

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

國際高放射性廢棄物處置安全分析
技術發展之研究

計畫編號：103FCMA008

報告編號：103FCMA008-6

執行單位：核能研究所

計畫主持人：張淑君

子項工作負責人：紀立民

報告作者：紀立民

報告日期：中華民國 103 年 12 月

[本頁空白]

Worldwide Review on the R&D Status of Safety Analysis Technologies for High-Level Waste Disposal

By
Li-Min Chi

Abstract

The status, international organizations and major nuclear power countries worldwide, of regulations, safety criteria, and practice experiences for safety assessment of high-level radioactive waste geological disposal are reviewed and summarized in this study. It includes the information of quantitative limits, such as dose, risk, and timeframe, and qualitative safety requirements for repository safety assessment. The purposes of this study are to understand the international safety and technology level, and to establish a national regulatory basis.

Some observations from this review relevant to major regulatory issues, technical trends, and scientific perspective of safety assessment are discussed. Based on these study findings, some recommendations are provided for further regulating of high-level radioactive waste geological disposal programs in Taiwan.

Keywords: Safety analysis, High-level waste disposal, Worldwide status

Institute of Nuclear Energy Research

國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

紀立民

摘 要

本報告彙整國際組織 ICRP、IAEA 與 OECD/NEA 以及主要核能發電國家，對於高放射性廢棄物地質處置之相關安全標準與安全評估技術要項。亦蒐集分析國際上近十年來有關高放射性廢棄物地質處置安全評估的案例。根據國際資訊，本報告對安全評估的重要技術性議題進行討論，並歸納近年來的技術發展趨勢與未來展望。最後總結國際經驗對我國未來研訂用過核子燃料處置安全評估管制相關技術規範的可能要點，提出初步的技術性建議。

本報告資訊彙整成果有助於我國後續放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇技術能力，確保管制安全合於國際標準。

關鍵字：安全分析、高放射性廢棄物處置、國際技術資訊分析

核能研究所

目 錄

1. 前言	1
1.1 研究目的	1
1.2 研究內容	1
1.3 報告架構	2
2. 國際資訊來源與彙整方法	4
2.1 資訊與文獻來源	4
2.2 資訊與文獻蒐集方法與範疇	4
2.3 資訊與文獻蒐集成果	6
3. 國際核能組織與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析	8
3.1 國際核能組織高放射性廢棄物處置安全標準	8
3.2 主要核能國家高放射性廢棄物處置安全標準	14
4. 國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析	22
4.1 國際原子能總署特定安全導則 SSG-14 安全評估要點	22
4.2 主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估要點	33
5. 國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析	66
5.1 高放射性廢棄物處置國際安全評估案例經驗分析	66

5.2 日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術案例經驗討論...	81
6. 國際高放射性廢棄物處置安全評估技術經驗回饋.....	90
6.1 國際高放射性廢棄物處置安全評估技術研發趨勢與經驗回饋.....	90
6.2 高放射性廢棄物處置重要安全評估技術議題探討.....	98
6.3 我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點.....	101
7. 結論	105
7.1 研究結論	105
7.2 成果效益	107
7.3 後續研發建議.....	108
參考文獻與網址.....	109
附錄：IAEA SSG-14 導則附錄 II：「封閉後安全評估」(中文翻譯).....	A-1

附 圖 目 錄

圖 1-1：我國用過核子燃料最終處置計畫階段劃分與重點工作	3
圖 2-1：研究流程圖.....	7
圖 4-1：IAEA SSG-14 建議之安全評估流程	32
圖 4-2：法國高放處置安全評估的架構	41
圖 6-1：管制機關應用管理體系與利害關係者持續互動之過程	92
圖 6-2：安全評估涵蓋的領域	92
圖 6-3：英國採用劑量拘限值與風險的兩階段管制方式示意圖	94

附表目錄

表 3-1：國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表	19
表 4-1：IAEA SSG-14 第 5 章安全論證與安全評估規定	23
表 4-2：處置設施各階段安全論證與支持的安全評估之特徵	30
表 4-3：IAEA SSG-14 附錄 II 封閉後安全評估導則架構	31
表 5-1：比利時 SAFIR 2 長期安全評估案例摘要	71
表 5-2：瑞士 Project Opalinus Clay 長期安全評估案例摘要	72
表 5-3：法國 Dossier 2005 長期安全評估案例摘要	73
表 5-4：瑞典 SR-CAN 長期安全評估案例摘要	74
表 5-5：美國 YMR LA - SAR 長期安全評估案例摘要	75
表 5-6：芬蘭 Safety Case 2009 長期安全評估案例摘要	76
表 5-7：英國 DSSC 長期安全評估案例摘要	77
表 5-8：日本 NUMO 長期安全評估案例摘要	78
表 5-9：瑞典 SR-Site 長期安全評估案例摘要	79
表 5-10：芬蘭 TURVA 長期安全評估案例摘要	80
表 5-11：日本 H12 報告安全評估技術案例經驗特點	85
表 6-1：國際高放射性廢棄物處置安全評估案例報告架構對照表	96

1. 前言

1.1 研究目的

依據民國 91 年 12 月頒布施行之「放射性物料管理法」及其施行細則，台灣電力公司須針對核能電廠產生的用過核子燃料，擬訂「用過核子燃料最終處置計畫書」並定期更新後提報原子能委員會依法核定。依據當前版本的處置計畫書，台灣電力公司規劃處置場開始運轉的時程為民國 144 年(西元 2055 年)，全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」、「候選場址評選與核定階段」、「場址詳細調查與試驗階段」、「處置場設計與安全分析評估階段」及「處置場建造階段」等五個階段(台灣電力公司，2010a)。我國用過核子燃料最終處置計畫全程工作規劃如圖 1-1。處置計畫目前處於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」。此階段的重點任務之一係台灣電力公司將於民國 106 年提出「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，並送管制機關行政院原子能委員會放射性物料管理局審核。故放射性物料管理局有必要先期建立所需之審查技術。

基於管制業務技術研發需求，放射性物料管理局爰委託核能研究所執行「103 年度精進放射性物料安全管制技術發展」計畫(編號 103FCMA008)。本報告「國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究」即為該計畫所屬子項計畫「用過核子燃料處置審查技術建置研究」之研究工作成果。

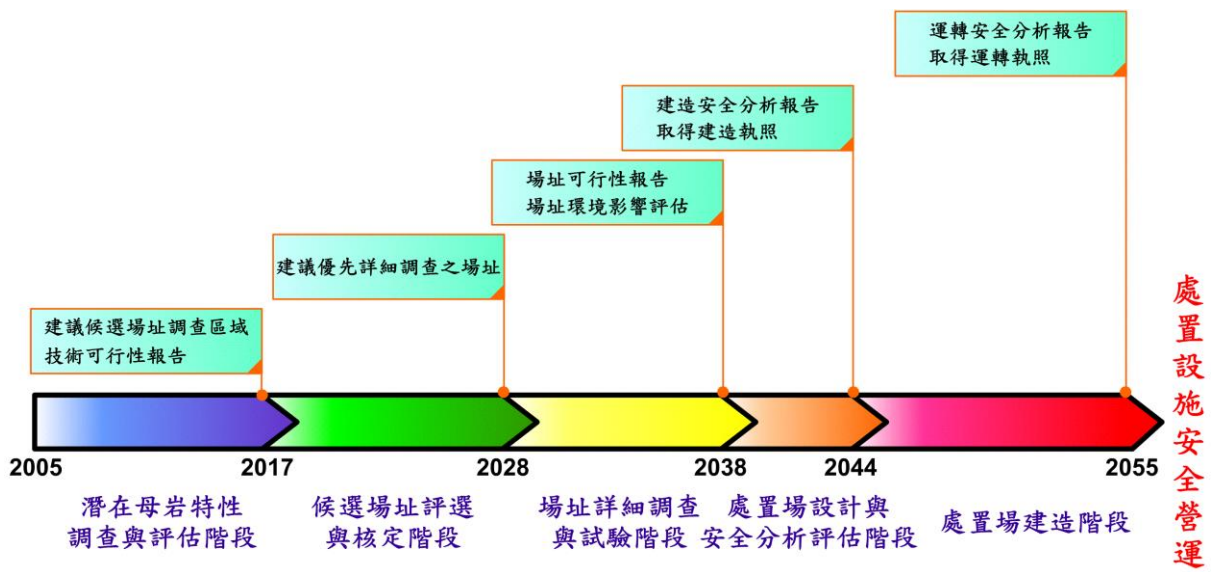
1.2 研究內容

子項計畫「用過核子燃料處置審查技術建置研究」於民國 103 年完成「國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究」報告一冊。研究內容包含：

- (1)國際高放處置安全標準釐清：研究分析國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)對於高放射性廢棄物處置的安全標準。
- (2)國際高放處置安全評估技術要項分析：研究分析主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點。
- (3)國際高放處置安全評估案例資訊蒐集與分析：研究近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)，並特別討論日本 H12 相關報告評估技術的案例經驗。
- (4)國際高放處置安全評估經驗回饋：根據前述國際資訊與經驗分析結果，提出我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。

1.3 報告架構

報告內容第 1 章說明研究目的、研究內容與報告架構；第 2 章說明國際資訊來源與彙整方法；第 3 章研析國際核能機構與國家高放射性廢棄物處置安全標準；第 4 章研析國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點；第 5 章研析國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗；第 6 章討論國際高放處置安全評估經驗對我國研發的心得回饋；第 7 章對研究成果總結說明，並提出建議。另外，增列附錄由本計畫翻譯國際原子能總署發布之「SSG-14 放射性廢棄物地質處置設施特定安全導則」附錄 II 「封閉後安全評估」(IAEA, 2011a)，以供參考。



資料來源：依據台灣電力公司(2010a)用過核子燃料最終處置計畫書改繪

圖 1-1：我國用過核子燃料最終處置計畫階段劃分與重點工作

2. 國際資訊來源與彙整方法

2.1 資訊與文獻來源

本研究國際資訊來源主要來自各核能國際機構與核能先進國家管制機關發布之安全標準，以及各國放射性廢棄物處置專責機構所發布的專業技術報告。安全標準部份，以國際機構與各國管制機關網路發布的最新資訊為準。安全分析技術方面，由於技術隨時代進步，且更早期的安全分析技術，國內亦已多有研究，因此本報告將文獻資料蒐集的範圍界定在 2000 年之後。蒐集分析近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)。此外，資料來源亦包含其他的各國技術報告、研討會論文集、期刊論文、簡報等。

2.2 資訊與文獻蒐集方法與範疇

針對前述重要資料來源，本研究主要利用網路搜尋技巧做為資訊蒐集的主要手段。包括使用網路搜尋工具以及電子期刊；少數資訊則利用圖書館取得書面紙本。其中於本報告引述的文獻資訊，均儘可能的在本報告的參考文獻處提供網路連結，以利讀者參考，並促進本報告論點之可追蹤性與透明度。其它未直接於本報告引述，但仍具有技術領域參考價值的文獻，則併同期末報告定稿版燒錄光碟，提供計畫委託單位參考應用。本報告之研究方法流程如圖 2-1 所示。

本研究資訊蒐集分析的主題與重要技術名詞說明如下：

- 高放射性廢棄物(high-level radioactive waste)：依我國「放射性物料管理法施行細則」第 4 條定義，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。由於我國目前核能發電產生的用過核子燃料並未經過再處理，所以我國所謂的高放射性廢棄物即為用過核子燃料。

- 深層地質處置(deep geological disposal)：指將放射性廢棄物處置於深達 200 公尺到 1000 公尺之間的穩定地層中，以長期阻滯核種的遷移並防止地表作用對處置場的影響。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 條明定高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式。
- 多重障壁(multi-barrier)：依我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 2 條定義，指高放處置設施用以隔離或遲滯放射性核種滲濾、洩漏與遷移，包括廢棄物本體、盛裝容器、緩衝與回填材料，以及地層等工程及天然障壁之多重組合。
- 安全論證(safety case)：依國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)「SSR-5 放射性廢棄物處置特定要求」(IAEA, 2011b)之定義，指一組辯證(arguments)與證據(evidence)的整合，以證明設施的安全性。
- 安全分析(safety analysis)：分析作業/設施的安全性，以確認是否符合法規/準則。
- 安全評估(safety assessment)：對系統的功能進行分析與評估，以研判可能的行為與影響。安全評估為安全論證的主要組成，為相關的辯證與證據提供量化的評估基準。此名詞有時候等同於功能評估(performance assessment)，但後者有時候有更狹義的定義，特指評估系統是否能發揮預期的功能。

2.3 資訊與文獻蒐集成果

本研究盡最大的努力蒐集國際核能機構與主要核能發電國家跟本研究主題有關的法規與技術資訊。成果已包含加拿大、日本、法國、英國、美國等核能大國，以及芬蘭、瑞士、瑞典等處置技術領先的國家。其他未納入研究的國家，或者因核能產業規模小或正在起步；或者因語言隔閡或資料未上網等諸多因素，致使並無具體資訊可供研究。儘管如此，整體而言本研究已大致能掌握國際現況趨勢，瞭解國際共通作法，達到供國內參考的計畫預期目標。

國際資訊蒐集為本研究的重點工作之一，計畫執行期間本研究將文獻資訊以檔案資料夾進行分類整理，並上傳雲端，供計畫委託單位即時參考。總計蒐集相關電子檔案約 600 餘個，合計約 3GB。計畫結案後則另提送成果光碟。

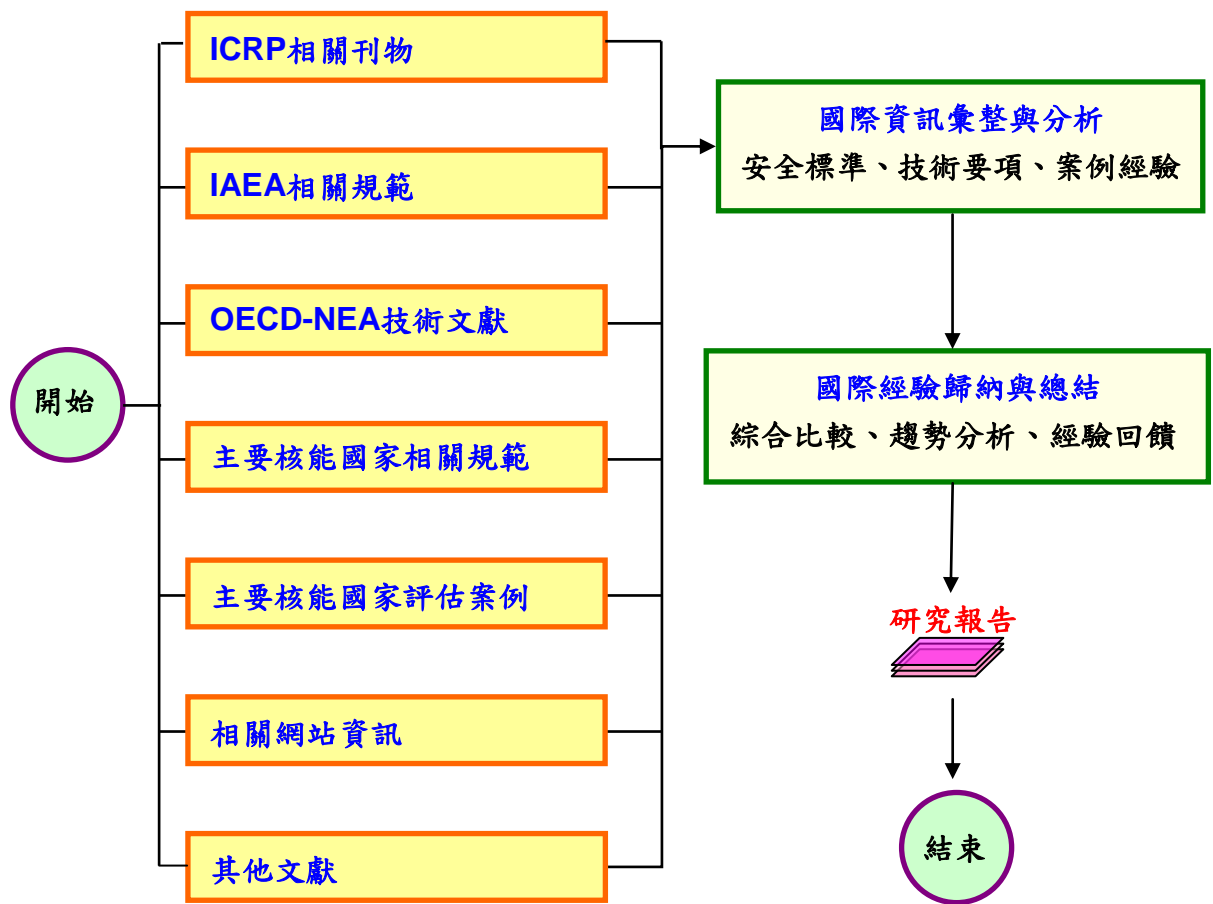


圖 2-1：研究流程圖

3. 國際核能組織與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析

本章研究分析國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)對於高放射性廢棄物處置的安全標準。相關重要內容說明如後。

3.1 國際核能組織高放射性廢棄物處置安全標準

(1)國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)準則

國際放射防護委員會前曾於刊物第 77 號「放射性廢棄物處置輻射防護政策」(ICRP, 1997)與第 81 號「長半化期固體廢棄物處置輻射防護建議」(ICRP, 1998)針對放射性廢棄物處置提出 0.3 mSv 年劑量拘限值 (constraint), 以及年風險拘限值 10^{-5} 的建議。之後即成為各國制定法規的參考基準。2013 年國際放射防護委員會發布新的刊物第 122 號「長半化期固體廢棄物地質處置的輻射防護」(ICRP, 2013), 重申原有的建議限值, 並強調監督(oversight)在不同時間尺度下扮演的角色, 以及正當性原理(justification principle)與最適化原理(optimization principle)的應用。刊物第 122 號的要點摘述如下:

- 刊物第 122 號係將輻射防護之建議應用於保護人類與環境, 以避免受到長半化期固體廢棄物地質處置的任何危害。
- 基於保護未來世代, ICRP 建議持續仰賴基本原理”應給予未來的個人與族群相同於當今世代的保護程度”(ICRP 刊物第 81 號, 1998)。
- ICRP 將長半化期固體廢棄物地質處置預期演變, 對人類與環境造成的潛在曝露, 視為計畫曝露。

- 防護體系的應用受到對處置設施監督或”看護(watchful care)”程度的影響。必須考慮三個主要的時間尺度：(1)直接監督時期：處置設施仍運轉中並處於主動監督下；(2)間接監督時期：處置設施部分或全部封閉，可能持續進行間接管制、行政管理、或社會監督；(3)無監督時期：處置設施的存在已被遺忘。
- 若封閉後時期監督已終止，而處置系統仍發揮其設施功能時，則潛在暴露應考慮為計畫曝露。
- 有關於監督演變的不同決策，應與利害關係人進行討論。
- 對於正當性原理的應用，廢棄物管理與處置作業必須對產生廢棄物的實務做整體性考慮。此正當性應在實務工作的全程中，當發現有新的且重要的資訊時重新審視。
- 如先前 ICRP 發布的放射性廢棄物管理相關刊物(ICRP 刊物第 77 號，1997；ICRP 刊物第 81 號，1998)所述，藉由拘限最適化的過程來控制遙遠未來的公眾曝露，將可免除個人劑量限值的使用。
- 防護的最適化是地質處置設施逐步推動設計、建造、與運轉的核心要項。
- 必須以最廣泛的意義來瞭解最適化，以持續精進的、系統性的、透明的方式進行保護選項的評估，包含使用最佳可獲得的技術，進而強化對系統的保護能力，以及減少其潛在的影響(放射性與其他)。
- 應用最適化原理時，ICRP 所建議的廢棄物處置設施設計的輻射準則，對公眾為年劑量拘限值 0.3 mSv；對職業曝露工作人員為年劑量限值低於 20 mSv 或 5 年內 100 mSv。
- 當使用匯總的作法結合曝露情節的機率與伴隨的劑量時，ICRP 建議對公眾的風險年拘限值为 1×10^{-5} 。

- 在極長的時間時，劑量與風險準則應用來做為不同選項的比較，而非做為評估健康危害的手段。
- 對於天然事件誘發的設計基準演變，ICRP 建議在計畫曝露狀況下，選用已有的劑量或風險拘限值。
- 對於未納入到設計基準演變考慮的嚴重天然破壞事件以及無意的人類侵入，並不適用劑量或風險拘限值。在此情況下，若事件發生時處置設施仍處於(直接或間接)監督，則隨後的曝露狀況(緊急狀況或現存狀況)應由管制機關考量，並推動相關的保護措施。
- 對於無意的人類侵入，設施的設計與選址應包含減少發生此種事件可能性的特徵。
- 應對系統設計發展與推動的品質做出判斷，並於必要時配合所有相關的利害關係人，以良好結構性與透明性的程序進行嚴格審查。
- ICRP 建議事項的一般性實施方式，需要有一個管理系統，以安全為根本目標，整合安全、健康、環境、保安、品質、以及經濟等各要項。
- 對於計畫曝露狀況，應在年劑量的基準上評估代表人所受到的劑量。
- 對於環境保護的考慮，適當時應做為風險告知決策的一部份。

(2)國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)規範

國際原子能總署與高放射性廢棄物處置有關的重要規範包含「SF-1 基本安全原則」(IAEA, 2007)、「SSR-5 放射性廢棄物處置特定要求」(IAEA, 2011b)、「SSG-14 放射性廢棄物地質處置設施特定安全導則」(IAEA, 2011a)。

IAEA 基本安全原則 SF-1(IAEA, 2007)提出國際共通的安全目標為：保護人類和環境免於游離輻射的有害影響。而實現此目標的十項原則為：

- 原則 1：安全責任-對引起輻射危險的設施和活動負有責任的人員或組織必須對安全負主要責任。
- 原則 2：政府職責-必須建立和保持有效的法律和政府安全體系，包括獨立的監管機構。
- 原則 3：對安全的領導和管理-在與輻射危險有關的組織內以及在引起輻射危險的設施和活動中，必須確立和保持對安全的有效領導和管理。
- 原則 4：設施和活動的合理性-引起輻射危險的設施和活動必須能夠產生總體效益。
- 原則 5：防護的最適化-必須實現防護的最適化，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須確保任何個人都不會承受無法接受的傷害危險。
- 原則 7：保護當代和後代-必須保護當前和今後的人類和環境免於輻射危險。
- 原則 8：防止事故-必須做出一切實際努力防止和減輕核子事故或輻射事故。
- 原則 9：緊急準備和應變-必須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。

IAEA 放射性廢棄物處置特定要求 SSR-5(IAEA, 2011a)針對放射性廢棄物處置補充前述安全原則，提出保護人類與環境的安全準則以及相

關的安全要求。其中有關封閉後的輻射防護安全標準係參考 ICRP 的作法規定於該文件第 2.15 節。處置設施應設計成使將來因涉及處置設施的自然作用，而可能受到照射的代表性個人，所承受的估計劑量或風險不超過每年 0.3 mSv 的拘限值，或每年 10^{-5} 的風險。

IAEA SSG-14(IAEA, 2011b)導則根據前述文件做更進一步的技術性建議。由於內容屬技術性建議，因此另於本報告第 4 章併同國際高放射性廢棄物處置相關計畫的安全分析技術要點研析再進行討論。

(3)經濟合作發展組織-核能總署(Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)技術文獻

嚴格來說 OECD/NEA 並無發布所謂的規範，該組織的作法多以研究小組執行專案計畫的方式提出技術性報告，供其會員國參考。近年來發布而跟本研究主題有關的重要文件包括「NEA 6182：規範地質處置的長期安全性」(OECD/NEA, 2007)與「NEA 6405：放射性廢棄物地質處置法規與導則」(OECD/NEA, 2010)兩本報告。

NEA 6182 報告分析該組織各會員國的管制體系與安全標準，並討論準則之間的差異、法規在處置計畫扮演的角色、安全與防護的意涵、安全信心的建立、道德與跨世代考量、長時間尺度考量等議題。其三點主要研究結論如下(OECD/NEA, 2007)：

- NEA 會員國長期處置安全的量化準則存在重大的差異性。雖然此差異並不會導致輻射影響後果的顯著差別。此外，必須謹記，計算所得的劑量與風險對應於安全準則，僅為功能與防護要求的指標，必須同時配合其他補充措施，例如最適化，以及不過度花費下，使用最佳可獲得的技術。

- 準則的基準與如何證明達到基本安全目標，存在重大的差異。此差異根源於國情的社會差異，使得難以比較各國作法的不同。
- 如何發展未來世代責任的共通認知，以及如何在法規中履行此一責任，在國家與國際層面上，包含例如國際公約審查會議上，進行各國管制作法的比較，將是有意義與有幫助的。

NEA 6405 報告主要是針對過去數十年來有關地質處置的法規領域技術發展進行探討。其與安全分析有關的主要結論如下(OECD/NEA, 2010)：

- 僅以嚴格要求的定量限值做為證明長期安全以達到保護目標的作法，日漸受到質疑，特別是在極長時間情況下。對於時間尺度的處理與可能時間分段的要求宜進一步澄清。長期安全的證明擴大到需要各種來源的證據與信心建立的辯證。除了法規嚴格規定外，較柔性的作法例如良好的選址、設計與工程、最適化議題、使用最佳可獲得的技術、推動適當的管理原理等，亦日益重要。除了保護人類外，環境保護亦可能被明確的要求。
- 功能評估(performance assessment)被放在更廣泛範疇的全面性安全論證(safety case)之下。安全論證的定義為所有辯證與證據(包含功能評估的結果)之整合。功能評估的分析結果(計算劑量/風險)可能在數百年後喪失其預測的特性，因此對於較長的時間尺度，此結果應視為隔離有效性的指標。針對處置場與其安全論證的發展，逐漸廣泛的被接受採用階段性決策的程序，亦即通常在執照終止之前個別步驟具有可逆的選項。利害關係者與一般公眾應能夠參與決策過程。
- 處置場安全與潛在輻射曝露的最適化原理跟決策過程密切連結。最適化的理念跟應用於輻射防護的合理抑低原理相似，但現今將之用於更

廣泛的範疇，例如要求使用先進的技術與方法，以及持續強化處置場系統的安全性。防護的最適化是前瞻性反覆精進的過程，目的在於防止或減少未來的曝露。不確定性的處理應密切檢驗。在安全論證中應顯示不確定性是如何被處理的(證明評估的健全性)。然而這個觀念在各國法規中尚未能良好定義且仍有某些基本問題。

3.2 主要核能國家高放射性廢棄物處置安全標準

主要核能國家對於高放射性廢棄物處置的安全標準，依國家名稱英文字母序，摘要說明如下：

(1) 比利時

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國實務評估經驗採劑量限值 0.1 到 0.3 mSv/yr 與風險 10^{-5} /yr 為準；且評估超過 1 百萬年(OECD/NEA, 2007; EPRI, 2010)。

(2) 保加利亞

保加利亞「放射性廢棄物安全管理法規」第 9 條規定：廢棄物處置設施封閉後，對關鍵群體中的個人，所造成的年有效劑量不得超過 0.3 mSv (Bulgaria Government, 2004)。該國對於評估的時間尺度尚無具體規定。

(3) 加拿大

加拿大「G-320：放射性廢棄物管理的長期安全性評估管制導則」第 6.2.1 節以劑量拘限值 0.3 mSv/yr 做為設計最適化的標準，相對風險為 2×10^{-5} /yr。第 7.4 節對於時間尺度並無硬性規定，但規定應含最大影響發生的時間(CNSC, 2006)。

(4) 中國

中國目前對於高放射性廢棄物處置尚無具體的法規規定。

(5) 捷克

捷克「輻射防護法規」第 52 節「放射性廢棄物處置」第(6)條規定：放射性廢棄物處置的劑量拘限值為關鍵群體中個人的有效劑量 0.25 mSv/yr (Czech Republic, 2002)。該國對於風險限值與評估的時間尺度尚無具體規定。

(6) 芬蘭

芬蘭「YVL D.5：核廢棄物處置導則」第 307 條 a 項規定：長期安全對最受到曝露的個人其輻射劑量拘限值應低於 0.1 mSv/yr；且評估須至少長達數千年(STUK, 2013)。該國對於風險限值尚無具體規定。該導則規定“評估須至少長達數千年”的原因，在於該導則同時適用於低放射性廢棄物與用過核子燃料處置之故。

(7) 法國

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國法規規定訂劑量限值為 0.25 mSv/yr (1 萬年內為限制值，之後到 1 百萬年為參考值)；而評估的時間尺度至少 1 百萬年(OECD/NEA, 2007; EPRI, 2010)。

(8) 德國

德國「發熱放射性廢棄物處置最終處置安全要求」第 6.3 條採用 ICRP 刊物第 81 號的建議，封閉後對受到影響的個人不得超過 0.1 mSv/yr；風險小於 10^{-5} /yr。另依第 7.2 條規定：安全評估必須涵蓋 1 百萬年(BMUB, 2010)。

(9) 匈牙利

匈牙利「放射性廢棄物貯期貯存與處置暨天然放射性物質法規」附錄 4「最終處置要求」第 10 條規定：處置系統封閉後預期對關鍵群體個

人所造成的曝露，不得超過有效劑量 0.1 mSv/yr。第 11 條規定：事件對關鍵群體個人造成的曝露風險不得超過 10^{-5} /yr (Hungary Government, 2003)。該國對於評估的時間尺度尚無具體規定。

(10) 日本

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國實務評估經驗劑量限值為 0.1 到 0.3 mSv/yr；評估的時間尺度至少 1 百萬年 (OECD/NEA, 2007；EPRI, 2010)。

(11) 南韓

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國實務評估經驗劑量限值為 0.1 mSv/yr (正常演變)；1 mSv/yr (人類入侵)；評估的風險 10^{-6} /yr (機率分析) (OECD/NEA, 2007)。

(12) 荷蘭

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國法規劑量限值為 0.1 mSv/yr (OECD/NEA, 2007)。

(13) 斯洛伐克

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國法規劑量限值為 0.1 mSv/yr (OECD/NEA, 2007)。

(14) 西班牙

本研究並未蒐集到該國直接資訊，但間接從其他文獻獲知該國法規劑量限值為 0.1 mSv/yr；風險限值為 10^{-6} /yr (OECD/NEA, 2007；EPRI, 2010)。

(15) 瑞典

瑞典「SSMFS 2008:23 核設施排放放射性物質之保護人類健康與環境法規」第 5 節規定：設施排放的放射性物質對於參考群體的任何個人不得超過有效劑量 0.1 mSv/yr (SSM, 2008)。

瑞典「SSI FS 1998:1 用過燃料與核廢棄物最終管理之保護人類健康與環境法規」第 4 節規定：處置場封閉後對曝露群體代表個人，不得超過風險限值 10^{-6} /yr (SSI, 1998)。

瑞典法規對於安全評估的時間尺度並無特別規定，惟依實務評估經驗均超過 1 百萬年(依據本報告第 5 章蒐集之瑞典案例研判)。

(16) 瑞士

瑞士「ENSI-G03/e 深層地質處置場特定設計原理與安全論證要求導則」第 4.3.2 節規定：封閉後釋出的核種，不得導致個人劑量超過 0.1 mSv/yr；且不得造成個人額外的健康風險超過 10^{-6} /yr。第 7.2.2 節規定：安全評估時間應達 1 百萬年以上(ENSI, 2009)。

(17) 英國

英國「固體放射性廢棄物陸地地質處置設施導則」要求第 R5 項與第 R6 項分別規定：處置設施對公眾造成的劑量拘限值為 0.15 mSv/yr，以及風險為 10^{-6} /yr (SEPA & NIEA, 2009)。

(18) 美國

美國聯邦法規「10 CFR 63：內華達州雅卡山地質處置場之高放射性廢棄物處置」第 63.311 節「永久封閉後個人保護標準」規定：處置後 1 萬年合理最大曝露的個人不會接受到劑量超過 0.15 mSv/yr；1 萬年後但在地質穩定時期內劑量不超過 1.0 mSv/yr (NRC, 2001)。

另根據美國聯邦法規「40 CFR 197：內華達州雅卡山之公眾健康與輻射防護標準」第 197.13 節規定功能評估應執行處置後 1 百萬年內的評估(EPA，2001)。

除前述要求外，10 CFR 63.341 節亦特別規定：必須計算處置 1 萬年後但在地質穩定時期內(即 1 百萬年內)，合理最大曝露的個人尖峰劑量發生的時間。

本報告彙整本節(3.2 節)各主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度，如表 3-1 所示。

表 3-1：國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表

國家	處置場封閉後劑量/風險限值	安全評估時間尺度	參考依據
比利時	依實務評估經驗： 劑量 0.1 到 0.3 mSv/yr 風險 10^{-5} /yr	依實務評估經驗： 超過 1 百萬年	[1][2]
保加利亞	法規規定： 劑量 0.3 mSv	尚無具體規定	[3]
加拿大	法規規定： 劑量 0.3 mSv/yr 風險 10^{-5} /yr	法規規定應含最大影響發生的時間	[1][2][4]
中國	尚無具體規定	尚無具體規定	[2]
捷克	法規規定： 劑量 0.25 mSv/yr	尚無具體規定	[1][5]
芬蘭	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr	法規規定： 至少數千年	[1][2][6]
法國	法規規定： 劑量 0.25 mSv/yr (1 萬年內為限制值，之後到 1 百萬年為參考值)	法規規定： 至少 1 百萬年	[1][2]
德國	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-5} /yr	法規規定： 涵蓋 1 百萬年	[1][2][7]
匈牙利	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr. 風險 10^{-5} /yr	尚無具體規定	[1][8]
日本	依實務評估經驗： 0.1 到 0.3 mSv/yr	依實務評估經驗： 至少 1 百萬年	[1][2]
南韓	依實務評估經驗： 劑量 0.1 mSv/yr (正常演變) 1 mSv/yr (人類入侵) 風險 10^{-6} /yr (機率分析)	尚無具體規定	[1]

表 3-1：國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表(續)

國家	處置場封閉後劑量/風險限值	安全評估時間尺度	參考依據
荷蘭	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
斯洛伐克	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
西班牙	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	尚無具體規定	[1][2]
瑞典	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	依實務評估經驗： 超過 1 百萬年	[1][2][9][10]
瑞士	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	法規規定： 超過 1 百萬年	[1][2][11]
中華民國	法規規定： 劑量 0.25 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	法規尚無具體規定 ；但依實務評估經驗 達 1 百萬年	[12][13]
英國	法規規定： 劑量 0.15 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	尚無具體規定	[1][2][14]
美國	法規規定：劑量 1 萬年內 0.15mSv/yr； 1 萬年到 1 百萬年 1mSv/yr	法規規定： 1 百萬年	[1][15]

資料來源：

- [1] OECD/NEA, 2007, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal: Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria, NEA No. 6182.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2007/nea6182-regulating.pdf>
- [2] EPRI, 2010a, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume III-Review of National Repository Programs, Electric Power Research Institute, No. 1021614.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001021614>
- [3] Bulgaria Government, 2004, Regulation for Safe Management of Radioactive Waste, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.
<http://www.bnsa.bas.bg/en/documents-en/legislation/regulations/reg-raw-en.pdf>
- [4] CNSC, 2006, Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.
http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/G-320_Final_e.pdf
- [5] Czech Republic, 2002, Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.

- https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasaky/R307_02.pdf
- [6] STUK, 2013, Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.
http://www.finlex.fi/data/normit/41785-YVL_D.5e.pdf
- [7] BMUB, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste.
http://www.bmub.bund.de/fileadmin/bmu-import/files/english/pdf/application/pdf/sicherheitsanforderungen_endlagerung_en_bf.pdf
- [8] Hungary Government, 2003, 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM Decree of the Minister of Health, Social and Family Affairs, on certain issues of interim storage and final disposal of radioactive wastes, and on certain radiohygiene issues of naturally occurring radioactive materials concentrating during industrial activity.
[http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/\\$File/47_2003.pdf?OpenElement](http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/$File/47_2003.pdf?OpenElement)
- [9] SSI, 1998, The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 1998:1.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Stralskydd/1998/ssifs-1998-1e.pdf>
- [10] 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.
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SSMFS-2008-23E.pdf>
- [11] ENSI, 2009, Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case, Guideline for Swiss nuclear installations G03/e.
http://static.ensi.ch/1314022023/g-003_e.pdf
- [12] 原能會，2005，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則。
<http://erss.aec.gov.tw/law/LawContent.aspx?id=FL036833>
- [13] 台灣電力公司，2010b，SNFD-2009：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。
http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_06_a6.pdf
- [14] SEPA & NIEA, 2009, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.
https://www.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/296504/geho0209bpjm-e-e.pdf
- [15] EPRI, 2010b, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal, Electric Power Research Institute, No. 1021384.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001021384>

4. 國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析

本章研究分析國際原子能總署(IAEA)導則 SSG-14 與主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)高放射性廢棄物處置相關的安全評估技術要點。研究目的在於釐清各國對於安全評估的實務作法，成果有助於未來發展我國高放處置之相關規範，並做為我國高放處置計畫之審查技術基準。

4.1 國際原子能總署特定安全導則 SSG-14 安全評估要點

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，其中對於安全論證與安全評估於第 5 章有詳細規定(IAEA，2011a)。由於該規範是對各會員國均適用之國際共通性導則，意義重大，故本研究特別翻譯相關內容如表 4-1，以供國內依循。該章節內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表，本報告將之中文化為表 4-2。

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。本研究亦翻譯列於本報告之附錄 A，以供國內參考。SSG-14 附錄 II 的內容架構整理如表 4-3，可藉以瞭解安全評估的重點要項。另外對於該規範所建議之安全評估流程，經本研究中文化為圖 4-1。

表 4-1：IAEA SSG-14 第 5 章安全論證與安全評估規定

5.安全論證與安全評估

- 5.1.安全論證是辯證與證據的集合，用來驗證場址內的一處特殊設施、設施的部分、或活動的安全性。至少應於地質處置設施發展、運轉、與封閉的各個主要步驟準備安全論證，且可能包含某些或所有提報給管制機關的書件，以尋求核准繼續進行下一個步驟。安全論證將隨著設施的發展、運轉、與封閉而逐漸強化，以便將所有安全相關的事件與採取的補救措施做成紀錄，並隨時備妥一套最新的文件用來證明設施的安全性，以及預期設施在長期內仍然安全。本節內文將分別使用運轉安全論證與封閉後安全論證兩個名詞。而在實務上，這兩者可能是分離的實體，亦或者是設施整體安全論證的一部分。
- 5.2.安全論證應包含安全評估的產出，並配合額外的資訊，包含支持設施健全性與可靠性的證據與理由、其設計、設計邏輯、以及安全評估品質與基本假設。安全論證亦可能包含放射性廢棄物處置相關的一般辯證與資訊，使得安全評估的結果能做全面性的觀察。此辯證包含預測核種釋出與曝露於天然背景濃度及輻射程度的比較，以及跟天然類比的比較。發展中任何步驟或設施運轉或封閉時所留存的不確定性與任何未解決的議題，必須於安全論證中確認。未解決的議題若對安全評估具有影響，則有可能必須進一步的說明。
- 5.3.安全評估是使用適當系統性方法以分析設施相關風險，以及場址能力與設施設計是否符合安全要求的過程。地質處置設施安全評估應包含功能整體程度的定量分析、相關不確定性的分析、以及相關設計要求

與安全標準的比較...。安全評估亦應判定可能影響結果的任何科學認知、資料、或分析的顯著不足之處。

5.4.安全評估應由設施經營者提供輸入資訊給進行中的決策，例如有關於研究、場址特性調查、設施設計、資源分配、以及廢棄物接收準則發展等主題之決策。安全評估包含判定關鍵不確定性與安全相關作用的分析。這些分析可促進對地質處置設施功能的瞭解，並因而有助於做為安全論證中提出安全辯證的基礎。

5.5.設施經營者發展的安全論證，應提供給其他有興趣的團體例如國家與地方政府，以促進相關決策過程，使設施經營者能夠繼續推動設施發展或運轉的下一個步驟。

安全論證與安全評估的準備、核准、與使用

SSR-5 要求12：處置設施安全論證與安全評估的準備、核准、與使用
設施經營者必要時應在處置設施發展、運轉、與封閉後各個步驟，準備與更新安全論證與支持的安全評估。安全論證與支持的安全評估應提報管制機關核准。安全論證與支持的安全評估應足夠詳細與全面性，以提供各個步驟管制機關與決策所必要的技術資訊。

5.6.安全論證應於地質處置設施發展的早期準備，以導引研究與發展、場址特性調查、設計與規劃活動。安全評估過程應使用計算方式以評估預定概念模式的健全性，瞭解其符合管制要求的潛能，並決定必須進一步確認的相關核種、途徑、與釋出機制，以及其中應注重者。範疇界定計算通常根據有限的資料，例如，從文獻的研究、材料規格、實驗室研究、天然類比研究、初步場址調查、以及廢棄物特性調查。資料的獲取將逐步持續於整個過程直到處置設施永久封閉，或預定的概念確定為不可接受的。

5.7.安全論證應隨著專案計畫的進展而逐步發展與闡明，以提供地質處置設施發展關鍵步驟的執照申請基準。管制機關可能會在做出地質處置設施發展與運轉的下一步驟決策前，要求更新或修訂安全論證。安全論證的正式性與技術詳細程度，將取決於專案計畫發展的階段、當前的決策、資訊公開的對象、以及特定國家要求。

安全論證與安全評估的範疇

SSR-5 要求13：安全論證與安全評估的範疇

處置設施安全論證應說明所有安全相關方面的場址、設施設計、管理措施、與法規管制。安全論證與支持的安全評估應驗證保護人類與環境的程度，並應向管制機關與其他有興趣的團體保證將可符合安全要求。

5.8.安全評估結果應能驗證個別系統組成的功能。以容易實行的模組化作法進行模擬分析是值得的。各個組成預期行為的驗證與組成設計的反覆改進，或組成預期行為的確認，可確保其有效功能，增加對於整個系統功能的信心程度。

5.9.地質處置設施安全論證包含對於運轉時期與封閉後時期的安全評估。針對運轉時期的安全論證與支持的安全評估，設施的安全將依靠主動與被動措施，然而針對封閉後的安全論證與支持的安全評估，設施安全將僅能依賴被動障壁。此外，整個運轉時期設施將處於管制稽查與輻射監測。因此，運轉時期與封閉後時期存在發展管制準則與安全論證與支持的安全評估之差異，並據以驗證不同階段的安全性。

5.10.地質處置設施運轉時期的安全論證應說明所有運轉作業，包含廢棄物置放、置放與回填期間任何地下施工作業、設施封阻與封閉等相關的輻射曝露。若意圖在廢棄物完成置放後設施仍開放一段長時間，則運

轉時期的安全論證應包含考慮此時期必要的設備裝修與更換。必要時亦可能包含設施仍開放時廢棄物再取出的安全性。

5.11.應考慮正常運轉與預期運轉情況導致的職業曝露與公眾曝露。對於頻率較低但有顯著放射性後果的事故(亦即短期內可能使輻射劑量超過年劑量限值的事務)，應考慮其發生的可能性與可能輻射劑量的規模。

5.12.封閉後時期安全論證應說明極長時間下(例如相較於此時間範圍內廢棄物仍具有危害性)，地質處置設施與其區域性環境較有可能的演變情節，以及可能影響設施功能的較不可能事件。對於地質處置設施，為了符合要求，需要的安全論證與支持的評估如下：

(a)提出充分瞭解顯著影響地質處置系統的關鍵特徵、事件、與作用，以及可能演變的情節是正確產生之證據；

(b)提出地質處置系統功能符合所有相關安全要求之評估計算；

(c)判定與提出相關不確定性之分析。

5.13.封閉後時期安全論證應根據定量分析並應進一步受到定性辯證的支持。其可能包含例如根據天然類比研究與古水文地質研究所提出的多種理由。安全論證的主要部分為關注於驗證所有重要不確定性之考慮。

5.14.管制機關應規定或提供關於時間尺度的導則以進行安全評估。管制要求得指定針對劑量限值或風險限值進行劑量或風險的計算比較，評估時間至少達數千年且可能延長超過此時間尺度，例如估計達尖峰劑量的時間。然而，有人認為時間尺度超過數千年時，考慮未來地質圈與生物圈情況的不確定性，根據適當的簡化假設進行參考計算可能就已足夠，所以可考慮處置系統天然特性化的演變情節以及人類行為與特性的「典型化」作法(亦即在某些特定條件下)，例如，使用參考生物

圈。

- 5.15. 封閉後時期的安全評估，應分析預期演變以及某些特定性但不太可能的演變與事件下的地質處置系統功能。應進行敏感度分析與不確定性分析，以獲得一系列演變與事件下對地質處置系統與其組成功能之瞭解。應探索具有潛在重大後果影響的低機率情節，以瞭解處置系統之健全性。安全評估應包含人類無意侵入封閉處置設施後果的某些典型化計算。相似的，典型化作法亦能採用於生物圈計算。
- 5.16. 當適合時，應儘可能減少考慮處置系統封閉後演變的複雜作用之需要性。場址選擇與設計特徵應儘可能避免複雜作用，無須在複雜性中考慮不必要的被動特徵。複雜作用的避免可以減少發展安全評估模式時的耦合作用；此外，也可能可以限制在複雜環境中對於影響處置系統演變的其他因子之考慮。若能避免複雜的作用，則在相對簡單的環境中，可以更明確的提出所需考慮特徵、事件、與作用的空間與時間變異性。用這種方法，安全評估所需的關鍵參數數量可能會減少，且可使用較簡單的模式進行安全評估。雖然簡單性是一項可取的特徵，場址天然特性所能提供的圍阻與隔離能力仍占有主要的重要性，且此應做為場址選擇的決定性準則。
- 5.17. 管制要求指定的時間範圍內與曝露情節應進行劑量及/或風險計算。管制準則通常會指定曝露群體或個人的特性，以使用於劑量計算(關鍵群體與關鍵群體中的平均個人概念，被某些國家用於指定的曝露情節)。對於極長時間尺度下的劑量估計可能會非常的不確定，此時補充的辯證可能有助於說明安全性，例如，使用安全指標如天然核種的濃度與流通量。
- 5.18. 安全論證應包含設施的封閉計畫。此應配合場址特性調查以及處置設

施建造與運轉期間獲得的資訊進行更新與精進。授權開始將廢棄物置放於處置設施將同時包含初步封閉計畫的核准，同時認知到這些計畫將隨著運轉而繼續更新。若有可能，封閉設計與計畫應在相關設施情況下進行測試。

- 5.19.安全論證與支持的安全評估應隨著地質處置設施的發展與運轉而更為詳細與全面性。安全論證與支持的安全評估的逐步發展說明於表1(譯註：即本報告表4-2)。

安全論證與安全評估的文件編製

SSR-5 要求14：安全論證與安全評估的文件編製

處置設施安全論證與支持的安全評估應做成文件，詳細程度與品質應足以提供資訊與支持各個步驟做出決定，並允許進行安全論證與支持的安全評估的獨立審查。

- 5.20.安全論證與支持的安全評估設定的文件範疇與結構，取決於地質處置設施計畫所處的階段與國家要求。此應包含對於不同利害相關團體資訊需求的考慮。安全論證文件化的重要考量為決策的正當性、推理的可追溯性、以及資訊的透明度。根據不同利害相關團體的資訊需求，文件可能需要以各種不同的詳細程度與類型進行準備。

- 5.21.安全論證文件詳細的程度應能將辯證、推理、與支持證據以另人信服的、透明的、與可追溯的方式提出。相似的，安全評估文件的編製應能促進對模式、資料、假設、與定性辯證的瞭解。

- 5.22.當文件接受未直接參與發展、運轉、或管制處置設施的專家或非專家審查時，文件透明度是特別重要的。關鍵性的辯證、決策、與假設應以高層級文件提出，而非僅提供非常詳細的技術文件給少數非專家讀者。

- 5.23.對於品質保證而言可追溯性是重要的，特別是當改變設計、程序、模式、資料、或假設時。可追溯性亦有必要，可使管制機關、獨立審查者、與其他人能夠衡量辯證的深度與關鍵資料的品質。
- 5.24.安全論證與安全評估文件的數量及其長度將隨著整個處置設施的生命時期而增加。此應在擬訂文件結構與設定準備與完成文件的導則時銘記在心。過於複雜與不夠簡潔的文件階層，有可能會隨著設施發展而衍生問題。

對安全的瞭解與信心

SSR-5 要求6：處置設施與安全信心的瞭解

處置設施設施經營者應適當發展對設施與其所處環境的特徵，以及長時間後影響封閉後安全因素的瞭解，為了能夠達成足夠程度的安全信心。

- 5.25.處置系統功能的瞭解與其內部與外部特徵、事件、與作用對設施演變的依賴性，將會累積更多的資料與發展科學知識。在概念發展的早期，所獲得的資料與所瞭解的程度須能保證足夠的信心，以投入資源做進一步的調查。建造開始之前，置放與設施封閉期間，瞭解的程度應足以支持安全論證，使得以促進決策的過程並獲得管制核准以繼續下一步驟。
- 5.26.判定與說明不確定為封閉後評估的主要部分。應使用各種技術評估封閉後設施功能的不確定性。處置系統特定部分的詳細模式與特定的事件與作用應使用於調查作業，並用來決定如何處理全系統安全評估中的系統組成與特徵、事件、與作用。敏感度分析、不確定性分析、與邊界計算應能夠使用於詳細層級與系統層級。機率式與定率式計算應能夠進行時間變化與穩態狀況分析。分析的目標應儘可能減少安全相

關的不確定性，且當無法做到時，應將不確定性的特性進行定量或定性分析。對於極長時間造成不確定性使得準則可能不再適於做為決策基準時，則應小心測試應用準則的適用性。

資料來源：譯自IAEA(2011) SSG-14。

表 4-2：處置設施各階段安全論證與支持的安全評估之特徵

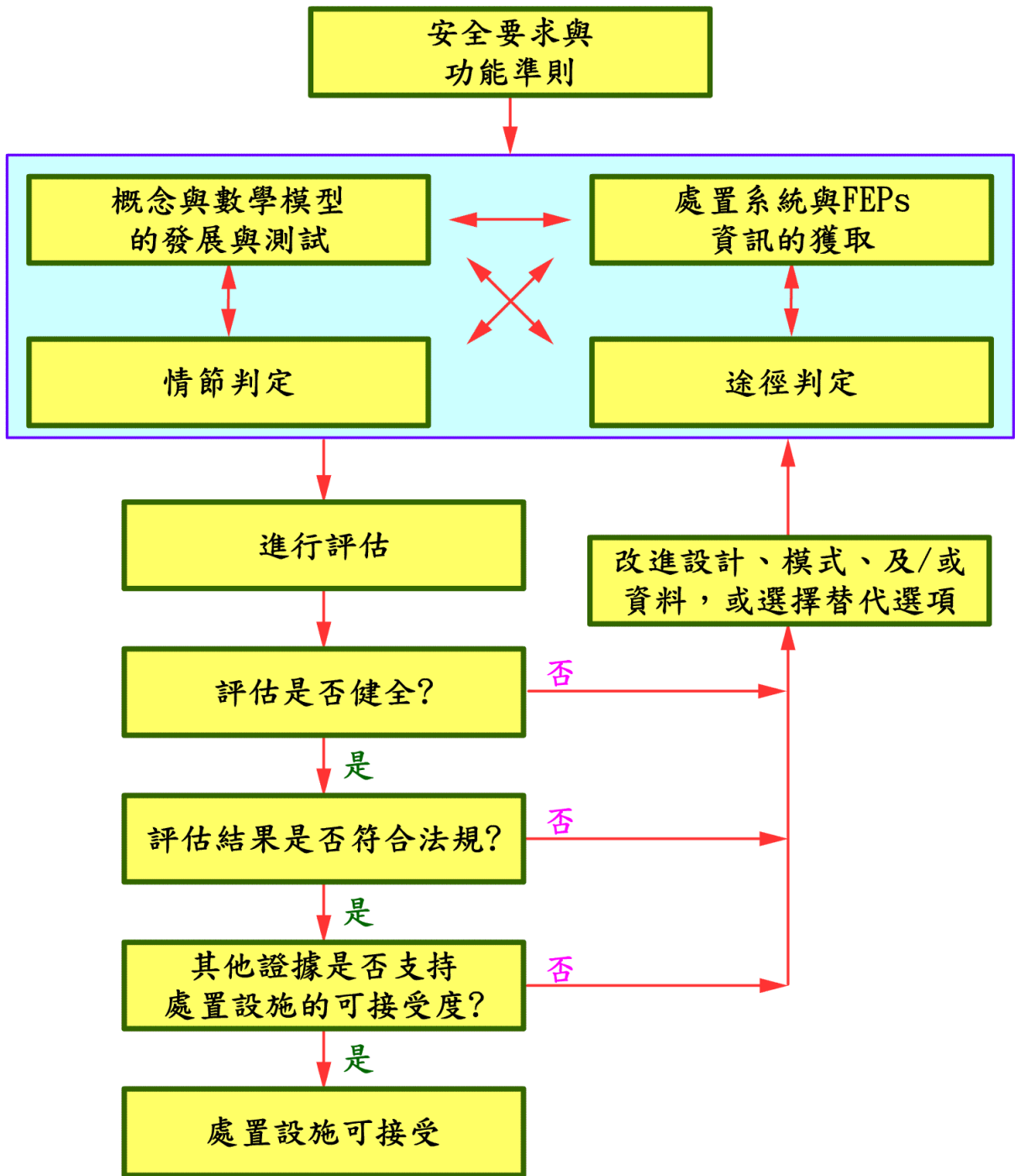
設施階段	安全論證特性	安全評估基準
初期場址調查與初步設施設計	運轉安全論證的概述，初步封閉後安全論證。	來自初期場址調查的資料；初步設計研究與封閉計畫；廢棄物存量；材料行為的概略資料；來自類似場址與作用的資料與觀察。
場址特性調查與確認	中期運轉與封閉後安全論證，詳細程度足供做為建造決策的基準。	來自地表與地下調查的詳細場址調查資料；設施設計與建造的詳細計畫；廢棄物存量；特定場址的材料行為資料；運轉計畫與封閉計畫。對於建造的管制決策。
建造	最終運轉的安全論證與精進封閉後安全論證，詳細程度足供做為調試與運轉決策的基準。	建造期間獲得的場址資料；廢棄物存量；任何廢棄物置放測試；固有的設計；運轉期間將測試的封閉計畫；詳細的運轉的計畫。對於運轉的管制決策。
運轉	視需要定期更新運轉安全論證，使用調試與運轉的經驗與資料。最終封閉後安全論證足供做為封閉決策的基準。	使用來自調試與運轉的經驗與資料更新運轉與封閉後的安全評估(包含來自現地測試、監測與實驗與封閉計畫測試的資訊)。對於封閉的管制決策。
封閉後	選擇性額外的封閉後安全論證，以繼續保證處置系統的行為如預測。	封閉後安全評估的選擇性更新，若發現安全論證相關的新科學證據。

資料來源：譯自IAEA(2011a) SSG-14。

表 4-3：IAEA SSG-14 附錄 II 封閉後安全評估導則架構

- 安全評估的一般考量
 - 安全議題
 - 安全評估的使用
- 安全評估的引導
 - 一般
 - 安全評估的反覆精進作法
 - 定義目標
- 安全評估的資料要求
 - 運轉前的監測資料
 - 運轉與封閉後監測資料
- 系統定義
 - 概念模型的發展
 - 數學模式的發展
 - 特徵、事件、與作用的分析
 - 情節分析
 - 途徑的判定
- 後果分析
 - 模式計算
 - 不確定性的來源
 - 敏感度分析
 - 不確定性分析
- 安全評估結果的提出
 - 一般
 - 比較管制標準
 - 系統組成的功能
 - 未來放射性影響
 - 表達的程度
- 信心建立
 - 模式的驗證、校驗、與確認
 - 天然類比
 - 管理系統
 - 同儕審查
- 額外的考量

資料來源：整理自IAEA(2011a) SSG-14附錄II。



資料來源：譯自IAEA(2011a) SSG-14附錄II

圖 4-1：IAEA SSG-14 建議之安全評估流程

4.2 主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估要點

本節蒐集分析各主要核能國家安全評估的技術要點，提供國內參考。

(1) 加拿大

加拿大對於高放射性廢棄物處置安全評估的作法，已形成管制規範「G-320：放射性廢棄物管理的長期安全性評估管制導則」(CNSC，2006)。其技術要點摘述如下：

(A) 發展長期安全論證

(a) 安全評估

- 合理確保處置安全須由安全論證來證明。安全論證包含安全評估及根據其他額外的辯證：
 - 適當的選擇與應用評估策略。
 - 系統健全性的驗證。
 - 使用補充的安全指標。
 - 可提升信心的任何其他證據。
- 長期安全評估係根據場址與設施預期的情節演變，分析可能的核種傳輸途徑，以預測：
 - 污染物的釋出。
 - 污染物的傳輸。
 - 接受者所受到的曝露。
 - 曝露所導致的潛在效應。

(b) 評估策略的使用

- 長期安全評估可以有各種不同的評估策略，包含但不限於：
 - 進行範疇界定評估(scoping assessments)，以釐清對長期安全有重大影響的因子。

- 進行邊界評估(bounding assessments)，以顯示潛在影響的限制範圍。
- 進行廢棄物管理系統功能的真實性最佳估計之計算，或者故意進行潛在影響的保守最惡劣情況之計算。
- 根據評估目的，以及反映資料的不確定性，進行定率式(deterministic)或機率式(probabilistic)計算。

(c)健全性與天然類比

- 設施經營者應能證明處置系統的健全性(robustness)，亦即在極端狀況、破壞事件、不預期的功能失效、乃至於人類無意侵入情況下，仍能維持整體安全性與可靠性。
- 天然類比是證明系統健全性的方法之一，藉由對長期自然現象的瞭解，有助於提升公眾對安全的信心。

(d)使用補充的安全指標

- 除了法規明定的劑量限值外，亦可使用補充的安全指標以提升信心。例如：
 - 廢棄物罐腐蝕速率。
 - 廢棄物溶解速率。
 - 地下水定年與移動時間。
 - 污染物流通量。
 - 污染物濃度。
 - 廢棄物毒性的改變。(註：加拿大有考慮非放射性有害物質)

(B)定義接受準則

- 設施經營者應依據法規要求，訂定保護人類與環境的準則。包含污染物的人體劑量與環境中的濃度。

(C)實施長期評估

- 長期安全評估應具備下列要項：
 - 選擇適當的評估方法。
 - 評估背景。
 - 系統描述。
 - 時間尺度。
 - 評估情節。
 - 發展評估模式。

(a)選擇適當的評估方法

- 沒有單一的方法可以適用於所有的長期安全評估。設施經營者應與管制機關溝通擬採行的評估方法，並將此決策依據做成紀錄。

(b)評估背景

- 進行評估前應釐清：
 - 為何需要進行本次評估？
 - 評估成果的目標讀者為何？
 - 本次評估是為了支持何種決策而進行？
 - 需要遵守的法規為何？
 - 需要符合的準則為何？
 - 採用哪些做法來證明安全？

(c)系統描述

- 場址特性調查：場址評估與特性調查計畫應包含：
 - 地下特性調查(地質、水文地質、地球化學、地震活動等)。
 - 地表特性調查(生態、水文、地形、氣候等)。
 - 監測系統。

- 目前與可預見的土地利用。
- 資料整合、分析、與納入到場址描述模式。
- 研究計畫與管理的品質保證計畫。
- 廢棄物管理系統：應至少包含下列的設計或特性：
 - 廢棄物型態(類型、存量、放射性與有害物質特性、包裝等)。
 - 工程障壁(廢棄物罐、緩衝與回填材料、襯砌、圍阻結構物、先前的周圍環境等)。
 - 地質圈天然障壁。
 - 限制接觸與曝露於廢棄物的主動與被動監管。

(d)評估的時間尺度

- 決定評估時間時應考慮下列因素：
 - 廢棄物中所含污染物的持續危害時間。
 - 運轉時期的歷時(設施達到其終止狀態前)。
 - 工程障壁的設計壽命。
 - 主動與被動監管的歷時。
 - 天然事件與人為環境改變的發生頻率(例如地震、洪水、旱災、冰河作用、氣候變遷等)。

(e)評估情節

- 安全評估中所提出的各個情節應包含下列特定的資訊：
 - 該評估所考慮的時間尺度。
 - 依賴監管做為安全特徵時的時間歷時(開始到結束)。
 - 假定的接受者與關鍵群體之判定與特性。
- 正常演變情節：應根據目前場址特徵與接受者生活型態做合理的外插。應包含場址與廢棄物處置系統隨時間劣化的預期演變。應

根據特定場址條件與評估的時間尺度，可能需要考慮極端情況例如氣候變遷或冰河作用。

- 破壞性事件情節，包含人類侵入：通常假定發生不太可能的事件，如地震活動、火山活動、與人類侵入，而導致穿透障壁與圍阻功能的失效。應適當選擇場址位置與深度，來減輕破壞性事件的影響。
- 監管：監管包含需要進入場址執行作業的主動措施，例如監測、監視、與維護；以及毋須進入場址的被動措施，例如土地利用限制、永久性地標等。執照申請時應說明監管在廢棄物管理系統中的安全角色，以及如何被納入到安全評估中考慮。
- 關鍵群體與環境接受者的判定：發展評估的情節時亦應包含判定曝露於放射性的接受者。可參考 ICRP 的作法決定關鍵群體與受影響的個人。

(f)發展與使用評估模式

- 發展評估模式：評估模式應與場址描述、廢棄物性質、以及接受者特性一致，且與可獲得資料的品質與數量相符。應使用系統性的作法，確保用於發展評估模式的整組資料之正確性與代表性。若沒有足夠的資料支持，則應無須發展複雜的模式。
- 對於計算工具的信心：不論使用商業化的軟體或發展特定目的的計算軟體，均應符合適當的品質保證標準。計算軟體應進行校驗 (calibration)、驗證(verification)、與確認(validation)。
- 對於評估模式的信心：提升評估模式信心的作法，包含但不限於：
 - 使用完全不同的評估策略與計算工具進行獨立預測。

- 驗證長期評估模式結果與補充範疇界定與邊界評估之間的一致性。
- 應用評估模式於類似的廢棄物管理系統。
- 針對比對基準(benchmark)問題進行模式比較研究。
- 藉由發表於公開文獻進行科學同儕審查。
- 廣泛的被科學與技術群體所使用。

(D)結果的解釋

- 評估結果與接受準則的比較：可提供對未來安全的合理保證，應包含討論模式結果的保守性。且亦應將評估結果中的不確定性納入考慮。
- 分析不確定性：應區別不確定性的來源，包含：
 - 輸入資料。
 - 情節假設。
 - 評估模式的數學計算。
 - 概念模式。

(2)芬蘭

本研究摘述芬蘭「YVL D.5：核廢棄物處置導則」對於安全評估技術要項的規定如下(STUK，2013)：

- (A)長期安全性要求：長期輻射安全性，以及處置方法與場址的適宜性，應以安全論證加以證明，且至少應包含：
- (a)說明處置系統及定義障壁與安全功能。
 - (b)說明安全功能目標的規格。
 - (c)定義情節(情節分析)。

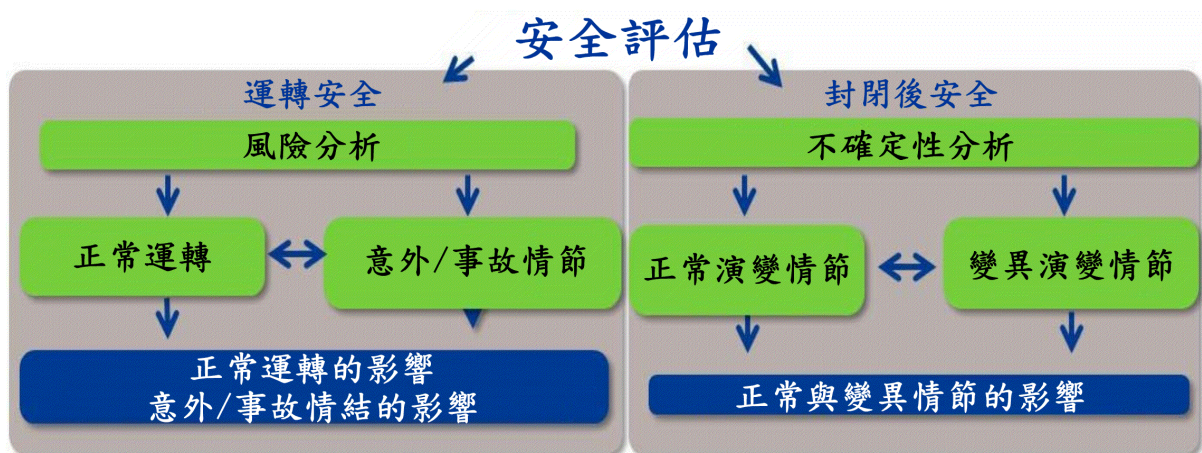
- (d)以概念與數學模式說明系統功能與場址特性，並確認必要的模式參數。
 - (e)分析放射性物質釋出量，以及進入生物圈後造成的輻射劑量。
 - (f)當可能時估計低機率事件對長期安全的影響。
 - (g)進行不確定性與敏感度分析，以及補充說明定性的安全考量。
 - (h)比較分析的結果是否符合安全要求。
- (B)安全分析報告：至少應提供：
- (a)說明安全原理、設計基準與其他適用的準則。
 - (b)根據最新的調查詳細說明處置場址與母岩特性。
 - (c)說明將處置的廢棄物，其處理與包裝方法、處置包件特性、與置放在周圍的材料特性。
 - (d)澄清廢棄物包件接收準則，並述明其理由。
 - (e)說明處置設施(開挖、工程結構、與系統)，以及其推動過程(建造、運轉、與封閉)。
 - (f)說明處置計畫活動。
 - (g)說明處置設施人力與資格。
 - (h)說明處置設施研究、監測、與管控計畫。
 - (i)摘述運轉安全分析結果，包含工作人員輻射曝露，以及正常、意外、與事故的潛在輻射影響。
 - (j)摘述長期安全之安全論證結果。
- (C)佐證報告：安全分析報告應以各種主題的技術報告補充說明，以釐清特定的實驗研究、設計分析、與處置設施規劃。

(3)法國

根據近期的文獻資訊(Boissier & Voinis, 2014)指出，法國高放處置計畫由專責機構 Andra 負責，預定 2015 年提出建造申請；2025 年開始啟用。為達成此目標，Andra 成立 Cigeo 計畫推動相關事宜。2013 年已展開細部設計，安全評估亦將以此為基準。法國高放處置安全評估的架構如圖 4-1 所示，分為運轉安全與封閉後安全兩部份。運轉期間的安全評估將採取核能設施對於正常、意外、與事故情節的傳統風險分析方法。對於封閉後的安全評估 Andra 將發展定性安全分析方法(Qualitative Safety Analysis, QSA)，定義正常與變異情節，並強化整合前期與最新的規範與實務經驗。

封閉後的安全評估首先將採取正式程序，定義哪些資訊需導入於安全論證，包括：知識掌握現況為何？所需考慮的廢棄物存量為何？參考設計為何？此初步評估工作將與設施設計同步進行，以達到設計最適化的目的，且在發展安全論證的過程中進行正式的審查。

基於安全評估的需要 Andra 必須根據多年來地下現地實驗的經驗與成果，建立處置系統演變的知識與釐清不確定性。最後，Andra 必須根據可令人信服的辯證來評估技術可行性與符合法規要求的能力。執照申請前須進行技術測試與驗證計畫以證明評估的結果。必要時，在設施啟用前應進行長期的全尺寸功能測試。整體安全論證將做成完備的文件紀錄，以利審查與執照申請。



資料來源：譯自(Boissier & Voinis，2014)

圖 4-2：法國高放處置安全評估的架構

(4)德國

德國「發熱放射性廢棄物處置最終處置安全要求」第 7 章提出安全論證的相關要求(BMUB，2010)。重點歸納如下：

- (A)處置場各運作階段應進行全面性的安全分析。特別是進行置放作業與除役前，需針對特定場址進行設計基準事故安全分析，以證明能保護工作人員、一般公眾、與環境。此亦應包含對處置系統健全性進行具有代表性之分析。此外，應儘可能計算或評估參考案例情況下，對安全相關系統、子系統、或組件造成破壞或偏差的可能影響機率，及其對相應安全功能的影響。對於運轉安全的分析必須使用機率式方法。
- (B)在做出重大決策前，必須進行涵蓋 1 百萬年全面性的特定場址安全分析，以提供長期安全的證據。此應整合驗證處置場長期安全性的所有資訊、分析、與辯證，且應權衡為何此評估能被信賴的理由。特別是，此評估與文件紀錄應包含下列要項：

- 基本的最終處置場概念。

- 具有品質保證的場址探查與研發資料與資訊。
- 具有品質保證的執行工程障壁的要求。
- 判定、特性調查、與模擬安全相關的作用，並認定模式的資格，以建立信心。
- 全面性的判定與分析安全相關的情節及其發生的機率。
- 執行具代表性與系統性的策略，以判定、評估、與處理不確定性。

長期安全評估至少須根據下列的研究發現：

- 母岩長期隔離完整性的論述。根據長期地球科學的研發進展與證據，證明在 1 百萬年內的隔離完整性。申請者應根據廢棄物與工程障壁特性，明確定義母岩的適於隔離的空間與時間特性。
- 長期輻射安全的論述。應提供證據證明 1 百萬年內符合安全準則。包含放射性物質釋出到地表，經由飲水所造成的人體劑量。
- 證明系統技術組成的長期健全性。應有理論依據，預測並說明處置系統技術組成的長期健全性。具長期安全重要性的工程障壁，若無可適用的既有規範，則其製造、建造、及功能性應進行測試。測試應有符合現行技術水準之品質保證。
- 排除臨界的可能。應排除發生自發性核子鏈反應的可能性。

(C)處置場長期行為的數值分析，應包含：

- 母岩隔離的整體性。
- 放射性後果。
- 天然核種的移動性。
- 處置容器與回填材料的性質。
- 封阻結構物的性質。

定率計算則應根據最有可能的真實模擬(例如以中數值做為輸入參數)。定率計算的目標在於：

- 證明預期的系統行為。
- 當需要時用來推導處置系統組件隨時間演變的功能要求。
- 最適化處置系統。

此外，應進行不確定性與敏感度分析，以澄清可能的結果變動範圍與估計不確定性的影響。模式的不確定性亦應納入考慮。數值方法的求解與安全分析的推導之可靠性應有適當程度的保證，以抑低不確定性。

(D)置放作業、除役、以及封閉後的有限時間內，應執行監測與證據保存計畫，以驗證安全論證與安全評估之輸入資料、假設、以及論述。若觀測資料與安全評估有明顯偏差，必要時應採取補救措施，避免危害重要的安全功能。

(E)處置設施經營者應根據廢棄物特性的安全分析，推導處置容器的安全相關特性，並將之納入於接收條件。

(F)處置設施經營者應檢驗廢棄物包件特性資料，並進行必要的輻射防護操作。

(G)場址調查期間，申請應依安全論證的需要，取得適當詳細程度的主要安全相關場址資料，並向管制機關證明資料的正確性。

(H)應調查處置系統內可能天然移動而與安全有關的放射性、地下水、或土壤相關的物質。長期安全論證除評估從廢棄物的核種釋出外，亦應評估從緩衝材料與岩石的核種釋出。

(5)日本

日本核燃料循環開發機構(Japan Nuclear Cycle Development

Institute, JNC)曾於 2000 年發表所謂的 H12 報告英文版，即「日本高放射性廢棄物處置科學與技術基準之建立專案計畫」第二次進度報告(JNC, 2000)。該報告主要係依循原子力安全委員會(Atomic Energy Commission of Japan, JAEC)在 1997 年發布的「日本高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」(JAEC, 1997)所撰擬。根據該導則所提出的處置場安全評估準則如下：

此準則用於建立地質處置系統安全評估的基準，須考慮包含特徵、事件與作用(Features, Events, and Processes; FEPs)(例如人類入侵)的相關評估情節、地質資料庫、評估模式與資料庫、處置設施管理政策(例如監測程序等)、評估時間尺度、與安全指標。並應包含：

(A)情節

(a)所有相關 FEPs 的綜合列表應包含於安全評估。

(b)所有情節的描述並應包含假設及其依據。

(B)地下水情節的安全評估

(a)評估應定義地下水情節的參考情況。

a)模擬

- 根據前一階段報告所述的合理解析技術評估模式應進一步發展。模式主要將關聯到近場功能。

b)資料庫

應編輯下列資料庫以供前述模式使用。

- 深層地質環境近場特性的資料、玻璃固化廢棄物、外包裝與緩衝材料。

c)功能評估

應使用前述模式與資料庫進行下列系統功能評估研究。

- 工程與天然障壁系統的功能評估。
- 完整的品質保證。
- 解析結果的解釋，特別是經由不確定性分析與敏感度分析所做的模式簡化之影響。
- 對天然類比的研究並評估其佐證功能評估結果的適用性。

(b)評估地下水情節以外的替代案例

應進行替代案例分析，將由於自然現象與未來人類活動所造成的地質環境長期變遷納入考慮。亦須考慮 EBS 及/或處置系統製造缺陷的案例。

(C)隔離失效情節

- (a)應獲取因自然現象所導致隔離失效情節的資訊，以證明這些情節能藉由選擇適當的場址而排除。
- (b)因未來人類入侵所導致隔離失效的情節，應考慮處置場地下設施附近在未來某些時間有鑽探、採礦、與建造活動的可能性。

(D)綜合安全評估方法

地質處置系統進行綜合安全評估的方法應考量上述因素，以及其他國家所採用的安全評估作法。

(6)瑞典

瑞典對於安全分析的要求，由瑞典輻射安全局(Swedish Radiation Safety Authority, SSM)發布於 2008 年的「SSMFS 2008:21 核物料與核廢棄物處置安全規範與一般建議」管制規則中(SSM, 2008)。重要內容歸納如後。

(A)安全分析

- (a)安全分析應包含可能導致封閉後放射性物質散佈的特徵、事件、與作用。且此分析應於處置場建造前、運轉前、與封閉前實施。
- (b)安全分析應包含障壁功能所需要的時間，至少一萬年。
- (B)安全分析報告：處置場安全分析報告應包含下列資訊：

(a)說明分析方法：

- 如何使用一種或多種方法描述處置場障壁的被動系統，以及障壁功能隨時間的演變。使用的方法應有助於明確的瞭解特徵、事件、與作用對障壁功能的影響。
- 如何使用一種或多種方法判定與描述一系列事件與狀況組成的情節，以及這些情節對處置場未來演變的影響。情節應包含考慮處置場及其環境最有可能變化的主要情節。
- 儘可能對用於描述與量化處置場功能的模式、參數值、與假設，說明其適用性。
- 說明安全分析中如何處理障壁系統的功能、情節、計算模式與參數、及障壁性質變化的不確定性。包含說明顯示不確定性如何影響障壁功能演變以及人類健康與環境影響之敏感度分析。

(b)說明封閉後狀況的分析結果：

- 安全分析應針對選定的情節說明生物圈、地質圈、與處置場的演變，以及環境的影響。並應考慮主要情節、工程障壁缺陷、並判定不確定性。

(C)安全分析補充建議

處置場封閉後的安全性應進行定量分析。基本上係評估處置場在所選定的情節下，放射性物質可能隨時間變化的散佈情形。安全分析的目的在于顯示可能情節所造成的風險，符合保護人類健康與環境的

規定。安全分析亦應能提供對不同時期處置場功能的基本瞭解，同時用來判定處置場不同組成所需要的設計功能。

(a)情節：安全分析中的情節包含說明內部與外部情況的結合如何影響處置場功能。此兩類的情況為：

- 外部情況：指發生於處置場障壁外的特徵、事件、與作用。包含氣候變遷及其後果對處置場環境的影響。例如永凍土層、冰河作用、地表沉陷、陸地抬升、以及人類活動的影響。
- 內部情況：指發生於處置場內的特徵、事件、與作用。例如障壁缺陷、核廢棄物、工程障壁等性質，以及處置場與周圍地層所發生的交互作用。

根據分析不同類型情節在不同時期的發生機率，對處置場功能有顯著影響的情節可以分為三個不同類別：

- 主要情節。
- 較不可能的情節。
- 其他情節或稱殘餘情節。

a)主要情節：應根據外部情況可能的演變，以及真實或合理保守假設的內部情況擬定。應包含未來有顯著發生機率的外部事件，或在安全分析的計算時期內無法顯示有低發生機率者。此外，應儘可能根據內部情況的可靠假設，包含初始製造缺陷，據以分析處置場的障壁功能。主要情節應做為分析不確定性的起點，亦即主要情節的分析應包含許多相關的計算個案。

b)較不可能的情節：此係用於評估情節的不確定性。應以一系列替代的事件與發生時期進行主要情節的變化。包含考慮未來人類活

動對障壁功能造成損壞的影響。較不可能的情節的分析應包含在主要情節未加以評估的不確定性。

c)殘餘情節：應包含選擇一系列的事件與情況，進行獨立性的機率研究，以瞭解個別障壁與功能的重要性。殘餘情節亦應包含人類侵入的破壞，以及處置場未封閉與未監測的後果。

(b)不確定性：知識的不足與其他計算假定(假設、模式、資料)的不確定性，均屬本節所稱之不確定性。可以劃分如下：

- 情節不確定性：跟內部與外部情況類型、程度、與發生時間有關的不確定性。
- 系統不確定性：描述系統處置場或單一障壁特徵、事件、與作用完整性所衍生的不確定性。
- 模式不確定性：計算模式本身的不確定性。
- 參數不確定性：計算時所輸入參數值的不確定性。
- 參數空間變異性：母岩特性參數在空間分布上的不確定性。

不同類型的不確定之間並無明確邊界。最重要的要求是應該對不確定進行系統性的處理與說明。不確定性的評估是安全分析的重要部分。換言之，在選擇計算案例、計算模式、參數值、與提出評估結果時，必須詳細討論與檢驗不確定性。假設與計算模式的選擇必須有科學根據。對於一個模式的適用性存疑時，可以其他模式來比較不確定性的影響。

(c)機率性：安全分析應同時使用定率與機率分析方法。二者可互補，而儘可能的提供可能風險的樣貌。情節與計算案例實際可能發生的機率應儘可能的估計，以評估風險。此估計並不可能正確，惟可藉多種方法，例如不同的專家，加以推估。

(d)設計基準案例：應根據特別重要的情節建立幾個設計基準案例。結合其他例如製造方法的資訊，這些案例可用來驗證設計基準，例如對於障壁性質的要求。特別是處置用過核子燃料時，可藉由配置分析來避免發生臨界現象。

(d)其他建議

- 模式與參數的假設應加以確認，例如引述科學文獻、專案調查、專題研究、不同尺度室內與現地試驗、以及天然類比的結果等。
- 科學背景資訊，例如專家評估，應做成可追溯的文件，並指向科學文獻或其他佐證資料。

(7)瑞士

瑞士「ENSI-G03/e 深層地質處置場特定設計原理與安全論證要求導則」(ENSI, 2009)對於封閉後安全論證的要求說明於該導則第 7 章。重要內容歸納如後。

(A)安全論證

安全論證是地質處置場封閉後長期安全性的整體評估。其依據是調查處置場長期演變與輻射影響所做的安全評估之結果。安全論證亦包含對安全評估所用方法與資料的評估。必要時，亦可包含對基本假設與評估結果提出進一步的支持辯證。當可能時，安全評估的論述亦應提出對天然系統觀察的佐證(即天然類比)。

安全論證應與現行科技水準一致。必須考慮運轉階段與監測計畫所取得有關處置場及其環境之可獲得的科學與技術資料。科學與技術資料應足以評估障壁系統的遲滯能力及其限制核種從處置場釋出的過程與參數。

安全論證必須撰寫為安全報告。此報告亦需提出並量化有關安全的不確定性。此應包含參數、情節、與模式的不確定性。安全報告應考慮長期安全評估的新資訊定期更新。

(B)安全評估

安全評估係針對處置場是否符合安全要求所進行的系統性定量評估。安全評估應至少說明下列事項：

- 地質處置場的詳細說明(廢棄物存量、障壁系統；地質情況)。
- 處置廢棄物其放射毒性隨時間演變的說明。
- 工程障壁與天然障壁功能健全性的說明。應使用數學模式評估障壁系統的遲滯能力。
- 預期長期地質演變的說明。
- 預期處置場材料演變的說明，包含放射性廢棄物以工程障壁與天然障壁。此說明應考慮不同材料間可能的交互影響。
- 進行用於評估處置場演變的情節分析與判定計算案例。使用特定的變因評估未來演變的可能放射性影響。
- 利用模式計算決定放射性物質釋出到生物圈的可能變動範圍，以及所有情節的最大劑量。
- 證明計算模式在所考慮情況下的適用性。應解釋模式簡化過程與天然實況的比較差異。
- 進行敏感度分析以顯示參數值的變動範圍對計算結果的影響。
- 分析資料、過程、與模式中存在的 uncertainty，並導致核種釋出與劑量計算結果的範圍。

處置場推動過程間應定期更新安全評估所使用的資料群組。此資料群組應足以評估不同執照申請階段的長期安全性。

(a) 決定個人劑量

應計算地質處置場中核種穿過障壁系統釋出並遷移到人類環境的影響。潛在最受到影響群體中的平均個人其輻射曝露應符合輻射防護安全準則。

(b) 評估的時間尺度

應保護人類與環境永久免於放射性廢棄物游離輻射的危害。處置場潛在放射性影響的評估應考慮無可避免會隨時間增加的不確定性。隨著時間的延長對於工程障壁、母岩、周圍地層、生物圈、與人類生活習性有不同程度的可預測性。

決定安全論證所需要時間尺度，應考慮放射性廢棄物隨時間演變的危害潛能以及長期地質環境演變的可預測性。安全評估的工作之一應進行劑量與風險計算，直到達到處置場最大放射性影響的時間。經驗顯示，安全論證達 1 百萬年應可符合防護準則。對於較長時期的評估，處置場可能造成的放射性影響變動範圍應考慮固有的不確定性。惟有時候這些影響可能不會大於天然的輻射曝露。對於遙遠未來所定義群體的輻射影響計算，因為不確定高，因此認知上不做為預測，而是做為潛在核種釋出到生物圈的指標。必須考慮地質作用使得地下處置場逐漸受到地面影響的情節。

(c) 無人類聚落時的釋出限制

即使在無人類聚落位於受處置場潛在放射性影響的地表時，仍應遵守相關輻射防護準則，不得超過劑量限值。此情況下，得以參考生物圈為假想環境，並同時假定存在人類聚落。

(d) 有關氣候變遷與人類生活習性的假設

為了計算遙遠未來的人體劑量，得根據當今人類的生活習性作為未來潛在受影響群體的假定。特別是：

- 應定義氣候演變與配套生物圈模式的可能變因，並分析其對處置場長期安全的影響。
- 應根據當今的認知評估游離輻射對人類的效應。
- 受人類活動影響而與處置安全相關的情節，可根據當今人類社會的情況加以推演。

(e)無須考慮的發展

安全評估無須考慮下列事件情節：

- 人類蓄意侵入處置場。
- 蓄意破壞處置場。
- 極少發生的事件，例如大型隕石撞擊。

(f)不確定性的處理

資料、過程、與模式以及處置場未來演變的不確定性是無可避免的。應藉由適當的研究與資料蒐集儘可能的減少確定性。由於不確定性的存在，安全評估應估算最大放射性後果的變動範圍或做保守的假設。不確定性對計算結果的影響，應系統性的在提出長期安全評估結果時說明。

(8)英國

英國「固體放射性廢棄物陸地地質處置設施導則」(SEPA & NIEA, 2009)對於安全論證的要求說明於該導則第 7 章。重要內容歸納如後。

(A)安全論證的基本要求

- (a)安全論證應能證明對於處置設施所處地質環境的演變有明確之瞭解。安全論證應能證明符合輻射防護以及對放射性與技術性的相關要求。安全論證應能顯示處置系統不同組成對符合要求的貢獻。
 - (b)安全論證應包含由詳細辯證所支持的安全策略以證明其安全性。此安全策略應提出上位階證明處置系統安全性的基本作法說明。此應包含重要安全辯證以及支持證據的論述。安全策略應解釋例如如何選定場址、被動安全的設計、多重障壁個別組成的安全貢獻等。
 - (c)安全論證應以明確的連結架構證明安全策略有詳細的辯證支持，而且這些辯證又有證據、分析、與評估等支持。應建立安全論證的內部一致性並予以維持。
 - (d)安全論證應解釋對不確定性的考慮與處理，以證明對長期安全論證有足夠的信心。亦應證明安全論證如何消除與減少潛在的偏差與其影響。
 - (e)安全論證中重要的論點與假設應有證據支持，並以適當詳細與健全的內容佐證。
- (B)安全論證的範疇
- (a)安全論證應說明所有對安全的可能影響，包含場址特性、廢棄物特性、設施設計、以及處置設施建造、運轉、封閉所使用的技術。
 - (b)安全論證應根據證據的變動性使用各種理由來補充安全的辯證。證據應包含定性與定量的證據，並佐以健全的數值分析。理由與假設必須明確且其證據應可追蹤。
 - (c)安全論證應包含定量的封閉前與封閉後安全評估。安全評估的時間尺度應達到出現放射性風險的峰值，或直到不確定性過大使得量化評估不再具有意義。安全評估應能顯示核種從廢棄物釋出並遷移到

環境的預期過程。封閉後安全論證除評估處置設施預期演變的後果外，亦應評估較不可能發生的事件之影響。

(d)安全論證應說明處置設施經營者對於辯證的信心，包含根據：

- 定量安全評估的品質與健全性，以及不確定性的考慮。
- 其他相關辯證與證據的品質與健全性。
- 處置設施經營者的組織安全文化與安全論證活動參與人員的經驗深度與廣度。
- 處置設施經營者管理系統的特徵，例如工作規劃與管控、科學與工程實務的應用、文件紀錄的保存、品質管理、同儕審查等。

(C)安全論證的達成

安全論證應說明處置系統運轉期間與長期防護程度。應有充分的全面性與健全性以提供對安全的信心。應避免使用與複雜程度不相襯的技術認知與資料。同儕審查有助於品質的保證。處置設施經營者應注意未來標準與基本資料的可能改變，且應儘可能的使安全論證合理健全。

(D)安全論證的管制機關考量

管制機關會將安全論證跟導則的相關比對。管制機關有可能進行定量評估，但最後的接受與否仍將以判斷為準。安全論證中所提供的定量與定性評估將有助於管制機關做出判斷。判斷是否接受安全論證時，管制機關將會考慮處置計畫當前所到達的階段。

(E)安全論證的更新

(a)處置設施經營者應在處置設施發展的各階段負責提出與更新安全論證，且應在運轉期間定期更新。安全論證包含量化的安全評估在各階段應有足夠的詳細程度與完整性可管制機關進行決策。

(b)安全論證的更新應能反映場址調查、處置設施建造、廢棄物置放等的新資訊。亦應考慮管制機關意見、國內外相關設施經驗、安全評估技術進步等進行更新。

(c)處置設施經營者應考慮文件紀錄的可追蹤性與透明度。亦應維持文件變更的審核制度。

(F)安全論證的提出與維持

(a)處置設施經營者為了尋求與維持當地民眾的信心，因此安全論證的提出應能讓民眾理解。安全論證應針對不同對象提出不同類型與深度的文件，但其基本辯證應當一致。

(b)處置設施經營者應負責於處置設施全程發展期間維持安全論證相關文件與紀錄，並提供給關切團體。

(G)安全論證的其他應用

(a)安全論證可用於導引後續計畫工作的推動。例如用於改善運轉作業與管理系統。運轉的決策與實務作業應與安全論證結果一致。

(b)安全論證可推導與提供特定設施的管制限值與條件，並建立廢棄物接收準則與作業要求。亦有助於擬定場址環境監測計畫。

(H)安全作法的多重功能

(a)處置系統由多重障壁構成。各個障壁有不同的安全功能。特定的障壁在安全論證中可能有多種功能。例如可能母岩具有實體阻隔的功能，且同時兼具能遲滯核轉遷移的化學性質。當其中一種功能失效時，並不一定會導致其他功能受到影響。

(b)安全論證應包含處置系統各部份安全功能的解釋。亦應判定各部份的預期效能與生效時期。處置設施封閉後的安全論證不可僅仰賴單一功能。

(c)處置設施經營者應探討各個安全功能在安全論證的貢獻(例如利用敏感度分析)。處置設施經營者亦應探討一個以上功能同時失效的情況。

(I)多重理由與補充的安全辯證

(a)封閉後的安全評估會涵蓋極長遠的時間，處置設施經營者應定量評估可能風險，以便與安全準則相比較。

(b)極長時間尺度下欲保證安全性，可能的作法是根據大量的證據提出各種的理由以補充安全辯證。整體的安全論證中，須以結構化的方式提出補充辯證。

(c)可能可以用來強化安全論證的安全指標包含輻射劑量、核種流通量、核種遷移時間、環境中的放射毒性濃度等。處置設施經營者應提供安全指標的相關資訊，例如：

- 評估核種釋出特性。
- 評估生物圈核種濃度並與天然背景輻射比較。
- 若適合時，評估集體輻射影響。
- 整合與安全有關的不同資訊之論述。

(J)不確定性的管理

(a)管理不確定性是安全論證必要且重要的一部分，應配合安全論證逐次更新。處置設施經營者應明確考慮不確定性，分析其可能後果，並儘可能的減少不確定性。不確定性本身並不是建立安全論證的障礙，而是需要適當考慮並納入安全論證的架構中。

(b)不確定性發生自各種來源且有不同特性。例如來自天然環境的異質性、取樣過程與資料的實務限制、資料解讀的差別、天然發生的事

件、以及未來人類的行為等。各種不確性的重要程度取決於其在安全論證中的辯證影響。

- (c)處置設施經營者應適當考慮所有的不確定性，以證明運轉期間與封閉後的安全性。應建立與維持：
- 重要不確定性的說明文件。
 - 管理重要不確定性的策略，包含避免與減少不確定性，以及量化可靠程度等。
- (d)處置設施經營者應以可理解的方式向關切團體說明安全論證中的重要不確定性。
- (e)不確定性包含可量化與不可量化者。自然環境的變異性與統計的不精確性屬於可量化者；對於作用知識的不足以及未來人類行為的未知則屬於不可量化者。二者均應於安全論證中考慮。
- (f)當僅根據有限的資料處理不確定性時，可採取專家判斷方式加以評估。
- (g)劑量與風險的評估通常隱含不確定性，因此安全論證因包含不確定性的評估。
- (h)某些不確定性可理量化並作為安全評估的輸入參數。應建立方法進行此類計算，並據以明確說明安全論證的不確定性。
- (i)某些不確定性可根據合理的辯證藉由簡化的定率假設加以處理。且由於自然環境的複雜性，安全評估必然要做某種程度的簡化。因此處置設施經營者的安全論證應簡化過程對評估結果無顯著影響，或者結果是保守的(亦即不會低估影響)。

- (j)當欠缺相關且可靠的資料時，可能會不當的量化某些不確定性。若這些不確定性對安全論證有重要性，則可以用一系列的風險評估來處理。
- (k)在某些情況欠缺資料下，可以採用典型化的作法假定評估所需要的條件。例如生物圈的演變與人類侵入的情況。
- (l)由於多種不確定性發生在封閉後，因此安全論證除了採用風險評估外，亦須考慮大量證據的各種理由，以抑制不確定性。
- (m)處置設施的設計、建造、運轉、與封閉均有所屬的不確定性。可能來自尚未取得的資料、尚未進行的工作、尚未採取的決策等。這些不確定性可隨處置計畫的推動在封閉前解決，並配合安全論證更新。

(K)模式分析與信心建立

- (a)模式分析是定量安全評估的重要部分，提供補充辯證所需的支持。處置設施經營者須提供所使用的模式與分析方法，包含分析的假設。
- (b)模式分析的旨在瞭解處置系統及其組成的特性與行為。為了支持安全論證，各個模式分析需有明確的定義與目標：
- 應考慮模式分析結果對應的決策需求。
 - 針對需求決定模式分析的作法，而非受限於既有的模式或軟體。
 - 根據獲得的資料決定模式分析的目的。若無足夠的資料則不應發展複雜的模式。
 - 模式分析過程應檢視評估目的，若需進一步研究，可與管制機關交換意見。

(c)處置設施經營者須執行系統性的計畫以建立模式分析的信心。包含原始資料的解釋，以及發展與測試概念模式、數學模式、與電腦程式等。此為反覆精進的過程。由於是模擬極長時間後的結果，因此計算輸出不易與實際的觀測結果比對確認。因此須採用信心建立計畫，執行下列工作：

- 以系統性的作法建構模式並考慮替代模式。
- 持續反覆精進模式發展、定量評估、與資料蒐集的過程。
- 資料提供者、模式分析者、與評估結果應用者之間進行良好的溝通。
- 模式發展過程中持續性進行同儕審查。
- 所有模式分析活動與資料處理均有嚴格的品質保證，包含變更的管控與稽核。

(d)儘可能使用特定場址的模式與參數值。使用通用值或模式內定值時應避免造成影響結果的低估。處置設施發展的早期的階段才考慮使用通用的模式與參數值。

(e)在某些領域，例如地震調查資料，可能有多種可信的解讀方式。因此無法僅靠單一的概念模式。此應視為不確定性來處理。

(f)處置設施經營者須針對不同的領域判斷模式分析的敏感度。並向管制機關提供判斷的基準。

(g)當輸入參數值變動範圍很大時，應謹慎使用電腦程式，並向管制機關說明並提出適當證據。

(h)在極長時間尺度的模擬分析，已經不能視為是預測，而應是做為支持安全性判斷的評估。定量模式分析在太長的時間尺度下，由於不確定性，將使其模擬結果不具意義。

(L)專家判斷的使用

- (a)專家判斷是蒐集與解釋證據的重要手段。可用於建構支持安全論證所需的定性與定量模式。
- (b)當在安全論證中使用專家判斷來補充或解釋證據或彌補資料的不足時，應以正式的結構化程序進行。處置設施經營者使用專家判斷於安全論證時應說明：
- 解釋如何選定專家與歸納意見的方法。
 - 將專家判斷的意見總結為文件並述明理由。
 - 說明支持專家判斷的其他論述。
 - 根據專家判斷所採取的合理步驟，並說明如何判定與減少偏差。

(M)分裂物質

處置設施內容將處置顯著數量的分裂物質，處置設施經營者應證明不會發生分裂物質聚積導致發生臨界反應的現象。

(N)氣候變遷

安全論證須考慮潛在的氣候變遷。氣候變遷可能是天然或人為的。不同時間尺度下氣候變遷的速率、規模、方向等均存在相當大的不確定性。因此，處置設施經營者須考慮各種的可能性。氣候變遷的潛在後果包含改變降雨(影響含水層)、改變海平面、增加侵蝕速率、冰河作用等。

(O)人類侵入

處置設施經營者須於安全論證考慮人類侵入。由於預測未來人類行為明顯存在不確定性，可以藉由典型化的作法加以評估。

(P)最適化

處置設施經營者須以最適化的考量證明安全論證相關的決策與步驟。包含廢棄物接收準則的選定、場址的選定、以及設計、建造、運轉、與封閉的決策。亦包含封閉後的管理措施。

(Q)環境放射性

處置設施經營者須於安全論證考慮核種遷移到人類可及環境的放射性影響。

(9)美國

美國聯邦法規「10 CFR 63：內華達州雅卡山地質處置場之高放射性廢棄物處置」(NRC，2001)對於安全分析相關要求之重要內容歸納如後。

(A)10 CFR 63.21(c)處置設施安全分析報告應載明的內容：

- 場址特性(包含特徵、事件、與作用、地質圈、生物圈)。
- 施工材料與規範。
- 設施與工程障壁設計(包含尺寸、材料性質、規範、分析與設計方法)。
- 廢棄物數量與特性(包含種類、數量、與規範)。
- 封閉前安全分析(假定最大作業量與接收速率)。
- 輻射監測與職業曝露(包含放射性排放控制與監測計畫與職業放射性曝露)。
- 再取出方案(包含再取出與替代貯存計畫)。
- 促進除污與除役之設計。
- 功能評估(包含主要核種遷移途徑的調查)。
- 熱力、水力、力學、化學耦合作用評估(包含地球化學、水文地質演變評估，以及裂隙模式與熱傳分析)。
- 公眾劑量評估(永久封閉後合理最大曝露個人所受到的劑量)。

- 環境水質評估(處置場限制核種遷移到人類可及環境的能力)。
- 人類侵入評估(特定侵入事件合理最大曝露個人所受到的劑量)。
- 多重障壁評估(考慮障壁對隔離廢棄物的重要性)。
- 資料與模式之驗證與確認(模式須經驗證與測試)。
- 待決問題判定與研發規劃(說明計畫內容與時程)。
- 功能驗證計畫(說明計畫內容與時程)。
- 執照條件與變因說明(說明判定的原因與條件)。
- 專家判斷的應用。
- 品質保證計畫。
- 緊急應變計畫。
- 管理作業計畫。
- 文件紀錄保存。
- 通行管制與場址永久識別。

(B)10 CFR 63.111 永久封閉前地質處置場運轉區的功能目標。

- (a)保護人類與環境以防備輻射曝露與放射性物質的釋出。
- (b)運轉期間設計標準須考慮發生機率具影響性的事件。
- (c)封閉前安全分析應能證明符合安全要求與設計標準。
- (d)處置場設計應能履行運轉期間的功能驗證計畫。
- (e)廢棄物開始置放後 50 年內應可隨時再取出。

(C)10 CFR 63.112 地質處置場運轉區的封閉前安全分析要求。

地質處置場運轉區的封閉前安全分析必須包含：

- (a)結構、系統、組件、設備、與作業程序的說明。
- (b)天然與人為潛在危害事件判定。
- (c)場址與周圍地區天然與人為潛在危害事件的相關資料。

(d)排除或納入天然與人為潛在危害事件於安全分析的技術基準。

(e)分析要求必須包含但不限於下列考量：

- 限制空氣中放射性物質濃度的方法。
- 限制在放射性物質周圍進行工作時間的方法。
- 適宜的屏蔽。
- 監測與控制放射性污染散佈的方法。
- 管制進入高輻射地區或空浮放射性地區的方法。
- 防止與控制臨界的方法。
- 輻射警報系統以警示輻射程度、空氣中放射性物質濃度、與放射性排放的顯著增加。
- 假定發生事件時，結構、系統、與組件履行其預定安全功能的能力。
- 爆炸與火災偵測系統以及適當的防災設備。
- 緊急時，控制放射性廢棄物與放射性排放，以及允許立即停止運轉與撤離人員的方法。
- 若喪失主要電源時，提供可靠與即時緊急電力，以供儀器、公用服務系統、與安全重要運轉系統使用的方法。
- 提供必要的備用系統以維持安全重要公用服務系統適當能力的方法。
- 稽查、測試、與維持安全重要性的必要結構、系統、與組件，以確保其持續發揮功能與堪用性的方法。

(f)說明地表與地下設施的設計基準與規範。

(D)10 CFR 63.113 地質處置場永久封閉後的功能目標。

(a)地質處置場必須包含由天然障壁與工程障壁系統共同組成的多重障壁。

(b)工程障壁系統必須結合天然障壁，使合理最大曝露個人的放射性曝露低於法規限值。

(c)工程障壁系統必須結合天然障壁，使核種釋出到可及環境時低於法規限值。

(d)地質處置場應具有限制人類侵入工程障壁系統事件的能力，使所造成合理最大曝露個人的放射性曝露低於法規限值。

(E)10 CFR 63.114 封閉後的功能評估

(a)處置後 1 萬年內的功能評估應包含：

(1)定義參數與概念模式。

(2)考慮不確定性與參數值變異性。

(3)考慮替代概念模式。

(4)考慮低機率特徵、事件、與作用。

(5)提供篩選特徵、事件、與作用的技術基準。

(6)提供工程障壁劣化失效的技術基準。

(7)提供模式可靠性的技術基準。

(b)用於滿足處置後 1 萬年內要求的功能評估方法，亦可考慮足以進行 1 萬年後到地質穩定期(1 百萬年)內的功能評估。

(F)10 CFR 63.115 多重障壁的要求

(a)判定具隔離廢棄物重要性的工程障壁系統設計特徵與地質環境天然特徵。

(b)說明障壁的功能，對於具有隔離廢棄物重要性的障壁，應特徵化與模擬障壁的行為並考慮其不確定性。

(c)對於具有隔離廢棄物重要性的障壁，應提供障壁功能的技術基準。

(G)10 CFR 63.341 尖峰劑量的預測

必須計算處置 1 萬年後但在地質穩定時期內，合理最大曝露的個人尖峰劑量發生的時間。

5. 國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析

本章 5.1 節蒐集分析近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)。並於 5.2 節特別討論日本於 2000 年發布的 H12 相關報告評估技術的案例經驗。

5.1 高放射性廢棄物處置國際安全評估案例經驗分析

本研究完成 10 項國際案例的文獻資訊蒐集，並據以瞭解安全評估技術研發方面之國際進展與概況。依案例的發生先後次序分析與討論說明如後。

(1)比利時 2001 年 SAFIR 2 案例

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) (ONDRAF/NIRAS, 2001)。SAFIR 2 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、長期安全等的探討。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-1 所示。

(2)瑞士 2002 年 Project Opalinus Clay 案例

瑞士處置專責機構 Nagra 於 2002 年完成 Project Opalinus Clay 黏土岩潛在母岩評估，整合相關成果發表一份安全評估報告。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、及進行執行單位與管制單位的技術意見溝通等。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-2 所示(Nagra, 2002)。

(3)法國 2005 年 Dossier 2005 案例

法國處置專責機構 Andra 依據廢棄物法(Waste Act of 30 December 1991)在 2005 年向政府提出高放射性與長半化期廢棄物深層地質處置可行性報告(簡稱 Dossier 2005 報告)。該報告整合法國過去 15 年的研發成果與心得，包括黏土岩與花崗岩兩個系列報告。相關報告並經過如 ASN、IRSN、CNE、NEA 等的專業審查。黏土岩系列與花崗岩系列報告各四冊包含整合評估、建造與管理、安全分析、現象演變等四個主題。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-3 所示(Andra, 2005)。

(4)瑞典 2006 年 SR-CAN 案例

瑞典處置專責機構 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 兩個潛在場址，計畫成果包括主報告 1 冊與相關附屬報告 9 冊，內容完全以安全評估的技術應用為主。結論認為 Forsmark 場址符合安全準則與 Laxemar 場址仍需補充調查資料以釐清問題。冰河與地震作用影響有限。部份破壞機制須進一步深入研究。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-4 所示(SKB, 2006)。

(5)美國 2008 年 YMP-SAR 案例

美國 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 年因建照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，反應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，內容分為五個章節包括：

- (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。

其中針對封閉後長期安全評估的主要內容摘要如表 5-5 所示 (USDOE, 2008b)。

(6)芬蘭 2009 年 Safety Case 案例

芬蘭處置專責機構 Posiva 於 2012 年底向主管機關勞雇與經濟部 (Ministry of Employment and Economy) 提出 Olkiluoto 處置場的建造執照申請。由於申請文件初期安全分析報告 (Preliminary Safety Assessment Report, PSAR) 需提出長期安全評估，因此 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事證 (Safety case) 評估報告以驗證相關技術。Safety Case 2009 評估的內容摘要如表 5-6，結論認為處置容器水平與垂直置放方式對於核種的劑量計算影響不大；Olkiluoto 處置場應能符合原定隔離廢棄物的安全與功能 (Posiva, 2010)。

(7)英國 2010 年 DSSC 案例

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。其中與長期安全評估有關的報告為編號 NDA/RWMD/030 報告。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。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-7 所示(NDA，2010)。

(8)日本 2010 年 NUMO 案例

日本放射性廢棄物處置專責機構：原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan，NUMO)於 2010 年執行「地層處置事業的安全確保(2010 年度版)」計畫，於 2011 年發布正式報告(報告編號 NUMO TR-11-01)。藉以澄清安全概念與證明技術的進展，並做為選址與公眾溝通的背景技術資訊。隨後又分別發布概要版(報告編號 NUMO TR-12-04)與英文摘要版(報告編號 NUMO TR-13-05)。其中有關安全評估的部份則是根據 2009 年的「安全確保構想 2009」報告而來(報告編號 NUMO TR-09-05)。嚴格來說「地層處置事業的安全確保(2010 年度版)」報告並非標準格式的安全評估報告，而是傾向於處置策略與技術現況的說明書，其中有關於長期安全評估技術的說明列於該報告第 7 章，與長期安全評估相關的主要內容摘要如表 5-8 所示。該報告對於本身評估技術發展的進展，結論認為已足以證明具備因應各種地質環境與設計類型的安全評估之所需(NUMO，2011)。

(9)瑞典 2011 年 SR-Site 案例

瑞典處置專責機構 SKB 於 2011 年發表 SR-Site 計畫的研究成果，內容係針對已確定的處置場址 Forsmark 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兩大重點，結論認為 KBS-3 型式的

處置場設計與 Forsmark 場址可以符合處置場的長期安全要求。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-9 所示(SKB，2011)。

(10)芬蘭 2012 年 TURVA 案例

芬蘭處置專責機構 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 Posiva 在進行本案例的用過核子燃料處置安全評估時，將封閉後 1 萬年跟達到封閉後 1 百萬年分為兩個時間區段，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，核種能有效的被阻隔；而封閉後 1 萬年到 1 百萬年之間，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。其中針對長期安全評估的主要內容摘要如表 5-10 所示 (Posiva，2012)。

表 5-1：比利時 SAFIR 2 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2
報告簡稱	SAFIR 2
發表年代	2001
發表單位	比利時 ONDRAF/NIRAS
目的	母岩調查安全評估與可行性評估
廢棄物	用過核子燃料、高放射性廢棄物、長半化期低與中放射性廢棄物
場址	Mol-Dessel
處置母岩	黏土岩
處置深度	230 公尺
處置容器	用過燃料採不銹鋼，厚度 3 公分
緩衝/回填材料	預鑄預壓的鈣質膨潤土(60% FoCa 黏土、35% 沙、5% 石墨)
處置隧道	內徑 2 公尺；長度 800 公尺；間距 40 公尺
評估情節	正常演變情節、變化演變情節(飲水、溫室效應、斷層、冰河、封阻失效、障壁失效、氣體傳輸、探查鑽井)
程式工具	PHREEQC、EQ3/6、PORFLOW、MICOFF、MT3D-MS、ORIGEN、AQUA、AT123D、LISA
評估結果	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 進入淺層地下水的最大活度約每年 2×10^7 Bq，主要核種為 I-129、Pd-107、Se-79、Tc-99 等與其他鈾系核種 ▪ 高放處置面積約為 0.224 km²；用過燃料處置面積約 1.17 km²
報告架構	摘要報告 1 冊 278 頁，主報告 1 冊 13 章 1490 頁

資料來源：彙整自(ONDRAF/NIRAS，2001)

表 5-2：瑞士 Project Opalinus Clay 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Demonstration of Disposal Feasibility for Spent Fuel, Vitrified High-level Waste and Long-lived Intermediate-level Waste
報告簡稱	Project Opalinus Clay
發表年代	2002
發表單位	瑞士 Nagra
目的	母岩調查安全評估
廢棄物	用過核子燃料、高放射性廢棄物、長半化期低與中放射性廢棄物
場址	無特定場址
處置母岩	黏土岩
處置深度	500 公尺
處置容器	不銹鋼材質厚度 25 公分，高 2 公尺，直徑 0.94 公尺，重 8.4 公噸
緩衝/回填材料	膨潤土
處置隧道	水平置放，隧道直徑 2.5 公尺
評估情節	參考情節、替代情節(氣體傳輸、人類行為)
程式工具	FRAC3DVS、PICNIC、TAME
評估結果	黏土岩的處置安全性應該可以預期 處置系統與技術經過初步評估具有可行性
報告架構	報告 1 冊 10 章 472 頁

資料來源：彙整自(Nagra, 2002)

表 5-3：法國 Dossier 2005 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Dossier 2005 - Andra Research on the Geological Disposal of High-level Long-lived Radioactive Waste
報告簡稱	Dossier 2005
發表年代	2005
發表單位	法國 Andra
目的	母岩調查安全評估
廢棄物	用過核子燃料、高放射性廢棄物、長半化期低與中放射性廢棄物
處置母岩	黏土岩；花崗岩
處置容器	容器規格多樣化，材質主要為不銹鋼與混凝土
緩衝/回填材料	膨潤土
處置隧道	花崗岩垂直置放隧道寬度與高度均 5.5 公尺，處置孔直徑約 1.83 公尺；黏土岩水平置放處置孔直徑約 0.7 公尺
評估情節	正常演變情節；變化演變情節
程式工具	NAMMU、Geoan、Porflow、FracMan、MAFIC、COMP-23、GoldSim、PROPER、PathPipe
評估結果	Dossier 2005 為案例計算的練習，對於設施設計與場址特性有待進一步釐清
報告架構	整合報告 1 冊，黏土岩系列與花崗岩系列報告各 4 冊 (花崗岩安全分析報告 1 冊 7 章 221 頁)

資料來源：彙整自(Andra, 2005)

表 5-4：瑞典 SR-CAN 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Long-term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar – a First Evaluation (SR-Can Project)
報告簡稱	SR-CAN
發表年代	2006
發表單位	瑞典 SKB
目的	執照申請準備作業前的安全評估
廢棄物	用過核子燃料
場址	Forsmark 與 Laxemar
處置母岩	花崗岩
處置深度	Forsmark 為 400 公尺；Laxemar 為 500 公尺
處置容器	6,000 罐。銅質外殼 5 公分；鑄鐵內裡；直徑 1.05 公尺；高度 4.835 公尺
緩衝/回填材料	緩衝材料：膨潤土 MX-80，環形厚度 31.5 公分 回填材料：1.純黏土預鑄塊；2.黏土+岩屑(比例 7：3)
處置隧道	花崗岩垂直置放隧道寬度與高度均 5.5 公尺，處置孔直徑約 1.75 公尺
評估情節	主要情節：冰河情節；溫室效應情節 額外情節：緩衝材料破壞情節、處置容器破壞情節 未來人類活動情節
程式工具	Scale 4-3、ORIGEN-S、CASMO 4、ABAQUS、3DEC、PHAST、ConnectFlow、PhreeqC、CodeBright、COMP23、FARF31、MIKE_SHE
評估結果	Forsmark 場址符合安全準則與 Laxemar 場址仍需補充調查資料以釐清問題。冰河與地震作用影響有限。部份破壞機制須進一步深入研究。
報告架構	主報告 1 冊，620 頁。附屬報告 9 冊。

資料來源：彙整自(SKB，2006)

表 5-5：美國 YMR LA - SAR 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Yucca Mountain Repository License Application – Safety Analysis Report
報告簡稱	YMP LA - SAR
發表年代	2008
發表單位	美國 DOE
目的	建照執照申請安全分析
廢棄物	用過核子燃料、高放射性廢棄物(國防工業產生之廢棄物)
場址	內華達州雅卡山
處置母岩	凝灰岩
處置深度	200 公尺(位在地下水位面上方約 180 公尺)
處置容器	長 230.32 英吋；直徑 77.28 英吋；重 162,000 英磅；內部材質 SS 316；外部材質 Alloy 22
緩衝/回填材料	暫採開放式監測保留再回收功能
處置隧道	水平置放隧道直徑 5.5 公尺
評估情節	正常情節、地震、火山、障壁提前失效、人類侵入情節
程式工具	GoldSim、FEHM、WAPDEG、TOUGH2、EXDOC_LA、EQ3/6、ASHPLUME、SZ_Convolute、ERMYN、FAR、IMARC、EPSPA、EBSCOM、COMPASS
評估結果	最大平均年劑量約 0.96 毫侖目；發生在封閉後 72 萬年，符合法規要求
報告架構	報告 1 式 5 章約 8,080 頁

資料來源：彙整自(USDOE, 2008b)

表 5-6：芬蘭 Safety Case 2009 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Interim Summary Report of the Safety Case 2009
報告簡稱	Safety Case 2009
發表年代	2010
發表單位	芬蘭 Posiva Oy
目的	建照執照申請初期安全評估
廢棄物	用過核子燃料
場址	Olkiluoto
處置母岩	結晶岩
處置深度	500 公尺
處置容器	銅質外殼 5 公分；鑄鐵內裡；直徑 1.05 公尺；高度 3.6 公尺到 5.25 公尺(依燃料類型不同)
緩衝/回填材料	緩衝材料：MX-80 膨潤土飽和密度 2 000 kg/m ³ ；環形厚度 35 公分，底部厚度 50 公分 回填材料：三種不同設計；黏土 30%到 70%混合岩屑
處置隧道	處置隧道：寬 3.6 公尺；高 4.4 公尺 處置孔：直徑 1.75 公尺；高 7.8 公尺
評估情節	氣候情節、基本情節、評估情節(處置場評估、劑量評估、人類侵入)
程式工具	REPCOM、FTRANS、GoldSim、UNTAMO
評估結果	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 處置容器水平與垂直置放對於核種的劑量計算影響不大 ▪ Olkiluoto 處置場應能符合原定隔離廢棄物的安全與功能
報告架構	報告 1 冊 11 章 174 頁

資料來源：彙整自(Posiva, 2010)

表 5-7：英國 DSSC 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment
報告簡稱	Disposal System Safety Case (DSSC)
發表年代	2010
發表單位	英國 NDA
目的	技術研究發展
廢棄物	用過核子燃料、玻璃固化高放射性廢棄物、長半化期低與中放射性廢棄物
場址	無特定場址
處置母岩	結晶岩或沉積岩或岩鹽
處置深度	結晶岩 650 公尺；沉積岩 500 公尺；岩鹽 650 公尺
處置容器	用過燃料容器採瑞典 KBS-3V 概念
緩衝/回填材料	用過燃料結晶岩處置採瑞典 KBS-3V 概念
處置隧道	處置隧道：長 300 公尺；寬 10 公尺；高 7 公尺 處置孔：間距 6.5 公尺
評估情節	基本情節(地下水)、變異情節(人類侵入、臨界反應)
程式工具	GoldSim
評估結果	達成技術展示的目的，並未對分析結果特別評論
報告架構	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 摘要報告 1 冊；主報告 3 冊；技術報告 15 冊 ▪ 封閉後安全評估技術報告 1 冊 9 章 126 頁

資料來源：彙整自(NDA，2010)

表 5-8：日本 NUMO 長期安全評估案例摘要

報告名稱	地層処分事業の安全確保(2010 年度版)
報告簡稱	NUMO 2010
發表年代	2011
發表單位	日本 NUMO
目的	澄清安全概念與證明技術的進展
廢棄物	高放射性廢棄物
場址	海岸與內陸
處置母岩	結晶岩(硬岩)與沉積岩(軟岩)
處置深度	結晶岩 1,000 公尺；沉積岩 500 公尺
處置容器	碳鋼
緩衝/回填材料	膨潤土
處置隧道	處置隧道：直式-長寬各 5 公尺；橫式-直徑 2.22 公尺 處置孔：深 4.13 公尺；直徑 2.22 公尺；中心間距 4.44 公尺
評估情節	未說明
程式工具	未說明
評估結果	結論認為評估技術具有可行性
報告架構	正式報告 1 冊 9 章 770 頁

資料來源：彙整自(NUMO，2011)

表 5-9：瑞典 SR-Site 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Long-term Safety for the Final Repository for Spent Nuclear Fuel at Forsmark
報告簡稱	SR-Site
發表年代	2011
發表單位	瑞典 SKB
目的	建照執照申請安全評估
廢棄物	用過核子燃料
場址	Forsmark
處置母岩	花崗岩
處置深度	深度 470 公尺
處置容器	銅質外殼 5 公分；鑄鐵內裡；直徑 1.05 公尺；高度 4.85 公尺
緩衝/回填材料	緩衝材料：膨潤土 MX-80 或 Ibeco RWC；環形厚度 35 公分，底部厚 50 公分
處置隧道	處置孔直徑 1.76 公尺，
評估情節	主情節、緩衝材料失效情節、處置容器失效情節、未來人類活動情節、其他假想情節
程式工具	3DEC、Abaqus、CODE_BRIGHT、ConnectFlow、DarcyTools、Ecolego、ERICA、FARF31、MARFA、MATLAB、MIKE SHE、GIA、PHAST、PHREEQC、TOUGHREACT、UMISM
評估結果	場址穩定性與障壁設計的隔離性能有效符合長期安全的要求
報告架構	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 主報告 3 冊 16 章 893 頁 ▪ 附屬相關報告 19 冊

資料來源：彙整自(SKB, 2011)

表 5-10：芬蘭 TURVA 長期安全評估案例摘要

報告名稱	Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012
報告簡稱	TURVA-2012
發表年代	2012
發表單位	芬蘭 Posiva Oy
目的	建照執照申請安全評估
廢棄物	用過核子燃料，9,000 公噸
場址	Olkiluoto
處置母岩	結晶岩
處置深度	400-450 公尺
處置容器	銅質外殼 5 公分；鑄鐵內裡；直徑 1.05 公尺；高度 3.6 公尺到 5.25 公尺(依燃料類型不同)
緩衝/回填材料	緩衝材料：MX-80 膨潤土 回填材料：一般黏土塊
處置隧道	處置隧道：長 350 公尺；寬 3.6 公尺；高 4.4 公尺 處置孔：直徑 1.75 公尺；深度 6.6-7.8 公尺；間距 7.3-10.8 公尺(視燃料類型而不同)
評估情節	基本情節、變異情節(處置場評估、劑量評估、人類侵入)、
程式工具	CLIMBER-2、SICOPOLIS、GAM、MPI/UW、Uvic、RconnectFlow、FEFTRA、PHREEQC、3DEC、Fracod2D、ABAQUS、CODE BRIGHT、BBM、TOUGHREACT、GoldSim、MARFA、UNTAMO、SHYD、Ecologo、Pandora、MATLAB、ERICA、
評估結果	<ul style="list-style-type: none"> ▪ Olkiluoto 處置場設計能達成安全目標，並符合相關法規要求 ▪ 安全評估雖仍存在不確定性，但不會影響根本的安全功能 ▪ 基本情節劑量峰值 2.0×10^{-7} mSv，發生在封閉後約 3 千年
報告架構	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 主報告 1 冊 11 章 277 頁 ▪ 相關附屬報告 13 冊

資料來源：彙整自(Posiva, 2012)

5.2 日本高放射性廢棄物處置 H12 報告安全評估技術案例經驗討論

依據台灣電力公司規劃的我國用過核子燃料最終處置計畫將於民國 106 年提出「潛在母岩特性調查與評估階段技術可行性報告」(台灣電力公司, 2010a)。該報告的重要參考資訊之一是日本處置專責機構曾經發布的 H12 相關報告(JNC, 2000)。參考日本經驗的原因在於日本比我國有更嚴苛的地質環境, 而日本的處置技術發展亦受到國際肯定, 風土人情也比較近似。惟在技術層面上需注意日本採用過核子燃料再處理措施, 其最終處置的標的物是玻璃固化的高放射性廢棄物, 因此除了廢棄物特性外與我國在處置容器與障壁設計方面也會有所差異, 對於安全要求的時間尺度會有所不同。但是在安全理念與安全評估技術方面並無太大差別, 仍有可借鏡之處。本節討論日本 H12 的案例經驗如後。

(1) 日本管制機關對 H12 安全評估技術發展的要求

原子力安全委員會(JAEC)對於 H12 報告安全評估之技術性要求, 載明於 1997 年發布的「日本高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」(JAEC, 1997)。主要內容如下:

(A) 安全評估的方法

所有國家涉及地質處置系統安全評估的一般作法, 首先是決定一套可能性以供系統的未來演變做考慮。這些可能性即為所謂的情節, 以合乎邏輯與合理方式由特定的假想演變對人類環境發生影響。然後根據各情節的假想演變建構解析模式、輸入相關資料、以及將模式用於評估處置系統的安全性。

(a) 情節發展

需要考慮兩種處置系統未來演變相關的情節: 一種是對人類環境影響的可能性, 是由於人類活動及/或自然作用危及廢棄物的

實體隔離(隔離失效情節)；另一種是核種可能經由地下水流動而被傳輸到生物圈(地下水情節)。大多數國家在其安全評估研究中多針對地下水情節，因此 H12 報告亦須參照此趨勢。

當發展情節時，必須將自然現象(突發性與漸變性)與未來人類活動的潛在效應納入考慮。對於自然現象，情節將依既有知識基礎的規模、規律性與區域變異性進行發展。應擬定適當的參考場址，並於必要時能實施適當的工程應對措施以維持所需要的安全程度。

國際科學界亦考慮未來人類活動影響地質處置系統安全的可能性。相關人類入侵情節的發展係基於目前行為方式的假設。人類活動對處置場址安全的可能影響，可分為有意(假設知道場址的存在)與無意的兩種。雖然有研究認為在知道場址存在下的活動應該列入場址保安相關的考慮，因而排除於安全評估的目的。但依據國際上已普遍接受考慮人類入侵的作法，因此 H12 報告仍應發展考慮無意人類干擾的情節，以評估此種行為對地質處置系統安全性的影響。

(b)後果分析方法

安全評估的重要目的之一是發展將自然現象與其影響納入到相關情節中的方法。因此對於自然作用情況影響而造成的隔離失效情節，應能證明根據地質環境的長期穩定性的既有知識仍可能選出適宜的場址，並於必要時能實施適當的工程應對措施以維持所需要的安全程度。

另一方面對於地下水情節的情況，突發性與漸變自然現象對地下水流體系的潛在影響極為複雜與分歧，需要詳細分析。

a)突發性現象

地震、斷層移動、與火山活動有關的突發現象常發生在特定地區，且隨著長時間的變化傾向於遵循規律的樣式。應發展瞭解此類現象影響與範圍的方法並將結果納入於情節分析程序。

2) 漸變性現象

對於抬升、沉陷、剝蝕、氣候與海平面變遷等作用，大量的整合紀錄可用於預測未來演變。因此預期這些作用的分析結果應相當可靠，且應發展適當的評估技術。

任何地質處置的安全評估含有許多不確定性；例如與極長時間現象有關者。在發展情節分析程序時，重點為關注如何在解析模式建構時擬定假設、與如何選擇相關的輸入參數。H12 報告中，安全評估應根據主要情節進行，包含決定處置系統功能的預期關鍵現象(參考情節)，與納入考慮替代假設與參數(替代情節)的額外情節。綜合分析所有的特徵、事件、與作用(FEPs)是不可能的，但可以用變動模式或參數的半定量分析來說明低機率情節。

應審視其他國家考慮特定低發生機率情節的作法，必要時並加以說明。

(B) 安全評估的時間尺度

處置系統安全性的評估技術開發時，須重視考慮下列時間相關的因素：

(a) 人類環境的長期變遷

下次冰河作用時期預期發生在約 1 萬年後。預期會有可觀的氣候變遷，並將對生物圈有顯著的影響，特別是地表環境。雖然假設目前的人類生活方式從現在到 1 萬年後不變，可能簡化了冰河作用對生物圈可能影響的評估，但此為唯一能比較未來與現今輻射劑

量差異的實務作法。

(b)地質環境的長期穩定性

深層地質環境可能被認為可以維持穩定超出下次冰河作用時期。因此安全評估目的須考慮時間上遠超過下次冰河作用時期，而可能影響深層地質環境穩定性的相關現象。

(c)高放射性廢棄物的特性

高放射性廢棄物的活度隨時間減少，所伴隨的潛在風險亦將隨之減少。此自發的活度隨時間減少(風險亦因而減少)為放射性廢棄物特性之一，某種程度上可預期抵銷地質處置安全評估所涉及的長時間尺度與未來不確定性之問題。

H12 報告應考量前述說明以估算劑量。重點為依照目前一般人口的經驗，說明未來對人體與其環境可能發生最大影響的時間與風險(或危害)資訊。

(C)基準安全指標

H12 報告報告應以劑量做為評估的基本安全指標。在後續階段應定義安全評估的相關標準，並以參考國外生效中的標準為重點。H12 報告應考量安全評估在長時間尺度下預測未來人類環境的困難，進行分析結果的補充說明以確認對天然輻射背景應無長期顯著的影響。

(2)日本 H12 報告的安全評估技術成果要點

核燃料循環開發機構(JNC)遵照原子力安全委員會(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)。H12 報告中有關安全評估技術發展的成果撰寫於該報告第 5 章。本研究歸納其重要的技術特點如表 5-11 所示。

表 5-11：日本 H12 報告安全評估技術案例經驗特點

日本 H12 報告 章節名稱		技術特點
第 5 章	安全評估	(章名)
5.1	安全評估的目標與範疇	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 建立評估技術 ▪ 評估處置可行性 ▪ 建立發展選址準則與法規的技術基準
5.2	安全評估方法	(節名)
5.2.1	管制導則	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 因應管制導則說明對安全指標、時間尺度、情節要求的考量
5.2.2	安全評估案例發展與處理	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 結合各種可能場址條件與設計擬定評估案例 ▪ 採用定率式分析作法測試處置系統敏感度與環境變異性 ▪ 說明評估的步驟 ▪ 說明建立的情節 <ul style="list-style-type: none"> -地下水情節(包含基本情節與擾動情節) -隔離失效情節 ▪ 說明納入計算的案例
5.2.3	模式策略	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 強調選址前與地質環境不良時近場環境的重要性 ▪ 建構處置系統各組成部分的模式鏈(FracMan/Mafic、PHREEQE、FINAS、ORIGEN-2、MESHNOTE、MATRICS、AMBER) ▪ 評估時間尺度達 10^7 年
5.2.4	安全評估的信心	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 強調加強對近場的理解來抑低地質圈的不確定性 ▪ 建立良好的物理-化學理論，以大量的資料與文獻作為評估的堅實基礎
5.3	地質處置系統及其安全功能	(節名)
5.3.1	地質處置系統的特徵	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 根據地質環境特性與設計概念擬定安全評估之參考處置系統與替代方案
5.3.2	安全功能與不利因素	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 安全功能 <ul style="list-style-type: none"> -穩定地質環境保護工程障壁 -工程障壁長期圍阻放射性物質

		-地質圈遲滯核種遷移
5.4	情節發展	▪ 概述情節發展步驟
5.4.1	FEPs 的判釋與分類	▪ 依據國際經驗、相關研究、專家意見建構 FEPs 清單 ▪ 依據處置系統組成進行 FEPs 分類
5.4.2	FEPs 的篩選	▪ 根據地下水情節篩選評估計算所需考慮的 FEPs ▪ 篩選理由作成文件紀錄
5.4.3	定義情節	▪ 基本情節 -地質環境不變 -障壁發揮功能 -氣候不變 -不受未來人類活動影響 ▪ 擾動情節 -氣候變遷 -障壁缺陷 -人類在附近鑽井 ▪ 隔離失效情節 -人類直接侵入 -處置場接近出露地表 -地震/斷層移動 -火山活動
5.5	參考案例	(節名)
5.5.1	定義參考案例	▪ 根據參考處置系統與基本情節決定參考案例 ▪ 參數值由各領域專家從資料庫中決定
5.5.2	工程障壁的參考案例	▪ 概念模式假設 -外包裝在 1 千年後失效 -核種與水接觸後隨即釋出 -核種濃度受限於溶解度；不考慮穩定核種 -核種以擴散方式通過緩衝材料 -核種進入開挖擾動帶即與水完全混合，且不考慮吸附 ▪ 數值模擬：以 MESHNOTE 程式進行分析 ▪ 資料參數：核種存量、玻璃質溶解、核種近場傳輸、工程障壁尺寸 ▪ 評估結果：Cs-135 為主要影響核種

5.5.3	地質圈的參考案例	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 概念模式假設 <ul style="list-style-type: none"> -核種以溶質型態在裂隙網絡中傳輸 -考慮延散、基質擴散、線性吸附作用 -不考慮裂隙填充物的影響 ▪ 數值模擬：以多重途徑模式與 MATRICS 程式進行分析 ▪ 資料參數：水力梯度、滲透性、裂隙開口、延散長度、基質擴散深度、裂隙表面比率、岩石孔隙率與乾密度、有效擴散係數、分布係數 ▪ 評估結果：Cs-135 為主要影響核種
5.5.4	生物圈的參考案例	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 概念模式假設 <ul style="list-style-type: none"> -擬定日本參考生物圈環境 -擬定農耕、淡水漁獲、海水漁獲曝露群體 ▪ 數值模擬：擬定曝露方式與途徑，以 AMBER 程式進行分析 ▪ 資料參數：依日本現況擬定人類飲食與活動相關參數，部分本土無資料的參數則參考國際經驗 ▪ 評估結果：最大劑量 0.005 mSv/yr；Se-79、Cs-135、Th-229 為主要影響核種
5.6	替代案例	(節名)
5.6.1	基本情節的替代案例分析	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 工程障壁 <ul style="list-style-type: none"> -計算資料不確定性案例 -計算模式不確定性案例 -計算替代設計案例 -計算替代地質環境案例 ▪ 天然障壁 <ul style="list-style-type: none"> -計算資料不確定性案例 -計算模式不確定性案例 -計算替代地質環境案例
5.6.2	擾動情節的分析	<ul style="list-style-type: none"> ▪ 自然現象案例 <ul style="list-style-type: none"> -陸地抬升/侵蝕 -氣候/海平面變遷 ▪ 原始缺陷 <ul style="list-style-type: none"> -外包裝製造缺陷 -緩衝/回填材料施工缺陷

		<ul style="list-style-type: none"> 未來人類活動 -鑽井飲水
5.6.3	隔離失效情節的分析	<ul style="list-style-type: none"> 人類直接侵入 處置場接近出露地表 地震/斷層移動 火山活動
5.6.4	關鍵不確定性的判定	<ul style="list-style-type: none"> 資料不確定性 模式不確定性 情節不確定性
5.7	綜合計算案例說明整體系統功能	<ul style="list-style-type: none"> 以簡表說明 37 項計算案例
5.7.1	定義案例	<ul style="list-style-type: none"> 說明案例的區別 -30 項案例改變地下水、母岩、水力梯度的條件 -1 項改變水井深度 -1 項改變緩衝材料厚度 -4 項分析資料、模式、情節的不確定性 -1 項假設天然障壁功能失效
5.7.2	不同地質環境下整體系統功能的案例分析結果說明	<ul style="list-style-type: none"> 地下水流速降低，則最大劑量降低且發生時間延後 淡水比鹽水，最大劑量小且發生時間延後 Cs-135 為主要影響核種
5.7.3	分析結果與國際上安全標準的比較	<ul style="list-style-type: none"> 各國安全標準在 0.1 到 0.3 mSv/yr 之間 37 項案例分析結果均符合安全標準
5.7.4	補充的安全指標	<ul style="list-style-type: none"> 與地下水中 U-238 天然核種濃度比較(略低於參考曲線) 與河水中 4N+2 天然衰變系列核種濃度比較(遠低於參考曲線)
5.8	安全評估的可靠度	(節名)
5.8.1	情節、模式、程式與數據資料的發展	<ul style="list-style-type: none"> 情節發展：過程具有系統性、透明、可追蹤、並經審查。 模式與程式發展：具有豐富科學知識、並經實驗測試與反覆計算評估；採用典型化參考生物圈作法；

		<p>程式經過比對驗證；發展過程做成紀錄</p> <ul style="list-style-type: none"> 資料發展：實際試驗取得資料；建立熱動力資料庫；發展水文地質機率分布參數特性；參數條件與選取過程做成紀錄
5.8.2	天然類比	<ul style="list-style-type: none"> 地質環境穩定性與核種遲滯能力：日本東濃(Tono)鈾礦床實例 工程障壁的長期演變：火山玻璃蝕變、鑄鐵管件腐蝕、天然膨潤土礦物改變等 地質圈傳輸的遲滯：日本釜石(Kamaishi)礦坑基質擴散的遲滯現象
5.8.3	與其他安全報告比較	<ul style="list-style-type: none"> 比較瑞典 SKB-91、芬蘭 TILA-99、加拿大 EIS、瑞士 Kristallin-I 等案例，均有足夠的安全餘裕
5.9	小結	<ul style="list-style-type: none"> 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

資料來源：彙整自(JNC，2000)

6. 國際高放射性廢棄物處置安全評估技術經驗回饋

在發展核能應用的同時各核能科技先進國家亦莫不致力於用過核子燃料安全管理與最終處置之規劃與落實。我國亟待解決國內放射性廢棄物處置問題的同時，若能藉助國際經驗必可加速相關工作推動與提昇安全品質。依據本報告前述各章所分析的國際高放射性廢棄物安全評估管制技術與實務經驗發展資訊概況，謹提出主要研究心得回饋如後，冀能落實處置技術的安全管制並促進國內處置計畫的順利推動。

6.1 國際高放射性廢棄物處置安全評估技術研發趨勢與經驗回饋

(1) 安全策略的共識 - 深層地質處置與多重障壁

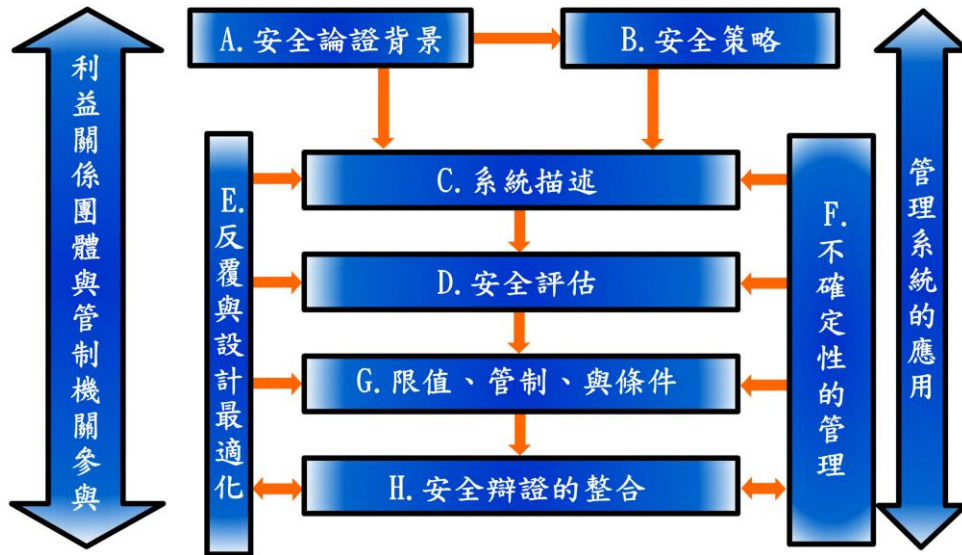
深層地質處置與多重障壁是高放射性廢棄物處置的基本安全策略，從國際安全評估技術演變來看，此一基本策略自多年來一直未變，已形成共識，且顯然未來亦將是如此。對於高放射性廢棄物而言，由於處置後有極長時間(達 1 百萬年)的安全顧慮。因此，藉由深層地質處置的作法，將高放射性廢棄物深埋於地下，200 公尺到 1,000 公尺之間的穩定地層中，以長期阻滯核種的遷移並防止地表作用對處置場的影響。此外，亦藉由妥慎設計的處置設施對放射性物質進行圍阻，防止核種早期釋出。結合人為的工程障壁與穩定地層的天然障壁，形成多重障壁，確保經過長遠的時間後，仍有適當的安全餘裕，能確保達成處置安全的目標。因此，採行深層地質處置與多重障壁策略是安全評估結果能夠合於法規要求，並提升安全信心的基石。亦是發展安全評估技術時所需要考慮的重要前題。

(2)安全理念的落實 - 安全論證制度化

此為過去數十年來國際上對於證明處置安全性作法上最大的改變。安全論證的意涵，係使用一組完整而可令人信服的證據與辯證，來說明處置的安全性。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、以及利害關係團體的審查與辯論等，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。近年來各核能先進國家陸續將此理念融入到管制規範的訂定中，例如加拿大(CNSC，2006)、芬蘭(STUK，2013)、德國(BMUB，2010)、瑞士(ENSI，2009)、英國(SEPA & NIEA，2009)等。且國際原子能總署(IAEA)亦於2012年發布正式的特定安全導則SSG-23「放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估」，供各國參考(IAEA，2012)。其中有關安全論證與安全評估的意涵，可分別以圖 6-1 與圖 6-2 表示。前者說明安全論證著重於整合與溝通。後者則代表安全評估應涵蓋的主要技術領域。除此之外，經濟合作發展組織-核能總署(OECD/NEA)自2001年即成立安全論證整合工作小組(Integration Group for the Safety Case，IGSC)，協助各會員國發展相關技術與建立國際共通之科學基準。目前IGSC有17個國家38個組織的46名成員參與，並不定期發布研究成果與舉辦國際研討會。近年來亦陸續發布重要研究報告，如「放射性廢棄物地質處置設施安全評估方法」(OECD/NEA，2012a)、「安全論證的指標」(OECD/NEA，2012b)、「地質處置場封閉後安全論證的性質與目的」(OECD/NEA，2013)，並於2013年舉辦「放射性廢棄物地質處置安全論證：2013年技術現況」國際研討會(OECD/NEA，2014)交流各國經驗。

由以上的國際資訊顯示，安全論證的理念經過多年發展，已臻完備，各主要核能國家陸續將之納入實務工作中付諸實踐。我國相關單位

對此一重要的國際趨勢持續關注，未來亦將會採取措施將此理念融入我國處置計畫的推動過程中。



資料來源：譯自(IAEA，2012)

圖 6-1：管制機關應用管理體系與利害關係者持續互動之過程



資料來源：譯自(IAEA，2012)

圖 6-2：安全評估涵蓋的領域

(3)安全標準的演變 - 階段性管制與補充安全指標

過去十餘年來高放射性廢棄物處置的安全標準在安全限值方面變化不大，各國大多參考國際放射防護委員會(ICRP)的建議，對於一般公眾採用 0.1 到 0.3 mSv/yr 之間的限值。相對的風險限值則在 10^{-5} 到 10^{-6} /yr 之間。此限值的考慮是基於人類一般日常生活環境下的合理風險所推求而得。可以達到合理抑低放射性危害，保護公眾的目的。我國的相關規定則見於「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(民國 102 年 01 月 18 日修正)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。以及第 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。其實不論各國採用 0.1 或 0.3 mSv/yr，均在可接受的安全範圍內，以台灣地區為例每人每年接受的天然背景輻射劑量即約為 1.62 mSv/yr (原能會，2014)。根據國際經驗，處置場進行設計與安全評估時，分析所得的輻射劑量後果，通常會保留安全餘裕而遠低於法定標準。以台電公司「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」所進行的概念性分析為例，其生物圈劑量率峰值仍遠低於我國法規標準 1 萬倍(台電公司，2010b)。

但由於高放射性廢棄物處置的安全顧慮時間極長，若時間長達 1 百萬年，對於未來的預測將充滿不確定性，那麼此標準值是否仍具有意義？因此，近年來國際上對於管制標準，逐漸趨向於進行處置設施封閉後的階段性管制。也是就說，原來從運轉期間到封閉後均採取一樣的安全管制標準；現在則趨向於將封閉後再細分，形成兩個階段的管制，亦即運轉期間到封閉後 1 萬年內、1 萬年到 1 百萬年間兩個階段。目前國際上採取此作法的例如芬蘭(根據本報告第 5 章 TURVA 評估經驗)、法國(法規要

求)、英國(法規要求)、美國(法規要求)(相關安全標準請參見本報告第 3 章)。而在 1 萬年到 1 百萬年間，美國法規明定劑量限值；法國法規雖有訂定劑量限值但僅作為參考；而英國法規則以風險為限值(圖 6-3)。此部份在國際上仍無共通性，有待進一步觀察。而安全標準的改變當然也就牽動各國安全評估作法上的改變。

除了階段性管制標準的改變外，各國管制單位亦傾向於要求設施經營者提供更多的安全指標來增強對於安全評估的信心。最基本的安全指標是各國大多已納入法規中的劑量與風險，而額外的安全指標要求則例如美國 10 CFR 63.341 明定必須計算處置 1 萬年後但在地質穩定時期內，合理最大曝露的個人尖峰劑量發生的時間。其它常見的指標則可能包括重要核種由地質圈進入生物圈的流通量(flux)、放射毒性指數(radiotoxicity index)、生物圈動植物的吸收劑量率(absorbed dose rates)、生物圈水體中與天然核種的濃度比值等。



資料來源：譯自(SEPA & NIEA，2009)

圖 6-3：英國採用劑量拘限值與風險的兩階段管制方式示意圖

(4)安全評估技術發展的整體趨勢 - 健全性與合理性的強化

用過核子燃料安全評估的時間需長達 1 百萬年，安全的可靠性需仰賴安全評估的模擬與分析來佐證。因此評估方法與辯證的系統化

(systematic)、健全性(robust)、完整性(comprehensive)、與合理性(reasonable)是建立信心的基本要求。我國目前處置計畫尚處於處置母岩評選階段，但對於國際上的重要安全技術性議題宜廣泛納入安全評估考慮，例如氣體傳輸、THMC (thermal, hydrological, mechanical, and chemical)偶合作用行為、處置坑道封阻效能等。此外隨著芬蘭與瑞典等已確定處置場址的國家，其安全評估技術發展亦由理論研究落實到實務設施建造申請的安全分析。其內容包括進行一系列的辯證與分析以證實特定的處置系統能確保長期安全。包括討論各種可能的影響、提出現場真實的數據與分析佐證、模擬分析處置場的演變、說明可能的不確定因素、評估結果是否符合法規要求等(SKB, 2011; Posiva, 2012)。

各國安全評估的技術作法與能力，實務上即呈現於安全評估報告。將本報告第 5 章 10 個國際案例的安全評估報告架構整理如表 6-1，可以發現各國作法上的共通性。雖然如第 5 章所指出，各國依處置計畫進度的不同，所提出的安全評估報告有不同的目的與範疇，進而影響報告內容的深度與廣度。儘管如此，可以發現各國在評估邏輯與流程上有相當的共通性，亦即大致為結合場址與設計資料，循序進行情節建構、模式分析、結果比對、不確定性與評估信心說明。整個安全評估的流程大致可以依程式分析前後分為三段，由於程式運跑過程是眾所週知的不客觀，因此前端的情節與途徑分析，以及後端的結果辯證與不確定性說明，就顯得特別重要。這也就是對於安全評估信心的根源。而在安全評估的過程中，培養經驗豐富的資深專家，無疑是各國處置計畫最重要的工作。如此，才能夠使評估結果經得起考驗，獲得公眾的認同。

表 6-1：國際高放射性廢棄物處置安全評估案例報告架構對照表

報告簡稱	比利時 2001 SAFIR 2	瑞士 2002 Opalinus Clay	法國 2005 Dossier 2005	瑞典 2006 SR-CAN	美國 2008 YMP LA-SAR	芬蘭 2009 Safety Case	英國 2010 DSSC	日本 2011 NUMO-2010	瑞典 2011 SR-Site	芬蘭 2012 TRUVA
報告章節架構	1.前言	1.前言	1.安全方法	1.前言	1.永久封閉前的處置安全	1.前言	1.前言	1.前言	1.前言	1.前言
	2.安全原理	2.導則與原理	2.一般說明	2.方法	2.永久封閉後的處置安全	2.安全概念	2.背景	2.計畫背景	2.方法	2.方法
	3.科技知識概況	3.方法	3.處置場安全與設計功能	3.FEP處理	3.解決安全問題的研發計畫	3.處置系統特性	3.地質處置設施	3.安全策略	3.FEP處理	3.處置系統
	4.長期安全評估	4.處置系統說明	4.運轉安全	4.處置場初始狀態	4.處置功能確保計畫	4.評估基準與方法	4.功能評估方法	4.階段性計畫推動	4.場址	4.FEPs
	5.費用估算	5.系統演變	5.定性安全分析	5.外部情況處理	5.管理系統	5.基本情節演變	5.地下水途徑	5.調查技術	5.處置場初始狀態	5.模式與資料
	6.結論與信心評估	6.安全概念與擬定案例	6.封閉後功能評估	6.內部作用處理		6.情節分析	6.封閉後氣體後果	6.設計技術	6.外部情況處理	6.系統功能評估
		7.處置系統功能評估	7.結論	7.安全功能與指標		7.垂直置放分析	7.人類侵入	7.長期安全評估技術	7.內部作用處理	7.情節與計算案例建構
		8.主要辯證與結果		8.輸入資料		8.水平置放分析	8.臨界安全	8.技術活動進展	8.安全功能與指標	8.核種遷移評估
		9.結論		9.參考演變分析		9.法規要求比對	9.結論與後續發展	9.結論	8.輸入資料整編	9.補充考慮與支持證據
				10.破壞情節核種傳輸與劑量計算		10.評估信心說明				10.法規比對與不確定性
				11.情節篩選		11.後續發展				11.信心說明
				12.分析情節						
				13.結論						

(5)安全評估技術發展的後續課題 - 整合資訊釐清不確定性

處置安全評估的科學計算過程間採取的雖然是保守簡化的策略，但處置系統中的不確定性例如處置系統的複雜性與不同機制與作用의共同效應如何釐清一直是個爭議性的問題。以芬蘭「安全論證 2009」報告結論中所指出的後續發展應克服的問題可窺其貌(Posiva, 2010)：

- (A)如何計算多個處置容器損壞的可能性。
- (B)如何計算多個事件或作用共同發生時的效應。
- (C)如何確保所有相關的不確定性均已辨識並能評估其影響。
- (D)如何確保模式與資料選取乃至於各計算階段分析結果的品質。

簡單來說，安全評估是對複雜處置系統經過簡化後所進行的評估，在真實與假想、複雜與簡化、以及保守與務實之間如何取得平衡，就是技術課題之所在。另外的一個大問題是無所不在的不確定性問題。不確定性存在於對自然環境演變的認知不足，存在於場址調查、資料篩選、模式建立、情節發展、模式分析中，以及對於未來人類行為的未知。隨著極長時間的演變，我們對於未來的未知與難以預測性，更是會將不確定性無限放大，使得評估結果的數值不具實質意義，僅能做為參考的指標。目前各國解決此一問題的作法，除了落實前述安全論證的理念外，亦特別強調所謂的「多重路線推理(multiple lines of reasoning)」作法。也就是針對特定個案(case-specific)或特定場址(site-specific)以各種方法(包含調查、評估、分析、辯證、試驗、專家意見等)尋找各種可能的證據(包含歷史紀錄、研究文獻、天然類比等)，來證明處置的安全性。而這些資訊亦應儘可能的融入於安全評估中。以支持安全的論點，並提升對於安全的信心。

(6)安全評估技術的透明公開 - 獲取公眾認同促進處置計畫成功

各國均已深刻認知公眾認同是處置計畫成敗的關鍵。各國投入大量人力與物力推動處置計畫的前期研發，除了責任上確保處置安全性外，更在於向公眾證明技術的可行性，以獲得公眾對於推動後續計畫的支持。處置計畫的各個重要決策階段(例如選址、建造、運轉、封閉)均應進行安全論證/安全評估，這已是國際上的共識。不僅止於如此，各國亦會適時的發布研究進度成果，讓公眾瞭解處置計畫的進展，例如日本的 H12 報告(JNC, 2000)，我國台電公司「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(台電公司, 2010b)均具有公眾溝通的目的。此亦為國際上共通的重要趨勢

6.2 高放射性廢棄物處置重要安全評估技術議題探討

根據國際資訊的蒐集分析心得，本研究對重要的安全評估技術議題提出一些意見與看法如下：

(1)我國安全準則的研訂

國際經驗顯示，各國依國情不同分別於法規/導則中制訂定性與定量標準。也有部分國家開始採取兩段式的作法對封閉後的安全進行管制。我國原子能委員會目前亦已訂定「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」進行管制，相關規定大致符合國際現行安全水準。惟其中對於安全評估方法之規定仍較為不足。考量我國高放射性廢棄物處置計畫進展，管制機關物管局已積極推動後續相關導則之研擬工作(包含委託進行本研究)。本研究於本年度完成國際安全標準與安全評估技術的蒐集分析後，預計次年度將根據今年成果由物管局委託進行我國安全評估相關技術規範之研擬。

(2)安全評估時間尺度的考量

國際上經過多年來的研發與討論(OECD/NEA, 2009)以及眾多評估案例經驗的證實,對於安全評估間尺度的問題,已有初步的共識。普遍認為 1 百萬年已足以涵蓋高放射性廢棄物可能危害人類的安全顧慮時期。例如美國雅卡山計畫所評估的劑量峰值發生在處置場封閉後 72 萬年(USDOE, 2008)。我國目前的安全評估作法亦達 1 百萬年(台電公司, 2010b),符合國際共通的要求。

(3)無意闖入者防護的考量

無意闖入者的安全評估,目前幾乎已經是國際共識。各國不論管制法規是否納入,在實務分析上均會加以考慮。但在評估的作法則尚未統一。最明確的國家是美國,美國法規 10 CFR 63.322 明定人類侵入的情節,亦即規定申請者僅須評估管制機關指定的鑽探情節即可。部分國家亦建議採取同樣的典型化(stylized)作法。而幾乎所有的國家均不建議在安全評估中考慮蓄意的人類侵入。我國目前對於此部分的評估技術仍待發展。

(4)安全評估情節與評估案例的建構

對於安全評估情節的建構,本研究建議芬蘭的作法是可參考的方式之一(Posiva, 2012)。芬蘭將情節歸納為三類:

- 基本情節(base scenarios):處置系統的演變將可發揮預期的功能。
- 變異情節(variant scenarios):處置系統預期很有可能會發生的失效情形。
- 擾動情節(disturbance scenarios):不常發生但可能無法避免的事件或作用。

而對於安全評估案例的建構，各國多強調評估案例多樣化，亦即除了基本的參考案例外，另外考慮各種可能的替代的地質環境、模式、參數資料、設計等，以加強安全評估的深度與廣度。以芬蘭為例分為四類的評估案例(Posiva, 2012)：

- 參考案例(reference case)：為基本情節的模式分析。模式與資料的選用必須盡量接近真實情況，且適當的保守。
- 敏感度案例(sensitivity cases)：在基本情節/變異情節範疇內，變動合理範圍的替代模式與資料，進行敏感度分析，以呈現模式與資料不確定性的效應。
- 萬一發生的案例(what-if cases)：根據擾動情節進行分析。模式與參數均代表不太可能發生的作用或事件。
- 補充案例(complementary cases)：用來加強對系統或子系統功能行為的瞭解。

(5) 模式建立與計算程式的選用

模式建立與計算程式根據國際經驗顯示要切合實用。也就是說，最複雜的模式不見得是最好的模式，模式應該跟所能獲得的資料相匹配。處置計畫早期可以使用簡單的模式/程式，隨著計畫進展，資料逐漸增多，才考慮複雜者。引進通用的程式需驗證其本土適用性，必要時使用不同程式進行分析結果的比較，以加強使用的信心。模式分析結果應做成可追溯的文件紀錄。

(6) 不確定性的處理

如前所述，不確定性的問題無所不在。國際經驗顯示安全評估無可避免的重要課題之一，即為不確定性的判定與處理。解決不確定性問題的方法有很多種，最有效的是在安全評估的先期工作中加強研究與謹慎

調查試驗，來增進對場址特性與設施設計的瞭解，取得可靠的模式分析輸入資料，進而使不確定性侷限在可接受的範圍。儘管如此，模式簡化與分析過程中仍無可避免的有不確定性問題，此需藉由分析技巧如敏感度分析與機率式分析，以證明參數的影響範圍或結果的變動範圍。

(7)安全評估結果信心的建立

安全評估的結果除了要說服決策者與管制機關以外，更重要的是能夠讓公眾對處置安全有信心，進而認同處置計畫。國際經驗所強調的安全論證(safety case)理念，其操作上的中心意義即在於整合。整合所有相關辯證與證據，包含管理體系、審議意見、安全評估等，以獲得認同。此信心建立(confidence-building)的過程，處置設施經營者同時應整合可利用的人力、物力、技術、與經費等，提出禁得起辯證的完整證據，以證明處置計畫的可行性與安全性。以獲得社會大眾的瞭解、認同、與建立信心，進而凝聚推動處置計畫的社會共識。

(8)促進國際合作提升安全技術水準

高放射性廢棄物處置是一個國際性關切的議題，國際原子能總署特別對此提出「用過核子燃料及放射性廢棄物安全管理聯合公約」要求各會員國重視此一問題。國際經驗顯示，國際合作與專業同儕審查(peer review)已成為各國推動處置計畫的必要措施。國際合作的效益除了技術交流以外，最主要的目的在於藉由國際群體力量提升本國公眾對於處置安全的信心。

6.3 我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點

安全評估從純粹狹義的技術領域面向來看的話，可以大致分為下列技術要點：

- (1)處置系統與評估概念模型發展技術。
- (2)程式開發應用與驗證技術。
- (3)FEPs 建構篩選與情節/核種傳輸途徑分析技術。
- (4)放射性廢棄物存量源項特性分析技術。
- (5)工程障壁功能與核種近場傳輸評估技術。
- (6)地質圈穩定性與核種遠場傳輸評估技術。
- (7)生物圈核種傳輸與劑量轉換因子評估技術。
- (9)參數敏感度分析與不確定性分析技術。
- (10)天然類比研究。
- (11)系統整合與參數資料庫建立。
- (12)計畫管理與品質保證體系建立與貫徹。

安全評估若從提出執照申請安全分析報告書的角度來看，則應具備下列要點：

- (1)說明將於處置場進行處置的放射性廢棄物數量與特性。
- (2)說明處置系統(包含天然與工程障壁系統)的安全功能，以及可能影響長期功能的因素。
- (3)考量放射性廢棄物具有潛在危害的時間尺度，以便進行後續系統性與完整性的處置系統的安全評估。
- (4)判定可能會造成處置容器破損，導致核種釋出的情節。
- (5)分析核種的可能釋出速率、在處置場中的傳輸行為、在地質圈中的傳輸行為、以及到達地表後對人體可能造成的輻射劑量，並說明伴隨於評估的不確定性。
- (6)說明評估所使用的模式與資料，以及模式的可用性與資料的合理性。
- (7)補充說明可以佐證定量安全評估結果可靠度的其他定性證據與辯證。

(8)將安全評估的輸出結果跟法規安全準則進行比較，以確認符合要求。

安全評估若從管制層面來看，最直接的作法，就是納入做為法規條文。我國目前對於高放射性廢棄物處置僅有「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(民國 102 年 01 月 18 日修正)。與低放射性廢棄物的管制相對照，未來可能需研擬類似「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」(民國 93 年 10 月 20 日發布)的法規文件。本研究參考「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」後，建議對於未來高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則的管制技術要點可考慮如下：

(1)運轉期安全評估：應評估運轉期，正常與異常狀況下，對工作人員及一般公眾輻射劑量之影響。評估項目包括：

- (A)作業程序安全性與結構、系統、與組件功能評估：依據處置設施之設備特性及操作程序，評估運轉期設備操作之安全性。相關作業包括廢棄物接收、包封、暫存、吊卸、處理、置放、除污、地表設施除役等。
- (B)設計基準事件安全評估：評估運轉期相關設計基準事件之影響。

(2)封閉後安全評估：應評估處置設施封閉後，正常與異常演變狀況下，對一般公眾輻射劑量之影響。評估項目包括：

- (A)安全策略：說明維持處置場長期安全所採行的基本安全策略與安全原則。
- (B)源項特性：說明廢棄物包件數量與特性，以及安全評估相關的假設。
- (C)場址長期穩定性：說明並分析處置設施封閉後，場址受到氣候長期變遷、陸地抬升/沉降、侵蝕/沉積等作用所影響之長期穩定性。
- (D)情節與途徑分析：說明特定場址適用的特徵、事件、作用列表建立與篩選過程。說明評估情節分類與建構過程。說明主要傳輸途徑的判定過程。

- (E)工程障壁特性：說明安全評估所考慮的設施設計與尺寸參數、系統功能、預期演變、容器破壞機制與核種外釋評估、近場評估的重要工具/參數/假設、以及近場傳輸模擬結果等。
- (F)天然障壁特性：說明安全評估所考慮的地質圈特性與參數、系統功能、預期演變、裂隙網絡/斷層形式、地下水滲流/擴散/延散/吸附等特性與參數、傳輸機制與核種遷移評估、遠場評估的重要工具/參數/假設、以及遠場傳輸模擬結果等。
- (G)生物圈劑量影響：說明核種外釋到達人類活動範圍後之傳輸概念模式，包括地下水、空氣、地表水、生物鏈、飲食活動等。並說明劑量轉換因子/評估方法、生物圈評估的重要工具/參數/假設、以及生物圈劑量評估結果等。
- (H)評估結果的可靠度：說明替代安全評估案例分析(可包括替代場址特性/替代設施設計/替代演變情節/替代模式與參數等)的結果，以及敏感度分析與不確定性分析的方法與結果。
- (I)安全信心：將安全評估輸出的定量結果與法規要求比較。並提出相關的定性佐證資料(例如研究文獻與天然類比等)加強證明。
- (3)闖入者防護：說明處置設施封閉後，評估無意闖入者受到放射性廢棄物影響，所使用的分析假設、方法、與結果。

7. 結論

用過核子燃料最終安全處置是各核能發電國家均須解決的問題。處置技術的可行性與安全性，國際上已採取系統性安全評估的共通作法來加以證明。本研究彙整分析國際高放射性廢棄物處置安全標準與安全評估技術發展資訊概況，冀能提供國內相關單位與研究計畫參考應用以加速處置計畫的推動。主要研究心得與結論如後。

7.1 研究結論

(1) 國際核能組織與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析

(A) 本研究完成國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(比利時、保加利亞、加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、匈牙利、日本、南韓、荷蘭、斯洛伐克、西班牙、瑞典、瑞士、英國、美國等)高放射性廢棄物處置的劑量拘限值與風險安全標準之資訊分析。各國高放射性廢棄物處置設施對一般公眾造影響的安全劑量限值均在 0.1 至 0.3 mSv/yr 之間；風險限值在 10^{-5} 到 10^{-6} /yr 之間。我國現行安全標準符合國際水準。

(B) 各主要核能國家對於高放射性廢棄物處置安全評估時間尺度之要求，不論是法規規定或實務分析，多數國家均已達 1 百萬年分析期限之水準。我國法規雖尚未具體規定，在實務個案的研究分析上亦已符合國際水準。

(2) 國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析

本研究完成國際原子能總署(IAEA)導則 SSG-14 安全評估技術要點分析。以及主要核能國家(加拿大、芬蘭、法國、德國、日本、瑞典、瑞

士、英國、美國等)高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研究。彙整並釐清國際上對於安全評估的技術準則，可供國內技術發展參考應用。

(3)國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析

本研究完成近十餘年來八個主要核能國家(比利時、芬蘭、法國、日本、瑞士、瑞典、英國、美國)的十個高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例分析，並特別討論日本 H12 相關報告評估技術的案例經驗。研究成果有效釐清國際上對於安全評估的實務經驗作法，可供國內技術發展參考應用。

(4)國際高放處置安全評估經驗回饋

(A)根據國際資訊與經驗分析結果，本研究歸納高放射性廢棄物處置安全評估具有下列的發展趨勢：

- 以深層地質處置與多重障壁為基本安全策略的共識。
- 將安全理念落實為安全論證(safety case)制度化的變革。
- 發展階段性管制與補充安全指標(safety indicators)的作法。
- 強化安全評估技術的系統性、全面性、健全性、與合理性。
- 持續改進資訊整合與耦合作用評估技術並釐清不確定性。
- 促進安全評估技術的透明公開以獲取公眾認同並加速計畫推動。

(B)根據國際資訊與經驗分析結果，本研究針對高放射性廢棄物處置重要安全評估技術議題進行探討，包括：

- 我國安全準則的研訂。
- 安全評估時間尺度的考量。
- 無意闖入者防護的考量。
- 安全評估情節與評估案例的建構。

- 模式建立與計算程式的選用。
- 安全評估不確定性的處理。
- 評估結果信心的建立。
- 加強國際合作提升安全技術水準。

(C)根據研究心得提出我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。包括可能的管制項目以及相關的技術細節。成果可供後續管制技術規範研擬之參考應用。

7.2 成果效益

本研究具有下列效益：

- (1)學術成就：完成專業研究報告一冊。系統性與完整性蒐集分析國際核能組織與主要核能國家，有關高放射性廢棄物處置安全評估，相關的安全標準、技術準則、研究實務等，並分析相關的技術要項與發展趨勢。成果有助於我國相關單位與研究計畫執行作業時參考應用。
- (2)技術創新：我國現行法規對於高放射性廢棄物處置雖已有安全標準，但對於安全評估細節之管制技術尚無具體要求。本研究充分檢視國際現況資訊，進而分析相關的重要技術議題，並提出我國應考慮的技術要項。對於後續我國管制規範之建立，具有關鍵性的意義，可提供做為擬定規範之科技基準。
- (3)社會影響：本研究報告廣泛的蒐集分析國際現況資訊，於發布後將可做為公眾溝通的素材。增進公眾對於安全評估技術國際現況的認知。
- (4)非研究類成就：本研究報告以系統性的方法討論各國安全評估的準則與實務作法，可做為新進研究人員培育之基本資訊，以掌握對國際現況的全面性瞭解。

(5)其它效益：本研究搜集整理大量的國際法規、案例、文獻等，可提供做為委託單位後續參考應用之資料庫。

7.3 後續研發建議

高放射性廢棄物處置安全評估技術發展，依國情不同，具有因地制宜的特性。瞭解國際共通性的技術準則、實務作法、與研發趨勢，有助於我國用過核子燃料處置計畫之安全管制，能確實把握大方向的基本安全原則。惟在落實到具體管制作業與擬定本土技術規範時，仍應針對特定的技術主題進行更深入的研究。例如哪些項目需納入管制?哪些項目需有量化的標準等?此外，在針對安全評估技術訂定規範時，不應僅是純粹計算分析的考量，而應結合全面性的管理、調查、試驗、分析、評估、審查、辯證、品保等做整體的考量。

參考文獻與網址

- 台灣電力公司，2010a，用過核子燃料最終處置計畫書-2010年修訂版。
http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_06_a10.pdf
- 台灣電力公司，2010b，SNFD-2009：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。
http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_06_a6.pdf
- 原能會，2014，輻射劑量比較圖。
<http://www.aec.gov.tw/> (2014.10.23 網路資訊)
- Andra, 2005, Dossier 2005 Granite – Safety Analysis of a Geology Repository. Andra - 287 VA.
- BMUB, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, The Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety (BMUB), Germany.
http://www.posiva.fi/files/3561/Safety_requirements_BMU_2010.pdf
- Boissier, F., and Voinis, S., 2014, Safety Case for license application for a final repository: The French example, in The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2013/rwm-r2013-9.pdf>
- Bulgaria Government, 2004, Regulation for Safe Management of Radioactive Waste, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.
<http://www.bnsa.bas.bg/en/documents-en/legislation/regulations/reg-raw-en.pdf>
- CNSC, 2006, Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.
http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/G-320_Final_e.pdf
- Czech Republic, 2002, Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.
https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/R307_02.pdf
- ENSI, 2009, Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the Safety Case, ENSI-G03/e.

http://static.ensi.ch/1314022023/g-003_e.pdf

EPRI, 2010a, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume III-Review of National Repository Programs, Electric Power Research Institute, No. 1021614.

<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=000000000001021614>

EPRI, 2010b, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal, Electric Power Research Institute, No. 1021384.

<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=000000000001021384>

Hungary Government, 2003, 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM Decree of the Minister of Health, Social and Family Affairs, on certain issues of interim storage and final disposal of radioactive wastes, and on certain radiohygiene issues of naturally occurring radioactive materials concentrating during industrial activity.

[http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/\\$File/47_2003.pdf?OpenElement](http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/$File/47_2003.pdf?OpenElement)

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)

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273c_web.pdf

IAEA, 2011a, Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1483_web.pdf

IAEA, 2011b, 放射性廢棄物處置，特定要求，International Atomic Energy Agency, SSR-5。(簡體中文版)

http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1449c_web.pdf

IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-23.

http://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1553_web.pdf

ICRP, 1997, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste. International Commission on Radiological Protection, Publication 77.

<http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%2077>

- ICRP, 1998, Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 81.
[http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP Publication 81](http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%2081)
- ICRP, 2013, Radiological Protection in Geological Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 122.
[http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP Publication 122](http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%20122)
- JAEC, 1997, Guidelines on Research and Development Relating to Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Atomic Energy Commission of Japan.
<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN1410-2000-001.pdf>
- JNC, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Japan Nuclear Cycle Development Institute.
<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN1410-2000-001.pdf>
- Nagra, 2002, Demonstration of Disposal Feasibility for Spent Fuel, Vitrified High-level Waste and Long-lived Intermediate-level Waste, Project Opalinus Clay (Entsorgungsnachweis), Safety Report, TR 02-05.
- NDA, 2010, Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment, Nuclear Decommissioning Authority, NDA/RWMD/030.
- NUMO, 2010, 地層処分事業の安全確保 2010 - 確かな技術による安全な地層処分の実現のために, 原子力発電環境整備機構.
http://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr1101_110926/tr1101_13.pdf
- OECD/NEA, 2007, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal: Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6182.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2007/nea6182-regulating.pdf>
- OECD/NEA, 2008, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste: Practical Issues and Challenges, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6432.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/pubs/2008/6423-regulating-long-term-safety.pdf>
- OECD/NEA, 2009, Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6424.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/pubs/2009/6424-considering-timescales.pdf>

OECD/NEA, 2010, Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6405.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2010/nea6405-regulation-guidance-ENG.pdf>

OECD/NEA, 2012a, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2012/nea6923-MESA-initiative.pdf>

OECD/NEA, 2012b, Indicators in the Safety Case: A report of the Integrated Group on the Safety Case (IGSC), Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2012)7.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2012/rwm-r2012-7.pdf>

OECD/NEA, 2013, The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Case s for Geological Repositories, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 78121.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2013/78121-rwn-sc-brochure.pdf>

OECD/NEA, 2014, The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2013)9.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2013/rwm-r2013-9.pdf>

ONDRAF/NIRAS, 2001, SAFIR 2 Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2, NIROND 2001-06 E.

Posiva, 2010, Interim Summary Report of the Safety Case 2009, Posiva Report 2010-02.

Posiva, 2012, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012, Posiva Report 2012-12.

SEPA & NIEA, 2009, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.

https://www.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/296504/gho0209bpjm-e-e.pdf

SKB, 2011, Long-term Safety for the Final Repository for Spent Nuclear Fuel at Forsmark - Main report of the SR-Site project, Volume I, Technical Report TR-11-01.

- SSI, 1998, The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 1998:1.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Stralskydd/1998/ssifs-1998-1e.pdf>
- SSM, 2008a, 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.
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SSMFS-2008-23E.pdf>
- SSM, 2008b, T The Swedish Radiation Safety Authority's regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste, SSM FS 2008:21.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SMFS-2008-21E.pdf>
- STUK, 2013, Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.
http://www.finlex.fi/data/normit/41785-YVL_D.5e.pdf
- USDOE, 2008, Yucca Mountain Repository License Application - Safety Analysis Report, U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, DOE/RW-0573.
- USEPA, 2001, 40 CFR 197 - Public Health and environment Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, Nevada.
- USNRC, 1992, 10 CFR 60 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in Geologic Repositories.
- USNRC, 2001, 10 CFR 63 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada.

**附錄：IAEA SSG-14 導則附錄 II：「封閉後
安全評估」(中文翻譯)**

IAEA SSG-14 導則附錄 II：「封閉後安全評估」中文翻譯

前言

II.1. 安全評估是一個用來評估處置系統功能的程序，且其主要的目標在於評估放射性對人類健康與環境的潛在影響。處置設施封閉後的放射性潛在影響可能源自逐漸發生的作用，例如障壁的劣化，以及來自可能影響廢棄物圍阻與隔離的不同事件。當考慮主動監管且全面生效時，能夠假定潛在的人類無意侵入可以忽略，但其可能性會在主動監管結束後增加。處置設施的技術可行性將極大程度的取決於廢棄物存量、處置設施工程特徵、與場址的適宜性。技術可行性應根據安全評估結果的基準加以判斷，而安全評估應提供合理保證，處置設施將可符合設計目標、功能標準、與法規準則。這些要求指定於IAEA安全要求SSR-5且將於本安全導則做進一步說明。本附錄的許多概念係來自IAEA安全導則WS-G-1.1「放射性廢棄物近地表處置之安全評估」。不論近地表處置與深層地質處置之間的明顯差異，許多發展安全評估的原理是相似的。例如，許多安全評估作法的要項說明於IAEA「近地表處置安全評估方法改進合作研究計畫(ISAM)」者，經過些微修訂調整後亦使用於地質處置計畫。

II.2. 本附錄摘述處置設施安全評估的重要考量，並建議實施封閉後安全評估可遵循的步驟。地質處置設施運轉的活動，僅在其可能影響封閉後安全時加以討論。雖然放射性廢棄物亦可能含有非放射性成份的潛在危害，本附錄明確的僅考慮與放射性廢棄物有關的危害。然而，大多數進行放射性物質釋出到環境的安全評估資訊，亦可適用於許多類型非放射性污染物釋出的評估。

安全評估的一般考量

安全議題

II.3.對於地質處置設施的封閉後階段，主要的安全議題為輻射曝露的可能性與隨時間對遙遠未來的環境影響。某些效應可能假定必然會發生，例如，經由核種逐漸滲出進入地下水，且隨後經由環境媒介遷移，與移轉到人類。因此，評估工作可能需要預測數千年時間範圍甚至更久的場址與設施行為。因此，封閉後評估須考慮不常發生的特定事件(例如每隔千年一次)但可能導致顯著後果者，例如重大的地震事件與氣候變遷。封閉後評估的目標是為了獲得合理保證，處置系統將可提供足夠程度的安全性，而非以任何特定方式去預測其未來功能。

II.4.處置設施安全評估的一項關鍵議題是發展對模式分析結果的信心。處置設施概念模式係對所存在的一般特徵及其詳細特性所做的描述。其中最重要的特徵是經過判定具有相對顯著性可能成為核種遷移途徑者。特定一組特徵、事件、與作用的描述，用於表示處置設施功能隨時間演變的行為，即稱之為情節。情節可包含漸變的作用(例如廢棄物包件的腐蝕、核種於地下水的傳輸)與分離的事件(例如由於地震活動造成廢棄物包件的破壞)。處置設施安全評估應具有健全性，亦即可容忍不確定性。評估的結果，包含不確定性的判定，應跟設計目的與法規準則相比較，同時考慮有利於處置設施可接受性之其他方面的推理與考量。

安全評估的使用

II.5.安全評估在處置設施發展的不同階段有不同的目的。在早期階段，安全評估應可用於決定主要處置概念的可行性，以引導場址調查與協助初始決策。繼早期概念發展與選址階段之後，安全評估的使用有極大的重要性。此時應發展安全評估，藉由展開各個項目的比較評估，例如

替代廢棄物包件設計與封閉措施，以協助進行系統最適化與設施設計。安全評估應於處置設施規劃、建造、運轉、與封閉前全程定期實行，且用於發展與逐步更新安全論證。封閉後安全論證是證據、分析、與辯證的整合，可量化與證明設施封閉後與超過所能夠仰賴的主動管制時間後處置設施仍可維持安全之主張。

II.6.安全評估的完整性與健全性反過來將取決於資料的深度與品質，主要為廢棄物特性調查、場址特性調查、廢棄物包件功能、與其他工程障壁功能的效能等相關資訊。因此，安全評估與支持的資料獲取計畫必須緊密協調，同時利用安全評估做為判定與排序支持的研究與發展工作的重要手段。

II.7.安全評估的主要功能之一在於執照申請與核准程序。此包含放射性與環境兩個方面。基於管制目的的安全評估可能會在執照申請過程的各個階段被要求，包含核准建造、運轉、與封閉處置設施，以及每當處置設施有顯著的狀態改變時。因此，安全評估應藉由使用適當的模式與資料，於處置設施發展全程的相關階段實施與更新。

II.8.安全評估的結果是一個確認可接受廢棄物存量的重要手段，與提供處置設施發展廢棄物接收要求的一個方式。可接受的廢棄物型態與包件通常決定於環境中核種釋出情節的分析與核種沿著環境途徑的遷移。雖然地質處置為討論的主要重點，但若處置的廢棄物中含有顯著存量的長半化期核種，以及大量高活度短半化期核種，則可能會有發熱而影響封閉後安全的顧慮。此外，安全評估亦應用於確認廢棄物中化學物質的影響程度，以免造成工程障壁劣化或增加核種溶解度。

II.9.安全評估與相關的執照條件在很大程度上決定某些處置設施的主要控制與要求。例如，在建立處置設施的廢棄物接收要求時，安全評估可

用於決定對廢棄物包件的要求，包含個別包件與整體的設施要求。安全評估亦應用於評估潛在曝露途徑，以及用於建立與審查場址與周圍地區的環境監測計畫。安全評估應根據處置設施實際使用或預定的設計，包含封閉計畫。

安全評估的引導

一般

- II.10.安全評估需要根據場址特性調查結果、廢棄物特性、設計資料、與數學模式分析，發展定性與定量的辯證。處置設施發展全程各階段的評估結果，可提供決策所必要的資訊。安全評估所根據的假設與判斷必需健全，且事先跟廣泛的相關團體溝通，以達成對安全評估結果的信心。
- II.11.安全評估過程應有範疇界定計算以評估預定地概念模式的健全性(針對其是否足以符合管制要求)，與著重於相關核種、途徑、與釋出機制，並判斷是否需要獲得進一步知識。範疇界定計算是通常根據有限的資料，例如，從文獻研究、材料規格、實驗室研究、與天然類比研究、以及初步場址調查與廢棄物特性調查。資料的獲取將全程持續逐步進行，直到處置設施被接受，或研究的概念被確定為不可接受的。
- II.12.安全評估過程間，相關的情節應加以判定。為了決定處置設施評估時各個情節的相關性，可能需要進行支持的研究與額外的資料收集，同時需要進一步執行安全評估的反覆精進過程。此研究與分析亦可能有助於減少量化核種釋出與傳輸事件與現象時的不確定性。即使安全評估是健全的，亦即例如是根據明確判定保守的假設與經過管制機關核准，不確定性仍將不可避免的存在於長期預測中。

安全評估的反覆精進作法

II.13.安全評估反覆精進方法的概要，說明顯示於圖3(即本報告本文圖4-1)。

此方法涉及下列通常反覆進行及/或重疊的活動：

- (a)定義評估的目標、安全要求、與功能準則；
- (b)獲取資訊與描述處置系統，包含廢棄物類型、場址特性、與工程結構；
- (c)判定可能影響長期功能的特徵、事件、與作用；
- (d)發展與測試系統與其組成行為的概念與數學模式；
- (e)判定與描述相關情節；
- (f)判定導致核種從處置設施移轉到人類與環境的潛在途徑；
- (g)利用概念與數學模式分析進行評估；
- (h)衡量評估的健全性；
- (i)比較評估結果是否符合指定的安全要求；
- (j)其他額外的考量。

II.14.系統特性調查與途徑描述需要透過現場與實驗室試驗獲取適當的資料。情節分析要求判定與定義能誘發或增強核種從處置設施釋出並導致人類曝露的現象。整體反覆精進的安全評估過程，可能需要收集額外的資料，以著重於判定影響處置設施安全的重要參數。

定義目標

II.15.處置設施發展過程中，安全評估扮演核心角色，且能用於多重目的。

由於這些各別的使用途可能需要不同詳細程度的分析與隱含不同的資料需求，或者需提出結果給不同的相關團體，例如技術專家與非專業人士，因此安全評估的目標應遵照特定的申請案而明確定義。

II.16.評估的產出之一是數值結果，可用於預測系統功能並跟已建立的準則進行比較。此需要根據相關資料適當判定，且詳細檢視所有顯著的特徵、事件、與作用。藉由一整套模式的發展，有助於瞭解處置系統的

行為及其與環境的交互作用。定量評估需要藉由使用電腦程式進行數學模式分析。模式簡化的程度，取決於發展模式的目的。模式所需要的複雜性應謹慎考慮，事實上對於特定的目的而言，最複雜與詳細的模式並不必然是最佳的模式。

安全評估的資料要求

II.17. 資料需求的數量與品質將取決於評估目的。初步評估可能僅需要使用現成資料的簡單模式。結果通常僅用來做為未來研究的導引。在此時，對於結果僅需做有限的不確定性評估。而在完成處置設施設計與執照申請階段時，設施經營者應根據充足且有品質的場址、設計、與廢棄物特性資料提出評估結果，以支持該申請。雖然應儘早建立管理系統(並隨後遵循)以進行資料收集，但須認知在處置設施設計與範疇界定的早期階段，可能沒有必要須取得大量與高品質的資料。設施經營者應謹慎規劃資料蒐集計畫，以確保能以節省的方式達成目標。

II.18. 需要來自數個來源且詳細程度與不確定性取決於特定安全評估目的之資料。典型的資料需求如下：

- (a) 廢棄物特性(核種成分隨時間的變化；總存量；物理、化學、與熱特性；處置條件下的質量轉換參數)；
- (b) 廢棄物罐特性(處置條件下的力學與化學功能)；
- (c) 處置設施特性(尺寸、回填/緩衝材料、結構材料、工程特徵)；
- (d) 場址特性調查(地質、水文地質、地球化學性質；氣候條件)；
- (e) 生物圈特性調查(天然棲息地、大氣條件、水域條件)；
- (f) 人口與社會經濟特性(土地利用、飲食習慣、人口分布)。

II.19. 早期資料需求的範疇界定與篩選，通常可藉由文獻研究、材料規格的收集、與非常有限的特定場址或設計調查來滿足。這些資料可以用於

進行初步分析與發展初步設計。處置設施的初始概念模式將在這些資料的基礎上進行發展。在此階段所進行的初步安全評估，將用來檢查系統是否具有能夠適當履行其功能的能力。由於此階段通常僅可獲得少數有限的資料，因此安全評估採用簡單模式是適當的。

- II.20. 資料收集作業應有目標的朝向概念設計基準、當前場址的確認、與處置設施初步安全評估的結果之資料需求。根據初步設計基準、可獲得的場址特性資訊、與初步評估，應能開始決定資料所需要的詳細程度，才能做為安全保證符合管制要求的基礎。應有資料蒐集計畫以建立安全評估與場址特性調查資料收集之間直接連結。例如，若裂隙扮演地下水傳輸預測中的角色，則可能需要適當詳細的裂隙系統資料，例如導水係數、連通性、與方向性。

運轉前的監測資料

- II.21. 場址的環境情況應加以定義，以做為運轉期間與任何監測計畫衡量功能的基準。通常會對核種與某些其他‘指標’參數實行背景量測。這些可能包含地表與地下水文、或地下水化學等有關的資料。運轉前的監測資料可提供做為模式測試的比對基準。
- II.22. 預期會隨時間變化的場址參數，例如安全評估中用於校驗水文水流模式或大氣傳輸模式使用的參數，應定期量測以允許估計其變化性。對於某些參數，可能需注意估計其極端的變化範圍。由於地質處置設施伴隨長期的時間因素，因此應提出計畫持續衡量全程的參數隨時間變化特性，以適當增加可獲得資訊的可靠性。

運轉與封閉後監測資料

- II.23. 運轉監測資料可指出跟預測或假定條件之間的差異。這些差異的原因應該加以判定並用於改進對系統的瞭解。當預測情況顯著偏離觀察到

的資料時，可能需要進行新的安全評估，以確認管制準則仍可持續被滿足。

II.24.若實施封閉後監測，應用於驗證無不可接受的放射性影響，並用於提供增加確認處置系統障壁行為的保證。例如，得進行地下水化學監測，以確認廢棄物包件腐蝕速率。然而，各國處置計畫普遍並無使用封閉後監測資料來做為確認性資料的規劃，原因在於處置設施發展的長期時間裡，已經可以收集資料用於確認系統行為，並預測非常長時間範圍(例如數千年及以上)的未來核種釋出到生物圈行為。

系統定義

II.25.處置設施的安全評估係根據多學科的作法，並根據對可能影響處置系統功能的數組事件與作用進行系統性分析，做出系統定義。處置設施的描述需要廢棄物特性、處置設施設計、與場址特性資訊，並構成發展廢棄物處置系統概念模式、處置系統可能行為情節、與潛在核種遷移途徑評估之基準。

概念模式的發展

II.26.發展概念模式的最終目標在於提供一個架構，可允許對整體處置系統行為做出判斷。若有可能，概念模式應足夠詳細，可據以發展能說明系統與其組成行為的數學模式，進而可估計系統功能隨時間的變化。隨著安全評估反覆精進的進行與導引，在不同的階段有不同詳細程度的概念模式要求，最終達到執照申請決策所需。概念模式應儘可能簡單，但應包含足夠詳細可適當表示系統行為的內容，以達到確保符合安全要求之目的。

II.27.概念模式的發展應包含下列步驟：

(a)針對存量、型態、與包件，判定與調查廢棄物特性。本資訊應足夠詳

細以允許適當的核種釋出模式分析，亦即源項分析。至少，應提供資訊做為使用簡單釋出模式正當理由的基準，例如假定釋出速率為常數或每年釋出固定的百分比。源項概念模式得隨所獲得的廢棄物與處置設施資訊增加而反覆精進。

- (b)處置場址特性調查取得必要參數，包含地質、水文地質、地球化學、地體構造與地震活動、火山活動、地表作用、氣象、生態、與當地人口分布及其社會與經濟型態。此場址資訊需要用於定義途徑與接受者，並據以發展場址的物理、化學、與生物概念模式。
- (c)設施設計的規格。在開始評估之前，設計應指明所使用的材料與系統的組成。設計中的變更，不論是否基於安全評估，均有可能需要更新安全評估。
- (d)增加場址的確認。此為建議應考慮一項或多項可行的替代概念模式之存在性與需要性。當已考慮與簡化替代模式時，其理由應明確的做成文件，且在適當時應於安全評估中判定。

數學模式的發展

II.28.從概念模式發展數學模式是一項重要的步驟，由此概念模式可以藉由數學方程式定量的表示為計算模式。用於發展數學模式的一般程序已被普遍接受，且不同詳細程度與複雜度的預測數學模式，在各關鍵領域亦已發展。這些數學模式可用於說明個別作用、次系統、與全系統的功能。在從概念模式過渡到數學模式間，以及最後使用計算技術的進行，可能由於簡化、近似值、偏差、模式分析假設、或使用的數學技巧等而導致誤差。因此，用於功能評估的數學模式不僅應根據輸出結果與經驗資料的比較基準進行測試與更新，且亦應在數學模式本身的發展過程中以同儕審查、程式間的比較、跟其他功能評估的比較、

利用實驗結果測試概念與數值模式的特定部分、以及跟存在的解析解相比較等做為基準，進行數學模式的測試與更新。

特徵、事件、與作用的分析

II.29. 應對實際與潛在特徵、事件、與作用進行系統性測試，以判定可能影響處置設施長期安全的因素，進而幫助發展適當的安全評估模式。安全評估模式能夠藉由情節分析建立，或者藉由某些替代技術例如參數取樣間隔建立。

II.30. 判定安全評估眾多相關現象的首先步驟是應建立一份查核表。最近，國際上已由OECD/NEA工作小組提出特徵、事件、與作用的整合資訊。在發展適宜的情節列表時，應考慮天然因素導致的事件與作用、與歸因於廢棄物本身的作用、或歸因於處置設施的特徵。

情節分析

II.31. 情節取決於環境與處置設施特性，以及能造成核種開始從廢棄物釋出，或影響核種傳輸到人類與環境的事件與作用。經營者與管制機關均應特別注意適當情節與相關概念模式的選擇，因為這可能會強烈影響隨後的處置設施分析。在某些國家，情節係由管制機關指定，雖然設施經營者亦得選擇考慮其他情節。在其他國家，設施經營者得選擇情節，但被要求須向管制機關證明選擇的正當性。

II.32. 正常演變情節通常是根據現在情況外插到未來，並融入預期會隨時間發生的改變。由於演變可能有許多可能，應發展一套正常演變情節，以提供處置設施預期演變的合理基準。較不可能發生的事件有可能導致對系統的顯著擾動，因而需要發展替代情節。某些這些情節能夠使用相同的模式處理，惟需修訂輸入的參數。其他情節則可能需要新的模式。規劃的設計大致會依據正常演變情節，但亦可能需要考慮其他

不太可能情節的評估結果來加以修訂。

II.33.應考慮各種的情節並做成文件紀錄，以便於儘可能的發展對系統的完整瞭解。然而，如果有多種選項時，對於那些最有可能發生的情節或那些相對不太可能發生但有嚴重後果的情節，應選擇進行詳細的評估。選擇進行詳細評估的情節應於安全評估文件編製時明確說明其合理性，且當適合的應提供支持的證據。此選擇可以確保廣泛評估努力的有效使用，並確保能以保護人類健康與環境的方式發展處置設施的設計。

II.34.情節發展應導致系統性安全評估的重點，放在跟處置設施功能有關的重要狀況與現象上。專家判斷、錯誤樹與事件樹分析、過程影響圖與其他技術能夠用於找出重要的情節。做出判斷的過程與考慮的因素應做成文件。

途徑的判定

II.35.未擾動(正常)情況與擾動(異常)情況下，放射性物質從處置設施釋出到環境的重要途徑，應從全面性的潛在途徑中加以判定。經驗顯示，對於未受擾動的處置設施功能，僅少數途徑有可能是重要的。其中包含地下水傳輸、土壤、陸地植物、陸地動物、地表水、水中動物、與氣體途徑。而對受擾動的功能(例如人類侵入情節)，除上述外，有可能的主要額外途徑是空浮放射性物質與直接曝露。

後果分析

模式計算

II.36.一旦影響人類的所有相關情節與途徑完成判定，則下一步的安全評估程序是後果分析。此涉及發展與應用傳輸與曝露模式，以評估從處置設施釋出到對人類與環境的潛在影響。

- II.37. 使用模組化系統作法非常有助於模擬潛在釋出與核種經由所選擇的環境途徑傳輸到人體。此作法將可確保能備妥個別的次模式以利稽查，並有助於瞭解估計的劑量是如何決定的。該模式可能包含下列各別的次模式：地下水水流進入處置設施、廢棄物包件劣化、處置區內與附近的近場傳輸、地下水傳輸、地表水傳輸、大氣傳輸、被植物與動物吸收、與對人體產生劑量。模組化作法亦允許變通彈性，且能致力於那些需要複雜模式進行分析以確保結果是技術性可接受的系統部分。此作法的顯著效益在於可用複雜的模式提升安全保證，即處置設施將以可被接受的方式履行其功能。
- II.38. 模式中所使用的源項應能代表從各種廢棄物型態，在所判定的環境條件範圍與工程障壁劣化下的潛在核種釋出，例如應對廢棄物罐與回填材料加以考慮。早期的模式有可能是簡單的，但隨著對系統發展的瞭解，可能有必要使用更詳細的模式以確保能適當的表達系統特性。然而，模式應該足夠簡單，能夠與可取得的資料相容與相襯。此處應使用專家判斷以確保使用簡單模式與現有資料之間的恰當平衡，而更詳細的模式則可能需要某些並非現成的資料。在此並未排除部分系統使用較複雜的模式，以改進對所涉及現象的瞭解。此複雜模式的例子，例如當實體特性調查或地下水監測結果建議需要更詳細瞭解系統變化的複雜程度時，則可能使用數值地下水模式或地球化學形態組成模式以評估水文邊界條件與地下水化學的時間變異性。
- II.39. 安全評估模式分析從一開始即應建立合理的保守度以便能承受科學審議的考驗。簡單的模式分析作法有可能更有效率，易於被理解與提出證明。假設的擬定應根據可獲得的系統或相似系統之資料與知識，且其選擇應不致使得核種釋出與傳輸被低估。由於評估結果的接受度是

最為困難的方面，因此任何能使容易被接受的作法將具有長期效益。採取作法平衡簡化性、保守性、與真實性，可能是評估工作的最佳起點。

- II.40.模式的選用應與評估目標一致，並選擇易於使用(考慮系統的複雜性)且與所獲得的資料相襯者。模式應適合於該應用，演算法的準確性應可證明、假設應合理、且輸入資料應具代表性。
- II.41.模式分析作法的選擇應連同發展過程的考慮事項一併完整與明確的做成文件紀錄。文件編製應提供模式分析作法可追溯的紀錄，包含發展與應用期間的所有假設與決定。此應包含模式分析作法發展過程中略去任何替代模式考慮的理由。

不確定性的來源

- II.42.安全評估結果需要考慮模式輸入資料的不確定性、模式不同部分內的假設、模式整體個別部分間的介面假設、以及處置系統長期演變相關的不確定性。這些所有的不確定性應藉由敏感度進行調查，並輔以其他建立信心的手段進行不確定性分析，且若適合可參考專家判斷。
- II.43.不確定性存在於任何安全評估中。敏感度與不確定性分析具有增進理解，且可能可以達到減少某些安全評估結果中的不確定性之重要目的，同時可使注意力專注於確認對結果最有影響的參數及其不確定性。敏感度與不確定性分析為密切相關的。敏感度分析應用於判定對預測處置設施功能會產生顯著效應的參數、系統組成、或作用。敏感的概念模式組成與重要情節的判定，通常藉由系統性的參數變化分析來達成。各個情節可能需要個別的參數分布。通常，使用預期案例的邊界值來調查系統行為的不確定性。統計技術亦可用於探查整體預期參數變化的範圍。

- II.44.大致來說，安全評估應考慮兩種主要來源的不確定性。一為模式代表真正的系統的程度。此不確定性與模式的輸入有關，表示對於處置系統、場址特性、處置設施工程特徵及其與環境的交互作用、以及模式分析本身的描述。其他不確定性的來源則與設施與其環境長時間演變的不可預測性有關。這兩種不確定性各有不同的變動程度，將會受處置系統變異性以及系統將如何履行功能的知識限制所影響。
- II.45.第一種來源的不確定性應藉由改善場址特性調查與廢棄物資料、設施設計細節、概念模式與情節選擇的品質而加以減少。目標應在於估計與減少此種不確定性到達可被接受的程度抑或能顯示對處置設施功能無重要影響。第二種來源的不確定性應進行測驗以瞭解因未來可能的破壞性事件對處置設施功能的潛在改變。此測驗的結果可提供合理保證，即使模式成果可能具有不確定性，處置系統仍具安全性。因此，管制決策上敏感度與不確定性分析的主要重要性，在於使用這些工具評估面對不確定性時是否仍符合安全要求。按理說，若能藉由某些其他手段顯示符合安全標準，例如利用可證明保守性的模式，則不確定性分析可能並非需要。
- II.46.情節發展過程中一種主要的不確定性來源是衍生自可能遺漏某一重要的情節。情節選擇的同儕審查有助於並應用於減少此不確定性。
- II.47.相似的，場址概念與數值模式發展的不確定性應藉由同儕審查加以評估。一般趨勢是使用簡單的模式，因其利於解釋與計算效率。概念與數值模式建構的簡化過程中所伴隨的不確定性，通常可藉由額外的模式分析研究與資料收集來決定。此外，模組化作法與立即計算結果的謹慎分析有助於對系統做更詳細的瞭解。反過來則有助於模式不確定性的整體性減少。

II.48. 試圖預測未來事件天生就存在不確定性。有些不確定性能夠藉由謹慎測驗極端或邊界情節或機率式評估的結果而忽視，但僅在於其對處置系統功能有輕微影響時。其他不確定性，特別是那些在遙遠的未來跟社會經濟條件所支配的人類活動或主要氣候情況改變有關的，並不適於嚴密的量化預測。在此情況下，可進行典型化計算以理解對處置設施的潛在影響。安全評估的原始目的是根據概念模式提供一個能夠進行分析的架構。當能夠推導出適宜的數學模式與存在資料時，則可進行定量評估。若非此種情況，則應進行定性評估。此並非使評估過程無效，而是更依賴於專家的定性判斷來呈現結果，當可能時最好還是能有計算結果加以支持。在此情況下，判斷的基準應謹慎的做成文件，以做為安全評估的一部分進行後續檢驗。對於所獲得資訊的可靠性亦應謹慎對待，此可反映於評估計算的詳細程度與結果的解釋，因此，應考慮隨著未來時間長度發生的改變。

敏感度分析

II.49. 應對系統進行分析以決定所使用的概念模式、適用於模式的情節、以及用於描述系統同時做為模式輸入的參數變化，對處置設施預測行為的如何影響與程度為何。若分析結果對初始條件與邊界條件敏感，則可能應收集更廣泛的資料。此過程應測驗模式對不同情節與曝露途徑的敏感度。若確認這些參數對評估具有敏感性，則應考慮對其進一步評估。

II.50. 安全評估敏感度分析一開始應考慮單一參數的變化或少數參數組合的變化。應考慮某些參數極端但合理的變化，因為這可能改變不同途徑的相對重要性，並使模式不再適用。

II.51. 此項工作可以使用各種變動參數值的方法，但分析工作應謹慎結構化

以確保電腦程式選用的組合具有實體合理性。此外，分析工作應結構化以保存決定敏感組合與判定敏感參數的所需資訊。

II.52. 敏感度分析應導引反覆精進過程用於改進模式建構、情節發展、與額外資料的蒐集。敏感度分析結果應用於指明何處設計特徵應有效改進以產生更佳功能。此外，來自敏感度分析的關鍵參數判定能用於集中研究方向以減少不確定性。此外，敏感度分析能用於判定對安全評估結果無顯著影響的作用與相關的參數，因而能排除對這些主題的進一步研究。

不確定性分析

II.53. 參數能夠用於安全評估以表現由於變異性(例如母岩滲透性變化)以及未來可能發生(例如地震的位置、時間、與規模)的不確定性。應針對經由敏感度分析顯示對確認安全評估結果具有重要性的這些參數進行不確定性分析。通常使用的方法跟敏感度分析技術的單變數或多變數分析相關，目標在發展處置設施預估功能的邊界。簡單的邊界分析通常應能產生全面適合的功能範圍資訊，但須注意，由於系統的複雜性，不同參數有不同情況，參數極端值不一定代表系統的邊界行為。蒙地卡羅分析亦可根據輸入參數變化估計的統計分析提供預期結果的分佈。當發展蒙地卡羅分析所需的輸入分佈與參數之間的對比關係時，可能需使用專家判斷，並應以正式與做成紀錄的方式得出。此外，發展輸入參數或參數組合範圍值時應謹慎測驗，以避免造成無根據的風險稀釋(例如隨意增加輸入參數的範圍值，超過原始資料以保守作法考量所設定的參數範圍，導致估計劑量減少，並因此不當的減少或稀釋風險)。

安全評估結果的提出

一般

II.54.安全評估結果的提出是重要的，可提升理解與獲得接受度。評估結果將用於各種目的。在決策過程中，主要用來比較管制標準。安全評估與其結果提出的重要任務係建立處置設施是所指定廢棄物未來長期安全處置選項之共識。

II.55.由於安全評估結果通常可提供基準做為建立廢棄物接收與處置設施設計的要求，因此重要於提供系統組成功能資訊特別是給系統設計者以及最後給管制機關，以便呈現處置設施各個部分所提供的保護程度。安全評估中模式的輸出並非真實的預測，事實上，而是未來某種情況下可能發生狀況的指標。將此傳達給不同的有興趣團體是非常重要的，包含反映於安全評估模式中，組成地質處置設施的天然與工程部分之複雜性；因此，結果的提出應謹慎準備。

比較管制標準

II.56.安全評估結果的最普遍性應用是證明是否符合管制要求。基於此目的，安全評估結果的事實證明需要下列項目：

- (a)場址的明確描述、設計選擇、與廢棄物存量以進行處置；
- (b)概念模式的詳細討論，以及該模式的物理基準；
- (c)替代模式的討論，以及未採用該模式的理由；
- (d)選擇或發展情節與途徑的基準；
- (e)將簡化的假設與理由編製文件；
- (f)模式輸入的摘要；
- (g)實際資料的使用，其來源與正當理由；
- (h)結果的解釋。

安全評估結果的文件編製應包含不確定性的資訊，以及任何敏感度與不

確定性分析的結論。

系統組成的功能

II.57.安全評估結果的提出應能為個別系統組件的功能提供證明。模式分析採取模組化的作法是有效且可行的。可顯示各個組件的預期行為，並藉由反覆精進組件的設計或提升對組件預期行為的瞭解，以確保其有效功能，將可增加對於整個系統功能的信心程度。

未來的放射性影響

II.58.安全評估結果的提出應能允許考慮所預測影響隨時間的變化。此作法將特別有用，原因在於預測僅為功能的表徵，而顯示處置設施所產生影響隨時間的演變將有助於提高安全評估結果的可信度。在任何情況下，此將有助於顯示放射性一般如何隨時間衰變而減少其影響。當長期放射性影響與天然輻射程度進行比較時，亦可參照此種作法，例如，以相對的方式證明長半化期核種的處置效應。

表達的程度

II.59.為了表現地質處置設施的複雜程度，複雜的模式通常是有必要的。說明與解釋這些模式可能會有困難，特別是面對一般公眾。此外，處置設施的執照申請也可能會成為訴訟的基準。由於討論複雜模式分析的結果在司法環境下可能會非常困難，基於解釋的目的應致力以較不複雜的模式來補充複雜模式分析的作法。

II.60.雖然簡化可能造成喪失細節，但證明簡單與複雜方法結果的一致性仍是可能的，只要能夠顯示簡化在實際上已聚焦於對系統安全有關的關鍵因子進行安全評估。此通常被視為系統的健全模式分析。健全的評估應證明是使用簡單模式與最少資料，而可提供系統行為的良好估計。令人滿意的簡化通常需要對處置設施與其功能有非常良好的瞭

解。前提是這些瞭解能夠被證明，而使用需要少量資料的簡單健全模式與安全評估方法，將比需要大量資料的複雜模式更易於向公眾解釋。

信心建立

II.61. 在建立廢棄物處置設施的過程中，安全評估提供理性和技術上可靠的依據。如前述段落所討論，安全評估在此過程的不同階段扮演不同角色。初步評估能夠用於選址以判定不確定性與重點研究需求。安全評估應提供輸入給處置設施設計並允許決定特定處置設施的廢棄物接收要求。最後，處置設施的執照申請，至少部份，應根據安全評估的結果。

II.62. 安全評估提供的資訊、見解、與結果應能使科學家、管制機關、決策者、與其他有興趣的團體有信心。有利於建立信心的活動包括：

- (i) 驗證、校驗、以及若有可能確認模式；
- (ii) 相關天然類比的調查；
- (iii) 品質保證與；
- (iv) 同儕審查。

模式的驗證、校驗、與確認

II.63. 安全評估係根據處置設施與其天然環境的模式。這些模式係用於模擬系統的演變，以及做為數個情節後果的指標。模式分析的過程包括概念模式與數學模式，以及相應的電腦程式或其他計算方法的發展。對於模式分析結果的信心取決於兩個問題。首先，所使用的計算方法是否能正確的解答構成該模式的數學方程式？驗證的過程即用於回答本問題。其次，所使用的模式是否能夠正確的反映現場及/或實驗結果？使用不同資料組所做的校驗與確認即用於回答本問題。

驗證

II.64. 計算方法的驗證係以設計測試問題代入數學模式的解決方程式中求解，以顯示答案能否令人滿意。藉由使用測試問題與測試方法變化使用結果的回饋，可達成對數學解法正確性與數學公式編寫為電腦程式正確性與求得解答的高度信心。使用不同方法解答相同問題的結果比較，與使用相同輸入的參數亦均為有效的作法。因此，計算方法的驗證是可行的，並應使用於建立安全評估的信心。

校驗

II.65. 校驗的目的在於減少概念與數值模式與參數的不確定性，且其做法係將模式或子模式的預測結果跟現場的觀察與實驗的測量進行比較。因此，校驗是跟特定場址有關的程序，藉由使用一組特定場址的輸入資料求出預測結果而後與場址的觀察結果進行比較。在實務上，若一個模式能夠根據各種特定場址條件成功校驗，則能夠增加對於該模式表達系統行為能力的信心程度，並因此能據以估計無法量測情況時的效應。然而，校驗過程中通常會遭遇的一個困難是不同的概念模式及其相關輸入資料所產生的結果，可能會與觀察到資料顯示相同良好的一致性。此情況因而限制了減少不確定性所能夠達到的效果。

確認

II.66. 模式分析的輸出結果最好應能夠進行確認，亦即，能夠與實際狀況所獲得的經驗資料相對照。校驗是針對模式進行調整使其適用於特定場址的過程，而相對於校驗，確認則是使模式分析在各種不同的場址或廣泛條件下都有可靠的結果。雖然模式的確認在特定場址長期演變的長時間尺度下是不可能的，但有限度的確認可能可以藉由使用天然類比研究或氣候類比的資料來達成。將模式分析輸出跟處置系統某些組成行為的觀察結果進行比較，亦有助於模式改善，例如，現地實驗所

獲得的資料，或場址特性調查期間與運轉階段期間實施量測所獲得的資料。

天然類比

II.67.天然類比已經過研究，可以將天然作用的觀察結果跟處置系統組成的功能或預期的作用相比較。天然類比與廢棄物處置設施之間的類比關係並不完美，因為大多情況下，天然發生的作用僅能觀察到其最後結果，而對其初始條件及隨時間的演變存在顯著的不確定性。

II.68.迄今，已被證明難以使用天然類比研究，以定量的方式去校驗/確認模式或提供用於這些模式的參數值。然而，某些相關作用例如包件材料的劣化、經由地下水的核種傳輸、或元素從土壤移轉到生物，能對適當的天然類比案例進行詳細調查並適當的控制邊界條件以允許某些模式進行測試。因此，儘管有所保留，天然類比應可用於建立處置系統各別作用與材料使用上的信心。使用推導自天然類比研究的資訊，可能特別有助於目前世代決策者與公眾對安全評估的信心。

管理系統

II.69.管理系統提供有計劃的與系統性的一套程序，記載管理過程中的各個步驟，並對過程的結果建立有良好品質的信心。許多放射性廢棄物管理的領域已導入或正在引進管理系統。要對安全評估的結果產生信心，則需要從最早的階段開始就對評估的各個要素執行管理程序，尤其是針對資料的取得、設計活動、模式與計算方法發展。管理系統提供一個架構，使安全評估活動能據以實施與做成紀錄，並能證明符合程序。用這種方法，能夠顯示所使用資訊具有可靠性與可追溯的來源。因此，將可強化對安全評估結果的信心。

安全評估的同儕審查

- II.70.在科學活動方面，對於確認研究成果的信心極大程度仰賴於同儕審查程序的結果。安全評估相關的科學工作與結果應發布於公開的文獻，以便於相同領域的其他專家能取得資訊並進行詳細的審議，以及提供給關切此主題的任何人。
- II.71.構成安全評估基準的同儕審查工作應包含典型科學刊物與計畫成果同儕審查以外的其他形式。國家放射性廢棄物管理計畫應規定對重要活動進行技術審查。管制機關應發展獨立進行安全評估審查的能力。在某些情況，處置設施經營者或主管機關宜籌組獨立團體的嚴格審查。此審查可額外辦理，由自然與社會科學的專家參與，將能夠有效提升對於評估的信心。

額外的考量

- II.72.由於地質處置設施安全評估涉及假想未來事件及其後果的考慮，因此並無預期特定的預測一定會實現。真正的目標僅在於根據所有適當證據的評估，包含專業判斷與數學模式分析，能夠合理程度的保證處置設施能履行可被接受的安全範圍。
- II.73.應銘記在心，地質處置設施計畫的推動，不僅依靠科學家、管制機關、與決策者對於其安全的信心，更亦依賴於公眾的接受度。基於獲得公眾信心的目的，廢棄物處置設施發展的過程應融入許多特徵，針對促進公開、公眾參與、以及有效與廣泛的資訊傳播。一個良好設計的安全評估應使用簡單的與健全的功能評估技術，以適當充足理由的概念模式協助促進公眾對地質處置設施的理解與接受度。國際間的比對與同儕審查為有助於獲得公眾接受的重要措施。