

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

我國低放處置輻射風險標準評估研究

■放射性廢棄物近地表處置的安全評估之安全指南

計畫編號：101FCMA006

報告編號：101FCMA006-06

執行單位：核能研究所

計畫主持人：周鼎

子項工作負責人：邱鏗盛

報告作者：李碧芬

報告日期：中華民國 101 年 12 月

Safety Assessment For Near Surface Disposal of Radioactive Waste

Safety Guide

By

Pi-Fen Lee

Abstract

This Safety Guide addresses the subject of safety assessment for near surface disposal of radioactive waste. It provides recommendations on how to meet the requirements related to safety assessment in the Safety Requirements publication on Near Surface Disposal of Radioactive Waste and guidance on approaches to performing safety assessments in the context of near surface repositories.

This Safety Guide covers safety assessment of near surface repositories for the disposal of radioactive waste in solid form. It includes consideration of the operational and post-closure phases but emphasizes post-closure issues. Guidance contained here includes recommendations on general considerations for safety assessment relevant to the near surface disposal option (Section 2) and guidelines for the major activities comprising a safety assessment (Section 3). In addition, the activities necessary for confidence building and for developing the basis for reasonable assurance that regulatory standards have been met by the waste disposal system are considered (Section 4).

Keywords: Near Surface Disposal , Radioactive Waste

Institute of Nuclear Energy Research

放射性廢棄物近地表處置的安全評估之安全指南

李碧芬

摘 要

本安全導則，涉及近地表的安全性評估之放射性廢棄物的處置。在此針對如何滿足在近地表處置放射性廢棄物的安全要求，提供一些建議；在安全評估和在近地表處置設施的情況下，進行安全評估的方法之指引。

本安全導則涵蓋近地表處置庫的安全評估，固體的放射性廢棄物的處置。它的範圍包括運轉階段和封閉後階段，但強調封閉後的問題。此處所列的指南，包括安全評估相關的近地表處置方案（第 2 節）指南，主要活動包括安全評估（第 3 節）。此外，信心建立和基礎發展和合理的確認所必須的活動，已達到廢棄物處置系統的監管標準（第 4 節）。

關鍵字： 近地表處置，放射性廢棄物

核能研究所 保健物理組

目 錄

1. 前言	1
2. 安全評估之注意事項	3
3. 安全性評估準則	9
4. 信心建立	24
參考文獻	28

圖 目 錄

圖 1：疊代方法的安全性評估.....	6
---------------------	---

表 目 錄

表 1：近地表處置設施安全評估相關之現象 ^a （由文獻[8]修改後）	15
---	----

1. 前言

背景

1.1 放射性廢棄物的管理應依照安全原則，在 RADWASS(the IAEA's Radioactive Waste Safety Standards)安全基準下開始[1]。著手進行近地表處置設施的廢棄物處置安全要求[2]。選擇與人類環境隔離的廢棄物之處理方法，應考慮廢棄物的壽命及危險性。近地表處置設施是用於處置短半衰期放射性核種之放射性廢棄物的一個方式，也可接受低濃度且長半衰期的放射性核種[2, 3]。近地表處置可分為兩大類：(1) 位於原始表面以上（丘等）或低於原始表面（溝，坑等），和（2）岩石設施。在第一種情況，廢棄物頂端的遮蓋物通常是數米厚，而在第二種情況下廢棄物上方的岩石層，可多達數萬米厚。

1.2 一些國家已實行近地表處置，從 1940 年，場址、廢棄物的種類、數量和設施的設計有廣泛的變化。有了正確的選址，設計和建造，近地表處置設施提供符合成本效益和放射性廢棄物的安全隔離。一個處置設施的安全和民眾的信心，可取決於適當的封閉後的控制（其中包括主動控制如監測，監視和善後工作，和被動控制，如控制土地使用和保存記錄）。規劃這種控制，如果需要作為一個近地表處置設施的隔離系統，應該要小心審議。在這期間的控管，將取決於廢棄物的特點，制度問題，經濟情況，場址特性和設施設計等因素，以便來確保安全。然而，主動的近地表控制處置設施，通常認為是可達幾百年的效益。

1.3 安全評估是評估處置系統性能的一程序，且作為一個主要目標，並評估其潛在的放射性對人體健康的影響和環境。近地表處置設施的安全性評估應包含在運轉過程中和在封閉後階段的考量。潛在的放射性影響，處置設

施封閉後可能出現的漸進過程，如障壁的退化、可能影響廢棄物隔離的離散事件。當積極的控制認定是充分有效時，無意的人類入侵的潛力可以認為是可忽略的，但以後可能會增加。一個處置設施技術的接受程度，將取決於廢棄物物料存量，處置設施工程特點、場址的適用性。它的判斷是基於結果的安全評估，處置設施應提供合理的保證，以滿足設計目標，性能標準和法規的標準。這些指定的安全要求[2]，並在這和安全指南[4]進一步討論。

目標

1.4 本“安全指南”的目的是提供建議，如何來滿足評估近地表處置設施的安全要求。此指南摘要在近地表的安全評估處置設施最重要的考慮因素，並建議執行這些步驟的評估。

領域

1.5 本安全導則涵蓋近地表處置設施的安全評估，固體的放射性廢棄物之處置。它的業務包括運轉階段和封閉後階段，但強調封閉後的問題，由於評估近地表處置設施的運轉是類似其他廢棄物管理廠的運轉。本安全指南不涉及，對礦山和磨礦尾料或復原行動所產生的殘餘廢棄物，和留在場址上的殘餘廢棄物之地質處置的安全評估。

1.6 雖然放射性廢棄物可能含有潛在危險的非放射性成分，本“安全指南”，明確地只針對放射性危險廢棄物。

結構

1.7 此處所列的指導，包括一般考慮之安全評估相關的近地表處置方案（第2節）指引，主要活動包括安全評估（第3節）。此外，信心建立和基礎發展和合理的確認所必須的活動，已達到廢棄物處置系統的監管標準（4節）。

2. 安全評估之注意事項

安全要求和問題

運轉階段

2.1 相關要求請參閱[2]。其說明國家人員的輻射防護，當曝露於廢棄物處置設施，其運轉應最佳化和個人的曝露風險保持在劑量限值內。放射性廢棄物處置之保護政策的制訂於參考文獻[5]。

2.2 在運轉階段的近地表處置設施，儘管在較低水平，從場址中液體排放和氣體，受輻射曝露的民眾可能會發生。任何排放至環境，應受控制和限制，以至於工作人員和公眾的曝露是維持在合理抑低，經濟和社會因素應列入考慮，在適當的限制和約束，此提供在基本安全標準[6]和文獻[5]。

2.3 除了工作人員和公眾的日常曝露，還必須考慮到非例行或事故情況的潛在風險。這些措施可能包括，例如，涉及廢棄物包裝或他們在場址上處置的損害。這些危害管理的要求，提供於文獻 [6]。

封閉後階段

2.4 近地表處置設施封閉後階段，主要的安全問題隨著時間的推移，期間的輻射照射和環境的可能性影響到未來。一些影響可能會發生，例如，由於透過環境遷移到地下水和放射性核種的滲出，隨後經由環境介質而轉移到人類。因此可能需要評估數百甚至數千年的時間週期之場址和設施的行為。這些場址和處置設施相關聯的時間週期之行為（見第 3.34 和 3.38）的困難之處是在從典型的運轉安全評估，區別封閉後的評估。封閉後的評估也應考慮其他類型的曝露，其可能出現的只有以下的某些事件。這種事件的例子是中斷隔離屏障和不尋常的天氣條件。封閉後評估的目的地是處置系

統將提供一個獲取合理保證足夠的安全水平，而不是以任何特定的方式，預測其未來的表現。

2.5 由人類活動引起的事件也可能導致曝露，但都很難預測。下列措施中的一個或多個方式，可以有效地限制與人類活動有關的後果：限制特定濃度的放射性核種；影響機構的控制；或設立的设计標準，如一處置設施的最小深度。

2.6 封閉後期間的安全要求載列於參考文獻[2]。數值的標準表示輻射劑量或風險約束條款，旨在適用於正常或逐漸釋出，並在 2.4 和 2.5 段所述破壞性進程的評估。

2.7 處置設施可接受的最終決定，應根據合理的保證，且基於安全的要求符合參考文獻[2]。切實可行的辦法以提供合理保證且遵守法規要求，是基於安全評估，包括公認的技術和管理的原則，如深度防禦、完善的工程、品質保證、安全文化和制度控制。

安全評估的使用

2.8 在各個階段的開發、運轉和封閉的處置設施，安全評估有不同的目的。在早期階段，安全評估應當用於確立主要的處置概念的可行性，直接場址調查，並協助在初始決策。他們使用的是更早期的概念開發和場址階段的重要性。然後發展到這種評估應可協助進行比較評估各種組合的替代廢棄物包、處置模塊、現場管理、封閉措施的最佳化和設施設計。

2.9 安全評估的完整性和穩健性，取決於在所有廢棄物的有關資訊方面的範圍和數據，廢棄物特性、場址特性、廢棄物包件的性能和功能和其他工程屏障的性能。封閉調整的安全評估和配套的數據採集方案，因此是有必要，安全評估是一個確定的重要方式且應優先考慮的輔助研究和開發工作。

2.10 安全評估的一個主要功能是在牌照申請和批准程序。這包括放射性方

面和環境方面。監管目的，如安全評估可能需要在發牌照過程中的各個階段，包括核准，建造，運轉和封閉處置設施，以及處置設施的狀態，或任何每當有顯著變化的時候。因此，安全評估應進行更新所有有關整個處置設施的發展階段，且使用適當的模擬和數據。

2.11 安全評估結果是確認放射性核種物料存量和/或濃度的廢棄物[7]，可接受性的一個重要手段，並提供針對近地表處置設施，發展廢棄物可接受要求的方法之一。可接受的物料存量水平，通常取決於放射性核種釋出到環境和沿線環境的途徑轉移的情節分析。考慮人類的入侵場址情節也很重要和其往往決定處置設施中長半衰期放射性核種的可接受的水平。然而，應當指出，大量的短半衰期放射性核種，可呈現對運轉和封閉後的安全潛在的問題，這應被視為在安全評估，並在設置物料存量和濃度限值（見第 2.5 段）。此外，安全評估也可用於決定廢棄物之化學物質的多寡，這些化學物質可能會導致障壁系統的退化。

2.12 安全評估、相關的證照條件，決定於處置設施之主要控制和要求。例如，對建立處置設施廢棄物驗收要求，安全評估無論是個別套件和總場址，用以決定廢棄物包件和物料存量水平的需求。安全性評估應使用在評估潛在的曝露途徑，並建立和審查場址和周邊地區的環境監測方案。如果建立在封閉後，經由運轉階段和主動制度控制的期間，安全評估應基於實際設計使用或提出的處置設施和運轉階段的場址。[2]

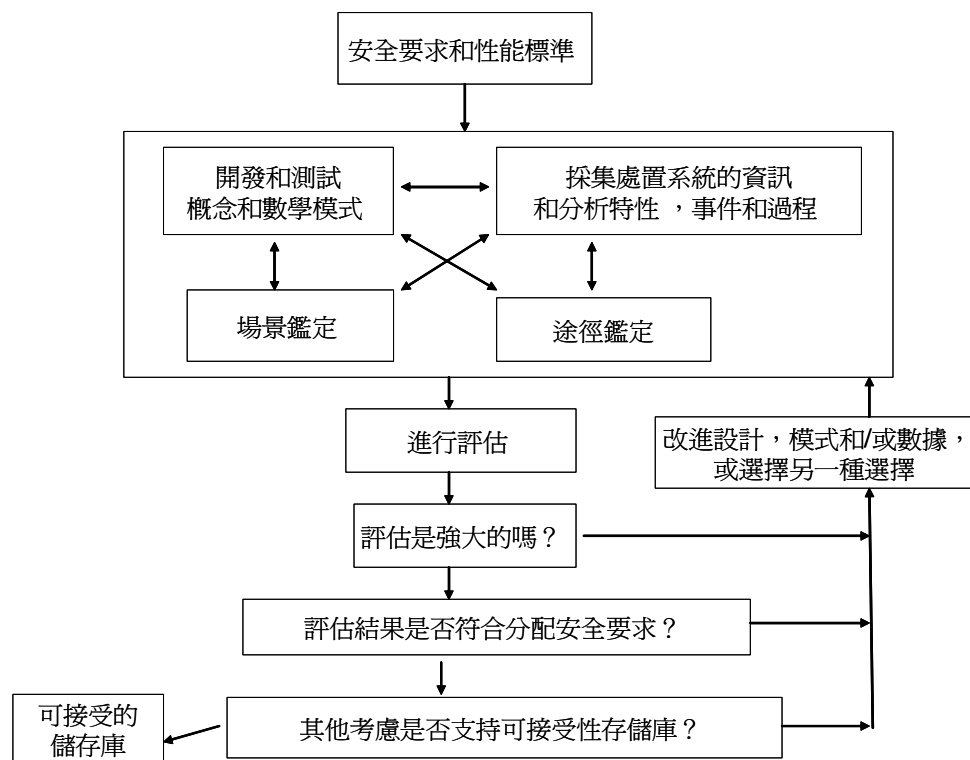


圖 1：疊代方法的安全性評估

疊代方法到安全評估

一般考量

2.13 建議的安全評估方法的原理介紹如圖一。這種方法包括以下活動，這通常疊代和/或部分重疊：

- 定義評估的標準，安全要求和性能目標；
- 採集處理系統的資料和說明，包括廢棄物的形式，場址特性和工程結構；
- 識別功能，事件和進程（FEPs），這可能會影響長期表現；
- 開發和測試系統及其各組件的行為的概念和數學模型；
- 識別和相關情況的說明；
- 識別可能導致放射性核種從處置設施轉移到人類和環境的途徑；
- 進行評估的概念和數學建模；
- 計算健全的評估；
- 比較與安全要求相關的評估結果與；
- 其他注意事項。

2.14 處置設施的安全評估一關鍵問題是發展模擬結果的信心度。一近地表處置系統的概念模式是一個描述目前一般的功能和他們的詳細特性。其中最重要的特點是，確定可能的放射性核種已知路線的轉移途徑。隨著時間的推移，自然現象和人類活動可能會改變的特性系統。對未來事件的說明的稱為情節。自然現象和條件逐漸或突然變化的情節處理，可能會導致處置設施的性能隨著時間的推移而變化。這些未來的情況通常是根據近地表處置假設條件[8, 9]，模擬設施的功能評估。處置設施的安全評估應該是健全的，即容許的不確定性。評估的結果，包括識別的不確定性，應與設計目標和監管標準來比較，並考量其他線路的推論和考慮，作出可接受性的處置設施。

2.15 特性系統和途徑的描述，需要有經現場或實驗室實驗的合適數據。情節分析，可從處置設施和曝露於人類的結果，來鑑別和定義所增加放射性核種釋出的現象。對於處置設施的安全而言，整個疊代過程的安全評估，可能需要額外的數據收集，並著重在認定為重要的參數上。

安全評估過程

2.16 第一步的過程，應包括在執行篩查計算以評估所提出的概念模型，並把重點放在相關放射性核種，途徑和釋出機制，而進一步資訊是必需的。對於廢棄物包件特性和主要途徑的識別，審查計算只需要有限的數據。這些數據可以藉由以下途徑得到，例如，經文獻檢索，材料規格，實驗室研究和天然類比的研究，預先運轉監測周邊地區和到場址上初步調查，和廢棄物特性。這一程序應由收集的額外數據繼續進行，例如，通過現場和實驗室調查和適當的模擬，設計開發，對處置設施的能力以滿足安全要求的基礎，達到一合理的可信度，處置設施才是可接受的或直到研究調查決定最後是不可接受的。

2.17 在這個過程中，相關的情節應確立[9，10]。確立每種情節相關的處置設施和場址的計算，可能需要研究和收集更多的數據和需要進一步疊代的安全評估流程。當試圖以導致放射性核種的釋出和轉移之量化的事件和現象，以減少不確定性，這種研究和分析，也可能是有用的。即使健全的安全評估，例如明確識別保守的假設和監管機構批准；附加到較長期的預測，不可避免地有更大的不確定度。因此，有可能需要允許一個時期現場監測結果參數值之比較。延伸監測到主動控制期間，這一般認為有用的和通常是一個管制要求。在這種情況下，封閉後的監測計劃應滿足在安全評估過程的鑑別需求。

3. 安全性評估準則

一般

3.1 安全評估需要依場址特性結果、廢棄物特性、設計數據和數學模擬，發展定性和定量的參數。從評估的結果反推，提供整個處理系統，開發決策的所需輸入值。假設和判斷上的安全評估是基於健全和易於傳達至一廣泛層面，得以實現安全評估結果的信心度。

3.2 假設考慮不同部分的模擬及整體模擬的個人之間的界面和不確定性相關的長期演進處置系統，在安全評估中，數學模擬的產出之有效性，應該是與輸入數據的不確定性模擬有關。所有這些不確定因素，應通過靈敏性和不確定性分析的調查，輔以其他途徑建立信任（見第 4 節），並在適當情況下，由專家判斷。

3.3 專家意見和其他安全評估活動的參與發展基礎的監管標準，有一個合理的保證；且符合由近地表處置系統，應開始於最初處置設施的發展階段（見第 2.8 段）。

3.4 第 3 節規定的一般指引，使經營者和監管制定必要的安全評估架構和制定具體準則的各項活動，包括依照國際建議和國家管制的要求之安全評估近地表處置設施。

確立目標

3.5 在近地表處置設施的發展（見第 2 節），安全評估發揮了核心作用，可用於多種用途。由於這些不同用途可能需要不同層次的詳細分析，並意味著需要不同的數據，或結果呈現不同的有關方面，如技術專家和業外人士，安全性評估的目的應根據特定的應用程序，明確界定。

3.6 一個輸出的評估，包括用於比較預計與既定標準的系統性能的數值結

果。這要在一適當的身份證明和相關數據的基礎上，徹底檢查所有重大功能，事件和過程。了解處置系統的行為和它的自然和人文環境的相互作用，有益於發展一套模擬。定量評估的影響需要數學模擬，支持所使用的電腦碼。根據模擬開發的目的，將模擬簡化到一定程度。所需複雜的模擬應仔細考慮；針對特定用途而言，鑑於最複雜和詳細的模擬，不一定是最好的。

數據要求

數據類型

3.7 所需的數據的數量和品質將取決於評估目的。初步評估可能只需要簡單模擬，且模擬的數據都是可行的。結果通常只用來作為一指南，以便於日後的研究[9]。在這種情況下，只有限制不確定性的增加是必須的。在完成設計和授權階段性的處置設施，基於足夠且大量的數據，經營者應該支持評估的應用。雖然品質保證計劃和程序應在這個過程中盡快建立，類似的數量和質量的數據，可能不是在處置設施的設計和劃定範圍階段的早期階段所必需的。經營者應仔細計劃數據採集程序，以確保目標的實現是具有成本效益的方式。

3.8 數據需從多個來源，依特定安全評估目的細節和不確定度。以下數據是典型的要求：

- (a) 廢棄物特性（作為時間函數的放射性核種組成，總物料存量，物理和化學特性，包括天然氣發電率，處置條件下的傳熱傳質參數）；
- (b) 容器的特點（處置情況下的力學和化學性能）；
- (c) 處置設施特性（尺寸，回填/緩衝材料，結構材料，工程特性）；
- (d) 場址特性（地質，水文地質，地球化學性質，氣候條件）；
- (e) 生物圈的特性（自然棲息地，大氣條件，水棲的情況）；
- (f) 人口和社會經濟特性（土地使用，飲食習慣，人口分佈）。

對現有數據的收集和整理

3.9 早期的範圍和篩選數據的需求通常達到通過文獻檢索，收集的材料規格和非常有限的場址或具體的設計調查。這些數據可以用來進行初步分析和發展初步設計。基於這些數據，可發展近地表處置系統的基本概念模擬。初步的安全評估，在此階段可充分地進行，作為潛在系統的執行。由於只有少數有限的詳細數據，通常在這個階段安全評估是可行的，簡單的模擬是適當的。

數據採集程序

3.10 基於概念設計和目前的場址資訊和近地表處置系統的初步安全評估結果，數據收集活動應針對定義數據需求。依據初步設計，場址特性提供的資料和初步評估，它應該有可用以確定所需的細節，提供安全保證且遵守法規要求的基礎。安全評估和場址特性數據收集之間的直接聯繫，應建立在數據採集程序。例如，如果預估裂隙在地下水傳輸是可能發生的，裂隙系統的適當細節如滲透率，連通性和導向將是需要的。如果初步安全評估顯示，地質介質能夠減少受體之污染物濃度，預期的放射性核種的物料存量，應該花費一點力氣，再進一步審議。如果該設施的長期穩定應取決於廢棄物包件的力學性能、主機介質的承重強度或地震活動，數據收集活動重點應放在得到這些相關資訊。

3.11 安全評估的結果可能表明更多的需求。靈敏度和不確定性分析是特別靈敏的一個參數。這能夠確定一個額外的需求，在設計或模型變更上，可能會提供更精確和準確的參數測定的研究。進一步收集數據可能會繼續，例如，為了提供在評估結果上有額外的信心。

運轉前的監測數據

3.12 在運轉過程中和封閉後的監測時期，環境條件應被定義為一個近地表

處置設施的基準來衡量性能。背景測量通常是為了放射性核種和其他某些“指標”參數。這些可能包括相關水文數據，當地氣候或地下水化學性質。運轉前監測可能收集到重要的數據，並可提供測試模擬的一基準。

3.13 場址參數，預計將隨時間而改變，如那些用於校準水文流量模式或大氣傳輸模式的安全評估時，且應測定其規律性使其可估計他們的變異。對於某些參數，它可能是重要的，來決定極端的變異的範圍。這可能需要較長的一段時間的測量。此外，因為在場址數據採集、數據分析和許可文件的編制和監管機構的審查之間，往往會有延遲，在整個時期內計劃應繼續隨時間變化的參數進行測量，在適當的情況下，以增加可靠性的可用資訊。

運轉和封閉後的監測數據

3.14 運轉監測數據表明預測條件的差異。在這種情況下，改變運轉程序或其他糾正措施應予以考慮。這些差異應查明原因和來增加對系統的了解。然後應審查監控系統。當觀察預測下的重大偏差，一個新的安全評估可能需要來確認此設計目標，仍為有效的。

3.15 封閉後監測應用於驗證不可接受性的放射性影響 [2]，並提供系統的一些其他方面的性能確認。例如，滲透，可能藉由設計的覆蓋來監控並與預期值相比，以協助所使用模式的驗證。然而，國家計劃通常不計劃使用封閉後監測，來提供的估計劑量的確認。這是因為估計的後果一般都比較小，且預計在很久的將來才會發生。

系統定義

3.16 近地表處置系統的安全性評估是基於一多層面系統定義的方法和可能的系統性分析事件和過程，這可能會影響處置系統的性能[11]。近地表處置系統的描述需要廢棄物特性、處置設施設計和場址特性的資訊和發展廢物處置系統的概念模型，可能的情節和潛在的放射性核種遷移的評估途徑，

以建構其基礎。

發展的概念模型

3.17 概念模式發展的最終目標是，提供一個決定作出總處置系統行為的框架。如果可能的話，該模式應該是具有數學模式，可以開發來描述系統的行為及隨著時間的推移，其組件可提供評估系統的性能。不同細節層次將需要在不同階段的進行疊代安全評估，並最終作出許可決定。該模式應該盡可能簡單，但為了確保符合安全要求的目的，應包括足夠的細節，來充份的表示系統行為。

3.18 概念模式的發展應包括以下步驟：

- (a) 就物料存量、廢棄物類型和包件，鑑別和特性化廢棄物。此資訊應足夠詳細，才能有適當的放射性核種釋出模式，即射源項。最低限度下，資料應在判斷的基礎上，提供簡單的釋出模式，例如，假設釋出率是常數或每年固定比例釋出。概念模式的射源項可由疊代法細化廢棄物和處置系統的詳細資訊。
- (b) 藉由必要的參數特性化處置場址，包含地質，水文地質，地球化學，構造和地震活動，地表過程，氣象，生態環境和當地人口分佈和其社會和經濟慣例。本場址資訊是必要的，來定義途徑和受體，從而擬訂一個概念性的物理，化學性質和該場址的生物學模式。
- (c) 設施設計的規格。評估開始前，設計時應指明所使用的材料和系統的組成部分。在設計上的變更，無論是在安全評估部分、基礎部分或以其他方式，可能需要更新安全評估。
- (d) 增加場址資訊，建議可行的一個或多個替代概念模式加以考慮。凡替代模型已經考慮和預估，其原因應該明確記載，並在適當情況下，在安全評估中確認。

數學模型的發展

3.19 從概念模式發展的數學模式是一個重要的步驟，其中藉由數學計算的模式方程，表示定量上的概念模式。在關鍵領域中發展，用於開發這模式的一般程序是很容易被接受的，並預測數學模式；在主要區域中，修改其中的細節和複雜性。他們應用來描述各別流程，子系統和系統的整體性能。在從概念模式至數學模式的過渡時期，並最終落實使用計算技術，錯誤可能是因為在簡化、使用近似、模式假設或數學方法所帶來的。因此，在性能評估中使用的模式應進行測試和更新，不只基於經驗數據（第 4 節）的輸出比較上，還有其發展過程中的同行審查、代碼比較、與其他性能評估比較、進行測試的概念和數值模式的具體方面之實驗結果、比較與分析解決方案，作為基礎。

分析功能、事件和過程(FEPs)

3.20 系統的潛在功能，事件和過程的檢查 (FEPs)，應當用於確定因素可能會影響長期的安全性處置設施，從適當的安全評估模式發展援助。通過情節分析，或一些可替代的技術如採樣參數空間，建立安全評估模式。

3.21 在確定的許多現象的第一步是應該建立清單，如表一。最近經由經濟合作與發展組織核能機構的工作小組，資訊已集合在國際層面上的 FEPs，在開發一個合適列表之情節應考慮以下標題：

- (1) 源於自然的過程和事件；
- (2) 流程歸屬於廢棄物本身或近地表的處置設施之特性；和
- (3) 人類活動。

情節分析

3.22 情節取決於對環境特性和處置設施系統，事件和過程，其可能會導致初始釋出的放射性核種或影響他們的結果及遷移至人類和環境的過程。選

表 1：近地表處置設施安全評估相關之現象^a（由文獻[8]修改後）

自然過程和事件
生物入侵
動物
植物
斷層/地震
氣象過程和氣候變化
流體相互作用
侵蝕
氾濫
水位波動
地下水流動
滲水
風化
隨時間劣化
凍結/解凍
濕潤/乾燥
廢棄物和處置庫的特點及過程
阻塞的排水系統
廢棄物放置不當
頂蓋的失效
存在/產生的化學物質，可能會擾亂性能的障礙，例如，配位劑
氣體產生
廢棄物和土壤緊實度
廢棄物/土相互作用
人類活動
建設活動
農業
地下水開採
居住區
搶救
廢棄材料的再利用
考古
其他工業活動

^a 該列表是說明之用，不應被視為具完整性的（見第3.21段）。

適當的情節和相關的概念模式應該是經營者和監管機構特別關注的問題，這些可能強烈影響廢棄物處理系統的後續分析。在一些國家方案由監管機構指定，雖然經營者也可以選擇考慮別人。在其他國家的情節，經營者可能選擇的情節和需要證明這些選擇給監管機構。

3.23 正常演變情節通常是基於現有的狀況推估到未來的條件，並納入時間推移所帶來的改變。因為可能會出現的一系列的進展，一組正常演變的情節，應制定提供合理的保證，實際的演進將是在此範圍內。不大希望發生的事件可能為該系統帶來嚴重的干擾和需要發展替代情節。這些情節有些可以透過使用相同的處理模式，但是修訂後的參數。其他情況下可能需要新的模式。“計畫可能會根據正常的進展情節，但可能需要基於其他評估結果進行修改情節。

3.24 一個廣泛的情節應考慮和記錄，以發展成盡可能完整、了解的一系統。然而，這些情節作為詳細的評估，這些選擇可能是最有可能發生或未必會有重大的後果。詳細的評估情節的選用，應明確證明在安全評估文件中，並在適當情況下，提供支持的證據。這個選取是確保有效地利用廣泛的評估，並確保處置設施的設計是最好的一方式，來開發保護人類健康和環境。

3.25 在重要條件和相關現象的性能處置系統中，情節開發應是導致安全評估系統性的焦點。該情節應當制定，以便充分地涵蓋封閉後近地表處置設施的安全性。專家判斷，故障和事件樹分析[8]和其他技術可用於集中於重要情節。這個過程中所作的判斷，應該考慮的因素，應作記錄。

鑑別的途徑

3.26 從處置設施釋出到環境的放射性物質的重要途徑為不受干擾的（正常）和受干擾的（非正常）條件的環境，此應從一個潛在可能的途徑來過濾。經驗顯示對於不受干擾的一個近地表處置設施，只有少數途徑可能是重要

的。他們包括地下水，土壤，陸地上的植物，陸生動物，地表水，水生動物的和氣態途徑。對於受干擾的結果，主要除了這些名單外，暫時列為放射性物質和直接接觸。

結果分析

模式計算

3.27 一旦所有相關的情節和途徑已確立，在安全評估過程中的下一階段是結果分析。這涉及到運輸和曝露模式的開發和應用，以評估從處置設施釋出或處置設施擾動，而對人類和環境潛在的影響。

3.28 使用模塊化系統方法，來建立潛在釋出和遷移放射性核種通過選定環境到人類的途徑，這可能是非常有益的。這將確保個別子模式是可檢視的，以協助了解如何估計劑量。該模式將通常包含以下離散子模式：滲透和浸出，氣體生成，處置單位內及附近的近區運輸，天然氣和地下水地表水運輸，大氣傳輸，植物吸收和運輸，動物和人類的劑量。為了確保結果是技術上可以接受的，模塊化方法是有彈性且是具精密模擬的系統。這方法的好處是顯著的，精密模擬可用於增加信心度，在一個可接受的方式下，處置場址和處置設施將可執行。

3.29 射源項在模式中使用的術語應該是潛在釋出放射性核種的代表，根據各種廢棄物的形式，其確定的環境條件範圍內、退化的工程屏障如覆蓋系統混凝土結構，應予以考慮。早期的模式很可能是簡單的，但為了瞭解系統的發展，可能需要更詳細的模式，以確保系統有足夠的代表性。然而，該模式應該足夠簡單，兼容和相稱於現有的數據，否則，結果可能是更大的不確定性，而不是提高精度。專家判斷應該用在這裡，以確保使用簡單的模式和現有的數據和更詳細的模式之間的適當平衡。這並不排除使用部分系統更複雜的模式，來了解提高包含的現象。如果物理特性或地下水監

測建議需要了解系統的改變，這種精密的模型的例子，可能需要使用地下水的有限因子，來評估水文邊界條件。

3.30 從一開始就進入安全評估模式，建立能夠受科學審查的合理保守假設。一個簡單模擬方法可能是會更有效率的，更容易理解且合理。假設應基於所提供的數據和基礎上系統或類似的系統的資訊來制定、選擇，使他們不太會低估放射性核種的釋出和遷移，如果需要的話，要考慮無意中入侵者的曝露。由於結果的接受度可能是最困難的方面，任何方法使該接受更容易評估，將是一個長期的利益。平衡簡易、保守、現實的方法，很可能是評估的最好起始點。

3.31 所選擇的模式應該是與評估的目標相一致，容易使用（考慮系統的複雜性），且是可以獲得數據的方式。該模式應該是適合於應用的，算法的準確性應該是顯而易見的，假設應該是合理的和輸入的數據應該是具代表性的。

3.32 模式方法的選擇應充分和明確，並記載事件的發展。該文件應對所有的假設和在開發過程中所作出的決定模式方法，提供一可追溯的記錄。這包括的原因，不用考慮在發展過程中模式方法之任何替代模式。

不確定度

一般

3.33 任何安全評估中，不確定性是一定有的。靈敏度和不確定度分析有擴大了解和減少不確定度，其中可能在一些安全評估結果的不確定性，要注意這些參數的定義，這些參數可能最具影響其結果和不確定性。靈敏度和不確定性的分析是密切相關。靈敏度應用於確定這些參數，系統組件或流程，來對預測處理系統的性能產生顯著的影響。靈敏度概念模式和重要情節的識別，通常是藉由應用系統的參數變化。每個情節可能需要自己的參

數分布。預期的情況下的邊界值，通常用來研究系統行為的不確定性。統計技術，也可能用來探究整個預期參數範圍的變異[8，9]。

3.34 從廣義上講，兩種不確定性的主要來源，應考慮在近地表處置的安全評估。一是某種模式代表真正的系統的程度。這種不確定性與模式的輸入是相關的，而處置系統的描述、該場址的特性、處置設施和與環境的交互作用的設計特性及模式本身的不確定性是本來就有的。另一來源的不確定性與不可預知未來的人類行為和設施和環境的在長期的進化，亦是有關的。

3.35 第一個不確定度來源的減少，可以藉由增加場址特性和廢棄物數據的品質、設施的設計細節、概念模式和場景選擇。我們的目標應該是估計和減少這種不確定性水平是可接受的，或證明在近地表處置設施的性能範圍內是不重要的。第二個不確定度來源是應審查，以便其可能產生的影響，在未來可以看到。這種檢查的結果可能是提供一個合理的保證，即使模式的結果可能是不確定的，處置系統將是安全的。因此，對監管決定最重要的靈敏度和不確定性分析，是在使用他們作為評估的工具，且在遵守安全要求的情況下。按理說，如果藉由一些方法，而顯示是符合安全標準，例如，使用證實保守的模式，不確定性分析未必是必要的。

3.36 情節發展的不確定性的主要來源，來自潛在的忽略一重要的情節。同行審查選定的情節可以幫助和應用，以減少這種不確定性。

3.37 同樣地，在發展的概念和數值模式的不確定性，該場址應通過同行審查評估。整體趨勢是使用簡單的模式，以便於解釋和計算效率。不確定性與簡化現有的概念和數值模式，通常可透過額外的模擬研究和數據收集。再次，模塊化的方法和仔細分析中間計算結果，可能會對系統有更詳盡的了解。這又可以使整體模式不確定性減少。然而，過於複雜的模式需要大量的數據，這些數據可能是不確定的，並可能導致更大或不確定性的結

果。

3.38 一定有的不確定性，來自試圖預測未來的事件。藉由小心檢視情節的邊界或極端狀態、從結果的可能性評估，這些不確定性是可以忽略，但只有當處置設施系統的性能影響不大時。其他不確定因素，特別是那些與人類活動有關的，出於未來社會經濟條件或氣候條件的重大變化，在未來的人類曝露可能有顯著影響。雖然在這種情況下，只能定性的扣減，它仍可以指出多種因素，以提供安全保證，每個因素隨著時間的推移，評估越來越多的不確定性是否仍為有效的。安全評估是基於一個概念模式，其首要目的是提供一個架構，以允許進行分析。衍生出的適當數學評估模式和存在的數據，使評估是可量化的。如果不是這種案例，那麼應作出定性評價。這並不否定評估過程，但使得它更依賴於定性的專家判斷，支持可能的計算。然而，在此框架內，判決的依據應認真記錄審查安全評估的部分。應注意可用資訊的可靠性，在評估和對結果的解釋上，反映計算細節水平的資訊，因此，應對基於該未來的時間長短之考量，而改變之。(見 2.9 和 3.45)。

靈敏度分析

3.39 該系統應分析如何預測近地表處置設施的行為，其取決於概念模式中使用的模式，該情節適用於模式和用來描述系統在參數上的變異，可作為模式的輸入值。對初始條件和邊界條件，如果結果是靈敏的，其後更廣泛的數據，包括場址的修訂測量，可能都要產生。這個過程應該觀察模式的靈敏度對不同的場景和曝露途徑是要合理預期。如果確定評估這些參數是靈敏的，應考慮到他們的進一步評估。

3.40 單一參數變化或幾個參數組合變化，應被視為近地表處置設施安全性評估的靈敏度分析的起始點。應考慮到極端但合理參數的變異，因為這可能會改變的相對重要性、不同的途徑，而使模式已不再適用。

3.41 不同的參數值的不同方法，可用於此，但結構分析應小心，以確保選擇的計算機代碼組合不會是不可能的，或物理上不切實際的。此外，運算的輸出應建立，以保存需要判斷靈敏度的組合和確定靈敏度參數的資訊。

3.42 靈敏度分析應引導改善疊代過程模式制定，情節開發和額外的數據收集。靈敏度分析結果應指出該設計特性，其可有效地改善而產生更好的性能。

不確定度分析

3.43 參數不確定度是不確定性的類型，應紀錄於不確定度分析中。為了定義安全評估的結果，應注意於靈敏度分析顯示很重要的參數。常用的方法是該靈敏性分析技術，其單變量或多變量變異，對近地表處置設施的預測性能之發展邊界的目標。簡單的邊界分析一般應能有充分的資訊，產生性能範圍，但由於系統是如此複雜，極端值參數可能並不總是產生該邊界行為系統。蒙地卡羅分析還可提供預期結果的分佈，基於估計輸入參數變異的統計分析。在發展蒙地卡羅分析的輸入值分佈和參數之間的相關性，將需要專家判斷，必要時，以正式和錄製的方式。

描述安全評估結果

一般

3.44 所有安全評估結果相關的信息之描述（見第 3.46 段）是重要的。這些結果將用於各種用途之中。在決策過程中，他們主要是用來比較適用於近地表的監管標準的處置設施。處置設施是對於長時間指定廢棄物的安全處置方案，這需要建立一個共識，這也對安全評估和描述結果增加了一重要特點。

3.45 由於安全評估結果通常是對於廢棄物可接受性和處置設施的設計要求提供一基礎，重要的是提供系統組件性能的資訊，特別是系統設計師和最

終監管機構，藉由各部的處置系統，以說明保護的水平。在安全評估中的輸出模式是可能發生某種狀況的指標，且可能是在未來，而不是實際的預測。表達這個和一個近地表處置設施系統的複雜性，反映在近地表處置設施模式，其不同的領域當事人是非常重要的，因此，結果的描述應審慎。

與監管標準的比較

3.46 最常見安全評估結果的使用是證明遵守監管規定（見第 2 節）。為此安全性評估的結果，所需項目如下：

- 明確的的場址介紹，選定的設計和廢棄物物料存量處置；
- 深入討論的概念模式和物理基礎的模式；
- 考慮一替代模式的討論和忽視這模型的原因；
- 選擇或開發情節和途徑的基礎；
- 簡化文件的假設和理由；
- 模式和代碼的輸入概要；
- 實際使用的數據，其來源和理由；
- 對結果的解釋。

安全評估結果的文件應包括不確定性的資訊和任何靈敏度和不確定性分析的結論。

系統組件的性能

3.47 安全評估結果，應提供一個別系統組件的性能示範。如果採取模塊化模式方法，這是一個值得實行且很容易做到的。顯示每個組件的預期行為和疊代改善組件設計或組件預期行為的資訊，以確保對整個系統，其有效的性能，增加信心的表現水平。

未來的放射學影響

3.48 安全評估的結果應考慮預期隨時間影響的變化。由於預測只是近地表

處置設施性能的跡象顯示，並顯示處置設施的演變產生、影響，是隨著時間的推移，促進可信度的安全性評估結果，這方法可能是特別有用的。在任何情況下，它可能是有用的，在顯示放射性衰變的影響，通常會導致隨時間而衰減。當長半衰期與天然輻射水平比較，也應遵循這種做法，例如，證明於靠近表面處置設施，長半衰期放射性核種處置的作用之一相對方式表現水平

3.49 為了表示近地表處置系統的複雜性，複雜的模式，有時是必要的。描述和解釋這些模式可能是困難的，尤其是在涉及廣大市民。此外，近地表處置設施的許可，可能構成法律行動的基礎。從討論對於司法方面的複雜模式的結果，可能是非常困難的，應作出努力，以補充先進的模式方法，且以一個不太複雜的模型來解釋說明。

3.50 雖然簡化可能造成細節的損失，如果它可以證明，簡化實際上已經集中在安全評估與系統的關鍵因素，等效的簡單且複雜方法之證明是可能的。這通常被稱為健全的系統模式。健全的評估應顯示系統的行為提供良好的估計，使用簡單的模式和最低限度的數據。他們還應當證明，以便於約束此系統模式。令人滿意的簡化，一般都需要對近地表處置設施系統和其性能的相當了解。此了解可以證明，簡單可靠的模式和使用定性數據的安全評估，是比複雜的模式且需要大量的數據的方法，更容易向公眾解釋。

4. 信心建立

簡介

4.1 安全評估提供了合理和技術上可靠的決策，以建立廢棄物處置設施的過程。正如在前面的討論部分，安全評估在不同階段的過程發揮了作用。初步評估可用於選址。安全評估應提供處置設施設計的輸入值，並在處置設施的具體基礎下，允許廢棄物可接受要求的定義。最後，一個處置設施的許可應至少有一部分，是根據安全評估的結果。

4.2 科學家、管理者、決策者和其他相關團體對於安全評估所提供的資訊、見解和結果，有信心。本節將討論什麼可以做，以確保安全評估的結果，掌握高度信心。建立信心的活動包括：(1) 驗證，校正，如果可能的話，確認模式；(2) 有關天然類比的調查；(3) 品質保證；(4) 同行審查。驗證，校準和確認模式

4.3 安全評估是根據處置設施的模式和其自然周圍的環境。這些模式被用來模擬系統的演變和提供情節的後果顯示。模式包括概念模式和數學模式的發展和相應的計算機代碼或其他方法計算。模式結果的信心取決於兩個問題。首先，計算方法是否準確地解決構成數學方程的模式？驗證的過程用於回答這個問題。第二，模式是否可再現性於準確的區域/或實驗的結果呢？使用不同的數據集的校正和驗證，來回答這個問題。

驗證

4.4 計算方法的驗證是通過解決測試問題，旨在表明數學模式的方程得到圓滿的解決。透過測試問題的應用和回饋的多元化使用之方法，對於正確的數學方程、方程式是正確地編碼並解出，它可能達到的高水平的信心。比

較不同的方法解決同一問題的結果，並使用相同的輸入參數，也是一種有效的方法。因此，驗證的方法計算，其方法是可行的，應使用在安全評估的信心建立中。國際比對和同行評審（見 4.9，4.10 和 4.11 段）是重要的輔助，以獲得公眾接受。

校正

4.5 校正的目的是在減少概念上和數值模式上的不確定性和參數，並藉由觀察和實驗測量，來進行比較模式或預測的子模式。校正是一場址的具體程序，即一場址特定的輸入數據，用於該場址上的比較預測和觀察。實際上，如果一模式可為可放置在各種場址的具體條件，進行校正，一系統增加的信心度可代表系統的模式能力，因此模式可在無法量測情況下，進行估計。然而，校正過程遇到的困難往往是，不同的概念模式和相關的輸入數據產生與觀測數據相同的結果。減少不確定度是可以實現的。

確認

4.6 盡可能地，模擬的輸出應顯示是有效的，那就是，相對應於實際情況中所獲得的經驗數據。相對於校正，這是更多特定的場址模式的調整，驗證有更多的工作要做，在各種不同的場址，或廣泛的條件下產生可靠的結果。雖然一特定場址長期演變模式的驗證是不可能的，透過使用從天然類比研究或氣候類似的數據，有限的驗證是有可能的。比較處置設施系統的某些部件有關行為的觀察之模擬輸出，也可能是有用的，例如，在場址特性和在處置設施的運轉階段，由在現場試驗而得到或執行量測所得到的數據集。

天然的類似物

4.7 天然類比早已研究，以至於自然世界中觀察的結果可與處置設施組件或流程的性能[12]相比較。天然類比和廢棄物處置設施之間的相似之處是不完整的，因為在大多數情況下，只有自然發生的過程之結束可以觀察到的，隨

著時間的推移演變的初始條件是有顯著不確定性。

4.8 迄今為止，它已證明很難用天然類比研究中的定量方法來校正/驗證模式或提供用於這些參數值模式。然而，一些相關的程序，如包材的風化，風的再懸浮，地下水遷移的放射性核種或土壤遷移到生物群的調查，其有適當水平的細節和足夠的控制邊界條件，可以允許一些模式試驗。因此，儘管對於天然類比應用於建立信心在各種處置系統的流程和原料上，有一些保留。對於在評估中提高決策者和公眾的信心，來自天然類比研究訊息，是特別有用的。這種類型資訊應使用來提供信心，說明近地表處置是安全的。

品質保證

4.9 品質保證是一計劃、有系統的程序，文件化一個流程中的各個步驟，並提供信心的過程，其信心是程序結果擁有好品質。許多地區的放射性廢棄物管理[13]已經或正採用品質保證和品質控制（QA/ QC）的程序。在安全評估的結果產生信心的需求，是一個品質保證程序，適用於評估的各種要素，特別是從最早的階段的數據採集，設計活動，模式的發展和計算方法。品質保證的方法應提供在其中進行安全評估活動的框架和記錄，證明符合程序。在這種方式，它可以顯示已使用可靠和可追溯的資訊來源。所以，在安全評估結果的信心將增大。

安全評估的同行審查

4.10 在科學活動中，有效性結果的信心，取決於同行評審過程的結果。有關科研工作和成果的安全評估應在公開文獻中發表，同一領域活躍的其他專家以及對這個問題感興趣的人可詳細的審議。

4.11 工作的同行評審過程，構成了安全評估的基礎應包括除了典型的同行審查的科學出版物和計劃結果的形式。國家放射性廢棄物管理方案應對重

要活動的技術審查有所規定。對於審查安全評估，監管機構應發展一獨立的能力。在某些情況下，處置設施的經營者組織，或主管機關組織，由獨立的機構審查。此外這些審查可以使專業的自然和社會科學家和有效地提高在評估的信心水平。

其他注意事項

4.12 由於近地表處置設施的安全的評估涉及假設未來的事件及其後果，沒有預期，特別預測事件將成為現實。唯一現實目標是基於評估所有適當的證據，包括專業判斷和數學模式，處置設施將執行在可接受的範圍內，是合理的安全保證。

4.13 應當謹記，實施近地表處置設施程序取決於科學家，管理者和決策者對其安全性的信心度，也取決於公眾接受程度。對於取得公眾信心的目標，發展廢棄物處置設施的過程應納入一些，目的在提供公開、公眾參與、有效的和廣泛信息的特點。一個設計良好的簡易安全評估，健全的性能評估技術應用到一個適當基礎的概念模式，可能是有助於促進公眾理解且可接受的近表面處置設施。

参考文献

- [1]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Principles of Radioactive Waste Management, Safety Series No. 111-F, IAEA, Vienna (1995).
- [2]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Near Surface Disposal of Radioactive Waste, Safety Standards Series No. WS-R-1, IAEA, Vienna (1999).
- [3]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Classification of Radioactive Waste,Safety Series No. 111-G-1.1, IAEA, Vienna (1994).
- [4]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Siting of Near Surface Disposal Facilities, Safety Series No. 111-G-3.1, IAEA, Vienna (1994).
- [5]INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste, Publication No.77, Elsevier, Oxford (1997).
- [6]FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION,OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [7]OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Shallow Land Disposal of Radioactive Waste: Reference Levels for the Acceptance of Long-lived Radionuclides, OECD, Paris (1987).
- [8]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Analysis

Methodologies for Radioactive Waste Repositories in Shallow Ground, Safety Series No. 64, IAEA, Vienna (1984).

[9]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Performance Assessment for Underground Radioactive Waste Disposal Systems, Safety Series No. 68, IAEA, Vienna (1985).

[10]OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Systematic Approaches to Scenario Development, OECD, Paris (1992).

[11]OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Review of Safety Assessment Methods,OECD, Paris (1991).

[12]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Natural Analogues in Performance Assessments for the Disposal of Long Lived Radioactive Wastes, Technical Reports Series No. 304, IAEA, Vienna (1989).

[13]INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Quality Assurance for Radioactive Waste Packages, Technical Reports Series No. 376, IAEA, Vienna (1995).