪力效應(未考慮潛應變)

在未考慮銅的長期潛應變影響下，以ANSYS程式進行分析，假設廢棄物罐兩端為位移束制，剪力位移以緩衝材料的節點位移控制進行模擬，目前瑞典SKB所規定之剪力容許的位移為5 cm，但為與瑞典SKB報告中所分析之結果(SKB, 2010k, p40)做比較，增加分析剪力位移達10 cm之案例，表 4-12為分析結果。剪力位移5 cm的應力分析所得最大塑性潛應變為5.8%，最大von Mises應力為335.7 MPa，小於最大容許應力值395 MPa；在1/4罐長處受90°剪切角、10 cm位移的塑性潛應變量最大，von Mises應力為396 MPa(圖 4-26)。

(2) 長期圍壓作用下所產生的潛變效應

以ANSYS程式進行銅殼承受10萬年長期圍壓作用下，所產生的潛應變效應模擬分析，長期負載施加過程中，均考慮15 MPa的回脹壓力與30 MPa的冰河負載，再承受5 cm的地震剪切行為，以瞭解廢棄物罐的完整性。分2階段進行加載分析，第1階段考慮10萬年的作用時間，銅殼承受45 MPa圍壓的潛應變行為；第2階段進行潛應變後的剪切分析。分析結果如表 4-13與圖 4-27所示，可發現未考慮潛應變效應剪切分析，廢棄物罐應力為327 MPa；而在考慮10萬年之潛應變分析後，廢棄物罐應力變成323 MPa，由上述結果可知，廢棄物罐之銅殼在考慮長期潛應變效應之後，其廢棄物罐鑄鐵應力，將因外部銅殼增加承擔應力，而造成鑄鐵應力值變小，故安全係數提升，顯示採用未考慮潛應變的分析將較為保守。

4.6.3.2. 地震引致振動之影響評估

日本曾以廢棄物罐與緩衝材料的整體縮尺模型，進行地震測試(JNC, 2000b, p133-p134)，並以地工離心機進行相關研究。本計畫目前亦使用地工離心機以10 g離心力場，進行廢棄物罐與緩衝材料在地

震時受振動的影響程度研究，1/10縮尺離心模型試體如圖 4-28所示。現階段初步結果為處置初期乾膨潤土狀態下，因廢棄物罐與膨潤土的間隙存在，將使廢棄物罐的振動量隨高度而放大，地震測試之執行過程詳如技術支援報告(2)之附錄K。

4.6.4. 氣體遷移

在處置設施內，氣體在緩衝材料中的傳輸行為，將以2階段方式發生，如下列所述：

(1) 當處置設施封閉時，緩衝材料此時圍阻住氣體，一旦緩衝材料吸收水成為飽和狀態，氣體可能會散逸。

(2) 若水穿過緩衝材料並進入失效之廢棄物罐，則鑄鐵內襯將預期發生腐蝕，導致氫氣的出現；若此過程產生大量的氫氣，氫氣可能溶解於廢棄物罐內的水中，此為處置設施內產生「氣相」傳輸之原因。

氣體被圍阻在緩衝材料的第1個階段中，其散逸的原理機制有2種：

(1) 如果產氣的速率慢或產生之氣體量小，則氣體可能溶解於孔隙水中並以擴散的方式逸出。

(2) 如果產生氣體之速率快，或其產生之氣體量大到超過前項所提之「溶解-擴散」機制所能負荷的通量，則氣相形成。此時壓力將會升高，當壓力升高至緩衝材料臨界壓力時，將會形成氣體通道而導致氣體逸散。

氣體於處置系統內累積可能影響緩衝材料的功能，因突破現象(breakthrough event)而產生之氣體通道，可能導致遲滯功能失效；而氣體產量及進入壓力，則在氣體遷移行為中扮演相當重要的角色。為確保處置系統安全，緩衝材料需能讓氣體通過，當腐蝕所產生之氣體量不再能支撐氣體通道時，氣體通道將閉合，而在低於閉合壓力下，

氣體僅能以擴散方式遷移，故緩衝材料在氣體傳輸過後，仍能保持其遲滯功能。

4.6.5. 膨潤土體積穩定性之影響

處置孔中的緩衝材料塊體與處置隧道中的回填膨潤土塊，周圍的工作縫隙以膨潤土製成的填充料充填。處置設施運轉期間，緩衝材料及回填材料與岩體介面間的膨潤土填充料，最先因岩體周圍裂隙中的地下水流入滲而潤濕；當水量多至使得膨潤土來不及吸收時，進流處的裂隙則會產生水壓，使潤濕較柔軟的膨潤土受水流帶動而形成通道，並可能因水流流動帶走膨潤土顆粒形成侵蝕作用。Sandén and Börgesson(2010, p39)利用數值分析方法計算緩衝材料侵蝕後之自癒性及回脹壓力分布，假設緩衝材料因管流形成半徑26 cm之侵蝕，侵蝕量約損失130 kg之膨潤土，經計算後緩衝材料約32年後完全自癒，整體之回脹壓力仍保持在1 MPa以上；因此，可界定最大緩衝材料損失限值為100 kg以下。以目前的研究技術與發展，由於無法預測管流侵蝕發生的位置與進水量，因此，多利用大量的實驗結果建立經驗式以評估管流作用對膨潤土之侵蝕量(如圖 4-30)。參考技術支援報告(2)第6.5節之計算，回填材料膨潤土侵蝕量約為1,640 kg，然而回填材料之總重量為10,200 tonnes，此侵蝕量對回填材料總量之影響甚微。

表 4-12：廢棄物罐受裂隙剪力位移之應力分析

鑄鐵		剪力位移5 cm			剪力位移10 cm		
剪力角度	剪力位置	應力 (MPa)	安全係數 (本計畫)	安全係數 (SKB)	應力 (MPa)	安全係數 (本計畫)	安全係數 (SKB)
90°	**1/4 罐長**	335.7	1.17	1.23	396	0.99	1.12
90°	**中間**	327.1	1.2	1.32	369	1.07	1.25
22.5°	**1/4 罐長**	291.2	1.35	1.36	299.5	1.31	1.32
22.5°	**中間**	296.8	1.33	1.33	299.1	1.32	1.31

註：本計畫採用ANSYS軟體；瑞典SKB採用Abaqus軟體；**0°**方向為廢棄物罐軸向方向。

表 4-13：廢棄物罐考慮潛變之受裂隙剪力位移分析

鑄鐵			應變(%)	von Mises (MPa)	安全係數 (ANSYS 軟體)
分析模式	剪切角度	剪切位置	剪力位移5 cm	剪力位移5 cm	
剪切	90°	中間	總應變5.2%	327.1	1.21
潛應變剪切	90°	中間	潛應變0%	323.8	1.22
銅殼			**應變(%)**	**von Mises (MPa)**	
剪切	90°	中間	總應變1.7%	219.65	
潛應變剪切	90°	中間	潛應變0.4%	219.32	

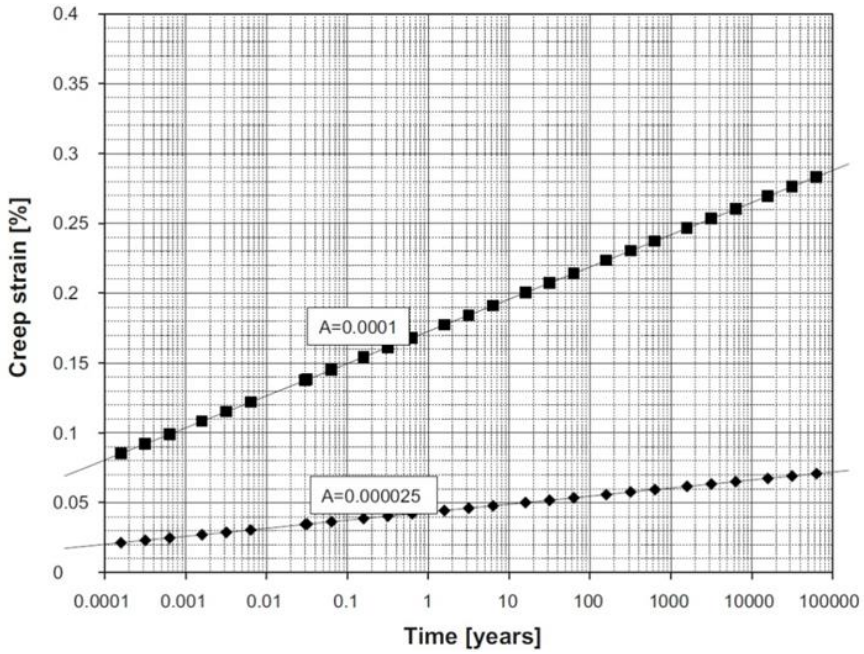


圖 4-25：對數時間軸單壓潛變試驗及外差結果

資料來源：SKB(2010j, p20)

註：中英文對照Creep strain(潛應變)；Time(時間)；Year(年)

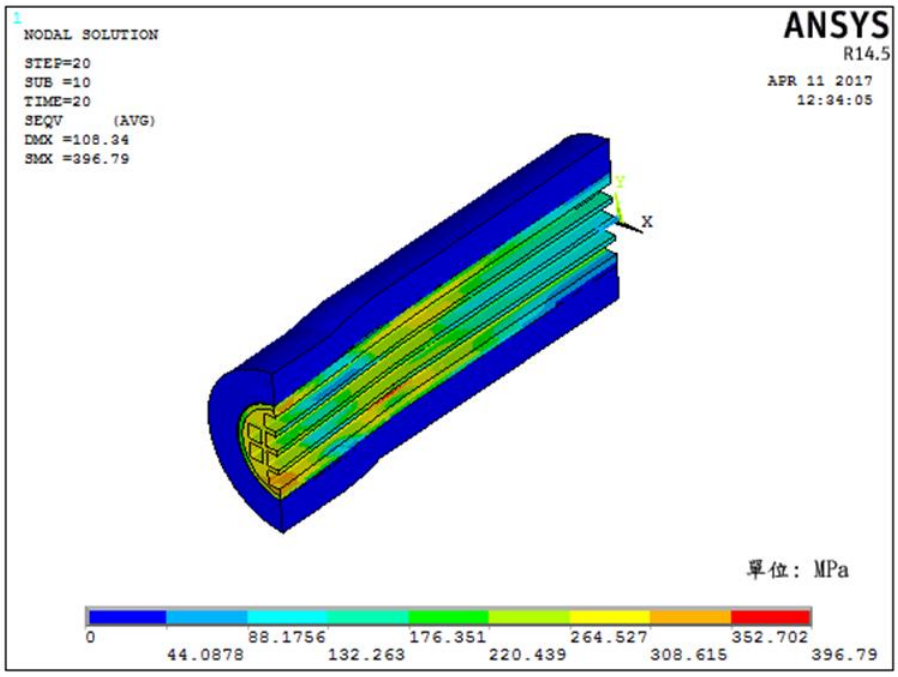
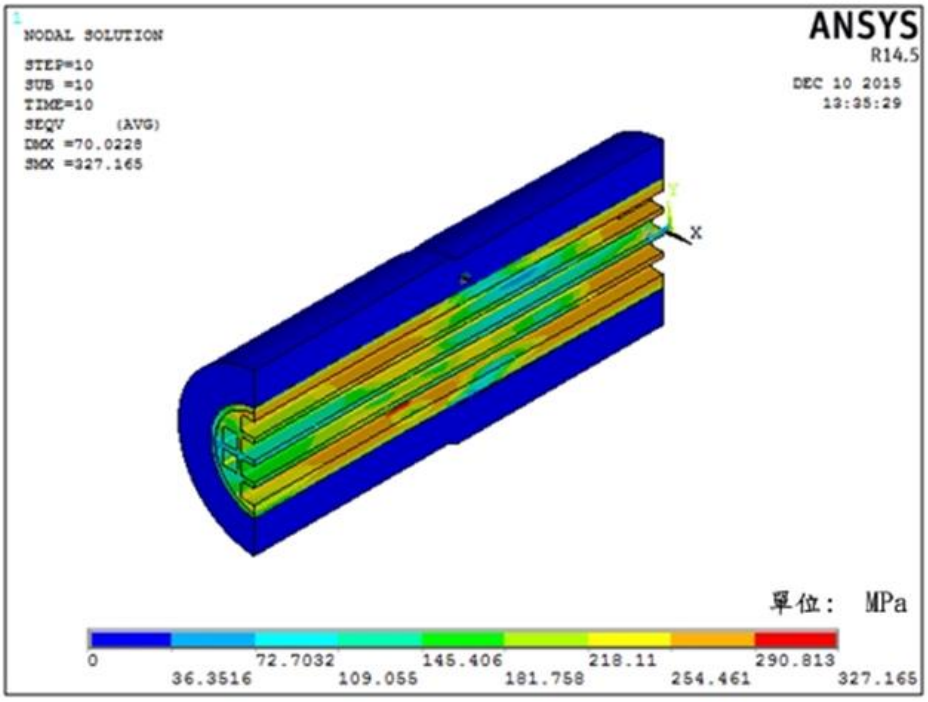
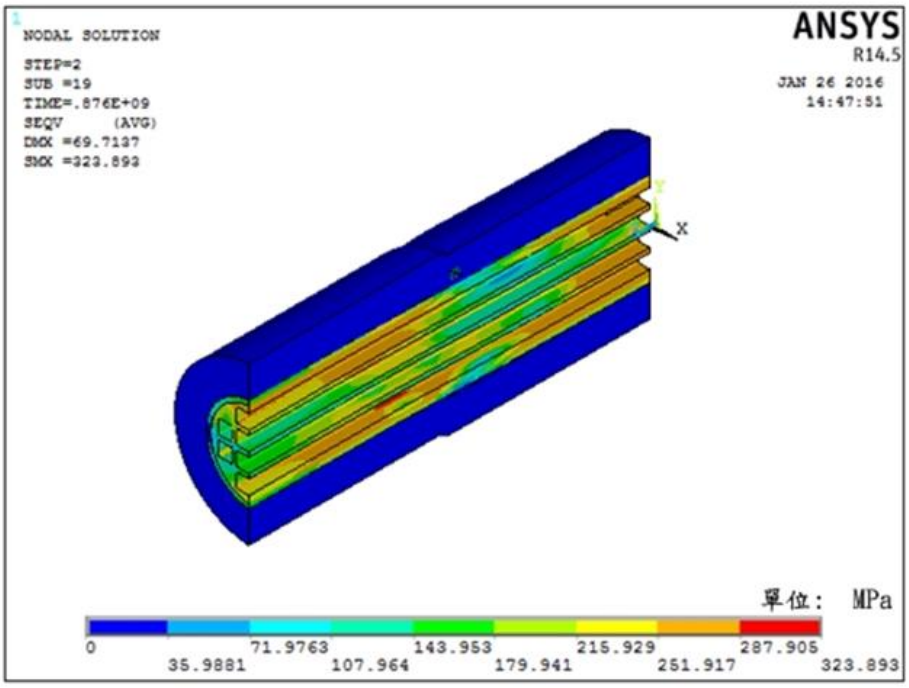


圖 4-26：未考慮銅殼潛變下受剪力位移10 cm之von Mises應力分布圖

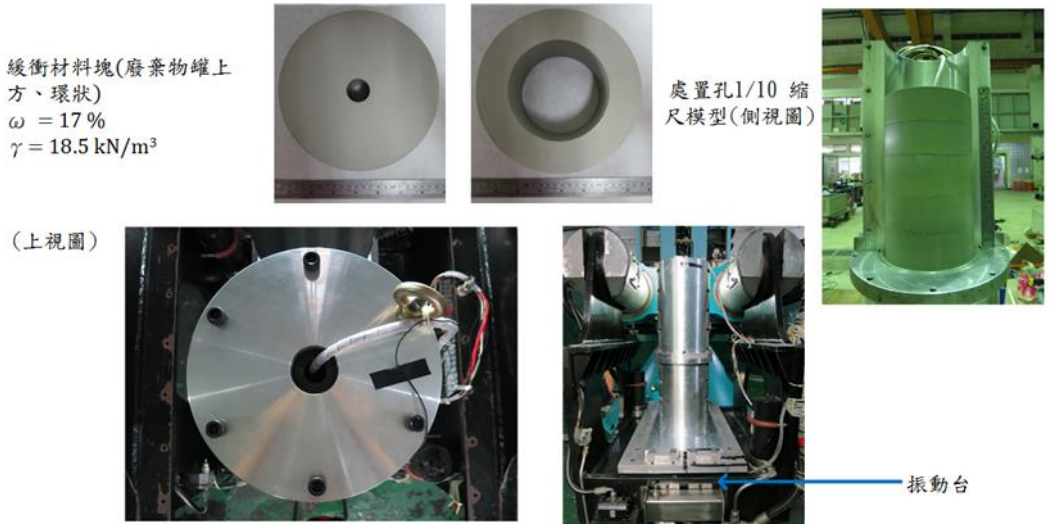


(a) 未考慮銅殼潛應變之剪力位移分析

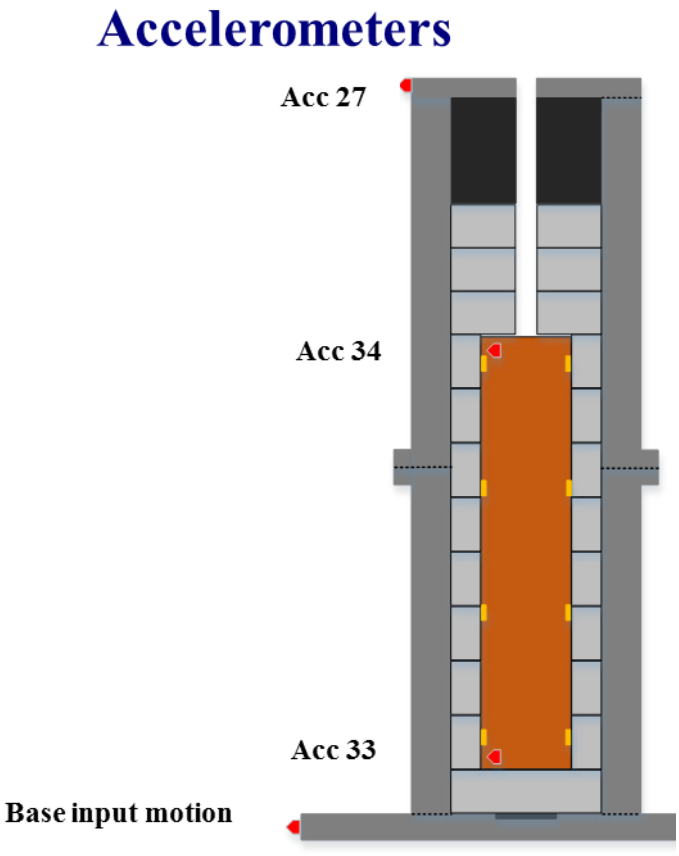


(b)考慮銅殼潛應變之剪力位移分析

圖 4-27：考慮銅殼潛應變下受剪力位移10 cm之von Mises應力分布圖



(a) 試體製作與安裝



(b) 加速規量測位置

圖 4-28：1/10縮尺試體離心機測試

中英文對照：Accelerometer(加速度計)；Base input motion(底部輸入運動)。

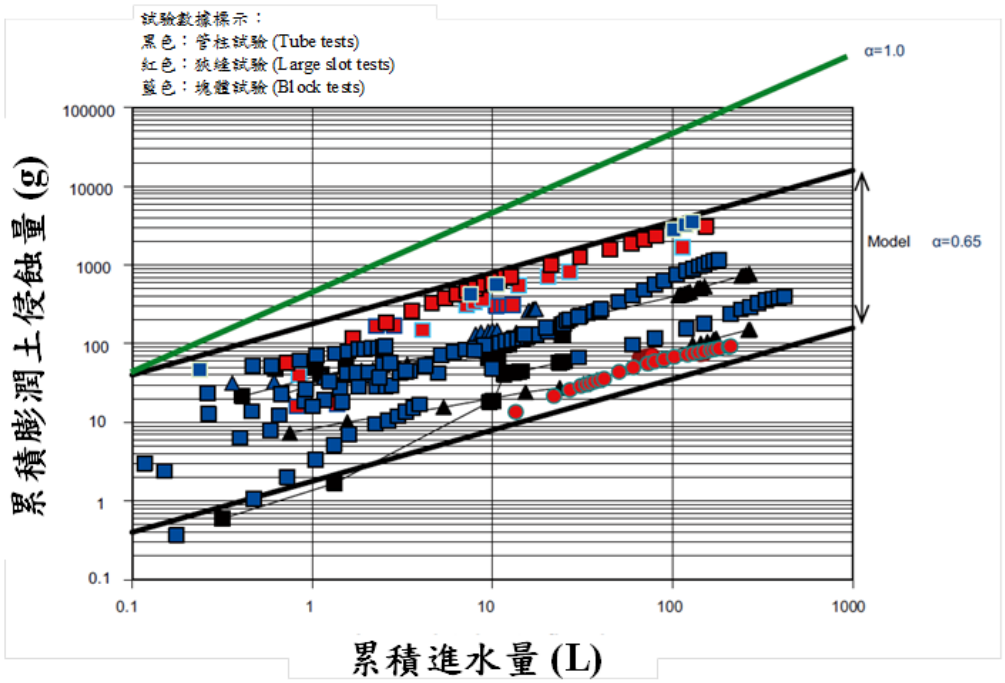


圖 4-29：累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係

資料來源：重繪自Sandén et al.(2008, p48)

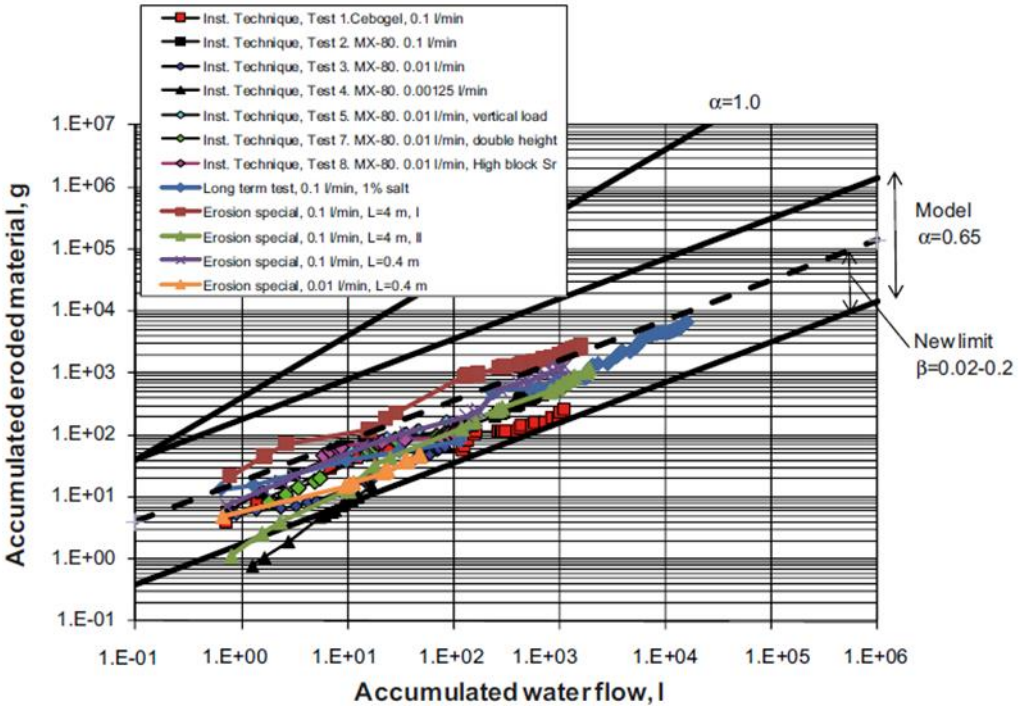


圖 4-30：模擬處置孔內填充料垂直進水之累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係

資料來源：摘自Sandén and Börgesson(2010, p44)

中英文對照：Inst. Techinque test (Installation technique, 模擬處置孔安裝廢棄物罐、緩衝材料及膨潤土填充料(pellet)的縮尺度侵蝕試驗)；Long term test(長時間尺度試驗)；Erosion special(特殊侵蝕試驗，即垂直進水的管流侵蝕試驗)。

4.7. 建造/運轉/封閉技術

4.7.1. 建造階段

本節針對處置設施建造階段之工法介紹，於隧道工程開挖時，隨著施工方法的不同而搭配不同之機具設備。另外，隧道開挖時，開挖工法對岩體產生之擾動影響不同，原則上選擇對岩體擾動最少的開挖工法。針對處置設施各隧道可能採用之施工方法，建造期間可能遇到且需特別注意之擾動現象，以及提出可行之因應對策及施工災害之預防。

4.7.1.1. 施工技術

一般岩石隧道開挖方式有傳統鑽炸及機械開挖2大類，而機械開挖則依挖掘機具分為旋臂式鑽掘機(Road Header, RH)及全斷面隧道鑽掘機等開挖方式。除了上述較常見之方法外，以金剛石線材做為切割工具之線切工法(SKB, 2014, p7)，為高放射性廢棄物最終處置設施最新發展之施工方式，該法進行線切隧道斷面，具有對隧道擾動相對較小之優點。

4.7.1.1.1. 鑽炸工法(Drill and Blast)

傳統鑽炸工法(drill and blast)係以鑽孔配合開炸挖掘前進，其鑽孔作業係以壓縮空氣或油壓傳動之鑽堡鑽孔後，填裝炸藥進行開炸，宜採用平滑爆破(smooth blasting)方式以避免超挖現象。在鑽炸開挖工法中，除極少數仍使用傳統工法的支撐方式外，大多採用新奧工法(New Austrian Tunneling Method, NATM)的支撐觀念；所謂新奧工法係利用開挖岩體本身自持能力所發展之隧道施工方法，在隧道開挖後，利用鋼支保、噴凝土及岩栓等支撐與周圍母岩形成支撐拱圈，藉以支承開挖隧道之岩石與水的壓力。

國內鑽炸法施工流程包括測量、鑽孔、裝藥、結線、開炸、通風、出碴、清浮石、修挖、地質紀錄與回饋、架設鋼支保、鋪設鋼線網、施作噴凝土及打設岩栓，並視需要施作先撐鋼管，上述為1個輪進。

待隧道變形趨於收斂穩定後，再分階段進行混凝土襯砌打設。瑞典SKB在深層硬岩區以鑽炸工法進行隧道開挖，當岩層強度較高且地下滲水少之情形下，可不須施作噴凝土或襯砌，其隧道施工流程如圖4-31 (SKB, 2010a, p58)所示。

4.7.1.1.2. 機械式開挖

機械開挖工法採用之機具，包括旋臂式鑽掘機、全斷面隧道鑽掘機，如圖 4-32與圖 4-33。其中使用旋臂式鑽掘機時，多採新奧工法的支撐觀念，而使用全斷面隧道鑽掘機在軟弱地盤中時，支撐方式均使用環片支撐。

(1) 旋臂式鑽掘機分為單頭及雙頭旋轉切割式2大類型。於中、低強度岩層(岩石強度介於50 MPa至100 MPa)，為減少噪音與震動干擾，並確保結構物安全時，適用旋臂式掘削機。

(2) 全斷面隧道鑽掘機最早於1856年由Charles Wilson發明，後續隨著多家機械製造廠商投入研發改進，成為隧道開挖的機具之一。主機本身以有無盾殼區分為無盾殼的「開放式」(open-type)與有盾殼的「盾構式」(shield-type or close-type)。盾構式又分為適用於硬岩區之單盾型(single shield type)、雙盾型(double shield type)及適用於軟岩區之泥水加壓型(slurry pressure balanced type)、土壓平衡型(earth pressure balanced type)等形式。

4.7.1.1.3. 線切工法

隧道斷面線切工法(wire Cutting)對隧道擾動相對較小。因此，可將線切工法做為開挖隧道之選擇項目。瑞典SKB(2014, p15)呈現線切工法開挖矩形隧道的施工順序：使用鑽孔機先於4個角隅處鑽孔並擴孔，鑽孔內放置長桿與端部滑輪，透過滑輪將線材送入鑽孔並繞回表面，然後延伸至下一鑽孔，最後接回電動機，即可進行切割作業，如圖 4-34。除了用於隧道切割外，亦可利用於切割垂直豎井之作業，切割過程需以水沖洗岩屑，減少切割粉塵飛揚，降低對作業環境影響。為了移除切割後之岩石斷面，需配合小規模的爆破將岩石分化成較小

體積以便運搬。線切作業後經爆破並移除土塊後之結果，顯示隧道壁面為光滑平整。

4.7.1.2. 施工災害之預防

岩石隧道開挖分為鑽炸工法、機械式開挖與線切工法，以岩體擾動最少為原則進行選擇開挖的策略。依據處置設施建造情況，應注意以下事項：

(1) 地下水湧水問題。

(2) 因開挖使得岩石非等向性應力變化或突然應力釋放而產生破裂。

(3) 岩石不穩定現象，如：因岩石過大壓力而導致坍塌及回脹、斷層之破裂面。

針對上述現象，在開挖過程可採用量測方法先進行預測，而開挖遭遇到該類災害時亦有相關之工程對策可供採用。軟弱地層、擠壓性地層、湧水或斷層破壞帶等特殊地質施工之岩石隧道處理案例，其常用之處理對策(輔助工法)彙整如下：

(1) 確保開挖面之自立性：

(a) 頂拱之穩定對策：先撐管幕、支撐鋼管。

(b) 開挖面之穩定對策：環挖、導坑開挖、封面噴凝土、臨時仰拱、開挖面岩栓及地盤改良等

(2) 確保隧道之穩定：

(a) 提高岩體強度：地盤改良。

(b) 增加支撐強度：擴座基腳、條形基腳、連梁基腳、微形樁、加厚噴凝土、補強岩栓、重型鋼肋、臨時仰拱及外加支撐。

(3) 地下水之處理：

(a) 排水工法：排水鑽孔(包括長孔排水)或排水導坑、地表抽水井或點井。

(b) 止水工法：灌漿。

4.7.2. 運轉階段

處置設施每年約處置50個廢棄物罐，考慮核一、二、三廠用過核子燃料數量，以及最後1批用過核子燃料經過中期貯存所需時間，初步假定運轉時間約50年。地下處置設施在運轉期間之處置作業概念假定如下：

(1) 用過核子燃料藉由運送護箱移運至封裝廠。

(2) 於封裝廠進行廢棄物罐裝載、封裝、檢查作業。

(3) 廢棄物罐經由斜坡道運抵500 m深的地下設施，由地下控管中心以遙控作業方式對廢棄物罐進行裝載。

(4) 處置孔預先完成底部與側壁緩衝材料之置放作業。

(5) 廢棄物罐藉由運輸車輛，直接送往指定的處置孔進行處置。

(6) 運輸車輛將廢棄物罐運抵處置孔上方，定位後將廢棄物罐安置處置孔中。

(7) 完成廢棄物罐置放作業後，進行處置隧道回填、處置隧道封塞、封閉運轉隧道及封閉所有路徑。

4.7.2.1. 用過核子燃料運送與廢棄物罐裝載

當用過核子燃料送至封裝廠，會先存放在處理池內，之後移動到熱室，將燃料吊離水面進行初步去除水份，接著將燃料吊入真空艙進行真空作業，去除燃料剩餘水份。完成裝載後，封罐作業依序進行銲道前清理、摩擦攪拌銲接、多餘上蓋切除、銲道非破壞檢測。最後裝載入運送護箱，再由斜坡道運送到地下設施，由多軸油壓板車進行載運。

4.7.2.2. 再取出作業

考量合理抑低原則，應盡可能完全避免工作人員直接進入作業，以遠端遙控設備操作開挖機具、與廢棄物罐機具，若工作人員必須進入處置隧道內，須視實際情況採取必要防護措施(屏蔽措施)，才可進入內部進行作業，而在處置隧道開挖過程，應架設輻射監測設備，以隨時掌控工作區之狀態。

再取出之流程可分為5個主要部份，依序分別為「封塞移除作業」、「回填材料移除作業」、「緩衝材料移除作業」、「廢棄物罐吊掛取出作業」及「廢棄物罐開罐作業」。

4.7.2.2.1. 封塞移除作業

進行再取出作業時首先需進行封塞的移除。封塞因為設計需求具有相當高的強度，移除時首先會在封塞中心點探鑽一穿透孔，目的在於使膨潤土長期吸水產生的回脹壓力，在拆除過程中可以釋壓；隨後在封塞上以中心點為基準，進行十字型探鑽，此時皆不穿透封塞，目的在於降低封塞的強度，以利後續作業；接著可以使用機械液壓槌，將封塞擊碎。另外，當封塞混凝土移除後，裸露鋼筋及澆灌巨積混凝土所使用之冷卻管線等，可用火焰切割機切除鋼筋即可，如圖 4-35 所示。

4.7.2.2.2. 回填材料移除作業

移除封塞後必須移除回填材料後才可進入處置隧道，再移除緩衝材料才能取得廢棄物罐。回填材料為純膨潤土，而膨潤土塊如果在侷限空間吸收水分，且在熱-水-力-化(Thermal-Hydraulic-Mechanic-Chemical, THMC)耦合機制作用下產生回脹後，其結構會非常紮實緊密；視情況直接採用挖土機進行移除作業，或是採用類似清除封塞的做法，先在回填材料上探鑽出數道孔洞配合液壓槌搗碎，再進行移除。此外，作業時務必考慮工作人員及環境之輻射防護，以人員操作遙控機具進行移除工作。

4.7.2.2.3. 緩衝材料移除作業

緩衝材料移除可採用流體拆除法，係利用緩衝材料能溶解於溶液中的特性，經由泵抽取移除，主要作業流程可以分為緩衝材料漿化與脫水，其做法為將處置孔加滿濃度5%氯化鈉溶液後並藉由攪拌葉片加速流體流動，達到緩衝材料漿化的效果，並同時將處置孔內漿化液體抽出，經由脫水作業去除流體中緩衝材料成分，使流體可以進行重

複循環作業。其脫水作業方式，是使用沉澱離心機利用離心力使流體中緩衝材料成分，集中於內渦流葉片，再分別於不同通道排出過濾水與緩衝材料。1個處置孔作業時間約為210小時，所移除的緩衝材料重量約16,500 kg(SKB, 2007b, p4)。

4.7.2.2.4. 廢棄物罐吊掛取出作業

廢棄物罐的吊掛作業並沒有太過複雜的流程，作業流程為按照安裝廢棄物罐的作業方式反向進行，完成吊掛作業後再由運輸車輛，將廢棄物罐運送至開罐場所。

4.7.2.2.5. 廢棄物罐開罐作業

現階段國際上對於廢棄物罐再取出相關設施之規劃非常有限。參考現有的用過核子燃料最終處置設施規劃，初步評估封裝廠之位置、作業空間與設備能力，是最合適進行開罐作業之場所。現階段作業之關鍵技術為「如何切除廢棄物罐上蓋」，經過評估後提出2種可能作法分別為：

(1) 改裝摩擦攪拌銲接機的攪拌頭進行銑削開罐，考量到摩擦攪拌銲接與銑切製程相當類似，差異點在於銑切作業是使用銑刀將材料銑碎排出，而摩擦攪拌因為攪拌頭功能設計，其攪拌頭具備肩部可以有效的拘束材料進行攪拌，而不會發生排屑現象；銑床與摩擦攪拌機兩者之運動構造相當類似，部分國內外摩擦攪拌相關實驗研究設備，亦是使用銑床改裝後進行。經評估後預計用於封罐作業之摩擦攪拌銲接機將攪拌頭更換為銑刀後，能進行廢棄物罐開罐作業之可行性非常高。

(2) 刨削加工方式進行開罐，加工方式是在廢棄物罐頂部使用旋轉刨台進行刨除；首先將廢棄物罐置放於刨床，確實固定後將旋轉刨台對準開罐作業預設刨除之位置，以旋轉刨刀將廢棄物罐頂部徹底刨除。開罐作業刨除之位置，為廢棄物罐側面接近頂部位置，絕不可使刨刀接觸燃料束，初步評估此方法亦具備高的可行性。

4.7.3. 封閉階段

完成全部用過核子燃料置放後，依法規要求進行必要監管與除役措施，取得許可後以進行封閉作業。封閉作業主要為回填地下開挖運轉隧道與作業區，並另對隧道開炸所造成岩石力學與水文性質改變的重要地點加以補強，包括使用混凝土塊體阻隔等。這些措施有助於限制水流傳輸途徑，並阻止人類入侵。

處置設施之回填與封閉措施概要如下：

(1) 逐次拆除運輸軌道與管線設備。

(2) 各處置隧道以純膨潤土塊體及顆粒之回填材料回填。

(3) 回填時破碎帶以灌漿方式封塞或以混凝土封阻。

(4) 處置隧道口以混凝土封塞封閉。

(5) 運轉隧道與連通設施(豎井)，則可使用膨潤土與碎石的混合物作為回填材料。

處置場完成封閉後，對處置場須進行觀察、監測並執行必要之維修作業。監管期結束後監管設施亦應清除，環境進行復育，處置區範圍設立永久標示。處置有關之資訊亦應提報主管機關、地方政府等相關單位參考保存。

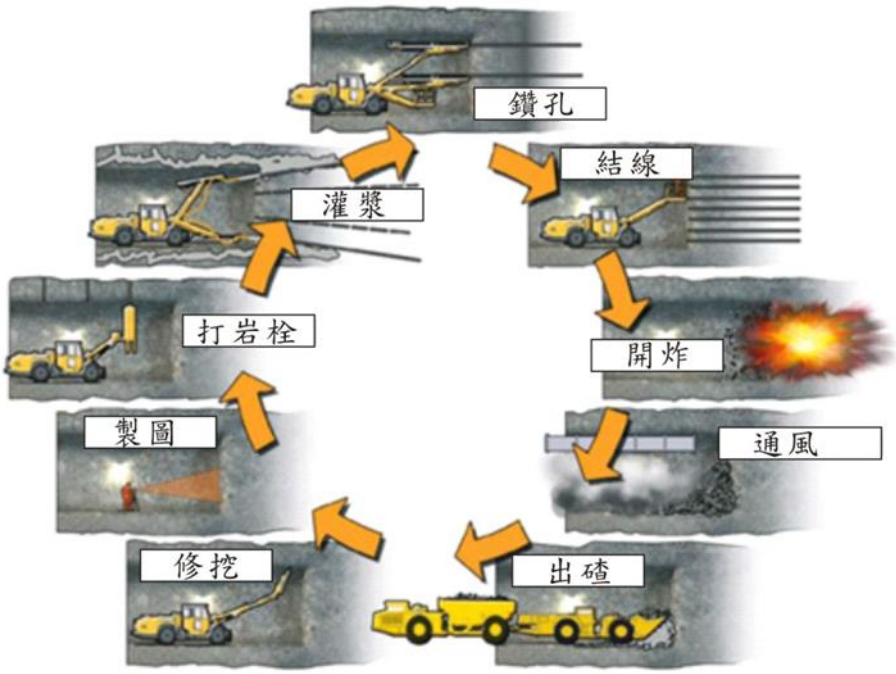


圖 4-31：硬岩區之鑽炸工法流程

資料來源：重繪自SKB (2010a, p58)



圖 4-32：單頭旋轉切割式旋臂式鑽掘機

資料來源：交通部臺灣區國道新建工程局隧道工程施工技術解說圖冊(2006，p43)

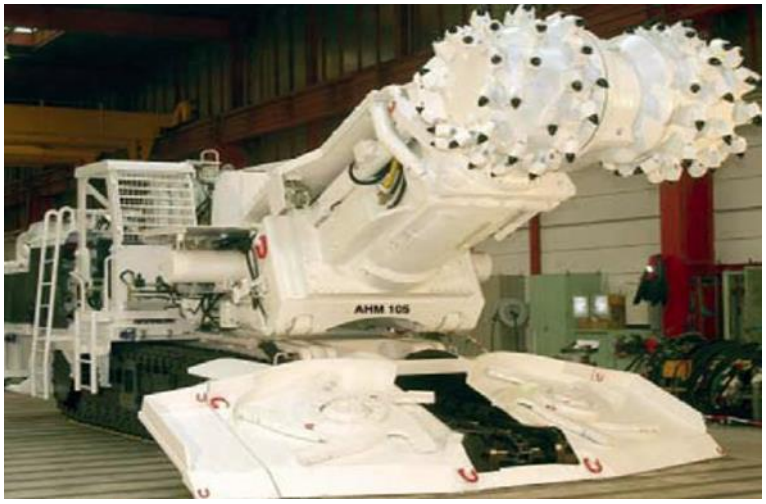


圖 4-33：雙頭旋轉切割式旋臂式鑽掘機

資料來源：交通部臺灣區國道新建工程局隧道工程施工技術解說圖冊(2006，p101-p102)

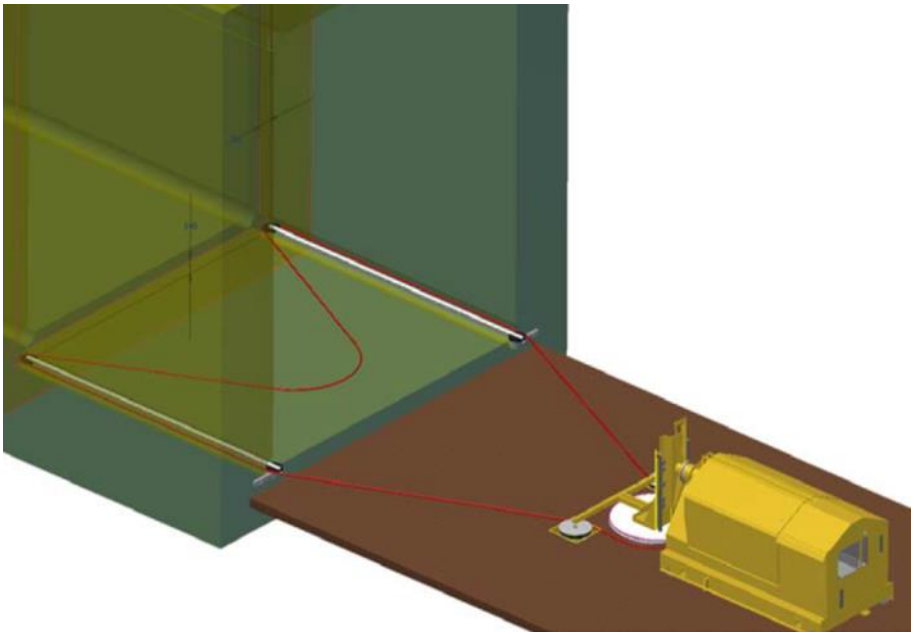


圖 4-34：線切工法示意圖

資料來源：SKB(2014, p17)



圖 4-35：封塞混凝土移除後圖片

資料來源：SKB(2013a, p11-p15)

4.8. 處置設施營運管理技術

為確保處置設施長期隔離與安全，需對處置設施進行有效之營運管理，範圍包括處置設施及各主要組件之設計、建造、運轉與封閉方面的管理、品質管制與環境監測之技術與要求，以及設施之組織規劃、行政管理、人員訓練、品質保證、消防防護、保安保防等工作。

4.8.1. 監管

處置設施之建造、運轉、封閉，或者由於潛在自然現象的變化，仍應確保可達成長期隔離與安全性的基本設計要求。並且必須透過處置設施的管理進行驗證，以保證達到此要求。

深層地質處置設施管理概念的基本原則，是處置設施封閉後，不再需要由人類或機構進行管控與干預，以確保安全。高放射性廢棄物進行深層地質處置，已經是廣泛國際專家的共識。處置設施基本上應能夠被動的維持永久安全。

所謂的「監管」，依國際原子能總署1995年發布的《放射性廢棄物管理原理》(SS-111F)指出：「依國家法令由主管機關或機構對廢棄測試區(例如處置設施)進行管控。此種管控可以是主動的(如監測、監督、整治工作)或被動的(如土地利用管制)，並可能是核設施(例如近地表處置設施)設計的一個因素」。國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施」特定安全導則SSG-14亦指出「4.18：封閉後的安全性係由被動系統，例如地質與工程障壁所提供。位於適當深度的地質處置，以深度做為安全特徵可提供隔離的功能。設施封閉後的安全不得仰賴監測或監管。但此並不意指封閉後的監測毋須進行，若現代或未來世代選擇要進行時，仍可監測。至少在緊接著封閉後的某段時間內，被動監管仍是有可能的，例如推動與維護永久性標誌的使用與土地利用的管制。主動監管，例如監測，亦可能用於地質處置設施封閉後時期，例如，基於公眾關切與執照申請要求，或者防患人類侵入。」而依我國「放射性物料管理法」第4條規定，監管：指最終處置設施封閉後，執行之維修、管理、環境輻射監測及防止外界侵擾等必要措施。

4.8.2. 處置設施管理之基本觀念

處置設施的「管理」定義，為一整套從現地調查、建造、運轉與封閉等各階段所有活動，進行管理直到處置設施封閉完成為止；而封閉後則如前所述，成為被動模式。處置設施管理的主要目的，是確保是否達成所有要求，獲得足夠必要的技術資訊，且被驗證及正確的記錄在文件中，並足以作出決定是否讓處置設施成為被動系統，不再有人為干擾活動。

處置設施的整體設計、建造、運轉、封閉與除役應在同一個管理系統下管控，以確保安全與品質。管理系統的目的是為了確保安全第一，而且安全相關的作業應有相襯的品質管理。管理系統應系統性地評估及進一步發展。

安全與品質管制應涵蓋所有影響處置設施的安全有關的活動。為了確保計畫的措施符合所需的要求，對於每個功能在安全性方面的要求，應有顯著的識別。所有流程與專案，必須基於指令及系統的運轉。為了防止運轉事件與事故發生，處置設施的設計、建造與運轉，應當採用經過驗證的技術，或以其他方式仔細檢查。處置設施應包括有利於快速及可靠的監測運轉事件或事故，並防止任何情況下的程度惡化，另應提供緩解潛在事故後果的有效技術與管理措施。

為了監測地質環境與處置系統的工程，應定期進行技術性審查，並納入管理方案的一部分。從建造開始到設施封閉，監測及量測技術應被廣泛應用，並在每個階段的專案獲得特定資訊，而如果有需要時亦可以調整測量措施。

4.8.3. 管理與控制項目

各階段應考慮以下幾個方面的管理措施：

(1) 工程障壁及處置設施的設計、製造、安裝、施工之品質管制；

(2) 監控工程障壁與地質條件，並發展地質環境資料庫；

(3) 處置設施的環境管理；

(4) 監督與保護工作人員(職業安全與輻射防護)；

(5) 處置設施的核子保防。

這些管理作業可以在所選擇測試區的條件下，於地下實驗室進行有計畫的測試與實驗應用。相關領域所需的技術必須管理、驗證、與準備。每個發展階段需進行監測和過程管理，以確保工作人員的安全(包括輻射和非輻射之危害)。管制上，將依照土木工程、礦業與核能等領域之適用的法律、法規與標準實施，表 4-14為處置設施開發各階段主要監測項目。

表 4-14：處置設施各階段主要監測項目

管理組件		研究區特性階段	建造階段	運轉階段		封閉階段	封閉後階段
				工程障壁系統安置	處置及主隧道回填	連通及入口隧道回填	
(1)品管控制：工程障壁系統之設計、製造、安裝、建造及處置設施	設計因子	工程障壁系統設計情況 -緩衝材料現象 -緩衝材料飽和 -廢棄物罐腐蝕	母岩岩石行為 -岩石變形等	母岩岩石行為 -岩石變形等		母岩岩石行為 -岩石變形等	-土地使用管制 -標誌 -圍籬 -貯存紀錄
			隧道支撐完整性 -支撐及襯砌之應力與應變等	隧道支撐完整性 -支撐及襯砌之應力與應變等		隧道支撐完整性 -支撐及襯砌之應力與應變等	
	製造、安裝及建造	為工程障壁系統品管控制所需之製造、安裝及建造的相關資料及技術(由驗證及實驗得到)	灌漿 -材料控制等	灌漿 -材料控制等	隧道回填 -回填密度等	隧道回填 -回填密度等	
		-	隧道開挖 -支撐材料之品管等	工程障壁系統製造 -緩衝材料密度等	封塞 -材料品管等	封塞 -材料品管等	
(2)工程障壁系統周邊地質情況及處置設施監視	處置隧道周邊	水文地質 -地下水 -灌漿壓力等	水文地質 -地下水 -灌漿壓力等	水文地質 -地下水 -灌漿壓力等		水文地質 -地下水 -灌漿壓力等	
		地球化學 -pH值、Eh值等	地球化學 -pH值、Eh值等	地球化學 -pH值、Eh值等		地球化學 -pH值、Eh值等	
		地質 -地溫梯度等	地質 -地溫梯度等	地質 -地溫梯度等		地質 -地溫梯度等	
(3)處置設施環境管理	-表面水品質 -環境輻射等	-表面水品質 -環境輻射等	-表面水品質 -環境輻射等	-表面水品質 -環境輻射等		-表面水品質 -環境輻射等	
(4)工作人員保護監視	-溫度、濕度、氣體等	-溫度、濕度、氣體等	-溫度、濕度、氣體等	-溫度、濕度、氣體等		-溫度、濕度、氣體等	
(5)處置設施核子保防	人員活動	-	-	人員活動管制		封塞、圍籬等	-

4.9. 小結

本章針對最終處置「處置設計」與「工程技術」進行技術可行性評估。現階段參考瑞典KBS-3處置概念，主要目標是將KBS-3處置概念本土化，逐步自行建立能力與掌握相關技術細節，並依照地質特性加以精進。經由本章之可行性評估已充分掌握相關設計要領及建立「處置設計」與「工程技術」能力，並驗證本土執行團隊技術已完成準備，可執行後續地質處置工程技術各階段工作，包括概念設計、初步設計、細部設計、建造/運轉/封閉、及地下實驗室驗證之發展，達成處置計畫目標。

除參考國際經驗外，更重要應是將原本國內在其他工程的技術能力，加值移轉至本計畫，本章各節內容代表現階段工程設計本土化的程序，研究成果重點說明如下：

(1) 建立用過核子燃料特性及母岩特性參數：

如第4.4節所述，設計過程所需考量的內在與外在影響因子，內在因子包括用過核子燃料本身產生的熱與輻射，而熱與輻射特性是作為廢棄物罐設計評估、設施設計之熱傳評估與安全評估之用。外在因子則為地形與地質條件，提供地震剪力評估、腐蝕評估、地下水流評估之用。後續進入概念設計，設計成果可協助調查方向明確，獲取最佳化工程效益。

(2) 建立工程障壁與處置設施之工程規格：

如第4.5節所述，廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁配置、回填與封塞、地下設施、地表設施、連通設施、處置孔應先建立設計需求及概念設計之規格，工程範圍與技術發展目標能夠確定，以便依照本土環境或燃料條件進行技術評估與驗證。

(3) 處置隧道與處置孔配置設計：

此為處置設施設計工作最為重要的部分，也是最需要考慮本土化參數的工作，依地下水條件與地震特性，考量處置設施的耐震與耐侵蝕能力後完成相關工作。由第4.5節證明我國已可自行進行配置設計。

(4) 工程分析或測試與長期性能穩定性評估：

本章於第4.5節、第4.6節針對各項安全議題，提出測試或分析的結果，證明整體工程設計結果在滿足設計需求下，仍有相當足夠的餘裕。現階段已經建立之長期性能評估項目，包括廢棄物罐圍壓性能、廢棄物罐地震剪力性能、廢棄物罐臨界性能、廢棄物罐腐蝕性能、緩衝材料飽和性能、緩衝材料侵蝕性能、回填材料侵蝕性能等，短期運轉的性能評估則包括隧道穩定性、輻射劑量，並已研究對工程障壁失效數量的評估技術，提供安全評估之所需，例如廢棄物罐腐蝕失效、地震剪力失效，後續計畫將在此基礎下，持續探討與解決不同候選區域的處置工程問題，發展適用於我國的長期性能穩定評估技術。

(5) 安全評估之參數研究：

現階段針對處置單元，已開始進行縮尺廢棄物罐、緩衝材料環片之製造，提供性能測試，並研究摩擦攪拌銲接技術與大型鑄件製造技術，以期能提高處置單元製造的成本效益。在處置設施建造，我國既有隧道施工技術，經評估可應用於最終處置工程，將於後續地下實驗室可加以改進，改良技術以符合處置工程之需求。

(6) 實體工程能力與經驗之累積：

現階段考量國內需求差異，已建立建造、運轉、封閉之需求規劃，以及處置設施營運管理、品質管制與環境監測之管理要項。後續將依據計畫各階段目標，加以落實。

(7) 運轉與營運管理技術之拓展：

現階段考量國內需求差異，已建立建造、運轉、封閉之需求規劃，以及處置設施營運管理、品質管制與環境監測之管理要項。

5. 安全評估

本章為「安全評估」之技術建置與研究成果彙整，安全評估技術發展係參考瑞典SKB應用於Forsmark場址之安全評估方法論(SKB, 2011a, ch2)為基礎，此成果藉由「處置設計與工程技術」提出之用過核子燃料最終處置系統，以及「SNFD2017參考案例」的地質概念模式及特性數據，進行SNFD2017參考案例安全評估，具體展現深層地質處置設施長期安全性的評估能力。

5.1. 安全評估的範疇及目標

安全評估主要範疇在於理解何種情境下將造成放射性核種釋出，以及何種途徑可能會造成對人類與環境的危害。構成安全評估品質與可信度的重要基礎，主要來自數據及模式，內容包含處置系統地質特性的整體描述、科學論證、科學數據以及評估方法論和分析模式。

本報告結合運用SNFD2017參考案例表一(如附錄A)的處置設計及SNFD2017參考案例表二(如附錄B)的地質概念模式與特性數據，透過分析影響處置設施安全因素之特徵、事件與交互作用，建立工程障壁系統安全功能與指標概念，並以參考演化推估100萬年時間尺度下的處置設施變化，據以建構情節(主要情節與干擾情節)及開發安全評估模式鏈，以量化評估整體處置系統之長期功能/安全性，並達到下述目標：

(1) 建立「潛在處置母岩特性調查與評估階段」之安全評估與情節建構方法論、說明風險評估方法及評估模式與所需參數之間的整合技術。

(2) 運用國內母岩地質環境特性與處置設施設計概念，以SNFD2017參考案例展示建立可信賴的安全評估技術。

5.2. 安全評估與風險計算方法

國際間對於用過核子燃料處置的安全評估時間尺度，大致可取得共識為100萬年，執行方案仍可能因處置設施的廢棄物特性、環境特

性而略有差異。由於核子燃料屬於人為再製產品，就整個核子燃料製程以及經過運轉發電後的用過核子燃料，1 tonne核子燃料約需由8 tonnes天然鈾礦濃縮而成，因放射性核種多屬長半衰期且主要發射出α射線或是β射線，故以攝入途徑所造成的體內劑量影響作為比較基準，約在25萬年後，1 tonne用過核子燃料可衰減到等同8 tonnes天然鈾礦的水平，但若是更嚴格一併計算核子燃料濃縮製程所殘留的7 tonnes耗乏鈾，則約在100萬年後趨於與天然鈾礦相當的水平。故現階段也順應國際趨勢，將安全評估時間尺度設定為100萬年，據以發展安全評估技術。

以下將分別於第5.2.1節說明安全評估方法步驟，於第5.2.2節說明風險計算方法。

5.2.1. 安全評估方法步驟

本報告安全評估方法共包含11個步驟，如圖 5-1所示。首先透過FEPs資料庫的建置與篩選(步驟1)，彙整出我國處置設施須考慮的FEPs，進行處置設施初始狀態描述，以訂定處置系統的邊界條件(步驟2)；同時彙整外部條件以探討其對處置系統之影響，包括氣候變遷相關議題、大規模地質活動與未來人類活動(步驟3)；對已決定的FEPs，進行交互作用機制之實驗與分析模式研究，範圍包括用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料及地質圈等(步驟4)；依據工程設計與地質環境的可能演化情境，建立處置概念之安全功能，並訂定處置設施個別系統之安全功能指標(步驟5)。

於安全評估量化分析中，彙編地質調查與工程設計之相關參數(步驟6)，並於安全評估的時間尺度下，探討影響處置設施之參考演化(步驟7)；結合上述步驟3至步驟7的成果，發展主要情節與干擾情節，並在主要情節下設定基本案例，同時考量不同演化情境而組合一系列變異案例(步驟8)；發展安全評估模式鏈並計算各個案例的劑量影響(步驟9)。此外，對發生機率極低但可能顯著干擾處置設施的極端外部條件，因在上述主要情節分析中並未考量，如極端全球暖化、極端地震頻率、未來人類活動，故在步驟10進行干擾情節之案例分析；

最後，整合分析主要情節之各計算案例結果而得到安全評估結論(步驟11)，相關結論可回饋至工程設計，透過重覆循環檢視，可助於工程設計技術發展。

安全評估11步驟的個別詳細作法，說明如下。

步驟1：特徵/事件/作用(FEPs)篩選

安全評估的步驟1說明篩選處置系統的FEPs，所謂特徵(Feature)是指和處置系統功能有關的特性；事件(Event)是指不連續、持續時間短且發生頻率會改變的短暫現象；作用(Process)則是指與處置系統具有長期的、漸進的連續現象。此步驟的意義，明確詳列影響處置系統安全評估相關的因子並加以分類，收錄科學研究證據進行影響重要性分類。第5.3.1節將說明臺灣FEPs資料庫的建置階段成果，以及配合SNFD2017參考案例進行離島結晶岩測試區FEPs清單之篩選。

步驟2：初始狀態的描述

初始狀態的描述，涵蓋場址之地質概念模式與處置概念之工程設計，包括對場址地質環境數據的分析，以及製造、建造與工程設計初始條件。彙整「表一：SNFD2017參考案例–法規要求及處置概念」，針對處置系統內各元件之初始狀態進行說明，包含：廢棄物罐基本設計需求與處置設施配置。同時，建立「表二：SNFD2017參考案例–地質概念模式及特性數據」，用以描述參考案例之地質條件特性與初始狀態描述。」

步驟3：外部條件的描述

可能影響處置系統的外部條件，可分為下列3個類別：

(1) 氣候相關議題。

(2) 大規模的地質活動。

(3) 未來人類活動。

在氣候相關議題方面，主要考量每12萬年循環1次的冰河週期對處置設施的影響。詳細內容於第5.3.2.1節說明。大規模的地質活動方面，由於臺灣位於歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊交界之環太

平洋地震帶上，板塊運動造成的大規模地質作用，此對處置系統的影響將併同在地質調查與工程設計中考量。未來人類活動對處置設施之影響，則考慮人類無意入侵的影響，於第5.9.3節進行獨立分析。

步驟4：內部作用的交互分析

為確保處置設施於100萬年時間演化的安全功能，進行內部作用的交互分析是重要步驟之一，內部作用取自於步驟1所篩選的FEPs，依據科學研究與模式分析結果可探討處置設施在參考演化的交互關聯性。隨著長期研究成果發展，包括熱-水-力-化的耦合效應研究成果，長期透過此步驟彙整所有已知或可探知的證據，可提昇處置設施安全的信心。第5.3.3節說明內部作用的交互分析階段成果，並用於第5.6節中探討處置設施長期演化。

步驟5：安全功能與安全功能指標

安全功能是以模組化概念，運用模擬分析個別系統單元在處置設施之預期演化行為，可回饋於工程設計以確保維持工程障壁之安全功能。

障壁可提供圍阻安全功能，以維持用過核子燃料及其放射性核種存在於廢棄物罐之內；一旦障壁圍阻功能失效則發揮遲滯安全功能，以延緩放射性核種從處置系統釋出。為評估處置設施隨時間演化之安全功能，訂定安全功能指標作為量化指標，如果處置系統在某個時間點無法滿足量化指標時，障壁功能還須更詳細研究。建立安全功能及量化指標，是本報告在安全評估技術發展上的重要步驟。有關安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準之細節，說明如第5.4節。

步驟6：數據整理

此步驟乃依據用過核子燃料特性、地質環境調查資料與工程設計標準等進行數據整理，導入相關量化分析模型、實驗分析及劑量計算程式。數據整理過程及量化模型所採用的數值，將透過數據資料管理，使其具可檢視性及可回溯性。如附錄A至附錄B為

SNFD2017參考案例之數據管理圖示。第5.5節說明SNFD2017參考案例之安全評估相關數據。

步驟7：參考演化

上述步驟1至步驟4，已彙整處置系統的初始狀態、外部條件、內部作用與交互影響分析等，此步驟之目標係透過步驟6之數據整理，量化探討整個處置設施在安全評估時間尺度中的演化影響。參考演化除了作為步驟8分析主要情節之重要依據外，亦考量演化情境、關鍵參數及分析模式不確定性，來選定相關之變異案例。第5.6節以SNFD2017參考案例探討處置設施之參考演化。

步驟8：情節與案例選定

依據處置設施未來演化分析之結果，透過情節推演與建構，可並選定一系列具代表性的案例。情節選定之依據係基於步驟5的圍阻與遲滯安全功能，透過參考演化討論以掌握具重要之安全功能。案例的選定包括依據現有條件與資訊合理建構基本案例，以及將基本案例中未涵蓋的不確定性案例視為變異案例。以基本案例結果作為基準，可掌握處置設施的安全不確定性；透過輻射劑量分析，可合理論述處置設施對民眾的風險。第5.7節說明情節選定方法及運用在SNFD2017參考案例的成果。

步驟9：主要情節量化分析

情節量化分析可分為處置設施的圍阻安全功能，以及核種傳輸與遲滯2階段，依據情節推演與建構，連結重要的FEPs，發展安全評估模式鏈進行量化分析，如下列所述：

(1) 處置設施圍阻安全功能分析

處置系統圍阻安全功能分析，主要是針對處置設施在參考演化下可能失效的圍阻功能，並據以定性或定量分析影響途徑之關聯性，量化評估圍阻失效情節之機率與影響程度。

(2) 核種傳輸與遲滯分析

情節分析的第2階段則是在廢棄物罐圍阻失效後，需計算核種釋出、傳輸及劑量影響，目的是評估處置設施的遲滯功能與量化風險值。

第5.8節說明情節量化分析方法論，以及SNFD2017參考案例之計算範例。

步驟10：干擾情節量化分析

此步驟為建立數個可加強安全評估論述的干擾情節分析，用以輔助驗證障壁系統單元的圍阻或是遲滯功能，如第5.9節說明對極端全球暖化、極端地震頻率及未來人類活動等案例分析。

步驟11：整合分析

係整合上述各種情節分析得到的結果與法規限值作比較，如第5.10節進行計算案例之整合分析成果。除此之外，現階段執行SNFD2017參考案例之安全評估可回饋規劃未來之研究需求，相關未來研究與研發需求建議如第7.2.2節所述。

5.2.2. 風險計算方法

風險計算方法論研究，係遵循下列步驟：

(1) 情節解析

一般而言，劑量的多寡是與處置系統未來的演化息息相關，依循安全評估方法論，透過處置系統參考演化之分析，可選定最具代表性之演化情形作為主要情節及相關基本案例與變異案例，運用安全評估模式鏈分析各個案例中的放射性物質釋出與傳輸機制，以及對生物圈造成的關鍵群體之輻射劑量影響，最後透過整合分析，涵蓋考量參數、模式、情節等不確定性，掌握處置系統安全風險的變動範圍。

(2) 關鍵群體

由於處置設施影響周圍關鍵群體之定義不易界定，SNFD2017報告所發展的安全評估方法論，係依據分析生活習慣及環境特性，考量各種核種釋出、傳輸與其於生物圈遷移曝露路徑，暫選取造成最大風險之釋出傳輸途徑及其相關曝露途徑，視為其對關鍵群體之安全影響。未來技術發展則將納入曝露群體個體數量之考量，增進對關鍵群體風險的合理性評估。

(3) 時間尺度

SNFD2017報告風險計算的時間尺度設定為100萬年。

本報告將針對各情節之案例評估結果，採用國際放射防護委員會(ICRP)第60號規範所提出之劑量風險轉換係數(考量癌症致死率與遺傳效應)，其值為0.073 Sv^{-1} (ICRP, 1990, p22)，進行整體風險之影響分析。

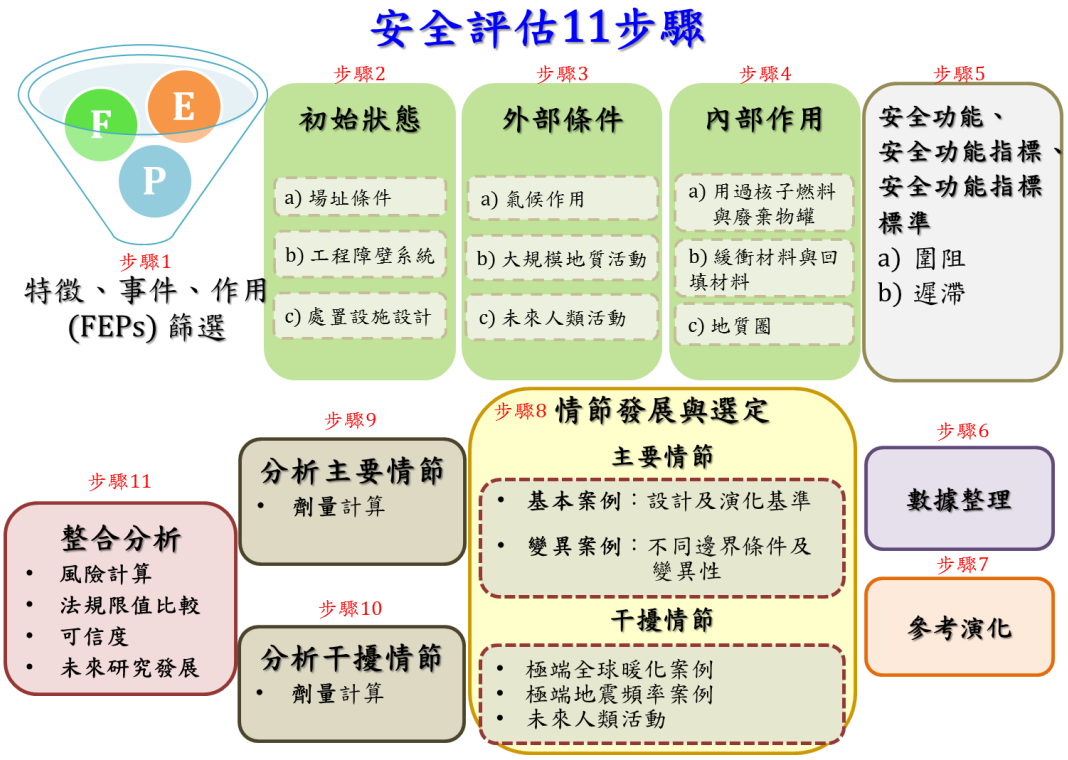


圖 5-1：安全評估方法步驟

5.3. 特徵/事件/作用(FEPs)與內部作用交互分析

5.3.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置

用過核子燃料的處置涉及長時間尺度、不確定性高，國際共同認為發展安全評估技術，可透過數學模式來推估處置設施設置後的未來行為，並評估可能對生物圈的影響程度。

當進行用過核子燃料最終處置設施的安全評估時，首先，需儘可能地蒐集、彙整所有可能產生的潛在效應，並將影響處置設施長期安全之因子，依特性歸類為FEPs。FEPs資料庫必須考量所有影響的因子，不論是重要的或不重要的、直接的或間接的、自然的或人為引起的。透過集合各領域的專家學者，進行充分研究與討論，確保重要影響因素沒有被遺漏，作為各種情節/案例發生原因、機率、影響與後果等評估之依據。

台灣FEPs資料庫係彙整蒐集可能影響處置設施長期安全之因子，屬於滾動式管理，目前以NEA2.1版本(NEA, 2014)的資料庫為參考主體，並配合以結晶岩為處置母岩之重點研究，參考瑞典SKB應用於Forsmark場址申照案之資料庫(SKB, 2010p)，以及根據本土區域特性篩除不適用之FEPs，進而建立適合本土屬性之臺灣FEPs資料庫，建構概念如圖 5-2。FEPs主要分為5個目錄架構，包括初始狀態、內部作用、內部變數、生物圈及外部條件，如圖 5-3所示。以下簡述各目錄架構內容：

(1) 初始狀態

此部分描述系統單元為發揮圍阻與遲滯安全功能所需具備的設計、製造及建造之要求，並應說明其可能存在的偏差問題，分別依廢棄物罐、緩衝材料、回填材料及地下設施進行初始狀態之描述。

(2) 內部作用

針對處置系統中的個別作用或是熱-水-力-化耦合作用，以長期觀點來探討處置設施的安全性。涵蓋的內容包括用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、處置隧道封塞、中央區域、頂部

密封區域等封塞設計、處置設施設計及地質圈的熱-水-力-化耦合作用機制。

(3) 內部變數

主要依據內部作用之科學論證或交互作用模型分析與實驗設計，彙整具關連性的變數。在變數彙整分析中，需盡可能考量長時間演化下，所有內部作用對障壁特性的改變結果。

(4) 生物圈

生物圈的FEPs彙整，係考量氣候與地理條件。根據臺灣氣候型態、水文地形特徵、文化生活及生態系統等綜合彙整而產生。內容分別以熱、水文、物理、化學、放射、遷移及擾動等7大類，加以探討與呈現。

(5) 外部條件

外部FEPs分類主要包含氣候相關議題、大規模地質作用、未來人類活動及其他等進行探討。

目前建置的臺灣FEPs資料庫共計418個影響因子，分別為初始狀態18個因子、內部作用189個因子、內部變數99個因子、生物圈78個因子及外部條件34個因子。另配合SNFD2017參考案例演練展示之目的，離島結晶岩測試區FEPs清單篩選過程中設定3點篩選原則：(1)主要探討處置系統長期安全性之評估技術，故集中探討用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料與地質圈等內部作用及變數之相關FEPs；(2)依據離島結晶岩測試區之地質與環境特性，篩選與外部條件及生物圈之相關聯FEPs清單；(3)配合本階段技術研發水平與發展建立的關鍵技術，例如核種傳輸路徑僅考慮核種通過緩衝材料傳輸至地質圈裂隙之路徑(Q1路徑)(詳述於第5.7.2.1.1節)，進行相關聯之FEPs清單篩選。故SNFD2017離島結晶岩測試區FEPs清單共計132個影響因子。

5.3.2. 外部條件

深層地質處置技術發展已趨近成熟，其係採用設計縝密的廢棄物罐與相關工程障壁，置於300 m至1,000 m深的長期穩定地質環境，充分發揮障壁圍阻及遲滯安全功能，達到延緩放射性物質再度回到生活圈，並免除輻射劑量影響。為確保處置系統達到長期安全，主要探討的外部條件包括：氣候相關議題、大規模地質作用和未來人類活動。

5.3.2.1. 氣候相關議題

氣候變遷為最主要影響處置環境安全的外部條件之一，會造成環境溫度、風場、降雨、蒸發量及海平面等的變化。這些氣候變化將可能對地質處置設施系統造成影響，如地形地貌改變、地下水流場和化學環境改變、海水/淡水介面遷移、侵蝕/淤積作用等。干擾深層地質處置設施所處之地質環境穩定性，進而影響工程障壁系統的圍阻、遲滯核種遷移之安全功能，並影響生物圈的演化。受到行星運動的影響，長期氣候變遷約略有十數萬年週期性的變化。為對應探討即將到來的首次冰河循環，採用研究數據較豐富的前次冰河循環為分析處置環境安全評估基礎，做為我國參考冰河循環之參考，設定冰河循環評估週期為12萬年，並依據此參考冰河循環作為本報告的主要外部氣候條件發展，探討其對地層處置安全的影響。由於評估深層地質處置系統安全的時間尺度設定為100萬年，故當首次冰河循環週期過後，則假定重覆該冰河循環週期7次為接續冰河週期。

而綜整冰河週期之氣候變化與臺灣周圍區域隨時間演化的地表地形模型，可得知離島結晶岩測試區將因下一次冰期的到來，海平面高度開始下降、年平均溫度也逐漸下降，推估約在未來16,700年後，此時的離島結晶岩測試區將成為海灣，年平均溫度約下降2 ℃、海平面約下降20 m；故推估此階段的環境條件，仍與現今條件相似。依前一次冰期最盛期結果推估未來全球海平面將持續下降，可能較現今低約120 m，臺灣本島將因此而逐步與中國沿海各區相連。同時整體年平均溫度將下降8 ℃，氣候類型由現今的亞熱帶氣候，轉而接近於現

今的溫帶氣候，故推論此階段的離島結晶岩測試區生活環境，將近似於現今之日本東京。

為了涵蓋未來氣候變遷的不確定性，亦將探討近代因人為工業發展造成之全球暖化效應，作為不同情節與案例之分析。本報告主要採用IPCC AR5(2013)報告中的CO_2高濃度情境，作為主要情節中受全球暖化影響下的變異案例(海平面上升7 m至10 m)，同時，亦將海平面上升75 m的極端全球暖化(全球海冰消融情境)之假設作為干擾情節，納入安全評估考量。與氣候相關的安全評估外部條件影響，於5.6.1節中有更詳細的說明。

5.3.2.2. 大規模地質作用

影響處置環境安全的地質作用包括：風化、侵蝕、沉積及地殼抬升與板塊大地構造等，除選址時會盡量避免這些作用造成的直接影響外，也會納入安全評估。臺灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的交界處，處於太平洋火環帶上，因板塊運動所造成的大規模地質作用，包括板塊力學演進、地震、地震/活動斷層、火山/岩漿活動、抬升/沉降、擠入作用及熱液(溫泉)活動等。本報告依據SNFD2017參考案例，在3.2節中，透過地質調查研究成果顯示離島結晶岩測試區於1,000萬年前即呈穩定地塊，並未有明顯抬升或沉陷，因此在後續特別針對地震、地震/活動斷層之需求，建立廢棄物罐抗剪力條件之設計(詳述於第4.5.1節)，亦於安全評估技術中發展地震危害度分析技術，以及廢棄物罐受剪力位移之破壞罐數分析技術(詳述於第5.8.2.2節)。

5.3.2.3. 未來人類活動

採用深層地質處置的首要安全原則是將用過核子燃料與生物圈隔離，在監管作為中可加強避免人類有意的入侵行為，隨著時間的推移，另一個研究重點是分析未來人類活動因無意入侵行為而造成處置系統安全的影響程度，如未來人類在周圍區域進行母岩資源的鑽探或採礦。考量未來人類活動不確定性高，本報告建立未來人類活動之情

節發展方法，於干擾情節中進行個別案例分析討論(詳述於第5.9.3節)。

5.3.3. 內部作用的交互分析

內部作用的交互分析主要基於內部作用來探討處置設施可能會發生的變化，檢視這些內部作用在處置設施的交互影響，作為長期安全評估中所發展之參考演化前端輸入資訊。

在FEPs資料庫中，經過廣泛探討及彙整國際經驗後，以耦合方式將內部作用與變數進行一連串關係探討，並將數種作用進行連結，探討系統單元之間熱-水-力-化的交互關係。例如以緩衝材料熱傳輸為例，初始溫度與熱傳輸特性會交互影響，而緩衝材料中的含水量與地下水流動情形，會單方面影響熱傳輸情形。

本報告基於SNFD2017參考案例篩選出FEPs清單，並採用本土數據或參照國際文獻成果進行相關內部作用的交互影響分析，如表 5-1至表 5-5所示。同時配合SNFD2017參考案例演練展示之目的，提出3點篩選原則用以設定離島結晶岩測試區FEPs清單(詳述於第5.3.1節)，反覆以圍阻安全功能指標進行Top-down或是以篩選出的內部作用清單進行Bottom-up串聯，以掌握影響工程障壁圍阻安全功能指標的重要內部作用與其交互分析機制。後續將於本報告第5.6節，以SNFD2017參考案例展示對處置設施參考演化的關鍵議題分析能力，包括外部條件演化、生物圈演化、近場熱演化、水文地質演化、岩石力學演化、化學條件演化、緩衝材料與回填材料演化以及廢棄物罐演化等；並將成果用於後續分析處置設施情節發展與建立安全評估模式鏈(Assessment Modeling Flow, AMF)。

表 5-1：用過核子燃料交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式		參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	廢棄物罐完好	廢棄物罐失效		
TWF01 核種衰變	評估用過核子燃料核種的輻射強度及核種存量，並依核種衰變特性計算核種強度隨時間的變化；採用ORIGEN-S程式分析。	評估用過核子燃料核種釋出時的輻射強度及核種存量，並依釋出時間計算核種衰變。	-	Y
TWF02 輻射衰減/熱產生	評估用過核子燃料核種衰變所產生的衰變熱；採用ORIGEN-S程式分析。	可忽略。	-	Y
TWF03 誘發核分裂(臨界)	探討用過核子燃料誘發核分裂及在廢棄物罐中達到臨界的可能性。	探討因廢棄物罐失效，導致核種遷移離開廢棄物罐，而誘發核分裂及達到臨界的可能性。	-	Y
TWF04 熱傳輸	探討用過核子燃料的餘熱如何傳輸至廢棄物罐；採用CFD Ansys程式分析。	衰變熱影響主要反映於封閉後初期，隨時間受核種衰變，可忽略。	-	Y
TWF09 殘留氣體輻射分解/酸化形成	產生的量太少而可忽略。	不相關。	Y	-
TWF12 燃料溶解	不相關。	當廢棄物罐破損，地下水與用過核子燃料接觸，探討各核種在地下水之溶解度。	Y	-
TWF13 間隙核種存量溶解	不相關。	若地下水侵入至燃料護套，因耗乏產生燃料丸膨脹而存在的間隙核種存量，可能釋放到燃料護套空隙，分析時以瞬間釋出作為悲觀假設。	Y	-
TWF17 放射性核種傳輸	不相關。	以GoldSim程式評估放射性核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

表 5-2：廢棄物罐交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式		參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	廢棄物罐完好	廢棄物罐失效		
TWC02 熱傳輸	用過核子燃料與廢棄物罐間的熱傳機制會影響廢棄物罐表面溫度，進而影響緩衝材料的溫度及性質等；採用FLAC3D程式模式分析。	衰變熱主要影響封閉後初期，受核種衰變與時間之影響，可忽略。	-	Y
TWC03 鑄鐵內襯變形	探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，鑄鐵內襯的變化情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	Y	-
TWC04 外力引起廢棄物罐變形	探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，銅殼的變化情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	Y	-
TWC11 廢棄物罐腐蝕	探討地下水與廢棄物罐接觸後，與銅殼之間的腐蝕作用情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	-	Y
TWC15 放射性核種傳輸	不相關。	以GoldSim程式評估放射性核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

表 5-3：緩衝材料內部交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBu02 熱傳輸	評估衰變熱由廢棄物罐傳輸至緩衝材料的影響；以FLAC3D程式評估。	評估衰變熱由廢棄物罐傳輸至緩衝材料的影響；以FLAC3D程式評估。	不相關。	Y	-
TWBu04 在未飽和條件時的水吸收與傳輸	緩衝材料周圍母岩的地下水，因膨潤土孔隙負壓而被其吸收。	不相關。	不相關。	Y	-
TWBu05 在飽和條件時的水傳輸	在未達到完全飽和條件下，由TWBu04進行考量。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	不相關。	Y	-
TWBu07 管流/侵蝕	探討地下水入侵緩衝材料，導致緩衝材料流失之情形，其會影響廢棄物罐腐蝕條件。	不相關。	暫不考慮。	Y	-
TWBu08 膨脹/質量再分布	緩衝材料吸水之後會有回脹之現象，此會影響本身之密度，以及地下水在當中的傳導度等。	綜合評估因為離子交換、鹽度與廢棄物罐塌陷導致緩衝材料變化之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBu10 物種的平流傳輸	探討溶解於地下水中的物質，以平流方式於緩衝材料傳輸之情形。	探討溶解於地下水中的物質，以平流方式於緩衝材料傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBu11 物種的擴散傳輸	探討溶解於地下水中的物質，以擴散方式於緩衝材料傳輸之情形。	探討溶解於地下水中的物質，以擴散方式於緩衝材料傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBu12 吸附(包含離子交換)	探討溶解於地下水中的核種，通過緩衝材料時所產生之吸附行為。	探討溶解於地下水中的物質，通過緩衝材料時所產生之吸附行為。	暫不考慮。	Y	-

表 5-3：緩衝材料內部交互作用機制(續)

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBu13 雜質變化	探討地下水流經緩衝材料時，部分緩衝材料溶解或沉澱之行為。	探討地下水流經緩衝材料時，部分緩衝材料溶解或沉澱之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBu14 水溶液的質變與反應	探討地下水流經緩衝材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	探討地下水流經緩衝材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	暫不考慮。	Y	-
TWBu15 滲透作用	探討膨潤土與岩石之交界面，因離子流動性差異進而影響膨潤土性質的行為(如水力傳導係數或回脹壓力)。	探討膨潤土與岩石之交界面，因離子流動性差異進而影響膨潤土性質的行為(如水力傳導係數或回脹壓力)。	暫不考慮。	Y	-
TWBu16 蒙脫石變質	探討緩衝材料中的蒙脫石因化學反應所造成的變質行為。	探討緩衝材料中的蒙脫石因化學反應所造成的變質行為。	在緩衝材料、廢棄物罐與母岩進行綜合考量。	Y	-
TWBu18 蒙脫石膠體釋出	當地下水與緩衝材料接觸時，部分緩衝材料中的蒙脫石會以膠體之型式釋出，探討其釋出情形。 陽離子強度大於4 mM時可忽略。否則進行評估。	陽離子強度大於4 mM時可忽略。否則進行評估。	暫不考慮。	Y	-
TWBu25 放射性核種於水相的傳輸	因工程設計的初始條件可達到圍阻功能，此時期預計不會發生。	以GoldSim程式模擬核種傳輸。	以 GoldSim 程式模擬核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

註3：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

表 5-4：回填材料內部作用交互機制

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBfT03 在未飽和條件時的水汲取與傳輸	探討地下水在回填材料的傳輸作用。	不相關。	不相關。	Y	-
TWBfT04 在飽和條件時的水傳輸	在未達到完全飽和條件下，由TWBfT03進行考量。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	不相關。	Y	-
TWBfT06 管流/侵蝕	以實驗之經驗進行定量評估回填材料的管道/侵蝕。	不相關。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT07 膨脹/質量再分布	回填材料吸水之後會有回脹之現象。	綜合評估因為離子交換、鹽度與廢棄物罐塌陷導致緩衝材料變化之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT09 物種的平流傳輸	探討地下水中的物質(溶質)在回填材料傳輸中的平流行為。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT10 物種的擴散傳輸	探討地下水中的物質於回填材料以擴散方式傳輸之情形。	探討地下水中的物質於回填材料以擴散方式傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT11 吸附(包含主要離子的交換)	探討地下水中的物質通過回填材料時所產生之吸附行為。	探討地下水中的物質通過回填材料時所產生之吸附行為。	暫不考慮。	Y	-

表 5 -4：回填材料內部作用交互機制(續)

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBfT12 回填材料雜質的變化	探討地下水流經回填材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。	探討地下水流經回填材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT13 水溶液的質變與反應	探討地下水流經回填材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	探討地下水流經回填材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT14 滲透作用	探討滲透作用對回填材料特性的影響。	探討滲透作用對回填材料特性的影響。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT15 蒙脫石變質	探討回填材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。	探討回填材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT16 回填材料膠體釋出	探討回填材料中，膠體釋出的機制。	探討回填材料中，膠體釋出的機制。	暫不考慮。	Y	-

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

註3：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

表 5-5：地質圈內作交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式				參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	開挖與運轉階段	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	地震		
TWGe03 地下水流	暫不考慮。	透過DarcyTools模擬地下水流情形。	透過DarcyTools模擬地下水流情形。	暫不考慮。	-	Y
TWGe05 岩石的位移	應用於隧道受震穩定性分析研究，暫不考慮對長期安全之影響。	暫不考慮。	暫不考慮。	暫不考慮。	-	Y
TWGe06 再活化(沿著現有不連續面的位移)	因開挖導致裂隙再活化，進行對岩體導水係數改變之研究，暫不考慮對長期安全之影響。	衰變熱導致裂隙再活化暫不考慮。 大地應力變化導致裂隙再活化暫不考慮。	大地應力變化導致裂隙再活化暫不考慮。	應用廢孔準則進行處置孔配置，並透過3DEC程式計算廢棄物罐失效數量。 評估地震發生頻率。	-	Y
TWGe07 破裂	因開挖導致處置隧道開挖擾動帶與處置孔剝落，進行對岩體導水係數改變，以及處置孔幾何形狀改變之研究，暫不考慮對長期安全之影響。	衰變熱導致處置孔剝落，進行對岩體導水係數改變，以及處置孔幾何形狀改變之研究。	對於永久凍土層進行水力破裂評估。	透過3DEC計算模擬冰壓引起的破裂。	Y	-
TWGe11 溶解物質的平流傳輸與混合	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。 (3)氧的滲透。	不相關。	Y	-
TWGe12 裂隙與岩石基質的溶解物種擴散傳輸	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	不相關。	Y	-

表 5-5：地質圈內作交互作用機制(續)

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式				參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	開挖與運轉階段	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	地震		
TWGe13 種化與吸附	不相關。	(1) 核種吸附模型導入簡化後的分配係數算法。 (2) 種化在選擇分配係數的時候已有考慮。	(1) 核種吸附模型導入簡化後的分配係數算法。 (2) 種化在選擇分配係數的時候已有考慮。	不相關。	Y	-
TWGe24 水相中的放射性核種傳輸	此時期預計不會發生失效，不相關。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

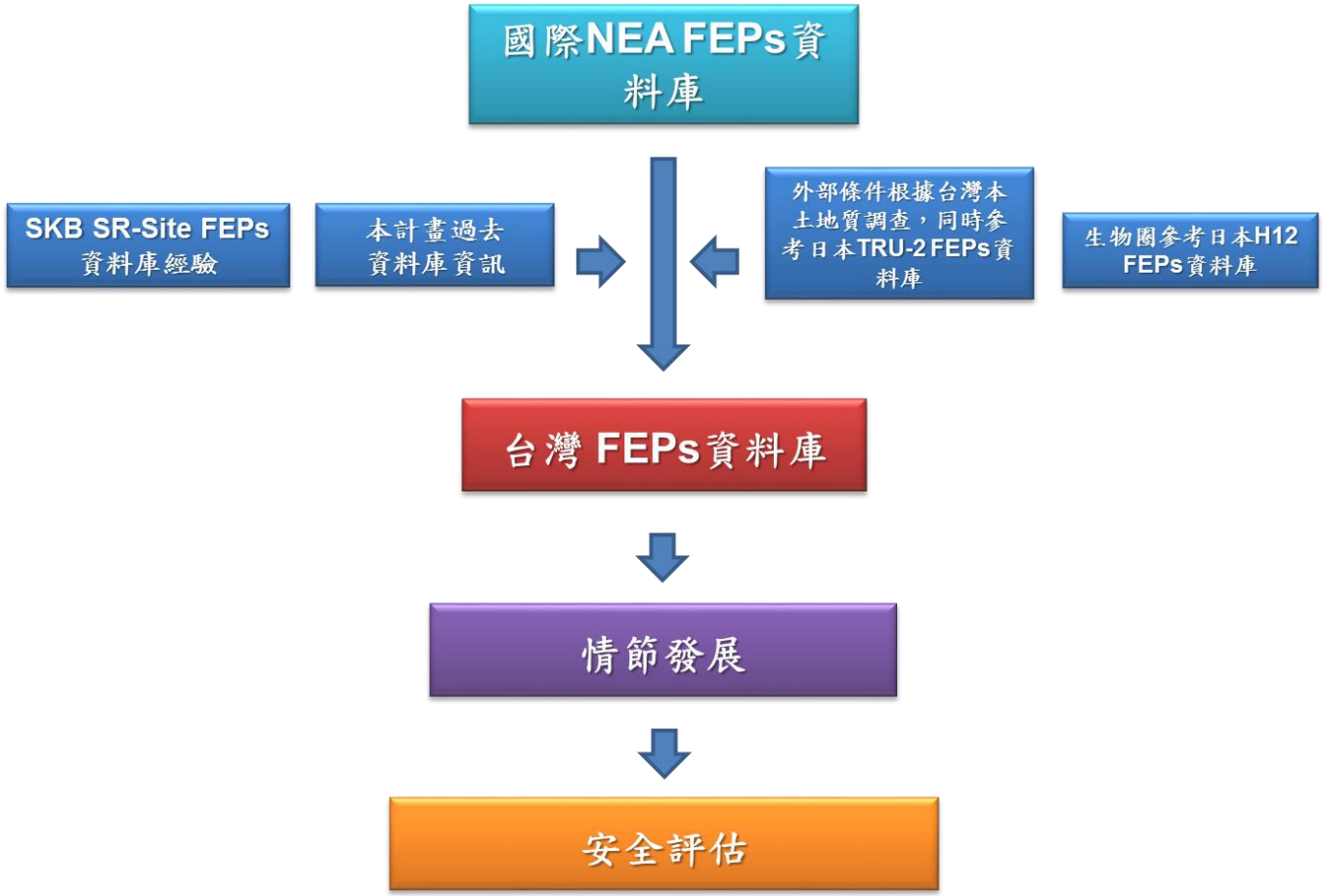


圖 5-2：臺灣FEPs資料庫建構概念



圖 5-3：臺灣特徵/事件/作用(FEPs)架構

5.4. 處置設施的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準

深層地質處置概念主要的安全功能是圍阻用過核子燃料於廢棄物罐中。若廢棄物罐失效，則可發揮遲滯的安全功能，延緩從廢棄物罐釋出的放射性核種對生物圈的影響。在國際已趨於成熟的地層處置技術，都著重發展圍阻與遲滯之安全功能。以瑞典SKB安全評估實務經驗為例，相對地著重於處置設施圍阻能力的評估，由於SNFD2017參考案例係參考KBS-3處置概念，因此，其安全功能原則上均與瑞典SKB處置設施建造執照申請之安全評估相同；但因各系統單元的安全功能及其指標與標準，可能會因處置場址的地質條件而有所不同。故現階段先採用瑞典SKB的安全功能及其指標與標準為基礎(SKB, 2011b, p247-267)，未來隨著選址程序及相關研究發展，建立國內安全功能指標與標準。以下針對本報告所採用的圍阻及核種傳輸遲滯之安全功能及其指標與標準進行簡述，詳細內容亦可參考技術支援報告(3)第6章。

5.4.1. 安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準之定義

(1) 安全功能

為了瞭解及評估處置設施的安全性，需要針對各處置元件於圍阻及遲滯上的安全功能進行詳細的描述。基於對處置元件特性的瞭解及處置系統的長期演化，可訂定一系列關於圍阻及遲滯的安全功能。

在此情況下，安全功能的定性定義為處置元件對於安全的貢獻。例如，廢棄物罐應能抵抗圍壓負載使其圍阻功能不致遭受破壞，即產生了「廢棄物罐應具有抵抗圍壓負載的能力」之定性描述。

(2) 安全功能指標

為了能夠進一步具體評估處置設施的安全性，應針對障壁系統(包括工程障壁及天然障壁)，以可量測或計算的參數來明確驗證安全功能的達成度。例如，對於廢棄物罐可否「抵抗圍壓負載」的安全功能，由於圍壓負載是由緩衝材料的膨脹壓力及靜水壓力

加總而得，而這些壓力可量化評估計算，故圍壓負載就可以被訂定為廢棄物罐該項安全功能的定量指標。總而言之，安全功能指標是一個可被量測或計算的參數，用以明確標示處置元件之相關安全功能是否能被滿足，也使安全功能能夠被定量估算。

(3) 安全功能指標標準

為了要確認各處置元件的安全功能是否能在整個安全評估的時間內持續維持，應以一明確的標準來確認安全功能指標是否達成。例如，瑞典SKB研判圍壓負載於冰河時期的最大值不會超過45 MPa(SKB, 2006b, p184)，便訂定廢棄物罐的圍壓負載不得超過45 MPa，而圍壓負載小於45 MPa即為安全功能指標標準。因此，安全功能指標標準是一個定量的限制，假設安全功能指標滿足其相對應的標準，則其相對應的功能應可以被維持。

(4) 安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的來源

安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的訂定對於安全評估具有實質的幫助，而這些安全功能是建立於：

(a) KBS-3處置設施的設計概念是基於2個最主要安全功能，即圍阻和遲滯。

(b) 對於KBS-3處置設施長期演化的科學認知。

在針對KBS-3處置設施長達數十年的研究中，瑞典SKB團隊建立了其長期的安全功能及障壁需求。因此，在SR-Site中歸納這些努力的成果，訂定各處置元件圍阻及遲滯的安全功能，而這些定義的來源則是參考各處置元件的作用報告。

(5) 安全功能指標標準與設計前提之差異

安全功能指標標準並不一定就是設計前提。安全功能指標標準是安全評估的時間尺度(100萬年)中必須永遠滿足之原則；設計前提則是處置設施的初始狀態。因此，處置元件的設計前提需要有充分的餘裕，以使其在經歷整個評估期間的可能劣化情形後，仍然可確保符合安全功能指標標準。例如，銅質廢棄物罐對於厚度的安全功能指標標準為厚度>0 cm；設計前提為5 cm，代表廢棄物罐的初始狀態為5 cm，而隨著時間可能因腐蝕作用而使厚度逐

漸變薄，但於整個評估期間皆需要符合厚度>0 cm的安全功能指標標準，才能確保圍阻功能不受到破壞。

然而，某些與處置元件初始狀態相關的參數並不適合做為安全功能指標標準，例如銅的硫及氧含量，以及緩衝材料中黃鐵礦的含量，這些參數為處置元件生產時的初始狀態，也就是與設計前提有關，由於不會隨著時間而有所改變，因此不適合作為安全功能指標標準。

(6) 各安全功能間的關係

各安全功能皆有其相關性，如緩衝材料所有的安全功能不外乎就是支持廢棄物罐的安全功能，或者提供遲滯的作用。舉例而言，緩衝材料安全功能中的「限制平流傳輸」就是支持廢棄物罐安全功能中的「提供腐蝕障壁」，並且以擴散作用來提供遲滯的功能。同樣的，母岩的所有安全功能則直接或間接的透過緩衝材料的安全功能來支持廢棄物罐的安全功能，或者提供遲滯的作用。

(7) 綜合上述

(a) 安全功能可視為處置設施元件對於安全的貢獻。

(b) 安全功能指標是處置設施元件可被量測或計算的特性，標示安全功能被滿足的程度。

(c) 安全功能指標標準是一個定量的限制，假設安全功能指標滿足其相對應的準則，則其相對應的功能則可以被維持。

(d) 安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的來源是基於KBS-3處置概念之圍阻、遲滯，以及處置設施長期演化的科學認知。

5.4.2. 圍阻安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

圍阻的安全功能主要考慮廢棄物罐、緩衝材料、回填材料與地質圈對圍阻核種釋出的功能，其中，廢棄物罐的圍阻安全功能包含提供腐蝕障壁、抵抗圍壓負載及抵抗剪力負載；緩衝材料的圍阻安全功能包含限制平流傳輸、減少微生物活性、緩衝岩石剪力位移效應、防止質變、防止廢棄物罐沉陷及限制施加於廢棄物罐及岩石的壓力；回填

材料的圍阻安全功能為抵抗緩衝材料膨脹；地質圈的圍阻安全功能為提供有利的化學條件、提供有利的水文地質及傳輸條件、提供力學穩定環境及提供有利的熱學環境。圖 5-4以各處置元件的安全功能代號(如廢棄物罐以Can表示、緩衝材料以Buff表示、回填材料以BF、地質圈以R表示)總結與圍阻相關的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準，詳細內容請參考技術支援報告(3)第6.1節。

5.4.3. 核種傳輸遲滯安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

前述提及的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準只著重於系統的圍阻功能；若廢棄物罐遭受破壞，一系列關於核種釋出及傳輸的現象與作用就此產生，即應考慮與系統遲滯相關的安全功能，其中，燃料的核種傳輸遲滯安全功能包含約束核種、沉澱及避免核子臨界；廢棄物罐的核種傳輸遲滯安全功能包含提供傳輸阻抗及避免核燃料臨界；緩衝材料的核種傳輸遲滯安全功能包含限制平流傳輸、防止質變、防止廢棄物罐沉陷、過濾膠體、吸附核種及允許氣體傳輸；回填材料的核種傳輸遲滯安全功能為限制平流傳輸及吸附核種；地質圈的圍阻安全功能為提供有利的化學條件、提供有利的水文地質及傳輸條件。SNFD2017參考案例關於核種釋出的限制，以及與遲滯相關的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準的定義，總結為圖 5-5，並以各處置元件的安全功能代號(如燃料以F表示、廢棄物罐以Can表示、緩衝材料以Buff表示、回填材料以BF、地質圈以R表示)詳細內容請參考技術支援報告(3)第6.2節。

圍阻的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準



圖 5-4：圍阻安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準

註：與圍阻相關之安全功能(粗體)、安全功能指標與標準。若安全功能指標尚無定量的標準時，則以定性的描述如「高」、「低」、「須有所限制」進行說明。不同的底色代表各處置元件之安全功能對於廢棄物罐安全功能Can1.(紅色)、Can2.(綠色)及Can3.(藍色)的貢獻。

資料來源：重繪SKB(2011, p262)

核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準



圖 5-5：核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準

註：與核種傳輸遲滯相關之安全功能(粗體)、安全功能指標與與安全功能指標標準。若安全功能指標尚無定量的標準時，則以定性的描述如「高」、「低」、「須有所限制」進行說明。右上角標有*的安全功能及安全功能指標表示與圍阻相同，因此其編號與圖5-4有連貫性。

資料來源：重繪自SKB(2011a, p267)

5.5. 數據整理

數據蒐集與取得是支持安全評估具備可信度的基本要素，本節依據SNFD2017參考案例進行用過核子燃料特性、地質環境調查資料與工程設計標準等數據整理，透過數據資料管理，使其具可檢視性及可回溯性，如附錄A至附錄C為SNFD2017參考案例表一、表二與表三，係以離島結晶岩測試區現有數據為主，但為使數據資料具備一致基準與完整性，不足處參考相似處置特性之國外研究數據(如瑞典與日本安全評估實務經驗)，以展現參數彙整分析與安全評估量化分析之能力。

5.5.1. 源項參數

SNFD2017參考案例之用過核子燃料最終處置數量，以國內現行核能電廠營運規劃運轉40年後除役，並經過40年中期貯存後的核種存量，進行安全評估。以運轉40年估算，沸水式反應器用過核子燃料組件預計有18,602束，需要1,551個廢棄物罐；壓水式反應器用過核子燃料組件預計有3,815束，需要954個廢棄物罐，總計估算國內最終處置所需廢棄物罐總數為2,505個。

目前沸水式反應器用過核子燃料組件最高燃耗約為51.70 GWd/MtU，最低燃耗約為3.15 GWd/MtU；壓水式反應器用過核子燃料最高燃耗約為57.23 GWd/MtU，最低燃耗約為5.2 GWd/MtU。依據國內核能電廠運轉歷程與燃料設計資訊(Areva, 2000, p5-3-p5-4；Westinghouse, 2013, p2-p8)，評估選用的燃耗數值為燃料設計限值，故評估沸水式反應器組件於燃耗54 GWd/MtU，以及壓水式反應器組件於燃耗58 GWd/MtU條件下，冷卻40年後之放射性核種存量概估，如表 5-6所示，其相關核種之衰變鏈架構如表 5-7。由於現階段在評估技術中，無法確認廢棄物罐可能損毀失效之類型，故以廢棄物罐罐數為權重作為具代表性的核種存量，以應用於高放處置設施遲滯安全功能評估。

用過核子燃料基質於廢棄物罐失效後，核種傳輸計算應考慮瞬時釋出、燃料基質溶解等釋出機制以及個別核種之溶解度限值。瞬釋分率主要考量存在用過核子燃料間隙中的核種存量比例，當地下水進入失效的廢棄物罐而形成連通的傳輸路徑時，此部份核種會快速溶於水造成瞬間釋出；剩餘比例的核種存量則存在於燃料基質中，並假設以等速率溶解於水中。另當核種溶解於地下水中，其最大濃度將取決個別核種的溶解度。有關瞬釋分率、燃料基質溶解率與個別核種溶解度等詳細參數內容，可參考技術支援報告(3)第7.1節。

5.5.2. 近場參數

SNFD2017參考案例之近場評估範圍如圖 5-6，係採廢棄物罐垂直置放方式之徑向核種釋出概念模式。針對用過核子燃料基質之釋出機制、核種於地下水中之溶解，以及在廢棄物罐、緩衝材料、處置隧道與近場母岩等可能釋出情節，以GoldSim程式建構近場工程障壁系統與核種釋出之評估模式。近場評估參數包括緩衝材料之幾何參數及特性參數、緩衝材料分配係數及母岩分配係數等，詳細參數如附表5-8，而參數內容則可參考技術支援報告(3)第7.2節。

5.5.3. 遠場參數

SNFD2017參考案例之遠場評估模式，其起始點為近場外圍，即與處置孔相交之導水裂隙，而遠場終點(排放點)為遠場與生物圈交界面。現階段遠場水流模型乃根據SNFD2017參考案例之地下水流特性建立離散裂隙網路及等效連續孔隙介質水流模型，於封閉後與當代環境條件相似階段設定水文地質模式為淡水穩態模式，上邊界條件則假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同，側邊界皆設定為無流量邊界，以質點追蹤方法得到質點傳輸路徑及其水流參數，離散裂隙網路及質點傳輸路徑示意圖如圖 5-7；最後，使用GoldSim程式之管流模組進行核種傳輸模擬。遠場評估參數及其來源依據如表 5-7。

5.5.4. 生物圈參數

SNFD2017參考案例之關鍵群體曝露途徑及生物圈評估概念模型，如圖 5-8與圖 5-9所示。參考國際原子能總署發展的生物圈輻射劑量評估(BIOsphere Modeling and ASSessment, BIOMASS)方法，考量地形、氣候等條件與日本相近，故同時參考日本H12報告中的生物圈案例，建構出符合生物圈概念模式與關鍵群體，以評估不同關鍵群體所接受之輻射劑量。最後，利用AMBER程式(Quintessa Ltd., 2013, p1-p187)，分別計算各個放射性核種於不同環境介質中的放射性核種濃度，以評估不同關鍵群體之輻射劑量。評估使用的參數包括各核種攝入、吸入與體外曝露等劑量轉換因子、曝露途徑間的轉換係數等，詳細參數內容可參考技術支援報告(3)第7.4節。

表 5-6：主要核種初始存量表

	核種	BWR類型廢棄物罐核種存量(mol)	PWR類型廢棄物罐核種存量(mol)	罐數權重類型廢棄物罐核種存量(mol)
分裂/活化產物	C-14	3.57×10^{-2}	2.72×10^{-2}	3.25×10^{-2}
	Cl-36	3.23×10^{0}	1.31×10^{1}	7.00×10^{0}
	Ni-59	3.24×10^{2}	1.15×10^{3}	6.39×10^{2}
	Se-79	2.17×10^{-1}	2.36×10^{-1}	2.25×10^{-1}
	Sr-90	7.21×10^{0}	6.50×10^{0}	6.94×10^{0}
	Zr-93	2.75×10^{3}	8.21×10^{2}	2.01×10^{3}
	Nb-94	2.50×10^{-1}	3.73×10^{-1}	2.97×10^{-1}
	Tc-99	2.71×10^{1}	2.32×10^{1}	2.56×10^{1}
	Pd-107	7.91×10^{0}	6.27×10^{0}	7.29×10^{0}
	Sn-126	5.35×10^{-1}	4.38×10^{-1}	4.98×10^{-1}
	I-129	4.18×10^{0}	3.48×10^{0}	3.92×10^{0}
	Cs-135	1.09×10^{1}	8.04×10^{0}	9.82×10^{0}
	Cs-137	1.21×10^{1}	1.05×10^{1}	1.15×10^{1}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	2.76×10^{-11}	2.36×10^{-11}	2.61×10^{-11}
	Ra-226	7.59×10^{-9}	6.56×10^{-9}	7.20×10^{-9}
	Ac-227	5.97×10^{-10}	7.36×10^{-10}	6.50×10^{-10}
	Th-229	1.78×10^{-8}	1.26×10^{-8}	1.58×10^{-8}
	Th-230	5.81×10^{-5}	5.07×10^{-5}	5.53×10^{-5}
	Pa-231	1.87×10^{-6}	2.40×10^{-6}	2.07×10^{-6}
	Th-232	6.70×10^{-5}	6.17×10^{-5}	6.50×10^{-5}
	U-233	8.63×10^{-5}	8.56×10^{-5}	8.60×10^{-5}
	U-234	9.39×10^{-1}	8.26×10^{-1}	8.96×10^{-1}
	U-235	4.00×10^{1}	5.53×10^{1}	4.58×10^{1}
	U-236	5.21×10^{1}	4.94×10^{1}	5.11×10^{1}
	Np-237	6.51×10^{0}	6.39×10^{0}	6.47×10^{0}
	U-238	8.34×10^{3}	6.53×10^{3}	7.65×10^{3}
	Pu-238	2.42×10^{0}	2.15×10^{0}	2.31×10^{0}
	Pu-239	4.71×10^{1}	4.31×10^{1}	4.56×10^{1}
	Pu-240	2.82×10^{1}	2.21×10^{1}	2.58×10^{1}
	Am-241	1.15×10^{1}	1.08×10^{1}	1.13×10^{1}
	Pu-242	9.28×10^{0}	7.37×10^{0}	8.56×10^{0}
	Am-243	2.48×10^{0}	1.98×10^{0}	2.29×10^{0}
	Cm-245	6.63×10^{-2}	5.73×10^{-2}	6.29×10^{-2}
	Cm-246	1.21×10^{-2}	8.11×10^{-3}	1.06×10^{-2}

表 5-7：核種衰變鏈架構表

衰變鏈	4n	4n+1	4n+2		4n+3
核種	Pu-240 ↓	Cm-245 ↓	Cm-246 ↓		Am-243 ↓
核種	U-236 ↓	Pu-241 ↓	Pu-242 ↓		Pu-239 ↓
核種	Th-232 ↓	Am-241 ↓	U-238 ↓		U-235 ↓
核種	Ra-228 ↓	Np-237 ↓	U-234 ↓	←Pu-238	Pa-231 ↓
核種	Th-228	U-233 ↓	Th-230 ↓		Ac-227
核種		Th-229	Ra-226 ↓		
核種			Pb-210		

註：箭頭方向為其衰變子核。
資料來源：SKB(2010, p250-p268)

表 5-8：近場核種傳輸需求參數

參 數 名 稱		採 用 值	說明及根據
化學元素	溶解度限值	數值因化學元素不同而異，詳細數據可參考SNFD2017參考案例表三及技術支援報告(3)第7.2節	瑞典SKB TR-10-50報告 (SKB, 2010, p52)
廢棄物罐	內半徑	0.476 m	瑞典SKB TR-10-14報告 (SKB, 2010, p34)
	外半徑	0.525 m	
	長度	4.835 m	
緩衝材料	外半徑(r_{buffer})	0.875 m	瑞典SKB TR-99-08報告 (SKB, 1999, p16)
	飽和密度(ρ_{buffer})	1950 kg/m^3	瑞典SKB TR-10-15報告 (SKB, 2010, p31)
	孔隙率(φ_{buffer})	0.435	瑞典SKBTR-10-52報告 (SKB, 2010, p175)
	有效擴散係數(D_e)	1.4×10^{-10} m^2/s 4.2×10^{-10} m^2/s (Cs)	瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010, p175)
	分配係數($K_{d,\ buffer}$)	數值因化學元素不同而異，詳細數據可參考SNFD2017參考案例表三及技術支援報告(3)第7.2節	瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010, p176、p178)

表 5-9：遠場核種傳輸需求參數

參數名稱		採用值	說明及根據
母岩	乾密度(ρ_m)	R1岩體：2,750 kg/m^3	林蔚等，2005，c4p83
	孔隙率(φ_m)	R1岩體：0.53%	林蔚等，2005，c4p83
	擴散係數(D_e)	2.1×10^{-14} m^2/s	SKB, 2010n, p391
	分配係數(K_d)	技術支援報告(3)表 7-4	SKB, 2010m, p36
	最大擴散深度	裂隙間距的1/2	裂隙間距資料參考附錄B，計算關係式參考瑞典SKB報告(SKB, 2010n, p353)
裂隙網路	傳輸長度(L)	實際質點路徑每段之長度	由水流模型程式計算而得
	裂隙流率(Q)	實際質點路徑每段之流率	由水流模型程式計算而得
	裂隙內徑(2b)	實際質點路徑每段之內徑	由水流模型程式計算而得
	濕潤面積(A_{wet})	實際質點路徑每段之濕潤面積	由水流模型程式計算而得
	擴散係數(D_w)	1.0×10^{-9} m^2/s	SKB, 2010n, p164
	延散度(a_L)	依實際質點路徑每段長度的1/10	實際質點路徑長度由水流模型程式得到，計算關係式參考Milan A. Dimkic et al.(2008, p295)
	導水係數(T)	實際質點路徑每段之導水係數	由水流模型程式計算而得

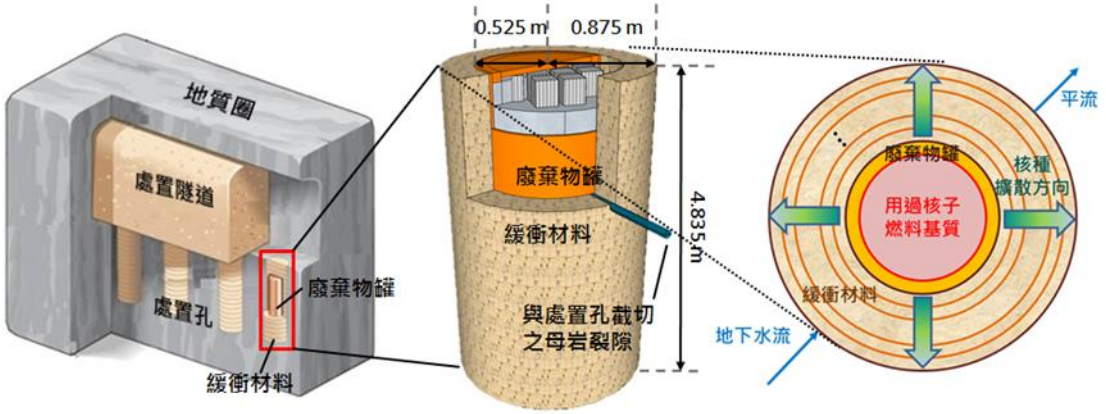


圖 5-6：安全評估近場評估範圍

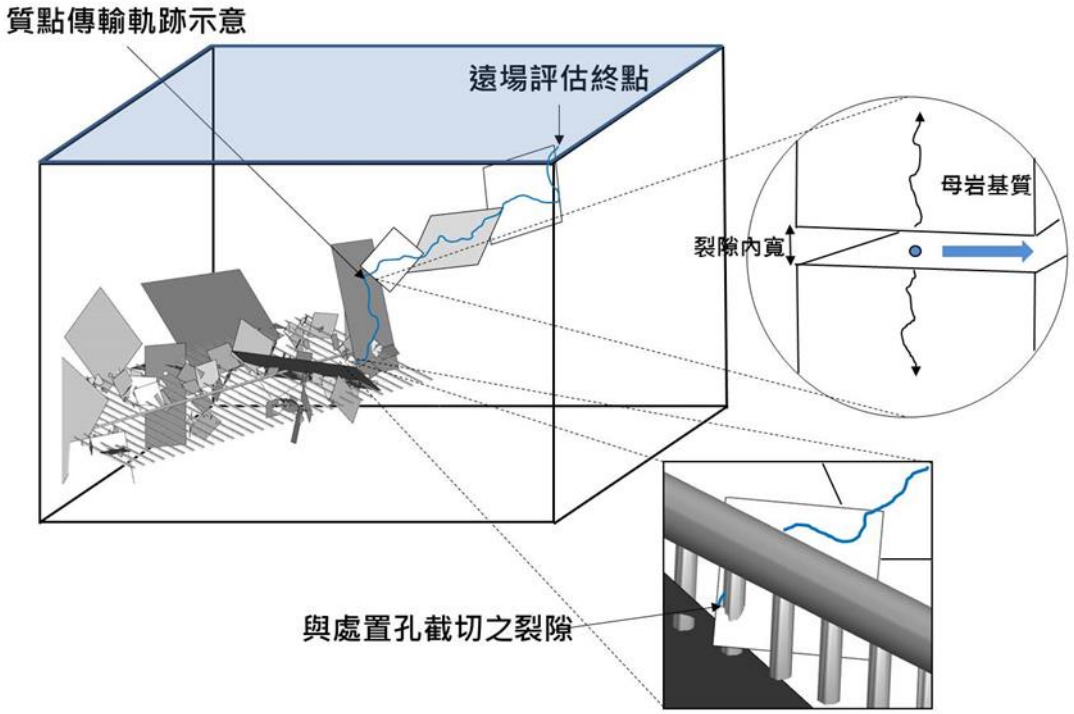


圖 5-7：離散裂隙網路及質點傳輸路徑

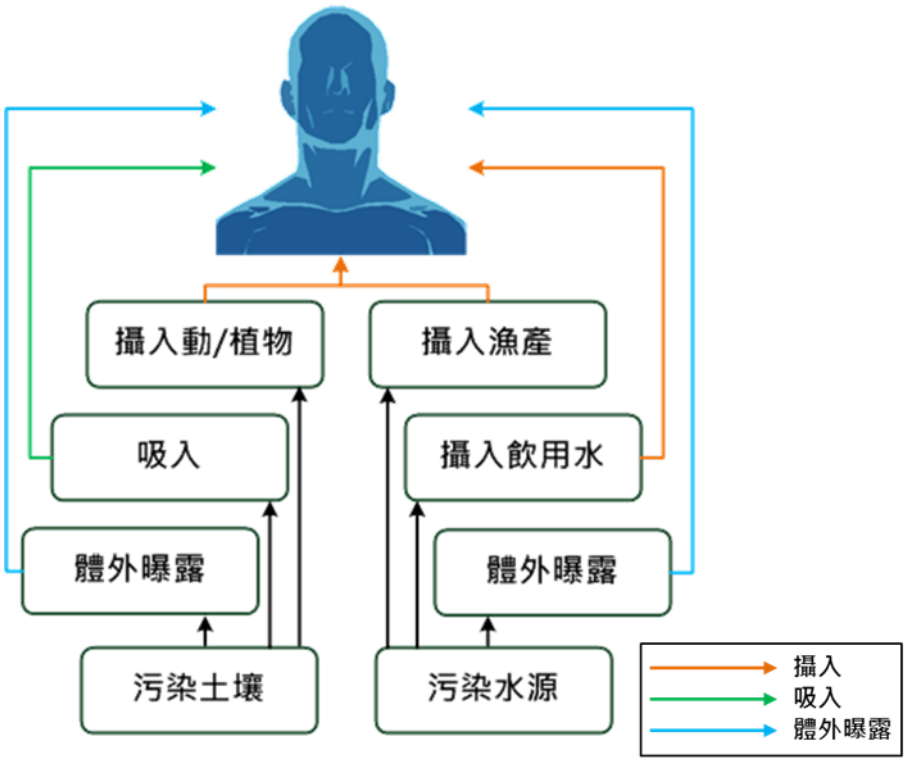


圖 5-8：關鍵群體可能受曝露途徑示意圖

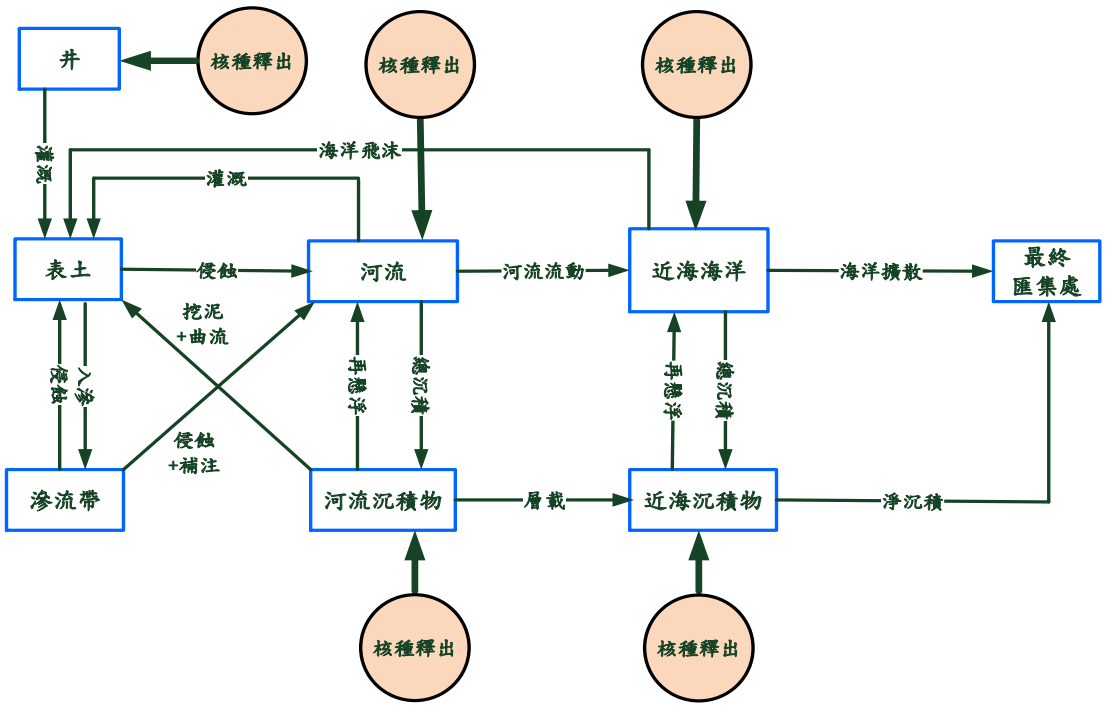


圖 5-9：SNFD2017參考案例之生物圈核種傳輸概念模型

5.6. 參考演化

根據安全評估分析步驟，參考演化係依據臺灣FEPs資料庫，配合內部作用與變數分析發展出影響圍阻安全功能的參考演化架構。由於安全評估時間尺度長達100萬年，SNFD2017參考案例依處置設施演化探討面向需求，設定演化時間框架分為4個階段：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期，並將依序針對外部條件、生物圈、近場熱力、水文地質、岩石力學、化學條件、緩衝材料與回填材料及廢棄物罐之演化過程進行重點說明，細節內容可參考技術支援報告(3)之第8章。

5.6.1. 外部條件演化

從現有資訊來看，臺灣本島少數3,000 m以上之高山，曾發現冰河遺跡(王鑫等，2000，p6；楊建夫等，1998，p8-p12)。冰河時期地表溫度大幅降低、全球海平面變化，勢必影響臺灣地表氣候、地殼、地貌、地表與地下水文、水質，進而對生物圈、地質圈、回填材料與緩衝材料及廢棄物罐造成影響。

現階段研究成果，已完成結合美國國家海洋暨大氣總署(National Oceanic and Atmospheric Administration, NOAA)數據及國際文獻的資料，論述簡化的全球海平面變化如圖 5-10所示，並根據科技部海洋學門資料庫的海底地形資料，建立海平面升降變化下，臺灣周圍區域隨時間演化的地表地形模型，如圖 5-11所示。若考量全球暖化的極端情境，海平面可能會先上升數十公尺，再因冰河期效應而下降。

SNFD2017參考案例之地質調查研究成果顯示：離島結晶岩測試區於1,000萬年前即呈穩定地塊，並未有明顯抬升或沉陷；此證據可支持僅以冰河循環造成之全球海平面變化，簡化代表離島區域之海平面變化，結合海底地形與地表地形資料，推論出若暫不考慮全球暖化氣候異常影響，可整合海平面變化、地表地形模型及溫度之變化趨勢圖，完成圖 5-13所示之外部條件演化成果，圖中顯示約在未來16,700年後，此時全球海平面約下降20 m，已可看到離島結晶岩測試區的地

形變化，由島嶼變成西側與大陸相連的海灣地形；之後隨著海平面持續下降，離島結晶岩測試區將逐步變成陸地，與中國沿海各區相連。

因用過核子燃料最終處置之安全評估時程非常長，故將演化時間框架以1個冰河週期(採用科學研究資料量較豐富的前一次冰河週期作為參考冰河循環，約12萬年)作為基本架構，同時考量評估應用目的，設定演化時間框架如下圖 5-12所示，分為4個階段：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期，彙整說明各階段的外部條件演化結論，如下所述：

(1) 開挖與運轉階段：參考國際經驗，開挖與運轉階段設定為100年，離島結晶岩測試區於此階段的氣候條件、海平面高度與地形變化均與現在條件相似。

(2) 封閉後與當代環境條件相似階段：如圖 5-13所示，可知離島結晶岩測試區將可能開始因下一次冰期的到來，海平面高度開始下降、年平均溫度也逐漸下降，推估約在未來16,700年後，此時的離島結晶岩測試區將成為海灣，年平均溫度約下降2 ℃、海平面約下降20 m；故推估此階段的環境條件，仍與現今條件相似。

(3) 剩餘冰河期：依末次冰期推估全球海平面將持續下降，較現今低約120 m，如圖 5-13所示，臺灣本島將因海平面下降，而逐步與中國沿海各區相連。同時整體年平均溫度將下降8 ℃，氣候類型由亞熱帶轉進入溫帶氣候期，故推論此階段的離島結晶岩測試區生活環境，將近似於現今之日本東京或中國北京。

(4) 接續冰河週期：以12萬年為1個參考冰河循環，安全評估時間尺度為100萬年，推估將再經歷約7次的冰河循環。

5.6.2. 生物圈演化

為評估整體處置系統之安全性，通常是以輻射劑量或是輻射風險作為主要評估標的。透過模擬放射性物質於不同氣候條件下，考量人類與各種動物、植物活動及食物鏈間之各種作用，將產出生物圈劑量轉換係數(Biosphere Dose Conversion Factors, BDCFs)，再依據核種

傳輸計算遠場核種釋出率，即可評估放射性物質釋出至地表後，對人類所造成之輻射劑量。

由於臺灣與日本均屬島嶼型態，大部分人口都集中居住在平原區，且氣候屬亞熱帶或溫帶季風型氣候，使得許多先天地理條件均與日本相似；因此，本報告中生物圈於封閉後與當代環境條件相似階段之概念模型(島嶼型)，主要是參考第5.6.1節研究成果及日本研發經驗之生物圈概念模型(JNC 2000, p176-p179)建置而成；此外，隨著時間演進、海岸線位移，島嶼型之生物圈概念模型於冰河期後時期將逐漸轉變成平原型生物圈概念模型，如此重複循環至100萬年安全評估期程結束。另外，亦利用所篩選出來的生物圈FEPs列表與交互作用矩陣(Interaction Matrix)，以了解人類因接觸不同污染環境介質或食物，而說明可能存在的曝露模式和途徑，後續則與人類活動方式結合，設定曝露情節，選出可能造成最大劑量之組合，進而決定最受曝露的關鍵群體。

BIOMASS採用的參考生物圈概念流程如圖 5-14所示(IAEA, 2003, p1-249)，反覆迭代數次至模型假設最佳化為止；其中生物圈系統確認原則係依據IAEA BIOMASS所提供之方法論，生物圈系統之確認主要包含3個步驟：(1)首先為檢視評估範圍(assessment context)，並確認預建立生物圈系統是否已於相關法規中預先定義；若否，則依據評估需求及考量場址特性，完成確認生物圈組成。(2)確認所欲建立之生物圈系統，是否隨時間演化？若否，則完成假定不隨時間演化生物圈系統組成(氣候、水體、地形與人類活動等)之確認。(3)若第2步驟中，確認生物圈系統將隨時間演化，則第3步驟為選擇建立隨時間演化生物圈系統之方法(Non-sequential或Sequential)。另外關鍵曝露群體選定原則主要包含3個步驟：(1)檢視曝露模式和途徑。(2)確認人類活動方式。(3)結合上述人類活動及曝露模式，選出可能造成最大劑量之組合，進而決定關鍵曝露群體。此方法首先確定評估範圍作為建立模式的目標，接著對未來環境及人類生活方式進行描述，以彙整為生物圈系統及潛在曝露群體，根據評估範圍並利用FEPs列表與交互作用矩陣，來發展生物圈評估模式，最後，進行生物圈劑量模擬。

上述建置生物圈概念模型之程序，將隨著資料更新而需反覆迭代數次至模型假設最佳化為止。

現階段技術發展，已完成封閉後與當代環境條件相似階段(島嶼型)及冰河時期(平原型)與全球暖化案例生物圈的核種傳輸概念模型建置，如圖 5-15所示；概念模型中共包含5個核種可能釋出至生物圈之交界面(Geosphere-Biosphere Interface, GBI)，此外，並選出3種關鍵曝露群體(農耕、淡水漁撈與海洋漁撈)，封閉後與當代環境條件相似階段及冰河時期均包含考量上述3種關鍵群體之曝露途徑(如圖5-16)。

同時，配合研究廢棄物罐失效可能導致的核種釋出機制，透過AMBER程式，模擬不同氣候時期之生物圈劑量轉換係數，研究成果產出包括：完成建立34個核種持續釋出條件下，於3個不同氣候時期(封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期與全球暖化)之生物圈劑量轉換係數(如表 5-10)，以及完成34個瞬時核種釋出下之生物圈劑量轉換係數(如表 5-11)。

5.6.3. 近場熱演化

SNFD2017參考案例參考瑞典經驗，緩衝材料容許溫度為-4 ℃至100 ℃(SKB, 2011a, p255-p256)，故於安全功能指標中設定緩衝材料最高溫度不得超過100 ℃，避免緩衝材料變質，以確保長時間下能保有原本的工程性能。本節探討近場熱演化即是確保處置設施於時間演化下，周圍環境之溫度變化將可使緩衝材料處於容許範圍。

探討近場熱演化，在熱源部分需要考慮用過核子燃料本身的衰變熱及母岩本身的初始溫度，一般而言，用過核子燃料本身的衰變熱是主要熱源，同時依據燃料特性，衰變熱造成的熱量累積，可能造成處置元件潛在的安全影響，由於衰變熱隨時間衰變顯著，十餘年內達到累積熱量峰值並持續下降，因此探討運轉期間與設施封閉後100年間的溫度變化分布。

處置設施熱演化計算之相關參數，主要包括處置設施的初始溫度、廢棄物罐間距、處置隧道間距及廢棄物罐的衰變熱。參考瑞典SKB提出的概念(SKB, 2009a, ch5.3.2)，可對廢棄物罐與緩衝材料間的空氣間隙進行簡化，間隙(熱空氣)熱傳導係數為0.04 W/m·K、緩衝材料熱傳導係數為1.0 W/m·K，回填材料熱傳導係數為0.7 W/m·K，透過權重平均之計算，將緩衝材料之有效熱傳導係數定為0.58 W/m·K (SKB, 2009a, p60)，如此可大幅提升FLAC3D之運算速率。緩衝材料最高溫度發生時間約在處置封閉後5年至15年，此時緩衝材料的溫度來源，約50%的溫度增量來自廢棄物罐衰變熱之貢獻，其餘50%則來自周圍其他廢棄物罐的熱分布。

SNFD2017參考案例使用的用過核子燃料特性，平均燃耗約為37 GWd/MtU，與平均保守冷卻50年進行衰變熱概估計算，取得12束沸水式反應器燃料組件衰變熱約為1,311 W，而4束壓水式反應器燃料組件衰變熱約為1,049 W，可保守假設廢棄物罐初始熱負載約為1,315 W，以利後續進行熱傳分析。採用離島結晶岩測試區之母岩地質調查數據，設定母岩地表溫度約為20.8 °C(林蔚等，2012，p4-55)及地溫梯度為0.017 °C/m(林蔚等，2012，c2p43)，配合以深層地質處置概念作為工程設計，得到處置後100年之近場溫度歷時如圖 5-17。由圖5-17可知，緩衝材料約在處置後第14年達到最高溫度93.4 ℃；處置孔側壁中點約在處置後第58年達到最高溫度74.0 ℃；2個廢棄物罐中點約在處置後第82年達到最高溫度68.9 ℃；2個隧道中點則在處置後100年內之最高溫度60.5 ℃。

5.6.4. 水文地質演化

水文地質演化配合本報告設定演化時間框架分為4個時期：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期。現階段採取簡化的單一尺度水文地質模式，建立封閉後與當代環境條件相似階段及剩餘冰河期之水文地質模式，分析結果予後續遠場評估使用，模式建立及假設條件等內容請參考技術支援報告(3)第8.4節所述。由於離島結晶岩測試區屬於島嶼環境，本

階段簡易假設海岸線即為地下水淡水與海水的交界處，地下水與海水界面並不互相作用，即此水文地質模式為一淡水穩態模式，並假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同，以及側邊界皆設定為無水流邊界，藉以讓放射性核種的潛在釋出位置皆位於陸地地表，以利後續可銜接生物圈概念模型之劑量轉換係數，整體展現核種於近場、遠場、生物圈的安全評估量化技術之發展成果。

水文地質模式的分析工具採用瑞典SKB開發的DarcyTools程式(Svensson et al, 2010, p1-p144)，其藉由有限體積法將離散裂隙或破裂帶做體積升尺度(up-scaling)處理，以進行等效連續孔隙介質(Equivalent Continuous Porous Medium, ECPM)的地下水流分析，並依據離散裂隙網路模式與處置孔截切結果作為質點釋出位置，以質點追蹤方法獲得質點傳輸路徑及其水流相關參數。地下水流模擬主要提供安全評估於近場及遠場所需分析參數，而目前僅針對水的作用進行處理，並以保守的邊界條件設定模擬地下水穩態流場，其影響應遠大於熱、力、化等作用，以使安全評估所採用之地下水流相關參數可具備保守原則，包括匯出影響處置孔之等效初始通量，以及萬一核種釋出後的可能移動路徑及釋出位置；另，亦於其他章節進行對熱、力、化等作用之分析技術能力探討，如第5.6.3.節探討近場熱演化、第5.6.5.節探討岩石力學演化、第5.6.6.節探討化學條件演化。

水文地質模式分析區域主要涵蓋離島結晶岩測試區大約70 km^2範圍(如圖 5-18)。處置設施設計由大約1,200 m長的中央主隧道與62條300 m長的處置隧道所組成，現階段並未考慮與地面連通之豎井及斜坡道。如SNFD2017參考案例表一(附錄A)所示，處置隧道設定高度為4.8 m，寬度4.2 m，間距40 m。每條處置隧道共有44個處置孔，主隧道與處置隧道第1個處置孔的距離為20.6 m，處置孔間距為6 m。處置孔高7.8 m，直徑1.75 m，總計2,728個處置孔，其重心位置都相同位於地下504 m深。

模式所使用的輸入資料包含離島結晶岩測試區數值地形圖、離島結晶岩測試區模擬邊界，地下水流分析之輸入參數如本報告 (附錄B)所示，包括離島結晶岩測試區水文地質單元分布及其水力特性參數、

離島結晶岩測試區之水文地質概念模式及離散裂隙網路參數集，並挑選封閉後與當代環境條件相似階段及剩餘冰河期之演化時間框架，建立一個水文地質概念模式，據以進行地下水流穩態流場模擬。DarcyTools程式以離散裂隙網路參數集產生之實現值，完成網路與處置場截切分析結果如圖 5-19所示，當中藍色表示連通裂隙，灰色為未連通之單獨裂隙，地下水流將在連通的裂隙中流動。

離散裂隙網路經升尺度轉換為等效連續孔隙介質後，母岩裂隙帶之等效水力傳導係數範圍介於10^{-8} m/s至10^{-6} m/s之間，地表風化層的水力傳導係數則可達10^{-4} m/s。水力傳導係數分布如圖 5-20所示，圖 5-20(a)為X方向之水力傳導係數；圖 5-20(b)為Z方向之水力傳導係數。

由於SNFD2017參考案例係為技術整合演練的研究案例，透過有限的資料建構一簡化假想的水文地質概念模式進行地下水模擬，藉以提供後續近場、遠場及生物圈所需分析參數。鑑於離島結晶岩測試區於現階段屬於島嶼環境，目前假設海岸線即為地下水淡水與海水的交界處，且地下水與海水並不互相作用，即封閉後與當代環境條件相似階段的水文地質模式為淡水穩態模式，而上邊界條件則假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同，側邊界皆設定為無流量邊界。上述分析目的為串聯安全評估之所有流程，將於後續持續精進。質點傳輸路徑及釋出點如圖 5-21所示，顯示水流路徑在靠近邊界處出現明顯上升，釋出點也主要分布在海岸線附近，相關成果將提供後續安全評估使用。

考量地震事件亦可能造成地下水流場改變，但此現象非常複雜且難以預測，還待後續研究發展。因此，本報告現階段對於地震造成之水文地質影響，暫時以定性的方式推論最嚴峻的情況(即處置場周圍因地震事件改變裂隙條件而致使地下水流變化)，並於剪力情節下進行變異案例評估，詳細假設及分析方式將於後續第5.7.2.2節進行論述。

5.6.5. 岩石力學演化

影響岩石力學演化主要受控於熱力、水力及板塊構造變化，交互作用之下可使岩石膨脹或壓縮及裂隙的再活化，進而影響岩體導水係數。SNFD2017參考案例中，離島結晶岩測試區並無冰河期的冰層覆壓的外部條件，惟因接近臺灣本島板塊碰撞運動(距離200 km)，板塊運動造成的應力變化將是重要議題。

開挖及隧道力學過程之主要影響因子如下：

(1) 開挖擾動帶的發展與其他對於岩石的滲透性影響(安全功能指標R2a及R2b)。

離島結晶岩測試區與瑞典Forsmark場址同為結晶岩體，因此參考瑞典SKB研究，在開挖處置孔時，對於周圍岩石的擾動非常小，影響之導水係數小於10^{-10} m^2/s (SKB, 2011, ch10.2.2)；離島結晶岩測試區R1岩石單壓強度為111.54 MPa，保守假設裂縫起始應力(crack initiation stress)為單壓強度的0.3倍，考慮現地應力，隧道開挖後，隧道壁面切向應力仍小於裂縫起始應力，因此，處置隧道主要因鑽炸法而產生擾動，根據結晶岩過去的測試與研究，假設導水係數等於10^{-8} m^2/s (SKB, 2008, p79)，作為後續分析參數。

(2) 剝落(安全功能R2b，以及緩衝材料的安全功能，也直接或間接受到緩衝材料的密度影響)。

若開挖前現地應力較大，則開挖後可能會產生剝落現象，透過將隧道長軸設計與最大水平應力方向相同，可有效降低處置隧道的剝落現象。若處置孔在置放廢棄物罐前發生剝落，在安全無虞情況下可填充緩衝材料，否則以廢孔處理(SKB, 2011, ch10.2.2)。

(3) 裂隙再活化(安全功能R2a,b與R3b)恢復功能。

因應力重新分布，可能導致原本存在的近場裂隙再活化，對於較平緩的裂隙而言，原本正向應力較小，故影響不大。而較傾斜之裂隙至多影響導水係數6倍至7倍，且僅局部發生，可以忽略。另外，裂隙再活化之效應，可被EDZ的導水係數假設10^{-8} m^2/s所涵蓋(SKB, 2011, ch10.2.2)。

(4) 誘發地震(安全功能R3b,c)。

使用3DEC模擬岩石裂隙因開挖解壓應力變化，評估岩石裂隙的正向及剪力位移，邊界條件設定隧道面的正向應力及剪應力為0，同時評估開挖誘發地震的可能性。根據統計地震與錯動量之迴歸式(Leonard, 2014, p7)，可知產生0.05 m的錯動量至少需規模4.0至5.5以上的地震，要產生如此大的地震，須至少錯移1 km^2以上的破裂面。而此破裂面在處置設施設計時，可以被調查出來，廢棄物罐會避免此破裂面截切，故經評估無發生誘發損壞廢棄物罐的地震之可能性，故亦予以忽略。

封閉後與當代環境條件相似階段可能存在的潛在安全問題如下：

(1) 因熱負載導致近場裂隙的再活化(reactivation)，包含升溫導致岩石膨脹而壓縮裂隙的寬度，將影響力學穩定性及裂隙導水係數(安全功能指標R2a及R2b)。

熱負載導致近場裂隙導水係數之改變，影響極為有限且局部(SKB, 2011, ch10.3.5)。

(2) 遠場的裂隙再活化可能影響裂隙導水係數(安全功能指標R2a)。

熱負載導致遠場裂隙導水係數之改變，但其影響極為有限(SKB, 2011, ch10.3.5)。

(3) 岩石的破裂將影響處置孔的幾何，以及岩石與緩衝材料間的核種遷移(安全功能指標Buff1)。

在封閉後與當代環境條件相似階段的熱負載，有可能引起處置孔岩石產生剝落。岩石剝落強度約為單壓強度的50%，在建造階段，可以透過分析廢棄物罐置放順序的熱負載分布，提出最佳化廢棄物罐置放順序，將此現象降至最低(SKB, 2011, ch10.3.5)。

(4) 岩石的潛變變形可影響處置孔幾何形狀(安全功能指標Buff3與Buff6)。

岩石潛變指的是其力學特性隨著時間改變，所以，在既有的應力狀態下可以發生潛變。然而，其影響相較於力學負載或孔隙水壓，

是可以忽略。至於裂隙剪力強度隨著時間改變，而產生的潛移，其位移量也是相當有限(SKB, 2011, ch10.3.5)。

處置設施封閉後，廢棄物罐受地震影響而破壞的條件，主要為結晶岩體中的裂隙，若截切廢棄物罐，而此裂隙受到較大的地震後，所產生的剪力位移，將廢棄物罐剪切破壞。綜合考量緩衝材料與廢棄物罐受剪力影響，可評估出廢棄物罐設計需求：剪力位移需小於5 cm，且剪切速度需小於1 m/s。對於廢棄物罐受剪力位移的安全評估分析，現階段皆保守假設剪力位移大於5 cm即可破壞廢棄物罐，暫忽略剪切速度與剪切幾何方向造成破壞之條件範圍。

透過地震模擬研究，可以得知單一地震事件引致的裂隙位移量、裂隙半徑、裂隙位態及距離關係，假設裂隙位移量大於5 cm，廢棄物罐即失效，則其相對的分析參數如表 4-11。

處置孔的配置將考慮地震的影響進行配置，然而，儘管配置已經使用廢孔準則，仍然少部分處置孔可能會受到5 cm的裂隙位移，這些處置孔可以透過多次離散裂隙網路實現值，以統計分析廢棄物罐的破壞機率。

根據處置孔參考配置，處置設施與太武山斷層最近之距離為350 m，而在200 m至400 m距離，共有22個處置孔在此範圍內。在400 m至600 m距離，共有291個處置孔在此範圍內，如圖 5-22。

距離斷層600 m以上之處置孔有2,415個，此距離之裂隙半徑需大於225 m，受地震影響後才能剪力位移大於5 cm。根據研究，當裂隙半徑大於225 m時，該裂隙在地質調查時可被偵測出來，處置孔在配置時可以避開這些大裂隙，不受地震引致裂隙位移影響(SKB, 2006c, p138)。總而言之，在評估地震引致裂隙位移對於地下處置設施影響研究時，需著重於分析鄰近大型構造發生地震之影響。

根據地質調查資料顯示，離島結晶岩測試區東部花崗岩體受大地構造活動影響主要在白堊紀中晚期(約1億2千萬年前至9千萬年前)。太武山斷層活動主要發生在6千5百萬年前。

因此，保守假設未來100萬年，太武山斷層會發生地震，且地震發生機率與時間獨立，根據SNFD2017參考案例表二地質概念模式與特性數據(如附錄B)，太武山斷層地表線型大於5 km，單次地震可引發位移超過5 cm之裂隙大小可參考表 4-11，在200 m至400 m距離，需避開的最小裂隙半徑為125 m；在400 m至600 m距離，需避開的最小裂隙半徑為160 m。太武山斷層發生地震頻率為1×10^{-6} (yr^{-1})，100萬年造成剪力位移的地震，其發生期望值為1次。

離散裂隙網路實現值模擬可以用於評估廢棄物罐受地震引致裂隙剪力位移的失效率，而實現值次數必須達到一定數量，失效率期望值才可收斂至具有代表性。本報告以離散裂隙網路實現值200次之模擬結果，計算廢棄物罐於100萬年期間之失效率期望值為0.035罐。廢棄物罐失效率期望值代表性尚須持續精進，以降低其不確定性。

以離島結晶岩測試區之地質概念模型與離散裂隙網路實現值，以及地下設施配置設計，以簡化模型(300 m處置隧道及44個處置孔)，進行裂隙、處置隧道與處置孔的截切幾何分析，同時使用FPC和EFPC廢孔準則於處置孔佈置設計，排除不適合的處置孔，最後，計算廢棄物罐失效數量。根據200次離散裂隙網路實現值分析，廢棄物罐於100萬年期間之失效期望值為0.035罐，廢棄物罐因地震剪力造成失效之機率，結果為3.5×10^{-8} 罐/yr。

5.6.6. 化學條件演化

在深層地質處置概念中，處置母岩的特性評估，除了需考慮岩層之地質、水文、地震與岩石力學特性等條件外，其水文地球化學特性，更是決定是否適合進行深層地質處置的關鍵。而所謂合適的水文地化環境，係指具備較佳的核種遲滯能力、化學緩衝能力，以及核種較不容易溶解等地下水化學特性。

以離島結晶岩測試區地下水之組成進行化學演化分析，其項目包括：地下水鹽度、陽離子強度、硫化物與微生物作用、pH值及氧化還原條件等。

(1) 地下水鹽度(安全功能指標R1b：地下水鹽度須有所限制)

處置設施封閉後，地下水鹽度會受大氣降水之影響而降低，由於離島結晶岩測試區地下水鹽度較低，因此，鹽度降低幅度並不大，對處置設施之安全性影響不大，而經過一段時間後，鹽度會回復到與初始狀態相同。依此結論推估，離島結晶岩測試區地下水鹽度，於封閉後與當代環境條件相似階段仍會與初始狀態相同，且不影響處置設施之安全。

(2) 陽離子強度(安全功能指標R1c：陽離子強度>4 mM)

鈣、鈉、鎂與鉀為控制地下水鹽度之主要陽離子，其濃度變化趨勢即代表鹽度之變化趨勢，離島結晶岩測試區地下水所含這4種陽離子，於封閉後與當代環境條件相似階段仍會與初始狀態相同，陽離子強度仍小於4 mM，可能會產生膨潤土侵蝕效應。

(3) 硫化物與微生物(安全功能指標R1d：硫化物濃度須有所限制)

硫化物主要是由微生物對硫酸鹽進行還原作用而產生，硫元素在地下水中主要有硫酸鹽(SO_4^{2-})及硫化物(HS^-)2種型態，離島結晶岩之地下水離子濃度僅列出總硫濃度，主要是因為實際在進行水質分析時想要單獨分析硫化物濃度並不容易，因此硫化物濃度必須利用其他評估方式進行計算。

離島結晶岩測試區的5個鑽孔所量測的地下水總鐵離子濃度及pH值並不相同，因此為評估HS^-濃度的最大值，即依照離島結晶岩測試區各鑽孔的量測數據進行個別計算，結果顯示以KMBH06鑽孔於地下深度約500 m所量測的總鐵濃度最大值為1.07×10^{-6} mol/L、pH值為8.24(工研院，2012，p4-45)，求得HS^-濃度最大值為5.37x10-6 mol/L，後續廢棄物罐腐蝕評估將採用此最大值進行評估，相關評估內容參考第4.5.1.1節所述。

(4) 酸鹼值pH值(安全功能R1e：pH值<11)

為了避免地下水流入處置設施，因此，需要注入水泥灌漿以填滿處置設施周圍之岩石裂隙，由於灌漿之影響，裂隙內水泥灌漿效果會使周圍環境之pH值升高至9左右，且會持續維持一段相當長的時間，可能比一個冰河期循環週期(約12萬年)更久(SKB, 2011,

p366)，但仍能符合的安全功能指標，因此，pH值之變化不影響處置設施之安全。

(5) 氧化還原條件(安全功能指標R1a：須為還原環境)

在開挖與運轉階段，受到開挖的影響可能會有大量氧氣滲透進入地下而暫時改變處置設施的氧化還原狀態，但地層中的微生物會進行耗氧作用，而使氧氣含量逐漸降低(SKB, 2011c, p311)，根據瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗(Redox Experiment, REX)結果，顯示含有氧氣的水接觸到花崗岩表面，數天內會達到還原條件(SKB, 2011c, p314)，實驗結果如圖 5-23所示；而在案例模擬方面，影響氧氣消耗速率之因素很多，包括：氧氣之擴散、岩石礦物之影響、微生物之影響等，因此，該實驗設定了6個情節案例，模擬膨潤土內之氧氣消耗殆盡所需之時間，模擬結果如圖5-24所示，結果顯示在有微生物作用的情況下，100年內膨潤土內的氧氣含量會完全消耗掉。因此，經過一段時間後處置設施會逐漸恢復成還原環境。

綜合以上分析結果，離島結晶岩測試區之地下水鹽度、陽離子強度、硫化物與微生物作用、pH值及氧化還原條件等條件，於封閉後與當代環境條件相似階段，均會與初始狀態相同。

在剩餘冰河期間，離島結晶岩測試區氣候會由亞熱帶氣候轉變為溫帶氣候，在氣溫變化方面，並不會有地下水結冰及冰川產生之現象發生，因此，處置設施之相關化學條件將延續封閉後與當代環境條件相似階段之狀態。

5.6.7. 緩衝材料與回填材料演化

緩衝材料之功能為保護廢棄物罐，假設廢棄物罐失效時，緩衝材料可有效圍阻與遲滯放射性物質由廢棄物罐向外傳輸至處置母岩。回填材料之功能為提供緩衝材料足夠的支撐，使其維持體積及原本的設計條件，並且限制地下水流經處置隧道。為確保緩衝材料及回填材料

在處置場長期的環境影響下仍能保持在安全的設計限值，故必需評估與分析各時期處置設施環境，對緩衝材料及回填材料之影響。

開挖與運轉階段，考量初期地下水滲流作用可能對緩衝材料及回填材料之侵蝕，而逐漸造成管流作用，可參考Sandén及Börgesson利用實驗室試驗所提出的評估模式(Sandén and Börgesson, 2010, p42)，經由評估模式計算結果，若處置設施依概念設計規格製造與施工，基本上緩衝材料及回填材料仍可保有原本的設計需求與安全限值(SKB, 2011, p306)。在緩衝材料熱膨脹作用方面，考量離島結晶岩測試區地溫特性(地表均溫20.8 ℃，地溫梯度0.017 ℃/m)，可能因熱膨脹作用所造成的額外水壓力，導致緩衝材料完全飽和後的回脹壓力，可能會有所不同，將於後續技術發展中進行數值分析運算。評估模式及計算結果詳細內容可參考技術支援報告(3)之第8.7.1節。目前以MX-80膨潤土做為緩衝材料與回填材料之參考材料，緩衝材料在參考設計飽和密度為1,900 kg/m^{3}至2,050 kg/m^3(相當於乾密度為1,493 kg/m^{3}至1,651 kg/m^3)時，其回脹壓力約在4.5 MPa至13 MPa之間(圖 5-25)；水力傳導係數亦低於10^{-13} m/s(圖 5-26)。另考量地下水鹽度之影響，離島結晶岩測試區深度300 m至500 m地下水鹽度約9.77×10^{-4} M Cl^-，故仍保持在安全功能指標內。回填材料之參考設計乾密度在1,458 kg/m^{3}至1,535 kg/m^{3}之間，其回脹壓力亦約在4 MPa以上(圖 5-25)，水力傳導係數亦低於10^{-13} m/s(圖 5-26)。

從短時間尺度來看，緩衝材料與回填材料完全回脹飽和後，且無任何密度損失，緩衝材料與回填材料的初始條件設計，皆可保持在安全功能指標內。為確保處置設施在長期演化的過程中，緩衝材料與回填材料仍保有其安全功能，故必須針對回脹作用在長時間尺度下的回脹能力進行分析。本計畫利用乾密度1,562 kg/m^{3}之MX-80膨潤土，以及人工調配離島結晶岩測試區地下水質，所得之回脹壓力約為4.8 MPa(圖 5-27)；雖離島結晶岩測試區地下水水質之陽離子強度為2.54 mM，惟以目前之研究結果顯示，緩衝材料在此地下水條件下，其回脹壓力仍保持在安全限值內(如圖 5-4安全功能指標Buff1b，回脹壓力大於1 MPa以上)。

在飽和時間方面，依數值模型分析結果(Åkesson et al., 2010, p18-p87)，利用不同隧道幾何條件、材料參數及邊界條件，模擬回填材料及緩衝材料在不同案例條件下之飽和時間，回填材料之飽和歷程如圖 5-28，緩衝材料飽和歷程如圖 5-29，由結果可知岩體水力傳導係數影響飽和時間顯著，其次為岩體裂隙影響。離島結晶岩測試區緻密岩層水力傳導係數值為1×10^{-10} m/s至1×10^{-11} m/s (工研院，2015，p3-105)，參考SKB公司研究結果，配合離島結晶岩測試區場址岩體特性，推估緩衝材料飽和時間約為7年至20年間，回填材料飽和時間約為70年至100年間。

地下水與工程障壁組成成分的交互作用下，可能對處置設施安全功能有直接影響的條件如下：

(1) 蒙脫石改變

只要處置場條件符合安全功能指標標準(見第5.4節)，最大溫度低於100 ℃及水在岩石中的酸鹼值低於11，在處置場評估年限(100萬年)中，膨潤土中的蒙脫石可視為穩定的。因此，變質作用預計不會影響到緩衝材料的性質(SKB, 2011a, p395)。

(2) 侵蝕(Erosion)

當地下水陽離子強度小於4 mM時，膨潤土材料中之蒙脫石易形成膠體，此情況下膨潤土材料則較容易受地下水侵蝕之影響(SKB, 2011, p358)。

當緩衝材料處於飽和狀態下，傳輸機制以擴散為主，此時平流傳輸可以忽略。但當緩衝材料因受到地下水侵蝕而損失一定質量，造成水力傳導係數上升，緩衝材料中的傳輸機制將以平流為主，此特性會應用於廢棄物罐腐蝕評估。

緩衝材料因地下水侵蝕，導致平流發生時間(t_{adv})，可表示為(SKB, 2010n, p20)：

$$t_{adv} = \frac{m_{buffer}}{R_{Erosion} f_{tdilute}} \quad (5\text{-}1)$$

其中，

m_{buffer}=當緩衝材料流失此質量時，將導致平流發生，[kg]。

$R_{Erosion}$=蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

$f_{tdilute}$=緩衝材料受到地下水侵蝕的時間比例。

膠體釋出導致的侵蝕可以下式表示：

$$R_{Erosion} = A_{ero} \cdot \delta \cdot v^{0.41} \quad (5\text{-}2)$$

其中，

$R_{Erosion}$ =蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

A_{ero}=假設侵蝕裂隙寬度0.001 m條件下，裂隙中的水流速(m/yr)對應蒙脫石釋出量(kg/yr)所得之蒙脫石釋出常數(27.2)。

δ=裂隙寬度，[m]。

v=水流流速，[m/yr]。

在瑞典SKB應用於Forsmark場址案例分析中，m_{buffer}的值為1,200 kg，此情況代表緩衝材料流失的極端情形，而緩衝材料蒙脫石釋出率$R_{Erosion}$是使用式(5-2)計算。回填材料侵蝕可採用與緩衝材料相同的公式進行評估(SKB, 2011, p398)，瑞典案例分析中回填材料的極端損失量為220 tonnes。經過評估，瑞典處置場址於100萬年內僅有1/4的時間會受到低鹽度的地下水侵蝕，故$f_{tdilute}$在瑞典案例分析中設定為0.25。若計算回填材料蒙脫石釋出率時，因處置隧道的空間較處置孔來得大，故$f_{tdilute}$須乘上2倍以涵蓋該因素之影響。

但蒙脫石釋出率之計算(5-2)式，需要代入在地球化學條件計算得到水流參數，例如裂隙內寬與處置孔流速值。另在計算離島結晶岩測試區之平流發生時間時，$f_{tdilute}$可以假定為1，因離島結晶岩測試區目前的在地數據顯示總陽離子濃度低於4 mM，相較瑞典案例場址而言是較低。

關於離島結晶岩測試區地下水化學影響，以MX-80膨潤土進行回脹壓力測試，而初始乾密度為1,562 kg/cm^3，注入溶液為模擬離島結晶岩測試區地下水如表 5-12，其陽離子濃度為2.54 mM，經實驗測試結果回脹壓力約為4.5 MPa至4.9 MPa之間，初步判定離島結晶岩測試區地下水鹽度滲透作用對回脹作用影響不大，故預期不會影響Buff5. 防止廢棄物罐沉陷之安全功能，然仍需於後續階段持續研究；膨潤土在陽離子強度小於4 mM的水質環境中，會形成膨潤土膠體，懸浮於水中的膨潤土膠體易隨著地下水流動而形成侵蝕，當膨潤土損失量過多時，易使地下水以平流方式進行傳輸，此時即反映出對Buff1. 限制平流傳輸之安全功能指標的影響，未來仍需考慮離島結晶岩測試區地下水陽離子濃度$\Sigma q[M^{q+}]^{GW}$<4 mM，產生其他不利緩衝材料/回填材料圍阻安全之因子。

5.6.8. 廢棄物罐演化

處置設施內廢棄物罐失效的主要模式為剪力破壞或腐蝕破壞，其中剪力破壞主要考量岩石剪力位移對廢棄物罐的影響，已於第5.6.5節岩石力學演化中討論，本節將著重針對廢棄物罐腐蝕破壞演化進行討論。

隨著處置環境的演化造成廢棄物罐腐蝕的影響，可以確定在處置環境中，以下物質有可能造成廢棄物罐腐蝕：

(1) 廢棄物罐與緩衝材料之間的潮濕空氣，所含氮化合物被加馬輻射分解形成硝酸。
(2) 在緩衝材料飽和之後，廢棄物罐周圍的水經過輻射照射後所形成的氧化劑。
(3) 存在緩衝材料與回填材料中的氧氣，或者從通過緩衝材料的地下水所含氧氣。
(4) 存在緩衝材料與回填材料中的硫化物，或者從通過緩衝材料的地下水所夾帶的硫化物。

5.6.8.1. 氧的影響

在隧道封閉後，氧氣為廢棄物罐初期在有氧環境中最主要的腐蝕劑，其來源就是存在於緩衝材料與回填材料孔隙中的空氣。所以，初期空氣所能造成的腐蝕，可從回填材料與緩衝材料的孔隙中的氧氣含量去計算，通常這些殘存氧氣所能造成的廢棄物罐腐蝕深度不到公釐等級。在好氧期間處置設施的腐蝕作用產物以氧化銅為主，在未進到厭氧時期，將不會有其他更進一步的腐蝕發生。

5.6.8.2. 輻射的影響

在處置設施封閉後的前幾百年，燃料衰變主要產生輻射的核種是Cs-137與Sr-90，這2種同位素的半衰期皆約為30年，也就是說要到300年以後，輻射量將降到初始值的千分之一以下，此時輻射對環境影響所造成的廢棄物罐腐蝕，可不用再持續考慮。

處置設施在地下水未飽和期間，潮濕空氣可能會存在於廢棄物罐與緩衝材料之間，在經過加馬輻射照射後會形成硝酸，最終溶於飽和緩衝材料孔隙水中，造成廢棄物罐腐蝕。氮-氧-水在處置設施條件下可視為一個系統，硝酸的量將會與潮濕空氣吸收的輻射量成正比，使廢棄物罐遭受腐蝕侵襲，然而通常產生的硝酸量所造成的腐蝕深度只有奈米等級。

在地下水飽和之後，輻射照射廢棄物罐附近的水，將導致氧化劑與氫的形成，而這些氧化劑亦會導致廢棄物罐腐蝕。經過大約300年，加馬劑量率已大幅降低，這些氧化劑全部能產生的腐蝕深度只有奈米等級。

5.6.8.3. 硫化物的影響

當所有的氧氣都被消耗之後，處置設施中的緩衝材料也會因地下水隨著時間而達到飽和；此時進入厭氧時期，硫是殘存於處置設施中的腐蝕劑。硫的可能來源包括緩衝材料與回填材料中的黃鐵礦，亦有可能是微生物硫酸鹽還原反應所還原的硫，或者是地下水中的硫。硫所造成的廢棄物罐腐蝕，將形成硫化銅與分子氫。

最初存在於緩衝材料與回填材料中的黃鐵礦，在緩衝材料與回填材料飽和後便可溶解出硫化氫離子，若經由緩衝材料擴散到達廢棄物表面，將會造成廢棄物罐腐蝕，其所造成的腐蝕程度可透過質量守恆來估計，腐蝕深度不到公釐等級。

緩衝材料及回填材料中，除了黃鐵礦含有硫可作為腐蝕因子，而硫酸鹽還原菌亦可還原緩衝材料、回填材料或地下水中的硫酸鹽，使其變成硫化氫離子並溶解於水中，並作為腐蝕因子的來源之一。大部分硫酸鹽會緊密地附著於膨潤土上，因此，當緩衝材料達到其回脹壓力時，只會有少量的硫酸鹽溶解進入地下水，造成的腐蝕深度大約僅有公釐等級。

而地下水中所含的硫離子，會透過擴散或是平流到達廢棄物罐表面，此時需要建立完整的緩衝材料傳輸概念模型，並藉由硫離子到廢棄物罐表面的傳輸速度，來測定腐蝕速率，其廢棄物罐銅殼腐蝕速率可由下式(5-3)計算；在進行腐蝕評估時，亦須考量緩衝材料是否遭受地下水之侵蝕，其腐蝕深度將會因為不同的水文地質條件，而出現較明顯的差異。詳細廢棄物罐腐蝕評估結果如第4.5.1.1節抗腐蝕性能所述。

$$v_{corr} = Q_{eq} \cdot [HS^-] \cdot \frac{f_{HS} \cdot M_{Cu}}{\rho_{Cu}} \cdot \frac{1}{A_{corr}} \quad (5\text{-}3)$$

其中，

v_{corr}=腐蝕速率，[mm/yr]；

Q_{eq}=等效流率，[m^3/yr]；

$[HS^-]$=硫化物(氫硫酸根)濃度，[mol/L]；

f_{HS}=硫化物之計量因子(stoichiometric factor)，[-]；

M_{Cu}=銅的莫耳質量，[g/mol]；

ρ_{Cu}=銅的密度，[kg/m^3]；

A_{corr}=腐蝕面積，[m^2]。

5.6.9. 參考演化安全功能分析

以下針對各項安全功能列表進行說明，包含：廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈等相關安全功能分析。並應注意地震事件可能破壞緩衝材料、回填材料、地質圈完整性，故應對上述項目進行評估，確認地震事件對該安全功能之影響。

5.6.9.1. 廢棄物罐參考演化之安全功能分析

處置設施於安全評估時間尺度下，廢棄物罐可能因物理或化學作用而降低其完整性。

於水化學造成廢棄物罐腐蝕機制而言，廢棄物罐完整性的要求須能提供腐蝕障壁，廢棄物罐的銅殼不能受腐蝕穿透。在開挖運轉期間，廢棄物罐依據工程設計，進行處置設施開挖建置與營運管理，應無安全功能失效之疑慮；而在封閉後與當代環境條件相似階段、剩餘冰河期及接續冰河週期，表 5-13彙整所需模式，分析此腐蝕演化結果，以確保符合相關安全功能。

於地震造成廢棄物罐剪力位移機制而言，應不可忽略地震事件可能破壞廢棄物罐完整性，進行相關評估確認地震事件對相關安全功能之影響。

於考量岩石應力對於廢棄物罐圍壓負載而言，要求廢棄物罐需能承受45 MPa的靜力承載。依據工程設計與SNFD2017參考案例之條件，可確保在緩衝材料回脹壓力與地下水壓力下，廢棄物罐仍符合安全功能指標。

5.6.9.2. 緩衝材料與回填材料參考演化之安全功能分析

緩衝材料安全功能與緩衝材料密度有關，初始飽和密度允許範圍為1,900 kg/m^{3}至2,050 kg/m^3。

於開挖運轉期間，緩衝材料、回填材料依據工程設計進行處置設施開挖建置與營運管理，應加強緩衝材料及回填材料元件品質及初始安裝條件之控管，以滿足安全功能需求。

於封閉後與當代環境條件相似階段，緩衝材料與回填材料在飽和時將因長期膨脹與膠體釋出的結果，緩衝材料會向上擴展。處置孔應避免大量地下水流入，以避免膨潤土流失過多。回填材料會對處置孔上方的區域造成擠壓抵消緩衝材料向上膨脹，確保緩衝材料可維持其特性。

另應注意地震可能造成緩衝材料/回填材料之流失，須進行相關評估確認地震事件對緩衝材料、回填材料安全功能之影響。表 5-14為彙整各時期緩衝材料參考演化之安全功能分析，表 5-15則為彙整各時期回填材料參考演化之安全功能分析。

5.6.9.3. 地質圈參考演化之安全功能分析

地質圈安全功能可提供長期的化學、力學、熱力及水文穩定之環境，使整個處置設施處於安全的狀態中。表 5-16彙整說明地質圈有關之化學條件、水文與傳輸條件、力學條件、熱條件等安全功能。

表 5-10：核種持續釋出之生物圈劑量轉換係數

核種	封閉後與當代環境條件相似階段	冰河氣候期	全球暖化
C-14	5.6×10^{-13}	2.7×10^{-13}	4.7×10^{-17}
Cl-36	3.7×10^{-13}	2.0×10^{-13}	2.4×10^{-15}
Ni-59	3.0×10^{-14}	1.9×10^{-14}	5.8×10^{-18}
Se-79	3.0×10^{-11}	2.4×10^{-11}	2.7×10^{-16}
Sr-90	9.8×10^{-13}	5.0×10^{-13}	2.6×10^{-17}
Zr-93	2.2×10^{-13}	1.2×10^{-13}	1.2×10^{-16}
Nb-94	4.6×10^{-12}	4.5×10^{-12}	1.6×10^{-12}
Tc-99	1.5×10^{-13}	7.7×10^{-14}	9.1×10^{-17}
Pd-107	1.3×10^{-14}	7.0×10^{-15}	3.8×10^{-18}
Sn-126	2.5×10^{-12}	1.6×10^{-12}	2.7×10^{-14}
I-129	1.7×10^{-11}	1.0×10^{-11}	1.3×10^{-14}
Cs-135	1.4×10^{-12}	6.5×10^{-13}	1.9×10^{-16}
Cs-137	4.2×10^{-13}	2.1×10^{-13}	1.3×10^{-17}
Pb-210	8.2×10^{-12}	4.4×10^{-12}	4.9×10^{-16}
Ra-226	1.4×10^{-10}	7.5×10^{-11}	1.4×10^{-14}
Ac-227	1.2×10^{-11}	6.8×10^{-12}	4.1×10^{-15}
Th-229	2.2×10^{-10}	1.9×10^{-10}	2.2×10^{-13}
Th-230	1.1×10^{-10}	9.2×10^{-11}	1.0×10^{-13}
Th-232	1.2×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.2×10^{-13}
Pa-231	4.8×10^{-10}	2.8×10^{-10}	2.0×10^{-13}
U-233	6.3×10^{-12}	3.3×10^{-12}	1.3×10^{-14}
U-234	6.1×10^{-12}	3.2×10^{-12}	1.3×10^{-14}
U-235	5.9×10^{-12}	3.1×10^{-12}	1.5×10^{-13}
U-236	5.8×10^{-12}	3.1×10^{-12}	1.2×10^{-14}
U-238	5.6×10^{-12}	2.9×10^{-12}	1.1×10^{-14}
Np-237	7.0×10^{-12}	4.4×10^{-12}	6.8×10^{-14}
Pu-238	5.1×10^{-12}	3.7×10^{-12}	3.5×10^{-15}
Pu-239	3.8×10^{-11}	3.2×10^{-11}	1.1×10^{-13}
Pu-240	3.6×10^{-11}	3.0×10^{-11}	8.7×10^{-14}
Pu-242	3.7×10^{-11}	3.0×10^{-11}	1.2×10^{-13}
Am-241	2.2×10^{-11}	1.8×10^{-11}	1.4×10^{-14}
Am-243	6.6×10^{-11}	5.8×10^{-11}	9.1×10^{-14}
Cm-245	1.1×10^{-10}	8.9×10^{-11}	1.3×10^{-13}
Cm-246	9.3×10^{-11}	7.7×10^{-11}	6.4×10^{-14}

註：單位為 Sv/yr per Bq

表 5-11：瞬時核種釋出之生物圈劑量轉換係數

核種	封閉後與當代環境條件相似階段	冰河氣候期	全球暖化
C-14	4.8×10^{-16}	2.1×10^{-16}	1.3×10^{-20}
Cl-36	8.7×10^{-16}	4.6×10^{-16}	1.2×10^{-19}
Ni-59	2.3×10^{-17}	1.2×10^{-17}	1.4×10^{-21}
Se-79	2.8×10^{-15}	1.8×10^{-15}	6.1×10^{-20}
Sr-90	1.1×10^{-14}	5.7×10^{-15}	6.2×10^{-19}
Zr-93	3.5×10^{-16}	1.8×10^{-16}	2.7×10^{-20}
Nb-94	6.8×10^{-16}	4.3×10^{-16}	4.2×10^{-16}
Tc-99	4.3×10^{-16}	2.2×10^{-16}	2.1×10^{-20}
Pd-107	1.3×10^{-17}	6.9×10^{-18}	8.7×10^{-22}
Sn-126	1.6×10^{-15}	8.4×10^{-16}	6.3×10^{-18}
I-129	4.9×10^{-14}	2.9×10^{-14}	2.8×10^{-18}
Cs-135	1.2×10^{-15}	5.9×10^{-16}	4.4×10^{-20}
Cs-137	7.4×10^{-15}	3.7×10^{-15}	3.0×10^{-19}
Pb-210	2.4×10^{-13}	1.3×10^{-13}	1.5×10^{-17}
Ra-226	9.1×10^{-14}	4.7×10^{-14}	8.9×10^{-18}
Ac-227	3.9×10^{-13}	2.1×10^{-13}	1.3×10^{-16}
Th-229	1.6×10^{-13}	8.6×10^{-14}	7.1×10^{-17}
Th-230	7.0×10^{-14}	3.7×10^{-14}	2.4×10^{-17}
Th-232	7.6×10^{-14}	4.0×10^{-14}	2.7×10^{-17}
Pa-231	2.6×10^{-13}	1.4×10^{-13}	5.0×10^{-17}
U-233	1.8×10^{-14}	9.1×10^{-15}	3.0×10^{-18}
U-234	1.7×10^{-14}	8.7×10^{-15}	2.9×10^{-18}
U-235	1.6×10^{-14}	8.4×10^{-15}	3.3×10^{-17}
U-236	1.6×10^{-14}	8.4×10^{-15}	2.7×10^{-18}
U-238	1.5×10^{-14}	8.0×10^{-15}	2.5×10^{-18}
Np-237	2.0×10^{-14}	1.2×10^{-14}	1.5×10^{-17}
Pu-238	3.9×10^{-14}	2.4×10^{-14}	2.6×10^{-17}
Pu-239	4.2×10^{-14}	2.6×10^{-14}	2.9×10^{-17}
Pu-240	4.2×10^{-14}	2.6×10^{-14}	2.9×10^{-17}
Pu-242	4.1×10^{-14}	2.5×10^{-14}	2.7×10^{-17}
Am-241	3.4×10^{-14}	2.2×10^{-14}	2.5×10^{-17}
Am-243	3.4×10^{-14}	2.2×10^{-14}	2.9×10^{-17}
Cm-245	7.4×10^{-14}	3.9×10^{-14}	3.8×10^{-17}
Cm-246	7.4×10^{-14}	3.9×10^{-14}	2.4×10^{-17}

註：單位為 Sv/yr per Bq

表 5-12：模擬離島結晶岩測試區地下水化學組成

名稱	分子量	g (1L·H_2O)
NaCl	58.44	0.0572
$NaNO_3$	84.99	0.0504
K_2SO_4	174.27	0.008
$MgSO_4 \cdot 7H_2O$	246.48	0.0145
$Mg(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$	256.41	0.0013
$Ca(NO_3)_2 \cdot 4H_2O$	236.15	0.0888

表 5-13：各時期廢棄物罐參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Can1. 提供腐蝕障壁	為達此安全功能，銅覆蓋厚度要大於0。 整個封閉後與當代環境條件相似階段都要維持此安全標準。在此期間，即使考慮殘留氧、輻射裂解產生的腐蝕劑、硫酸還原菌的影響以及緩衝材料與回填材料中的硫化物等對腐蝕貢獻，銅腐蝕量預估小於1 mm。	於冰河期循環的剩餘時間部分，廢棄物罐會因處置孔內緩衝材料曝露於稀釋地下水侵蝕的平流條件造成較多腐蝕。可根據侵蝕/腐蝕經驗公式計算，獲得每個處置孔與不同硫化物濃度下所需的侵蝕與腐蝕時間。在此條件下評估後，沒有廢棄物罐會發生失效。	因處置孔內緩衝材料可能受地震事件影響，現階段假設其影響有限，相關研究將於未來繼續進行。
Can2. 抵抗均向負載	為達此安全功能，要求廢棄物罐要能承受45 MPa的靜力承載。 在封閉後與當代環境條件相似階段，預估緩衝材料回脹壓力最大15 MPa，地下水壓力為5 MPa。總和應遠低於45 MPa。選擇45 MPa是因為保守且有利於分析廢棄物罐並與瑞典數據比較。評估結果為沒有廢棄物罐會因靜力承載而失效。	為滿足此安全功能，要求廢棄物罐能承受45 MPa的靜力承載。 離島結晶岩測試區之參考演化並無冰層圍壓影響，評估結果認為無廢棄物罐因壓力毀損。	地震事件可能造成局部的應力重新分布而影響圍壓負載，現階段假設其影響有限，相關研究將於未來繼續進行。
Can3. 抵抗剪力負載	廢棄物罐設計可承受50 mm的破裂剪力。 廢棄物罐藉處置孔安全距離與廢孔準則，調整廢棄物罐避免裂隙剪力位移破壞。但不能完全排除這類破壞發生，可參照母岩安全功能指標R3b的估算。	與封閉後與當代環境條件相似階段相似。	不可忽略地震事件對此安全功能之影響，應進行相關評估。

表 5-14：各時期緩衝材料參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Buff1. 限制平流傳輸	(a) 水力傳導係數小於10^{-12} m/s 緩衝材料依處置概念設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段地下水鹽度在預期範圍內，處置孔設計的緩衝材料密度可充分滿足水力傳導係數標準。 (b) 回脹壓力大於1 MPa 緩衝材料依處置概念設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段地下水鹽度在預期範圍內，處置孔設計的緩衝材料可充分滿足回脹壓力標準。	(a) 水力傳導係數小於10^{-12} m/s 緩衝材料依處置概念設計安裝，依第5.6.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響。侵蝕行為方面，考量臺灣氣候演化條件，以及離島結晶岩測試區地下水初始條件，須重新考慮對緩衝材料侵蝕行為分析。 (b) 回脹壓力大於1 MPa 緩衝材料依處置概念設計安裝，依第5.6.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響。侵蝕行為方面，考量臺灣氣候演化條件，以及離島結晶岩測試區地下水初始條件，須重新考慮對緩衝材料侵蝕行為分析。	地下水平流侵蝕下，地震事件可能使工程障壁系統產生間隙，影響整體系統回脹壓力及水力傳導係數(TWBu08)，此研究議題須持續發展。
Buff2. 減少微生物活性	緩衝材料密度高可降低微生物活動。 緩衝材料依照參考設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段間緩衝材料密度可維持高密度要求。	依第5.6.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響，且緩衝材料依照參考設計安置，仍可滿足此安全功能。	緩衝材料中存在微生物活動行為，可能對緩衝材料產生膠結或封塞影響，探討地震事件前後微生物活動對回脹行為是否產生影響，未來須持續進行研究。
Buff3. 抵抗岩石剪力位移	為符合母岩剪力安全功能要求，飽和緩衝材料密度需小於2,050 kg/m^3。 目前尚無發現造成緩衝材料密度增高的作用，故皆可滿足此安全功能要求。	為滿足此安全功能要求，飽和緩衝材料密度需小於2,050 kg/m^3；此為初始密度允許上界，目前尚無發現造成緩衝材料密度增高的作用，故皆可滿足此項安全功能。	密度過大對於地震應力的分散效應將降低，故應限制膨潤土之最大密度。此議題將採用數值分析方式研究不同膨潤土密度時，地震剪力對廢棄物罐材料安全係數的影響，未來須持續進行研究發展。

表 5-12：各時期緩衝材料參考演化之安全功能(續)

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Buff4. 抵抗質變	為滿足緩衝材料阻抗變質的要求，溫度應小於100 ℃。 依第5.6.3節近場熱演化的分析結果，其溫度峰值小於100 ℃，符合此安全標準。	依第5.6.3節近場熱演化的分析結果，其溫度峰值小於100℃，符合此安全功能指標標準。	地震事件引致裂隙移動而產生的熱量，超高溫度及散熱後對緩衝材料力學性質的影響，尚未進行研究，將需持續發展。
Buff5. 防止廢棄物罐沉陷	為滿足此項安全功能，緩衝材料的回脹壓力要超過0.2 MPa，又因Buff1b準則設定為1 MPa以滿足對限制平流傳輸之要求；故依衝材料設計的密度範圍內，回脹壓力可符合要求。	為滿足此安全功能，要求緩衝材料的回脹壓力超過0.2 MPa。在上述處置孔的初始緩衝材料設計的密度範圍內，回脹壓力可符合要求。	由於地下水平流侵蝕下造成緩衝材料密度極低，地震事件可能使廢棄物罐接觸母岩或傾倒，將於下一階段列入地震試驗項目，將需持續發展。
Buff6. 限制施加於廢棄物罐及岩石的壓力	(a) 回脹壓力限制 根據參考設計選擇與裝置的緩衝材料性質，其回脹壓力在4.5 MPa到13 MPa範圍內。封閉後與當代環境條件相似階段沒有作用會增加緩衝材料之壓力，預期可維持此項安全功能指標。(回脹壓力<15 MPa)。	(a)回脹壓力限制 無增加緩衝材料回脹壓力的作用，故可維持達到此項最大回脹壓力安全功能指標。 (b)緩衝材料結凍 參照母岩安全功能指標R4，可充分滿足此項安全功能指標。	地震事件可能使工程障壁產生間隙，影響整體系統回脹壓力，將於下一階段列入地震試驗項目，探討事件前後回脹壓力的變化，將需持續發展。

表 5-15：各時期回填材料參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
BF1. 抵抗緩衝材料膨脹	利用MX-80膨潤土壓製為初始乾密度1,562 kg/m^{3}條件，注入模擬離島結晶岩測試區的地下水溶液，其陽離子濃度為2.54 mM，經實驗測試結果回脹壓力約為4.5 MPa至4.9 MPa間，初步判定回填材料之回脹性能可抵抗緩衝材料膨脹。但未來仍須考慮離島結晶岩測試區地下水陽離子濃度$\Sigma q[M^{q+}]^{GW}$小於4 mM對回填材料侵蝕的影響，以及進行飽和後回填材料質量再分布之分析。	剩餘冰河期階段，依第5.6.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對回填材料安全並無顯著的影響。回填材料侵蝕行為方面，考量臺灣氣候演化條件，以及離島結晶岩測試區地下水初始條件，須重新考慮對回填材料侵蝕行為分析。 接續冰河週期階段之演化，採用與封閉後與當代環境條件相似階段相同之演化情形，依此循環至100萬年安全評估時程結束，大致上對緩衝材料與回填材料各安全功能無顯著影響。	地震事件可能影響引起水壓改變及地下水平流侵蝕行為入注，進而影響回填材料之侵蝕評估，需持續發展。

表 5-16：各時期地質圈參考演化之安全功能

安全功能	開挖運轉期與封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	接續冰河週期
R1. 提供有利的化學條件	(a) 還原環境：除個別處置孔與處置隧道完成處置後及整個處置設施封閉後的短暫期間內，其餘皆處於還原狀態。 (b) 鹽度：地下水總溶解固體物約為0.13 g/L至0.17 g/L，經實驗測試結果顯示，對膨潤土的水力傳導係數與回脹壓力影響不大。 (c) 離子強度：地下水離子強度約為2.35 mM至2.93 mM，地下水離子強度小於4 mM，可能會有膨潤土侵蝕現象發生。 (d) 硫化物濃度：硫化物濃度經5個鑽孔中所計算出之最高值為5.37×10^{-6} M，評估結果顯示在這樣的條件下，廢棄物罐功能不會失效。 (e) pH值：由於水泥灌漿的效應，灌漿區域的pH值約略增加到約9，但仍小於11，整體來說可符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：地下水氯離子濃度為9.77×10^{-4} M，從水文地質化學分析研究，確認符合此項安全功能指標。	(a) 還原環境：處於還原狀態。 (b) 鹽度：鹽度預期與初始狀態相同，因此，膨潤土水力傳導係數與回脹壓力不受影響。 (c) 離子強度：因離島結晶岩測試區地下水離子強度較低，且冰河時期預計不會有明顯變化，因此，膨潤土侵蝕現象仍可能發生。 (d) 硫化物濃度：預期與初始狀態相同，因此，符合濃度限值。 (e) pH值：符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：符合安全功能指標。	(a) 還原環境：預期整個參考冰河期循環將維持還原狀況。 (b) 鹽度：預期鹽度不會超過封閉後與當代環境條件相似階段，亦即鹽度對緩衝材料與回填材料之水力傳導係數與回脹壓力處於有利的範圍內。 (c) 離子強度：水文地質分析指出，離子強度於冰河期循環間均小於4mM，因此，須注意膨潤土侵蝕現象之發生。 (d) 硫化物濃度：預期不受影響，其濃度符合限值。 (e) pH值：符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：符合安全功能指標。

表 5-14：各時期地質圈參考演化之安全功能 (續)

安全功能	開挖運轉期與封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	接續冰河週期
R2. 提供有利的水文與傳輸條件	(a)水流相關傳輸阻抗；高 依空間位置不同，離島結晶岩測試區的母岩傳輸阻抗值範圍在10^5 yr/m至10^9 yr/m之間，且99.9%處置孔位置的阻抗值都高於10^6 yr/m。 (b)緩衝材料與母岩介面的等效流率；低 離島結晶岩測試區的等效流率範圍約在10^{-7} m^3/yr至10^{-5} m^3/yr之間，可維持此安全功能指標。	(a)水流相關傳輸阻抗；高 由於冰河期邊界條件改變，水流相關傳輸阻抗將降低，但分布範圍仍在10^5 yr/m至10^9 yr/m之間，可維持此安全功能指標。 (b)緩衝材與母岩介面的等效流率；低 並未發現明顯變化，等效流率範圍仍在10^{-7} m^3/yr至10^{-5} m^3/yr之間	(a)水流相關傳輸阻抗；高 預期可符合此安全功能指標。 (b)緩衝材與母岩介面的等效流率；低 預期可符合此安全功能指標。
R3 提供有利的力學條件	(a) 地下水壓力； 封閉後與當代環境條件相似階段的地下水壓力預期與目前相似，處置深度的壓力大約為5 MPa。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 地震分析結果離島結晶岩測試區16,700年期間內，廢棄物罐失效期望數為6.0×10^{-4}，即6.0×10^{-4}個廢棄物罐可能受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔洞剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。	(a) 地下水壓力； 此階段處置設施深度的地下水壓力預期與封閉後與當代環境條件相似階段相似。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 離島結晶岩測試區在103,300年的期間內，廢棄物罐失效期望數為3.7×10^{-3}，即3.7×10^{-3}廢棄物罐受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。	(a) 地下水壓力； 冰河期循環期間，地下水壓力預期與封閉後與當代環境條件相似階段相似。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 離島結晶岩測試區在880,000年的期間內，廢棄物罐失效期望數為3.1×10^{-2}，即3.1×10^{-2}廢棄物罐受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。
R4 提供有利的熱力條件	(a) 溫度大於−4 ℃ (避免緩衝材料凍結) (b) 溫度大於0 ℃ (剪力分析的有效性) 此階段氣候與現今相似，可符合此安全功能指標。	(a) 溫度大於−4 ℃ (避免緩衝材料結凍) 參考過去的古氣候紀錄，此安全功能於參考冰河期循環中可合乎要求。 (b) 溫度大於0 ℃ (剪力分析的有效性) 參考古氣候紀錄與離島結晶岩測試區的地溫梯度，處置深度母岩的溫度預期皆會大於0 ℃，可維持此安全功能。	(a) 溫度大於−4 ℃ (避免緩衝材料結凍) 參考過去的古氣候紀錄，此安全功能於參考冰河期循環中可合乎要求。 (b) 溫度大於0 ℃ (剪力分析的有效性) 參考古氣候記錄與離島結晶岩測試區的地溫梯度，處置深度母岩的溫度預期皆會大於0 ℃，可維持此安全功能。

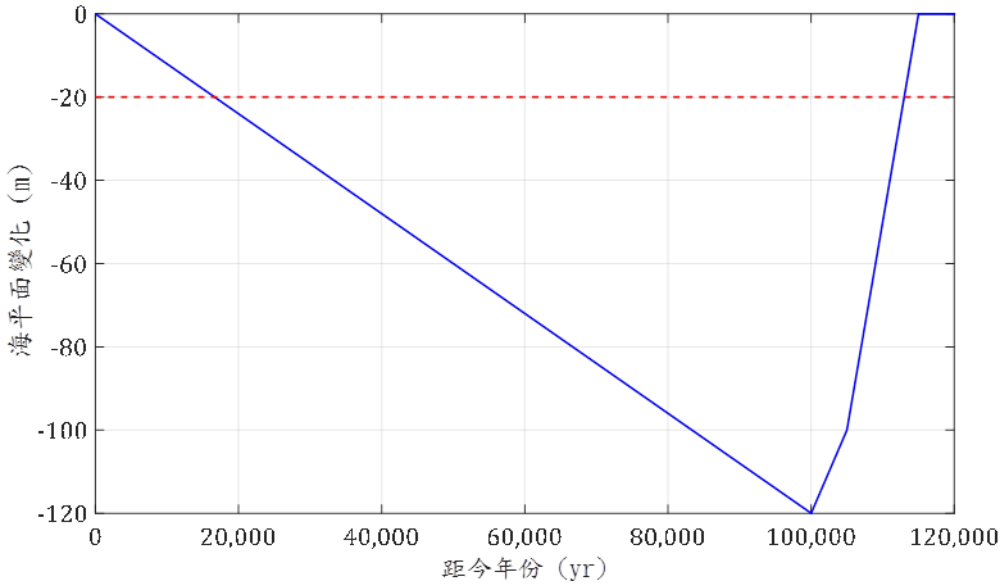


圖 5-10：簡化之12萬年期間冰河期循環造成海平面變化圖

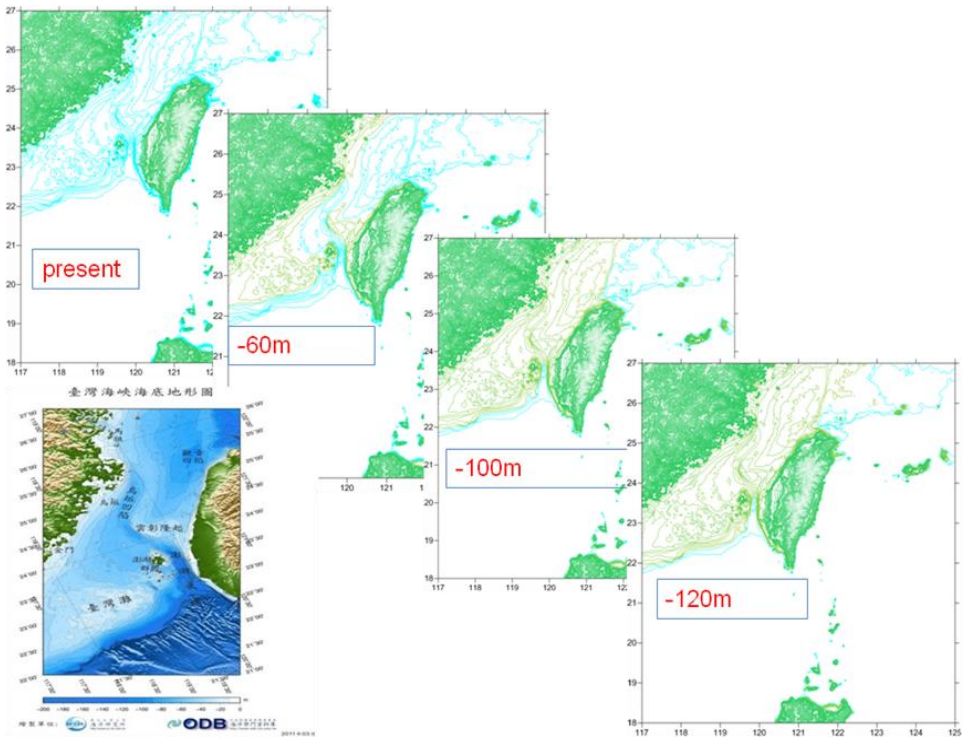


圖 5-11：臺灣海平面變化下可能地表地形模型演化

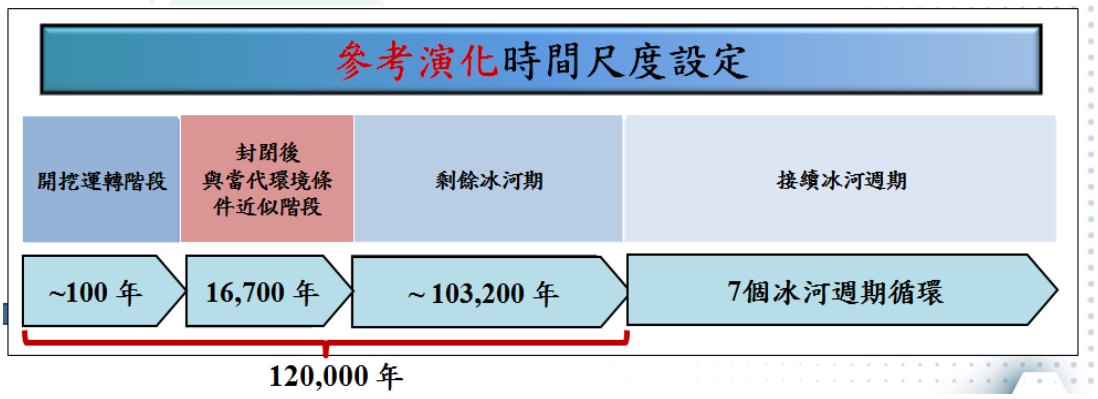


圖 5-12：參考演化時間尺度設定

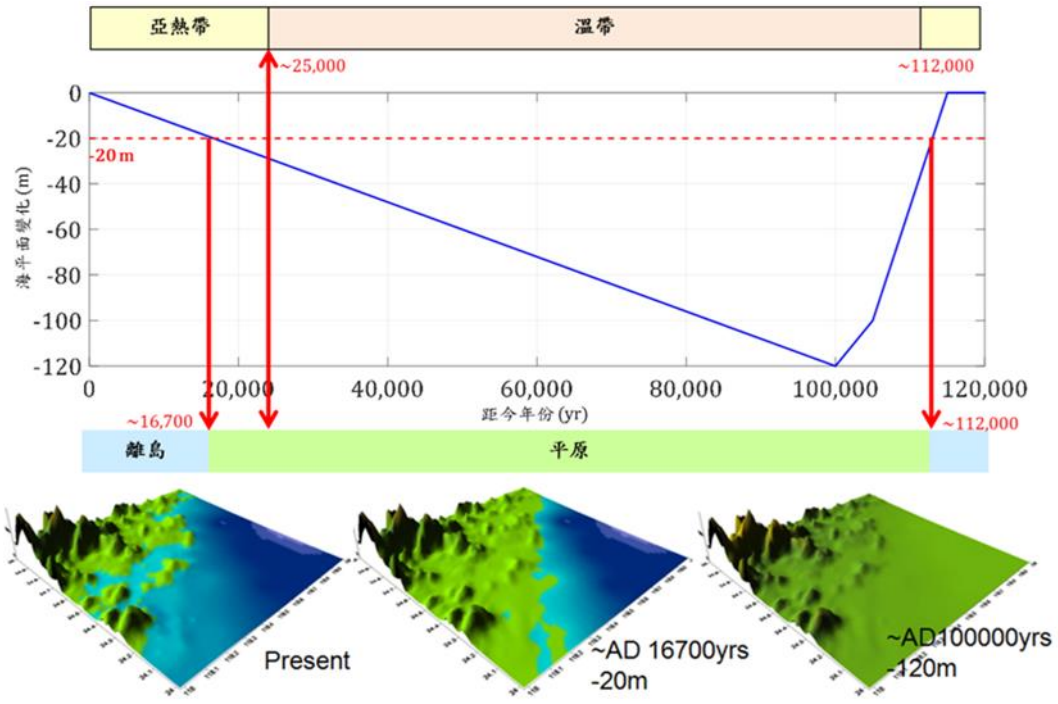


圖 5-13：離島結晶岩測試區氣候期與海平面變化情形

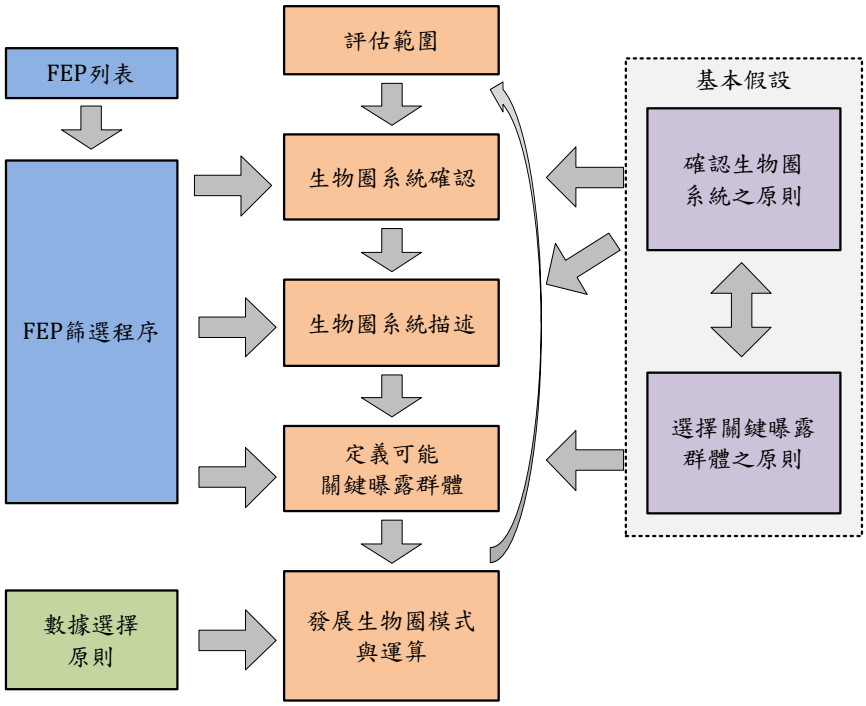


圖 5-14：參考生物圈概念模型發展流程

資料來源：IAEA(2003, p10)

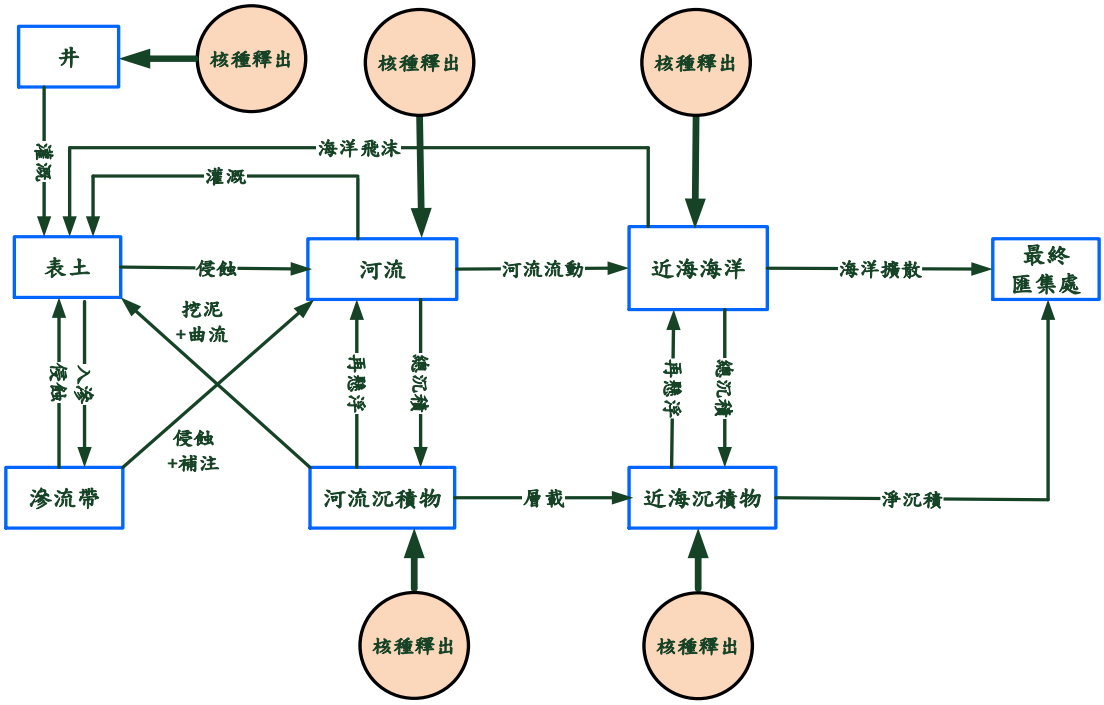


圖 5-15：封閉後與當代環境條件相似階段、冰河時期與全球暖化案例生物圈的核種傳輸概念模型

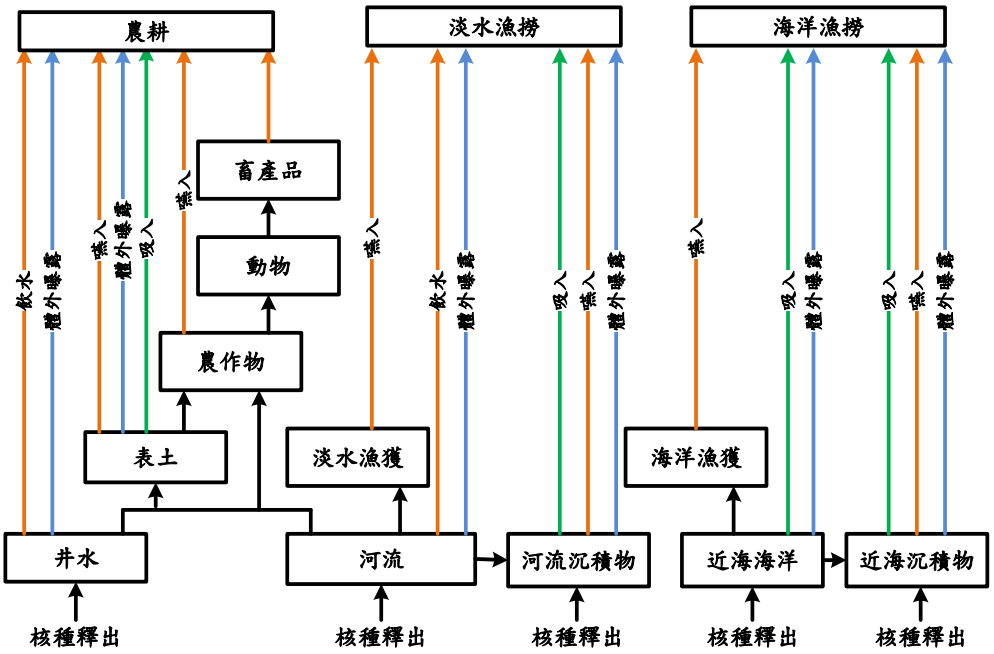


圖 5-16：封閉後與當代環境條件相似階段與冰河時期之關鍵群體曝露途徑

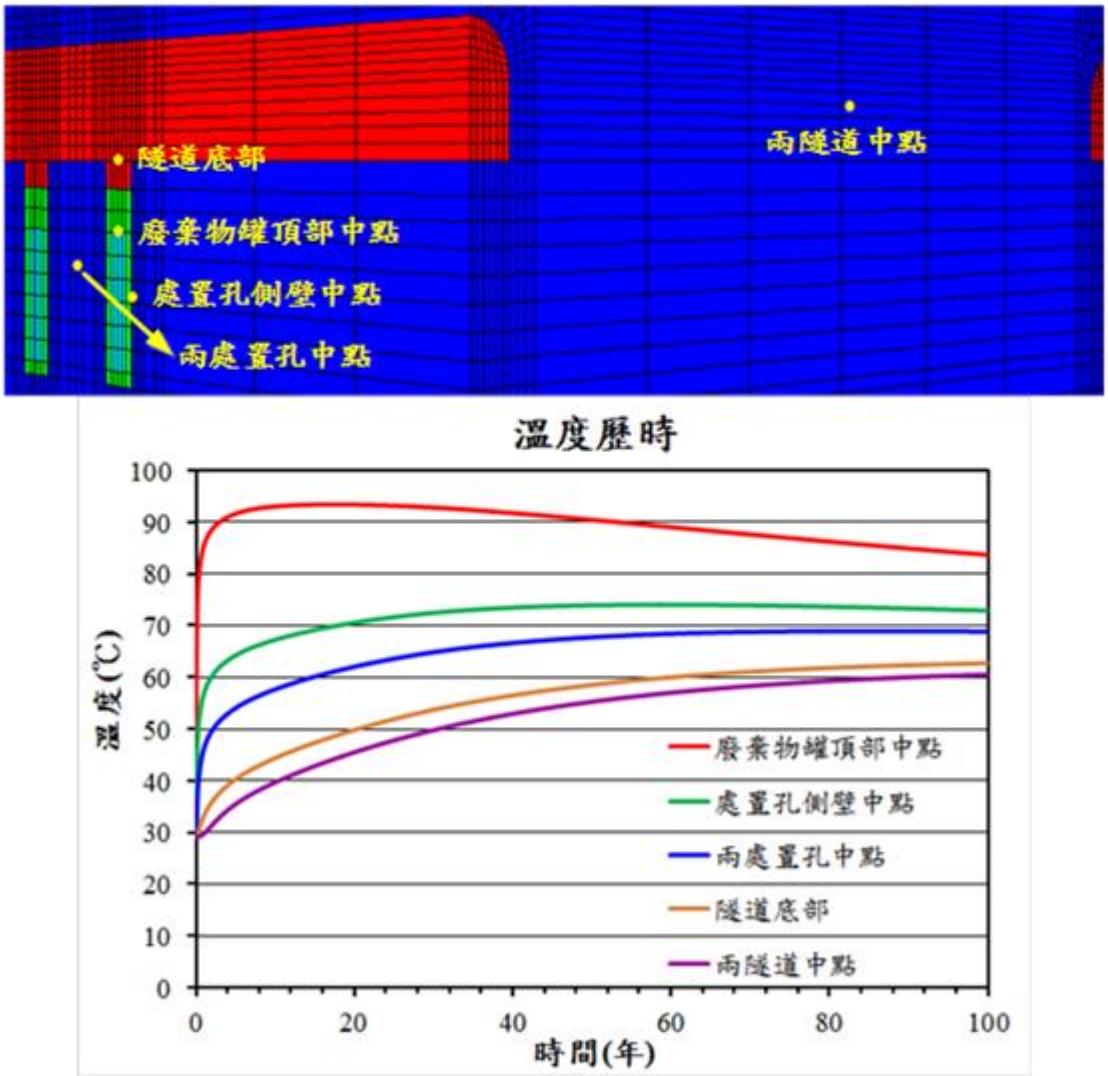


圖 5-17：處置孔近場溫度歷時變化

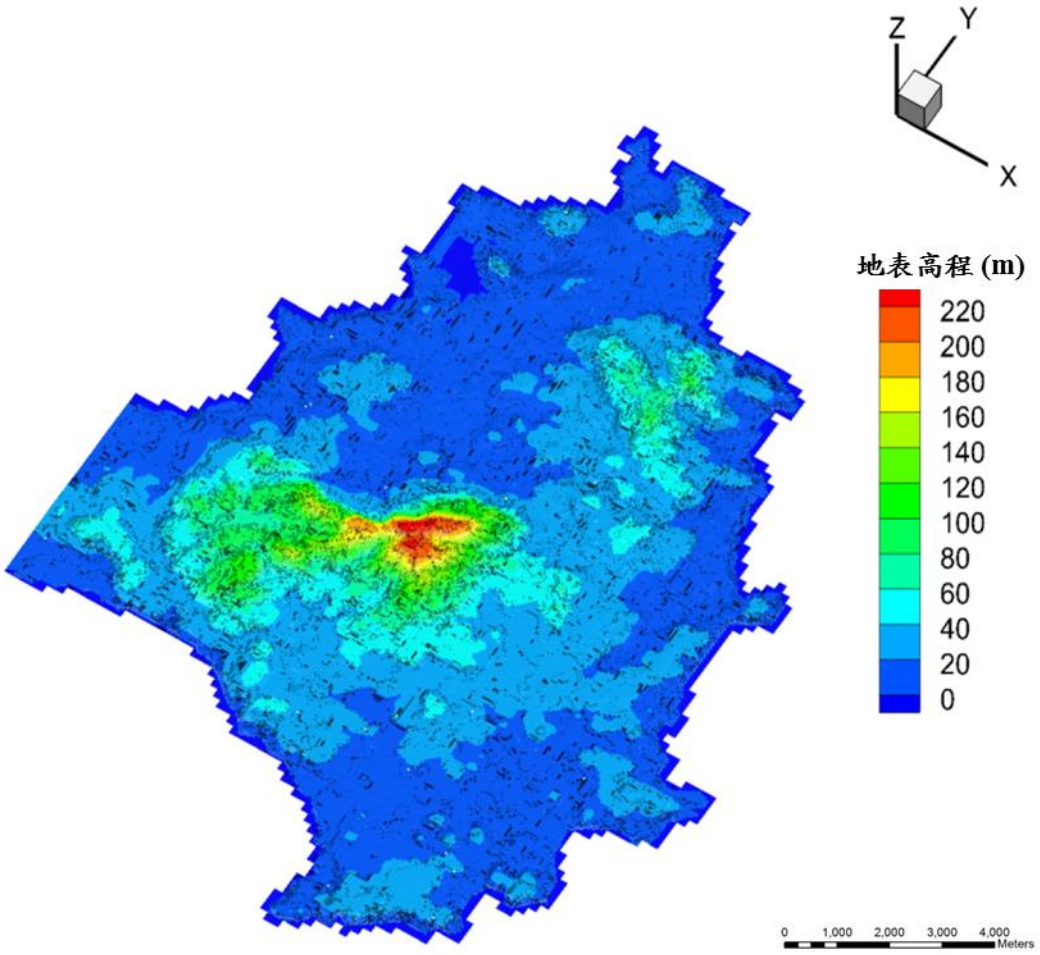


圖 5-18：離島結晶岩測試區地形圖

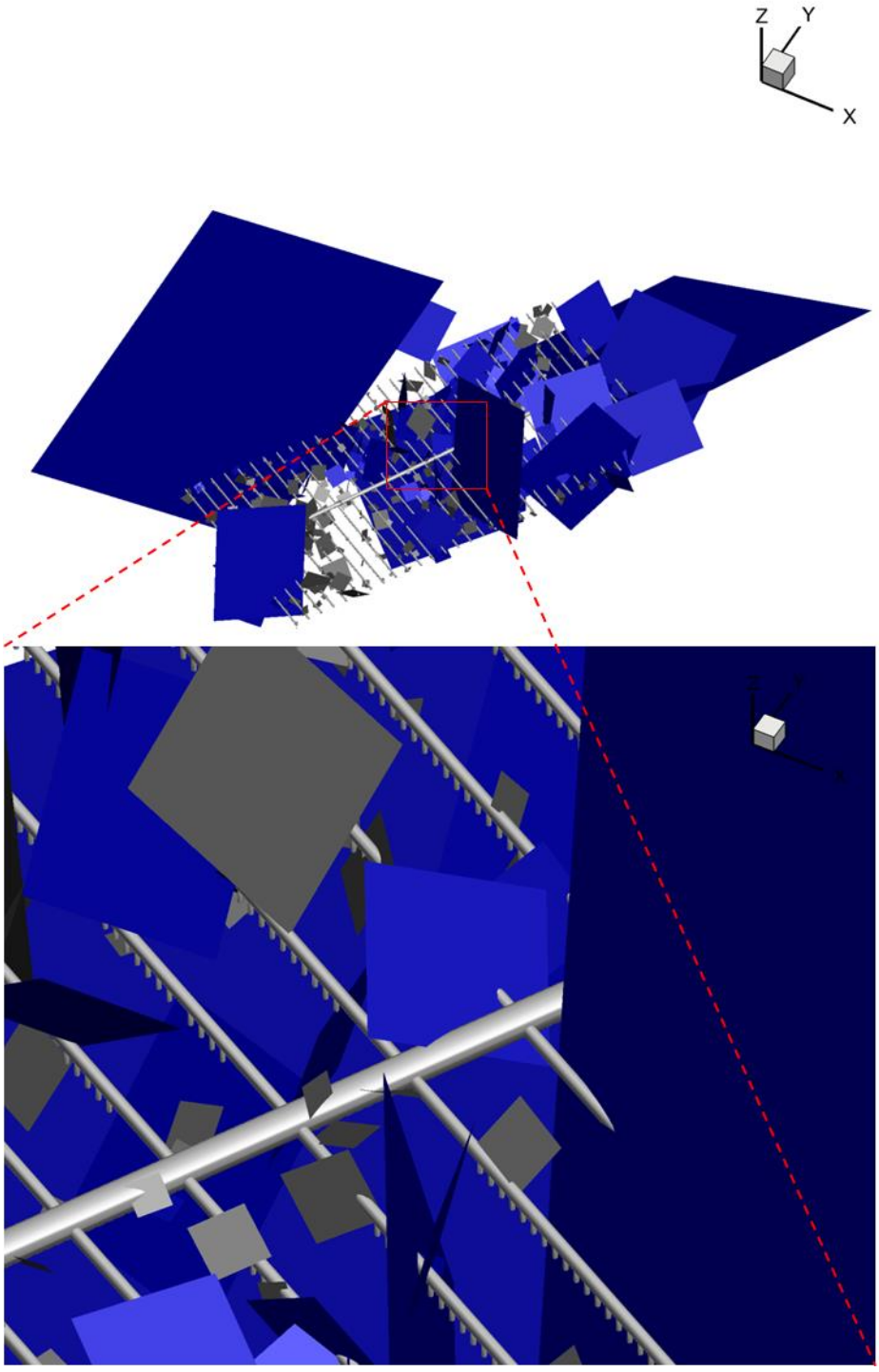


圖 5-19：處置深度之離散裂隙網路與處置設施示意圖

註(1)：此離散裂隙網路為1次實現值之模擬結果。

註(2)：藍色表示與其他裂隙連通並具水流流動能力之裂隙，即地下水的潛在流動通道，此種裂隙將於後續等效水力傳導係數轉換中使用；灰色表示未與其他裂隙連通或雖與其他裂隙連通，但並未具有水流流動能力之裂隙，此種裂隙將於後續等效水力傳導係數轉換前移除。

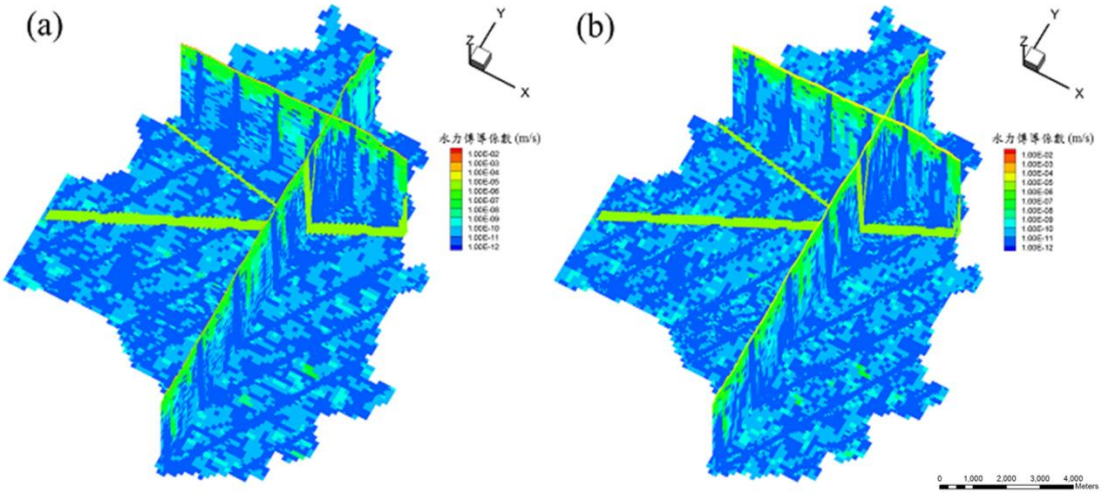


圖 5-20：處置深度升尺度後之(a)X方向與(b)Z方向水力傳導係數分布圖

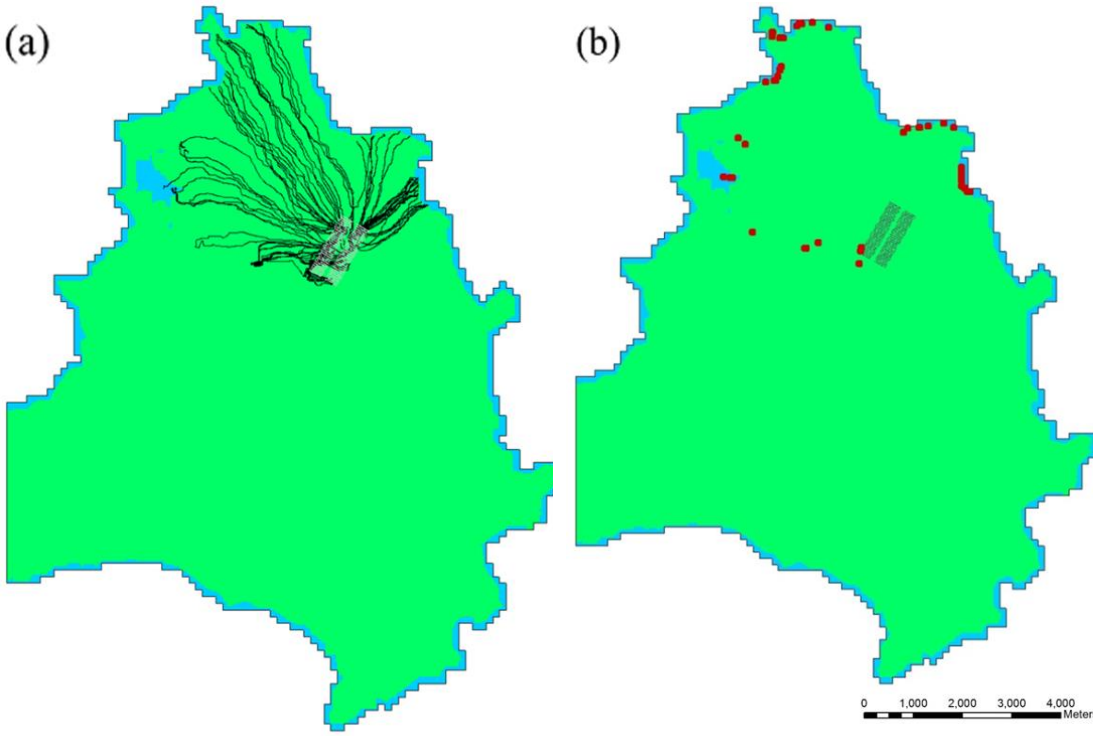


圖 5-21：分析案例質點之(a)傳輸路徑與(b)釋出點

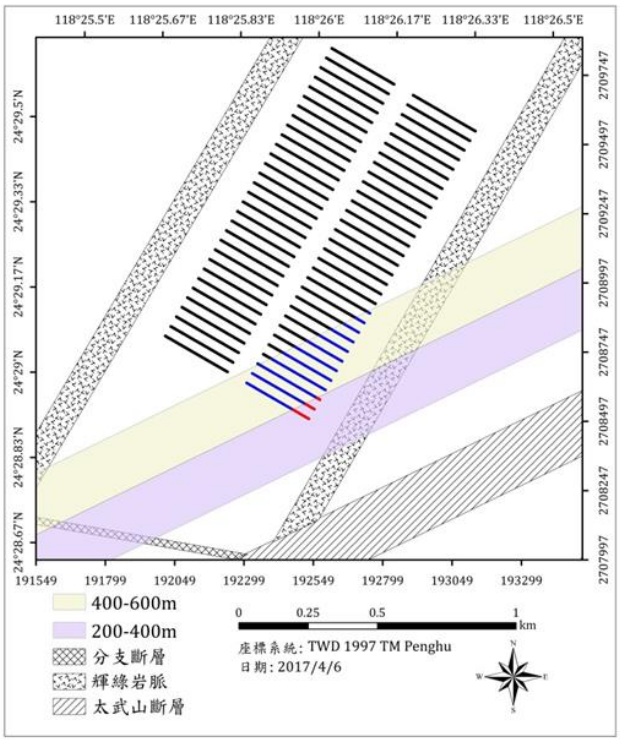


圖 5-22：處置孔與太武山斷層之距離

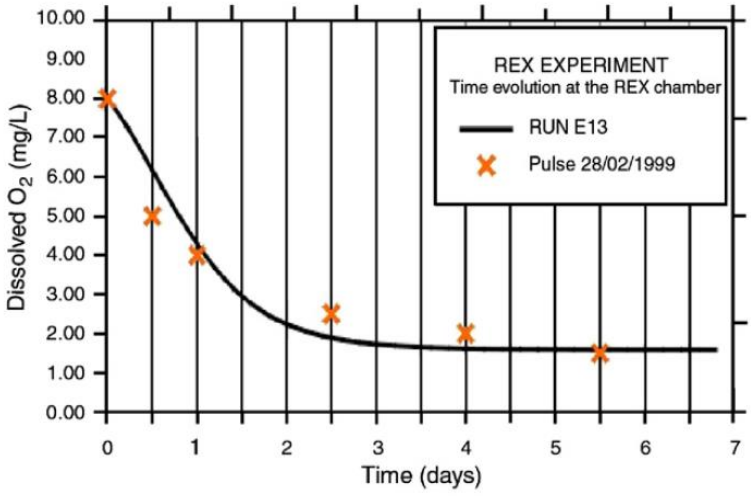


圖 5-23：瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗REX之實驗結果

資料來源：Yang et al. (2007, p132)

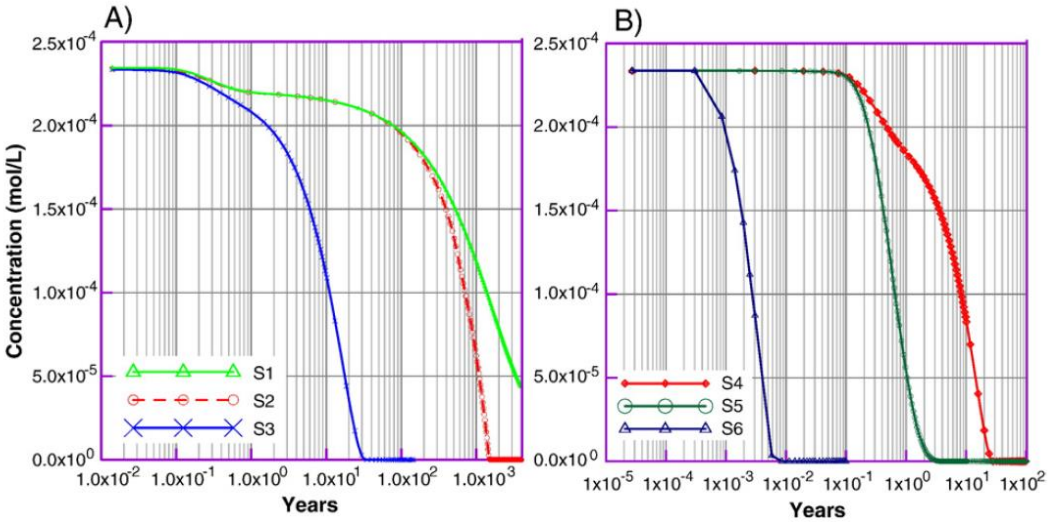


圖 5-24：6種不同情節案例之膨潤土內氧氣消耗時間曲線

資料來源：Yang et al. (2007, p138)

註：S1至S6分別代表不同之情節案例，其中S1：僅考慮氧氣擴散作用；S2：除了氧氣擴散外，還考量了花崗岩中綠泥石礦物之影響；S3：除S2情節外，再將黃鐵礦之影響納入評估中；S4：除S3情節外，再加上花崗岩中有微生物、甲烷等因子之影響；S5：除S4情節外，將膨潤土所含的甲烷也納入評估中；S6：除S5情節外，將膨潤土所含的微生物也納入評估中。

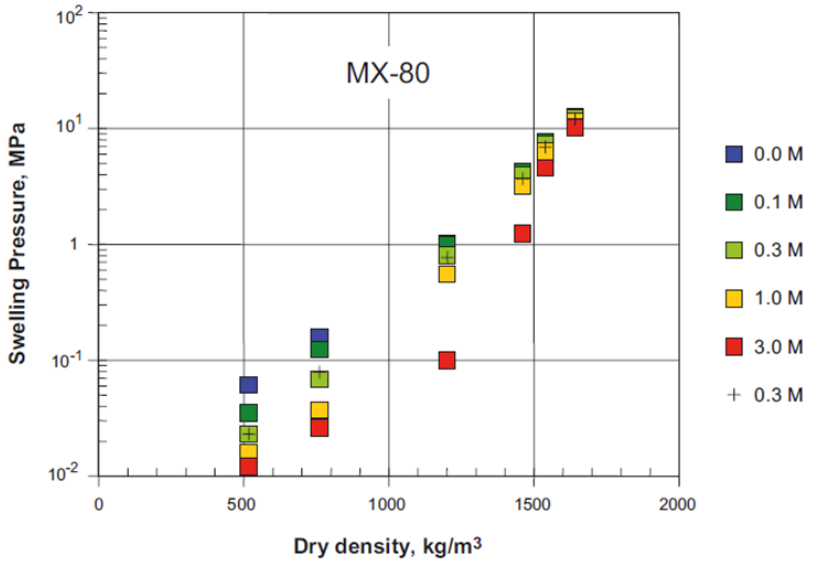


圖 5-25：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫耳濃度的NaCl條件下之回脹壓力關係

資料來源：Karnland et al. (2006, p42)

註：橫軸Dry density, kg/m^{3}代表乾密度, kg/m^3；縱軸Swelling Pressure, MPa代表回脹壓力, MPa。

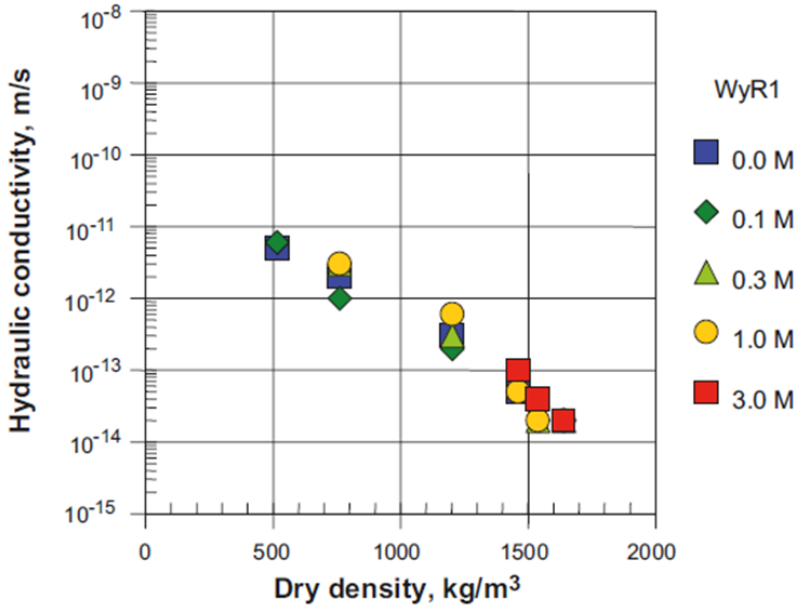


圖 5-26：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫耳濃度的NaCl條件下之水力傳導係數關係

資料來源：Karnland et al. (2006, p47)

註：橫軸Dry density, kg/m^{3}代表乾密度, kg/m^3；縱軸Hydraulic conductivity, m/s代表水力傳導係數, m/s。

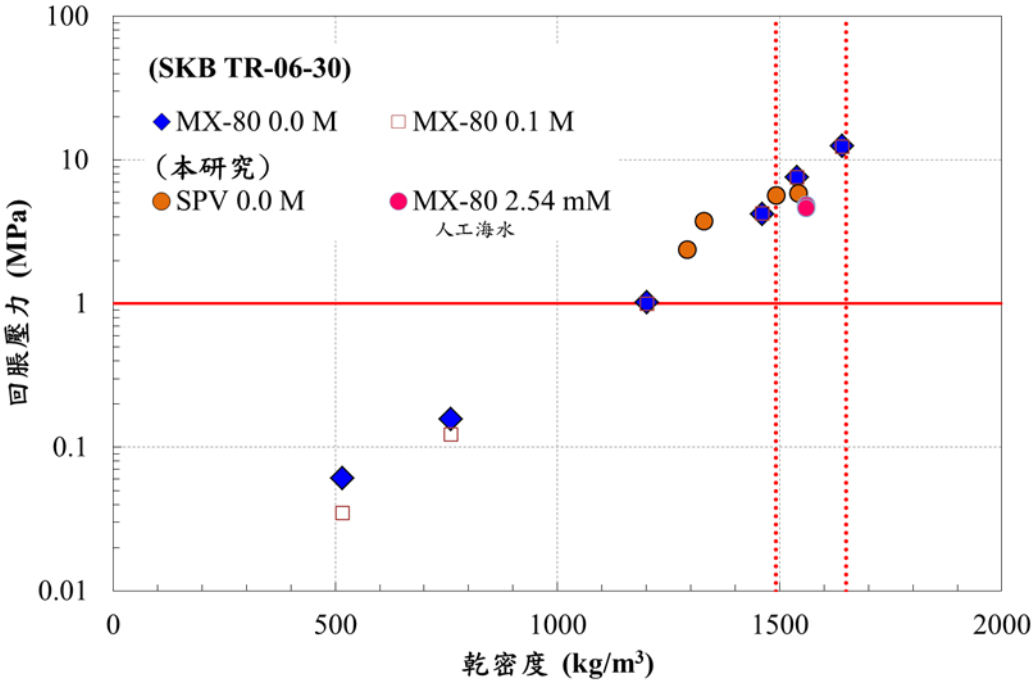


圖 5-27：膨潤土於不同密度之回脹壓力關係(MX-80及SPV膨潤土)

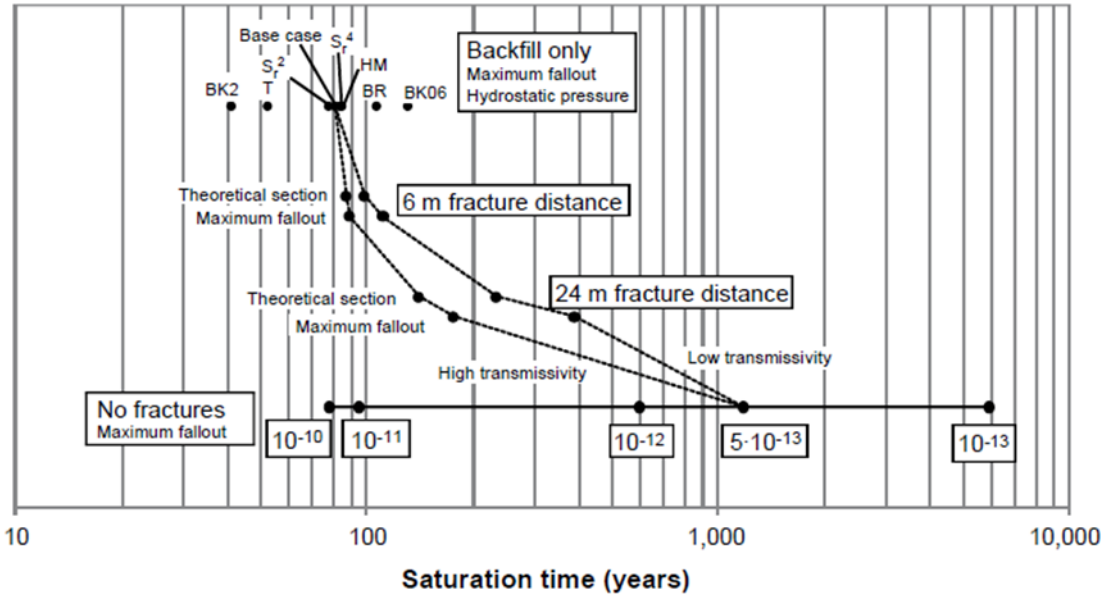


圖 5-28：回填材料飽和歷程

資料來源： Åkesson et al. (2010, p46)

註：最上排數值點代表一維模型分析結果，其餘數值點代表不同假設條件下以二維軸對稱模型分析結果，圖中下列的數值代表岩體的水力傳導係數(m/s)，圖中文字說明如下：

Base case：基本案例，回填材料相對滲透係數設定為 $k_r = (S_r)^3$；

BK2：滲透係數為基本案例之2倍；

T：考慮溫度演化並考慮水的粘滯係數隨溫度變化；

S_r^2、S_r^4：回填材料相對滲透係數分別設定為 $k_r = (S_r)^2$ 及 $(S_r)^4$；

BR：考慮回填材料之持水曲線；

BK06：滲透係數為基本案例之0.4倍；

Theoretical section：處置設計之理論邊界，代表原本處置設計概念所制定之處置隧道參考尺寸；

Maximum fallout：處置隧道開挖時因施工方法造成最大超挖隧道尺寸；

方框內文字說明：

Backfill only, Maximum fallout, Hydrostatic pressure：一維模型之模型假設條件，只考慮回填材料部份，尺寸採最大超挖隧道尺寸，及最大靜水壓力；

6 m fracture distance：裂隙位置距離處置隧道6 m；

24 m fracture distance：裂隙位置距離處置隧道24 m；

No fractures, Maximum fallout：無裂隙，模型邊界採最大超挖隧道尺寸；

橫軸Saturation time (years)代表回填材料飽和時間 [年]。

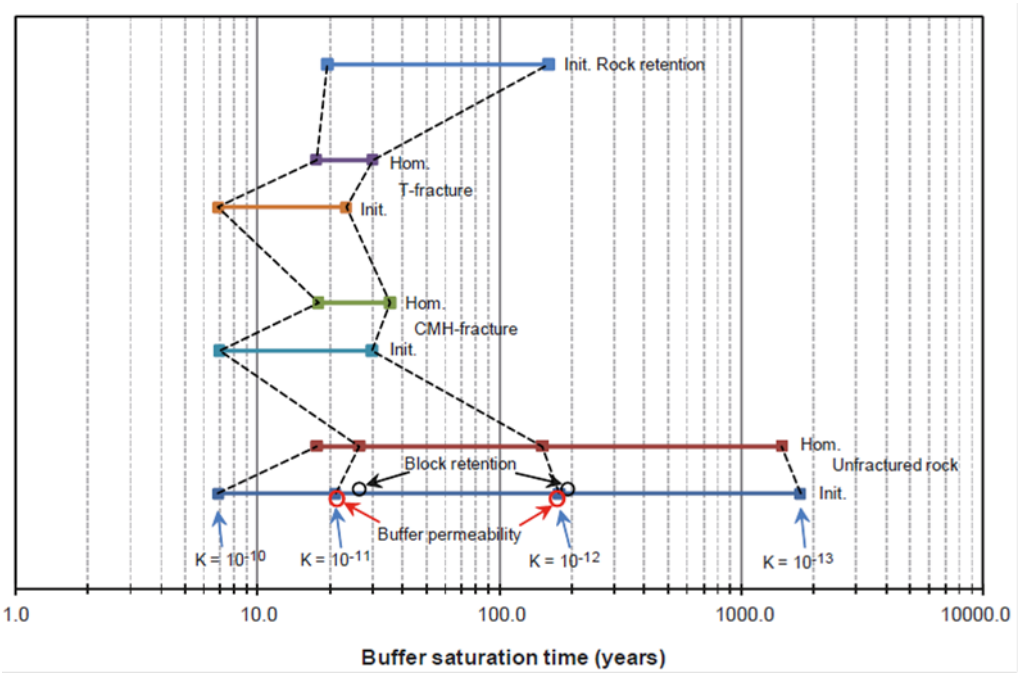


圖 5-29：緩衝材料飽和歷程

資料來源： Åkesson et al. (2010, p82)

註：圖中下列的K代表岩體的水力傳導係數(m/s)，圖中文字說明如下：

init.：初始狀態(initial state)；

Hom.：均質狀態(homogenized state)；

Rock retention：加入岩體的持水曲線參數；

T-fracture：考慮隧道裂隙；

CMH-fracture：考慮岩體裂隙位於處置孔的廢棄物罐中間位置；

Block retention：加入緩衝材料塊體的持水曲線參數；

Buffer permeability：改變緩衝材料的水力傳導係數；

Unfractured rock：無裂隙岩體；

橫軸Buffer saturation time [years]代表緩衝材料飽和時間[年]。

5.7. 情節發展

安全評估是採用定量或定性方法論來評估處置設施的安全，需透過情節發展用以描述和分析一系列的處置設施未來演化與可能造成民眾的潛在輻射劑量影響。情節發展如第5.2.1節所述，將依據第5.6節分析SNFD2017參考案例的處置設施未來演化情形，推演出一系列情節發展，並選定多組具代表性的案例，提供給第5.8節據以量化分析處置設施對民眾造成的潛在健康風險。

5.7.1. 情節與案例定義說明

情節可定義為許多假定或假設的條件和/或事件之集合，用於表示需要分析的處置設施未來演化之影響；而情節可以是單個時間點或單個特徵/事件隨時間進程的變化。

由於地表環境或是地質參數會隨時間變化，其將造成處置設施未來演化情形存在不確定性，除了可透過證據與科學研究提出合理演化論述外，亦可經由選定一系列案例來涵蓋對處置設施未來演化不確定性的描述。每個案例代表需要以定量計算來證明處置設施的安全，最後整合案例計算結果除可證明處置設施是否達到安全要求外，亦可說明處置設施安全評估的不確定性。

基於上述對情節與案例的定義說明，本報告之情節分類與案例選定如圖 5-30，並說明如下：

(1) 主要情節

主要情節係以廢棄物罐圍阻安全功能來探討失效模式，透過參考演化分析並結合篩選出的FEPs清單，可以分析各個系統單元的安全功能指標變化情形，進行圍阻安全、核種傳輸與遲滯之情節發展。依據廢棄物罐失效模式可區分為3個主要情節，包括腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節。腐蝕情節考量廢棄物罐銅殼長期受地下水相關水化學腐蝕作用所導致圍阻失效；剪力情節探討廢棄物罐長期處於深層地層環境，可能受地質作用引發的剪力效應而導

致圍阻失效；圍壓情節為探討廢棄物罐因長期承受周圍緩衝材料膨脹壓力、地下水壓、母岩岩壓等壓力負載而導致圍阻失效。依據各個情節發展，將分別選定多組案例進行量化分析，其中又將案例區分為基本案例與變異案例。基本案例代表處置設施於安全評估時間尺度下，最可能發生的合理演化情形，而變異案例代表處置設施在演化中，可能存在機率較小的演化條件或是數據範圍。

(2) 干擾情節

干擾情節主要是基於外部條件具有高度不確定性，在FEPs篩選過程中可能因發生機率極低，而不足構成情節發展的外部條件，然考量部分外部條件的FEPs會對處置設施存在複雜的安全影響，故將以虛擬假設方式推演極端外部條件的個別獨立案例。

以下小節將以SNFD2017參考案例作為情節發展之技術展示，區分主要情節與干擾情節進行案例選定的細節說明。

5.7.2. 主要情節之基本案例與變異案例選定說明

依據第5.4節所述之圍阻與遲滯安全功能，以及透過第5.6節參考演化，可獲得以下推論主要情節的假設基準：

(1) 安全功能與安全功能指標為評定標準。

(2) 現階段主要探討處置設施設計概念之長期安全，暫時假設工程設計之初始條件，皆能如質符合設計需求。

深層地質處置概念之安全原則，工程障壁的主要功能是維持用過核子燃料及其放射性核種存在於廢棄物罐之內，故在發展主要情節時，將以廢棄物罐之圍阻安全功能作為依據，分為腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節，並以其他相關圍阻安全功能進行廢棄物罐失效過程之分析。

圖 5-31為選定之主要情節與其相關之安全功能，並將分別於第5.7.2.1節至第5.7.2.3節說明情節建構及論述情節發展。

5.7.2.1. 腐蝕情節

依據原能會於2015年4月24日所發布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，為確保高放射性廢棄物最終處置設施場址之安全，場址不得位於地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區，包括場址應考量母岩具有低水力傳導係數與低透水性之性質，以及場址水文特性應為地下水流場穩定且具低水力梯度，不致加速地下水的流動；上述相關規範即在防止與降低廢棄物罐與深層地下水有接觸之虞。規範中也考量在演化過程中，一旦廢棄物罐與地下水接觸，水文地質環境應具備良好條件，不致對高放射性廢棄物處置設施有不利影響。

因此，根據原能會之要求，需要考量水文地質條件對於工程障壁安全性的全盤影響。而腐蝕情節主要探討離島結晶岩測試區之處置場所，在自然演化的情形下，地下水侵入的機制及其與工程障壁間的交互作用機制；並與離島結晶岩測試區FEPs資料庫有所連結。

5.7.2.1.1. 腐蝕情節圍阻安全

廢棄物罐採用銅質防腐蝕外殼，可減弱在長期處置條件下地下水造成廢棄物罐之腐蝕作用；如第5.4節所述，廢棄物罐圍阻安全功能Can1：提供腐蝕障壁，要求銅殼不能被穿透以維持圍阻功能的完整性；同時緩衝材料圍阻安全功能Buff1：限制平流傳輸，防堵廢棄物罐與地下水中可能造成腐蝕的物質接觸；故地質圈能否提供R2：良好的水文地質及傳輸條件之安全功能，也應一併探討之；一旦廢棄物罐與地下水接觸，地質圈是否能持續維持R1：合適的化學條件抑低腐蝕作用，是接下來的重要安全功能指標。其中的重要因子即為地下水組成與特性，包括氧化還原環境、有害物質的濃度及避免氯化物助長腐蝕。

圖 5-32為腐蝕情節之圍阻安全發展圖示，當處置孔周圍存在母岩裂隙，地下水可能經由裂隙與緩衝材料接觸，並逐步侵蝕緩衝材料；緩衝材料因受地下水侵蝕作用造成質量損失，當緩衝材料損失質量達到一定程度時，地下水於緩衝材料中發生平流，此時緩衝材料即喪失

所應提供的圍阻功能；故當緩衝材料中的平流作用發生後，地下水可直接與廢棄物罐接觸，進而加速對廢棄物罐的腐蝕，一旦銅殼厚度被完全腐蝕時，廢棄物罐即喪失圍阻安全功能，導致地下水流至廢棄物罐內部，造成放射性核種的釋出。

又依據圖 5-33所示之處置隧道及處置孔周圍母岩裂隙截切情形，地下水入侵處置孔可能存有3種路徑(Q1至Q3裂隙)，其中以通過緩衝材料的Q1路徑為主要關鍵路徑，故Q1路徑為本報告情節發展的主要考慮。

5.7.2.1.2. 腐蝕情節之核種傳輸與遲滯

倘若廢棄物罐圍阻安全功能指標Can1提供腐蝕障壁的圍阻功能失效，則代表地下水流已可侵入至廢棄物罐內部，並與用過核子燃料接觸，造成用過核子燃料中的放射性核種溶解於地下水中，並藉由地下水流的傳輸行為，透過工程障壁與地質圈傳輸後，最後釋出至生物圈；此為核種傳輸與遲滯之情節發展，如圖 5-35所示，情節發展需考量各處置單元的安全功能，透過模式分析放射性核種的傳輸行為。

5.7.2.1.3. 腐蝕情節之案例選定

腐蝕情節所選定的案例編號分類為Case A，探討廢棄物罐腐蝕情節之重要因子為地下水流場及地下水組成等特性，在腐蝕情節的基本案例中，發展裂隙岩體水文地質模型進行地下水流場分析，是重要的關鍵技術之一。腐蝕情節的基本案例(編號Case A1)主要以離島結晶岩測試區之地質調查數據及第5.6節參考演化為發展依據中，並將依據所探討的參數、條件而選定8個變異案例(編號Case A2至Case A9)，包括探討裂隙岩體水文地質模型之參數條件、探討因近代人類活動引致全球暖化對水文地質之影響，以及探討地下水硫化物濃度與地下水流速等主要影響銅殼腐蝕作用之參數。表 5-17為腐蝕情節之案例選定彙整表，各分析案例的基本假設與情節發展論述詳細內容可參考技術支援報告(3)之第9.2.1節，相關量化分析結果於第5.8.2.1節中說明

圍阻失效量化分析，於第5.8.3.1節中說明核種傳輸與劑量之量化分析結果。

5.7.2.2. 剪力情節

為避免大規模地質作用直接影響處置設施，並依據「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，場址不得位於活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區，也應避免位於有山崩、地陷或火山活動之虞的地區，以及避免位於地質構造有明顯抬升、沉降、褶皺或斷層活動變化的地區。

剪力情節主要探討離島結晶岩測試區之處置設施場址，在自然演化的情形下，母岩中裂隙與廢棄物罐的交互作用機制，當場址附近發生地震，則可能導致母岩中裂隙錯動，進而與廢棄物罐作用，導致其失效；上述機制將與離島結晶岩測試區FEPs清單有所連結。

5.7.2.2.1. 剪力情節圍阻安全

廢棄物罐於設計需求已考慮抗剪力條件，利用銅殼較佳的延展性，可維持廢棄物罐承受應力負載時的結構完整性；鑄鐵內襯則提供廢棄物罐抵抗緩衝材料產生的回脹壓力與地下水壓的力學強度，以及在受地震引致裂隙錯動剪力時能提供強度，並可以抵抗外在應力。如第5.4.2節所述，廢棄物罐圍阻安全功能Can3抵抗剪力負載，提供主要安全功能使其能夠抵抗截切處置孔裂隙的剪力位移，同時緩衝材料圍阻安全功能Buff3抵抗岩石剪力位移，可減緩剪力位移對廢棄物罐的破壞力，不過基本安全條件也應一併探討地質圈能否提供R3力學穩定環境，降低處置孔周圍裂隙錯動產生剪力的機率。

推演剪力情節圍阻安全之情節架構如圖 5-34所示，主要係考慮廢棄物罐之抵抗剪力位移能力、緩衝材料密度，對減緩剪力位移之能力及地質圈裂隙錯動之位移量與速度。對國內而言，剪力作用產生的來源主要是地震，因此，當地震發生時，將導致地質圈中之裂隙產生錯動，並對處置孔造成剪力效應；瑞典SKB在保守的評估中，當處置孔周圍裂隙產生剪力位移小於5 cm、剪切速度小於1 m/s及緩衝材料

密度低於2,050 kg/m^3，廢棄物罐可維持其圍阻功能；於本報告中，保守假設處置孔周圍裂隙產生剪力位移大於5 cm時，廢棄物罐圍阻安全即失效，此時造成地下水入侵至廢棄物罐內部，並與用過核子燃料接觸致使放射性核種釋出。

然而，在處置設施工程設計過程，透過處置孔受地震影響評估，發展處置孔廢孔準則，保留力學穩定性較佳之處置孔，更進一步降低剪力情節發生之機率。技術發展部分，透過地震頻率之研究與廢棄物罐失效評估，可具體量化分析地震可能造成剪力效應的機率與影響程度，回饋工程設計提升廢棄物罐抵抗剪力位移之條件。

5.7.2.2.2. 剪力情節之核種傳輸與遲滯情節

若地震所產生之剪力作用致使廢棄物罐遭受破壞且失效，則地下水會開始入侵處置孔，進而接觸用過核子燃料造成放射性核種釋出，其核種傳輸與遲滯之情節，如圖 5-35所示。

當廢棄物罐遭受剪力位移破壞且失效，雖緩衝材料尺寸與性能，將因擠壓現象造成條件變化，但緩衝材料仍可維持其安全功能，以圍阻地下水侵入及遲滯放射性核種釋出。因此，在廢棄物罐剪力效應失效之核種傳輸與遲滯情節中，地下水中將穿過工程障壁進入破損廢棄物罐內，後續核種再藉由擴散方式經工程障壁傳輸至地質圈，最後，造成生物圈劑量影響。

有關核種傳輸與遲滯情節之相關安全功能、安全功能指標與標準如第5.4.3節所述，而生物圈情節建構與分析詳述於第5.6.2節。

5.7.2.2.3. 剪力情節之案例選定

因臺灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的交界處，處於環太平洋火環帶上，是板塊碰撞下產生之大陸邊緣島嶼，故地震頻繁，地震可能是造成廢棄物罐因剪力位移而破壞的主要來源。為確保處置設施因地震影響而降低安全，於選址過程中除排除活動斷層或相關地質條件足以影響處置設施，亦在工程設計中納入抗剪力條件之設計需求。

剪力情節所選定的案例編號分類為Case B，表 5-18為剪力作用基本案例之變異案例分析彙整表，各分析案例的基本假設與情節發展論述詳如技術支援報告(3)第9.2.2節。剪力情節的基本案例(編號Case B1-1至Case B1-3)主要基於離島結晶岩測試區之數據，進行處置設施於長期演化下的受震頻率分析與受震危害度計算。變異案例選定6個變異案例(編號Case B2-1至Case B2-3及Case B3-1至Case B3-3)，考量地震除會對廢棄物罐產生剪力位移影響，亦探討剪力位移對放射性核種傳輸能力之加乘影響，以及剪力位移後改變遠場裂隙條件之影響。後續將簡述各分析案例的基本假設與情節發展論述，相關量化分析結果於第5.8.2.2節中說明圍阻失效量化分析，於第5.8.3.2節中說明核種傳輸與劑量之量化分析結果。

5.7.2.3. 圍壓情節

透過FEPs分析與第5.6.5節岩石力學演化探討結論，離島結晶岩測試區並無冰河遺跡，毋須考慮冰層壓力負載之影響。離島結晶岩測試區周圍的岩石力學與初始狀態變化不大，並不會導致圍壓負載的安全功能指標有失效之虞，故在主要情節中不考慮圍壓負載情節。

5.7.3. 干擾情節之案例選定說明

本報告第5.3.1節FEPs之建置及第5.6.1節外部條件演化，已針對臺灣地區具體地質環境條件或自然現象，區分為氣候相關議題、大規模地質作用及未來人類活動，探討自然因子對處置設施長期安全功能的干擾變化。

在氣候相關議題方面，因全球暖化造成氣候變遷，一直是專家學者研究的主題，本報告除在腐蝕情節中已納入海平面上升7 m的合理假設外，亦將於干擾情節案例選定中，考量更極端條件，假想海平面上升高達75 m，此極端案例對處置設施的影響論述與量化分析可參閱第5.9.1節。

在大規模地質作用方面，因臺灣處於多地震地帶，故尋覓具長期穩定性的母岩十分重要；本報告除在地質調查、工程設計上著重對地

震議題的探討外，在剪力情節案例選定中，也保守假設相關條件設定基本案例，探討對處置設施安全影響。除此之外，本報告亦將於干擾情節案例選定中，跳脫地質調查數據的科學論證，假想更極端的地震發生頻率來探討對處置設施的影響，相關論述與量化分析可參閱第5.9.2節。

在未來人類活動方面，同如國際一致的建議與作法，於干擾情節案例選定中，發展未來人類活動的分析方法論，並依據SNFD2017參考案例，以離島結晶岩測試區之人類活動與生態環境自然演化，選定代表性案例探討劑量影響，相關假設條件與量化分析可參閱第5.9.3節。

表 5-17：腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表

類別	案例編號	案例說明
基本案例	Case A1	採用離島結晶岩測試區地質調查數據，推算出HS^-最大濃度及建立離島結晶岩測試區水流模型。
裂隙岩體水文地質模型參數條件影響之變異案例	Case A2	假設深部地層受應力影響，造成透水性降低，相較於基本案例所採用的離島結晶岩測試區水流模型，深度超過700 m岩層之水力傳導係數下降1個數量級，為1×10^{-12} m/s。
	Case A3	通常岩脈相較於周圍母岩，具備較低滲透性，故相較於基本案例所採用的離島結晶岩測試區水流模型，假設岩脈具備更低之水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s。
	Case A4	結合Case A2與Case A3的參數條件，深度超過700 m岩層之水力傳導係數下降1個量級，為1×10^{-12} m/s；以及岩脈具備更低之水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s。
	Case A5	離島結晶岩測試區的地下水流可能實際受到大陸地區的水力梯度，因此於離島結晶岩測試區水流模型中增加來自側邊界的水力梯度。
	Case A6	考量離散裂隙網路模型為隨機統計分布，具備內在不確定性，在現階段技術發展階段，採用2個不同實現值結果，探討水文地質模式之內部不確定性。
全球暖化之變異案例	Case A7	考量因近代人類活動造成的全球暖化氣候變異，探討其對處置設施之影響。
HS^-濃度影響之變異案例	Case A8	HS^-濃度為影響廢棄物罐腐蝕作用之主要參數，以Case A1基本案例為基礎，進行臺灣及其他國際場址區域之HS^-濃度影響比較。
流速影響之變異案例	Case A9	地下水流速為影響工程障壁侵蝕與廢棄物罐腐蝕作用之主要參數，以Case A1基本案例為基礎，參考國際場址區域之流速特性，探討其對安全評估之影響。

表 5-18：剪力情節基本案例與變異案例分析彙整表

類別	案例編號	案例說明
基本案例	Case B1-1	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第1年發生(等同早期失效)。
	Case B1-2	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第1,001年發生(等同中期失效)。
	Case B1-3	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第100,001年發生(等同晚期失效)。
複合情節影響之變異案例	Case B2-1	以基本案例Case B1-1探討地震後對緩衝材料平流條件影響
	Case B2-2	以基本案例Case B1-2探討地震後對緩衝材料平流條件影響
	Case B2-3	以基本案例Case B1-3探討地震後對緩衝材料平流條件影響
遠場遲滯效應不確定性之變異案例	Case B3-1	以基本案例Case B1-1探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變
	Case B3-2	以基本案例Case B1-2探討探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變
	Case B3-3	以基本案例Case B1-3探討探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變



圖 5-30：情節及案例分類架構

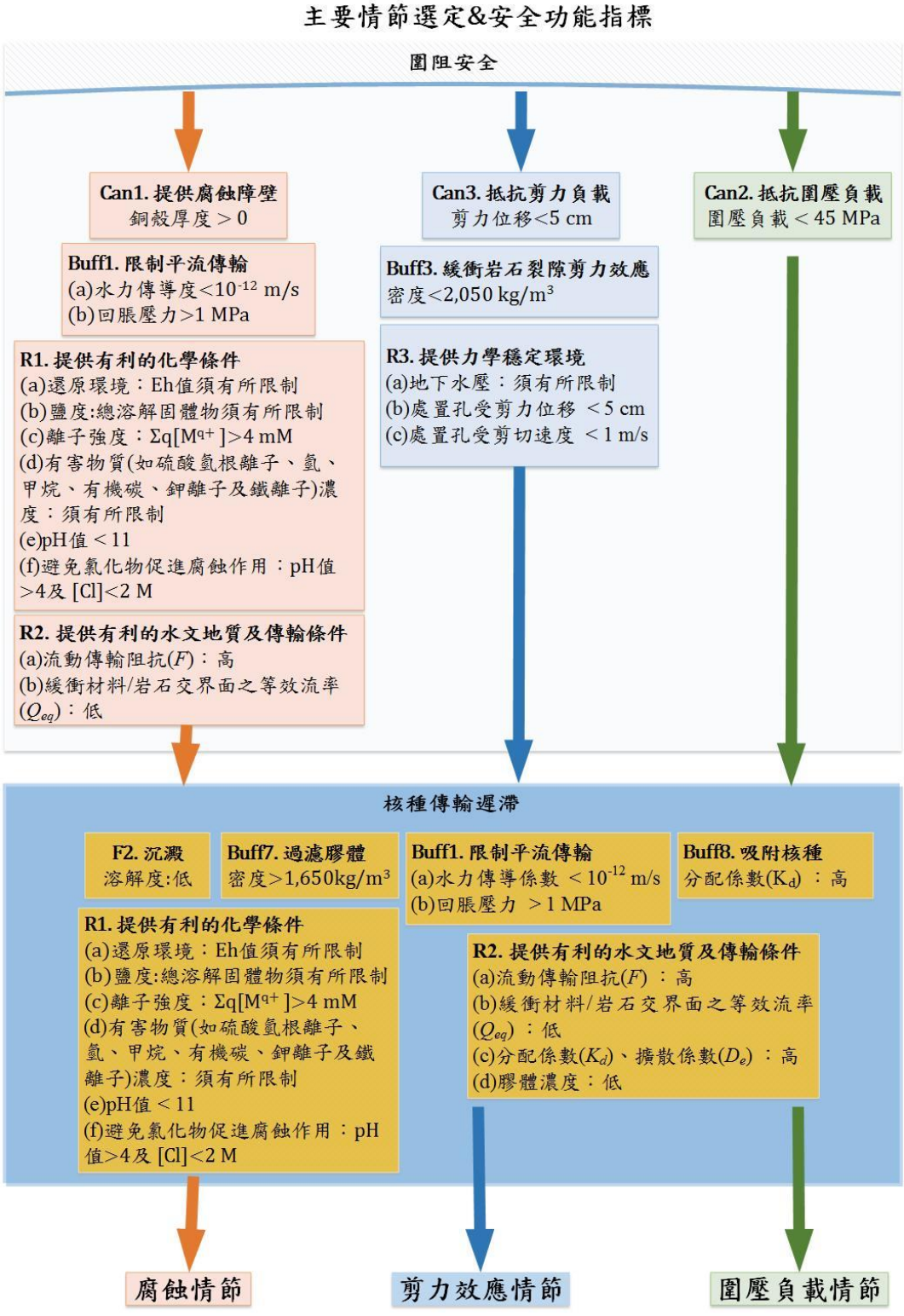


圖 5-31：主要情節選定與其相關之安全功能、安全功能指標與標準

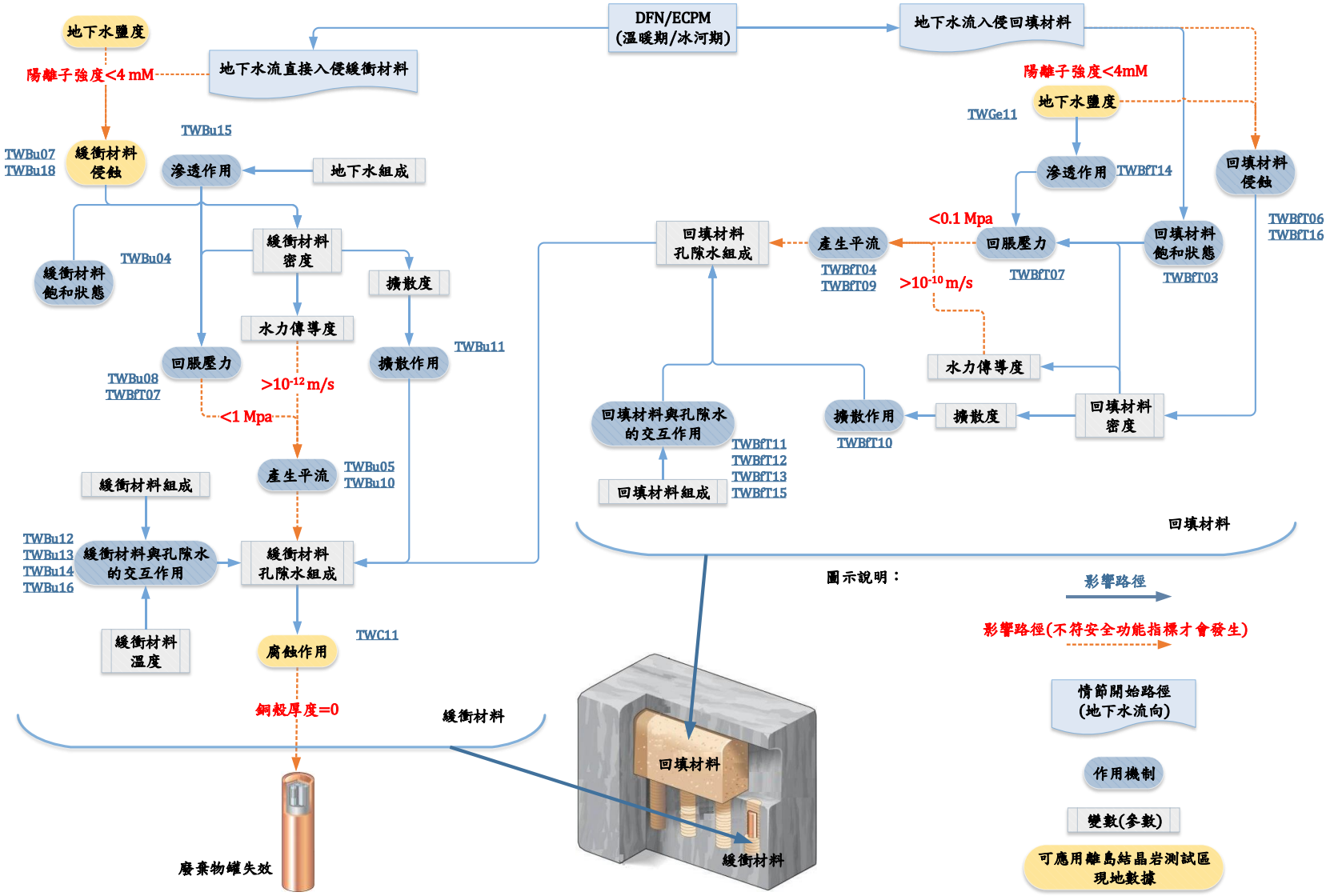


圖 5-32：腐蝕情節-圍阻安全功能架構

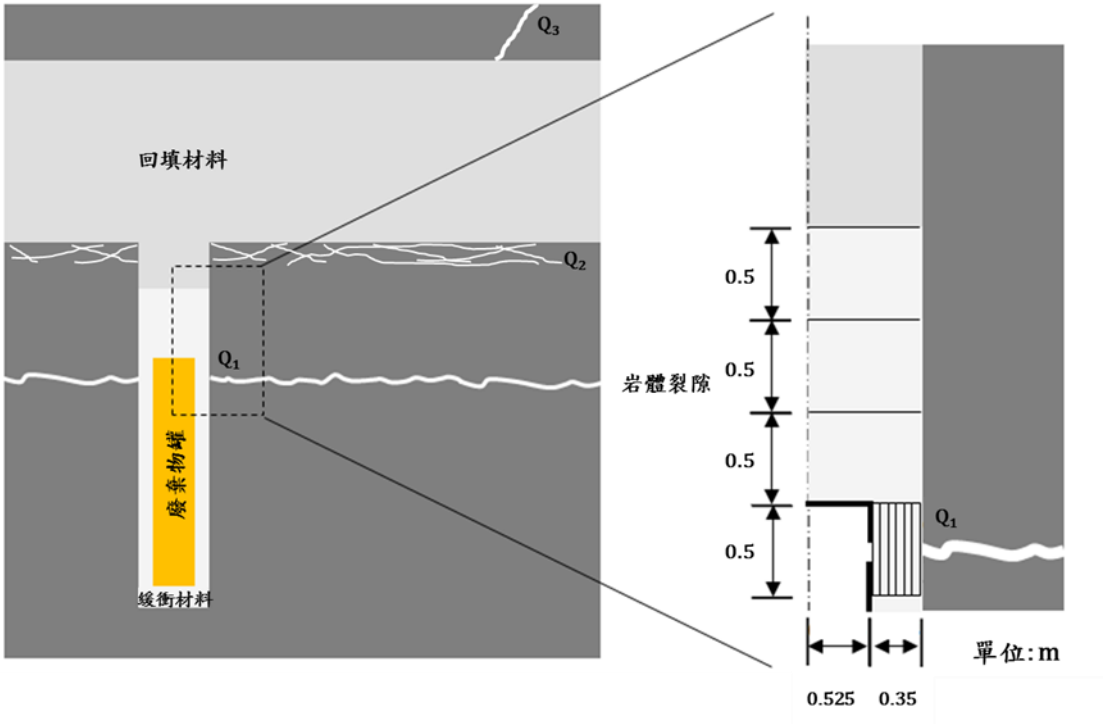


圖 5-33：母岩裂隙截切處置隧道與處置孔示意圖

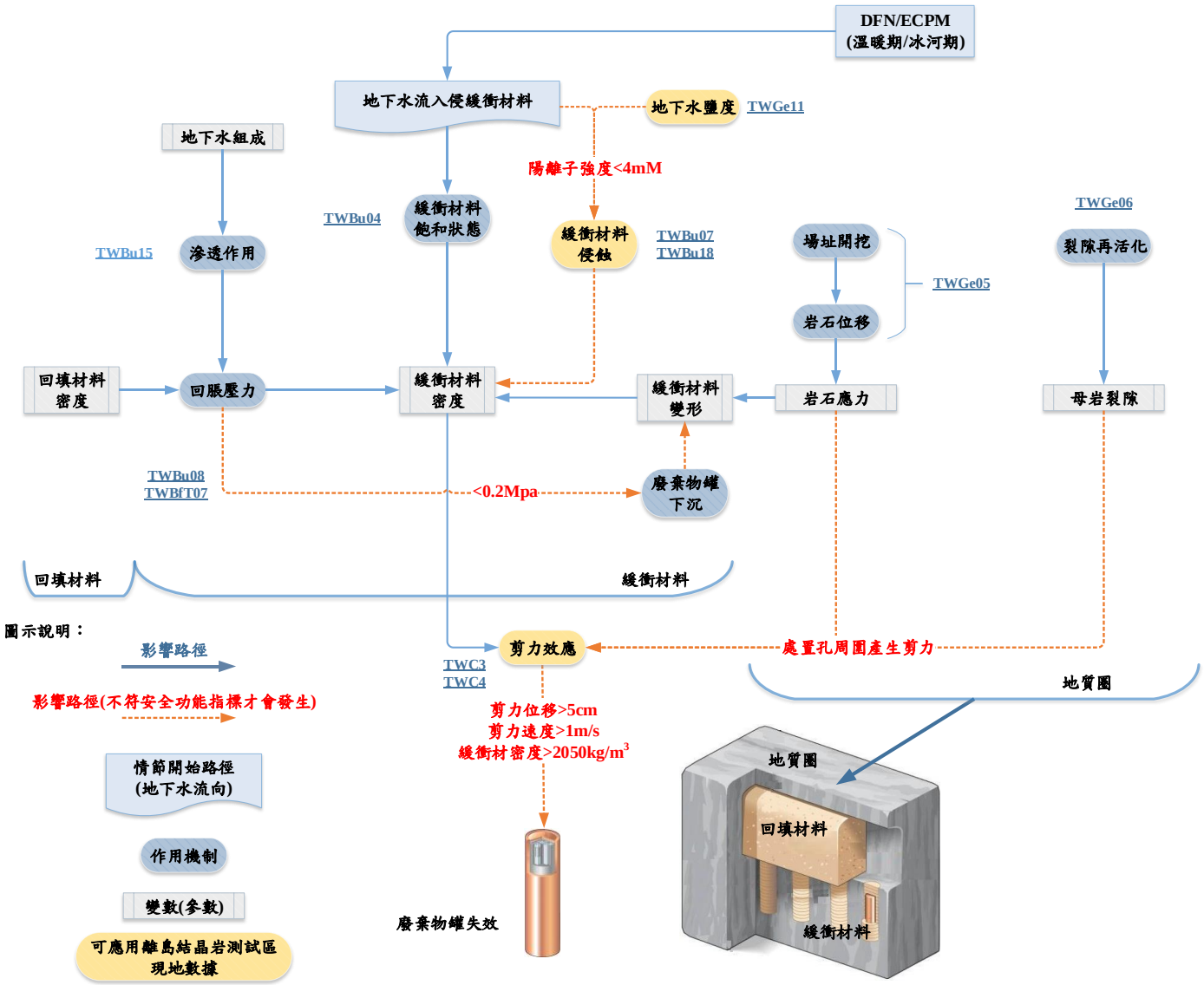


圖 5-34：剪力情節-圍阻安全功能架構

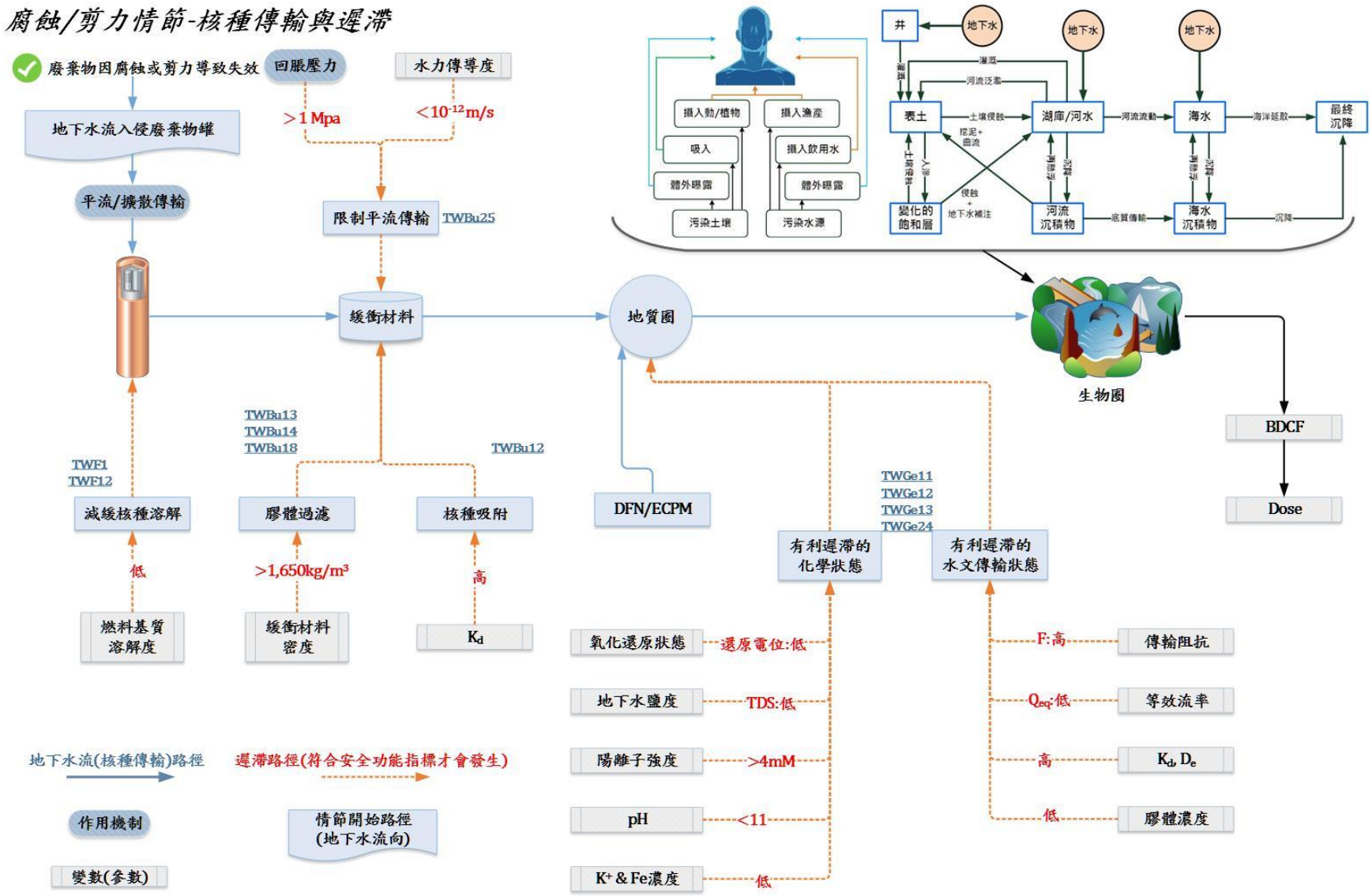


圖 5-35：腐蝕及剪力情節-核種傳輸與遲滯架構

5.8. 主要情節之案例量化分析

本節依據第5.7節所選定之主要情節的基本案例與變異案例，進行安全評估之量化計算，腐蝕情節量化分析案例如表 5-17所述，剪力情節量化分析案例如表 5-18所述。

5.8.1. 安全評估模式鏈

5.8.1.1. 腐蝕情節安全評估模式鏈

整合第5.6節參考演化之結論及第5.7.2.1節腐蝕情節之圍阻功能架構(如圖 5-32)，完成腐蝕情節安全評估模式鏈(如圖 5-37)。

5.8.1.1.1. 處置設施配置設計分析

為確保工程障壁符合具備圍阻安全功能，在處置設施工程設計方面，提出對廢棄物罐、緩衝材料、處置設施配置設計、回填材料與封塞、地下設施、地表設施、連通隧道與處置孔之設計需求。

在處置設施配置設計，包含處置孔間距、位置、數量及範圍，影響因素包括廢棄物罐數量、衰變熱及地震，此主要採用國內用過核子燃料本土化數據，彙整國內電廠之燃料組件設計資料與實際運轉歷程等資訊，利用ORIGEN-S程式計算用過核子燃料之衰變熱與輻射核種特性。在配置設計部分，採用FLAC3D程式分析處置孔間距受熱影響評估，評估各處置孔間之合理間距。

同時，為使工程障壁設計能盡可能確保長期處置的完整性，也加強進行工程障壁穩定性之研究，闡明處置隧道內受內部環境之影響，包括緩衝材料飽和過程、處置隧道開挖後的岩壁潛變，以及氣體形成與遷移，對於廢棄物罐與緩衝材料障壁功能的影響。

5.8.1.1.2. 地下水流場特性與工程障壁演化作用

處置設施封閉後，地下水會透過緩衝材料毛細作用侵入，逐漸由未飽和狀態轉為飽和狀態。當緩衝材料處於飽和穩定狀態，持續的地下水侵蝕會造成緩衝材料質量損失，此係根據第5.6.7節緩衝材料、回

填材料演化之討論。單一處置孔緩衝材料損失1,200 kg時將發生平流傳輸(SKB, 2010n, p50)。相關水流參數，如地下水流速、裂隙內寬值等，依第5.6.4節水文地質演化所述，採用DarcyTools程式建立離散裂隙網路，並轉換成等效連續孔隙介質模式，以求得處置設施水流特性。

5.8.1.1.3. 腐蝕物質與廢棄物罐演化作用

依第5.6.8節廢棄物罐演化之論述，當處置設施封閉後進入缺氧時期，硫化物是殘存於處置設施中的主要腐蝕劑；硫化物的來源包括緩衝材料與回填材料中的黃鐵礦，亦有可能是微生物硫酸鹽還原反應所還原的硫，或者是地下水中的硫化物。銅殼腐蝕計算如第5.6.8節所述，採用腐蝕評估公式(SKB, 2010n, p20)，主要變異參數為地下水組成，考慮離島結晶岩測試區截切處置孔裂隙之地下水流率及地下水之硫化物濃度，地下水流率採用DarcyTools程式建立之等效連續孔隙介質模式計算獲得，硫化物濃度以SNFD2017參考案例表二(如附錄B)調查數據之離子濃度來計算。

5.8.1.1.4. 放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估

如圖 5-36，在腐蝕情節中，透過銅殼腐蝕計算並依據廢棄物罐安全功能指標，可量化計算100萬年內廢棄物罐因腐蝕失效之罐數及時間，以GoldSim程式模擬廢棄物罐失效後的核種傳輸現象，並利用其蒙地卡羅內建方法以動態及機率取樣法，搭配污染物傳輸模組，模擬放射性核種自用過核子燃料釋出，經工程障壁、地質圈之傳輸與遲滯作用；並計算至遠場與生物圈交界面的核種釋出率，配合生物圈劑量轉換係數，完成曝露群體每年之年有效劑量計算。所需參數或是數據包括用過核子燃料核種存量、廢棄物罐失效數量與時間、離散裂隙網路傳輸路徑等基本參數；其中，用過核子燃料核種存量採用ORIGEN-S程式計算，廢棄物罐破壞數量及其破壞時間為第5.8.2節之評估結果；離散裂隙網路傳輸路徑採用DarcyTools程式計算地質圈/生物圈介面及傳輸路徑、流率等；生物圈劑量轉換係數依第5.6.2節所述，以AMBER程式來建構生物圈概念模型。

5.8.1.2. 剪力情節安全評估模式鏈

整合第5.6節參考演化之結論及第5.7.2.2節之剪力情節的圍阻功能架構(如圖 5-34)，可完成剪力情節安全評估模式鏈(如圖 5-38)。

5.8.1.2.1. 處置設施抗剪力之工程設計

為確保工程障壁符合具備圍阻安全功能，在處置設施工程設計方面，提出對廢棄物罐、緩衝材料、處置設施配置設計、回填材料與封塞、地下設施、地表設施、連通隧道與處置孔之設計需求。

以SNFD2017參考案例之處置概念而言，處置設施抗剪力之工程設計，分別對廢棄物罐與處置設施配置進行說明。於廢棄物罐搭配緩衝材料之抗剪力負載設計，可抵抗剪切速度1 m/s、剪力位移5 cm的任何角度與位置的裂隙截切。

處置設施與工程設計成果，如第4.3節設計流程與第4.5.6節處置設施設計。

5.8.1.2.2. 量化計算廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量

於剪力情節中，廢棄物罐將因為地震對處置孔的剪力位移而破壞，為計算廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量，評估模式包括：

(1) 依照地質調查進行地震發生頻率評估。

(2) 特定規模下(M_w=7.5)之單一地震事件，引致的裂隙位移大於5 cm之裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係(SKB, 2010m, p120)。

(3) 採用3DEC程式(3 dimensional Distinct Element Code)模擬分析廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量。透過多次離散裂隙網路實現值，獲得處置孔附近裂隙之大小及與斷層之距離，評估其受破壞之可能性，統計分析處置孔可能受到大於5 cm的裂隙位移之平均數量，據以換算出廢棄物罐因地震剪力造成之破壞機率。

5.8.1.2.3. 放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估

如圖 5-36所示，剪力情節之放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估之計算，亦利用GoldSim程式進行模式整合，搭配污染物傳輸模組，模擬放射性核種自用過核子燃料釋出，經工程障壁、地質圈之傳輸與遲滯作用，其中需輸入近場及遠場傳輸相關參數與數據，包含各關鍵核種之溶解度、瞬時核種釋出率、存量、廢棄物罐失效數量、燃料基質之溶解度、緩衝材料幾何、遠場裂隙長度及處置母岩密度等。生物圈劑量轉換係數依第5.6.2節所述，以AMBER程式建構生物圈概念模型。

地震後對遠場母岩裂隙與水流特性之影響探討，仍處於技術發展階段，故於SNFD2017參考案例中，基本案例假設初始裂隙分析與水流特性不變，另於變異案例中探討地震後對遠場母岩裂隙影響不確定性分析，其中母岩裂隙傳輸路徑為採用DarcyTools程式計算。

5.8.2. 圍阻安全失效分析

5.8.2.1. 腐蝕情節之圍阻安全失效分析

本節依據第5.8.1.1節所建立之腐蝕情節安全評估模式鏈，說明與圍阻安全失效之各項量化分析結果。

依據第4.5.1.1.2節所述之廢棄物罐腐蝕評估方法，並將其分為有限腐蝕作用與長期腐蝕作用。如空氣輻射分解、水輻射分解與封閉前大氣中的氧，前述腐蝕作用為短期腐蝕，定義為有限腐蝕作用；進入厭氧時期，主要的腐蝕劑來自地下水，長期透過擴散或平流方式到達廢棄物罐表面，定義為長期腐蝕作用。

經由計算可以得到每個處置孔緩衝材料的侵蝕時間、廢棄物罐的腐蝕時間及失效時間，如表 4-7所示，可知所有處置孔中失效時間最短的5個廢棄物罐，其失效時間皆大於100萬年，因此於評估年限100萬年內皆不會造成廢棄物罐失效。然因現階段僅是透過SNFD2017參考案例進行安全評估模式鏈的分析技術整合演練，運用DarcyTools模式進行水文地質演化分析過程中係採用諸多的假設條件或參數，如邊

界條件設定、地下水淡水與海水的交界之作用、岩體裂隙網路實現值分析與水文參數設定等不確定因素。隨著處置計畫逐階段推動，將會透過技術精進發展、參數設定研究與現地數據的獲取回饋，持續進行腐蝕情節造成長期安全之影響分析。

5.8.2.1.1. 有限腐蝕作用

以SNFD2017參考案例為範例，有限腐蝕作用的腐蝕結果如表4-7，腐蝕計算過程如第4.5.1.1節之說明，預計總腐蝕厚度將小於1 mm，假設有限腐蝕作用的所有腐蝕量，一定會在100萬年內發生，將可得到銅殼剩餘厚度為49 mm。

由於所有有限腐蝕作用所造成的總腐蝕量不到毫米等級，在考量地下水長期腐蝕作用時，另外考量銅殼製造過程產生之誤差，保守假設銅殼剩餘厚度為47 mm。

5.8.2.1.2. 長期腐蝕作用

離島結晶岩測試區之地下水硫離子最大濃度為5.37×10^{-6} M。離島結晶岩測試區經水文地質模擬，得到處置孔編號DH-631將有最大等效初始通量，也就是最有可能發生廢棄物罐腐蝕失效之處置孔，若不考慮緩衝材料侵蝕之影響，經過100萬年廢棄物罐在完整緩衝材料的保護下，此處置孔之廢棄物罐僅有0.00936 mm的腐蝕厚度。因此，若廢棄物罐在完整緩衝材料保護下，在100萬年的時間尺度下，廢棄物罐發生失效之機率極低。

當處置孔發生平流傳輸時，銅殼腐蝕的幾何相當不確定且將隨時間改變，故相當難以量化評估。本節使用保守的幾何條件作為計算案例，另外，使用極端保守之幾何進行敏感度分析。

首先，假設廢棄物罐側表面積的一半與地下水接觸，並假設此狀態不隨時間改變，如圖 5-39所示，地下水將繼續沿著徑向方向進行銅殼腐蝕作用，假設所有與廢棄物罐表面接觸的硫化物，皆在此面積區域中發生腐蝕作用，如果腐蝕面積越小，腐蝕速率越快。在腐蝕情節中，計算採用的幾何條件為保守的腐蝕面積。

考量緩衝材料遭侵蝕之平流條件，並藉由水文地質模擬取得各處置孔之地下水流率、等效初始通量及導水係數，緩衝材料侵蝕計算需考慮到地下水之總陽離子濃度，低鹽度的地下水環境將更容易形成膠體，而緩衝材料因膠體釋出而損失蒙脫石含量，目前總陽離子濃度需以SNFD2017參考案例表二(如附錄B)之現地試樣資訊計算而得，並假設鹽度不隨時間演化。根據第5.6.7節緩衝材料、回填材料演化之描述，當單一處置孔緩衝材料損失1,200 kg時，地下水於緩衝材料中的傳輸機制為平流傳輸，緩衝材料侵蝕作用參考第5.6.7節之侵蝕評估公式，並代入離島結晶岩測試區現地資料計算出之水流相關參數，如地下水流率、裂隙內寬等。

平流發生後，廢棄物罐之銅殼腐蝕將使用腐蝕評估公式進行計算。銅殼腐蝕之計算，考慮截切處置孔裂隙之地下水流率及離島結晶岩測試區現地之硫化物濃度；其中地下水流率需由水流模式計算出之參數，並使用於腐蝕評估公式進行推算，而硫化物濃度則以SNFD2017參考案例表二之離子濃度進行計算。

經由計算可以得到每個處置孔緩衝材料的侵蝕時間、廢棄物罐的腐蝕時間及失效時間，如表 4-7所示，可知所有處置孔中失效時間最短的5個廢棄物罐，其失效時間皆大於100萬年，因此於評估年限100萬年內皆不會造成廢棄物罐失效。

5.8.2.2. 剪力情節之圍阻安全失效分析

鑄鐵內襯是否能支撐剪力作用，取決於廢棄物罐設計、製造品質及非破壞性檢測能力；而作用於廢棄物罐之剪力，則取決於與處置孔截切之裂隙滑動，導致剪力經由緩衝材料傳遞至廢棄物罐；緩衝材料之密度將影響剪力傳遞的效率，因此需進行緩衝材料密度之評估。處置孔被特定大小的裂隙截切有可能產生剪力，其取決於處置母岩中裂隙的特性；另評估期間可能產生足夠大的地震，也必須評估。

5.8.2.2.1. 地震發生頻率評估

剪力情節中最大不確定性在於地震頻率的評估，以SNFD2017參考案例而言，依據地質調查資料顯示，太武山斷層為非活動斷層，其活動之年代可能超過6,000萬年前(台電公司, 2012, p4-75)。於第5.6.5節岩石力學參考演化中，保守假設其在未來100萬年內會發生地震，推定太武山斷層活動頻率為1×10^{-6} yr^{-1}。

5.8.2.2.2. 地震破壞力模擬研究

透過地震模擬研究，可以得知單一地震事件引致的裂隙位移量、裂隙半徑、裂隙位態及距離的關係，假設裂隙位移量大於5 cm廢棄物罐即失效。

多次地震事件所導致的累積裂隙位移量，若保守假設每次裂隙位移方向相同，也有可能超過5 cm；但處置孔所需避開的裂隙半徑隨之變小，若簡化並保守假設岩石為彈性體，則n次事件所需避開的裂隙半徑為單次地震事件的1/n。另目前沒有針對小裂隙錯動的評估研究，因小裂隙產生的小錯動傳遞至緩衝材料，不致影響廢棄物罐之圍阻能力。

5.8.2.2.3. 廢棄物罐失效之機率評估

廢棄物罐因為剪力而破損的數量，取決於處置孔是否可成功地使用廢孔準則，以避免大裂隙截切。根據研究，處置孔截切廢孔準則已可有效進行處置孔之配置，找到合適廢棄物罐位置的效率可達97%(Munier, 2010, p79)；而若沒有偵測到的位置，則進行地震影響評估。然而處置孔截切廢孔準則係基於理想化下的裂隙(無限薄之圓型)，並以半徑代表裂隙大小；實際上，裂隙大小可能跟水力傳導係數或寬度等相關；因此，透過仔細的設計調查計畫，廢棄物罐可能失效的數量，可能低於評估中的預測值。

SNFD2017參考案例中，根據處置孔參考配置，處置設施與太武山斷層最近之距離為350 m，而在200 m至400 m距離，共有22個處置孔在此範圍內；在400 m至600 m距離，共有291個處置孔在此範圍內，

如圖 5-22；而距離斷層600 m以上之處置孔有2,415個。根據瑞典SKB報告(SKB, 2011a, p472)，當裂隙半徑大於225 m時，這些裂隙在地質調查時，可以被偵測出來；故處置孔在設計時將可避開這些裂隙，不受地震引致裂隙位移影響。

根據SNFD2017參考案例表二之地質概念模型(如附錄B)，太武山斷層地表線型大於5 km，單次地震可引發位移超過5 cm之裂隙大小可參考表 4-11，在200 m至400 m距離，需避開的最小裂隙半徑為125 m；在400 m至600 m距離，需避開的最小裂隙半徑為160 m。以SNFD2017參考案例而言，範例計算結果可知，參考配置設計有2,728個處置孔，透過截切廢孔準則與400次離散裂隙網路實現值分析，平均約淘汰7%的處置孔(相關技術細節可參閱技術支援報告(2)第5.6.3.1節)。

儘管參考配置已經使用廢孔準則，處置孔可以透過多次離散裂隙網路實現值，判斷處置孔可能受到5 cm的裂隙位移之機率；可根據裂隙之大小及與斷層之距離，評估其失效之可能性，統計分析出少部分處置孔可能受到5 cm的裂隙位移之平均數量，依據第5.8.2.2.1節，假設於100萬年間發生1次地震，據以換算出廢棄物罐因地震剪力造成失效之機率為3.5×10^{-8} 罐/yr。

5.8.3. 核種傳輸與劑量分析

如第5.8.1.1.4節與第5.8.1.2.3節所述，以Goldsim程式整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估。於SNFD2017參考案例中，近場資料包含核種存量、各核種於緩衝材料之分配係數、廢棄物罐失效模式及緩衝材料設定等。其中核種存量、各核種溶解度限值、核種之瞬時釋出率及其於緩衝材料與回填材料之分配係數，皆如第5.5章內容所述。在廢棄物罐模擬方面，如5.5.1節內容所述，採罐數權重計算之平均核種存量，以評估核種釋出率；當廢棄物罐失效後，於剪力情節中，基於水進入廢棄物罐的保守評估結果，假設核種傳輸開始時間為廢棄物罐失效後100年，而於腐蝕情節則為失效後立即傳輸(SKB, 2010c, p135)。而100年後，部分用過核子燃料基質中之核種隨即溶

解於水中，剩餘燃料部分則依燃料基質溶解速率(1×10^{-7} yr^{-1})等速率溶解；在緩衝材料模擬方面，僅於剪力情節中模擬，由於緩衝材料發揮正常功能時之水力傳導係數極微小，故核種在緩衝材料中的傳輸機制以擴散機制為主，模擬緩衝材料總厚度為25 cm(假設受剪力效應後損失10 cm厚度)；另外，考慮模擬評估之準確度及效率，於Goldsim程式中緩衝材料將分為6個區塊模擬，核種以徑向分子擴散機制於緩衝材料中傳輸，通過飽和緩衝材料至Q1緩衝材料/母岩介面(如圖5-33)；核種通過期間依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據核種分配係數來計算。

等效流率由DarcyTools程式輸出之Darcy流速推算而得；在此模型中，與處置孔截切之裂隙，其等效流率過高，可透過處置孔截切廢孔準則篩選出，SNFD2017參考案例只有4.88%的處置孔具有水流參數值(如傳輸路徑長度、水流率及傳輸時間)。

核種於母岩中傳輸時，應考慮遠場路徑長度、傳輸速率、延散度及裂隙周圍母岩基質擴散區之遲滯效應，核種經由排放點傳輸至地下含水層，此亦由DarcyTools程式輸出計算。SNFD2017參考案例以離島結晶岩測試區水流模型與地質參數為基礎，依據現地地下水流特性設定邊界與起始條件，以質點追蹤方法，分析於源頭與排放點間可能之連通路徑。而遠場區域之源頭為近場外圍，當質點傳輸至生物圈，其即被視為遠場之排放點，由質點追蹤方法可得到數條連通路徑，如圖5-40(左)；於離島結晶岩測試區中，離散裂隙網路及等效連續孔隙介質所分析區域，包含處置設施外圍R1岩體、D7輝綠岩脈、太武山斷層(F1)及太武山分支斷層(F2)，透過計算分析可得出數條連通路徑傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，如圖 4-12所示。於GoldSim程式計算上，地下水流在平板裂隙間流動，如圖 5-40(右)，而核種傳輸則考慮平流、延散、裂隙周圍母岩基質擴散、吸附，以及核種衰變與滋生等機制。核種可能吸附於裂隙表面的壁上及擴散至母岩的孔隙中並吸附在其中，吸附、分子擴散及縱向延散，是降低核種濃度的重要遲滯機制。現階段由DarcyTools程式計算截切到每個處置孔位置之裂隙，並連接遠場水流連通之裂隙，以此方式計算質點傳輸

之路徑至遠場之終點，將核種遷移路徑之水流相關參數輸入至Goldsim程式中運算，即可得到遠場核種釋出率。

核種在平板裂隙中傳輸之幾何結構概念模型如圖 5-40(右)所示，圖 5-40(右)顯示裂隙的一半，而b為裂隙空間的一側，故圖中僅用b表示裂隙空間、l為基質擴散深度、L為裂隙傳輸長度(即核種在裂隙中之傳輸距離)、x為地下水平流方向的位置。

一維平板裂隙傳輸之假設條件為：

(1) 核種在通過近場工程障壁時，已充分達到濃度平衡，故在裂隙傳輸時，不再考慮核種之溶解度限值。
(2) 裂隙之地下水流為由處置孔流向生物圈之一維水流。
(3) 核種可能吸附於裂隙表面壁上，或擴散至母岩基質裡並吸附在其中。
(4) 考慮線性平衡之吸附模式。
(5) 核種在母岩之擴散只發生在裂隙中垂直水流方向的母岩基質。

生物圈劑量轉換係數採用第5.6.2節所建構之生物圈概念模型，模擬不同氣候時期下之生物圈劑量轉換係數，因放射性核種自失效的廢棄物罐釋出，將區分瞬時釋出與核種持續釋出之2種機制，考量此2種機制的核種釋出時序不同，需個別計算生物圈劑量轉換係數以合理反映對人體劑量造成的影響。表 5-10為34個核種以核種持續釋出機制，於3個不同氣候時期(封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期及全球暖化)之生物圈劑量轉換係數，表 5-11為34個核種以瞬時釋出機制所造成的生物圈劑量轉換係數。在後續安全評估量化分析中，則分別針對瞬時釋出與核種持續釋出等機制進行模擬，即得到2組地質圈釋出至生物圈交界面之結果，再將前述結果與對應之生物圈劑量轉換係數相乘，最後將兩者相加。一般而言，核種持續釋出是造成最後劑量的主要貢獻機制，此係因瞬時釋出雖造成具瞬釋分率核種以一定分率之釋出，並以脈衝(pulse)方式傳輸至障壁中，但在障壁中將會遲滯該脈衝之效應，且瞬時釋出之生物圈劑量轉換係數較核種持續釋出低；以較重要之瞬時釋出核種為例，如Cl-36，其瞬時釋出之生物圈劑

量轉換係數為8.72×10^{-16} Sv/Bq，而核種持續釋出之生物圈劑量轉換係數為3.70×10^{-13} Sv/Bq，上述2項原因令核種持續釋出機制為最終劑量之主要貢獻者。

5.8.3.1. 腐蝕情節之案例分析結果

第5.7.2.1節中已針對在腐蝕情節，考量地下水流場及地下水組成等重要因子，選定腐蝕情節之基本案例與變異案例，表 5-17為各分析案例選定彙整表，本節依據第5.8.1.1節之腐蝕情節安全評估模式鏈，說明各分析案例之結果。惟現階段之水文地質模式之邊界條件僅採用現今的海平面高度進行穩態流場分析結果，尚未考慮氣候演化下海平面變遷所造成的影響。

Case A1為腐蝕情節基本案例，Case A2至Case A6為變異案例，探討裂隙岩體水文地質模型變數對安全評估之影響分析；表 5-19為以裂隙岩體水文地質模型之參數條件，探討對廢棄物罐失效時間之影響，評估廢棄物罐失效時間皆可大於100萬年尺度，此意謂廢棄物罐的工程設計，可確保符合廢棄物罐圍阻安全功能。Case A2至Case A5為使用與Case A1基本案例相同的裂隙分布，僅改變岩體內部份結構之水力傳導係數或水力梯度。由Case A2至Case A4之結果可見，當岩體深部及岩脈之水力傳導係數降低時，將影響地下水流場，岩體內部份結構因降低水力傳導係數而變為較不透水時，處置孔周圍裂隙地下水流速將增強，廢棄物罐失效時間也將隨之變短。Case A5為假設離島結晶岩測試區受其他區域之局部流場影響，在北北西-南南東方向增加1%之水力梯度。由結果可見，增加區域性水力梯度同樣影響地下水流場，導致處置孔周圍地下水流速增強，稍微加速廢棄物罐失效時間。表 5-19至表 5-22中所臚列失效時間最短的5個廢棄物罐資料來看，各案例受裂隙截切之處置孔編號變異不大，可推論與處置孔存在裂隙與否是主要因子，此可由工程設計與建立處置孔之廢孔準則，來強化安全評估。Case A6為使用相同邊界條件，但重新產生裂隙網路分布之水文地質模型，由地下水流率最高之5個處置孔編號及地下水流率結果可見，離散裂隙網路模型皆需透過精確地實地驗證水流模

型運算結果，才能確保水流模型具有現地代表性及安全評估後續分析之意義。

Case A7為探討全球暖化造成海平面上升對處置設施之影響，經技術支援報告(3)第9.2.1.3.7節之討論，全球暖化之變化主要影響地表面上的系統，並未對地下深層地質處置之處置系統帶來直接影響，對於極端情境之全球暖化案例，將於第5.9.1節中以干擾情節進行討論。

變異案例Case A8為參考臺灣及其他國際場址區域之HS^-濃度，以基本案例為基準，探討HS^-濃度對腐蝕情節之影響分析比較，HS^-濃度取自表 5-20所示之瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍；表 5-20為計算失效時間最短的5個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間，由計算結果顯示，以Forsmark場址的最大HS^-濃度分析，廢棄物罐約於1.49×10^6年喪失對腐蝕之圍阻安全。

Case A9為參考瑞典Forsmark場址地下水流率特性，以基本案例為基準，探討處置孔周邊等效初始通量對安全評估之影響，地下水流率特性取自表 5-21，該表為瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔Darcy流速之分布範圍；表 5-22為計算失效時間最短的4個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間，由計算結果顯示，以Forsmark場址的最大處置孔周邊Darcy流速分析，廢棄物罐約於2.99×10^6年喪失對腐蝕之圍阻安全。

5.8.3.2. 剪力情節之案例分析結果

第5.7.2.2節中已考量地震造成剪力效應，亦將對工程障壁及遠場裂隙條件造成影響，選定剪力情節之基本案例與變異案例，表 5-18為各分析案例選定彙整表，本節依據第5.8.1.2節剪力情節安全評估模式鏈，說明各分析案例之結果。惟現階段之水文地質模式之邊界條件僅採用現今的海平面高度進行穩態流場分析結果，尚未考慮氣候演化下海平面變遷所造成的影響。

在保守的評估下，假設離島結晶岩測試區的太武山斷層，於100萬年尺度下將發生一次地震，地震規模(Mw)為7.5，根據第5.8.2.2節

評估結果，2,505罐之廢棄物罐在100萬年間的失效機率為3.5×10^{-8} 罐/yr。

考量地震將有可能在處置設施封閉後任何時間發生，發生之可能性將因時間週期演進而不斷改變。因此，在第5.7.2.2.3節剪力情節選定下，廢棄物罐考慮了3個失效時間，並據以計算失效機率：(1)Case B1-1：假定於封閉後1年至1,000年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.56×10^{-5}，且假定地震發生時間為封閉後第1年，此案例設定屬於早期失效；(2)Case B1-2：假定於封閉後1,001年至10萬年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.52×10^{-3}，且假定地震發生時間為封閉後第1,001年，此案例設定屬於中期失效；以及(3)Case B1-3：假定於封閉後100,001年至100萬年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.20×10^{-2}，且假定地震發生時間為封閉後第100,001年，此案例設定屬於晚期失效。

於此情節中，採用5.8.2.2節之廢棄物罐失效機率及前述各案例之評估期間，計算各案例中因剪力作用造成之廢棄物罐累積失效機率，以評估各案例之核種釋出率；各案例之累積廢棄物罐失效機率為時間與機率之積分。

一旦廢棄物罐失效，在核種傳輸計算中，模擬一個廢棄物罐失效，完成計算後，再將核種釋出率與前述之累積廢棄物罐失效機率相乘。於此情節中，因考慮廢棄物罐失效機率、地震頻率及評估時間，因此，剪力情節為機率式評估。

另現階段為技術可行性評估階段，建立剪力效應核種傳輸分析時，考量目前技術發展水準與根據瑞典SKB之經驗(SKB, 2011a, p693)，將進行下列假設：

(1) 應有1個足夠大的斷層，才可造成大量的廢棄物罐失效；假設核種傳輸開始時間為廢棄物罐失效後100年，該假設為基於水進入廢棄物罐的保守評估結果(SKB, 2010i, p135)。之後，廢棄物罐則對核種傳輸無任何遲滯能力。

(2) 剪力位移將不會影響緩衝材料保護平流產生的能力，但介於廢棄物罐及剪切裂隙間之緩衝材料有效總厚度，將由35 cm下降至25

cm。如瑞典SKB保守假設，當裂隙與處置孔截切，則剪力位移超過5 cm將造成廢棄物罐失效，亦將造成緩衝材料厚度減少10 cm (SKB, 2011a, p464)。

(3) 假設地震對岩體裂隙影響不大，因此，放射性核種於地質圈中的遲滯行為假設不變。遠場水流模型採用DarcyTools程式建立離散裂隙網路及等效連續孔隙介質模式，求得各個處置孔之水流特性，為求保守，遠場遲滯效應選用水流模型中遲滯效應最低的1條路徑，遠場裂隙路徑參數如表 5-23。

(4) 放射性核種自用過核子燃料釋出，將區分核種持續釋出與瞬時釋出之2種機制，採用Goldsim程式模擬該2種釋出機制，經工程障壁、地質圈之傳輸與遲滯作用，並計算至遠場與生物圈交介面的核種釋出率，最後與生物圈劑量轉換係數進行乘積計算，可完成對關鍵群體之年有效劑量計算。上述2種釋出機制造成的生物圈劑量轉換係數，分別如表 5-10及表 5-11所示。

於此情節中，因連續導水通道需耗費100年才形成，因此，在此計算中延遲時間設定為100年。當連續導水通道形成，用過核子燃料中瞬時核種釋出之核種存量，溶解於廢棄物罐中的水，如果達到溶解度限值，水中核種濃度則不再上升，而溶於水中之核種將透過擴散方式離開廢棄物罐。另一方面，鑲嵌於燃料中之核種，則透過燃料溶解機制釋出，而此機制也受到溶解度限值之限制。當核種以擴散方式經過緩衝材料時，將被緩衝材料吸附，此機制也決定核種通過緩衝材料的時間。核種於母岩中傳輸及分配係數將決定傳輸至生物圈的時間，如同緩衝材料，核種的半衰期決定其傳遞至生物圈的劑量。於生物圈中，核種的放射毒性及其於生物圈釋出之位置決定輻射劑量，此2種因子皆包含於生物圈轉換因子中；其中生物圈概念模型均同時考慮5個核種可能釋出至地質圈與生物圈之交界面，包含井水、河流、河流沉積物、近海海洋及近海沉積物，如圖 5-15所示。

一般而言，有相對高瞬時釋出率之核種往往容易溶於水，並於緩衝材料及母岩中移動，如I-129，其於廢棄物罐失效後，約有2.9%會

瞬時核種釋出。其中，碘具有非常高的溶解度限值，且其不被緩衝材料及母岩吸附，因此，容易於多重障壁中遷移。另一方面，鈽完全鑲嵌於燃料基質中，其具有低的溶解度並容易被緩衝材料及母岩吸附，鈾、釷及鎢也與鈽有相同的傳輸特性。

圖 5-41為剪力情節Case B1-1：早期失效之遠場年有效劑量。此案例的廢棄物罐累積失效機率為3.56×10^{-5}，年有效劑量的峰值為4.56×10^{-7} μSv/yr，主要來自不易被遲滯之Cl-36及I-129貢獻。圖5-42為Case B1-2：中期失效之遠場年有效劑量。此案例的廢棄物罐累積失效機率為3.52×10^{-3}，年有效劑量的峰值為4.51×10^{-5} μSv/yr，劑量於1,001年至10萬年間主要由Cl-36及I-129貢獻，超過10萬年後Ra-226及Pu-242之貢獻逐漸增加。圖 5-43與圖 5-44分別為Case B1-3：晚期失效之近場及遠場年有效劑量。此案例的廢棄物罐累積失效機率為3.20×10^{-2}，近場年有效劑量的峰值為6.38×10^{-2} μSv/yr，遠場年有效劑量的峰值為3.64×10^{-4} μSv/yr，近場主要關切的核種為Ra-226，於遠場則主要為Cl-36及I-129所貢獻。Ra-226之母核Th-230對緩衝材料分配係數較高，較易被遲滯於近場緩衝材料中，因此遷移至地質圈之Ra-226大部分來自近場，而Ra-226將被母岩遲滯，因此於遠場之劑量較低。另一方面，I-129因其不被緩衝材料及母岩基質所吸附，且其半衰期長達1.57×10^{7}年。因此，其於近場及遠場之釋出率相當。而同樣地，Cl-36亦有相同之情況，使這2種核種於遠場有較高之釋出率。

遠場傳輸遲滯可以流動傳輸阻抗描述，該值由DarcyTools程式計算並輸出，計算方式如下：

$$F_r = \frac{2WL}{Q} \tag{5-4}$$

其中，

F_r=流動傳輸阻抗，[T/L]。

W=裂隙寬度，假設為1 m，[L]。

L=路徑長度，為675 m，[L]。

Q=遠場水流率，為1.52×10^{-3} m^3/yr，$[L^3/T]$。

利用上述公式，計算得F_r=8.88×10^{5} yr/m。

如流動傳輸阻抗越低，則表示遠場母岩對核種的遲滯能力越低，此傳輸路徑之流動傳輸阻抗為所有具水流傳輸路徑中最低的，因此，可保守評估母岩對核種之遲滯；將近場與遠場之最高年有效劑量相比(圖 5-43與圖 5-44)，兩者約相差180倍，因近場之年有效劑量峰值主要為Ra-226核種貢獻，而其經過母岩裂隙時將會被遲滯，降低其釋出至生物圈中之劑量。

圖 5-45為整合3個基本案例在100萬年間之年有效劑量，3個基本案例之年有效劑量峰值，依序分別為：4.56×10^{-7} μSv/yr、4.51×10^{-5} μSv/yr與3.64×10^{-4} μSv/yr，而年有效劑量峰值總和為4.08×10^{-4} μSv/yr。

當廢棄物罐被地震產生之剪力破壞後，且同時考慮極為悲觀情況，其外圍之緩衝材料可能受水流沖刷而侵蝕流失，失去其遲滯能力；變異案例Case B2-1至Case B2-3為以基本案例為基準，探討地震後對緩衝材料平流條件之影響，平流條件的設定如同腐蝕情節，並取最大流速之傳輸路徑進行比較分析，因緩衝材料被侵蝕，等效流率上升為9.15×10^{-3} m^3/yr。

圖 5-46為剪力情節中，結合緩衝材平流條件之變異案例，廢棄物罐於早、中、晚期失效，於100萬年間之年有效劑量峰值，依序分別為：6.17×10^{-6} μSv/yr、6.09×10^{-4} μSv/yr與4.73×10^{-3} μSv/yr，而於100萬年間加總早、中、晚期失效的年有效劑量後，獲得年有效劑量峰值為5.34×10^{-3} μSv/yr；因緩衝材料失去遲滯作用，使部分原先會受緩衝材料遲滯之核種，直接釋出至母岩裂隙中，且等效流率上升，因此，最高年劑量與基本案例相比約提升13倍。

由於地震後將可能使母岩裂隙中水流之流率改變，因此，於變異案例Case B3-1至Case B3-3中，以基本案例為基準，探討地震後對母岩傳輸流率之影響；由於地震後的剪切裂隙影響尚需納入後續研究發

展，因此，現階段假設地下水流速於地震後將提升10倍，意謂著母岩基質之遲滯作用降低，而水流率提升。另保守假設緩衝材料被侵蝕。

圖 5-47為剪力情節中，探討母岩傳輸流率改變之變異案例，廢棄物罐於早、中、晚期失效，3個案例在100萬年間之年有效劑量峰值依序分別為：2.39×10^{-3} μSv/yr、2.37×10^{-1} μSv/yr與1.87 μSv/yr，於100萬年間加總早、中、晚期失效的年有效劑量後，可知年有效劑量的峰值為2.10 μSv/yr，因地下水流率上升，使母岩對核種之遲滯能力較基本案例低，最高年劑量與基本案例相比約提升了5,100倍。

圖 5-48為剪力情節中，基本案例、緩衝材料平流條件案例及遠場傳輸流率增加10倍案例，於100萬年間之總和年有效劑量及其峰值，其中以遠場水流傳輸速率增加10倍案例之年有效劑量峰值最高。由此結果可知，母岩裂隙中水流傳輸速率對劑量評估具有很大的影響。

圖 5-49為將廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數(3.56×10^{-2})，代入基本案例早、中、晚期失效案例。於3個時期的案例結果中，造成年有效劑量的主要核種皆為I-129及Cl-36，因此，年有效劑量的峰值皆差異不大。

表 5-19：以裂隙岩體水文地質模型之水力邊界條件參數探討對廢棄物罐失效時間之影響

處置孔編號	流率(m^3/yr)	緩衝材料侵蝕時間(yr)	廢棄物罐腐蝕時間(yr)	失效時間(yr)
Case 1：基本案例				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	2.97×10^{7}	2.98×10^{7}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	3.87×10^{7}	3.89×10^{7}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	4.10×10^{7}	4.12×10^{7}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	4.61×10^{7}	4.63×10^{7}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	5.03×10^{7}	5.05×10^{7}
Case 2：降低岩體深部之水力傳導係數				
DH-631	1.63×10^{-2}	1.41×10^{5}	2.17×10^{7}	2.19×10^{7}
DH-121	1.34×10^{-2}	1.53×10^{5}	2.64×10^{7}	2.64×10^{7}
DH-1433	1.04×10^{-2}	1.70×10^{5}	3.41×10^{7}	3.41×10^{7}
DH-1258	1.00×10^{-2}	1.72×10^{5}	3.53×10^{7}	3.53×10^{7}
DH-398	9.26×10^{-3}	1.78×10^{5}	3.83×10^{7}	3.83×10^{7}
Case 3：降低岩脈之水力傳導係數				
DH-631	1.32×10^{-2}	1.54×10^{5}	2.69×10^{7}	2.70×10^{7}
DH-121	9.85×10^{-3}	1.74×10^{5}	3.60×10^{7}	3.62×10^{7}
DH-1433	9.18×10^{-3}	1.79×10^{5}	3.86×10^{7}	3.88×10^{7}
DH-1258	8.05×10^{-3}	1.89×10^{5}	4.41×10^{7}	4.43×10^{7}
DH-2594	6.85×10^{-3}	2.11×10^{5}	5.18×10^{7}	5.20×10^{7}
Case 4：同時降低岩體深部與岩脈之水力傳導係數				
DH-631	1.65×10^{-2}	1.41×10^{5}	2.15×10^{7}	2.17×10^{7}
DH-121	1.33×10^{-2}	1.54×10^{5}	2.66×10^{7}	2.68×10^{7}
DH-1433	1.08×10^{-2}	1.68×10^{5}	3.29×10^{7}	3.31×10^{7}
DH-1258	1.00×10^{-2}	1.73×10^{5}	3.54×10^{7}	3.56×10^{7}
DH-398	9.20×10^{-3}	1.79×10^{5}	3.85×10^{7}	3.87×10^{7}
Case 5：變更側邊界為區域性的水力梯度				
DH-631	1.39×10^{-2}	1.51×10^{5}	2.55×10^{7}	2.57×10^{7}
DH-121	1.03×10^{-2}	1.71×10^{5}	3.44×10^{7}	3.46×10^{7}
DH-1433	9.09×10^{-3}	1.80×10^{5}	3.90×10^{7}	3.92×10^{7}
DH-1258	8.25×10^{-3}	1.87×10^{5}	4.30×10^{7}	4.32×10^{7}
DH-2712	7.96×10^{-3}	1.91×10^{5}	4.46×10^{7}	4.48×10^{7}
Case 6-1：以基本案例重新產生裂隙分布				
DH-874	3.81×10^{-3}	5.37×10^{5}	9.30×10^{7}	9.35×10^{7}
DH-1176	3.10×10^{-3}	5.28×10^{5}	1.14×10^{8}	1.15×10^{8}
DH-2599	3.07×10^{-3}	4.32×10^{5}	1.15×10^{8}	1.16×10^{8}
DH-1715	2.96×10^{-3}	5.27×10^{5}	1.20×10^{8}	1.20×10^{8}
DH-1388	2.51×10^{-3}	5.76×10^{5}	1.41×10^{8}	1.42×10^{8}
Case 6-2：以基本案例重新產生裂隙分布				
DH-2712	4.14×10^{-3}	3.41×10^{5}	8.57×10^{7}	8.61×10^{7}
DH-631	3.80×10^{-3}	4.84×10^{5}	9.34×10^{7}	9.39×10^{7}
DH-2721	3.59×10^{-3}	3.66×10^{5}	9.88×10^{7}	9.92×10^{7}
DH-2594	3.45×10^{-3}	3.67×10^{5}	1.03×10^{8}	1.03×10^{8}
DH-299	3.36×10^{-3}	3.76×10^{5}	1.06×10^{8}	1.06×10^{8}

表 5-20：採用瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析

處置孔編號	流率 (m^3/yr)	緩衝材料侵蝕時間 (yr)	廢棄物罐腐蝕時間(yr)	失效時間 (yr)
HS^-濃度最大值：1.2×10^{-4} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	1.33×10^{6}	1.49×10^{6}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.73×10^{6}	1.91×10^{6}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.83×10^{6}	2.02×10^{6}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	2.06×10^{6}	2.26×10^{6}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	2.25×10^{6}	2.45×10^{6}
HS^-濃度平均值：5.0×10^{-6} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	3.19×10^{7}	3.20×10^{7}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	4.16×10^{7}	4.18×10^{7}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	4.40×10^{7}	4.42×10^{7}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	4.95×10^{7}	4.97×10^{7}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	5.40×10^{7}	5.42×10^{7}
HS^-濃度最小值：1.2×10^{-7} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	1.33×10^{9}	1.33×10^{9}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.73×10^{9}	1.73×10^{9}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.83×10^{9}	1.83×10^{9}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	2.06×10^{9}	2.06×10^{9}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	2.25×10^{9}	2.25×10^{9}

表 5-21：瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊Darcy流速之分布範圍

處置孔編號	等效初始通量 (m/yr)	平流速度 (m/yr)	等效流率 (m^3/yr)
Case 1：基本案例 (模型側邊界條件設定為不透水層)			
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}
Case 9：瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊流率			
-	9.20×10^{-3}	5.35×10^{2}	1.66×10^{-1}
-	8.24×10^{-3}	2.78×10^{2}	1.44×10^{-1}
-	4.81×10^{-3}	1.56×10^{2}	8.40×10^{-2}
-	1.49×10^{-3}	1.03×10^{2}	2.60×10^{-2}

表 5-22：採用瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊Darcy流速進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析

流率(m^3/yr)	緩衝材料 侵蝕時間(yr)	廢棄物罐 腐蝕時間(yr)	失效時間 (yr)
Case 9：Forsmark場址之最大處置孔周圍流率			
1.66×10^{-1}	2.49×10^{4}	2.97×10^{6}	2.99×10^{6}
1.44×10^{-1}	1.89×10^{4}	3.14×10^{6}	3.16×10^{6}
8.40×10^{-2}	2.30×10^{4}	4.21×10^{6}	4.24×10^{6}
2.60×10^{-2}	5.80×10^{4}	1.36×10^{7}	1.36×10^{7}

表 5-23：遠場裂隙路徑參數

路徑名稱	等效流率 (m^3/yr)	路徑長(m)	遠場流率 (m^3/yr)	裂隙孔徑 (m)
DH-121	2.25×10^{-5}	675	1.52×10^{-3}	1.39×10^{-3}

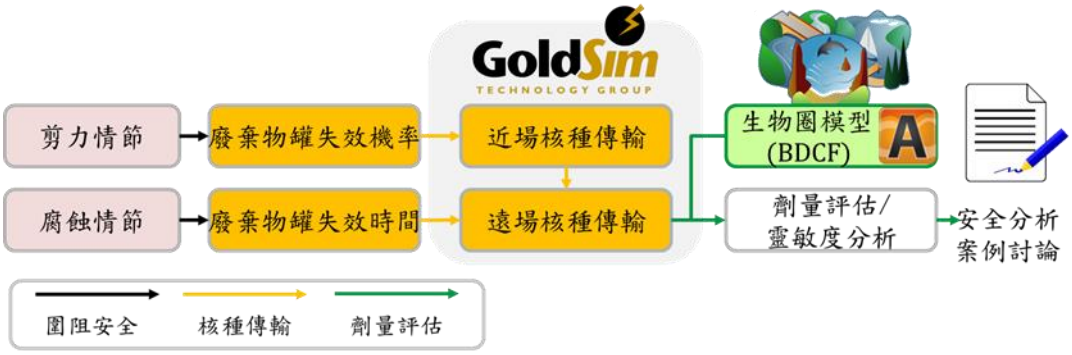


圖 5-36：採用GoldSim程式整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估

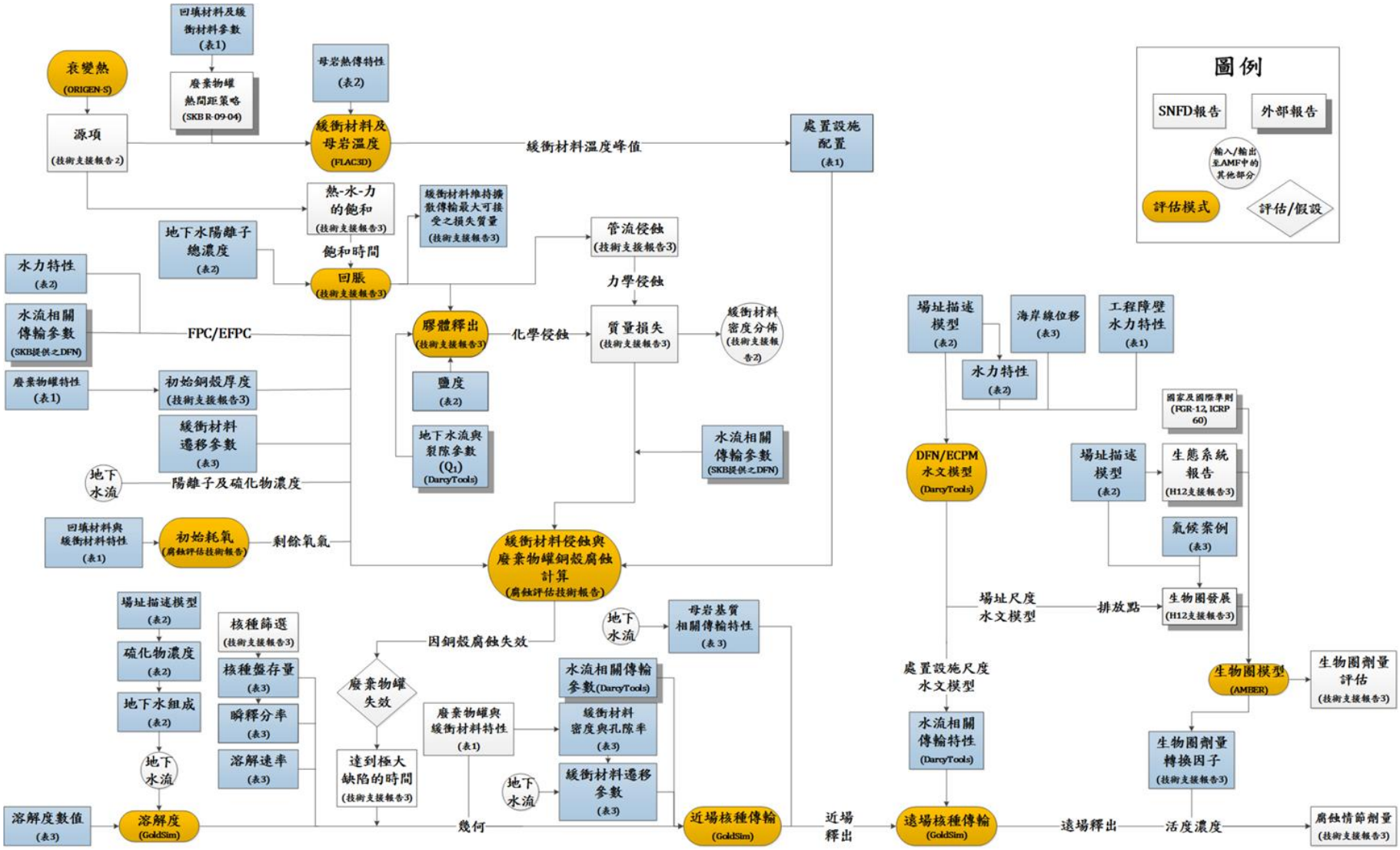


圖 5-37：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈

註：表1為「SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念」；表2為「SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據」；表3為「SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數」

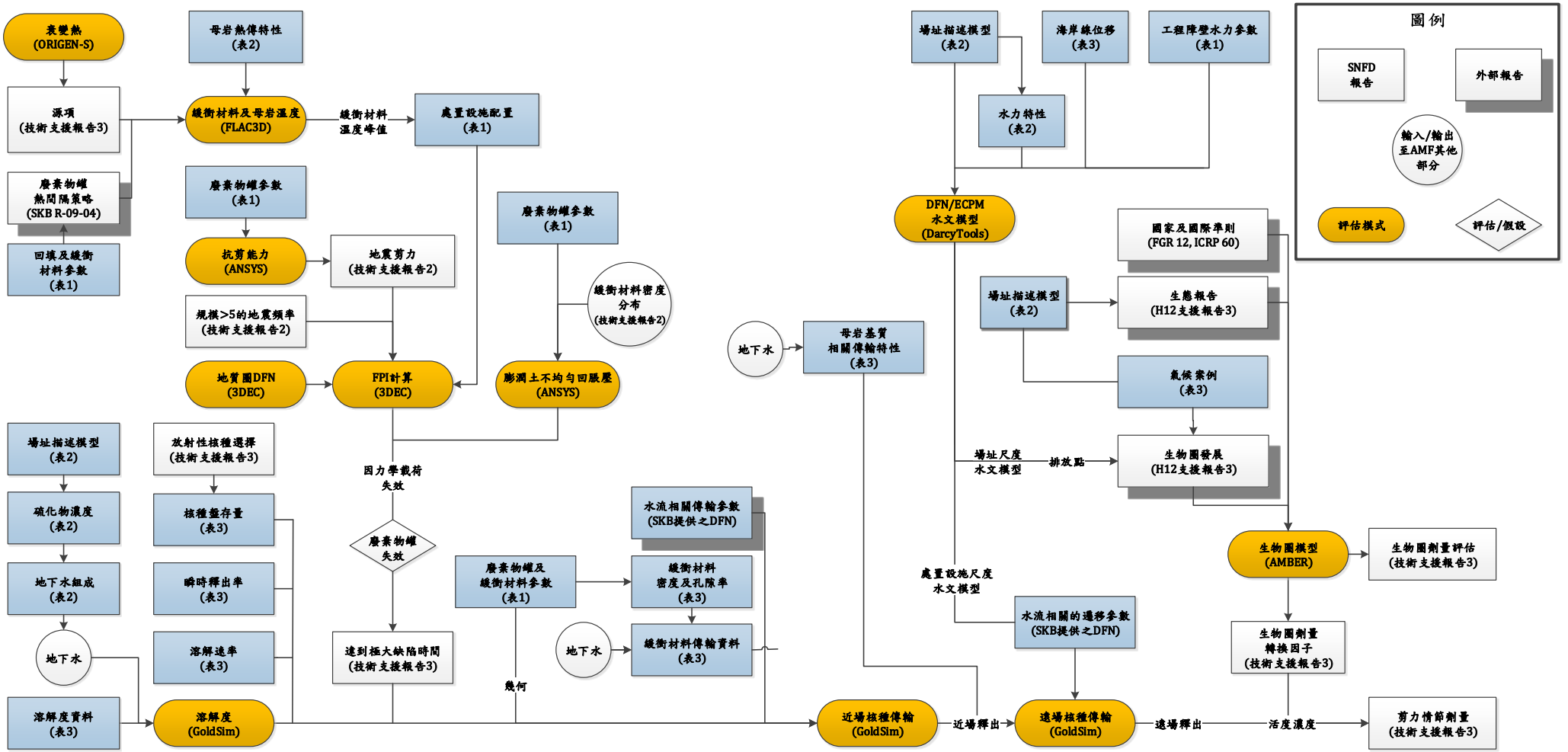


圖 5-38：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈

註：表1為「SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念」；表2為「SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據」；表3為「SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數

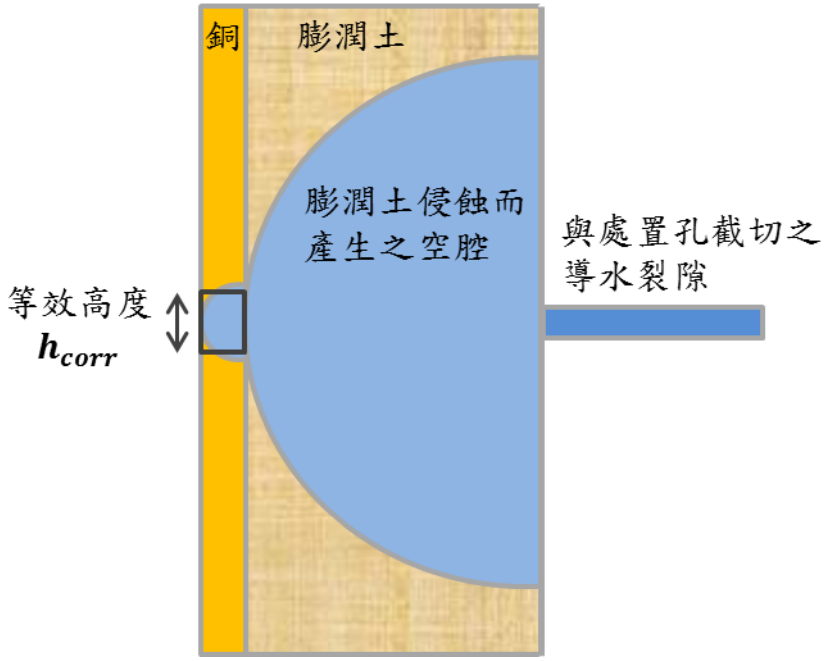


圖 5-39：侵蝕與腐蝕模式示意圖

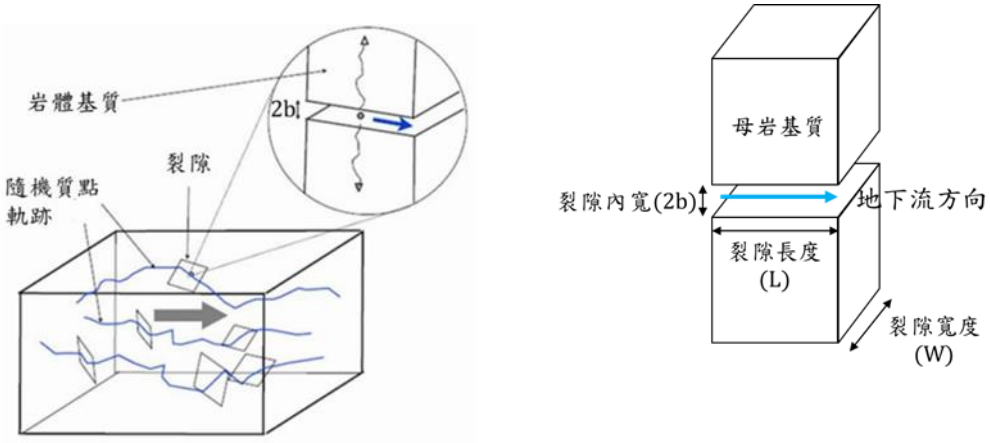


圖 5-40：(左)裂隙網路之質點傳輸示意；(右)模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意

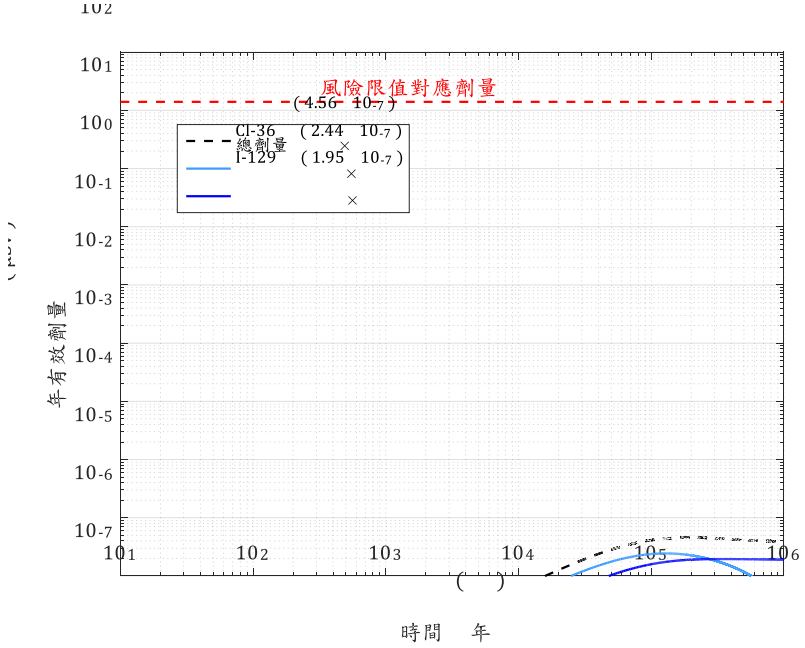


圖 5-41：剪力情節基本案例於早期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

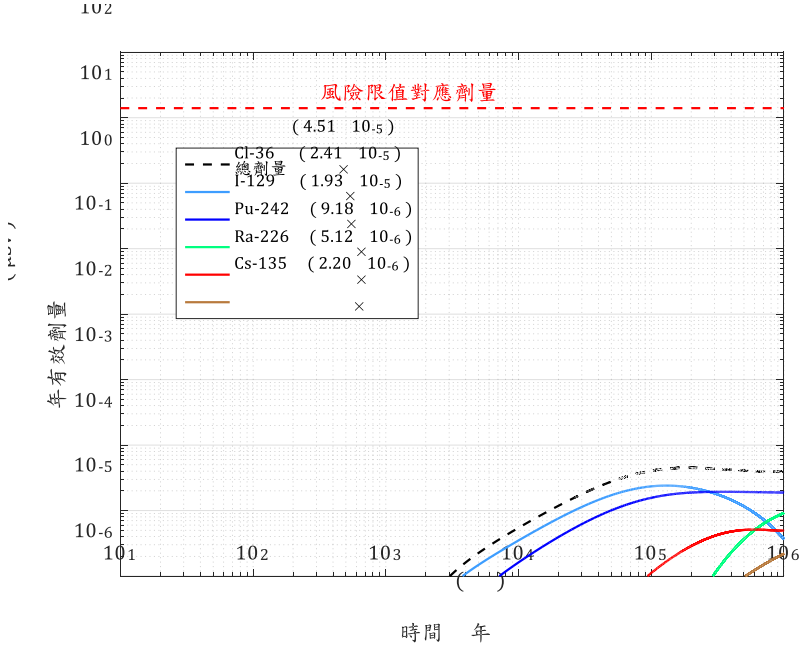


圖 5-42：剪力情節基本案例於中期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

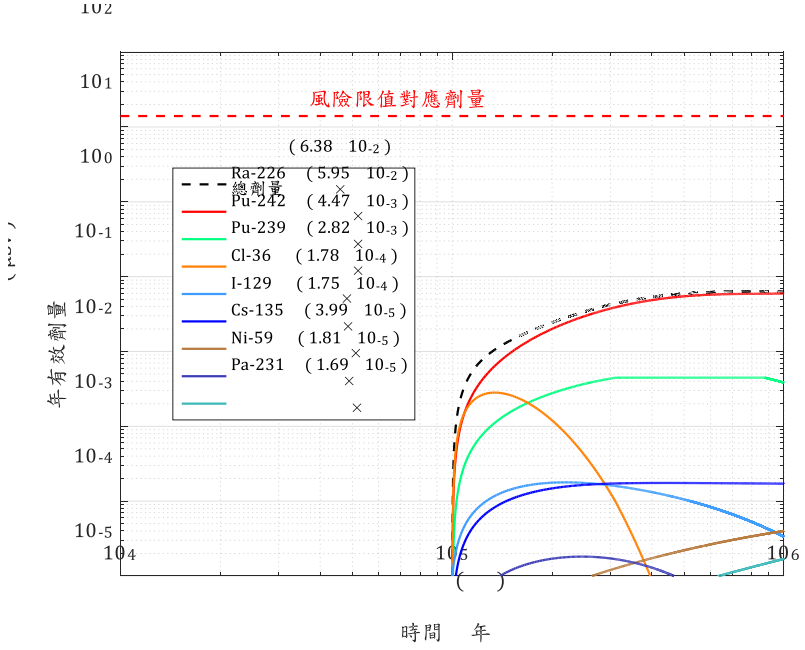


圖 5-43：剪力情節基本案例於晚期失效之近場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

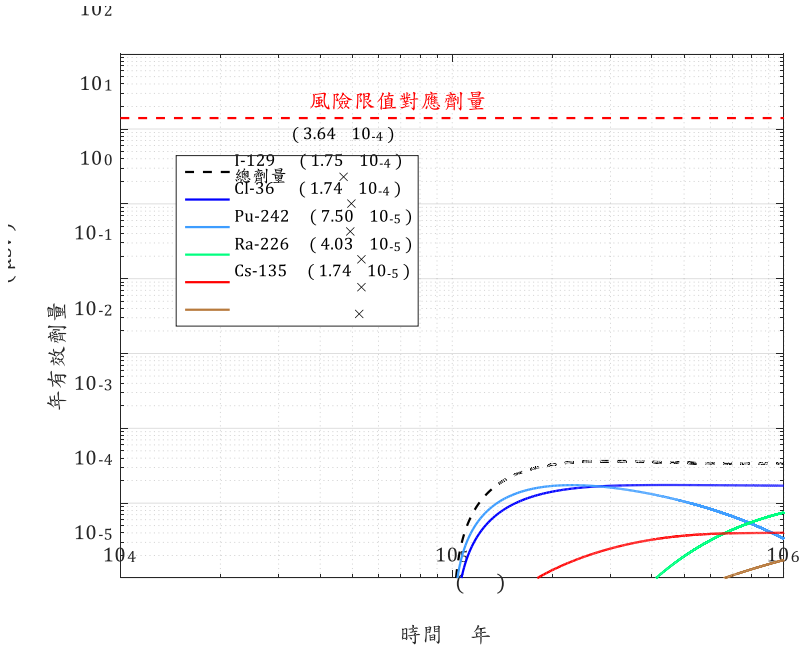


圖 5-44：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

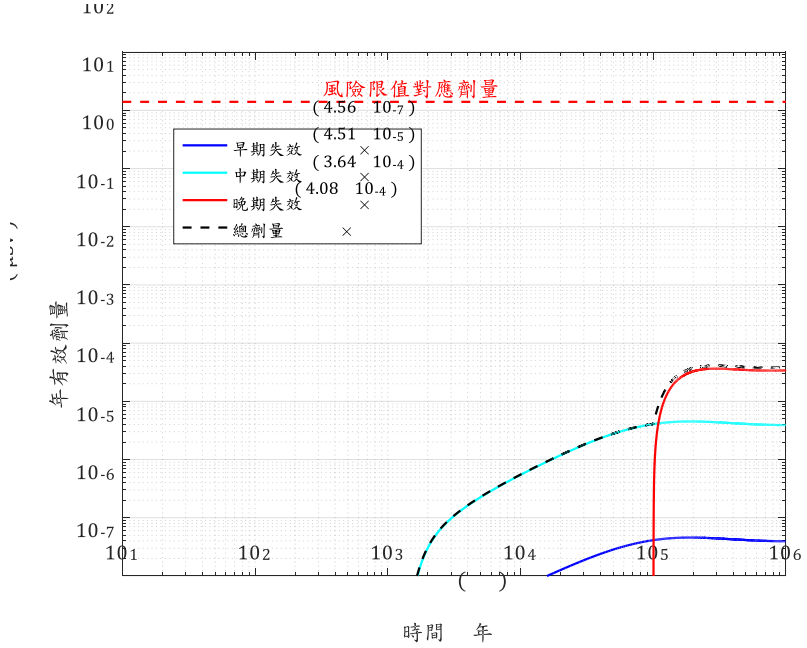


圖 5-45：剪力情節基本案例，廢棄物罐失效之總和年有效劑量

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

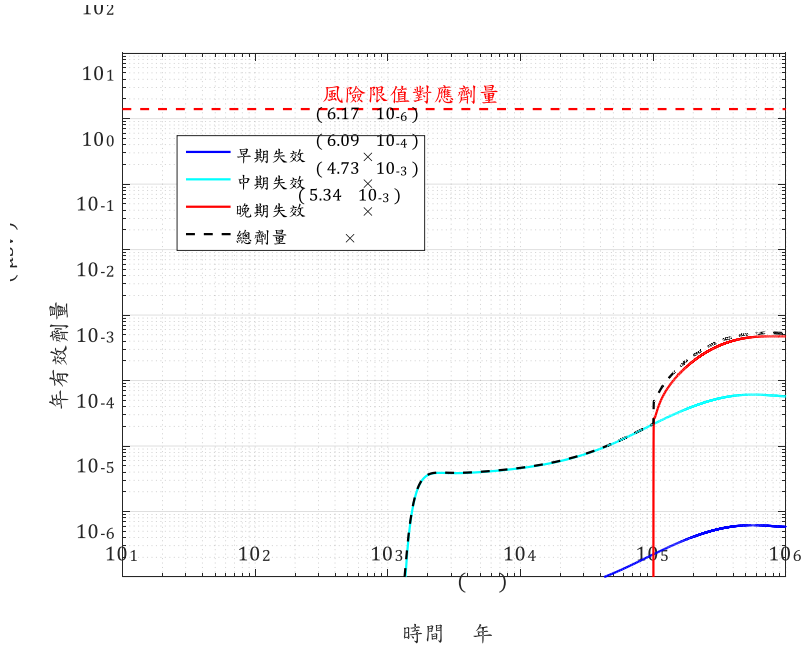


圖 5-46：剪力情節中結合緩衝材料平流條件之變異案例

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

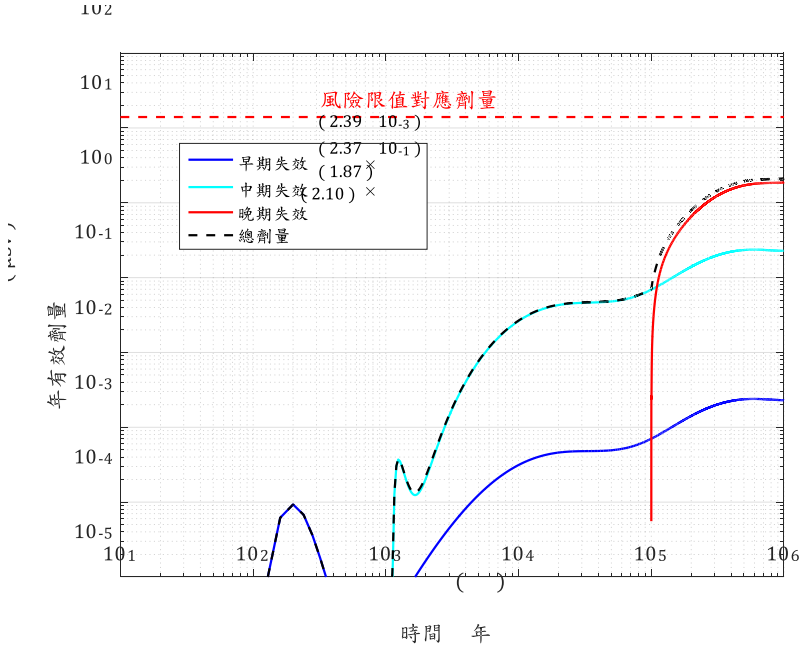


圖 5-47：剪力情節中探討母岩傳輸流率改變之變異案例

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

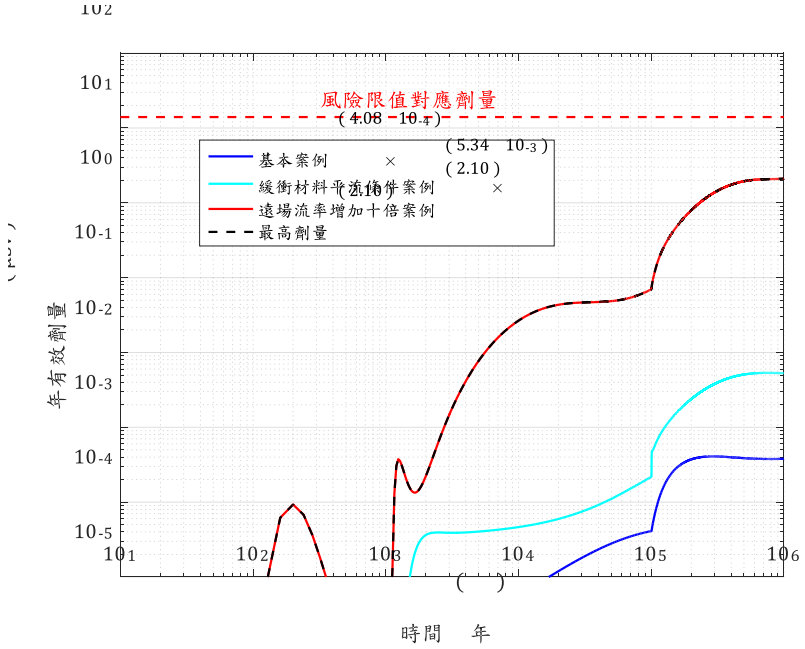


圖 5-48：剪力情節基本案例與變異案例之總和年有效劑量

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

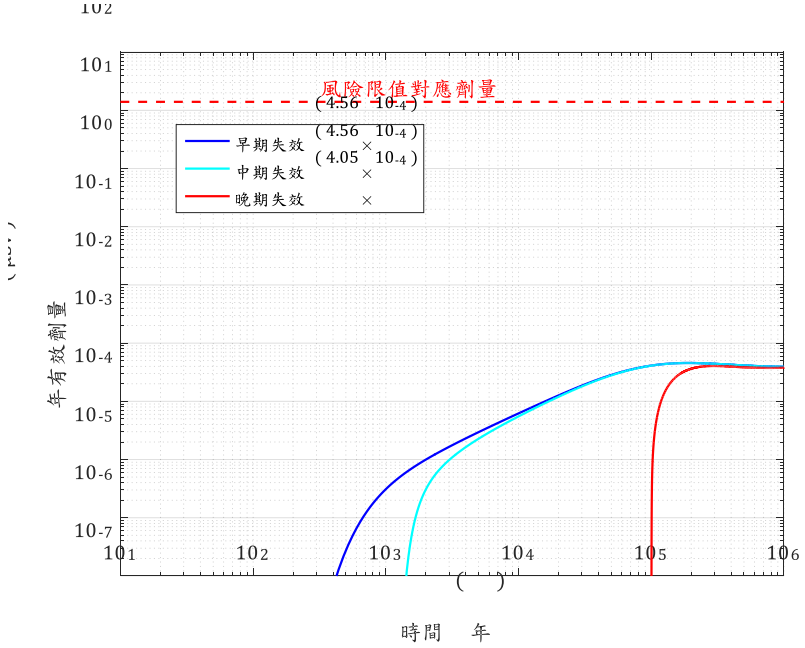


圖 5-49：剪力情節基本案例以相同處置場廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數計算之年有效劑量

註：處置場廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數為3.56×10^{-2}，圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

5.9. 干擾情節量化分析

本節依據第5.7.3節所選定之干擾情節各項案例，說明案例假設情境之發展，以及進行安全評估之量化計算；第5.9.1節為考量氣候相關議題所選定的全球暖化極端情境，第5.9.2節考量大規模地質作用議題所選定的多次地震之極端情境，第5.9.3節為考量未來人類活動議題所發展的管理方法論及所推論的代表性案例。

5.9.1. 極端全球暖化案例

全球暖化主要源自於自然的日照條件變化與非自然的人類排放溫室氣體所造成。全球暖化會減緩趨向冰河時期之氣候變化，即會延長封閉後與當代環境條件相似階段的時程，延後氣溫與海平面下降之時間。瑞典SKB基於已知未來日照的變化，和假設對未來溫室氣體的濃度，推估封閉後與當代環境相似階段的時程會延長約5萬年，同時，依據其分析經驗，全球暖化效應不會顯著影響到處置設施之安全功能。故本節將討論受到全球暖化影響，使得外部條件有差異(主要為海平面上升與氣溫變化)，進而影響系統安全功能。

聯合國政府間氣候變化專門委員會(Intergovernmental Panel on Climate Change, IPCC)在第五次評估報告中(AR5)，海平面在高二氧化碳濃度情境下，依照格陵蘭的冰層體積估算，海平面可能上升7 m(IPCC, 2013, p74)，整個過程時間需要超過1,000年。在極端條件下，地表上所有冰河、冰帽與冰層等冰體，皆因暖化現象而完全溶解，造成海平面上升數十公尺(James E. Hansen and Makiko Sato, 2011, p2)，據此作為全球暖化極端案例定量討論之假設。

在全球暖化極端案例下，離島結晶岩測試區在海平面上升數十公尺後，離島結晶岩測試區所處之島嶼面積大幅度縮小，處置系統地表設施完全浸泡於海水中。由於土地面積狹小，不利人類生活，故假設離島結晶岩測試區在海平面上升數十公尺後，形成無人島狀態，不會有當地居民於此地耕作、鑿井飲用與淡水漁撈等，故排除經由井水與湖庫水之淡水漁撈與農耕途徑，此時期關鍵群體僅剩下海洋漁撈；由

於僅剩海洋漁撈作為曝露途徑，致使整體生物圈劑量轉換係數急遽下降，與參考演化封閉後與當代環境條件相似階段之生物圈劑量轉換係數相差約3至7個數量級，如表 5-10所示。使得安全評估期間，關鍵群體所受到之最高年有效劑量亦依此比例急遽下降，故預期相較於基本案例條件下之評估劑量結果來得低得許多。

假設全球暖化發生極快，海水通過較佳導水性質區域，進而涵蓋地表下之處置系統，造成處置系統所在區域的地下水產生鹽化效應，使得地下水含有較多硫與氯等離子，並與廢棄物罐銅殼發生腐蝕反應，保守地假設所有離子僅針對廢棄物罐之銅殼發生腐蝕反應，使得廢棄物罐之銅殼的腐蝕速率上升。

由SNFD2017參考案例表二可知，表面海水條件為pH值為8.2，Fe_{tot}為3.16×10^{-8} mol/L，根據瑞典SKB腐蝕評估經驗公式(SKB, 2010n, p20)，此公式為化學反應式$HS^- + Fe^{2+} = FeS(s) + H^+$之化學平衡式，公式如下：

$$[HS^-] = \frac{K \cdot [H^+]}{[Fe^{2+}]} \quad (5\text{-}5)$$

其中，

$[HS^-]$=硫化物(硫化氫離子)濃度，[mol/L]；

K=化學平衡常數，此處為1×10^{-3}；

$[H^+]$=氫離子濃度，[mol/L]；

$[Fe^{2+}]$=亞鐵離子濃度，[mol/L]。

經評估後，可得HS^-為2.00×10^{-4} mol/L。假設地下水流條件不變，不考慮海水面上升後可能造成的影響，採用與第5.8.3.1節計算腐蝕情節之相關數據(如表 5-20)，分析硫化物對廢棄物罐失效之影響。綜合上述假設參數進行計算，根據此HS^-濃度推測廢棄物罐腐蝕失效之評估結果如表 5-24所示，僅有編號DH-631處置孔會在處置後約在96

萬年後發生廢棄物罐失效，而其餘可能因腐蝕失效時間皆大於100萬年，放射性核種之放射毒性已低於天然鈾礦。

最後，藉由GoldSim程式評估，全球暖化極端情境海平面上升數十公尺，地下水鹽化之腐蝕廢棄物罐失效案例，約在處置後96萬年有1個廢棄物罐因腐蝕而失效，於100萬年安全評估時程內，造成關鍵群體的年有效劑量趨勢如圖 5-50所示，100萬年內年有效劑量的峰值約為8.76×10^{-6} μSv，主要由Cl-36與I-129所貢獻，此結果因為氯及碘受處置母岩吸附而遲滯的效應很小，且Cl-36及I-129之核種半衰期皆非常長，造成放射活度衰減的比例很小；而Ra-226及其母核受到岩體吸附影響，對劑量之貢獻小於Cl-36及I-129。

5.9.2. 極端地震頻率案例

雖然地質調查證據顯示離島結晶岩測試區的地震活動性相當低，仍然可以利用地震觀測資料，進行更保守的地震案例分析，儘管其發生機率微乎其微，且跟地質證據相左。因此，本節分析極端地震頻率案例，建立多次地震導致廢棄物罐失效之評估技術，了解多次地震之極端情境對於安全評估不確定性之影響。

離島結晶岩測試區之地震發生頻率評估，採用截切指數模式進行分析。利用長期觀測的地震規模與數量之關係，並以最小平方法進行回歸建立Gutenberg-Richter (G-R)的指數關係(Gutenberg and Richter, 1944, p186)如式(5-6)，除以時間則可得到地震發生頻率。

$$\log_{10} N(m) = a - bM \qquad (5\text{-}6)$$

其中M為地震規模；N(m)為大於地震規模M的地震數目；a值為一量測特定區域於特定期間之總地震活動率；b值為地震規模與活動率之相關性，一般接近1。

詳細地震統計過程則如技術支援報告(2)之說明。參考瑞典SKB(2011a, p466)地震發生頻率評估之方法，將地震發生頻率進行尺度正規化，成為圓心半徑5 km的地震發生頻率。依據SNFD2017參考

案例之地質模型，離島結晶岩測試區僅有太武山斷層，而地震通常僅沿著既有斷層面發生。因此，假設處置設施半徑5 km內之地震皆發生於太武山斷層，且地震發生機率與時間獨立，則太武山斷層發生規模大於5之地震頻率為2.199×10^{-5}/yr，在未來100萬年會發生22次地震。

本節所使用多次地震導致廢棄物罐失效之計算流程跟第5.6.5.5節的單次地震雷同。根據200次模擬結果，廢棄物罐之年破壞頻率如圖 5-51，100萬年累積總破壞罐數為3.95罐。

在核種傳輸計算方面，根據上述評估結果，廢棄物罐將於每時間區間之第1年破壞，圖 5-52為假想離島結晶岩測試區多次地震之極端案例劑量評估，早期之釋出劑量主要為I-129、Cl-36及C-14核種所貢獻，皆為瞬時核種釋出且不被工程障壁遲滯之核種，1萬年後C-14之劑量貢獻逐漸下降，而2.5萬年後Ra-226之劑量貢獻開始出現；於晚期即由長半衰期I-129、Cl-36及Ra-226主導，最大年有效劑量發生在100萬年，為2.621×10^{-2} μSv/yr；於早期地震事件中，因存在於廢棄物罐中之短半衰期核種尚未有足夠的時間衰減，瞬時核種釋出將於廢棄物罐失效時，瞬時溶解於水中，以擴散及平流方式分別經過緩衝材料及母岩基質中裂隙，因此，短半衰期之瞬時核種釋出於早期地震事件中較重要，如C-14；就中期而言，Ra-226之母核Th-230被遲滯於緩衝材料中，並產生Ra-226，使Ra-226之劑量貢獻值逐漸上升；晚期之釋出劑量主要由長半衰期的I-129貢獻，經過5萬年後，許多核種活度將衰減至不顯著的程度，因此，長半衰期核種提升晚期破壞事件之劑量貢獻。

5.9.3. 未來人類活動

在處置設施設計與安全評估中，必須考慮人類入侵處置設施的情節。為符合國際放射防護委員會建議，為減少人類不經意的侵入而受到用過核子燃料曝露的可能性，在處置設施設置與設計時，須應用下列措施(1998, p17)：

(1) 處置設施不能位於天然資源開採所在位置。

(2) 處置設施深度選擇，須充分大於供水深度或大部分地下設施。

(3) 處置設施運轉之後，須封閉使人員難以侵入。

(4) 採取可行設施，在合理程度下維持處置設施監管與資訊。

在監管期間，人類活動可能會干擾或阻礙處置設施的監控時，這些人類活動也必須受到限制或約束。處置設施可能會持續進行安全管制、保存持續紀錄的資料等。然而，在最終處置設施中，尤其在監管期後，用過核子燃料仍難以完全避免未來人類入侵；因此，國際間一致認為在處置設施設計與安全評估中，必須考慮未來人類活動(NEA, 1995, p18; ICRP, 1998, p16-p17)。

5.9.3.1. 管理未來人類活動情節的方法

處置設施安全評估中所關注的，是會衝擊到處置設施安全功能的人類活動。基於普遍接受的原則及考慮放射性廢棄物最終處置對於人類健康與環境保護之影響，未來人類活動情節安全評估考量如下：

(1)未來人類活動情節在處置設施封閉之後才發生。

(2)未來人類活動情節評估位置會位於處置設施或其附近。

(3)未來人類活動情節只考慮非故意的人類活動。

(4)未來人類活動情節會直接影響處置設施障壁的安全功能。

為提供全面性可能影響處置設施之人類活動及其背景與目的，參考瑞典SKB方法(SKB, 2010o, p18)將採用下列分析步驟：

(1) 技術分析

定義會影響處置設施安全功能之人類活動，並證明這些行為可能會發生。

(2) 社會因素分析

定義情節框架，描述在可行社會背景下，影響深部處置設施安全的未來人類活動。

(3) 選擇代表性案例

綜合技術與社會因素分析之結果，並選擇一個或多個未來人類活動案例進行說明。

(4) 選取案例之情節描述與結果分析。

5.9.3.2. 技術與社會背景

5.9.3.2.1. 技術分析

將現今人類活動分成熱影響(thermal impact, T)、水力影響(hydraulic impact, H)、力學影響(mechanical impact, M)、化學性影響(chemical impact, C)等人類活動，分析這些人類活動對處置設施可能的影響。根據技術分析結果顯示(SKB, 2010o, p21)，在岩層中的施工與鑽孔，對處置設施安全功能具有很大的潛在影響。

5.9.3.2.2. 社會因素分析

由於安全評估橫跨非常長時間的尺度，即使社會與知識的演進，卻不能排除處置設施與其目的會被遺忘的可能性，也不可能保證處置設施監管期可維持很長時間。當社會與技術發展發生突然巨大的改變，資訊可能會遺失或監管措施可能會中斷。因此，合理假設社會文明衰退可能會使處置設施的相關資訊遺失，而發生人類無意入侵處置設施的情節。

5.9.3.3. 選擇代表性案例

根據NEA(1995, p25)的建議，為了避免且也無法對未來進行猜測，在評估未來人類活動的案例時，是以現今的知識與經驗作為未來人類活動評估方法的依據。因此，在選擇未來人類活動代表案例時，不會猜測與描述未來100萬年間，台灣可能的人類活動外部條件之變化，而是將未來人類活動對處置設施所造成的影響，視為干擾案例來評估。在干擾案例中選定情節最嚴重者，以保守方式簡化情節，分析未來人類活動對處置設施可能造成最嚴重危害程度的影響以及劑量評估。

現行大部分在處置設施位置之人類活動，「鑽探」被認為是唯一直接導致銅殼廢棄物罐被穿透，以及造成處置系統圍阻失效之未來人

類活動，同時為非故意且技術上是可能執行。因此，選擇「鑽探導致廢棄物罐穿透失效」作為未來人類活動長期安全評估之代表案例。

5.9.3.4. 鑽探案例評估

評估鑽探案例，只考慮對處置設施位置與目的未知的情形下進行鑽探，且處置設施監管相關措施皆已失效，入侵者具有鑽探至相當深度之技術，且具備分析與了解所發現之能力。處置設施相關資訊遺失需要時間，因此，鑽探案例情節假定發生在處置設施封閉300年後或更久之後，且鑽探目的為勘探，可鑽探至相當深度而影響處置設施，導致1個廢棄物罐被穿透。此時放射性物質將附著於鑽頭上，且被帶至地表。當鑽探人員發現異常狀況後，遂停止鑽探。在後續情節影響之發展，保守假設有一家庭遷居於此，生活如農莊方式自給自足，評估鑽探情節發生對居住人員的影響。

5.9.3.4.1. 鑽探情節對處置設施整體影響演化分析

鑽探時利用具有保護孔壁功用之泥漿防止塌孔。故鑽探情節發生時，除了鑽孔區域，其他回填材料與緩衝材料被假設仍維持其安全功能。鑽探井會留下一個開放的孔洞從被穿透的廢棄物罐到地表面。只要鑽探井孔壁的護壁泥漿維持原狀，預期其餘處置孔，將因回填材料與緩衝材料仍維持完整而不直接受到影響。惟鑽探井留下的開放孔洞將會影響該處之地下水文，周遭之化學條件也可能會受到影響，隨著時間推移，護壁泥漿會緩慢退化；廢棄物罐上被穿透的緩衝材料與隧道內被穿透的回填材料，亦將再度回脹，而將鑽探井通道填滿。因緩衝材料與回填材料之特性，將再度重新建立良好的水力與力學條件，發揮圍阻安全功能，故預期鑽探案例僅會對處置設施造成短期之影響。然而，因鑽探時穿透廢棄物罐，導致廢棄物罐圍阻失效。故後續將以保守情節假設，假設放射性核種隨著破損廢棄物罐中的水流遷移，而被居住人員以飲水方式直接攝入，相關評估結果將在5.9.3.4.3節探討。

5.9.3.4.2. 鑽探人員之劑量評估

假設處置設施封閉300年後監管功能喪失，使得人員無意侵入場址進行鑽探，導致1個廢棄物罐在鑽探時被穿透。依據鑽頭與廢棄物罐表面積比例，據以計算出該組廢棄物罐中，約有3%用過核子燃料會隨著含有鑽屑的水被帶至地表，均勻分布在圓形的受污染區域。來自鑽屑、冷卻水，以及散布在鑽孔周遭的用過核子燃料碎片，會對鑽探人員造成體外曝露。從劑量評估結果顯示，若於處置設施封閉300年後發生鑽探入侵，鑽探人員受到曝露之劑量率為2.52 mSv/hr(圖5-53)，主要劑量由Am-241核種貢獻。

5.9.3.4.3. 對於定居在處置設施址之家庭之劑量評估

另一評估假設鑽探井在完成鑽探後被遺棄，並逐漸被地下水充滿，造成被穿透的廢棄物罐持續釋出放射性核種至水中。假設某家庭於鑽探發生後1個月移至該污染區居住，家庭成員所受到的劑量將依據污染源不同，分成2個案例進行探討。Case1為居住人員使用污染井水所接受的劑量；Case2為居住人員接觸污染土壤所接受之劑量。

在Case1中，居住人員所受曝露途徑主要分為飲用污染井水所受到體內曝露，以及利用污染井水灌溉土壤，並採用農耕、畜牧等生活型態，嗞入污染食物受到體內曝露。經分析預期體內曝露造成的年有效劑量為0.197 mSv/yr(圖 5-54)，主要由Nb-94核種所造成。

在Case2的評估結果顯示，在處置設施封閉後300年發生鑽探情節後，於污染土地上居住並進行農耕，預期使該居住人員受到年有效劑量約為2.84 Sv/yr(圖 5-55)，以上劑量評估結果詳細計算說明，請參閱技術支援報告(3)之第11.3節。

儘管劑量評估結果遠超過法規劑量限值，但未來人類活動情節假設相當保守，以現今社會與技術發展而言，當鑽探發生異常狀況，應會受到關注與調查，短期內也不應允許有人員在異常情形發生之地區居住；含有遺留用過核子燃料碎片的地表土壤，不太可能會被進行農耕的使用；而家庭用水，不太可能在未經檢查水質的情況下使用。此外，從以上劑量評估結果顯示，在處置設施封閉後發生鑽探情節造成

廢棄物罐被穿透，主要應考量用過核子燃料被帶至地表土壤所造成的影響。

表 5-24：極端全球暖化案例廢棄物罐失效推估

處置孔編號	流率(m^3/yr)	侵蝕時間(yr)	腐蝕時間(yr)	失效時間 (yr)
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	7.97×10^{5}	9.58×10^{5}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.04×10^{6}	1.22×10^{6}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.10×10^{6}	1.29×10^{6}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	1.24×10^{6}	1.44×10^{6}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	1.35×10^{6}	1.55×10^{6}

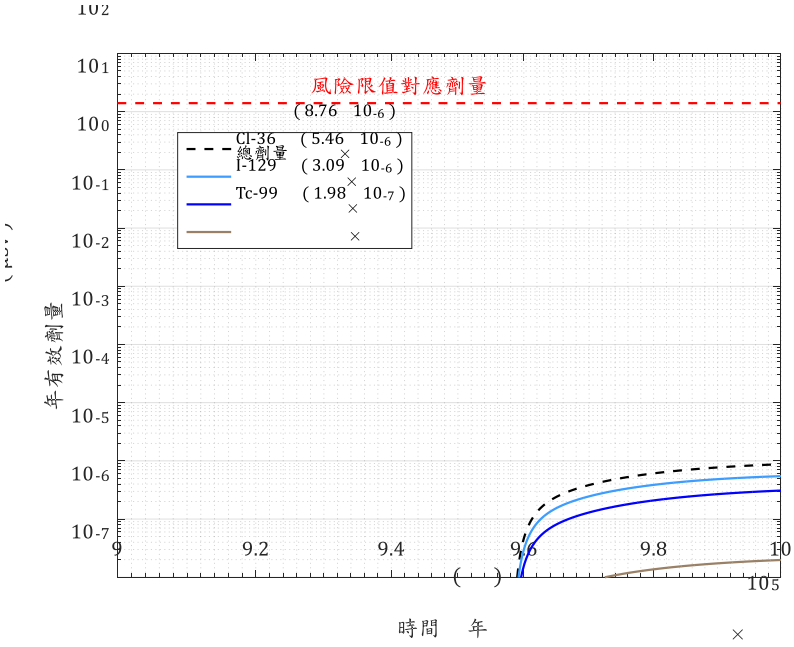


圖 5-50：極端全球暖化案例之劑量評估結果

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

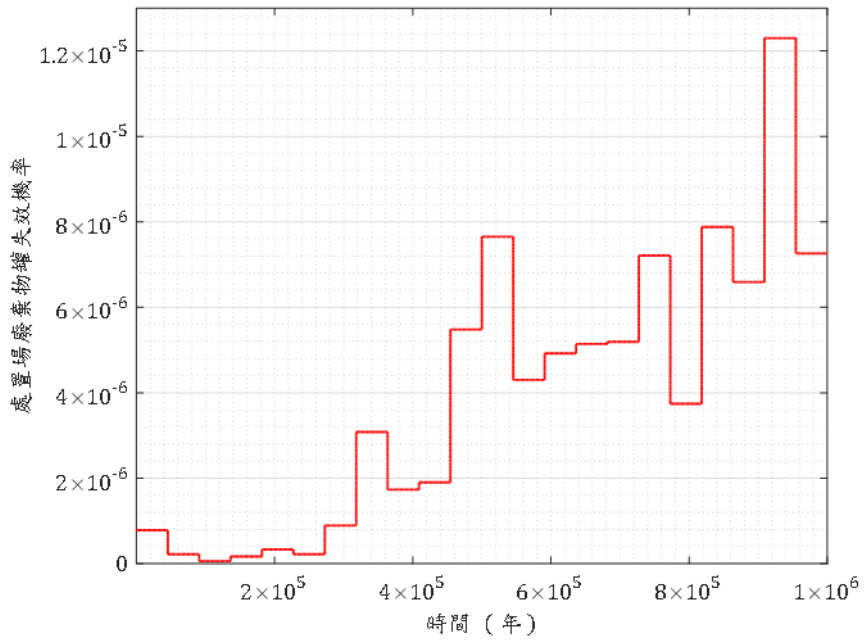


圖 5-51：極端地震頻率案例引致之處置場廢棄物罐失效機率

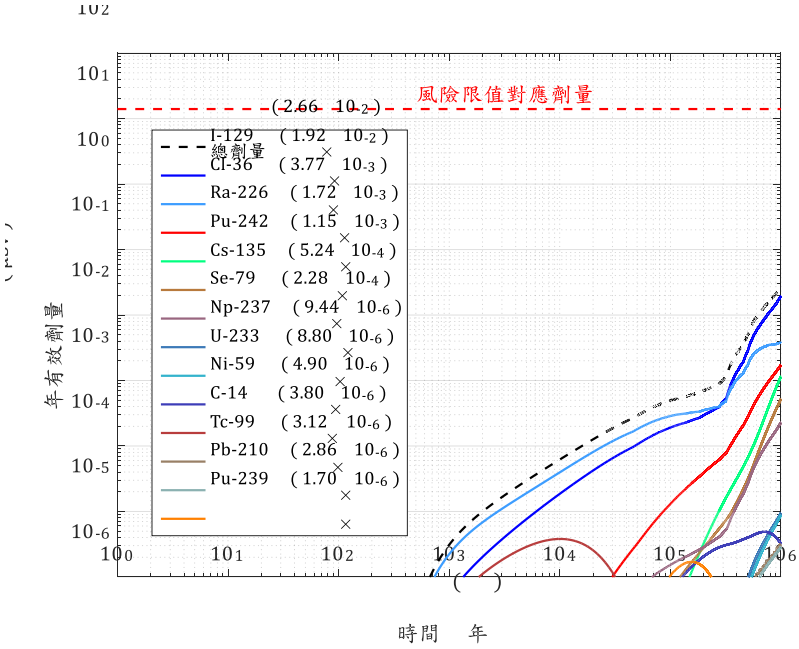


圖 5-52：極端地震頻率案例之年有效劑量評估結果

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

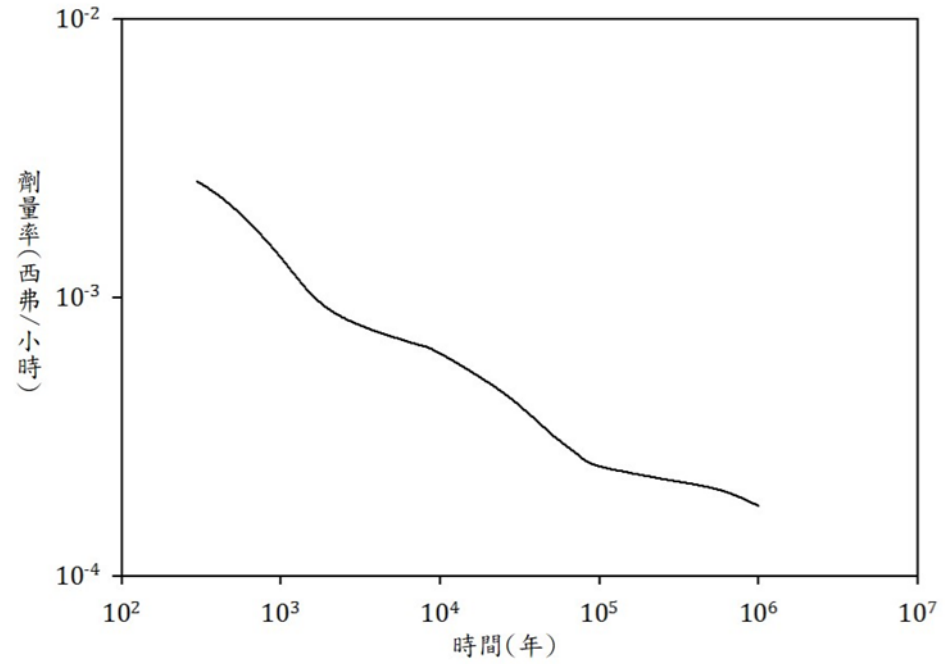


圖 5-53：處置場封閉300年後發生鑽探情節造成工作人員劑量率分析

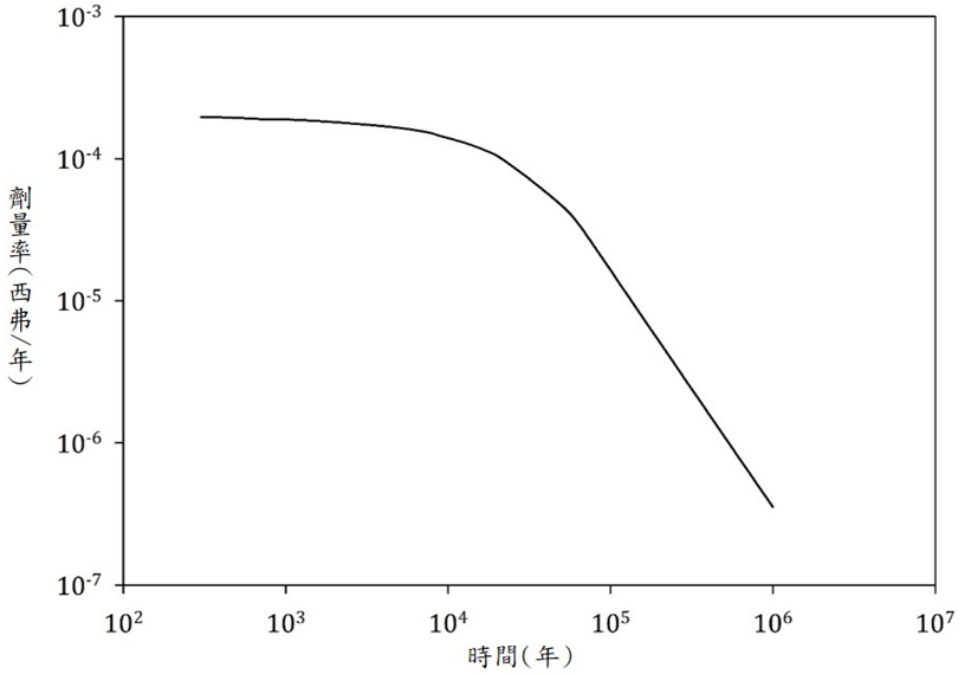


圖 5-54：鑽探井中受污染的水灌溉與飲用所造成居住人員年有效劑量

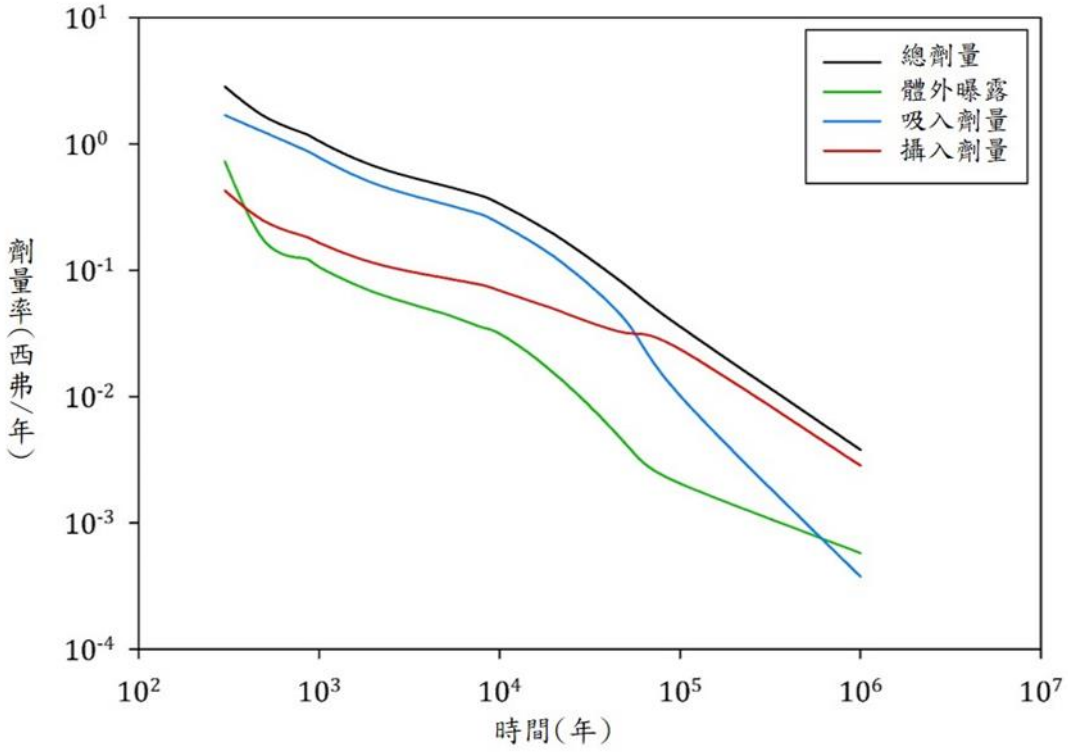


圖 5-55：曝露於受污染地表土壤所造成居住人員年有效劑量

5.10. 計算案例之整合分析

因處置設施對設施外關鍵群體造成的危害風險，主要以輻射劑量影響為主，故本節根據第5.8節主要情節之案例量化分析結果，進行整體風險之影響整合與分析；其中，風險評估採用國際放射防護委員會第60號規範所提出之劑量風險轉換係數(考量癌症致死率與遺傳效應)，其值為0.073 Sv^{-1} (ICRP, 1990, p22)。

5.10.1. 腐蝕情節之風險評估與整合

依據第5.8.3.1節之腐蝕情節基本案例分析結果，如圖 5-56，其為因腐蝕失效之廢棄物罐累積分布函數，經計算，廢棄物罐因腐蝕而失效時間將遠超過100萬年的安全評估時間尺度，此意謂廢棄物罐的工程設計，在腐蝕作用影響下，可在100萬年安全評估時間尺度內，確保廢棄物罐符合圍阻安全功能。

而地下水組成成分探討中，顯示HS^-濃度值對腐蝕情節影響顯著，是未來本計畫需掌握的重要一環，若以瑞典Forsmark場址的HS^-濃度範圍進行廢棄物罐腐蝕失效評估，則約1.49×10^6年喪失廢棄物罐圍阻安全功能，然已超過100萬年的安全評估時間尺度。

5.10.2. 剪力情節之風險評估與整合

臺灣位於太平洋火環帶，地震頻繁，處置設施因剪力效應使廢棄物罐失效，進而對關鍵群體造成劑量影響之可能性較腐蝕情節基本案例高。

基於剪力情節中的案例假設，基本案例與變異案例不會同時發生，這意謂著在同一時間點只有一種案例會發生；綜合考量基本案例與變異案例之風險評估結果，如圖 5-57所示，因此，將取此3曲線最大值作為保守涵蓋式分析。遠場地下水流率增加10倍案例，亦涵蓋緩衝材料發生平流，故其風險值提升較為劇烈；整體而言，最高風險值約為1.53×10^{-7}。

5.10.3. 計算案例結果分析

由SNFD2017參考案例的安全評估結果顯示，可能造成的風險來自腐蝕情節與剪力情節，其中因腐蝕使廢棄物罐失效而造成關鍵群體風險之時間點，遠超過安全評估之時間軸距。故對處置設施整體安全評估影響將由剪力情節主導，即如第5.10.2節所述剪力情節之風險評估與整合，100萬年間風險值最大值為1.53×10^{-7}，低於法規的風險限值。

另，IAEA SSG-23導則說明安全評估之計算時間要足夠長，以確定涵蓋最大劑量峰值或風險，同時亦說明評估的時間越長，評估的不確定性將顯著增加，並限制評估的實質意義。研究用過核子燃料直接處置的放射毒性指出，1 tonne核子燃料約需由8 tonnes天然鈾礦濃縮而成，當1 tonne用過核子燃料自反應爐退出後，將活度與攝入途徑之劑量轉換係數進行乘積計算，約在100萬年後可與8 tonnes天然鈾及其子核之放射毒性相當。故現階段也順應國際趨勢，將安全評估時間尺度設定為100萬年，據以發展安全評估技術。若再延長安全評估時間尺度至1億年，剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量，如圖 5-58所示，可知Ra-226因屬U-238的衰變系列之子核，長期會與自然界呈穩定水平；分裂核種I-129在100萬年間可達峰值；Pu-242會在100萬年後持續成長，峰值約出現100多萬年。」

現階段為安全評估技術建立階段，且離島結晶岩測試區無法進行更深入調查，需要補充相當的可信度資料，輔助說明其數據可靠度，方能提升評估結果與法規限值比較之意義。但經由實際執行完成整體風險評估，可具體了解到安全評估之執行面所需(包含地質條件與工程設計)，可進一步於第7章進行未來研究規劃，強化安全評估之能力。

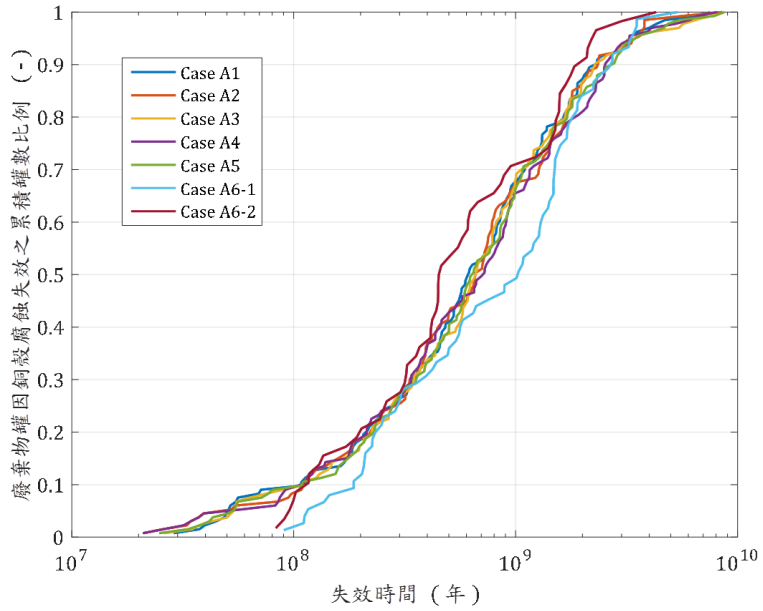


圖 5-56：處置設施整體效能分析之廢棄物罐因腐蝕情節失效累積分布函數

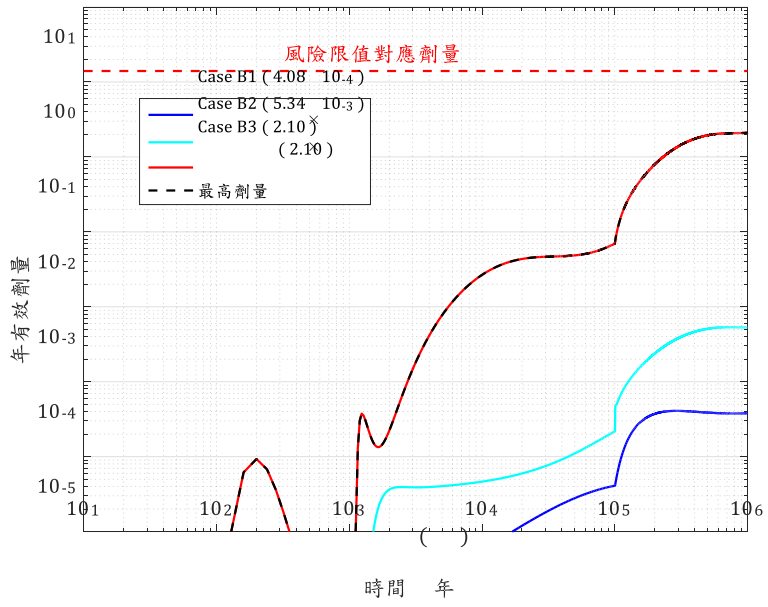


圖 5-57：剪力情節之基本案例與變異案例風險評估結果彙整

註：圖例之Case B1為將Case B1-1至Case B1-3之劑量結果加總；Case B2則為將Case B2-1至Case B2-3之劑量結果加總；而Case B3為將Case B3-1至Case B3-3之劑量結果加總。括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

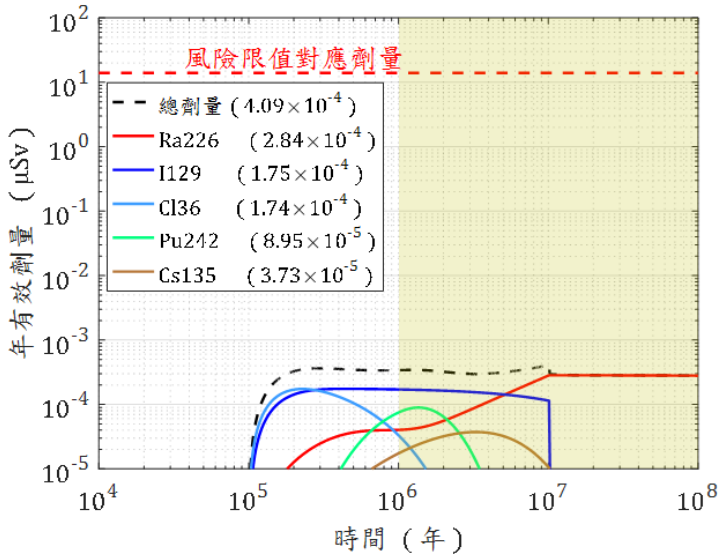


圖 5-58：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量(評估時間至1億年)

5.11. 安全評估的可信度

參考國際原子能總署安全導則SSG-14附錄II封閉後安全評估導則架構，有關安全評估信心的建立可從以下7個方面，進行強化論述，包含(1)數據的不確定性；(2)模式的驗證、校驗與確認；(3)情節與案例發展；(4)參數敏感度；(5)天然類比；(6)管理系統；(7)同儕審查。從各方面來強化安全評估之品質，以提升處置安全之信心。本章節將按上述7個方面，依序說明現階段已完成執行及規劃的工作。

5.11.1. 數據不確定性

安全評估係涵蓋大量龐雜繁複的作用與現象，經由適度的簡化，建立安全評估之概念模型。由於用過核子燃料安全處置的時間尺度較長，故須將不確定性納入討論。根據經濟合作暨發展組織/核能署之分類(OECD/NEA, 2012, p59)，不確定性包含：情節不確定性、評估不確定性(包含模式不確定性與數據資料的不確定性)、非隨機的系統不確定性，以及隨機的統計不確定性等。上述有關模式不確定性，將於第5.11.2節模式的驗證、校驗與確認進行說明；有關情節不確定性，則將於第5.11.3節以情節與案例發展進行說明；而本節則著重說明數據的不確性，其應用包含採用參數範圍進行敏感度分析(如第5.11.4節)。

如果參數之不確定性顯然與處置設施安全沒有相關性，則可以忽略其不確定性。當所使用之數據大量繁複時，通常採用統計方式量化，以取得不確定性範圍；惟在數據量太少，不足以進行統計時，則利用專家之專業判斷，或是概念性的定性方式敘述，以協助評估不確定性。實際評估時，當數據資料極其有限時，常採用保守數值以取得保守評估結果。不確定性之研究，其正向品質回饋之機制，是安全評估未來發展之重點與方向。

5.11.2. 模式的驗證、校驗與確認

依據第5.8.1節安全評估模式鏈，可彙整腐蝕情節評估模式鏈中模式使用之程式清單如表 5-25，剪力情節評估模式鏈中模式使用之程式清單如表 5-26。為建立對計算工具的信心，說明程式應用性、分析計算之適用性及模式驗證或可信度說明，並於下一階段持續精進與執行模式的驗證、校驗與確認。

(1) ORIGEN-S程式

(a) 模式功能與應用說明：

ORIGEN-S是SCALE程式系統內之耗乏與衰變模組(ORNL, 2004)，可解核種產生、耗乏與衰變過程之反應速率方程式，評估出核種濃度隨時間之變化。ORIGEN-S廣泛地使用在用過核子燃料傳輸與貯存設計研究、衰變熱與輻射安全分析及環境影響評估。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

針對國內案例適用之沸水式與壓水式反應器用過核子燃料組件之驗證報告指出(ORNL, 1998, p40-p42;ORNL, 1996, p41)，其評估結果皆為相對合理可信之分析結果。

(2) FLAC3D程式

(a) 模式功能與應用說明：

FLAC3D 3.00版是有限差分程式，具有強大內嵌語言FISH，讓使用者可以定義新的變數或函數，以符合使用者的需求。FLAC3D是以外顯有限差分程式，來模擬土壤、岩體或其他結構物，在達到降伏強度後呈塑性時之三維力學行為。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

具體執行使用手冊內之驗證案例可得，無論顯式或隱式計算，解析解與數值解的誤差均小於0.1%。

(3) 3DEC程式

(a) 模式功能與應用說明：

3DEC程式目前已發展至第5版(5.00.206(64bit)-double precision)，並加入離散裂隙網路功能。3DEC程式分析應用

領域有：邊坡工程、採礦工程、岩石鑽炸效應分析、岩石熱傳分析與地震引致岩石剪力位移分析等。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

目前3DEC程式已應用於瑞典最終處置設施功能評估，分析地震所引發的不連續面位移，以及工程障壁的熱-力耦合分析。瑞典輻射安全署(Swedish Radiation Safety Authority，SSM)於2005年進行瑞典SKB分析程式的審閱，並發表正式報告(Hicks, 2005, pii)，認可3DEC程式是國際上經常應用之程式，且具高度信心。

(4) ANSYS程式

(a) 模式功能與應用說明：

ANSYS程式用來建立分析所需的有限元素模型及相關結果的處理，將應力與應變量以圖形顯示。針對ANSYS程式結構靜態分析，可廣泛的應用於各種非線性模型、非線性材料及高度非線性的接觸面模擬。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

ANSYS程式是世界上第一個通過ISO 9001認證的分析設計類軟件。並以一個簡單的有限元素桁架模型為案例進行驗證，取得解析解與ANSYS程式評估結果相近之結論。

(5) GoldSim程式

(a) 模式功能與應用說明：

GoldSim程式於用過核子燃料最終處置安全評估上應用，可利用其污染物傳輸模組，以數學方式表示地下處置相關設施之遲滯功能，允許使用者以定率及機率方式，模擬物質(即污染物)於複雜的工程及自然環境系統中傳輸、遲滯及釋出之過程。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

GoldSim程式目前已有多國放射性廢棄物處置計畫使用經驗，如日本JAEA的H12報告，美國的雅卡山(Yucca mountain)

放射性廢棄物處置場，以及芬蘭POSIVA用於模擬用過核子燃料之近場核種傳輸等。

(6) AMBER程式

(a) 模式功能與應用說明：

AMBER程式是一種可靈活運用的數學模擬運算工具，可供使用者自行建立動態區塊模型，以模擬環境或工程系統中污染物之遷移、降解及最後結果，並可用於評估例行、意外或長期之污染物釋出情形。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

經由參與NEA PSAG Level 1B生物圈模擬比對活動，已針對AMBER程式之確定性與機率性運算功能完成驗證，其餘程式功能驗證結果，可參閱Quintessa公司所提供程式驗證報告(Quintessa, 2011, p1-p192)。

(7) 緩衝材料侵蝕計算

(a) 模式功能與應用說明：

緩衝材料因地下水侵蝕，導致平流發生時間(tadv)之計算，係採用瑞典SKB之經驗公式(SKB, 2010n, p20)，如下式：

$$t_{adv} = \frac{m_{buffer}}{R_{Erosion} f_{tdilute}} \quad (5\text{-}1)$$

其中，

m_{buffer}=當緩衝材料流失此質量時，將導致平流發生，[kg]。

$R_{Erosion}$=蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

$f_{tdilute}$=緩衝材料受到地下水侵蝕的時間比例。

膠體釋出導致的侵蝕可表示為：

$$R_{Erosion} = A_{ero} \cdot \delta \cdot v^{0.41} \quad (5\text{-}2)$$

其中，

$R_{Erosion}$ =蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

A_{ero}=假設侵蝕裂隙寬度0.001 m條件下，裂隙中的水流速(m/yr)對應蒙脫石釋出量(kg/yr)所得之蒙脫石釋出常數(27.2)。

δ=裂隙寬度，[m]。

v=水流流速，[m/yr]。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

瑞典SKB於建立緩衝材料因地下水侵蝕而導致平流發生時間(t_{adv})之計算公式時，在瑞典SKB應用於Forsmark場址案例分析中，m_{buffer}數值設定為1,200 kg，係假設處置孔在安裝過程有兩環緩衝材料忘記裝填，此情況可以代表膨潤土流失的極端情形。計算蒙脫石釋出率$R_{Erosion}$需要代入在地球化學條件計算得到水流參數，例如裂隙內寬與處置孔流速值。而$f_{tdilute}$在在瑞典案例分析中設定為0.25，其係因經過評估，Forsmark於100萬年內僅有四分之一的時間，會受到低鹽度的地下水侵蝕。

5.11.3. 情節與案例發展

情節與案例發展的基本目的，是要確保已適當地考量處置設施未來可能的相關演化，並協助確認影響處置設施安全功能的關鍵議題，以建立本報告安全評估結果的信心。情節發展最主要是提供下列2個主要功用：

(1) 將可能會影響處置系統功能的因素列表顯示：作法是評估者依據現有的知識及對所構想場址與處置系統的瞭解，確認所有具潛在影響的因素，並且以列表方式顯示。

(2) 將影響因素的重要性以邏輯結構方式列出，以利於評估：作法就是將影響因素組合形成各種情節，並確認這些情節對處置系統安全性的潛在衝擊。

5.11.4. 參數敏感度

在參數敏感度分析上主要為探討安全評估相關的重要參數，本報告根據離島結晶岩測試區及其他地區調查數據，進行腐蝕情節與剪力情節有關參數的涵蓋式範圍之影響分析。參數敏感度分析首先設定腐蝕情節與剪力情節之基本案例，每個輸入變數皆相同於基本案例之數值，隨後逐一取個別變數之最大值及最小值進行分析，以探討個別變數「高」於或「低」於基本案例數值時，對於整體評估結果的影響趨勢是正相關或負相關，以及其影響程度。參數敏感度分析結果將以龍捲風圖(tornado chart)呈現，圖示中之「高」及「低」，意即表示選取高於或低於基本案例數值時，對於結果影響之範圍。以下將針對腐蝕情節及剪力情節之核種傳輸進行參數敏感度分析的結果說明。

5.11.4.1.腐蝕情節核種傳輸參數敏感度分析

本小節針對腐蝕情節相關之參數，進行參數敏感度分析，作為未來技術發展之參考依據。依據本報告之腐蝕圍阻安全分析結果，廢棄物罐因腐蝕而失效的時間點皆大於100萬年。為進行參數敏感度分析，則採用全球暖化極端案例之失效時間(約為96萬年)，評估各參數範圍對年有效劑量之影響。圖 5-59係以100萬年有效劑量影響為基準，探討不同參數之參數敏感度，分析的參數包括燃料基質溶解速率、核種瞬時釋出率、核種溶解度、母岩分配係數及等效初始通量、傳輸時間等水流相關參數。由圖 5-59結果顯示，燃料基質溶解速率為影響處置後100萬年有效劑量最顯著之參數，因為此參數控制核種每年由用過核子燃料基質釋出之量。參數分布範圍由$10^{-6}\ yr^{-1}$至$10^{-8} yr^{-1}$；考量100萬年之評估時間，可能造成核種釋出量有極大的差異，核種釋出後，除本身核種存在放射性外，可能進一步衰變為其他子核並造成劑量。敏感度排名第2及第5之參數分別為鈾與鐳之分配係數，因SNFD2017參考案例之重要核種包含U-233、U-234、U-235、U-236，這些核種是許多衰變核種之母核，且受到鈾的母岩分配係數影響，而Ra-226為100萬年時對年有效劑量貢獻最高之核種之一；分配係數為影響核種遲滯之重要參數，當分配係數高時，將有更多Ra-226及鈾核

種被母岩吸附，而所釋出劑量也隨之降低。傳輸時間與等效初始通量為敏感度第3及第4高之參數，此兩參數於現階段核種傳輸模式為遠場地下水流率之參數及控制處置孔周圍水流率，目前採用數據之範圍值取自水流模型的計算結果。此敏感度分析結果與瑞典SKB報告之評估結果相近(SKB, 2011, p690)，其報告顯示傳輸阻抗為靈敏參數，而傳輸阻抗即為描述核種於導水裂隙中傳輸遲滯行為之參數，與遠場地下水流率之倒數存在一線性關係。

5.11.4.2.剪力情節核種傳輸參數之參數靈敏度分析

本小節針對剪力情節相關參數進行參數敏感度分析，可作為未來技術發展之參考依據。相關的參數及相關參考數據來源包括：燃料基質溶解速率、核種瞬時釋出率、緩衝材料密度、緩衝材料孔隙率、緩衝材料分配係數、母岩分配係數及放射性核種溶解度限值；並以剪力情節之晚期失效Case B1-3，評估上述參數對100萬年時之總劑量影響，完成剪力情節相關之參數敏感度分析結果，如圖 5-60；由結果可見，輸入參數燃料基質溶解速率、鐳與母岩基質的分配係數、鈽與母岩基質的分配係數及鈽與緩衝材料的分配係數，為主要影響剪力情節結果之參數，其中燃料基質溶解速率改變，則使所有鑲嵌於燃料基質中之核種釋出比例改變，因此，將嚴重影響釋出劑量；Ra-226與Pu-242之釋出率於100萬年將達高點，這2種核種於緩衝材料及母岩中之遲滯主要受分配係數值影響，因此，鐳與母岩基質的分配係數、鈽與母岩基質的分配係數及鈽與緩衝材料的分配係數3項參數，也將嚴重影響釋出劑量。

5.11.5. 天然類比

天然類比研究目的在於彌補實驗室試驗及現地試驗在時間與空間尺度上的不足，相關之研究成果可作為深層地質處置設施安全評估之參考依據，以提高深層地質處置概念技術評估之可信度。近年來所彙整地質處置、金屬、膨潤土與國內相關天然類比資訊如下：

5.11.5.1.地質處置的天然類比

放射性廢棄物地質處置的天然類比，其主要的目的為(1)藉由研究可以類比地質處置系統的自然現象，來增進在地質時間尺度下對於預期結果的了解(包括放射性核種的遷移與遲滯)；(2)增進利用短期實驗室驗證數據評估處置系統的可信度。

(1) 天然鈾系核種的遷移與遲滯

(a) 東濃鈾礦床

東濃鈾礦床之研究指出，沒有因斷層的錯動抬升而造成鈾元素的遷移(圖 5-61)(Shinjo et al., 1997, p94-p95)。

依據來自至少1.5×10^4年前降雨所形成的地下水化學研究，在深層地質環境中，沉積岩被認為具有長期控制鈾元素或其他氧化還原敏感核種的潛力。

日本岐阜縣東濃鈾礦場之鈾礦埋藏超過1,000萬年，根據研究觀察顯示，在過去100萬年間，東濃鈾礦場的鈾已從母岩裂隙進行遷移，其中最遠之遷移距離為1 m(Ulrich and Václava, 2014, p113-p116)。

(b) 奧克羅(Oklo)鈾礦床

在奧克羅天然反應爐地質環境下之研究結果如下(Hidaka and Holliger, 1998, p89-p108)：

(i) 鈾與鈰大多殘留在核分裂發生的地方。

(ii) 向外遷移的成分當中，鈰會與鍶、銫一起殘留在周圍的黏土層中。

(iii) 稀土元素並不會自核分裂的地方向外遷移。

(iv) 即使在近地表的氧化環境下，也只有少量元素(鍶與銫)會從核分裂的地方遷移出來而被發現。

根據以上的結果顯示，放射性核種可在深層地質環境中長期保持穩定，而黏土層中的遲滯行為，就如同地質處置系統當中，以黏土礦物作為工程障壁所扮演的角色。

另外，Oversby(1998, p781)研究指出，由於用過核子燃料內仍可能有可裂材料殘留，因此，針對奧克羅鈾礦床之條件建立相關之模式，可用來作為評估用過核子燃料處置設施達到臨界的可能性之方法之一，Oversby等人也將相關之模式應用於瑞典KBS-3處置設施中進行評估，評估結果顯示處置設施不會達臨界狀態。

(c) 昆嘎拉(Koongarra)鈾礦床

澳洲昆嘎拉鈾礦床約距今16億年至15億年前形成，由於昆嘎拉礦床並未進行開採，且其礦體同時包含受風化區域及未受風化區域，因此，可以針對不同風化程度的岩石進行相關之鈾傳輸研究。昆嘎拉鈾礦床研究計畫(Alligator Rivers Analogue Project, ARAP)於1987年成立，研究目標為提供合理可信的核種傳輸模型作為最終處置設施安全評估之用，研究項目包括場址地質調查、地下水化學組成調查、鈾元素吸附行為研究、鈾元素傳輸模型建立等項目。研究分析結果顯示，天然鈾元素在濃化(enrichment)過程當中，含鐵礦物扮演相當重要的角色(Ohnuki et al., 1995, p1227-p1234; Yanase et al., 1991, p387-p393)，含鐵礦物能吸附鈾元素(T. E. Payne, 2006, p581)，限制鈾元素之傳輸。在傳輸行為模擬方面(Golian C., 1992, p59)，則藉由全面調查場址，蒐集獲得大量的水文地質資訊與數據，針對岩石風化區域中鈾的遷移行為進行模擬，共採用13種不同的數學質量遷移模式(例如開放系統模式、多相模式、地下水與開放系統及多相模式的交互作用等)，所建立之模型可符合現地所觀測到U-238與其子核的分布狀況，並應用於安全評估當中。

(d) 沃川褶皺帶(Okchon fold belt)鈾礦床

沃川鈾礦床位於南韓中部的沃川褶皺帶(Okchon fold belt)上，該區域的岩體屬於變質沉積岩，組成分包括：黑頁岩、板岩、灰綠泥石片岩、千枚岩、角閃石岩、雲母片岩等，形成年代至今仍尚未有定論，有一說認為該區域岩層分為兩個

次群體，其中一群形成於寒武紀時期(距今約5.4億年前至4.8億年前)，而另一群形成於奧陶紀時期(距今約4.9億年前至4.4億年前)。

在韓國，鈾礦之研究主要是由韓國原子力研究所(the Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)來主導進行，早期為了評估開採價值，曾進行過相關的現地調查工作，但當時所獲得的數據資料，對最終處置功能的安全評估而言仍然是不足的。因此為了取得更多現地資料，韓國原子力研究所於2006完成地下研究隧道KURT(KAERI Underground Research Tunnel)之建造，並進行相關之研究，包括：鈾之分布情況、氣候對鈾於花崗岩之吸附影響、鈾於地下水之化學性質特性研究等。而在研究成果方面(Seung, 2009, p419)，發現岩石中的結晶型鐵氧化物(如：Fe2O3、α-FeOOH等)中含有鈾元素，而非結晶型鐵氧化物則無鈾元素存在；經由分析觀察發現，一開始非結晶型鐵氧化物對鈾的吸附能力很強，但非結晶型鐵氧化物的結構較不穩定，與鈾之間的鍵結力較弱，長期而言，會導致鈾容易脫附；而在結晶型鐵氧化物方面，在短時間內，由於結晶型鐵氧化物比表面積較小的關係，鈾元素吸附量較少，但結晶型鐵氧化礦物經過長期的穩定化作用後，會提升對鈾的吸附能力。因此，就長期觀察的結果顯示，結晶型鐵氧化物的結構比非結晶型鐵氧化物穩定，進而影響了鈾的遷移行為。由上述結論可知，鐵氧化物的結晶化作用似乎是控制鈾元素傳輸的主要機制。

(e) 雪茄湖(Cigar Lake)鈾礦床

雪茄湖鈾礦床位於加拿大薩斯喀徹溫省(Saskatchewan)北部，形成於距今13億年前，該鈾礦區的基盤岩為變質泥岩，基盤岩上層之岩層為砂岩，鈾礦位於基盤岩及砂岩之交界處，且被黏土層所覆蓋，距地表約為450 m深，鈾礦周圍的黏土層約為5 m至30 m，黏土層的成分主要是伊利石與高嶺土，根據現地分析結果顯示黏土層的水力傳導係數為10^{-9}

m/s (SKB, 1994, p112)，較砂岩母岩低，因此，地下水流不易通過該黏土層，能有效地避免地下水與鈾礦接觸，藉由前述黏土特性之影響，使鈾礦經過長期的天然作用下而沒有大量遷移的情況發生。

處置設施設計中常使用的膨潤土，由於膨脹性比雪茄湖的伊利石與高嶺土更高，所以，對於水體與膠體等阻隔能力更佳。雪茄湖鈾礦床之案例中可以證實，廢棄物罐外層若用紮實的黏土包覆，不僅可以有效遲滯氧化反應，進而減緩內部材料的損耗，具有良好圍阻與遲滯功能。

5.11.5.2.金屬的天然類比

目前最常見的鋼與鐵器的天然類比腐蝕研究，主要仍是由歷史考古器物為主。古代的各式金屬文物富藏於全球各種環境中，提供許多機會來瞭解鐵在不同環境下產生的劣化作用與腐蝕率，相關之研究分析結果將有助於驗證安全評估模擬結果之正確性。Johnson and Francis(1980, p3.1-p3.4)曾針對不同地區之鐵或鐵合金器物進行分析，結果顯示這些鐵器的腐蝕率範圍均介於0.1 μm/yr至10 μm/yr之間，此結論也獲得Yusa et al.(1991, p215-232)的印證，該研究探討供水與供氣管線埋藏於不同環境的黏土中的腐蝕率，研究結果顯示最高腐蝕率為10 μm/yr，腐蝕產物則以$FeCO_3$與鐵的氫氧化合物為主。丹麥Nydam Mose地區有一考古遺址，發現於西元200年至500年間所埋藏之軍事設備的鐵物件。其中，隕鐵為確認的主要腐蝕產物之一，代表該環境為無氧富含碳酸鹽(10^{-2} mol/L)的腐蝕環境(Matthiesen et al., 2003, p183-p194)，鐵器的腐蝕速率範圍介於0.03 μm/yr至5 μm/yr之間，分析151件長矛所獲平均腐蝕速率大約為0.2 μm/yr。

考古鑄鐵工藝品的腐蝕亦被研究，主要分析了西元第2世紀至第16世紀之工藝品上的腐蝕產物(Neff et al., 2003, p295-p315)，除此之外，也分析了長期被掩埋的低碳鐵物件(Neff et al. 2006, p2947-p2970)，以決定其平均腐蝕速率。腐蝕產物的型態指出腐蝕作用中具

有氧氣的存在。研究計算結果顯示，這些鐵器之腐蝕速率變化範圍相當大，但是平均腐蝕速率不超過4 μm/yr。

銅器時代以來人類就廣為應用銅與青銅，因此，有關考古銅器的資訊亦相當豐富。Tylecote (1977, p269-283)曾研究多種古銅器及銅合金(鉛、錫與錫-青銅)器物的持久性，研究結果顯示銅與銅合金具極佳抗腐蝕性，為製作金屬廢棄物罐的合適材質。Tylecote等亦曾分析不同地點出土的古銅器，並針對環境與腐蝕率的關聯性進行探討，結果顯示其中尤以錫-青銅合金具抗腐蝕性，並且在典型微鹼性土壤中，各種不同的銅器平均腐蝕速率約為0.225 μm/yr。Johnson與Francis (1980, p3.1-p3.4)進行廣泛性的古銅器腐蝕研究，結果顯示銅的長期腐蝕率介於0.025 μm/yr至1.27 μm/yr之間，平均腐蝕率約0.3 μm/yr (圖 5-62)，其研究與Tylecote等具有類似的結果，以上這些銅器通常都埋藏於洞穴、陵墓等具有少量溼氣的環境，雖然這些埋藏環境與深地層處置環境並不相同，但可預期的是最終處置設施所處的深地層環境氧氣含量較少，金屬若處於這樣的條件下，腐蝕速率推測會比這些古物之腐蝕速率小，以此觀點來看，上述古物分析結果仍具有相當之參考價值。另外，針對中國湖北、江西、廣西、陝西與北京所收集到的青銅古文物(距今3,000多年前)進行分析(Chen et al. 2004, p163-p169)，對於銅腐蝕率的探討結論如下：(1)乾旱地區之古物腐蝕厚度為50 μm至260 μm，潮濕地區之古物腐蝕厚度為300 μm至8,000 μm。(2)青銅腐蝕產物中之孔雀石($Cu_2(OH)_2CO_3$)與錫石(SnO_2)是穩定的礦物，可以保護金屬於地下中不會持續被腐蝕。孔雀石雖然是屬於氧化環境下才會產生的腐蝕產物，但考慮整個處置設施的運轉期間，在初期的開挖及運轉階段中，會有大量的氧氣進入處置設施，而使處置設施處於氧化狀態，因此，這項研究可以作為開挖及運轉階段，類比金屬腐蝕行為之參考資料。

5.11.5.3.膨潤土的天然類比

工程障壁系統中常以膨潤土做為緩衝材料，夯實之膨潤土濕潤後具有回脹能力，處置設施之設計可利用此回脹特性，使其可填充緩衝材料塊間及處置孔周圍處置母岩之間隙。

克羅南古砲為類比黏土效用之著名案例，其砲身使用的是銅含量極高的材質，與瑞典用過核子燃料的廢棄物罐材料類似，研究指出其砲身被包覆在飽和的海洋黏土中(圖 5-63)，海底飽和且實密的黏土也含有與膨潤土類似的蒙脫石成份(Hallberg, 1988, p273-p280; Neretnieks, 1986, p191-p171)，自船沉沒後，銅腐蝕速率即維持在0.15 μm/yr (Miller et al., 1994, p75-168)，雖然古砲埋藏環境與未來處置環境並不相同，古砲埋藏環境屬於較氧化的狀態(Miller et al., 1994, p75-168)，但這些研究成果仍可以提供做為廢棄物罐包覆於緩衝材料之類比參考資料，在如此極端環境下被包覆的銅材，亦能有如此保存性，顯示膨潤土材料對處置設施的重要性。

中國馬王堆漢墓也是一著名案例(工研院，2003，p2-33)，一號墓的女屍，能在炎熱潮濕的南中國地下保存超過2,000年而完好無損，其原因在於該古墓的棺材外部塗上了一層覆土，使得棺材呈現密封狀態而能與外部空氣隔絕，將覆土進行成分分析後，結果發現所覆蓋之材料為一種黏土礦物，故其保存之成效可供緩衝材料類比參考。

5.11.5.4.國內天然類比與進行中的評估研發技術

臺灣距今約400年到2,000年前為金屬器時代，其中著名的有十三行文化、番仔園文化、蔦松文化與靜浦文化等，皆有許多遺址被發掘。而除了上述遺址之古物外，近年來漢本遺址文物也被挖掘出土，出土的鐵渣證實當時臺灣已經擁有冶鐵技術，進入鐵器時代，目前依照同一地層所出土的碳粒進行碳14定年，出土鐵器及青銅器屬於距今900年至1,600年前之古物，漢本遺址古物初步分析結果顯示，鐵器分析方面，腐蝕產物為Fe_3O_4、Fe_2O_3及少量的α-FeOOH所組成，腐蝕速率介於為1 μm/yr至2.7 μm/yr之間。漢本遺址青銅器文物分析方面，青銅飾品及青銅鈴鐺之腐蝕速率分別為0.075 μm/yr至0.883 μm/yr及

0.198 μm/yr至0.671 μm/yr；Johnson and Francis (1980, p3.1-p3.14)曾進行不同地區之古銅器腐蝕研究，其採用保存較為良好且可定年之銅器進行分析，並嘗試由銅器的年代估算腐蝕速率，結果顯示銅器的平均腐蝕率約0.3 μm/yr，而漢本遺址青銅器之分析結果也落於此範圍內。

目前國內天然類比資訊蒐集及探討分析方面，主要著重於持續蒐集臺灣本土相關天然類比之調查研究成果，針對出土古器具之埋藏環境地質、腐蝕機制，進行形態、組織、結構，以及風化產物之成分與組成元素等分析方法，彙整剖析檢測鑑定技術。同時，參考並蒐集國外相關天然類比的研究資料，建立適用於國內本土環境之天然類比檢測技術，例如以微電腦斷層掃描(Micro-CT)，進行樣品的斷層掃描與X光影像分析，推測鐵器的鏽蝕程度，藉由影像的灰階程度分析其可能代表樣品材料的密度變化或孔隙分布，進而推算出土文物的鐵器或銅器樣品之鏽蝕速率，而相關之分析結果可類比放射性廢棄物的銅殼廢棄物罐(含鑄鐵內襯材質)，在自然環境條件下，於類似地質環境條件中之演化歷程。

5.11.6. 管理系統

本計畫是長期性且需要多元化技術的整合性計畫，所以，管理系統重點應在確保「符合需求」與完成「有效文件」，並確保長程計畫的順利執行，必須建立相當縝密的管理系統，方能整合各技術分項工作，落實計畫管理與知識管理等2大管理目標，有條不紊逐步達成各階段目標。

有關管理系統的工作項目架構圖如圖 5-64所示，俾落實計畫追蹤、紀錄文件保存與品保作業功能，隨計畫的進展與成果的產出，再整合知識管理平台以作為管理系統的完整作業平台。系統以網站之形式來進行實作，使用者擁有各自授權的使用範圍。

5.11.6.1.計畫管理

有關計畫追蹤與查核，其目標為可由此系統充分掌握各項工作之進度與成果，適時配合整合技術之需求，以展現具體成果。進行方法分定期與不定期2種方式，定期方式之進行，根據計畫追蹤點由系統主動通知計畫管理與各計畫執行單位，進行計畫進度之追蹤。不定期方式之進行，則由計畫追蹤系統依計畫管理者要求，提供各式現況之摘要圖表，供管理決策之用。建置過程將應用各種資訊技術，整合各項研發工作之進度及成果後存入資料庫，後續可依使用者的權限，配合相關的存取與檢索技術，以量化方式展現計畫的進程。

5.11.6.2.知識管理

處置計畫具有長期、複雜性及政治敏感等獨特性，設施封閉之後甚至需要長期的持續監測。當計畫成熟發展至較敏感的場址評選、處置設施興建及核發運轉執照等階段時，知識庫可提供簡單明瞭的決策流程。

當放射性廢棄物處置面臨決策複雜性及與利害相關人的溝通愈顯挑戰之際，其所運用知識的品質及範疇也隨之快速發展，應集中力量因應挑戰讓知識管理更有效率。

放射性廢棄物處置所面臨的知識管理相關課題，可予以結構化說明如圖 5-65。基本知識元素的產生主要是透過研究與發展工作產生最基礎的項目，然後形成目標導向的中位層知識表現，包含場址描述模型(Site Descriptive Model, SDM)、處置設施設計及評估模型與數據，整合為全系統評估之架構。分析輸出的結果依序送至上位層，並在安全策略的基礎下建構安全論證。

現階段處置計畫可參考國際相關計畫的知識管理作為，儘快投入先進知識管理的相關研發工作。本計畫初步規劃知識管理平台，將以建置知識庫及發展整合運用平台等2個方向進行。

(1) 知識庫

近程知識庫雛形上，為了讓各計畫參與人員可充分分享知識，而後繼執行參與者亦可儘速瞭解研發歷程與成果，以及發揮技術傳

承的最大價值，將以成果報告與技術數據為建置目標，提供搜尋與瀏覽之功能，後續隨著計畫執行階段成果，逐步納入管理與品保需求，以利計畫成果之展現。

(2) 整合運用

當前述知識庫建置達到一定的規模後，配合整合技術及計畫之進展，針對某項整合技術，透過資訊技術連結並擷取個別相關知識庫的數據，進行整合性分析，同時應用視覺化技術來具體展現整體成果，亦便於與社會大眾溝通。

5.11.7. 同儕審查

本計畫已邀集國內相關研究單位參與審查，例如：本報告已經用過核子燃料最終處置計畫諮詢小組審查，而「臺灣地質環境」內容由經濟部中央地質調查所協助審查。另外，與瑞典專責機構(SKB)及芬蘭專責機構(POSIVA)進行國際合作交流，成功舉辦國際同儕審查研討會及技術交流討論會議。並藉由與日本NUMO簽署合作備忘錄(MOU)，參加NUMO召開之「高放處置技術國際交流年會」，並辦理「台日高放射性廢棄物最終處置技術研討會」，藉此建立深層地質處置技術合作管道，針對國內用過核子燃料最終處置技術發展現況進行國際同儕審查。同時，本報告亦請具備高放處置技術審查經驗及能力之美國德州西南研究所(Southwest Research Institute, SwRI)，進行同儕獨立審查作業。

從瑞典 SKB、芬蘭 POSIVA 及日本 NUMO 專家之審查意見與建議中，獲得更明確之計畫發展方向，並從互動中汲取相關報告國際同儕審查之經驗。如功能/安全評估技術，以瑞典 SKB 的 KBS-3 處置概念為基礎，導入基本評估技術研究開發做為借鏡，期能在短期間內提升處置技術。此外，為確保最終處置計畫及工作的推動，有效順遂並能取得公眾認同，必須致力於積極公開最終處置有關之資訊，認知惟有資訊更公開透明、落實政府與團體機構間之資訊交換與意見溝通，方能順利且有效推動最終處置工作。

依據原能會要求，本報告應參考國外作法，規劃執行國際同儕審查，使報告的品質可以達到國際水準，並藉以向國人展示我國是否具備處置場所及技術能力。依照原能會的要求，台電公司遂辦理本報告獨立國際同儕審查，國際同儕審查的組織係依經濟合作暨發展組織/核能署之放射性廢棄物管理國際同儕審查導則辦理(OECD/NEA, 2005)，並成立國際審查小組(Internatioal Review Team, IRT)。國際審查小組在2017年3月到10月之間進行審查工作，於2017年3月底召開定向會議(Orientation meeting)、8月底召開審查會議，審查過程中，國際審查小組提出2批次(5月9日與7月15日)書面提問予台電公司，要求澄清技術議題並進一步提供詳細與額外資訊。國際審查小組依其專業知識及其對國際良好作法的理解，針對本報告進行評估並完成審查發現與建議。

表 5-25：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈之模式使用表

模式	本報告使用之程式
衰變熱	ORIGEN-S程式
緩衝材料與母岩溫度	FLAC3D程式
緩衝材料侵蝕計算	經驗公式(與瑞典SKB相同，採用離島結晶岩測試區現地數據)
銅殼腐蝕計算	經驗公式(與瑞典SKB相同，採用離島結晶岩測試區現地數據)
水文地質模式	DarcyTools程式
近場核種傳輸	GoldSim程式
遠場核種傳輸	GoldSim程式
生物圈	AMBER程式

表 5-26：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈之模式使用表

模式	本報告使用之程式
衰變熱	ORIGEN-S程式
緩衝材料及母岩溫度	FLAC3D程式
剪力位移之阻抗	ANSYS程式
裂隙/廢棄物罐相交	3DEC程式
膨潤土不均勻回脹壓力	ANSYS程式
水文地質模式	DarcyTools程式
近場核種傳輸	GoldSim程式
遠場核種傳輸	GoldSim程式
生物圈	AMBER程式

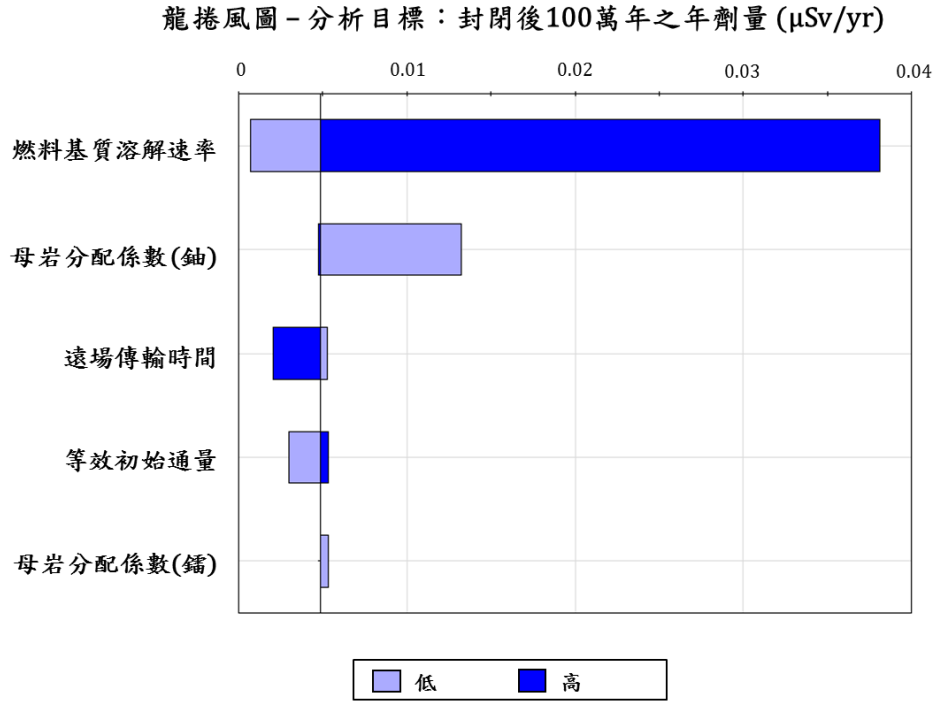


圖 5-59：不同參數對腐蝕情節於100萬年劑量結果之敏感度分析

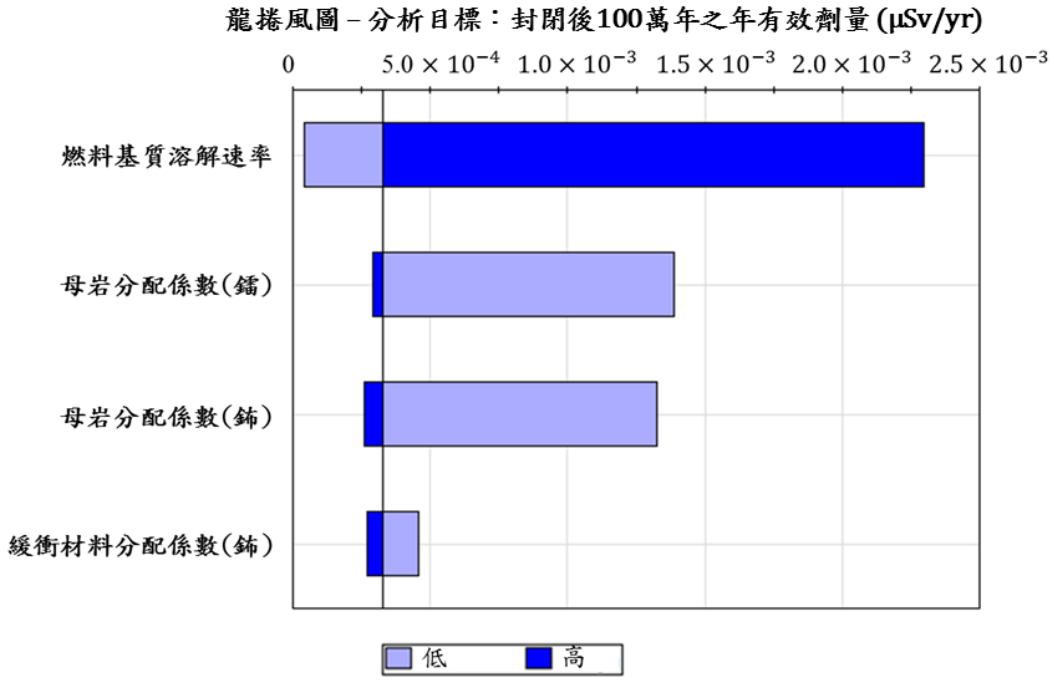


圖 5-60：不同參數對剪力情節於100萬年劑量結果之敏感度分析

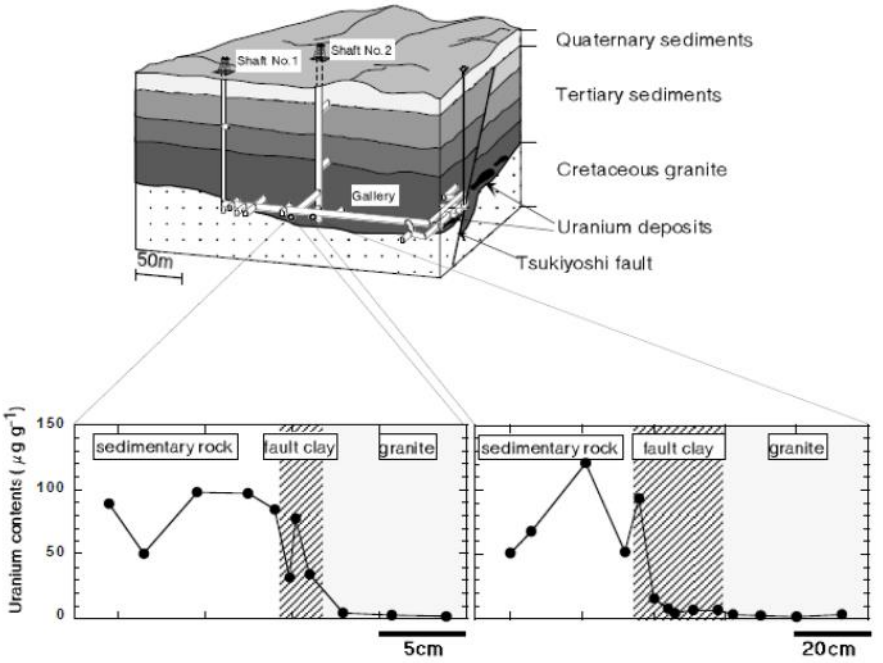


圖 5-61：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分布

資料來源：摘自Shinjo et al.(1997, p94-p95)

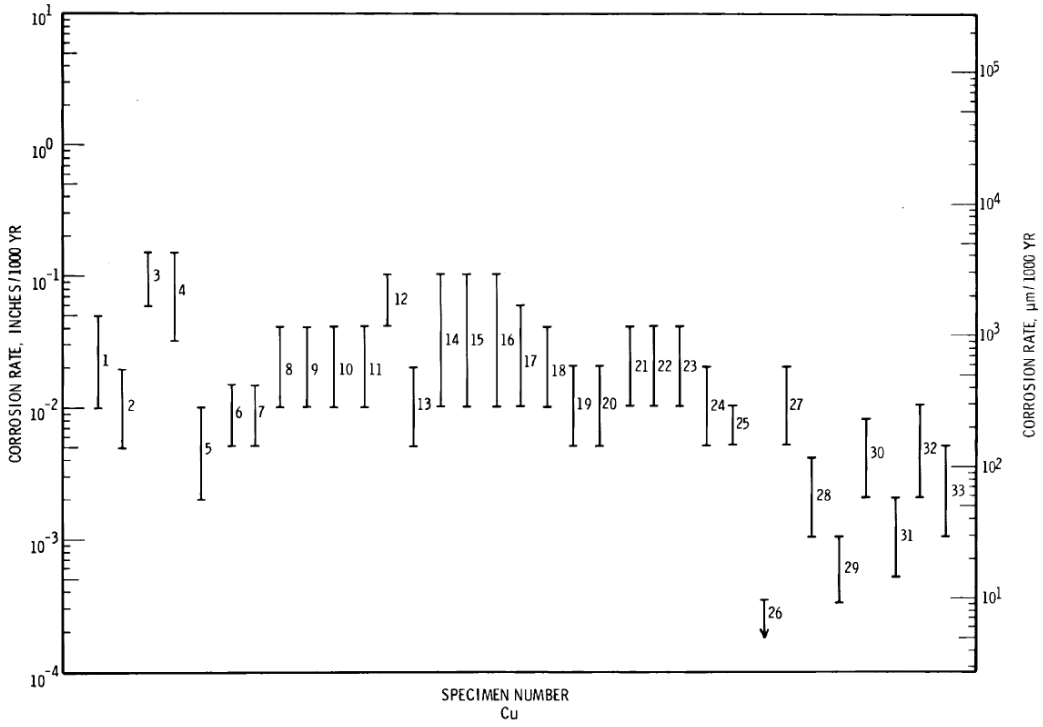


圖 5-62：銅及銅合金考古器物腐蝕率

資料來源：摘自Johnson and Francis (1980, p3.5)

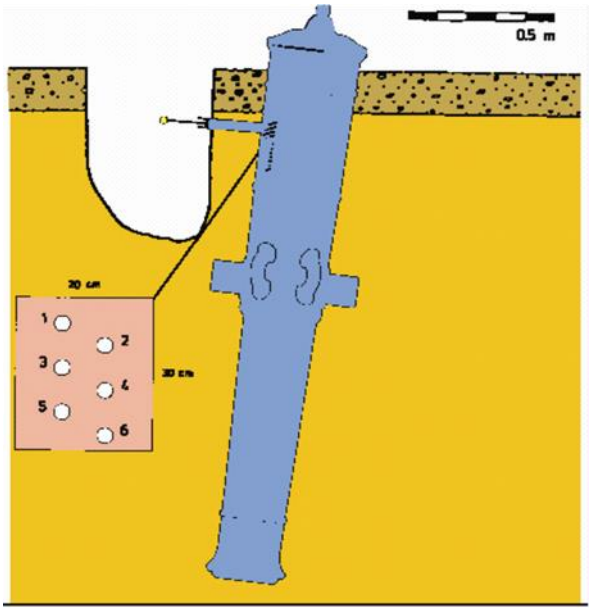


圖 5-63：埋於海底黏土的古銅砲

資料來源：摘自Hallberg (1988, p. 273-280)

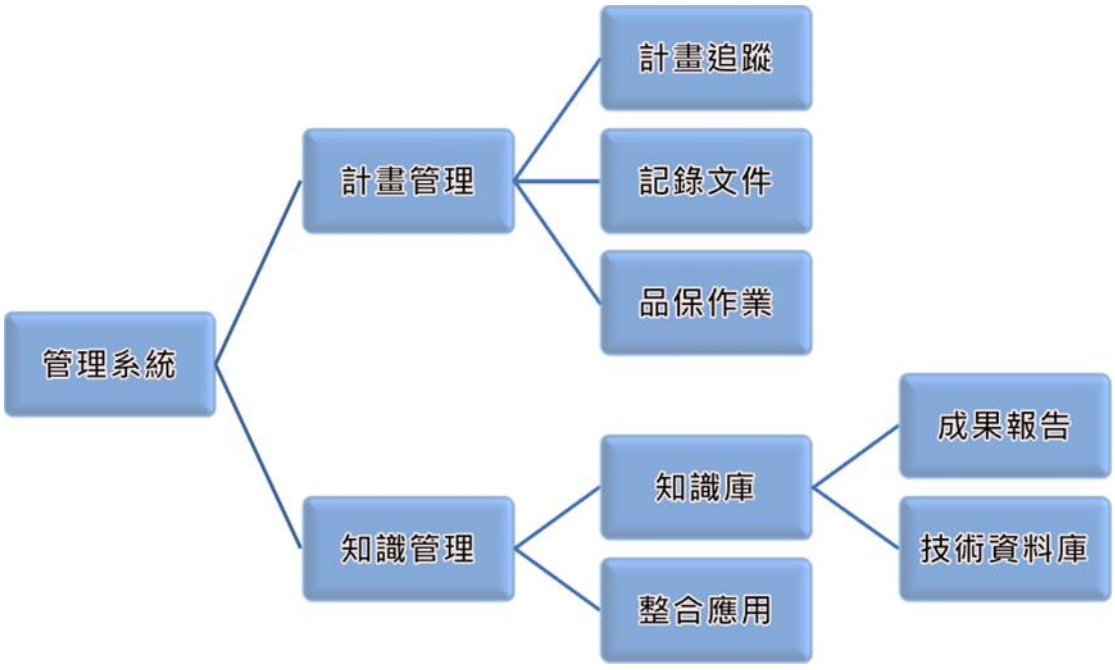


圖 5-64：管理系統工作項目架構

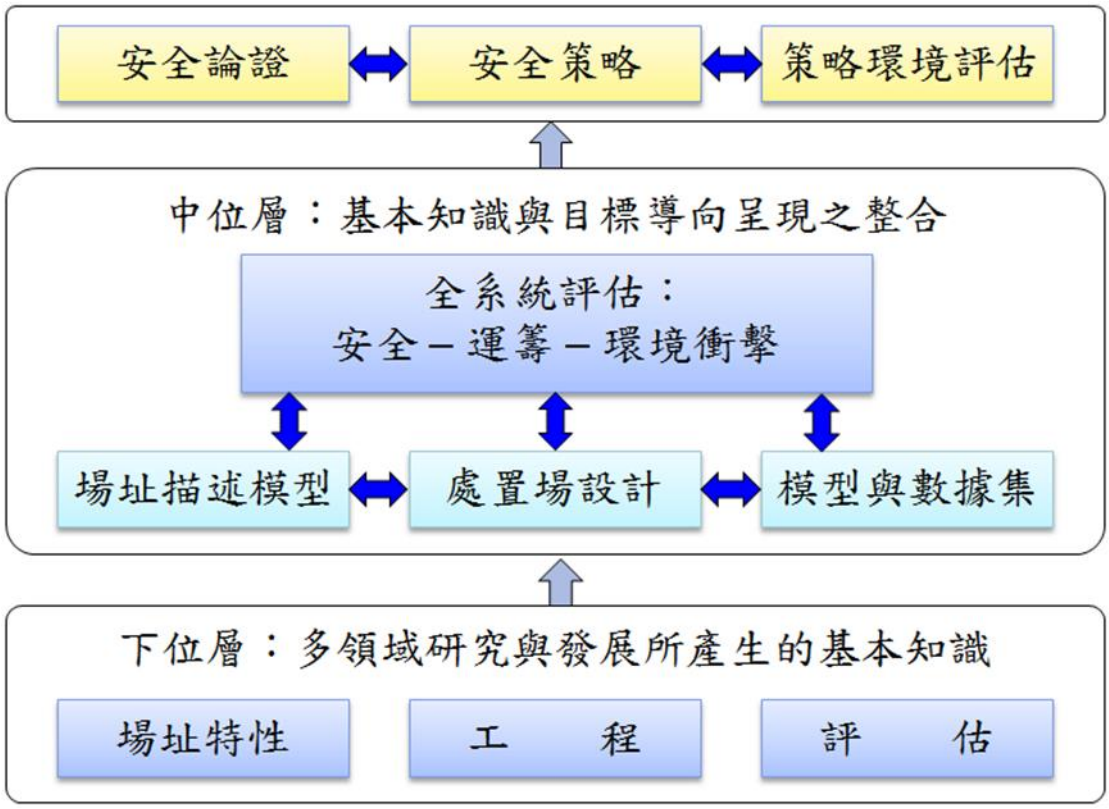


圖 5-65：放射性廢棄物處置專案知識產生、整合與應用之架構

5.12. 小結

為建立安全評估品質與可信度，潛在母岩特性調查與評估階段之安全評估技術發展，參考瑞典SKB應用於Forsmark場址之安全評估方法論(SKB, 2011a, ch2)，針對「處置設計與工程技術」提出之用過核子燃料最終處置系統，以及SNFD2017參考案例的地質概念模式及特性數據，發展安全評估模式鏈，具體展現已具備深層地質處置設施長期安全性的評估能力。分別依安全評估方法論技術發展及建立SNFD2017參考案例可信賴的安全評估技術，彙整重點要成果如下：

在安全評估技術發展方面，建立具系統性、邏輯性，並能符合可信度的安全評估方法論；此方法論將可適用於未來候選或是實際場址之安全評估，可順利推動後續各階段候選場址評選與核定所需之安全可行性評估。綜整技術建立過程所獲取的經驗回饋，得到以下之結論：

(1) 與工程設計技術交互回饋，建立處置設施系統與子系統安全功能與安全功能指標之分析技術。
(2) 盤點內部作用機制，篩選重要FEPs列入現階段重點技術發展，據以強化熱-水-力-化耦合效應之科研論證，有助於分析處置設施長期演化之過程。
(3) 運用處置設施長期演化分析結果，建構以廢棄物罐圍阻為主要安全功能之情節發展研究。
(4) 考量處置系統數據與數值模式之不確定性，發展情節邏輯分析技術，情節涵蓋多重可能性，建構安全評估技術可信度。
(5) 整合處置系統長期安全評估模式鏈，建立數據、參數連結傳遞的準確性，強化風險量化評估技術。
(6) 就地質調查、工程設計與安全評估，提出處置設施長期安全評估可信度，達成安全論證，可回饋於公眾溝通。

在SNFD2017參考案例展示建立可信賴的安全評估技術方面，運用離島結晶岩測試區之本土地質調查資料，採用深層地質處置概念，可綜整實際案例應用之經驗回饋，得到以下之結論：

(1) 已建立臺灣FEPs資料庫，且搭配離島結晶岩測試區的母岩初始條件及KBS-3處置概念之初始條件，交互回饋分析完成重要FEPs清單篩選及機制之探討，同步汲取國際經驗與整合研發資源，探討重要FEPs與相關內部熱-水-力-化耦合效應。

(2) 依本土數據資料，已建立參考演化模型，包括外部條件演化分析概念、生物圈概念模型與演化推論、近場熱分布模擬技術、裂隙岩體水文地質概念模型建立、岩石力學分析與地震危害度分析、地下水化學特性研究與應用、緩衝材料與回填材料特性研究與應用，以及廢棄物罐於腐蝕作用與剪力效應分析技術。

(3) 依據離島結晶岩測試區處置設施所建構之參考演化，建立主要情節發展論述，並考量數據不確定、模式不確定及情節發展不確定，選定基本案例與變異案例，強化掌握處置設施長期安全的變動範圍。

(4) 已開發並整合重要數值分析模式。圍阻安全分析包括：探討廢棄物罐腐蝕作用所建立的水文地質概念模型、緩衝材料侵蝕作用、廢棄物罐腐蝕作用；探討廢棄物罐剪力效應所建立的廢棄物罐剪切危害度分析模式。而核種遲滯安全分析包括：建立核種釋出分析模式、近場傳輸與遲滯分析模式、遠場傳輸與遲滯分析模式，以及生物圈概念模式。

(5) 建立模式整合之數據傳遞流程與正確性，展現廢棄物罐腐蝕作用、剪力效應的風險量化分析技術與結果。

(6) 建構干擾情節案例選定、論述與量化分析技術，包括極端地震頻率案例、未來人類活動及極端全球暖化案例。

綜上所述，現階段對於執行最終處置「安全評估技術」進行技術可行性評估，已可證明達到下述結論：

(1) 建立安全評估與情節建構方法論，說明輻射風險評估方法及評估模式工具之間的整合與所需參數連結。

(2) 運用國內地質環境特徵與處置設施設計概念，以SNFD2017參考案例展示建立可實際應用的安全評估技術。

(此頁為空白頁)

6. 選址技術基礎與安全標準發展

6.1. 前言

因應原能會要求，本報告需達成之3項階段性目標(如第1.3.2節)，本報告即以「臺灣地質環境」、「處置設計與工程技術」及「安全評估」等3大技術主軸為技術基礎，已分別於本報告第3、4、5章，針對這些主軸技術進行發展之論述。且以離島結晶岩測試區為SNFD2017參考案例，整合此3項技術以評估處置設施之整體建造能力，並做為後續選址與確立設施安全功能之基礎。

依「用過核子燃料最終處置計畫書」之規劃，現階段工作未涉及場址評選之作業，後續階段才會逐步開始進行選址作業。本章內容除論述已建立可行技術之成果整合，在後續第6.2節至第6.4節中，將分別依既有的成果，對未來的計畫發展、潛在母岩調查區域篩選及處置場設置等科學與技術基礎，提出論述。最後，於第6.5節對選址技術基礎與安全標準發展進行總結。

6.2. 整合技術和科學奠定未來處置計畫基礎

本報告前面章節針對3項技術主軸進行論述，不僅說明基本的技術基礎，並依相互的關聯性將地質環境調查成果，應用到處置設施的設計與佈置，以及工程施作技術的發展，最後完成整合性的安全分析。圖 6-1顯示這些成果的關聯整合。

在地質環境調查技術方面，本報告彙整水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑及岩石特性等深層地質特性調查成果，並將離島結晶岩測試區深層地質資料，製作SNFD2017參考案例之地質概念模式與特性數據(附錄B)，以應用到工程設計與安全評估。

地質環境調查的發展，隨著潛在母岩調查評估、候選場址選址與調查、處置場址詳細調查到最後建造執照申請，調查精度逐步提升。深層地質環境特性的調查技術，地球科學將扮演著重要角色，尤其更需藉由地下實驗室的設置，驗證本土地質環境進行最終處置的合適性。處置設施與工程的技術發展，以及對處置場的整體安全評估技術，

亦都將隨著調查精度的發展而逐步明確與精細，並降低整體評估的不確定性與提升其可信度。

處置設計與工程技術方面，以SNFD2017參考案例進行地下處置設施配置設計。並且透過力學穩定性評估過程，及腐蝕影響之計算，建立本土化工程障壁系統之功能，同時也檢視本土之製造與工程能力。瑞典及芬蘭等國家在工程障壁建置的經驗及其地下實驗室進行實際處置研究與展示的實績，已具體呈現成熟的深層地質處置工程技術。未來持續參考或引進國際硬體設施發展經驗及成熟技術，係為務實且有效的作法。

現階段，採用國際上成熟的工程障壁研究資料，以及離島結晶岩測試區的地質調查技術發展與成果，做為處置設施的分析與測試之參數，提出工程障壁與處置設施長期穩定性的論證，以判斷長期安全性。對於深層地質處置的隧道施工、設施運轉與封閉作業及處置設施管理，則以國內外與處置工程相同類型之工程實務調查結果，說明此類工程的問題，均已能透過既有技術加以解決，故其可行性並無問題。當處置計畫進展到候選場址評選與核定階段及建置地下實驗室時，工程設計依地下的實體試驗並結合母岩的特性調查，得以更加掌握特定母岩預期的特性。

以SNFD2017參考案例為範例，整合既有深層地質調查數據及深層地質處置概念之工程設計資訊，以安全功能及安全功能指標發展安全評估所需的情節，且發展參考演化概念來強化長期安全評估。最後，整合相關資訊、發展情節，至建立處置系統安全功能評估模式鏈，並進行輻射劑量與風險之量化分析，用過核子燃料最終處置安全評估方法與技術已妥適掌握。同時，執行過程中，也進行參數數據的品保紀錄，依據SNFD2017參考案例之評估過程，完成不確定性評估，輔以品質管理、天然類比、同儕審查等過程，持續發展以安全論證原則，來展現長時間尺度之安全評估成果。

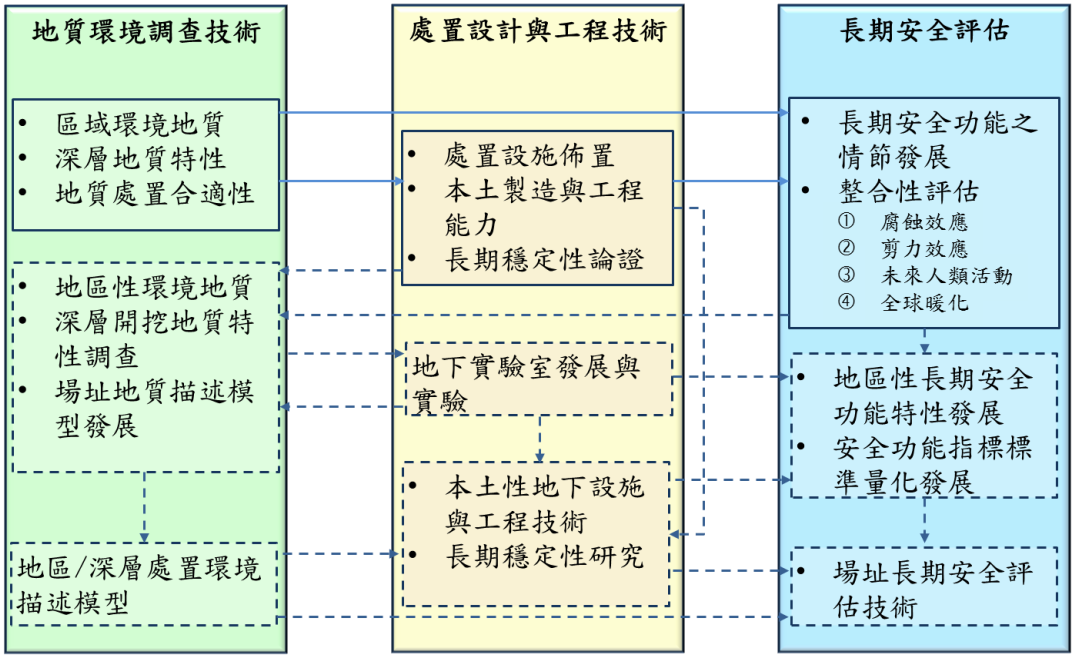


圖 6-1：可行性評估技術整合與未來處置技術發展輪廓

6.3. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選的科學與技術基礎

6.3.1. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選程序

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保公眾安全及環境品質，促進環境的永續發展。

用過核子燃料之深層地質處置技術發展，國際間均採目標導向之階段式發展策略，迄今超過50年，期間所發展及累積的相關地質調查、處置工程設計，以及安全評估技術，已漸形成國際共通作法，用以建立適合當地的科學與技術基礎。

為了確保深層地質處置設施之安全性，從地質環境特性調查、處置工程設計與安全評估分析的逐步發展及回饋精煉，是必須的過程，相關計畫需數十年長程推動，例如2015年11月芬蘭POSIVA取得國際第一個在花崗岩層中的用過核子燃料最終處置場建造執照，就是一個具體典範。

原能會放射性物料管理局委託計畫研究報告(林伯聰，2013，p148)綜合分析國際核能先進國家之高放射性廢棄物最終處置場選址過程，雖然各國在選址階段的時程與選址目標不盡相同，但依其選址階段目標加以區分，則可將各國選址過程大致區分為「場址篩選階段」、「場址調查階段」與「場址確定階段」。各階段的目標與考量因素內容包括：

(1) 場址篩選階段

(a) 階段目標

各國於此篩選階段最主要的目標均是希望篩選出「具有潛力成為最終處置場」，且「具有後續調查作業可行性」的數個場址。

(b) 篩選「具有潛力成為最終處置場」之區域：

此部分各國均以地質的長期穩定性為主要考量，基於各國既有地質調查與研究文獻為主要篩選資料，或輔以現場補充調查做為確認。

不論其篩選作業是以直接設定篩選條件遴選合適區域，或是採用公開招募再研判其合適性之作業方式進行，其最主要的篩選因子均為地質的長期穩定性，另以處置設施是否具有可擴充性為考量。

(c) 篩選「具有後續調查作業可行性」之區域：

由於用過核子燃料最終處置之調查作業具有一定困難度、調查成果之解析不確定性，以及處置設施本身鄰避效應等因素。因此，選擇地質構造較為單純且易於解析之區域，將有助於後續調查作業，確認場址合適性之研判可信度。

此外，亦須避開法定保護區及天然資源區域，避免對周圍住民產生明顯衝擊，並考量社會接受度。

由於篩選依據多為既有文獻資料，其篩選條件評量以定性考量為主，但部分國家採公開招募方式進行篩選，則對於部分不利條件訂有明確數值之技術準則，做為場址合適性複核之用(例如：活動斷層距離、火山半徑距離等)。

(2) 場址調查階段

(a) 階段目標

調查階段最主要的目標均為篩選出「合適的場址」。由於篩選階段多以既有文獻為研判基礎，故以定性評量搭配學理推演為主要方式，因受參考的調查文獻精度與推演方式影響，其可靠度均有所差異。因此，為了篩選出「最具潛力之最終處置場」，多延續其前階段之篩選因子類別，搭配「場址調查」與「安全評估」來確認場址合適性與遴選最佳場址。

(b) 「場址調查」與「安全評估」搭配方式：

(i) 「場址調查」主要目的：用過核子燃料最終處置設施的調查作業，主要以取得場址地質、水文地質與地球化學等特性資料為主，同時亦需取得處置設施工程設計所需之必要資訊。

(ii) 「安全評估」主要目的：由於用過核子燃料最終處置設施將採深層地質處置，且需確保長期隔離安全功能之時

間亦長達數萬年以上，將藉由多重障壁系統之整體功能來達成確保人類環境安全之目的，故在此階段已開始藉由「安全評估」，來加以確認場址之整體適宜性，並確認處置設施將可滿足安全法規限值。

(iii)搭配方式：在「調查階段」為了完整掌握場址特性，各國會將「場址調查」分析所得的特性資料，提供給「安全評估」與「工程設計」作業，重複檢證設計基準的合適性與安全功能是否滿足需求等重要考量。

(c) 「場址調查」之地下調查試驗工作：

由於用過核子燃料最終處置設施母岩之障壁特性為確保安全功能之關鍵，但各場址母岩特性均具有獨特性，難以利用類比式的調查經驗或分析成果來正確掌握場址特性。因此，依各國推動選址之調查經驗，設置地下研究實驗室，進行地下調查與試驗工作。進一步的掌握詳盡的場址資料，以利各種不同情境之安全分析，並降低調查與分析不確定性之影響。

(3) 場址確定階段

(a) 階段目標：

經由原能會或其他審查機關再次審查與確認場址調查階段對於場址特性的掌握程度是否足夠。另外，各國依其法規體制亦會進行社會接受度之評量。

(b)「場址確定」方式

各國場址確定所依循之法規體制多有差異，但主要均需提供場址設施詳細設計資料、安全評估結果、環境影響分析等與執照申請相關文件，供審查機關審核。審查作業主要以場址調查階段所取得之資料進行安全評估，並充分的瞭解所進行之調查與分析的不確定性。在充分掌握場址特性之基礎上，研判場址與設計的合適性，並基於安全評估結果做出場址確定的判斷。

參考瑞士及日本未進入深層地質處置設施候選場址篩選階段的經驗(SFOE, 2008, p33; METI, 2015, p3)，在2005年至2017年期間，為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」：

(1) 現階段任務不涉及特定地質處置設施場址的評估(TPC, 2006, 2011, c6p6)。

(2) 現階段相關調查研究成果，將作為下階段「候選場址評選與核定階段」(2018 年至 2028 年)的參考基礎，供政府權責機關決定地質處置設施的「建議候選場址」，作為接續「場址詳細調查與試驗階段」(2029 年至 2038 年)之調查評估工作，以利於 2038 年，確定地質處置設施地點。

6.3.2. 潛在母岩候選處置場址調查區域篩選考量因子

放射性物料管理局委託計畫研究報告(林伯聰，2013，p155)指出：場址適於做為處置設施之篩選條件通常依循各國法規體制加以訂定，但不論其訂定方式為何，各國均以安全功能因子做為判斷場址合適性之主要考量。因此，在選址過程中雖然會考慮不同篩選因子的優先順序，但仍以影響處置設施長期安全之因子為最優先考量。

場址篩選考量因子在作業時主要注重下列事項：

(1) 考量因子如何影響場址的評價(包含：安全、營運、衝擊影響等)。

(2) 在場址篩選階段與場址調查階段，考量因子能直接或間接取得資料之類型與精度。

(3) 在何種狀況下，考量因子將會對場址形成限制條件或排除條件。

(4) 其他與處置設施相關之空間及時間考量因子均需被評估。

我國已訂頒「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，可供後續選址作業之依循，並可依據作為排除式量化標準，其內容如下：

(1) 為確保高放射性廢棄物最終處置設施場址(簡稱場址)之安全，並利於場址評選與管制作業依循，特訂定本規範。

(2) 場址須能提供天然障壁，以遲滯放射性核種遷移，並避免自然作用危害處置設施，確保處置設施符合安全要求。

(3) 場址不得位於活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區。

(a) 活動斷層之主要斷層帶兩側各1 km及兩端延伸3 km之帶狀地區。

(b) 第四紀火山活動中心半徑15 km範圍內之地區。

(c) 泥火山噴出點半徑1 km範圍內之地區。

(d) 單一崩塌區面積大於0.1 km^2以上，且工程無法整治克服之地區。

(4) 場址不得位於地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染傳輸，並足以影響處置設施安全之地區。

(a) 地下水體氫離子濃度指數(pH值)小於4之地區。

(b) 地質介質對關鍵陽離子核種之分配係數小於3 mL/g之地區。

(5) 場址不得位於地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區。

(a) 水道，包括河川、湖泊、水庫蓄水範圍、排水設施範圍、運河、疏洪道、滯洪池或越域引水路水流經過之地域。

(b) 現有、興建中及規劃完成且經核准興建之水庫集水區。

(c) 地下水管制區。

(6) 場址不得位於高人口密度之地區。此指人口密度高於600 people/km^2之鄉(鎮、市、區)。

(7) 場址避免位於有山崩、地陷或火山活動之虞的地區。

(8) 場址避免位於地質構造有明顯抬升、沉降、褶皺或斷層活動變化的地區。

(9) 場址避免位於水文條件易受人為活動與自然作用影響改變的地區。

(10)場址避免位於地殼具明顯上升或侵蝕趨勢的地區。

(11)場址應考量下列母岩特性：

(a) 母岩深度距離地表300 m以上。

(b) 母岩具有適當厚度與側向分布範圍足以容納處置場地下設施。

(c) 母岩熱力學性質利於移除高放射性廢棄物產生之衰變熱。

(d) 母岩水文性質具有低水力傳導係數與低滲透性。

(e) 母岩力學性質利於處置設施之安全建造、營運與封閉。

(f) 母岩化學性質具有沉澱、吸附或遲滯放射性核種遷移之能力。

(12)場址應考量下列水文特性：

(a) 水文地質構造利於限制地下水流動與遲滯放射性核種傳輸。

(b) 地下水流場穩定且具低水力梯度，而不致加速地下水的流動。

(c) 水文地質環境不致對高放射性廢棄物處置設施有不利影響。

(13)場址應考量下列地球化學特性：

(a) 場址之長期地球化學演化，不致對處置場的障壁功能產生不利影響。

(b) 場址之氧化還原特性與地下水之化學組成，不致加速處置容器之腐蝕破壞。

(14)場址不得位於其他依法不得開發之地區。其範圍及認定標準依各該其他法

(14-1)場址之選定，應符合原住民族基本法第三十一條，不得違反原住民族意願，在原住民族地區內存放高放射性廢棄物。

除量化式之排除標準外，其餘考量因子多為定性評量方式，或是採用分級評量與場址間比較之方式進行評量。當確認場址「長期安全性」之後，該區域應已具備成為場址之潛力，後續則針對「營運安全與工程技術可行性」進行評量。此時，優先考量營運階段之安全風險是否可藉由工程設計加以降低，且同時兼具技術與經濟可行性；再依據民意接受度、自然環境影響、土地權屬、人口分布、既有文獻資料、場址特性調查、地質構造與環境長期演化解析等，可能影響後續處置場址調查工作推展、解析工作精度與安全研判可靠性之項目進行評量。

6.3.3. 調查區域之地質環境調查及評估因子

地質環境的調查可以經由不同的選址階段逐步進行。每個階段的具體調查項目，將由執行與管制機關來訂定。前一個階段得到的資訊，將用來規劃與精進下一階段的調查方法。規劃內容應具有靈活性，以便反映當地的條件，如場址的地質、地理與人口情況。

調查區域的岩層及地下水特性，對工程障壁與天然障壁環境的功能有重要的關聯性。

(1) 影響工程障壁配置的重要地質特性

(a) 地質構造

考慮地質構造型態與方位，進行障壁設施適當佈置。避開大範圍的破碎帶等對地下設施建造有阻力的構造，是絕對必要的。

(b) 地下水流動特性

地下水流動是影響工程障壁材料降解及放射性核種的釋出與遷移的重要特性因素。一般合適的條件為岩層的水力梯度與滲透率都要很小，使得滲進工程障壁的地下水流量相當小。

(c) 地下水的地球化學特性

地下水的化學條件(如酸鹼值、氧化還原電位)是影響廢棄物罐腐蝕率及核種溶解度與遷移的重要因素。根據目前提出的工程障壁規範，地下水為還原狀態和非強鹼或強酸性，是有利工程障壁的佈設，而低鹽度到含海水鹽量的地下水是可接受的。

(d) 岩體的熱與力學性質

處置母岩之應力分布、溫度及其物理等性質，是設計、施工與安置處置設施與工程障壁系統的重要因子。岩體具有相對均勻的應力及低溫的分布，是一般性有利的條件。工程障壁與處置設施的其他組成規格，將根據在所選擇場址的物理特性進行優化。以下條件為不適合於工程障壁的置放：

(i) 岩體的熱性質：難以使緩衝材料保持足夠低的溫度(100 ℃)

(ii) 岩體的力學性質：在處置場運作時期難以維持地下開挖隧道的穩定性，以及工程障壁回填後的物理性質的穩定性

(2) 對天然障壁的重要性質

地質環境應具有天然障壁的重要功能，以遲滯核種從處置場釋出後的遷移。從這個觀點來看，地質構造、地下水流動特性與地下水化學性質，以及在岩層的溶質傳輸應進行檢驗：

(a) 地質構造

為了易於特性化，簡單的地質組成是比較有利的。比較重要的是，需特別注意放射性核種的潛在遷移途徑，如第5章的安全分析結果。處置場的設置，應保持與可能利於傳輸的構造(如大規模的斷層破碎帶)有足夠的距離。

(b) 地下水流動特性

場址的水文地質條件，為預期該場址的地下水流能限制放射性核種的遷移。在一般情況下，低水力梯度與滲透性，以及到最近含水層有長遠的傳輸途徑是為有利的條件。

(c) 地下水/岩體的地球化學特性

降低重要核種遷移的一般條件，為良好的緩衝還原環境、濃度低的潛在複合劑(如溶解的有機物)與量少的膠體。

(d) 溶質傳輸特性

理想的情況下，通過岩體的平流流動應相當的低，溶質傳輸將以擴散為主要機制。當平流發生在不連續面的情況下，應注意傳輸通路的物理結構和礦物成分，特別是諸如吸附和基體擴散機制將遲滯核種傳輸的能力。從第5章的分析結果可知，明顯有利的條件為，岩體具有大量基質擴散的效能，且沿著傳輸路徑的礦物質有高吸附能力。

6.4. 建立處置設施安全準則之科學和技術基礎

用過核子燃料最終處置的安全原則均應符合國際原子能總署所發布的安全基本法則(IAEA, 2007)，並運用隔離、圍阻、遲滯的原理，達到長期安全地處置用過核子燃料之目的，以確保公眾安全，維護環境品質。現階段，就技術可行性評估的整合成果，以隔離、圍阻、遲滯等面向分別闡述處置設施安全準則建立的相關科學與技術基礎如下。

6.4.1. 處置設施安全標準

國際原子能總署所發布的安全基本法則(IAEA, 2007)以及國際放射防護委員會於2013年發表的122號報告(ICRP, 2013)，對高放射性廢棄物深層地質處置的輻射防護提出原則性建議，報告中陳述當採取深地層處置時，在對後代的安全防護上，須包含以下幾點：

(1) 以審慎態度考慮處置設施在未來可能之低曝露所造成健康危害的不確定性。
(2) 秉持永續發展的原則。
(3) 回應國際放射防護委員會第81號報告防護原則，對未來的個人或群體的防護水平要能與當代一致。
(4) 當代人之義務不僅是確保未來世代的安全與保護，更須負起知識與資源的傳承責任。

國際放射防護委員會第122號報告(ICRP, 2013)對將高放射性廢棄物處置或是貯存於深層地質中，在數十萬年以上之長時間演化下，預期可能會釋出放射性核種。釋出後的放射性核種經過傳輸到生物圈會造成生物群體的輻射曝露，此曝露情境依國際放射防護委員會第103號建議書(ICRP, 2007)可視為計畫曝露中的潛在曝露。處置設施在不同預想或是假設條件下的曝露情境將會不同，如屬天然外部事件及正常內部演化下造成的潛在曝露，建議以劑量或是風險約束值來規劃曝露情境；若屬幾乎不可能發生或是極端事件但恐會造成人類或是

生物圈環境重大影響者，可視為緊急曝露或是既存曝露。對於極端的天然擾動事件及人類無意入侵，建議可不需以劑量或是風險約束值來規範。

對於高放射性廢棄物處置發生不同曝露情境應採取的輻射防護措施，同樣應遵循國際放射防護委員會的輻射防護之三原則：正當化、最適化及個人劑量值。

正當化：國際放射防護委員會強調，廢棄物管理與處置是歸屬於先前因輻射作業過程而產生廢棄物的一部分。所以，在衡量實踐作業的正當化就必須考量到廢棄物管理的選項。在整個實踐過程的週期間，須配合社會價值觀念、技術與科學知識的演進，不斷地重新審視正當化。

最適化：廣義的防護最適化，是指在多樣的防護選項中，以透明化的系統迭代方式，來達到最佳的可行技術，確保潛在曝露可以做到合理抑低。最適化需透過良好的體系，以透明的方式進行，包括利害關係人的參與。防護最適化的準則，以輻射管制角度建議劑量約束限值：對公眾0.3 mSv/yr，對工作人員20 mSv/yr或是5年100 mSv。針對風險約束值，對公眾為10^{-5}/y，此值需結合劑量與曝露發生機率來整體計算。國內現行法規對於高放射廢棄物最終處置設施安全評估的管制規定，主要見於「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(原能會，2013)；其中規範處置設施設計之長期安全須符合以下條文：

第9條：高放射性廢棄物處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25 mSv。

第10條：高放射性廢棄物處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

個人劑量限值：國際放射防護委員會認為對於高放處置，對公眾應避免採用輻射劑量限值而採用劑量約束值。

對於未來人類無意入侵的防護，應於場址選擇與設施設計上，盡可能降低其發生的可能性。對於不計入設計基準演化的極端天然擾動及人類無意入侵事件，不需以劑量或是風險約束值規範。而若設施失效事件發生在監測管理期，於監測到異常劑量時，應運用緊急曝露或是既存曝露之防護原則處理。

6.4.2. 處置設施安全功能準則

處置設施之選址與設計運用隔離、圍阻與遲滯的原理，達到用過核子燃料長期安全處置之目的，以確保對大眾與環境的長期安全，以下將分述實現的方式：

(1) 隔離

最終處置主要是以隔離的理念，將高放射性廢棄物與人類生活的環境隔離，使得其放射性降低到與鈾礦未被開採製造成核子燃料前的放射性背景水平一樣或更低。實現的方式是設計具備圍阻功能的多重障壁，並置於深約300 m至1,000 m的穩定深層地質環境中，達到長期隔離之目的。

為深入研究深層地質環境的長期穩定性，本報告第3.2節地質處置合適性研究，著重研究影響臺灣地質處置設施的重要自然影響因子，並將所獲取的科學和技術發展成果回饋說明於第6.3節。整體研究優先考量影響處置設施長期安全之因子，針對岩層及地下水特性對工程障壁與天然障壁相關安全準則的重要關聯性與定性影響進行分析。

為確保處置設施能具有深度防禦的效果，避免過度依賴處置設施任一單項安全功能，故以多重障壁的工程設計理念來提升處置設施的安全性。本報告第4.5節分別就廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁規格與配置、地下設施、回填與封塞、處置設施設計等方面，研析處置設施工程障壁系統與處置設施的設計需求，並發展建立處置設施長期穩定性分析技術。

(2) 圍阻

在處置設施多重障壁設計概念下，還可透過工程障壁與天然障壁發揮圍阻功能。為能明確了解個別工程障壁組件或是多個組件可協同發揮之圍阻功能，我們採取安全功能指標量化概念，以有效提升處置設施安全可靠度。

本報告第5.4節參考瑞典深層地質處置概念，並引入其發展之障壁圍阻安全功能指標，分別給予廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈等一系列具可測量或可計算的指標，同時結合處置場址特性，提出安全功能指標的量化標準。此量化標準可以是一組範圍值、單一上限值亦或是單一下限值，只要能符合安全功能指標，即能確認障壁組件能維持相對應的安全功能。

本報告所建立發展的安全評估技術方法論中，結合安全功能指標與標準，於時間演化下採用分級作法進行分析(graded approach)，探討相關障壁組件功能受熱-水-力-化耦合與內部交互作用之影響，以瞭解處置設施之參考演化。透過此流程所產生的參考演化，將有助於建構相對應的代表性情節。

(3) 遲滯

處置設施設計考量中除能發揮圍阻安全功能外，亦能兼具遲滯核種釋出的安全功能。廢棄物貯存罐提供工程障壁最後一道的圍阻安全功能，倘若其在長期間演化下失效，將會造成封存於內的放射性核種釋出，故如何減緩放射性核種擴散、延散、平流等傳輸現象或作用，即是建立遲滯安全功能指標與標準的目的。

如同圍阻安全功能，在本報告第5.4章節中也說明瑞典在遲滯相關安全功能指標的定義，分別給予燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈等一系列具可測量或可計算的指標。由於遲滯相關安全功能指標會因放射性核種的特性而有所差異，故標準多採定性方法或是提出單一上限值或是下限值作為設定。

本報告結合遲滯安全功能指標與標準，發展放射性核種釋出與傳輸分析技術，納入各放射性核種在工程障壁與天然障壁中的傳輸與遲滯作用分析，已明確分析放射性核種可能再度回到生物圈的情境。

當放射性核種再度回到人類生存的生物圈當中，放射性核種將會在生態系與食物鏈中遷移，進而造成對人體的潛在輻射曝露。本報告在第5.6.2節中建立生物圈演化的分析技術，以模式分析放射性核種透過地下水、沉積物、海水而稀釋傳輸至農林漁牧個體，再經由食物鏈進入人體，如此得出對量化輻射影響程度。最後可整體結合計算情境發生機率與劑量影響，並確認所計算的風險約束值符合國內法規所規範的限值。

6.5. 小結

本報告在第3章至第5章分別就本計畫之3大技術主軸進行研究，在圖 6-1中將其技術整合關聯進行描述，並指出未來處置技術發展對應的輪廓。雖然，現階段仍未針對用過核子燃料最終處置訂出選址程序，但本報告仍參考國內研究報告，而建議將選址程序區分為篩選、調查與場址確定等3個階段，並於第6.3.2節中指出篩選需求，以及對應的調查科學基礎發展。此外，對處置設施的功能進行科學性的探討，訂出可量化的代表安全功能指標與標準。

台電公司彙整結晶岩質潛在處置母岩調查成果概要說明報告(台電公司，2015，p1-2)中指出，關於能否找到合適的花崗岩進行地質處置的問題，依據花崗岩質潛在處置母岩地區現有調查資料，顯示臺灣東部、金門、馬祖、烏坵等4區均有地質圖及地質歷史相關研究，而本報告在不涉及場址議題下，以本土地質特性的離島花崗岩及瑞典KBS-3處置設計概念，系統化整理成SNFD2017參考案例，據以證明發展地質調查、處置工程設計及安全評估的技術能力，可具備深層地質處置長期安全之技術可行性評估，並符合現行之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」規定，如表 6-3所示。

現階段執行潛在處置母岩特性調查與評估，尚未進入候選場址篩選階段，未來建立候選場址調查區域，在場址篩選過程中，前述量化指標數值仍需配合更明確的區域，而進行更合理的特定區域的特定參數值的更新，以及精進安全功能指標內涵。

表 6-1：圍阻的安全功能、安全功能指標與指標標準

處置設施組件	安全功能	安全功能指標與指標標準
廢棄物罐	提供腐蝕障壁	銅殼厚度>0 cm
	抵抗圍壓負載	靜壓負載<45 MPa
	抵抗剪力負載	剪力位移<5 cm
緩衝材料	限制平流傳輸	水力傳導係數<10^{-12} m/s 回脹壓力需>1 MPa
	減少微生物活性	密度；高
	抵抗岩石剪力位移	密度<2,050 kg/m^3
	抵抗轉化	溫度<100 ℃
	防止廢棄物罐下沉	回脹壓力>0.2 MPa
	限制施加於廢棄物罐及岩石的壓力	回脹壓力<15 MPa 溫度> -4 ℃
回填材料	抵抗緩衝材料膨脹	密度；高
地質圈	提供合適的化學條件	還原環境；Eh值須有所限制 鹽度；總溶解固體物值須有所限制 離子強度>4 mM 有害物質濃度；須有所限制 pH值< 11 避免氯化物協助腐蝕；pH值>4及[Cl^-]<2M
	提供合適的水文地質和傳輸條件	流動傳輸阻抗；高 緩衝材料/岩石交界面之等效流率；低
	提供力學穩定環境	地下水壓；須有所限制 處置孔受剪力位移<5 cm 處置孔受剪切速度<1 m/s
	提供合適的熱學環境	溫度> -4 ℃ (避免緩衝材料結凍) 溫度> 0 ℃ (符合剪力分析的假設條件)

表 6-2：遲滯的安全功能、安全功能指標與指標標準

處置設施組件	安全功能	功能指標與指標標準
燃料	維持放射性核種不外洩	燃料基質的轉換率；低 金屬腐蝕率；低
	沉澱	溶解度；低
	避免臨界	反應度；有效增值因子<0.95
廢棄物罐	提供傳輸阻抗	t_{delay}；長 t_{large}；長
	避免燃料臨界	應有合適的幾何特性 應有合適的材料特性
緩衝材料	限制平流傳輸	水力傳導係數<10^{-12} m/s 回脹壓力>1 MPa
	抵抗轉化	溫度<100 ℃
	防止放棄物罐下沉	回脹壓力>0.2 MPa
	過濾膠體	密度>1,650 kg/m^3
	吸附核種	分配係數；高
	允許氣體通過	回脹壓力；低
回填材料	限制平流傳輸	水力傳導係數<10^{-10} m/s 回脹壓力>0.1 MPa 溫度< -2 ℃
	吸附核種	分配係數；高
地質圈	提供合適的化學條件	還原環境；Eh值須有所限制 鹽度；總溶解固體物值須有所限制 離子強度>4 mM 有害物質濃度；須有所限制 pH值；pH值< 11
	提供合適的水文地質和傳輸條件	流動傳輸阻抗；高 緩衝材料/岩石交界面之等效流率；低 分配係數、擴散係數；高 膠體濃度；低

表 6-3：法規符合性檢核表

法規	符合性說明	符合(∨)
第9 條：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過0.25毫西弗。	SNFD2017報告以Goldsim程式整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估。分別以主要情節之腐蝕情節及剪力情節進行案例分析與探討，其中腐蝕情節失效時間遠大於安全評估之時間軸距，故以剪力情節基本案例與變異案例進行探討。經評估後，剪力情節基本案例與變異案例之總和年有效劑量最高劑量為2.10μSv/yr，低於法規劑量限值(如原圖5-46)。	∨
第10 條：高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。	SNFD2017報告參考案例的安全評估結果顯示，可能造成的風險來自腐蝕情節與剪力情節，其中因腐蝕作用使廢棄物罐失效而造成關鍵群體風險之時間點，遠超過安全評估之時間軸距。故對處置設施整體安全評估影響將由剪力情節貢獻，剪力情節之風險評估與整合，100萬年間風險值最大值為1.53×10^{-7}，低於法規的風險限值(如原圖5-55)。	∨
第11條：高放處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。	SNFD2017報告中已針對再取出流程進行分析，分為「封塞移除作業」、「回填材料移除作業」、「緩衝材料移除作業」、「廢棄物罐吊掛取出作業」及「廢棄物罐開罐作業」。現階段已確認具備再取出技術可行性，將持續發展技術以符合高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。	∨

註：法規為「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」。

(此頁為空白頁)

7. 結論及未來研發需求

7.1. 臺灣發展地質處置技術之可行性

綜整本報告前面各章節研究發展之結果，依據「用過核子燃料最終處置計畫書」之規劃，現階段已具體達成以下結論：

(1) 運用已發展的空中磁測、大地電磁、地電阻、微震觀測解析、衛星定位系統觀測解析等大區域調查技術及文獻資料的蒐集研析，針對臺灣地區潛在的3種處置母岩，完成岩體分布研究及特性比較。本報告經過系統化分析評估，明確建議排除臺灣西南部泥岩的處置可行性，並建議花崗岩是臺灣目前具潛能之處置母岩，現階段的研究顯示臺灣本島及離島皆有合適的花崗岩體，其岩體尺寸及地質特性，具備提供後續進行深層地質處置研究的潛力；至於中生代基盤岩仍需持續關注進行研究，以探討其未來處置可行性。潛在母岩地質調查技術可行性評估，已證實可將相關地質調查資訊與地質概念模型，實際應用於處置設施設計概念發展與安全評估技術發展。

(2) 自SNFD2009報告初步可行性之探討，採用KBS-3處置概念做為現階段處置設施系統參考概念，因此，本報告進一步探討現階段處置設計與工程技術可行性，經由此計畫之執行，台電公司已充分掌握相關設計要領及建立「處置設計與工程技術」能力，具備達成「地質處置工程技術能力是否完備」之現階段目標。可依照國內地質特性，自行建立與掌握廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、處置隧道、封塞設計等各系統、組件、結構的設計基礎能力。

(3) 對於執行最終處置「安全評估技術」可行性評估。現階段安全評估技術發展，針對「處置設計與工程技術」提出用過核子燃料最終處置系統，以及SNFD2017參考案例的地質概念模式與特性數據，具體展現地質處置設施長期安全性的評估能力；並已彙整技術發展成果，可達到下述結論：

(a) 建立安全評估與情節建構方法論，說明風險評估方法及評估模式工具之間的整合與所需參數連結；

(b) 運用國內地質環境特徵與處置設施設計概念，以SNFD2017參考案例展示建立可實務應用的安全評估技術；

(c) 依據現階段安全評估技術發展現況，完成後續研究發展重點規劃，提供推動候選場址評選與核定階段(2018年至2028年)的技術支援。

因此，可以現階段技術為基礎持續精進執行本計畫，透過未來各階段的推動執行，包括「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)、「場址詳細調查與試驗階段」(2029年至2038年)、「處置場設計與安全分析評估階段」(2039年至2044年)及「處置場建造階段」(2045年至2055年)，現階段所發展之調查與評估技術，可應用於國內其他適合之結晶岩質處置母岩，只要經妥適選定候選場址，以及獲取整體社會的最大共識，並在民意支持下，可進一步提出適合最終處置之深層地質環境。

7.2. 未來的研究與技術發展

依據用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修訂版)，下一階段「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)之推動計畫，其主要工作目標為：

(1) 完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址。

(2) 建立候選場址工程設計與功能/安全評估之技術。

故該階段主要的研究與發展內容，為運用現階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」所建立之技術及獲致的成果，規劃籌建實驗室設施，加強公眾溝通與建立共識。並從國土範圍內的潛在處置母岩及可列為未來處置場設置的數個地區，進行候選場址的地質特性與功能

/安全評估等相關研究，獲取區域性環境與候選場址地質條件的基礎資料。並以較精細地場址調查與數據確認，透過工程設計與安全評估之反覆回饋整合評估，進而評選出處置場設置的建議候選場址。未來亦持續保有與國際間處置技術先進國家之技術交流與合作，引進成熟之處置技術，並於「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)，進行現地調查取得現地數據時，將本土數據回饋至已建立之評估分析技術中並持續精進。以下分為地質調查及工程設計與功能/安全評估兩部分，來說明未來研究規劃。

7.2.1. 完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址

有鑑於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」已初步建立深層地質特性調查技術，並透過整合性的資料解析，建構出離島花崗岩體的初步地質概念模式，並彙整其地質特性參數，包括岩石力學特性、熱傳特性、水力參數升尺度效應、水壓/水質長期監測、示蹤劑試驗與解析等調查成果。下一階段進行候選場址的評估時，需透過較高精度的現地調查工作，取得較詳細的現地資料，供進行功能安全評估分析，作為建議候選場址之依據。

針對將來特定候選場址的地質特性調查而言，井下地震儀的安裝及資料解析、井下現地應力的量測解析、大規模抽水試驗及高密度井下水力試驗等工作，均是必須進行的現地調查及資料解析工作；上述相關技術，均已分別建立相關技術，但尚未進行整合性的調查解析，應建立長期性的深層地質特性調查技術研究基地，供進行相關技術的整合發展及測試驗證。

7.2.2. 建立候選場址工程設計與功能/安全評估之技術

工程設計與安全評估本土化的目的在尋求最佳方案，配合將來特定地質處置設施候選場址地區的地質特性，使最終處置建設之效益極大化。依照現階段所建立之工程設計流程，以及以離島結晶岩測試區進行安全評估技術回饋下，下一階段持續的工作以下列方向進行規劃：

(1) 地質調查數據回溯分析、調查技術標準程序與數據驗證研究

地質調查數據是影響工程設計與安全評估的重要關鍵，然數據呈現的方式往往因不同目的而有不同需求，為奠定安全評估的可信度，下一階段除增進現地調查及資料解析工作外，亦將建立數據需求/供給標準化程序、調查技術程序標準建立及數據驗證品保標準程序研究。

(2) 現地參數應用平台

地質調查、工程設計與安全評估的交互回饋應用，考量其專業領域與分工可行性，工程設計可擔任銜接前端的現地調查數據使用，以及後端的安全評估參數提供；參考國際上對於現地參數可信度提升與公開透明的作法，可建立現地參數應用平台。運作方式為由安全評估擔任數據使用端提出數據需求，由工程設計建立數據接收與查驗的方法，由地質調查發展適宜調查技術並提供調查數據。由於現階段已經建立工程設計與安全評估流程，未來在參數敏感度的評估上，可根據此流程，反覆進行檢核與驗證。

(3) 特定場址之配置設計

最終處置之處置隧道與處置孔配置設計，除須考量現地應力、岩體裂隙等因素，亦須與地下水流分析、熱傳分析、地震失效評估相結合。目前已建立處置隧道與處置孔設計能力，並以離島結晶岩測試區完成技術驗證，下一階段應配合候選場址的調查作業，擴展到其他潛在母岩區域、或是對尚未考慮的母岩區域進行研究，包括定值式與機率式地震危害度、腐蝕模式及地震剪力位移評估等，均應因地制宜探討各項場址參數，據以提供國內不同母岩區域的比較結果，擴大最終處置選址的決策基礎。

(4) 地下實驗室或工程驗證展示中心之籌設及相關驗證技術

最終處置計畫之進展，需取得社會大眾信任與支持，依據國際各國長期發展計畫，必須有地下實驗室或是特別執行工程驗證的展示中心，亦可使社會大眾、學者專家所提出之相關問題，可由實測數據加以聚焦釐清，做為處置設施設計改善的決策依據。

(5) 國內製造廠商輔導

最終處置工程具有特殊性，實際工程建設完成距今仍有50年之遙，但包括廢棄物罐製造、緩衝材料/回填材料設備、運輸機具設備等，仍須及早完成整體規劃，經由輔導及工程展示，吸引國內廠商投入此一領域，協助最終處置計畫發展，亦為當務之急。因此，列為後續計畫需持續發展項目。

(6) 處置設施參考演化技術發展

下一階段應持續現階段所建立的參考演化重要內部作用機制之理論，擴大完成系統性與整體性分析探討，且部分內部作用機制將受特定場址而異，需引入本土數據建立參考演化，提出科學論證證明；投入長期演化研究，除持續現階段所列舉的重要內部作用機制研究外，亦應廣納綜研國際已具體可信之研究成果，加強國際合作(如DECOVALEX計畫)，達到快速累進技術的目標。

(7) 熱-水-力-化耦合效應實驗技術發展

緩衝材料及回填材料為處置設施中重要的安全因子，其設計之安全性及長期的耐久性為研究重點。為達成緩衝材料/回填材料功能與安全評估技術之目標，下一階段研究規劃將在現階段研究基礎下，考量實際處置場條件發展耦合試驗研究，取得材料特性試驗數據及數值分析所需之參數，並建立處置環境條件之熱-水-力-化耦合效應數值分析模型，強化地震測試技術與研究成果應用，以評估處置場配置與緩衝材料及回填材料設計。另為保證研究工作的質與量及加快研究工作的進度，並有效地吸取國際已有的成果與經驗，台電公司也已於2016年5月參加DECOVALEX 2019計畫，與各國研發團隊合作，選定共同議題進行研討與技術交流。

(8) 安全評估模式鏈技術發展

處置設施安全議題涉及多項專業領域，安全評估模式鏈的整合與應用備受挑戰。現階段在廢棄物罐腐蝕作用及剪力效應等情節，完成安全評估模式鏈的初步建構與整合，並證明技術可行性，對於達到符合安全評估可信度的量化程度，需持續投入長期研究資源。下一階段將基於現階段技術成果回饋，與處置設施參考演化技術同步發展，依據本土特性需求，盤點模式鏈開發需求，廣納

國內既有研究資源以建立模式多樣性，並加強國際技術交流與合作，執行模式驗證及平行比對，提升對安全論證的信賴度。

(9) 強化論證安全評估方法論的應用性

現階段雖以離島結晶岩測試區完成方法論應用示範，建構安全評估品質與可信度的重要基礎，證明可符合安全論證之要求。主要任務來自於數據以及模式開發，包含處置系統地質特性的整體描述、科學論證、科學數據以及評估方法論、模式、計算機程式應用等。故下一階段仍應積極配合候選場址的調查作業，結合地質調查數據回溯分析、調查技術標準程序與數據驗證研究，以及建置現地參數應用平台，將安全評估方法論應用於建議的候選場址區域，亦或是國際案例評估合作；如此不斷的應用與回饋檢討，持續發展安全評估方法論的最佳化流程。

(10)核種遷移試驗技術發展

核種遷移試驗的目的，在於模擬深層地質環境，探討重要核種於近場工程障壁及遠場岩體裂隙之吸附反應與擴散行為，以建立相關之核種遷移參數，並提供國內最終處置場之安全評估及工程障壁設計所需本土化參數依據。未來長程規劃上，以高吸附性重要核種為對象，進行相關之吸附與擴散實驗；在模式驗證及分析部分，將針對核種遷移實驗模式、分析驗證技術、實驗參數不確定性評估、核種於近場吸附機制與遠場傳輸行為之地球化學、熱力學反應平衡模式等議題進行研究，以提升實驗數據之可靠性。此外，膠體對核種遷移的影響亦是研究重點，探討其於緩衝材料、回填材料及母岩的傳輸行為。

(11)天然類比研究發展

天然類比研究在深層地質處置場安全評估中，為一重要的驗證方法，主要在於觀察自然界所發生之現象，用以類比工程障壁於長時間下之功能評估，可彌補實驗室試驗及現地試驗在時間與空間尺度上的不足，並提高深層地質處置概念技術評估之信心。

7.3. 結語

我國核能電廠依其運轉年限將陸續進入除役階段，惟用過核子燃料的安全管理，包括貯存與最終處置，確實是需要務實積極的推動。用過核子燃料的最終處置作業，依法律及法規，由台電公司循序積極推動相關技術之建置。本報告主要呈現已具有階段性地質處置技術及評估地質處置設施長期安全性的能力，是為整體處置計畫發展的關鍵里程碑。本報告同時也說明了現階段技術架構，並且符合原能會依法管制之要求。

(此頁為空白頁)

8. 參考文獻

工研院(2003)，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段一潛在母岩特性調查計畫(91年計畫)，深層地質處置概念之天然類比資訊建立報告(2/3) -SNFD-ERL-90-206，p2-33。

工研院(2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段一潛在母岩特性調查(104-107年度計畫)，SNFD2017參考案例及數據彙整說明報告，表二：地質概念模式及特性數據。

尤崇極、鄧仁杰、施清芳、張福麟、張坤城、劉建麟、宋國良(1991)，我國用過核燃料長程處置計畫第二階段工作計畫，結晶岩區地質驗證調查(金門地區)報告書，SNFD-INER-90-008，行政院原子能委員會核能研究所。

王鑫、楊建夫、郭彥超 (2000) 太魯閣國家公園南湖大山圈谷群古冰河遺跡研究初步調查, 研究調查報告，中華民國太魯閣國家公園管理處，花蓮，第6頁。

台電公司公司(2006)，用過核子燃料最終處置計畫，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局，2006年核定版。

台電公司(2010a) 我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局，2010年7月核備。

台電公司(2010b)，我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告(SNFD2009報告)，台灣電力公司，共758頁。

台電公司(2014)，用過核子燃料最終處置計畫，台灣電力公司核能後端營運處；行政院原子能委員會放射性物料管理局，2014年修訂版。

台電公司(2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段-結晶岩質潛在處置母岩2010~2017年調查成果概要說明，SNFD-FCMA-QA2015-0001-V1，台灣電力公司。

林伯聰(2013)，國際高放射性廢棄物最終處置場址技術準則之研究，102FCMA014，原能會物管局。

林志森(2016)，處置場開挖擾動帶之力學特性研究，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-INER-90-608，核能研究所。

林蔚、林鎮國、錢正明、謝佩珊、蔣立為、張育德、陳文山、李奕亨、郭泰融、劉智超、張濟權、黃淞洋(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段--潛在母岩特性調查(99~101年度計畫)-- 離島結晶岩測試區調查成果(1999-2010)彙編，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-GEL-90-290，工業技術研究院。

林蔚、陳文山、楊明宗(2005)，我國用過核子燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—潛在母岩特性調查計畫(93年計畫)－潛在母岩特性調查，SNFD-ERL-90-219，工研院能資所。

林鎮國、林蔚、董倫道、田能全、謝佩珊、蔣立為、錢正明、陳文山、李奕亨、洪偉嘉、張育德、劉智超、張濟權、蘇毓秀、王清海、劉台生、黃淞洋、劉致育(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(99-101年度計畫)－執行成果報告，SNFD-GEL-90-297，財團法人工業技術研究院。

林鎮國、林蔚、董倫道、蔣立為、田能全、張育德、謝佩珊、陳文山、劉智超、李奕亨、錢正明、廖啟雯、洪偉嘉、謝德勇、蘇毓秀、邱欣瑜、黃淞洋、劉致育、劉台生、王竹方、陳志南、楊燦堯、郭明錦、蔡祁欽(2013)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(101~103年度計畫)－執行成果第一次期中報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-320/SNFD-ITRI-TR2013-0320。

林鼎鈞、吳元傑(2016)，我國高放處置設施現階段之空間設計與土方開挖量評估報告，INER-12812H，核能研究所。

紀立民(2014)，國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究，103FCMA008-6，原能會物管局。

原能會(2013)，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，中華民國94年8月30日會物字第0940028885號令發布，中華民國102年1月18日會物字第1020001007號令修正。

國工局(2006)，隧道工程施工技術解說圖冊，交通部台灣區國道新建工程局，取自http://gip.taneeb.gov.tw/ct.asp?xItem=19529&ctNode=2608。

陳文山、宋時驊、吳樂群、徐澔德、楊小青(2005a)末次冰期以來台灣海岸平原區的海岸線變遷，考古人類學刊，第26期，第40-55頁。

陳志霖(2000)，放射性廢料處置設施緩衝材料之力學性質，國立中央大學土木工程研究所碩士論文，共111頁。

楊明宗、劉智超、蔣立為(2007)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(94~96年度計畫)－岩塊水力試驗94~96年執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-248/SNFD-ITRI-TR2007-0248。

楊建夫、崔之久、王鑫、宋國城 (1998) 雪山地區末次冰期的冰河遺跡，台灣之第四紀第七次研討會論文集，第8-12頁。

盧俊鼎(2005)，開挖擾動帶特性評估模式技術，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-INER-93-559，核能研究所。

盧俊鼎、吳禮浩、張瑟稀(2004)，開挖擾動帶之研究現況與回顧，台電工程月刊，第665期，p116-p129。

Åkesson, M., Kristensson, O., Börgesson, L., Dueck, A., and Hernelind, J., (2010), THM modelling of buffer, backfilland other system components, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-11.

AREVA (2000), Kuosheng ATRIUMTM-10 Mechanical Design Evaluation Report and Kuosheng Unit 1 Reload KS1-F13 ATRIUMTM-10 Mechanical, Thermal-Hydraulic, and Neutronic Design Report.

Bethke, C.M. (2008), Geochemical and biogeochemical reaction modeling, 2nd ed., Cambridge University Press.

Börgesson, L., Fredrikson, A., and Johannesson, L., (1994), Heat Conductivity of Buffer Materials, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-94-29.

Briais, A., Patriat, P., and Tapponnier, P. (1993), Updated interpretation of magnetic anomalies and seafloor spreading stages in the South China Sea: Implications for the Tertiary tectonics of Southeast Asia, Journal of Geophysical Research, Vol. 98, No. B4, pp. 6299–6328.

Chen Zhang-ru et al. (2004), "Study on Corrosion of Bronze Relics – An Example for Anthropogenic Analogue Study on Disposal System of High level Radioactive Waste, Atomic Energy Science and Technology vol.38, suppl, pp163-169

Chen, C.H., Lin, W., Lan, C.Y., and Lee, C.Y. (2004a), Geochemical and Sr, Nd isotopic characteristics and tectonic implications for three stages of igneous rock in the Late Yanshanian (Cretaceous) orogeny, SE China. In: Special volume of fifth Hutton symposium on the origin of granites and related rocks, Transaction of Royal Society of Edinburgh: Earth Sciences, Vol. 95, No. 1–2, pp. 237–248.

Chen, W.S, Yang, C.C., Yen, I.C., Lee, L.S., Lee, K.J., Yang, H.C., Chang, H.C., Ota, Y., Lin, C.W., Lin, W.H., Shih, T.S., and Lu, S.T. (2007), Late Holocene paleoseismicity of the southern part of the Chelungpu fault in central Taiwan: Evidence from the Chushan excavation site, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 97, No. 1B, pp. 1–13.

Chen, W.S., Ridgway, K.D., Horng, C.S., Chen, Y.G., Shea, K.S., and Yeh, M.G. (2001a), Stratigraphic architecture, magnetostratigraphy, and incised-valley systems of the Pliocene-Pleistocene collisional marine foreland basin of Taiwan, eustatic and tectonic controls on deposition, Geological Society of America Bulletin, Vol. 113, pp. 1249–1271.

Cheng, Y., Xu, Q., and O. B. Andersen, (2014), Sea-level trend in the South China Sea observed from 20 years of along-track satellite altimetric data, International Journal of Remote Sensing, Vol. 35, pp. 4329–4339.

Chijimatsu, M., Sugita, Y., and Amemiya, K., (1999), A study on Manufacturing and Construction method of Buffer, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC TN8400 99-035.

Chung, S.L., Sun, S.S., Tu, K., Chen, C.H., and Lee, C.Y. (1994), Late Cenozoic basaltic volcanism around the Taiwan Strait, SE China: Product of lithosphere-asthenosphere interaction during continental extension, Chemical Geology, Vol. 112, pp. 1–20.

Chung, S.L., Yang, T.F., Lee, C.Y. and Chen, C.H. (1995), The igneous provinciality in Taiwan: Consequence of continental rifting superimposed by Luzon and Ryukyu subduction systems, Journal of Southeast Asian Earth Sciences, Vol. 11, Issue 2, pp. 73–80.

Dadson, S.J., Hovius, N., Chen, H., Dade, W.B., Hsieh, M.L., Willett, S.D., Hu, J.C., Horng, M.J., Chen, M.C., Stark, C.P., Lague, D., and Lin, J.C. (2003), Links between erosion, runoff variability and seismicity in the Taiwan orogeny, Nature, Vol. 426, pp. 648–651.

Derrieux, F., Siame, L.L., Bourlès, D.L., Chen, R.F., Braucher, R., Léanni, L., Lee, J.C., Chu, H.T., and Byrne, T.B. (2014), How fast is the denudation of the Taiwan mountain belt? Perspectives from in situ cosmogenic ^{10}Be, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 88, pp. 230–245

Deschamps, A., and Lallemand, S. (2001), The West Philippine Basin: An Eocene to early Oligocene back arc basin opened between two opposed subduction zones, Journal of Geophysical Research, Vol. 107, No. B12, 2322, doi:10.1029/2001JB001706.

Deschamps, A., Monie, P., Lallemand, S., Hsu, S.K., and Yeh, K. Y. (2000), Evidence for Early Cretaceous oceanic crust trapped in the Philippine Sea, Earth and Planetary Science Letters, Vol. 179, pp. 503–516.

Dixon, D. A., and Gray, M. N. (1985), The Engineering Properties of Buffer Material Research at Whiteshell Nuclear Research Establishment, Proceedings of the 19th Information Meeting of the Nuclear Waste Management Program, AECL Tech. Rep., TR-350, Vol. 3, pp. 513-530.

Enkin, R., Yang, Z., Chen, Y., and Constillot, V. (1992), Paleomagnetic constraints on the geodynamic history of the major blocks of China from the Permian to the present, Journal of Geophysical Research, Vol. 97, pp. 13953–13989.

Faure, G. (1991), Principles and Applications of Inorganic Geochemistry, Macmillan.

Fraser King and Paul Wersin (2013), Review of Supercontainer Copper Shell-Bentonite Interactions and Possible Effects on Buffer Performance for the KBS-3H Design, Working Report 2013-03, POSIVA, pp. 28.

Fu, C.C., Yang, T.F., Chen, C.H., Lee, L.C., Wu, Y.M., Walia, V., Liu, T.K., and Lai, T.H. (2016), Spatial and temporal anomalies of soil gas in northern Taiwan and its implication, submitted to Journal of Geophysical Research.

Fu, C.C., Yang, T.F., Walia, V., and Chen, C.H. (2005), Reconnaissance of soil gas composition over the buried fault and fracture zone in southern Taiwan, Geochemical Journal, Vol. 39, pp. 427–439.

Fujita et al., 1998, Field experiment of T-H-M process in the near field.

Golian C. and Lever D. A. (1992), Radionuclide Transport. Alligator Rivers Analogue Project. Final report. Vol. 14., An OECD/NEA International Project Managed by ANSTO, SKI Report 92:20-14, pp. 59.

Gutenberg, R., and C.F. Richter, (1944). Frequency of earthquakes in California, Bulletin of the Seismological Society of America, 34, p185-p188.

Hallberg, R.O. (1988), Inferences from a Corrosion Study of a Bronze Cannon, Applied to High Level Nuclear Waste Disposal, Applied Geochemistry. Vol.3, pp. 273-280.

Hicks, T. W. “Review of SKB’s code documentation and testing,” SKI Report 2005:05 (2005).

Hidaka, H. and Holliger, P. (1998), Geochemical and Neutronic Characteristics of the Natural Fossil Fission Reactors at Oklo and Bangombe, Gabon, Geochim. Cosmochim. Acta, Vol. 62, pp. 89-108.

Hsieh, M.L. and Chyi, S.J. (2010), Late Quaternary mass-wasting records and formation of fan terraces in the Chen-yeo-lan and Lao-nung catchments, central-southern Taiwan, Quaternary Science Reviews, Vol. 29, No. 11-12, pp. 1399–1418.

Hsu, Y.J., Yu, S.B., Simons, M., Kuo, L. C., and Chen, H.Y. (2009), Interseismic crustal deformation in the Taiwan plate boundary zone revealed by GPS observations, seismicity, and earthquake focal mechanisms, Tectonophysics, Vol. 479, pp. 4–18, doi:10.1016/j.tecto.2008.11.016.

IAEA (1994), Siting of geological disposal facilities, A safety guide, Safety series 111-G-4.1, International Atomic Energy Agency, Vienna.

IAEA (2003), Stockholm Int'l Conf on Geological Repositories: Political & Technical Progress (Sweden), Dec. 8-10, 2003, Stockholm.

IAEA (2006), IAEA SAFETY GLOSSARY, Version 2.0, International Atomic Energy Agency.

IAEA (2007), 基本安全原則，基本安全要求，International Atomic Energy Agency, SF-1，簡體中文版。

IAEA (2011a), Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.

IAEA (2011b), Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.

IAEA (2012), The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, Series No. SSG-23, IAEA, Vienna.

ICRP (1990), 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60.

IPCC (2013), Climate change 2013: The physical science basis, In: Stocker, T.F., Qin, D., Plattner, G.K., Tignor, M., Allen, S.K., Boschung, J., Nauels, A., Xia, Y., Bex, V., and Midgley, P.M., Eds., Contribution of Working Group I to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change, Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, 1535 p.

IPFM (2011), Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors－Experience and Lessons from Around the World, International Panel on Fissile Materials.

JAEA (2010), CoolRepH22:Integrated R&D report for supporting safety case development, CoolRep, 日本原子力研究開発機構, 2017/9/25 取自 http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/coolreph22-top-menu.html。

JAEA(2015a), CoolRepH26: Integrated R&D report for supporting safety case development, CoolRep, 日本原子力研究開発機構, 2017/9/25 取自 http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/coolreph26-honbun/h26-kernel-honbun-1.html。

JAEA(2015b), CoolRepH26 Kernel, CoolRep, 日本原子力研究開発機構,2017/9/25取自http://kms1.jaea.go.jp/CoolRep/coolreph26-kernels/coolreph26-kernels-1.html。

JNC (2000a), H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basics for HLW Disposal in Japan, Project Overview report, JNC TN1410-2000-001

JNC (2000b), H12：Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, Supporting report 2, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-TN1410-2000-003.

Johnson, A.B. and Francis, B. (1980), Durability of Metals from Archaeological Objects, Metal Meteorites, and Native Metals, Battelle Pacific Northwest Laboratory, PNL-3198.

Juan, V.C. (1985), The study of igneous rocks in Taiwan, Acta Geologica Taiwanica, Vol. 23, pp. 1–8.

Karnland, O., Ollson, S., and Nilsson, U. (2006), Mineralogy and sealing properties of various bentonitesand smectite-rich clay material, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-06-30.

Konstantinou, K.I. (2014), Potential for future eruptive activity in Taiwan and vulnerability to volcanic hazards, Natural Hazards, Vol. 75, Issue 3, pp. 2653–2671, doi:10.1007/s11069-014-1453-4.

Kopf, A.J. (2002), Significance of mud volcanism, Review of Geophysics, Vol. 40, Issue 2, pp1–52.

Kuo-Chen, H., Wu, F.T., and Roecker, W. (2012), Three-dimensional P velocity structures of the lithosphere beneath Taiwan from the analysis of TAIGER and related seismic data sets, Journal of Geophysical Research, Vol. 117, B06306, doi:10.1029/2011JB009108.

Kurosawa, S., Yui, M., and Yoshikawa, H. (1997), Experimental Study of Colloid Filtration by Compacted Bentonite, Materials Research Society Symposium Proceedings , Materials Research Society, Vol. 465, pp. 963-970.

Lacombe, O., Mouthereau, F., Angelier, J., and Deffontaines, B. (2001), Structural, geodetic and seismological evidence for tectonic escape in SW Taiwan, Tectonophysics, Vol. 333, pp. 323–345.

Lallemand, S. (2014), Strain modes within the forearc, arc and back-arc domains in the Izu (Japan) and Taiwan arc-continent collisional settings, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 86, pp. 1–11.

Lallemand, S., Font, Y., Bijwaard, H., and Kao, H., (2001), New insights on 3-D plates interaction near Taiwan from tomography

and tectonic implications, Tectonophysics, Vol. 335, pp. 229–253.

Lallemand, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C.S., Liu, C.S., and Font, Y. (2013), Indentation of the Philippine Sea plate by the Eurasia plate in Taiwan: Details from recent marine seismological experiments, Tectonophysics, Vol. 594, pp. 60–79.

Lee, C.T. and Wang, Y. (1988), Quaternary stress changes in northern Taiwan and their tectonic implication, Proceedings of the Geological Society of China, Vol. 31, No. 1, pp. 154–168.

Liou, T.S., Lu, H.Y., Lin, C.K., Lin, W., Chang, Y.T., Chien, J.M., and Chen, W.F. (2009), Geochemical investigation of groundwater in a granitic island: A case study from Kinmen Island, Taiwan, Environmental Geology, Vol. 58, No. 7, pp. 1575–1585, doi:10.1007 s00254-008-1664-7.

Liu, C.W., Jang, C.S., Chen, C.P., Lin, C.N., and Lou, K.L. (2008), Characterization of groundwater quality in Kinmen Isalnd using multivariate analysis and geochemical modeling, Hydrological Processes, Vol. 22, pp. 276–383.

Matthiesen H, Hilbert L R, Gregory D J. (2003), Siderite as a corrosion product on archaeological iron from a waterlogged environment. Studies in Conservation, 48, pp. 183-194.

Metz, V., Kienzler, B., and Schüβler, W. (2003), Geochemical evaluation of different groundwater-host rock systems for radioactive waste disposal, Journal of Contaminant Hydrology, Vol. 61, pp. 265–279.

Miller W M., Alexander, R., Chapman, N., McKinley I., and Smellie J. (1994), Natural Analogue Studies in the Geological Disposal of Radioactive Wastes, Studies in Environmental Science 57, Elsevier, Amsterdam, pp. 75-168.

Nagra (1994), Kristallin-I, Geology and Hydrogeology of the Crystalline Basement ofNorthern Switzerland, Nagra Technical Report, NTB 93-01, Nagra, Wettingen,Switzerland.

Naish, T.R. and Kamp, P.J.J. (1997), Sequence stratigraphy of 6th order (41 k.y.) Plio-Pleistocene cyclothems, Wanganui Basin, New Zealand: A Case for the regressive systems tract, Geological Society of America Bulletin, Vol. 109, pp. 978–999.

Naish, T.R., Abbott, S.T., Alloway, B.V., Beu, A.G., Carter, R.M., Edwards, A.R., Journeaux, T.D., Kamp, P.J.J., Pillans, B.J., Saul, G., and Woolfe, K.J. (1998), Astronomical calibration of a southern hemisphere Plio-Pleistocene reference section, Wanganui Basin, New Zealand, Quaternary Science Review, Vol. 17, pp. 695–710.

Naruse, K., Suzuki, A. and Matsuyama, M., (1995), Breakthrough of Abo Main Tunnel.Successfully through High-pressure water Storing Volcanic Ash Deposit and High-temperatureZone, Tunnels and Underground, Vol.26, No.11, pp.27-33.

NEA (1995), Future human actions at disposal sites: a report from the NEA Working Group on Assessment of Future Human Actions at Radioactive Waste Disposal Sites, p18.

Neff D, Dillmann P, Bellot-Gurlet L, Beranger G. (2005), Corrosion of iron archaeological artefacts in soil: characterisation of the corrosion system. Corrosion Science, 47, pp 515-535.

Neff D, Dillmann P, Descostes M, Beranger G. (2006), Corrosion of iron archaeological artefacts in soil: estimation of the average corrosion rates involving analytical techniques and thermodynamic calculations. Corrosion Science, 48, pp 2947-2970.

Neretnieks, I. (1986), investigations of old bronze cannons. In Come B. and Chapman N. A. (editors) Natural analogue working group, second meeting, Interlaken, June 1986, CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 10671, pp. 191-197.

NUMO (2004), Evaluating site suitability for a HLW repository－Scientific background and practical application of NUMO's siting factors, Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO), NUMO-TR-04-04.

OECD/NEA, International Peer Reviews for Radioactive Waste Management, General information and Guidelines; NEA No. 6082; OECD Nuclear Energy Agency, Paris 2005.

OECD/NEA, 2012, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.

Ohnuki, T., Murakami, T., Isobe, H., Sato, T. and Yanase, N. (1995), Modelling Study on Uranium Migration in the Rock under Weathering Condition, Sci. Bas. Nucl. Was. Manag., XVIII, pp. 1227-1234

ORNL (1996), M. D. DeHart and O. W. Hermann,An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel, ORNL/TM-13317.

ORNL (1998), O. W. Hermann and M. D. DeHart,Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for BWR Spent Fuel, ORNL/TM-13315.

ORNL(2004), I. C. Gauld, O.W. Hermann and R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS, NURE/CR-0200, Revsion 7.

Oversby V M. (1998), Criticality in a repository for spent fuel: lessons from Oklo. In: McKinley I G, McCombie C (eds). Scientific basis for nuclear waste management XXI: symposium held inDavos, Switzerland, 23 September – 3 October, 1997. Warrendale, PA: Materials Research Society. (Materials Research Society Symposium Proceedings 506), p 781.

POSIVA (1996), Assessment of alternative disposal concepts, POSIVA 96-12.

POSIVA (2012), Description of KBS-3H Design Variant, POSIVA 2012-50.

Pusch, R and Karnland O. (1988), Geological Evidence of Smectite Longevity, The Sardinian and Götland Case, SKB Technical Report, TR 88-26, pp. 52.

Quintessa (2011), AMBER 5.4 Reference Guide, Quintessa Limited, Henley-on-Thames, UK.

Quintessa Limited (2013), AMBER 5.7 Reference Guide, QE-AMBER-1, Version 5.7

Roberson, H. E. and Lahann, R. W. (1981), Smectite to Illite Conversion Rates: Effects of Solution Chemistry, Clays and Clay Minerals, Vol. 29, pp. 129-135.

Rohling, E.J., Fenton, M., Jorissen, F.J., Bertrand, P., Ganssen, G., and Caulet, J.P. (1998), Magnitudes of sea-level lowstands of the past 500,000 years, Nature, Vol. 394, pp. 162–165.

Russell Alexander, Heini M. Reijonen and Ian G. McKinley (2015), Natural analogues: studies of geological processes relevant to radioactive waste disposal in deep geological repositories, Swiss J Geosci, vol. 108, pp75-100.

Sandén T, Börgesson L (2010), Deep repository – engineered barrier system. Early effect of waterinflow into a deposition hole. Laboratory test results, SKB, R-10-70.

Sandén T, Börgesson L, Dueck A, Goudarzi R, Lönnqvist M (2008), Deep repository – engineeredbarrier system. Erosion and sealing processes in tunnel backfill materials investigated in laboratory, SKB, R-08-135.

Seung Y. L. and Min H. B. (2009), Uranium and other trace elements' distribution in Korean granite: implications for the influence of iron oxides on uranium migration, Environ Geochem Health, vol. 31, pp. 413-420.

Shao, W.Y., Chung, S.L., Chen, W.S., Lee, H.Y., and Xie, L.W. (2015), Old continental zircons from a young oceanic arc, eastern Taiwan: Implications for Luzon subduction initiation and Asian accretionary orogeny, Geology, doi:10.1130/G36499.1

Shinjo, N., Yoshida, H. and Ota, K. (1997), An Analogue Study on Nuclide Migration in Tsukiyoshi Fault, Tono Uranium Deposit, Proc. Migration 97, pp. 94-95.

Shyu, J.B.H., Sieh, K., and Chen, Y.G. (2005a), Tandem suturing and disarticulation of the Taiwan orogen revealed by its neotectonic elements, Earth and Planetary Science Letters, Vol. 233, pp. 167–177.

Siame, L., Chu, H.T., Carcaillet, J., Bourlès, D., Braucher, R., Lu, W.C., Angelier, J., and Dussouliez, Ph. (2007), Glacial retreat history of Nanhuta Shan (north-east Taiwan) from preserved glacial features: The cosmic ray exposure perspective, Quaternary Sciences Reviews, Vol. 26, pp. 2185–2200.

SKB (1994), Final report of the AECL/SKB Cigar Lake Analog Study , TR-94-04.

SKB (2002), Claes-Göran Andersson and SKB (2002), Development of fabrication technology for copper canisters with cast inserts, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-02-07.

SKB (2004), Friction stir welding, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-04-16.

SKB (2006a), Buffer and backfill process reportfor the safety assessment SR-Can, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-06-18.

SKB (2006b), Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar - a first evaluation. Main report of the SR-Can project, SKB, TR-06-09.

SKB (2007a), RD&D Programme 2007, Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-07-012.

SKB (2007b), Retrieval of deposited canister for spent nuclear fuel. Freeing - slurrying of saturated bentonite buffer around a canister at Äspö HRL. Technology. equipment and results in

connection with freeing for the Canister Retrieval Test, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, IPR-08-04.

SKB (2008), Excavation damage and disturbance in crystalline rock – results from experiments and analyses.SKB, TR-08-08.

SKB (2009a), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, R-09-04.

SKB (2009b), Underground design Forsmark Layout D2, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, R-08-116.

SKB (2010a), Teknisk beskrivning xItem=19529&ctNode=2608erg och slutförvaring avanvänt kärnbränsle, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-10-01.

SKB (2010b), Design and production of the KBS‐3 repository, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-10-12.

SKB (2010c), Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository, SKB, TR-10-13.

SKB (2010d), Design, production and initial state of the canister,SKB, TR-10-14.

SKB (2010e), Design, production and initial state of the buffer, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB TR-10-15.

SKB (2010f), Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels, SKB, TR-10-16.

SKB (2010g), Heikki Raiko, Rolf Sandström, Design analysis report for the canister, SKB, TR-10-28.

SKB (2010h), Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-47.

SKB (2010i), Data report for the safety assessment SR-Site, TR-10-52.

SKB (2010j), Creep in jointed rock masses, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-06-94.

SKB (2010k), Jan Hernelind, Modelling and analysis of canister and buffer for earthquake induced rock shear and glacial load, SKB, TR-10-34.

SKB (2010l), Full perimeter intersection criteria, definitions and implementations in SR-Site, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-10-21.

SKB (2010m), Effects of large earthquakes on a KBS-3 repository: evaluation of modelling results and their implications for layout and design, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-08-11.

SKB (2010n), Corrosion calculations report for the safety assessment SR-Site, TR-10-66.

SKB (2010n), Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site, TR-10-50.

SKB (2010o), Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site, TR-10-53.

SKB (2011a), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SKB (2011b), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume I.

SKB (2011c), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume II.

SKB (2011d), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume III.

SKB (2012), KBS-3H Complementary studies,2008ariant. POSIVA 2012-50.ation model-Site descriptive modeling SDM-Site Laxemar, SKB, TR-12-01.

SKB (2013a),Prototype RepositoryMethod for opening and retrievalof the outer section, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, P-13-15.

SKB (2013b), Low-pH concrete plug for sealing the KBS-3V deposition tunnels, SKB, R-11-04.

SKB (2014), Study of wire sawing for deposition tunnels, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-14-08.

SSM (2008), The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations on Protection of Human Health and the Environment in connection with Discharges of Radioactive Substances from certain Nuclear Facilities, SSM FS 2008:23.

Suppe, J. (1981), Mechanics of mountain building and meta-morphism in Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, Vol. 4, pp. 67–89.

Suppe, J. (1984), Kinematics of arc-continent collision, flipping of subduction, and back-arc spreading near Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, No. 6, pp. 21–33.

Svensson U., Ferry M., Kuylenstierna H.-O. (2010), DarcyTools, Version 3.4 - Concepts, methods andequations. SKB R-07-38, Svensk Karnbranslehantering AB, pp.1-144.

Teng, L.S. (1996), Extensional collapse of the northern Taiwan mountain belt, Geology, Vol. 24, pp. 949–952.

T. E. Payne and P. L. Airey (2006), Radionuclide migration at the Koongarra uranium deposit, Northern Australia – Lessons from the Alligator Rivers analogue project, Physics and Chemistry of the Earth, vol. 31, pp. 572-586.

Tylecote, R.F. (1977), Durable Materials for Seawater: the Archaeological Evidence, The International Journal of Nautical Archaeology and Underwater Exploration, Vol.6, pp.269-283.

Ulrich Noseck(GRS) and Václava Havlová (ÚJV) (2014), Natural Analogue Study Ruprechtov (CZ), GRS–349, pp. 113-116.

Wang, K.L., Chung, S.L., O'Reilly S.Y., Sun, S.S., Shinjo, R., and Chen, C.H. (2004), Geochemical constraints for the genesis of post-

collisional magmatism and the geodynamic evolution of the northern Taiwan region, Journal of Petrology, Vol. 45, Issue 5, pp. 975–1011.

Wang, K.L., Lo, Y.M., Chung, S.L., Lo, C.H., Hsu, S.K., and Yang, H.J. (2012), Age and geochemical features of dredged basalts from offshore SW Taiwan: The coincidence of intra-plate magmatism with the spreading South China Sea, Terrestrial Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 23, No. 6, 657–669.

Westinghouse (2013), The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Maanshan Unit 1 Nuclear Power Plant Cycle 22.

Wu, F.T., Kuo-Chen, H., and McIntosh, K.D. (2014), Subsurface imaging, TAIGER experiments and tectonic models of Taiwan, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 90, pp. 173–208.

Yanase, N., Nightingale, T., Payne, T. and Duerden, P. (1991), Uranium Distribution in Mineral Phases of Rock by Sequential Extraction Procedure, Radiochim. Acta, Vol. 52/53, pp.387-393.

Yu, S.B., Chen, H.Y., and Kuo, L.C. (1997), Velocity field of GPS stations in the Taiwan area, Tectonophysics, Vol. 274, pp. 41-59.

Yusa Y., Kamei G., and Arai T. (1991), Some aspects of natural analogue studies for assessment of long-term durability of engineered barrier materials recent activities at PNC Tokai japan. In: Come B and Chapman NA (editors) Natural analogue working group fourth meeting and Pocos de caldas project final meeting, Pitlochry, june 1990. CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 13014, 215-232.

Zhan, J.G., Wang, Y., and Cheng, Y.S. (2009), The analysis of China sea level change, Chinese Journal of Geophysics-Chinese Edition, Vol. 52, Issue 7, pp. 1725–1733.

(AECTW, 2013)[In Chinese: 行政院原子能委員會(2013)，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，2013年1月18日修正公布。]

(AECUS, 1973)[AECUS (1973), Nuclear Power Plants, Seismic and Geologic Siting Criteria, U.S. Atomic Energy Commission, Federal Register, Vol. 38, No. 218.]

(Andersson et al., 2000)[Andersson, J., Ström, A., Svemar, C., Almén, K.E., and Ericsson, L.O. (2000), What requirements does the KBS-3 repository make on the host rock? Geoscientific suitability indicators and criteria for siting and site evaluation, SKB Technical Report, TR-00-12.]

(André et al., 2001)[André, A.S., Sausse, J., and Lespinasse, M. (2001), New approach for the quantification of paleo-stress magnitudes: application to the Soultz vein system (Rhine graben, France), Tectonophysics, Vol. 336, pp. 215–231.]

(Angelier et al., 1990)[Angelier, J., Bergerat, F., Chu, H.T., Juang, W.S., and Lu, C.Y. (1990), Paleostress analysis as a key to margin extension: The Penghu Islands, South China Sea, Tectonophysics, Vol. 183, pp. 161–176.]

(Aramaki, 1991)[Aramaki, S. (1991), Hazardous volcanic eruptions in Japan, Episodes, Vol. 14, pp. 264–268.]

(Arnold et al., 2012)[Arnold, B.W., Vaughn, P., MacKinnon, R., Tillman, J., Nielson, D., Brady, P., Halsey, W. and Altman, S. (2012). Research, Development, and Demonstration Roadmap for Deep Borehole Disposal. Sandia National Laboratories, SAND2012-8527P. 150pp.]

(Baldwin et al., 2003)[Baldwin, J.A., Whipple, K.X., and Tucker, G.E. (2003), Implications of the shear stress river incision model for the timescale of postorogenic decay of topography, Journal of Geophysical Research: Solid Earth, Vol. 108, p. 2158.]

(Beswick et al., 2014)[Beswick, A.J., Gibb, F.G.F., and Travis, K.P. (2014), Deep borehole disposal of nuclear waste: engineering challenges, Proceedings of the Institution of Civil Engineers, Energy, Vol. 167, Issue EN2, pp. 46–66.]

(Beswick et al., 2015)[Beswick, A.J., Travis, K.P., Gibb, F.G.F. (2015). Deep borehole disposal of nuclear waste: engineering challenges. Energy, Vol. 167, p47-66.]

(Bethke, 2008)[Bethke, C.M. (2008), Geochemical and biogeochemical reaction modeling, 2nd ed., Cambridge University Press.]

(Briais et al., 1993)[Briais, A., Patriat, P., and Tapponnier, P. (1993), Updated interpretation of magnetic anomalies and seafloor spreading stages in the South China Sea: Implications for the Tertiary tectonics of Southeast Asia, Journal of Geophysical Research, Vol. 98, No. B4, pp. 6299–6328.]

(Caine et al., 1996)[Caine, J.S., Evans, J.P., and Forster, C.B. (1996), Fault zone ar-chitecture and permeability structure, Science, Vol. 24, pp. 1025-1028.]

(CGS, 2012)[In Chinese: 經濟部中央地質調查所(2012)，臺灣活動斷層分布圖，http://fault.moeacgs.gov.tw/MgFault/Home/pageMap?LFun=3#.]

(CGS, 2013a)[In Chinese: 中央地質調查所(2013a)，臺灣中段山區流域水文地質調查及圖幅繪編(4/4)期末報告，財團法人工業技術研究院執行/經濟部中央地質調查所委辦。]

(CGS, 2016)[In Chinese: 中央地質調查所(2016)，20160206地震地質報告。]

(Chang et al., 2015)[Chang, Y.T., Lin, C.K., Hsieh, P.S., and Lin, W. (2015)][In Chinese: 張育德、林鎮國、謝佩珊、林蔚(2015) 用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段(101~103年度計畫)－花崗岩質地化反應模擬技術研究，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-305/SNFD-ITRI-TR2015-0305。]

(Chen, 1990)[Chen, C.H. (1990)][In Chinese: 陳正宏(1990)，臺灣地質之一，臺灣之火成岩，經濟部中央地質調查所。]

(Chen, 1993)[Chen, Y.G. (1993)][In Chinese: 陳于高(1993)，晚更新世以來南臺灣地區海水面變化與新構造運動研究，國立臺灣大學地質學研究所，博士論文，共158頁。]

(Chen, 1998)[Chen, C.H. (1988)][In Chinese: 陳肇夏(1998)，臺灣的變質岩，經濟部中央地質調查所。]

(Chen, 2002b)[Chen, W.S. (2002)][In Chinese: 陳文山(2002)，台灣泥岩之成因、特性與演化研究，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-GSC-90-158。]

(Chen, 2013)[Chen, Y.W. (2013)][In Chinese: 陳奕維(2013)，由河川陡峭度指標探討臺灣中央山脈東翼之構造活動特性，國立臺灣大學，地質科學研究所，碩士論文，共144頁。]

(Chen et al., 2015) [Chen, C.N., Chang, W.C., Chen, and H.Y. (2015)][In Chinese: 陳志南、張偉哲、陳鴻益(2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段潛在母岩特性調查(101-103年度計畫)-隧道周遭岩石強度與變形相關參數之試驗系統建立與檢測分析研究FY101-103年執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-NTUST-90-310/SNFD-NTUS-TR2015-0310。]

(Chen, 2015)[Chen, P.S. (2015)][In Chinese: 陳炳權 (2015)，金門地區應力場演化史，國立臺灣師範大學，地球科學研究所，金門國家公園管理處補助研究生報告。]

(Chen and Shen, 2005)[Chen, C.W. and Shen, J.J.S. (2005), A refined historical record of volcanic eruptions around Taiwan: Tectonic implications in the arc-continent collision area, Terrestrial, Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 16, No. 2, pp. 331–343.]

(Chen et al., 2001a)[Chen, W.S., Ridgway, K.D., Horng, C.S., Chen, Y.G., Shea, K.S., and Yeh, M.G. (2001), Stratigraphic architecture, magnetostratigraphy, and incised-valley systems of the Pliocene-Pleistocene collisional marine foreland basin of Taiwan, eustatic and tectonic controls on deposition, Geological Society of America Bulletin, Vol. 113, pp. 1249–1271.]

(Chen et al., 2003a)[Chen, W.S., Liu, L.H., Yen, Y.C., Yang, H.C., Lee, L.S., Yu, N.T., Chang, H.C., Shih, R.C., Chen, Y.G., Lin, C.W., Lee, Y.H., Lin, W.H., Shih, T.S., and Lu, S.T. (2003)][In Chinese: 陳文山、劉力豪、顏一勤、楊小青、李龍昇、游能悌、張徽正、石瑞銓、陳于高、林啟文、李元希、林偉雄、石同生、盧詩丁(2003b)新城斷層的古地震研究，經濟部中央地質調查所特刊，第14期，第11–24頁。]

(Chen et al., 2003b)[Chen, W.S., Yang, C.C., Shih, R.C., Yang, H.C., Yen, Y.C., Chen, Y.G., Chang, H.C., Lin, W.H., Lee, Y.H., Shih, T.S., and Lu, S.T. (2003)][In Chinese: 陳文山、楊志成、石瑞銓、楊小青、顏一勤、陳于高、張徽正、林偉雄、李元希、石同生、盧詩丁(2003a)，九芎坑斷層的斷層特性與活動性研究，經濟部中央地質調查所特刊，第14期，第123–139頁。]

(Chen et al., 2004a)[Chen, C.H., Lin, W., Lan, C.Y., and Lee, C.Y. (2004), Geochemical and Sr, Nd isotopic characteristics and tectonic implications for three stages of igneous rock in the Late Yanshanian (Cretaceous) orogeny, SE China. In: Special volume of fifth Hutton symposium on the origin of granites and related rocks, Transaction of Royal Society of Edinburgh: Earth Sciences, Vol. 95, No. 1–2, pp. 237–248.]

(Chen et al., 2004b)[Chen, W.S., Lee, C.T., Shih, R.C., Yang, H.C., Yang, C.C., Yen, Y.C., Liu, L.H., Chang, H.C., and Hou, C.S. (2004)][In Chinese: 陳文山、李錫堤、石瑞銓、楊小青、楊志成、顏一勤、劉力豪、張徽正、侯進雄(2004a)，新化斷層的構造特性與古地震研究，經濟部中央地質調查所特刊，第15期，第111–119頁。]

(Chen et al., 2005b)[Chen, W.S., Yang, C.C., Yang, H.C., Yen, I.C., Chen, Y.Q., and Huang, N.W. (2005)][In Chinese: 陳文山、楊志成、楊小青、顏一勤、陳勇全、黃能偉(2005)，台灣地區活動斷層的古地震研究，台灣之活動斷層與地震災害研討會，第131–135頁。]

(Chen et al., 2007)[Chen, W.S, Yang, C.C., Yen, I.C., Lee, L.S., Lee, K.J., Yang, H.C., Chang, H.C., Ota, Y., Lin, C.W., Lin, W.H., Shih, T.S., and

Lu, S.T. (2007), Late Holocene paleoseismicity of the southern part of the Chelungpu Fault in central Taiwan: Evidence from the Chushan excavation site, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 97, No. 1B, pp. 1–13.]

(Chen et al., 2010a)[Chen, C.H., Hsieh, P.S., Wang, K.L., Yang, H.J., Lin, W., Liang, Y.H., Lee, C.Y. and Yang, H.C. (2010), Zircon LA-ICPMS U–Pb ages and Hf isotopes of Huayu (Penghu Islands) volcanics in the Taiwan Strait and tectonic implication, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 37, pp. 17–30.]

(Chen et al., 2012)[Chen, W.S., Hsieh, P.S., Lin, W., Lin, C.K., Huang, S.Y., and Yu, J.C. (2012)][In Chinese: 陳文山、謝佩珊、林蔚、林鎮國、黃淞洋、余錦昌(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(99~101年度計畫)－HCBH01地質鑽探及岩心井錄分析，工研院執行/台電公司委託，SNFD-GEL-90-284/SNFD-ITRI-TR2012-0284。]

(Chen et al., 2014a)[Chen, P.C., Yeh, E.C., Liu, C.S., Chen, W.K., Chen, R.F., Tasi, J.Y., Lin, W., and Lin, C.K. (2014), Stress field variations in the Kinmen Area since the Late Cretaceous, 2014 annual workshop of the Geological Society of Taiwan.]

(Chen et al., 2014b)[Chen, S.C., Hsu, S.K., Wang, Y.S., and Liu, C.S. (2014)][In Chinese: 陳松春、許樹坤、王詠絢、劉家瑄(2014)，臺灣西南海域上部高屏斜坡之泥貫入體與活躍泥火山的分布及油氣潛能，鑛冶，第58卷，第2期，第30–49頁。]

(Chen et al., 2015b)[Chen, W.S., Huang, S.Y., Liu, Z.Y., Li, Y.H., Hsieh, P.S., Lin, W., Lin, C.K. (2015)][In Chinese: 陳文山、黃淞洋、劉致育、李奕亨、謝佩珊、林 蔚、林鎮國(2015a)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(101~103年度計畫)－HCBH01裂隙特性研究，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-308/SNFD-ITRI-TR2015-0308。]

(Chen et al., 2016a)[Chen, C.H., Lee, C.Y., and Shinjo, R. (2016), The epilog of the western paleo-Pacific subduction: Inferred from

spatial and temporal variations and geochemistry of the Late Cretaceous to Early Cenozoic silicic magmatism in costal South China, Journal of Asian Sciences, Vol. 115, pp. 520–546.]

(Chen et al., 2016b)[Chen, W.S., Yu, H.S., Yui, T.F., Chung, S.L., Lin, C.H., Lin, C.W., Yu, N.T., Wu, Y.M., and Wang, K.L. (2016)][In Chinese: 陳文山、俞何興、俞震甫、鍾孫霖、林正洪、林啟文、游能悌、吳逸民、王國龍(2016)，臺灣地質概論，中華民國地質學會出版，共204頁。]

(Cheng et al., 2012)[Cheng, S.N., Chiang, C.H., and Chen, Y.L. (2012)][In Chinese: 鄭世楠、江嘉豪、陳燕玲(2012)，台灣地區歷史地震資料的建置，中央氣象局地震技術報告彙編，第60卷，第427–448頁。]

(Cheng et al., 2014)[Cheng, Y., Xu, Q., and O. B. Andersen, (2014), Sea-level trend in the South China Sea observed from 20 years of along-track satellite altimetric data, International Journal of Remote Sensing, Vol. 35, pp. 4329–4339.]

(Chiang and Yu, 2009)[Chiang, L.W. and Yu, J.C. (2009)][In Chinese: 蔣立為、余錦昌(2009)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(97~99年度計畫)－區域性地下水量估算技術資料蒐集成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-270/SNFD-ITRI-TR2009-0270。]

(Chiang et al., 2009a)[Chiang, L.W., Chang, Y.T., Chen, K.Y., and Yu, J.C. (2009)][In Chinese: 蔣立為、張育德、陳冠宇、余錦昌(2009)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(97~99年度計畫)－KMBH06裂隙特性量測與分析－水文地質孔內調查與分析執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-266/SNFD-ITRI-TR2009-0266。]

(Ching et al., 2011)[Ching, K.E., Hsieh, M.L., Johnson, K.M., Chen, K.H., Rau, R.J., and Yang, M. (2011), Modern vertical deformation rates and mountain building in Taiwan from precise leveling and

continuous GPS observations, 2000–2008, Journal of Geophysical Research, Vol. 116, B08406, doi:10.1029/2011JB008242, pp. 1–16.]

(Chung et al., 1994)[Chung, S.L., Sun, S.S., Tu, K., Chen, C.H., and Lee, C.Y. (1994), Late Cenozoic basaltic volcanism around the Taiwan Strait, SE China: Product of lithosphere-asthenosphere interaction during continental extension, Chemical Geology, Vol. 112, pp. 1–20.]

(Chung et al., 1995)[Chung, S.L., Yang, T.F., Lee, C.Y. and Chen, C.H. (1995), The igneous provinciality in Taiwan: Consequence of continental rifting superimposed by Luzon and Ryukyu subduction systems, Journal of Southeast Asian Earth Sciences, Vol. 11, Issue 2, pp. 73–80.]

(Chung et al., 2000)[Chung, S.L., Wang, S.L., Shinjo, R., Lee, C.S. and Chen, C.H. (2000), Initiation of arc magmatism in an embryonic continental rifting zone of the southernmost part of Okinawa Trough, Terra Nova, Vol. 12, pp. 225–230.]

(Cox et al., 1979) [Cox, K.G., Bell, J.D., and Pankhurst, R.J. (1979), The interpretation of igneous rocks, Geroge Allen and Unwin, London.]

(Crawford, 2013)[Crawford, J. 2013. Quantification of rock matrix Kd data and uncertainties for SRPSU. SKB R-13-38, Stockholm, Sweden: Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company.]

(Cullen et al., 2010)[Cullen, A., Reemst, P., Henstra, G., Gozzard, S., and Ray, A. (2010), Rifting of the South China Sea: New perspectives, Petroleum Geoscience, Vol. 16, pp. 273–282.]

(Dadson et al., 2003)[Dadson, S.J., Hovius, N., Chen, H., Dade, W.B., Hsieh, M.L., Willett, S.D., Hu, J.C., Horng, M.J., Chen, M.C., Stark, C.P., Lague, D., and Lin, J.C. (2003), Links between erosion, runoff variability and seismicity in the Taiwan orogeny, Nature, Vol. 426, pp. 648–651.]

(Dekker and Verwer, 1984)[Dekker, K., and Verwer, J.G. (1984) Verwer, Stability of Runge-Kutta methods for stiff nonlinear differential equations, North-Holland, New York.]

(Derrieux et al., 2014)[Derrieux, F., Siame, L.L., Bourlès, D.L., Chen, R.F., Braucher, R., Léanni, L., Lee, J.C., Chu, H.T., and Byrne, T.B. (2014), How fast is the denudation of the Taiwan mountain belt? Perspectives from in situ cosmogenic ^{10}Be, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 88, pp. 230–245.]

(Deschamps and Lallemand, 2001)[Deschamps, A., and Lallemand, S. (2001), The West Philippine Basin: An Eocene to early Oligocene back arc basin opened between two opposed subduction zones, Journal of Geophysical Research, Vol. 107, No. B12, 2322, doi:10.1029/2001JB001706.]

(Deschamps et al., 2000)[Deschamps, A., Monie, P., Lallemand, S., Hsu, S.K., and Yeh, K. Y. (2000), Evidence for Early Cretaceous oceanic crust trapped in the Philippine Sea, Earth and Planetary Science Letters, Vol. 179, pp. 503–516.]

(Enkin et al., 1992)[Enkin, R., Yang, Z., Chen, Y., and Constillot, V. (1992), Paleomagnetic constraints on the geodynamic history of the major blocks of China from the Permian to the present, Journal of Geophysical Research, Vol. 97, pp. 13953–13989.]

(EPATW, 2014)[In Chinese: 行政院環境保護署－全國環境水質監測資訊網；http://wq.epa.gov.tw/WQEPA/Code/Station.aspx?Area=2500&Water=River。]

(EYTW, 2015)[In Chinese: 行政院(2015)，中華民國國情簡介－土地，2016/01/18 取自 http://www.ey.gov.tw/state/News Content3.aspx?n=690B370D978A0943&s=C26FDDD8B7870584]

(Faure, 1991)[Faure, G. (1991), Principles and Applications of Inorganic Geochemistry, Macmillan.]

(Follin et al., 2005)[Follin, S., Stigsson, M. and Svensson, U., (2005), Regional hydrogeological simulations for Forsmark – numerical modelling using DarcyTools Preliminary site description Forsmark area – version 1.2, SKB R-05-60.]

(Font et al., 2001)[Font, Y., Liu, C.S., Schnurle, P., and Lallemand, S. (2001), Constraints on backstop geometry of the southwest Ryukyu subduction based on reflection seismic data, Tectonophysics, Vol. 333, Issue 1–2, pp. 135–158.]

(Fu et al., 2005)[Fu, C.C., Yang, T.F., Walia, V., and Chen, C.H. (2005), Reconnaissance of soil gas composition over the buried fault and fracture zone in southern Taiwan, Geochemical Journal, Vol. 39, pp. 427–439.]

(Fu et al., 2016)[Fu, C.C., Yang, T.F., Chen, C.H., Lee, L.C., Wu, Y.M., Walia, V., Liu, T.K., and Lai, T.H. (2016), Spatial and temporal anomalies of soil gas in northern Taiwan and its implication, submitted to Journal of Geophysical Research.]

(GroundMat, 1999)[In Chinese: 廣鎂工程(1999)，和平溪碧海水力發電計畫第一階段，地質鑽探工作報告書，廣鎂工程有限公司/台電公司委辦。]

(Guo et al., 2007)[Guo, T.R., Lin, W., and Tong, L.T. (2007)][In Chinese: 郭泰融、林蔚、董倫道(2007)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(94~96年度計畫)－K區重磁力測勘資料逆推處理94~96年執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-241/SNFD-ITRI-TR2007-0241。]

(Guo et al., 2015) [Guo, H., Lin, J.S., Chen, S.H., Huang, Y.J., Xie, W.J., Wang, J.X., Chen, X.X., and Ouyang, Q. (2015)][In Chinese: 郭皓、林建生、陳珊樺、黃躍進、謝文杰、王建新、陳新興、歐陽群(2015)，閩台破壞性地震對泉州地區的影響分析，自然科學，第3卷，第4期，第247–261頁。]

(Hippel and Hayes, 2010)[Hippel, D. and Hayes, P. (2010), Deep Borehole Disposal of Nuclear Spent Fuel and High Level Waste

as a Focus of Regional East Asia Nuclear Fuel Cycle Cooperation, Nautilus Institute.]

(Ho, 1986b)[Ho, C.S. (1986)][In Chinese: 何春蓀(1986)，普通地質學，五南圖書出版公司，台北。]

(Holloway, 1982)[Holloway, N.H. (1982), North Palawan Block, Philippines–its relation to Asian mainland and role in evolution of South China Sea, American Association of Petroleum Geologists Bulletin, Vol. 66, pp. 1355–1383.]

(Hsieh, 2000)[Hsieh, P.S. (2000)][In Chinese: 謝佩珊(2000)，臺灣地區溫泉與泥火山氣體來源之初探，國立臺灣大學，地質學研究所，碩士論文，共77頁。]

(Hsieh, 2005)[Hsieh, M.L. (2005)][In Chinese: 謝孟龍(2005)，一些簡單數字的背後：回顧臺灣千、萬年時距地塊上升、沉降速率的研究，2005年臺灣活動斷層與地震災害研討會論文集，第47–58頁。]

(Hsieh, 2015)[Hsieh, P.S. (2015)][In Chinese: 謝佩珊 (2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(101~103年度計畫)－花崗岩岩礦物特性分析執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-306/SNFD-ITRI-TR2015-0306。]

(Hsieh and Chyi, 2010)[Hsieh, M.L. and Chyi, S.J. (2010), Late Quaternary mass-wasting records and formation of fan terraces in the Chen-yeo-lan and Lao-nung catchments, central-southern Taiwan, Quaternary Science Reviews, Vol. 29, No. 11-12, pp. 1399–1418.]

(Hsieh and Lin, 2012)[Hsieh, P.S. and Lin, W. (2012)][In Chinese: 謝佩珊、林蔚(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(99~101年度計畫)－K區花崗岩岩心礦物組成特性分析，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-GEL-90-288/SNFD-ITRI-TR2012-0288。]

(Hsieh and Rau, 2009)[Hsieh, M.L. and Rau, R.J. (2009), Late Holocene coseismic uplift on the Hua-tung Coast, eastern Taiwan: Evidence from mass mortality of intertidal organisms, Tectonophysics, Vol. 474, pp. 595–609.]

(Hsieh et al., 1996)[Xie, C.L., Jian, Z.M., Zhao, Q.H., and Wang, P.C. (1996)][In Chinese: 謝傳禮、翦知湣、趙泉鴻、汪品先(1996)，末次盛冰期中國海古地理輪廓及其氣候效應，第四紀研究，第16卷，第1期，第1–10頁。]

(Hsieh et al., 2004)[Hsieh, M.L., Liew, P.M., and Hsu, M.Y. (2004), Holocene tectonic uplift on the Hua-tung coast, eastern Taiwan, Quaternary International, Vol. 115–116, pp. 47–70.]

(Hsu and Chang, 1979)[Hsu, T.L. and Chang, H.C. (1979), Quaternary faulting in Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, No. 3, pp. 155–165.]

(Hsu et al., 2009)[Hsu, Y.J., Yu, S.B., Simons, M., Kuo, L. C., and Chen, H.Y. (2009), Interseismic crustal deformation in the Taiwan plate boundary zone revealed by GPS observations, seismicity, and earthquake focal mechanisms, Tectonophysics, Vol. 479, pp. 4–18, doi:10.1016/j.tecto.2008.11.016.]

(Hu and Lin, 2000)[Hu, K.H. and Lin, H.S. (2000)][In Chinese: 胡國興、林華松(2000)，低放射性廢料最終處置第一階段－工作顧問服務(第一次工作變更)計畫－小坵嶼優先調查場址場址調查報告書，台電公司/泰興工程顧問有限公司委辦計畫，工業技術研究院能源與資源研究所，4ML1100-RS-2100-R.1。]

(IAEA, 1972)[IAEA (1972), Earthquake guidelines for reactor siting, International Atomic Energy Agency, Technical Report Series, No. 139, 26 p.]

(IAEA, 1994)[IAEA (1994), Siting of geological disposal facilities, A safety guide, Safety series 111-G-4.1, International Atomic Energy Agency, Vienna.]

(IAEA, 2011)[IAEA (2011), IAEA safety standards for protecting people and the environment, Geological disposal facilities for

radioactive waste, Specific safety guide, No. SSG-14, International Atomic Energy Agency, Vienna.]

(IPCC, 2013)[IPCC (2013), Climate change 2013: The physical science basis, In: Stocker, T.F., Qin, D., Plattner, G.K., Tignor, M., Allen, S.K., Boschung, J., Nauels, A., Xia, Y., Bex, V., and Midgley, P.M., Eds., Contribution of Working Group I to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change, Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, 1535 p.]

(IPFM, 2011)[IPFM (2011), Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors — Experience and Lessons from Around the World, International Panel on Fissile Materials.]

(JNC, 2000)[JNC (2000), H12 Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Project Overview Report, 2nd Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of HLW in Japan, JNC Technical Report TN1410 2000-001, Japan Nuclear Cycle Development Institute, Tokai-mura, Japan.]

(Juan, 1985)[Juan, V.C. (1985), The study of igneous rocks in Taiwan, Acta Geologica Taiwanica, Vol. 23, pp. 1–8.]

(Juang, 1988)[Juang, W.S. (1988)][In Chinese: 莊文星(1988)，臺灣新生代晚期火山岩之定年與地球化學研究，國立臺灣大學，海洋研究所，博士論文，共231頁。]

(Juang and Chen, 2001)[Juang W.S. and Chen J.C. (2001)][In Chinese: 莊文星、陳汝勤(2001)，蘭嶼島弧安山岩中斜長花崗岩包體之地球化學探討，中華民國地質學會90年年會論文集，第145–147頁。]

(Ketner, 2014)[Ketner, J. (2014), Deep Borehole Disposal of Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel, Waste and Waste Management, NOVA.]

(Konstantinou, 2014)[Konstantinou, K.I. (2014), Potential for future eruptive activity in Taiwan and vulnerability to volcanic

hazards, Natural Hazards, Vol. 75, Issue 3, pp. 2653–2671, doi:10.1007/s11069-014-1453-4.]

(Kopf, 2002)[Kopf, A.J. (2002), Significance of mud volcanism, Review of Geophysics, Vol. 40, Issue 2, pp1–52.]

(Kuo-Chen et al., 2012)[Kuo-Chen, H., Wu, F.T., and Roecker, W. (2012), Three-dimensional P velocity structures of the lithosphere beneath Taiwan from the analysis of TAIGER and related seismic data sets, Journal of Geophysical Research, Vol. 117, B06306, doi:10.1029/2011JB009108.]

(Lacombe, 2012)[Lacombe, O. (2012), Do fault slip data inversions actually yield ‘‘paleostresses’’ that can be compared with contemporary stresses? A critical discussion. Comptes Rendus Geoscience, Vol. 344, pp159-173.]

(Lacombe et al., 2001)[Lacombe, O., Mouthereau, F., Angelier, J., and Deffontaines, B. (2001), Structural, geodetic and seismological evidence for tectonic escape in SW Taiwan, Tectonophysics, Vol. 333, pp. 323–345.]

(Lallemand, 2014)[Lallemand, S. (2014), Strain modes within the forearc, arc and back-arc domains in the Izu (Japan) and Taiwan arc-continent collisional settings, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 86, pp. 1–11.]

(Lallemand et al., 2001)[Lallemand, S., Font, Y., Bijwaard, H., and Kao, H., (2001), New insights on 3-D plates interaction near Taiwan from tomography and tectonic implications, Tectonophysics, Vol. 335, pp. 229–253.]

(Lallemand et al., 2013)[Lallemand, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C.S., Liu, C.S., and Font, Y. (2013), Indentation of the Philippine Sea plate by the Eurasia plate in Taiwan: Details from recent marine seismological experiments, Tectonophysics, Vol. 594, pp. 60–79.]

(Lee, 1994)[Lee, C.Y. (1994)][In Chinese: 李寄嵎(1994)，澎湖地區玄武岩類與福建地區基性岩脈之定年學與地球化學研究兼論中

生代晚期以來中國東南地函之演化，國立臺灣大學，地質學研究所，博士論文，共226頁。]

(Lee, 1997)[Lee, Y.H. (1997)][In Chinese: 李元希(1997)，臺灣中央山脈中段在蓬萊運動中的構造演化，國立臺灣大學，地質學研究所，博士論文，共202頁。]

(Lee and Wang, 1988)[Lee, C.T. and Wang, Y. (1988), Quaternary stress changes in northern Taiwan and their tectonic implication, Proceedings of the Geological Society of China, Vol. 31, No. 1, pp. 154–168.]

(Lee et al., 2002)[Lee, Y.H., Lu, S.T., Shih, T.S., Lin, W.H, and Lin, C.W. (2002)][In Chinese: 李元希、盧詩丁、石同生、林偉雄、林啟文(2002)，臺灣活動斷層之回顧與展望，臺灣之活動斷層與地震災害研討會，第49–62頁。]

(Leu, 2005)[Leu, P.L. (2005)][In Chinese: 呂佩玲(2005)，臺灣地震測報作業的回顧與展望，2005年臺灣活動斷層與地震災害研討會論文集，第9–22頁。]

(Li et al., 2015)[Li, Y.H., Liao, Y.C., and Chen, W.S. (2015)][In Chinese: 李奕亨、廖彥喆、陳文山 (2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(101~103年度計畫)－構造活動性微震監測與分析技術建立FY101~103執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-315/SNFD-ITRI-TR2015-0315。]

(Liew, 2003)[Liew, P.M. (2003)][In Chinese: 劉平妹(2003)，乾溼冷暖孢粉知道，科學發展，第369期，第18－23頁。]

(Lin, 2001)[Lin, W. (2001)][In Chinese:林蔚(2001)，華南沿海地區晚燕山期侵入岩漿活動及大地構造意義，國立臺灣大學，地質科學研究所，博士論文，共237頁。]

(Lin, 2012)[Lin, C.H. (2012)][In Chinese: 林正洪(2012)，臺灣北部火山活動觀測研究期末報告，經濟部中央地質調查所委託研究報告，共135頁。]

(Lin, 2015)[Lin, C.Y. (2015)][In Chinese: 林朝彥(2015)，花蓮和平溪下游變質花崗岩之脆韌性與脆性構造研究與其地質意義，國立臺灣師範大學，地球科學研究所，碩士論文。]

(Lin et al., 1991a)[Lin, C.C., Chan, S.S., and Ho, S.C. (1991)][In Chinese: 林朝宗、張郇生、何信昌(1991a)，母岩特性綜合研究報告書(77~80年計畫)，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-CSG-90-015。]

(Lin et al., 2003a)[Lin, A.T., Watts, A.B., and Hesselbo, S.P. (2003), Cenozoic stratigraphy and subsidence history of the South China Sea margin in the Taiwan Region, Basin Research, Vol. 15, pp. 453–478.]

(Lin et al., 2007a)[Lin, C.K., Tong, L.T., Chiang, L.W., Lin, W., Liao, C.W., Chien, J.M., Guo, T.R., Chen, W.S., Lee, Y.H., Yang, M.T., Chang, Y.T., Ouyang, S. Chang, C.C., Su, Y.H., Liou, T.S., Wei, Y.Y. (2007)][In Chinese: 林鎮國、董倫道、蔣立為、林蔚、廖啟雯、錢正明、郭泰融、陳文山、李奕亨、楊明宗、張育德、歐陽湘、張濟權、蘇毓秀、劉台生、衛元耀(2007)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(94~96年度計畫)－執行成果期末報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-GEL-90-254/SNFD-ITRI-TR2007-0254。]

(Lin et al., 2010)[Lin, W., Chien, J.M., Lin, C.K., Chiang, L.W., Kuo, T.R., Chang, Y.T., Chen W.S., and Hsieh, P.S. (2010)][In Chinese: 林蔚、錢正明、林鎮國、蔣立為、郭泰融、張育德、陳文山、謝佩珊(2010)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(97~99年度計畫)－K區東部地質概念模式成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-273/SNFD-ITRI-TR2010-0273。]

(Lin et al., 2011b)[Lin, W., Lee, C.Y., Yang, H.C., and Chen, C.H. (2011)][In Chinese: 林蔚、李寄嵎、楊小青、陳正宏(2011)，五萬分之一臺灣地質圖說明書－金門地區，經濟部中央地質調查所，共93頁。]

(Lin et al., 2012b)[Lin, C.W., Lu, S.T., and Chen, W.S. (2012)][In Chinese: 林啟文、盧詩丁、陳文山(2012)，臺灣活動斷層分布圖2012年版說明書，經濟部中央地質調查所特刊，第26號，第1–30頁。]

(Lin et al., 2012c)[Lin, W., Lin, C.K., Chien, J.M., Hsieh, P.S., Chiang, L.W., Chang, Y.T., Chen, W.S., Li, Y.H., Liou, J.C., Chang, C.C., and Huang, S.Y. (2012)][In Chinese: 林蔚、林鎮國、錢正明、謝佩珊、蔣立為、張育德、陳文山、李奕亨、郭泰融、劉智超、張濟權、黃淞洋(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(99~101年度計畫)－K區調查成果(1999–2010)彙編，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-GEL-90-290/SNFD-ITRI-TR2012-0290。]

(Lin et al., 2013)[Lin, C.K., Lin, W., Tong, L.T., Chiang, L.W., Tien, N.C., Chang, Y.T., Hsieh, P.S., Chen, W.S., Liou, C.C., Lee, Y.H., Chien, J.M., Liao, C.W., Hung, W.C., Hsieh, T.Y., Su, Y.H., Chiu, H.Y., Huang, S.Y., Liu, C.Y., Liou, T.S., Wang, C.F., Chen, C.N., Yang, T.F., Kuo, M.C.T., and Tsai, C.C. (2013)][In Chinese: 林鎮國、林蔚、董倫道、蔣立為、田能全、張育德、謝佩珊、陳文山、劉智超、李奕亨、錢正明、廖啟雯、洪偉嘉、謝德勇、蘇毓秀、邱欣瑜、黃淞洋、劉致育、劉台生、王竹方、陳志南、楊燦堯、郭明錦、蔡祁欽(2013)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(101~103年度計畫)－執行成果第一次期中報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-320/SNFD-ITRI-TR2013-0320。]

(Lin et al., 2014a)[Lin, C.K., Lin, W., Tong, L.T., Chien, J.M., Lee, Y.H., Chen, W.S., Tien, N.C., Hsieh Pei-Shan, Chiang, L.W., Chang, Y.T., Liou, C.C., Liao, C.W., Su, Y.H., Hung, W.C., Hsieh, T.Y., Huang, S.Y., Liu, C.Y., Wu, S.C., Chiu, H.Y., Liao, Y.C., Liou, T.S., Wang, C.F., Chen, C.N., Yang, T.F., Kuo, M.C.T., and Tsai, C.C. (2014)][In Chinese: 林鎮國、林蔚、董倫道、錢正明、李奕亨、陳文山、田能全、謝佩珊、蔣立為、張育德、劉智超、廖啟雯、蘇毓秀、洪

偉嘉、謝德勇、黃淞洋、劉致育、吳上智、邱欣瑜、廖彥喆、劉台生、王竹方、陳志南、楊燦堯、郭明錦、蔡祁欽(2014)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段(101~103年度計畫)－執行成果第二次期中報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-321/SNFD-ITRI-TR2014-0321。]

(Lin et al., 2016)[Lin, C.K., Lin, W., Hsieh, P.S., Tong, L.T., Chien, J.M., Tien, N.C., Huang, S.Y., Liou, T.S., Wu, P.L., Chang, Y.T., and Yin, C.Y. (2016)][In Chinese: 林鎮國、林蔚、謝佩珊、董倫道、錢正明、田能全、黃淞洋、劉台生、吳柏林、張育德、尹承遠 (2016)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(104~107年度計畫)－SNFD2017參考案例及數據彙整說明報告表二：地質概念模式及特性數據，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-TR2015-0001。]

(Liou, 2009)[Liou, T.S. (2009)][In Chinese: 劉台生(2009)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(97~99年度計畫)－KMBH01-04試驗場址之自然梯度示蹤劑試驗數據分析，中正大學執行/台電公司委辦，SNFD-CCU-90-268/SNFD-NCCU-TR2009-0268。]

(Liou et al., 2009)[Liou, T.S., Lu, H.Y., Lin, C.K., Lin, W., Chang, Y.T., Chien, J.M., and Chen, W.F. (2009), Geochemical investigation of groundwater in a granitic island: A case study from Kinmen Island, Taiwan, Environmental Geology, Vol. 58, No. 7, pp. 1575–1585, doi:10.1007 s00254-008-1664-7.]

(Liu et al., 2008)[Liu, C.W., Jang, C.S., Chen, C.P., Lin, C.N., and Lou, K.L. (2008), Characterization of groundwater quality in Kinmen Isalnd using multivariate analysis and geochemical modeling, Hydrological Processes, Vol. 22, pp. 276–383.]

(Lu, 2004)[Lu, Y.W. (2004)][In Chinese: 呂玉菀(2004)，使用震源機制逆推台灣地區應力分區狀況，國立中央大學地球物理研究所，碩士論文，共97頁。]

(Ma et al., 2012)[Ma, K.F., Lin, Y.Y., Lee, S.J., Mori, J., and Brodsky, E.E. (2012), Iso-tropic Events Observed with a Borehole Array in the Chelungpu Fault Zone, Taiwan. Science, Vol. 337, pp. 459-463.]

(Metz et al., 2003)[Metz, V., Kienzler, B., and Schüßler, W. (2003), Geochemical evaluation of different groundwater-host rock systems for radioactive waste disposal, Journal of Contaminant Hydrology, Vol. 61, pp. 265–279.]

(Mouthereau et al., 2002)[Mouthereau, F., Deffontaines, B., Lacombe, O., and Angellier, J. (2002), Variation along the strike of the Taiwan thrust belt, basement control on structure style, wedge geometry and kinematics, Geological Society America, Special Paper, Vol. 358, pp. 31–54.]

(Murray-Wallace and Woodroffe, 2014)[Murray-Wallace, C.V. and Woodroffe, W.D. (2014), Quaternary Sea-Level Changes ― A Global Perspective, Cambridge University Press.]

(Naish and Kamp, 1997)[Naish, T.R. and Kamp, P.J.J. (1997), Sequence stratigraphy of 6th order (41 k.y.) Plio-Pleistocene cyclothems, Wanganui Basin, New Zealand: A Case for the regressive systems tract, Geological Society of America Bulletin, Vol. 109, pp. 978–999.]

(Naish et al., 1998)[Naish, T.R., Abbott, S.T., Alloway, B.V., Beu, A.G., Carter, R.M., Edwards, A.R., Journeaux, T.D., Kamp, P.J.J., Pillans, B.J., Saul, G., and Woolfe, K.J. (1998), Astronomical calibration of a southern hemisphere Plio-Pleistocene reference section, Wanganui Basin, New Zealand, Quaternary Science Review, Vol. 17, pp. 695–710.]

(NDA, 2016)[NDA (2016), National Geological Screening Guidance, Nuclear Decommissioning Authority, UK.]

(NEA, 2009b)[NEA (2009), Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste, NEA No. 6424, OECD/NEA.]

(NEA, 2013)[NEA (2013), Stakeholder Confidence in Radioactive Waste Management－An Annotated Glossary of Key Terms, NEA No. 6988, OECD/NEA.]

(NFA, 2014)[In Chinese: 消防署(2014)，103年消防統計年報，內政部消防署，共179頁。]

(NFA, 2016)[In Chinese: 內政部消防署(2016)，0206地震災害應變處置報告，第16報。]

(NUMO, 2004)[NUMO (2004), Evaluating site suitability for a HLW repository－Scientific background and practical application of NUMO's siting factors, Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO), NUMO-TR-04-04.]

(PCC, 2003)[In Chinese: 公共工程委員會，(2003)，臺灣地區隧道岩體分類系統暨隧道工程資料庫之建立(第三期九十二年度)－附冊(一)山岳隧道工程技術準則及解說(草案)，行政院公共工程委員會]。

(Pourbaix, 1966)[Pourbaix, M. (1966), Atlas of Electrochemical Equilibria in Aqueous Solutions, reprinted National Association of Corrosion Engineers, Huston, Texas (1974).]

(Priest, 1993)[Priest, S.D. (1993), Discontinuity analysis for rock engineering. London, Chapman and Hall, 473pp.]

(Rohling et al., 1998)[Rohling, E.J., Fenton, M., Jorissen, F.J., Bertrand, P., Ganssen, G., and Caulet, J.P. (1998), Magnitudes of sea-level lowstands of the past 500,000 years, Nature, Vol. 394, pp. 162–165.]

(Shackelford and Moore, 2013)[Shackelford, C.D. and Moore, S.M. (2013), Fickian diffusion of radionuclides for engineered containment barriers: Diffusion coefficients, porosities, and complicating issues, Engineering Geology, Vol. 152, pp. 133–147.]

(Shao et al., 2015)[Shao, W.Y., Chung, S.L., Chen, W.S., Lee, H.Y., and Xie, L.W. (2015), Old continental zircons from a young oceanic arc, eastern Taiwan: Implications for Luzon subduction

initiation and Asian accretionary orogeny, Geology, doi:10.1130/G36499.1]

(Shi et al., 2004)[Shi, Z.L., Huan, W.L., Dai, L.I., Tao, S.F., Ding, G.Y., Chang, X.D., Li, X.J., et al. (2004)][In Chinese: 時振梁、環文林、張裕明、戴聯筠、陶壽福、丁國瑜、常向東、李小軍、汪素雲、金嚴、李洪訓、楊玉林、張政治、丁鍾鼎、王守業、張志中、張曉東、潘華、陳昌斌、宋昭儀、吳宣(2004)，核電廠地震安全性評價中的地震構造研究，中國電力出版社，共351頁。]

(Shyu et al., 2005a)[Shyu, J.B.H., Sieh, K., and Chen, Y.G. (2005), Tandem suturing and disarticulation of the Taiwan orogen revealed by its neotectonic elements, Earth and Planetary Science Letters, Vol. 233, pp. 167–177.]

(Shyu et al., 2005b)[Shyu, J.B.H., Sieh, K., Chen, Y.G., and Liu, C.S. (2005), Neotectonic architecture of Taiwan and its implications for future large earthquakes, Journal of Geophysical Research, Solid Earth, Vol. 100, B08402, doi:1029/2004jb003251.]

(Siame et al., 2007)[Siame, L., Chu, H.T., Carcaillet, J., Bourlès, D., Braucher, R., Lu, W.C., Angelier, J., and Dussouliez, Ph. (2007), Glacial retreat history of Nanhuta Shan (north-east Taiwan) from preserved glacial features: The cosmic ray exposure perspective, Quaternary Sciences Reviews, Vol. 26, pp. 2185–2200.]

(Simkin and Siebert, 1994)[Simkin, T. and Siebert, L. (1994), Volcanoes of the world, Geoscience Press, Tuscon, p. 85.]

(SinoTech, 2000)[In Chinese: 中興工程(2000)，和平溪碧海水力發電計畫，地質調查及大地力學試驗報告，中興工程顧問有限公司/台電公司委辦計畫。]

(SinoTech, 2011)[In Chinese: 中興工程(2011)，台九線蘇花公路和中大清水段工程委託地質探查服務工作－工程地質鑽探報告書，中興工程顧問有限公司/交通部公路總局蘇花公路改善工程處委辦計畫。]

(Smithsonian, 1989)[Smithsonian Institution, (1989), Global volcanism 1975–1985, Prentice Hall, New Jersey, 655p.]

(Song, 2013)[Song, S.R. (2013)][In Chinese: 宋聖榮(2013)，臺灣北部火山活動觀測研究年度報告，經濟部中央地質調查所委託研究報告，共198頁。]

(SSM, 2017)[SSM (2017) 2017:33 SSM's external experts' review of SKB's safety assessment SR-PSU – dose assessment, Kd-values, and safety analysis methodology Main review phase.]

(Streckeisen, 1976)[Streckeisen, A.L. (1976), To each plutonic rock its proper name, Earth Science Review, Vol. 12, pp. 1–33.]

(Stumm and Morgan, 1981)[Stumm, W. and Morgan, J.J. (1981), Aquatic Chemistry, 2nd ed., John Wiley and Sons.]

(Suppe, 1981)[Suppe, J. (1981), Mechanics of mountain building and meta-morphism in Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, Vol. 4, pp. 67–89.]

(Suppe, 1984)[Suppe, J. (1984), Kinematics of arc-continent collision, flipping of subduction, and back-arc spreading near Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, No. 6, pp. 21–33.]

(Szakacs, 1994)[Szakacs, M. (1994), Redefining active volcanoes: A discussion, Bulletin of Volcanology, Vol. 56, pp. 321–325.]

(Teng, 1996)[Teng, L.S. (1996), Extensional collapse of the northern Taiwan mountain belt, Geology, Vol. 24, pp. 949–952.]

(Teng, 2002)[Teng, L.S. (2002)][In Chinese: 鄧屬予(2002)，『二十世紀臺灣地區地球科學研究之回顧與展望』系列研討會(一)：臺灣的大地構造，黃奇瑜主編，中國地質學會、中國地球物理學會聯合出版，第49–93頁。]

(Teng, 2007)[Teng, L.S. (2007)][In Chinese: 鄧屬予(2007)，臺灣第四紀大地構造，經濟部中央地質調查所特刊，第18號，第1–24頁。]

(Teng and Lin, 2004)[Teng, L.S. and Lin, A.T. (2004), Cenozoic Tectonics of the China continental margin: Insights from Taiwan, In: Malpas, J., Fletcher, C.J.N., Ali, J.R., and Aitchison, J.C.

eds., Aspects of the tectonic evolution of China, Geological Society, London, Special Publication, Vol. 226, pp. 313–332.]

(Teng et al., 2002)[Teng, S.P., Hsu, C.N., and Cheng, H.P. (2002)][In Chinese: 鄧希平、許俊男、鄭懷平(2002)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(99~101年度計畫)－實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗期末報告，清華大學執行/台電公司委辦，SNFD-NTHU-90-188/SNFD-NTHU-TR2002-0188。]

(Teng et al., 2003)[Teng, S.P., Hsu, C.N., and Tsai, S.C. (2003)][In Chinese: 鄧希平、許俊男、蔡世欽(2003)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(91年度計畫)－實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗期末報告，清華大學執行/台電公司委辦，SNFD-NTHU-90-207/SNFD-NTHU-TR2003-0207。]

(Teng et al., 2012)[Teng, S.P., Wang, C.F., Wang, P.C., Wei, Y.Y., Wang, T.H., Ke, C.H., Yang, J.Y., Ou, L.Y., and Wu, D.C. (2012)][In Chinese: 鄧希平、王竹方、王本誠、衛元耀、王清海、柯正雄、楊正焰、吳定疆、歐律延(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(99~101年度計畫)－實驗室岩體核種遷移與傳流試驗(一)成果報告，清華大學執行/台電公司委辦，SNFD-NTHU-90-294/SNFD-NTHU-TR2012-0294。]

(Tong et al., 2015)[Tong, L.T., Chen, W.S., Lin, W., and Lin, C.K. (2015)][In Chinese: 董倫道、陳文山、林蔚、林鎮國 (2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(101~103年度計畫)－磁力與地電探測技術驗證FY101~103執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-ITRI-90-301/SNFD-ITRI-TR2015-0301。]

(TPC, 2010)[In Chinese: 台電公司(2010)，我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告，台灣電力公司核能後端營運處，行政院原子能委員會放射性物料管理局，2010年7月核備。]

(Wang et al., 2004)[Wang, K.L., Chung, S.L., O'Reilly S.Y., Sun, S.S., Shinjo, R., and Chen, C.H. (2004), Geochemical constraints for the genesis of post-collisional magmatism and the geodynamic evolution of the northern Taiwan region, Journal of Petrology, Vol. 45, Issue 5, pp. 975–1011.]

(Wang et al., 2012b)[Wang, K.L., Lo, Y.M., Chung, S.L., Lo, C.H., Hsu, S.K., and Yang, H.J. (2012), Age and geochemical features of dredged basalts from offshore SW Taiwan: The coincidence of intra-plate magmatism with the spreading South China Sea, Terrestrial Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 23, No. 6, 657–669.]

(Wang et al., 2015)[Wang, C.F., Wang, P.C., Yang, J.Y., Wang, T.H., Hsieh, Y.K., Chang, F.U., Chiang, C.L., Huang, J.Q., Yen, Y.J., Lai, Y.C., Hung, H.T., Chen, Y.N., Huang, W.L., and Huang, K.T. (2015)][In Chinese: 王竹方、王本誠、楊正焰、王清海、謝易恭、張芳瑜、姜筑玲、黃俊強、顏于鈞、賴妍辰、洪薪婷、陳以諾、黃玟玲、黃國通(2015)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(101~103年度計畫)－實驗室岩體核種遷移與傳流試驗，清華大學執行/台電公司委辦，SNFD-NTHU-90-309/SNFD-NTHU-TR2015-0309。]

(Wen et al., 2015) [Wen, S.C., Chang, Y.J., Lin, C.M. ,and Wen, K.L. (2015)][In Chinese: 溫士忠、張議仁、林哲民、溫國樑(2015)，臺灣西南部震波衰減構造成像研究，國家地震工程研究中心研究成果報告。]

(Whipple, 2004)[Whipple, K.X. (2004), Bedrock rivers and the geomorphology of active orogens, Annual Review of Earth and Planetary Sciences, Vol. 32, pp. 151–185.]

(Wu et al., 2009)[Wu, F. T., Liang, W. T., Lee, J. C., Benz, H., & Villasenor, A. (2009), A model for the termination of the Ryukyu

subduction zone against Taiwan: A junction of collision, subduction/separation, and subduction boundaries. Journal of Geophysical Research: Solid Earth, 114(B7).

(Wu et al., 2013)[Wu, S.K., Chi, W.C., Hsu, S.M., Ke, C.C., and Wang, Y. (2013), Shallow crustal thermal structures of central Taiwan foothills region, Terrestrial Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 24, pp. 695–707, doi:10.3319/TAO.2013.03.13.01(T).]

(Wu et al., 2014)[Wu, F.T., Kuo-Chen, H., and McIntosh, K.D. (2014), Subsurface imaging, TAIGER experiments and tectonic models of Taiwan, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 90, pp. 173–208.]

(Yang and Chiang, 2007)[Yang, M.T., and Chiang, L.W. (2007)][In Chinese: 楊明宗、蔣立為(2007)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(94~96年度計畫)－水文地質孔內調查94~96年執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-238/SNFD-ITRI-TR2007-0238。]

(Yang et al., 2002)[Yang, R.T., Ouyang, S., Tsai, S.C., and Huang, S.H. (2002)][In Chinese: 楊任徵、歐陽湘、蔡世欽 黃勝雄編譯(2002)，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—潛在母岩特性調查計畫—國際天然類比研究案例專刊，工研院執行/台電公司委託，SNFD-ERL-90-179/SNFD-ITRI-TR2002-0179。]

(Yang et al., 2007)[Yang, M.T., Liou, J.C., and Chiang, L.W. (2007)][In Chinese: 楊明宗、劉智超、蔣立為(2007)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(94~96年度計畫)－岩塊水力試驗94~96年執行成果報告，工研院執行/台電公司委辦，SNFD-EEL-90-248/SNFD-ITRI-TR2007-0248。]

(Yeh et al., 2012)[Yeh, E.C., Li, W.C., Sun, T.X., Lin, W.J., Lin, W., Lin, C.K., and Chen, W.S. (2012)][In Chinese: 葉恩肇、李偉誠、孫天祥、林為人、林蔚、林鎮國、陳文山(2012)，花蓮和平地區非彈

性應變回復法之現地應力量測，地工技術，第131期，第23–34頁。]

(Yu et al., 1997)[Yu, S.B., Chen, H.Y., and Kuo, L.C. (1997), Velocity field of GPS stations in the Taiwan area, Tectonophysics, Vol. 274, pp. 41-59.]

(Yumul et al., 2003)[Yumul Jr, G.P., Dimalanta, C.B., Tamayo Jr, R.A., and Maury, R.C. (2003), Collision, subduction and accretion events in the Philippines: A synthesis, Island Arc, Vol. 12, pp. 77–91.]

(Zellmer et al., 2015)[Zellmer, G.F., Rubin, K.H., Miller, C.A., Shellnutt, J.G., Belousov, A., and Belousova, M. (2015), Resolving discordant U-Th-Ra ages: Constraints on petrogenetic processes of recent effusive eruptions at Tatun volcano group, northern Taiwan, In: Caricchi, L. and Blundy, J.D. (eds), Chemical, Physical and Temporal Evolution of Magmatic Systems, Geological Society, London, Special Publications, Vol. 422, pp. 175–188.]

(Zhan et al., 2009)[Zhan, J.G., Wang, Y., and Cheng, Y.S. (2009), The analysis of China sea level change, Chinese Journal of Geophysics-Chinese Edition, Vol. 52, Issue 7, pp. 1725–1733.]

(Zhang and Thurber, 2003)[Zhang, H. and Thurber, C.H. (2003), Double-difference tomography: The method and its application to the Hayward fault, California, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 93, pp. 1875–1889.]

(此頁為空白頁)

SNFD-RC-20150101

表一：SNFD2017參考案例–法規要求及處置概念

法規要求

法規名稱	核能對地層環境產生輻射影響之限制
美1條	本規則依核能管制法(以下簡稱本法)第二十一條規定訂定之
美2條	本規則用詞定義如下： 一、核能對地層環境產生輻射影響之限制：指核能設施在運轉中，經由排氣與排水釋放至環境之放射性物質，及核能設施運轉中直接由廠內輻射源對環境造成之輻射影響。 二、核能設施：指核能發電廠、研究用反應器、試驗用反應器及其他經主管機關認定具有輻射影響之設施。 三、核子燃料：指核能設施使用之核燃料及其他經主管機關認定具有輻射影響之物質。 四、輻射劑量：指游離輻射在特定物質中，單位質量所吸收之能量。 五、劑量限度：指為保護特定族群之個人，在特定時間內，游離輻射劑量不得超過之最高限值。 六、劑量評估：指為評估核能設施運轉對環境造成之輻射影響，所進行之分析。 七、環境監測：指為評估核能設施運轉對環境造成之輻射影響，所進行之量測。 八、主管機關：指行政院原子能委員會。
美3條	核能對地層環境產生輻射影響之限制，依本法第二十一條規定訂定之。
美4條	核能電廠輻射劑量限值，不得超過下列規定： 一、年劑量：全身劑量當量不得超過0.25毫西弗。 二、年劑量：甲狀腺劑量當量不得超過0.75毫西弗。 三、年劑量：骨髓劑量當量不得超過0.25毫西弗。 四、年劑量：皮膚劑量當量不得超過0.75毫西弗。 五、年劑量：其他單一器官劑量當量不得超過0.25毫西弗。 前項劑量限值，應考慮同一場址內其他核能電廠造成之輻射影響。
美5條	核能電廠輻射監測，應包括下列事項： 一、環境輻射監測。 二、放射性物質排放監測。 三、氣象觀測。 四、其他經主管機關指定之事項。 核能電廠輻射監測之實施方法、監測結果之評估與報告及其他相關事項之辦理，依主管機關之規定。
美6條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美7條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美8條	核能電廠緊急計畫，於核能主管機關廢除前，經核准主管機關同意後，得變更之。
美9條	核能電廠輻射劑量限值及審查標準，經核准主管機關同意後，得變更之。
美10條	核能電廠設計之設計，應確保民眾輻射劑量對緊急事故之個人所造成之個人年風險，不超過百萬分之一。
美11條	核能電廠設計之設計，應確保核能對地層環境造成之輻射劑量，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美12條	核能電廠設計之設計，應確保核能對地層環境造成之輻射劑量，在設計基準事故狀態下，不得超過下列限值： 一、全身劑量：每年0.25毫西弗。 二、甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 三、骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 四、皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 五、其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 前項設計基準事故之選擇，應考慮下列因素： 一、事故發生之機率。 二、事故發生後，核能電廠安全設施之功能。 三、事故發生後，核能電廠安全設施之反應。 四、事故發生後，核能電廠安全設施之操作。 五、事故發生後，核能電廠安全設施之維護。 六、其他經主管機關指定之事項。
美13條	核能電廠設計之設計，應確保核能電廠運轉期間，放射性物質對環境之影響，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美14條	核能電廠設計之設計，應確保核能電廠運轉期間，放射性物質對環境之影響，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美15條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美16條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美17條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美18條	核能電廠緊急計畫，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。 前項緊急計畫之內容，應包括下列事項： 一、緊急事故之分類分級。 二、緊急事故之通報。 三、緊急應變組織及其職責。 四、緊急應變設施。 五、緊急事故之評估。 六、緊急劑量限值。 七、緊急應變人員之防護。 八、緊急事故之處理。 九、緊急事故之復原。 十、緊急應變之教育訓練。 十一、緊急應變計畫之演習。 十二、緊急事故之記錄及報告。 十三、其他經主管機關指定之事項。
美19條	本規則自核定日施行。

法規要求

法規名稱	核能對地層環境產生輻射影響之限制
美1條	為確保核能對地層環境產生輻射影響之限制，核能電廠輻射劑量應符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美2條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美3條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美4條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美5條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美6條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美7條	為確保核能設施具有適當品質，以確保核能對地層環境造成之輻射影響，在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美8條	為確保核能設施各項施工品質，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。
美9條	為確保核能設施在正常運轉及預期人為活動自然作用影響下之安全，應依照輻射防護標準規劃，並經主管機關核准。
美10條	為確保核能設施在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美11條	為確保核能設施在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美12條	為確保核能設施在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美13條	為確保核能設施在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。
美14條	為確保核能設施在正常運轉及預期事故狀態下，符合下列規定： 一、可能發生頻率大於每年一次之事故，其劑量不得超過下列限值： (一)全身劑量：每年0.25毫西弗。 (二)甲狀腺劑量：每年0.75毫西弗。 (三)骨髓劑量：每年0.25毫西弗。 (四)皮膚劑量：每年0.75毫西弗。 (五)其他單一器官劑量：每年0.25毫西弗。 二、可能發生頻率小於每年一次但大於每萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之十倍。 三、可能發生頻率小於每萬年一次但大於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一百倍。 四、可能發生頻率小於每十萬年一次之事故，其劑量不得超過前款限值之一千倍。

情節建構方法

安全評估情節建構的方法主要係參考SKB TR-11-01報告中所提及之安全評估11步驟，在長程安全評估規劃中，情節之建構主要是以由下而上法(Bottom-up)所建立。首先為建立FEP資料庫，涵蓋處置場所有的特徵(F)、事件(E)、交互作用機制(P)；並根據場址參考演化之建立，訂定出在安全評估中需考慮的安全功能，再根據此指標勾勒出可分析之情節。

FEP資料庫建置 → 參考演化建立 → 訂定安全功能(廢棄物罐失效標準) → 情節選擇與分析

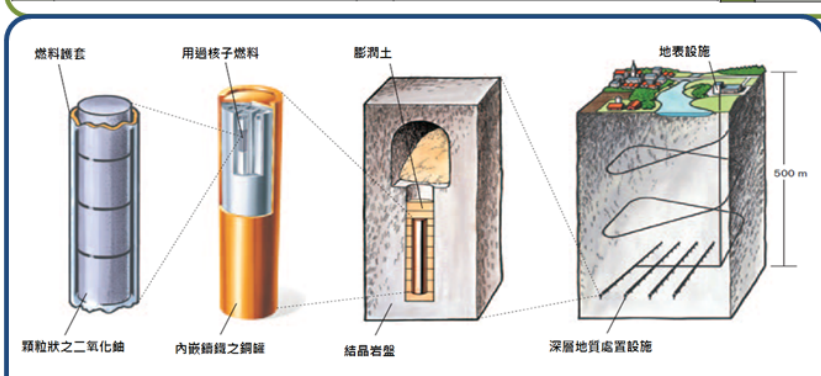
SNFD2017情節建構

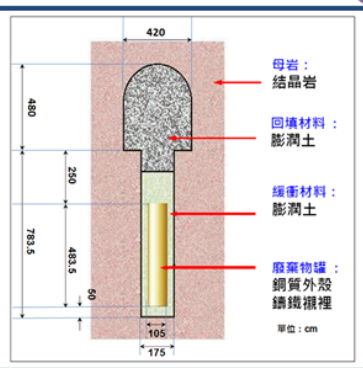
為配合SNFD2017時程，因此SKB專家建議以Top-down的方式選定關鍵的情節，發展所需建立之參考演化作為情節分析之基礎。亦透過此方法與FEP資料庫連結，選出需要考慮的因子。情節分析之詳細內容於表三-安全評估參數表詳述之。

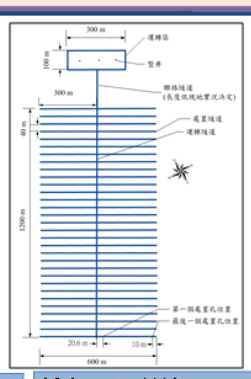
參考演化建立
- 探討最終處置場在一百萬年間由裡而外的所有變化，並作為情節選定的基礎。包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、母岩、生物圈、氣候條件等在不同時間尺度下的演變。

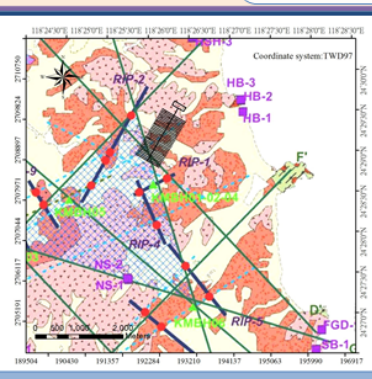
Top-down情節選定
- 根據SKB專家建議，在時間有限的情況下，利用由上而下的方式選擇需要分析的情節是為有效之方法。關於詳細的分析情節內容於表三有所詳述。

交互作用機制篩選
- 當情節選定之後，根據所選定之分析情況與FEP資料庫做連結，即能篩選出在安全評估中需要考慮之交互作用機制。交互作用機制係處置單元可能會發生的交互影響作用。









廢棄物罐基本設計需求

抗圍壓條件	廢棄物罐須能承受靜壓力45 MPa (回脹壓力與地下水壓) (SKB TR-10-14, p. 35)
不均勻壓力	正應力頂部3.4 MPa；底部15 MPa(最高值) (膨潤土密度2,050 kg/m³) 剪應力側邊573 kPa；2,550 kPa (SKB doc1206894, p. 25)
抗剪力條件	承受剪切速率1 m/s且位移5 cm後須能保持廢棄物罐完整性(SKB TR-10-14, p. 35)
力學接受準則	廢棄物罐內鑄鐵與銅殼分別需考量不同破壞準則，鑄鐵之力學破壞機制需考量塑性破壞、裂紋生長、極限強度等三項力學接受準則；銅殼之力學破壞機制需考量:過量塑性變形、潛變變形等兩項力學接受準則(SKB TR-10-28, pp. 17-22)
輻射劑量	個人輻射劑量小於2.50×10⁻¹ mSv/year (「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第9條)
表面劑量	廢棄物罐表面輻射劑量限值≤1 Gy/h (SKB TR-10-13, p. 28)
臨界性	需維持在次臨界狀態；中子有效增殖因子需小於0.95 (SKB TR-10-13, p. 26)

處置系統(單位: m)

處置隧道與處置孔			Ref:
頂部:1.5	底部:0.5	側向:0.35	SNFD 2009, c3p28
處置深度	500		SNFD 2009, c1p20
隧道高度	4.8		SKB R-08-116, p. 55
隧道寬度	4.2		SKB R-08-116, p. 55
隧道間距	40		SNFD 2009, c3p32
處置孔直徑	1.75		SNFD 2009, c3p32
處置孔深度	7.835		SNFD 2009, c3p32
處置孔間距	≧6		SKB R-08-116, p. 37
處置隧道長度	≦300		SKB R-08-116, p. 37
第一個處置孔位置	≧20.6		SKB R-08-116, p. 37
最後一個處置孔位置	10		SKB R-08-116, p. 37

緩衝、回填材料

	緩衝材料	回填材料
材料	純膨潤土 (SNFD 2009, c3p28)	純膨潤土 (SKB TR-10-16, p. 35)
蒙脫石含量 [%]	75 to 90 (SKB TR-10-15, p. 25)	> 50 (SKB TR-10-16, p. 33)
回脹壓力 [MPa]	1 to 15 (SKB TR-10-15, p. 20, 31; SKB TR-11-01, p. 30)	> 0.1 (SKB TR-10-16, p. 26)
密度 [kg/m³]	1900 to 2050 (SKB TR-10-15, p. 31)	> 1450 (SKB TR-10-16, p. 41)
初始含水量 [%]	5 to 20 (SKB TR-10-15, p. 26)	視夯實條件而訂
熱傳導度 [W/m・K]	0.7 to 1.3 (SKB TR-94-29, p. 29)	0 to 1.5 (SKB TR-10-47, p. 181)
飽和水力傳導度 [m/sec]	< 1.0×10^{-12} (SKB TR-10-15, p. 31)	< 1.0×10^{-10} (SKB TR-10-16, p. 26)
容許溫度 [℃]	-4 to 100 (SKB TR-10-15, p. 31; SKB TR-10-47, p. 20)	> -2 (SKB TR-10-47, p. 26)
施工要求	廢棄物罐體與緩衝材料間之工作縫、緩衝材料與處置孔間之工作縫，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充(SNFD 2009, c3p28)	填充處置隧道，不易夯實或填充之部位，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充 (SNFD 2009, c3p29)



廢棄物罐重量

組件材料	BWR	PWR
銅外殼(kg)	7,500	7,500
鑄鐵(kg)	13,700	16,400
廢棄物罐(含燃料) (kg)	24,600-24,700	26,500-26,800
Ref:	SKB TR-10-14, p. 28	

廢棄物罐力學參數

	彈性模數 (GPa)	柏松比	密度(kg/m³)
銅殼	120	0.308	8.9×10^{3}
鑄鐵	166	0.32	7.2×10^{3}
Ref:	SKB TR-10-14, pp. 36-37		
鋼蓋	210	0.3	7.85×10^{3}
Ref:	SKB TR-10-28, p. 26		Posiva 2005-02, p. 23

廢棄物罐材料規格

規格			Ref:
銅殼	銅含量	無氧銅純度>99.99%以上	SKB TR-10-14, p. 32
	延伸率	>40%	SKB TR-10-14, p. 32
	延展性	>15%	SKB TR-10-14, p. 32
	平均晶粒大小	<800 μm	SKB TR-10-14, p. 32
鑄鐵	降伏應力	>267 MPa(拉力) >270 MPa(壓力)	SKB TR-10-14, p. 29
	極限應力	>480 MPa(拉力)	SKB TR-10-14, p. 29
	破裂韌度	J_{2mm} > 88 kN/m J_{Ic} > 33 kN/m K_{Ic} > 78 MPa(m)$^{1/2}$	SKB TR-10-14, p. 29
	延伸率	>12.6 %	SKB TR-10-14, p. 29
鋼蓋	降伏應力	>335 MPa(拉力)	SKB TR-10-14, p. 29
	極限應力	>470 MPa	SKB TR-10-14, p. 29

廢棄物罐尺寸(單位: mm)
Ref: SKB TR-10-14, p. 34

銅殼	長度(A)	4,835
	厚度(T)	49
	外徑(B)	1,050
	內徑(C)	850
	細部尺寸(E)	952
	細部尺寸(F)	821
	細部尺寸(G)	850
	細部尺寸(H)	953
	細部尺寸(I)	10
	細部尺寸(K)	35
	細部尺寸(L)	50
	細部尺寸(M)	50
	細部尺寸(N)	60
	細部尺寸(P)	75
	細部尺寸(Q)	50
	細部尺寸(R)	50

廢棄物罐尺寸(單位: mm)
Ref: SKB TR-10-14, p. 31

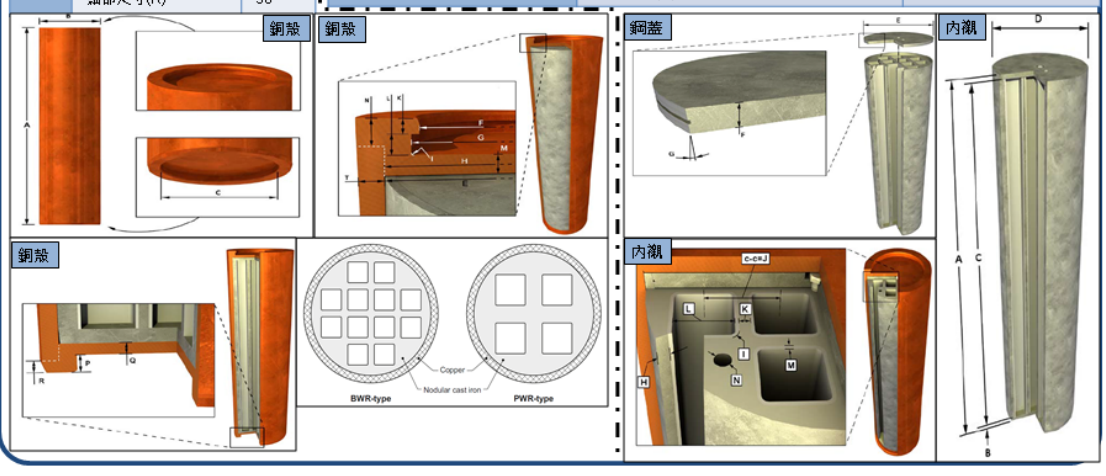
BWR內襯	底部厚度(B)	60
	內部長(C)	4,463
	邊距(H)	33.3
	細部尺寸(N)	孔深90
BWR燃料儲存空間	細部尺寸(I)	20
	燃料空間間距(K)	30
	細部尺寸(J)	210
	燃料空間斷面(L)	160×160
	細部尺寸(M)	10

廢棄物罐尺寸(單位: mm)
Ref: SKB TR-10-14, p. 31

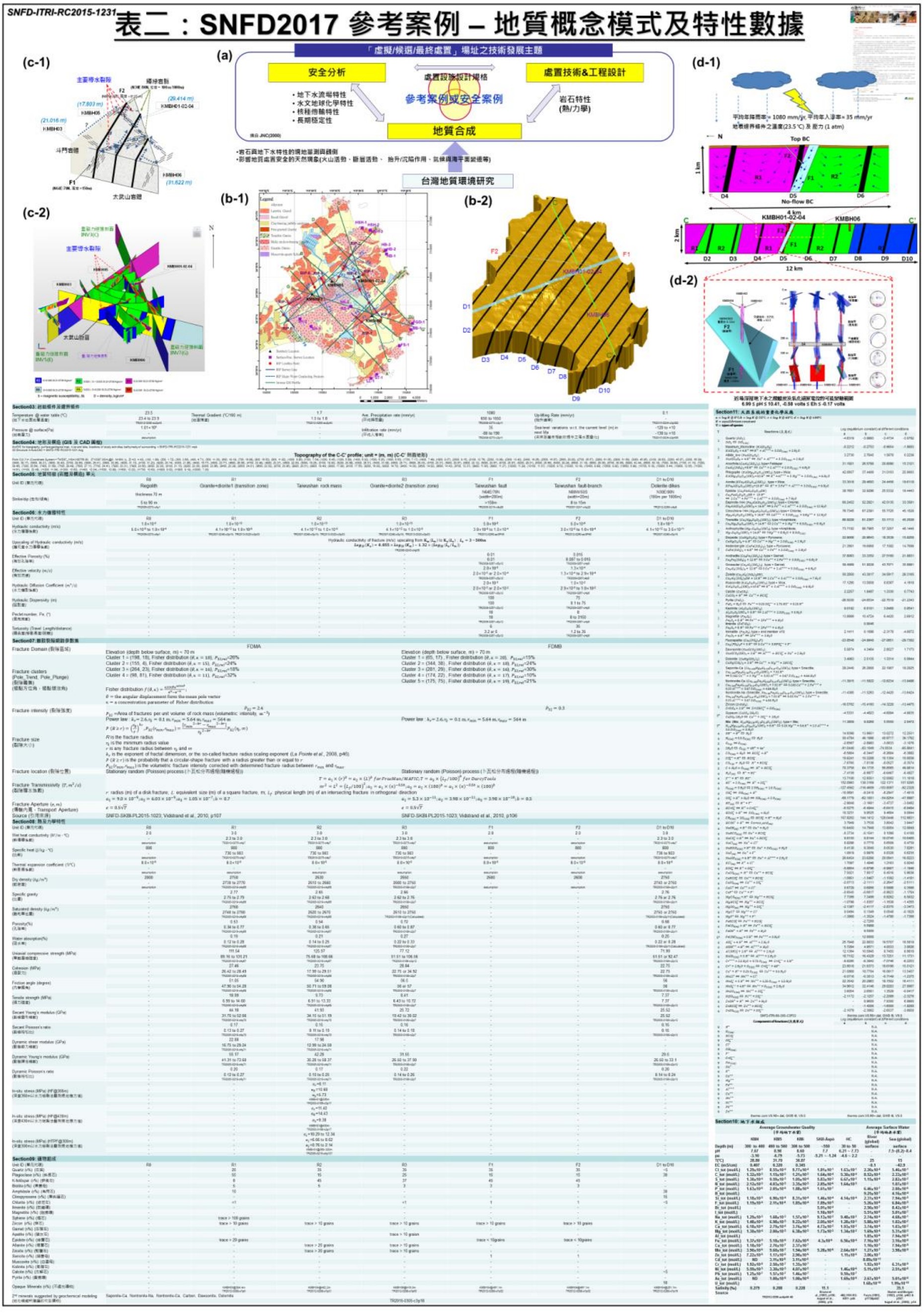
PWR內襯	底部厚度(B)	80
	內部長(C)	4,443
	邊距(H)	37.3
	細部尺寸(N)	孔深100
PWR燃料儲存空間	細部尺寸(I)	20
	燃料空間間距(K)	110
	細部尺寸(J)	370
	燃料空間斷面(L)	235×235
	細部尺寸(M)	12.5

廢棄物罐尺寸(單位: mm)
Ref: SKB TR-10-14, p. 31

內襯	長度(A)	4,573
	直徑(D)	949
鋼蓋	直徑(E)	910
	厚度(F)	50
	細部尺寸(G)	5°



附錄B. SNFD2017參考案例表二：離島結晶岩測試區之地質概念模式及特性數據



註：本表之建構過程的詳細說明，請參考技術報告編號SNFD-ITRI-TR2015-0001。

SNFD-RC-20161107

表三：SNFD2017參考案例–SA安全評估模式及參數

SA安全評估情節建構

參考演化係針對特定場址開發的處置設施，評估其於正常運作壽命期間(一百萬年)內部與外部自然發展的狀態，包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、母岩、生物圈、氣候條件等在不同時間尺度下的演變。瞭解參考演化有助於知曉處置場的安全功能，以作為後續情節分析依據。

根據古氣候研究，台灣僅在海拔3000公尺以上有冰河遺跡(Hebenstreit *et al*, 2011)。以離島結晶岩測試區為例，本安全評估並不考慮冰層造成靜壓影響，僅考量冰河週期造成海平面變化及溫度變化之外在條件，因此生物圈之時間演化情節在本階段的安全評估假設如右圖。海平面升降為根據地質研究觀察過去發生之歷史事件逆向推算，冰河循環週期設定為12萬年(引用SKB TR-11-01, p. 439)。

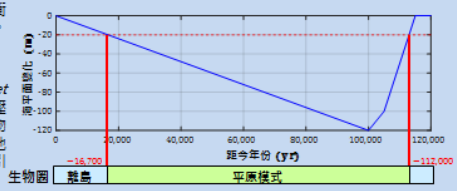


圖1-1：海平面與生物圈隨時間演化之情節模式示意圖

根據SKB TR-11-01報告，選定兩個主要分析情節：

1. 廢棄物罐失效 – 腐蝕作用情節
   地下水經由母岩裂隙或侵蝕回填材料後進入緩衝材料周圍，當緩衝材料被水侵蝕失效後，地下水將對廢棄物罐進行腐蝕作用，若銅殼厚度被地下水腐蝕為0時，視為廢棄物罐失效，導致用過核子燃料與地下水接觸，瞬間釋出部分核種，剩餘用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種將隨地下水流釋出。核種釋出後，考慮在傳輸過程中受到各遲滯因子之影響，最後傳輸至生物圈。
2. 廢棄物罐失效 – 剪力效應情節
   當剪力位移大於5公分、剪切速度大於每秒1公尺的剪力效應發生在存在大裂隙的處置孔周圍時，廢棄物罐將因剪力效應失效，導致用過核子燃料與地下水接觸，瞬間釋出部分核種，剩餘用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種將隨地下水流釋出。核種釋出後，考慮在傳輸過程中受到各遲滯因子之影響，最後傳輸至生物圈。

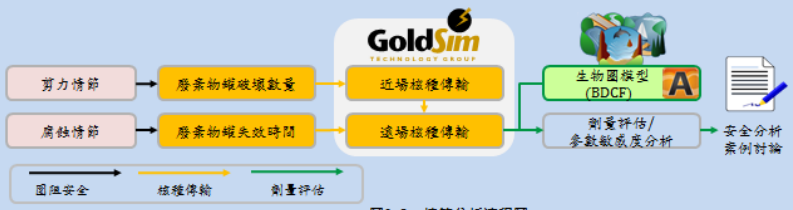


圖1-2：情節分析流程圖

表1-1：基本情節核種傳輸之假設

用過核子燃料基質	使用表2-2 BWR及PWR之盤存量。用過核子燃料基質之核種依據表2-3半化期自然衰變；廢棄物罐功能失效後，部分核種瞬間釋出，所佔全體積之比率稱為瞬釋分率，剩餘用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種溶解度以表2-3之溶解度限值為依據，並依情節釋出。
緩衝材料	在腐蝕作用情節中，當緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散(diffusion)機制傳輸，通過飽和緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算。核種傳輸距離為緩衝材料之厚度。當緩衝材料受到流入處置孔的地下水侵蝕，經一段時間後失效，緩衝材料失效後，核種傳輸將以平流(advection)機制為主。 在剪力效應情節中，當緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散機制傳輸，通過飽和緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算。當地震造成剪力位移大於5公分，剪切速度大於每秒1公尺時，緩衝材料正常發揮作用，但厚度減少10公分，核種傳輸距離變為25公分(參考SKB TR-10-50, p. 314)。
回填材料	回填材料傳輸機制以擴散為主，地下水流入侵回填材料將會對回填材料侵蝕，經一段時間後，回填材料失效，傳輸機制由擴散轉為平流，地下水將入侵緩衝材料。若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由回填材料釋出之途徑。
開挖擾動帶	若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由處置隧道底部的開挖擾動帶釋出之途徑。
遠場裂隙傳輸	放射性核種在處置母岩內繼續以平流、延散(dispersion)及分子擴散的機制於母岩裂隙傳輸，範圍視水文模型決定，傳輸距離為質點軌跡路徑計算結果。
生物圈	核種自遠場途徑傳輸到達地下含水層，再由井、湖庫/河水或海洋進入關鍵群體暴露途徑中。
評估年限	處置設施封閉後100萬年。(10 CFR 63)。

近場

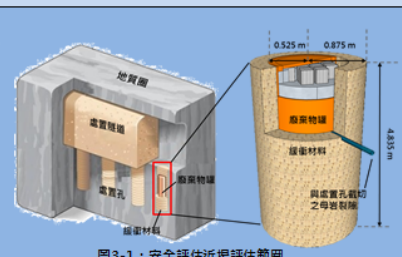


圖3-1：安全評估近場評估範圍



圖3-2：考慮徑向傳輸之概念模式圖

表3-1：近場核種傳輸評估之假設

用過核子燃料基質	使用表2-2 BWR及PWR之盤存量。用過核子燃料基質之核種依據表2-3半化期自然衰變；廢棄物罐功能失效後，部分核種瞬間釋出，所佔全體積之比率稱為瞬釋分率，剩餘用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種溶解度以表2-3之溶解度限值為依據，並依情節釋出。
緩衝材料	緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散機制傳輸，通過飽和緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算。當緩衝材料失效後，核種以平流機制進行傳輸。使用參數依據表3-2。
開挖擾動帶	若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由處置隧道底部的開挖擾動帶釋出之途徑。開挖擾動帶視為近場傳輸之終點，並為遠場傳輸之起始處。

表3-2：近場參數

參數名稱			採用值	說明及根據
化學元素	溶解度限值	solubility limit	表2-3	SKB TR-10-50, p. 52。
廢棄物罐 (canister)	內半徑	inner radius	0.425 m	SKB TR-10-14, p. 34。
	外半徑	outer radius	0.525 m	
	長度	height	4.835 m	
緩衝材料 (buffer)	外半徑(r_{buffer})	outer radius	0.875 m	SKB TR-99-08, p. 16。
	密度(ρ_{buffer})	density	1950 kg/m³	SKB TR-10-15, p. 31。
	孔隙率(φ_{buffer})	porosity	0.435	SKB TR-10-52, p. 175。
	擴散係數(D_e)	diffusion coefficient	1.4×10^{-10} m²/s 4.2×10^{-10} m²/s(Cs)	SKB TR-10-52, p. 175。
	分配係數($K_{d,buffer}$)	partition coefficient	表2-4	SKB TR-10-52, pp. 176, 178。

源項

表2-1：源項參數

參數名稱			採用值	說明及根據
燃料基質(Fuel matrix)	初始存量	inventory	表2-2	1. 本數據採用ORNL研發之SCALE系統，依據台電公司所提供之運轉歷程與燃料設計資訊(EMF-2491(P), pp. 5-3, 5-4；WCAP-17804-P p. 2-8)，評估BWR反應器ATRIUM10組件燃耗54 GWd/MtU，以及PWR反應器Vantage+組件燃耗62 GWd/MtU條件下，冷卻40年之放射性核種盤存量概估。 2.盤存量會隨著時間衰變，而根據電廠運轉制，用過核子燃料在蛇式貯存設施內會存放40年，故第40年的核種盤存量為高放處置安全評估之保守值。
	溶解速率	dissolution rate	1×10^{-7} yr⁻¹	廢棄物罐失效後燃料基質之溶解速率，根據SKB TR-10-46, p. 60將溶解速率視為等速率溶解。國內無相關數據，數據引用自SKB TR-10-52, p. 97。
	瞬釋分率(IRF)	instant release fraction	表2-4	燃料基質與水接觸時，核種瞬間釋出量與燃料基質中的核種存量之比值，引用自SKB TR-10-50, p. 52，另超鈾系衰變鏈核種不考慮IRF。

表2-2：主要核種初始存量表(核一、二與三廠)

	核種	mol/BWR canister	mol/PWR canister	mol/Ave. canister
分裂/活化產物	C-14	3.569×10^{-2}	2.719×10^{-2}	3.246×10^{-2}
	Cl-36	3.229	1.312×10^{1}	6.995
	Ni-59	3.243×10^{2}	1.150×10^{3}	6.387×10^{2}
	Se-79	2.174×10^{-1}	2.364×10^{-1}	2.247×10^{-1}
	Sr-90	7.214	6.504	6.943
	Zr-93	2.747×10^{3}	8.213×10^{2}	2.014×10^{3}
	Nb-94	2.497×10^{-1}	3.731×10^{-1}	2.967×10^{-1}
	Tc-99	2.708×10^{1}	2.324×10^{1}	2.562×10^{1}
	Pd-107	7.913	6.268	7.286
	Sn-126	5.348×10^{-1}	4.384×10^{-1}	4.981×10^{-1}
	I-129	4.182	3.482	3.915
	Cs-135	1.092×10^{1}	8.044	9.822
	Cs-137	1.208×10^{1}	1.049×10^{1}	1.148×10^{1}
初始承裝燃料核種	Pb-210	2.756×10^{-11}	2.360×10^{-11}	2.606×10^{-11}
	Ra-226	7.591×10^{-9}	6.556×10^{-9}	7.197×10^{-9}
	Ac-227	5.968×10^{-10}	7.356×10^{-10}	6.496×10^{-10}
	Th-229	1.775×10^{-8}	1.258×10^{-8}	1.578×10^{-8}
	Th-230	5.812×10^{-5}	5.068×10^{-5}	5.528×10^{-5}
	Pa-231	1.867×10^{-6}	2.400×10^{-6}	2.070×10^{-6}
	Th-232	6.703×10^{-5}	6.172×10^{-5}	6.501×10^{-5}
	U-233	8.632×10^{-5}	8.560×10^{-5}	8.604×10^{-5}
	U-234	9.385×10^{-1}	8.260×10^{-1}	8.957×10^{-1}
	U-235	3.995×10^{1}	5.532×10^{1}	4.580×10^{1}
	U-236	5.209×10^{1}	4.940×10^{1}	5.107×10^{1}
	Np-237	6.510	6.392	6.465
	U-238	8.341×10^{3}	6.532×10^{3}	7.652×10^{3}
	Pu-238	2.416	2.146	2.313
	Pu-239	4.714×10^{1}	4.312×10^{1}	4.561×10^{1}
	Pu-240	2.815×10^{1}	2.207×10^{1}	2.583×10^{1}
	Am-241	1.154×10^{1}	1.084×10^{1}	1.127×10^{1}
	Pu-242	9.284	7.368	8.555
	Am-243	2.483	1.978	2.290
	Cm-245	6.626×10^{-2}	5.732×10^{-2}	6.286×10^{-2}
	Cm-246	1.211×10^{-2}	8.112×10^{-3}	1.059×10^{-2}
備註				(1551B+954P)/2505

表2-3 核種特性參數

	核種	$t_{1/2}$ (yr)	溶解度限值 (mol/m³)
分裂/活化產物	C-14	5.73×10^{3}	完全溶解
	Cl-36	3.01×10^{5}	完全溶解
	Ni-59	7.60×10^{4}	3.00×10^{-1}
	Se-79	2.95×10^{5}	6.70×10^{-6}
	Sr-90	2.89×10^{1}	3.70×10^{0}
	Zr-93	1.61×10^{6}	1.80×10^{-5}
	Nb-94	2.03×10^{4}	4.90×10^{-2}
	Tc-99	2.11×10^{5}	3.80×10^{-6}
	Pd-107	6.50×10^{6}	3.90×10^{-3}
	Sn-126	2.30×10^{5}	9.00×10^{-3}
	I-129	1.57×10^{7}	完全溶解
	Cs-135	2.30×10^{6}	完全溶解
	Cs-137	3.01×10^{1}	完全溶解
初始承裝燃料核種	Pb-210	2.22×10^{1}	1.70×10^{-3}
	Ra-226	1.60×10^{3}	9.10×10^{-4}
	Ac-227	2.18×10^{1}	完全溶解
	Th-229	7.93×10^{3}	2.60×10^{-6}
	Th-230	7.54×10^{4}	2.60×10^{-6}
	Pa-231	3.28×10^{4}	3.30×10^{-4}
	Th-232	1.40×10^{10}	2.60×10^{-6}
	U-233	1.59×10^{5}	9.50×10^{-7}
	U-234	2.46×10^{5}	9.50×10^{-7}
	U-235	7.04×10^{8}	9.50×10^{-7}
	U-236	2.34×10^{7}	9.50×10^{-7}
	Np-237	2.14×10^{6}	1.00×10^{-6}
	U-238	4.47×10^{9}	9.50×10^{-7}
	Pu-238	8.77×10^{1}	4.80×10^{-3}
	Pu-239	2.41×10^{4}	4.80×10^{-3}
	Pu-240	6.56×10^{3}	4.80×10^{-3}
	Am-241	4.32×10^{2}	2.50×10^{-3}
	Pu-242	3.75×10^{5}	4.80×10^{-3}
	Am-243	7.37×10^{3}	2.50×10^{-3}
	Cm-245	8.42×10^{3}	2.60×10^{-3}
	Cm-246	4.71×10^{3}	2.60×10^{-3}
註記			完全溶解在GoldSim核種傳輸設定為-1
參考文獻			SKB TR-10-50, p. 52

表2-4 工程障壁及天然障壁相關參數

	核種	親體分率 (-)	緩衝材料分配係數 (m^3/kg)	回填材料分配係數 (m^3/kg)	EDZ/母岩分配係數 (m^3/kg)
分裂/活化產物	C-14	9.20×10^{-2}	0	0	0
	Cl-36	8.60×10^{-2}	0	0	0
	Ni-59	1.20×10^{-2}	3.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	1.10×10^{-3}
	Se-79	4.20×10^{-3}	0	0	2.95×10^{-4}
	Sr-90	2.50×10^{-3}	4.50×10^{-3}	4.40×10^{-3}	3.42×10^{-6}
	Zr-93	9.20×10^{-6}	4.00×10^{0}	4.00	2.13×10^{-2}
	Nb-94	1.80×10^{-2}	3.00×10^{0}	3.00	1.98×10^{-2}
	Tc-99	2.00×10^{-3}	0	0	0
	Pd-107	2.00×10^{-3}	5.00×10^{0}	5.00×10^{0}	5.20×10^{-2}
	Sn-126	3.00×10^{-4}	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	1.59×10^{-1}
	I-129	2.90×10^{-2}	0	0	0
	Cs-135	2.90×10^{-2}	9.30×10^{-2}	9.00×10^{-2}	3.49×10^{-4}
	Cs-137	2.90×10^{-2}	9.30×10^{-2}	9.00×10^{-2}	3.49×10^{-4}
初始承裝燃料核種	Pb-210	0	7.40×10^{1}	7.40×10^{1}	2.52×10^{-2}
	Ra-226	0	4.50×10^{-3}	4.40×10^{-3}	2.42×10^{-4}
	Ac-227	0	8.00	8.00	1.48×10^{-2}
	Th-229	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{-2}
	Th-230	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{-2}
	Pa-231	0	3.00	3.00	5.92×10^{-2}
	Th-232	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{-2}
	U-233	0	3.00	3.00	1.06×10^{-4}
	U-234	0	3.00	3.00	1.06×10^{-4}
	U-235	0	3.00	3.00	1.06×10^{-4}
	U-236	0	3.00	3.00	1.06×10^{-4}
	Np-237	0	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	4.13×10^{-4}
	U-238	0	3.00	3.00	1.06×10^{-4}
	Pu-238	0	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	9.14×10^{-3}
	Pu-239	0	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	9.14×10^{-3}
	Pu-240	0	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	9.14×10^{-3}
	Am-241	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{-2}
	Pu-242	0	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	9.14×10^{-3}
	Am-243	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{-2}
	Cm-245	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{-2}
	Cm-246	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{-2}
註記			MX-80 膨潤土	Milos Backfill	花崗岩
參考文獻		SKB TR-10-50, p. 52	SKB TR-10-52, pp. 176, 178	SKB TR-10-52, pp. 176, 178	SKB TR-10-50, p. 36

遠場

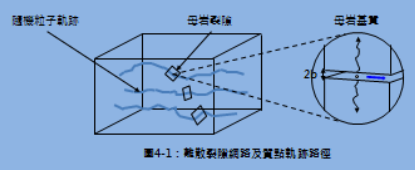


圖4-1：離散裂隙網路及質點軌跡路徑

表4-1：遠場核種傳輸評估之假設

母岩裂隙內之傳輸途徑假設	參考表二之母岩裂隙相關資訊，建立離散裂隙網路與等效多孔介質模型以計算質點於母岩裂隙內之傳輸途徑及水流相關參數，水流模型之運算結果將提供至核種傳輸計算。
一維平板裂隙模型	如圖4-1所示，一維平板裂隙模型包含核種在母岩裂隙中一維方向的平流及延散傳輸機制，以及裂隙周圍基質擴散區域垂直方向之基質擴散機制。

表4-2：遠場核種傳輸需求參數

	參數名稱		採用值	說明及根據
母岩	乾密度(ρ_m)	Density	R1岩體：2750 kg/m³	SNFD-ERL-90-219, c4p83
	孔隙率(φ_m)	Porosity	R1岩體：0.53%	SNFD-ERL-90-219, c4p83
	擴散係數(D_e)	Diffusion coefficient	2.1×10^{-14} m²/s	SKB TR-10-52, p. 391
	分配係數($K_{d,m}$)	Partition coefficient	表2-4	SKB TR-10-50, p. 36
	最大擴散深度	Maximum diffusion depth	裂隙間距的1/2	裂隙間距資料參考表二，計算關係式參考SKB TR-10-52, p. 353
裂隙網路	傳輸長度(L)	Tracking length	實際質點路徑每段之長度	由水流模型程式計算而得
	裂隙流率(Q)	Flow rate	實際質點路徑每段之流率	由水流模型程式計算而得
	裂隙內徑(2b)	Fracture aperture	實際質點路徑每段之內徑	由水流模型程式計算而得
	濕潤面積(A_{wet})	Wetted area	實際質點路徑每段之濕潤面積	由水流模型程式計算而得
	擴散係數(D_w)	Diffusion coefficient	1.0×10^{-9} m²/s	SKB TR-10-52, p. 164
	延散度(α_L)	Longitudinal dispersion length	依實際質點路徑每段長度的1/10	質點路徑長度由水流模型程式得到，計算關係式參考Milan A. Dimkic et al, 2008, p295
	導水度(T)	Transmissivity	實際質點路徑每段之導水度	由水流模型程式計算而得

生物圈

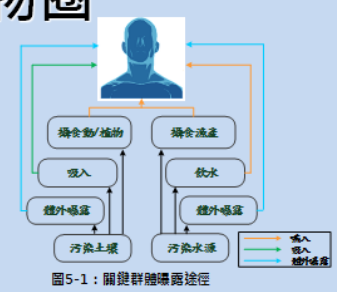


圖5-1：關鍵群體曝露途徑

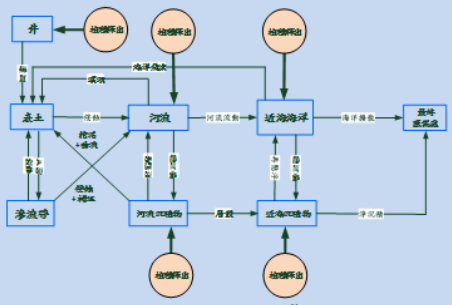


圖5-2：離島結晶岩測試區生物圈概念模型

表5-1：生物圈分析之假設

場址背景	地下含水層為可及深度之島嶼型參考處置場案例，生物圈系統考慮受海平面升降之影響。
遠場與生物圈之交界面(GBI)	核種可能自地下水層經由抽取井水或自然排放至湖庫/河水及海洋中，進而使人類受到輻射曝露。
人類社會假設	農業社會，民眾以抽取地下水或湖庫水供家庭、農耕與畜牧使用，並以現代化機械方式進行農耕與畜牧。關鍵群體曝露途徑如圖5-1。
評估端點	生物圈劑量轉換因子。

表5-2：生物圈核種傳輸需求參數

參數名稱		採用值	說明及根據
攝入放射性核種劑量轉換係數	Dose coefficient for ingestion	如表5-3	引用自游離輻射防護安全標準 附表3-4
吸入放射性核種劑量轉換係數	Dose coefficient for inhalation	如表5-3	引用自游離輻射防護安全標準 附表3-5
放射性核種體外曝露劑量轉換係數	Dose coefficient for external exposure	如表5-4	引用自FGR-12報告 pp. 76-91及pp. 166-181

表5-3：核種攝入及吸入之DCF值

核種	攝入 (ingestion) (Sv/Bq)	吸入 (inhalation) (Sv/Bq)	核種	攝入 (ingestion) (Sv/Bq)	吸入 (inhalation) (Sv/Bq)
C-14	5.8×10^{-10}	5.8×10^{-9}	Am-241	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
Cl-36	9.3×10^{-10}	7.3×10^{-9}	Np-237	1.1×10^{-7}	5.0×10^{-5}
Ni-59	6.3×10^{-11}	4.4×10^{-10}	U-233	5.1×10^{-8}	5.8×10^{-7}
Se-79	2.9×10^{-9}	6.8×10^{-9}	Th-229	4.9×10^{-7}	2.4×10^{-4}
Zr-93	1.1×10^{-9}	2.5×10^{-8}	Cm-246	2.1×10^{-7}	9.8×10^{-5}
Nb-94	1.7×10^{-9}	4.9×10^{-8}	Pu-242	2.4×10^{-7}	1.1×10^{-4}
Tc-99	6.4×10^{-10}	1.3×10^{-8}	U-238	4.5×10^{-8}	8.0×10^{-6}
Pd-107	3.7×10^{-11}	5.9×10^{-10}	U-234	4.9×10^{-8}	9.4×10^{-6}
Sn-126	4.7×10^{-9}	2.8×10^{-8}	Th-230	2.1×10^{-7}	1.0×10^{-4}
I-129	1.1×10^{-7}	3.6×10^{-8}	Ra-226	2.8×10^{-7}	9.5×10^{-6}
Cs-135	2.0×10^{-9}	8.6×10^{-9}	Am-243	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
Cs-137	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}	Pu-239	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}
Pu-240	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	U-235	4.7×10^{-8}	8.5×10^{-6}
U-236	4.7×10^{-8}	8.7×10^{-6}	Pa-231	7.1×10^{-7}	1.4×10^{-4}
Th-232	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}	Pb-210	6.9×10^{-7}	5.6×10^{-6}
Cm-245	2.1×10^{-7}	9.9×10^{-5}	Ac-227	1.1×10^{-6}	5.5×10^{-4}
Sr-90	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}	Pu-238	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}

表5-4：核種體外曝露之DCF值

核種	土壤(Soil) [(Svy⁻¹)/(Bq m⁻³)]	水源(Water) [(Svy⁻¹)/(Bq m⁻³)]	核種	土壤(Soil) [(Svy⁻¹)/(Bq m⁻³)]	水源(Water) [(Svy⁻¹)/(Bq m⁻³)]
C-14	2.3×10^{-15}	1.4×10^{-14}	Am-241	7.4×10^{-12}	5.9×10^{-11}
Cl-36	4.0×10^{-13}	1.4×10^{-12}	Np-237	1.3×10^{-11}	7.3×10^{-11}
Ni-59	0	0	U-233	2.4×10^{-13}	1.1×10^{-12}
Se-79	3.1×10^{-15}	1.9×10^{-14}	Th-229	5.4×10^{-11}	2.7×10^{-10}
Zr-93	0	0.0×10^{0}	Cm-246	2.0×10^{-14}	3.3×10^{-13}
Nb-94	1.6×10^{-9}	5.3×10^{-9}	Pu-242	2.2×10^{-14}	2.9×10^{-13}
Tc-99	2.1×10^{-14}	9.9×10^{-14}	U-238	1.7×10^{-14}	2.5×10^{-13}
Pd-107	0	0	U-234	6.8×10^{-14}	5.5×10^{-13}
Sn-126	2.5×10^{-11}	1.5×10^{-10}	Th-230	2.0×10^{-13}	1.2×10^{-12}
I-129	2.2×10^{-12}	2.8×10^{-11}	Ra-226	5.4×10^{-12}	2.2×10^{-11}
Cs-135	6.5×10^{-15}	3.5×10^{-14}	Am-243	2.4×10^{-11}	1.6×10^{-10}
Cs-137	1.3×10^{-13}	4.7×10^{-13}	Pu-239	5.0×10^{-14}	3.0×10^{-13}
Pu-240	2.5×10^{-14}	3.5×10^{-13}	U-235	1.2×10^{-10}	5.0×10^{-10}
U-236	3.6×10^{-14}	3.7×10^{-13}	Pa-231	3.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}
Th-232	8.8×10^{-14}	6.3×10^{-13}	Pb-210	4.1×10^{-13}	4.1×10^{-12}
Cm-245	5.7×10^{-11}	2.8×10^{-10}	Ac-227	8.4×10^{-14}	4.1×10^{-13}
Sr-90	1.2×10^{-13}	4.6×10^{-13}	Pu-238	2.6×10^{-14}	3.6×10^{-13}