

行政院原子能委員會
放射性物料管理局委託計畫

研究報告

用過核子燃料乾式貯存技術規範研析與應用

**Study and Application of Regulation Technologies for
Dry Storage of Nuclear Spent Fuels**

計畫編號：101FCMA002

執行期限：101年2月21日至101年12月31日

計畫主持人：潘 欽 教授

共同主持人：開執中 教授、開 物 教授、施純寬 教授

江祥輝 教授、董家鈞 教授

外部專家：鄧希平 教授、黃克尤 博士、周冬寶 博士

執行單位：國立清華大學

中 華 民 國 101 年 11 月 14 日

一、前言

世界各國之核能電廠於建廠時，均設置用過核子燃料池，作為用過核子燃料剛從核子反應器退出時，必要之冷卻及衰減，使放射性及殘餘熱量降低，以利後續中期貯存及最終處置。燃料池之容量，大多不能與反應爐運轉壽命使用燃料量相匹配。目前國際上對於用過核子燃料的處理與處置，有興建用過核子燃料乾式貯存、再處理或直接處置，以確保用過核子燃料的安全管理。核能電廠需要興建用過核子燃料乾式貯存設施，以確保核能電廠執照期間的正常運轉及安全。政府已宣示在確保不限電、維持合理電價及達成國際減碳承諾的原則下，政府將確保核安、穩健減核，運轉中的 6 部機組不再延役，並依規定展開核電廠除役計畫。惟用過核子燃料最終處置的設施，規劃將於 2055 年才能完成。因此，乾式貯存仍然是維持電廠運轉及安全的必要設施。

美國擁有 104 部核能發電機組運轉中、多家電廠已有用過核子燃料中期貯存設施執照，且有多家廠商設施經美國核能管制委員會認證，並已接受用過核子燃料貯存。美國核能管制委員會於 1997 年 1 月出版 NUREG-1536 “Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems” 作為該國審查用過核子燃料貯存設施的導則，其內容完備，有必要將其本土化，作為我國審查用過核子燃料貯存設施申請興建的參考。為此，行政院原子能委員會放射性物料管理局已完成中文化。然而，在 2010 年 7 月美國核能管制委員會出版第一次修訂版本的 NUREG-1536 (Revision 1)，內容已針對材料及檢驗新增章節與更新內容，故有必要針對中文版內容作進一步審訂。此外，美國核能管制委員會更針對用過核子燃料乾式貯存提出 25 項內部審查導則 (Interim staff guidance, ISG)(其中第 24 項已作廢不用，僅存 24 項)。這些 ISG 文件內容所涵蓋的學術領域眾多，需要具有相關學術專業的人士作進一步的審視並重點整理，以作為我國審查用過核子燃料乾式貯存的審查導則參

考。美國核能管制委員會先前亦已完成美國 NAC 公司用過核子燃料乾式貯存護箱 MAGNASTOR 系統的審查評估報告(Safety Evaluation Report, SER)，相關審查報告內容可以進一步作為我國審查用過核子燃料乾式貯存護箱的參考。

本計畫以主持人、共同主持人與計畫外聘專家的學術與實務專業，針對美國核能管制委員會出版之用過核子燃料貯存設施審查導則的第一次修訂版(NUREG-1536, Revision 1) 中文版文件內容作進一步審訂。本計畫亦針對美國核能管制委員會對用過核子燃料乾式貯存所提出之 24 項內部審查導則(ISG)文件作重點整理與撰寫。此外，本研究更進一步研析美國 NAC 公司用過核子燃料乾式貯存護箱 MAGNASTOR 系統的審查評估報告(SER) 內容並提出其重點摘要，可以作為我國審查用過核子燃料乾式貯存護箱的重要審查參考。更重要地，本計畫參與人員亦可以針對日後我國用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)關鍵議題技術提供諮詢與分析重點。

二、研究主題與團隊成員分組

本計畫依研究的議題採取下列方法與步驟(研究團隊成員分組及負責部分如表 1 所列)：

1. 美國核能管制委員會 NUREG-1536 (Revision 1)中文版文件內容審訂：
本計畫依據主持人、共同主持人與計畫外聘專家的學術與實務專業分別審視美國核能管制委員會 NUREG-1536 (Revision 1)文件內容，並完成中文版文件內容審訂。
2. 美國核能管制委員會用過核子燃料乾式貯存內部審查導則(Interim staff guidance, ISG)審視與重點整理。目前 ISG 共 24 項。本計畫依據計畫參與人員的專長分工審視 24 項工作的內容並重點摘要。表 2 詳列各文件議題與研究團隊分工。

3. 美國核能管制委員會對於 NAC 公司用過核子燃料乾式貯存護箱 MAGNASTOR 系統的審查評估報告(SER)的內容審視並提出其重點摘要。本計畫依據計畫參與人員的專長研析 MAGNASTOR 系統之 SER 的各章節，並提出重點摘要，其分工如表 3 所列。
4. 用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)關鍵議題技術的諮詢：
本計畫主持人、共同主持人與計畫外聘專家依據其學術與實務專業，提供日後我國用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)關鍵議題技術的諮詢與分析重點。
5. 本計畫每二個月召開一次團隊成員工作討論會議，討論計畫執行進度、遇到的問題與困難並謀求解決之道。

表 1、用過核子燃料乾式貯存技術規範研析與應用研究團隊分組

研究團隊分組 與召集人	NUREG-1536 (Revision 1) 中文化版本內容審視與新增章節中文化撰寫	ISG 審視與重點整理	MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER) 研析與重點整理
綜合作業分組 潘欽教授 (主持人)	第 2 章 主要設計準則		第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 4 章 熱傳評估
場址分組 董家鈞教授 (共同主持人)	第 1 章 一般說明	ISG-16	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 3 章 結構評估 第 12 章 意外分析
運轉分組 周冬寶博士 (外聘專家)	第 9 章 操作程序 第 10 章 接受準則與維護計畫評估 第 13 章 操作控制及限制或技術規格	ISG-9 ISG-10 ISG-20 ISG-23	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 9 章 操作程序 第 10 章 接受準則與維護計畫 第 13 章 操作限制
臨界安全分組 鄧希平教授 (外聘專家)	第 7 章 臨界評估	ISG-6 ISG-8 ISG-17	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 6 章 臨界評估

				第 15 章 除役	
結構評估分組 開執中 教授 (共同主持人)	第 3 章 結構評估	ISG-11 ISG-12 ISG-15 ISG-22	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 3 章 結構評估 第 8 章 材料評估		
熱傳評估分組 施純寬 教授 (共同主持人)	第 4 章 熱傳評估	ISG-7 ISG-21 ISG-25	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 4 章 熱傳評估		
輻射評估分組 江祥輝 教授 (共同主持人)	第 6 章 屏蔽評估 第 11 章 輻射防護	ISG-13 ISG-14	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 5 章 屏蔽評估 第 11 章 輻射防護		
密封評估分組 開 物 教授 (共同主持人)	第 5 章 密封評估 *第 8 章 材料評估 *新增章節	ISG-4 ISG-5 ISG-18	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 7 章 密封評估 第 8 章 材料評估		
意外事件分組 黃克尤 博士 (外聘專家)	第 12 章 意外分析評估	ISG-1 ISG-2 ISG-3 ISG-19	第 1 章 一般描述 第 2 章 主要設計準則 第 12 章 意外分析		

表 2、ISG 文件議題與研究團隊分工

文件編號	主要議題	主要負責成員
ISG-1	破損燃料 (Damaged Fuel)	黃克尤 博士 (外聘專家)
ISG-2	燃料再取出性 (Fuel Retrievability)	黃克尤 博士 (外聘專家)
ISG-3	意外事故後復原及 10CFR 72.122 (l) 之符合度 (Post Accident Recovery and Compliance with 10 CFR 72.122(l))	黃克尤 博士 (外聘專家)
ISG-4	鋼筒封銲檢查重要事項 (Cask Closure Weld Inspections)	開 物 教授
ISG-5	密封評估重要事項 (Confinement Evaluation)	開 物 教授
ISG-6	建立最低初始濃縮度以界限設計基準燃料束	江祥輝 教授

	(Establishing Minimum Initial Enrichment for the Bounding Design Basis Fuel Assembly(s))	
ISG-7	運輸事故下有關護箱熱傳的潛在通用議題 (Potential Generic Issue Concerning Cask Heat Transfer in a Transportation Accident)	施純寬 教授
ISG-8	燃耗之考量--用於 PWR 用過核燃料運輸箱與儲存箱之臨界安全分析 (Burnup Credit in the Criticality Safety Analyses of PWR Spent Fuel in Transport and Storage Casks)	鄧希平 教授 (外聘專家)
ISG-9	燃料束相關組件的貯存 (Storage of Components Associated with Fuel Assemblies)	周冬寶 博士 (外聘專家)
ISG-10	ASME 規範的替代方案 (Alternatives to the ASME Code)	周冬寶 博士 (外聘專家)
ISG-11	用過燃料於運送及貯存時其護套應注意事項 (Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel)	開執中 教授
ISG-12	用過核燃料在底端墜落情況下的彎曲 (Buckling of Irradiated Fuel under Bottom End Drop Conditions)	開執中 教授
ISG-13	真實個人 (Real Individual)	江祥輝 教授
ISG-14	補充屏蔽 (Supplemental Shielding)	江祥輝 教授
ISG-15	材料評估 (Materials Evaluation)	開執中 教授
ISG-16	緊急應變計畫 (Emergency Planning)	董家鈞 教授
ISG-17	超過等級 C 類廢料之中期貯存 (Interim Storage of Greater Than Class C Waste)	鄧希平 教授 (外聘專家)
ISG-18	針對奧斯田鐵不銹鋼筒用於乾貯密封邊界及運輸包封邊界之重要事項 (The Design/Qualification of Final Closure Welds on Austenitic Stainless Steel Canisters as Confinement Boundary for Spent Fuel Storage and Containment Boundary for Spent Fuel Transportation)	開 物 教授
ISG-19	假設事故條件下排除緩和劑並驗證符合 10CFR 71.55 (e)有關	黃克尤 博士

	次臨界的規定 (Moderator Exclusion under Hypothetical Accident Conditions and Demonstrating Subcriticality of Spent Fuel under the Requirements of 10 CFR 71.55(e))	(外聘專家)
ISG-20	在 10 CFR Part 71 授權下，不必事前經 NRC 核准，運送包件的設計變更 (Transportation Package Design Changes Authorized Under 10 CFR Part 71 without Prior NRC Approval)	周冬寶 博士 (外聘專家)
ISG-21	計算模式軟體的使用 (Use of Computational Modeling Software)	施純寬 教授
ISG-22	用過核燃料在裝填操作過程中因短暫曝露於大氣中可能造成燃料棒破裂的情況 (Potential Rod Splitting Due to Exposure to an Oxidizing Atmosphere During Short-Term Cask Loading Operations in LWR or Other Uranium Oxide Based Fuel)	開執中 教授
ISG-23	執行用過燃料貯存與運送包件執照申請技術審查時，ASTM 標準規範 C1671-07 的應用 (Application of ASTM Standard Practice C1671-07 when Performing Technical Reviews of Spent Fuel Storage and Transportation Packaging Licensing Actions)	周冬寶 博士 (外聘專家)
ISG-25	用過核子燃料乾式貯存系統密封邊界的壓力與氦氣洩漏測試 (Pressure and Helium Leakage Testing of the Confinement Boundary of Spent Fuel Dry Storage Systems)	施純寬 教授

表 3、MAGNASTOR 系統 SER 的內容分類與主要負責成員

MAGNASTOR 系統 SER 的內容分類	主要負責成員
1. 綜合部分之研析與重點摘要	潘 欽 教授
2. 場址部分之研析與重點摘要	董家鈞 教授
3. 運轉部分之研析與重點摘要	周冬寶 博士 (外聘專家)
4. 臨界安全部分之研析與重點摘要	鄧希平 教授 (外聘專家)
5. 結構評估部分之研析與重點摘要	開執中 教授
6. 熱傳評估部分之研析與重點摘要	施純寬 教授
7. 輻射屏蔽部分之研析與重點摘要	江祥輝 教授
8. 密封評估部分之研析與重點摘要	開 物 教授
9. 意外事件部分之研析與重點摘要	黃克尤 博士 (外聘專家)

三、辦理過程與活動摘記

本計畫分別於 2012 年 3 月 5 日、5 月 21 日及 7 月 30 日假國立清華大學工程與系統科學系會議室進行三次工作討論會議(詳細會議記錄見附件一)。會中，團隊成員分別進行研究相關進度報告與成員所發現的問題進行討論。工作討論會結論摘要如下：

1. 3 月 5 日第一次工作討論會結論

- (1) 請同仁依建議分配(詳見附件 1 工作分配表)之 NUREG-1536 (Revision 1)中文版之章節作審訂。注意有些章節次序有更動，請以 2010 年英文版為依據，直接在原始中文版文件作更改。
- (2) 請同仁針對所負責之 ISG 文件作一頁重點摘要，格式統一為：(一)背景說明、(二)重點內容、(三)其它。
- (3) 請同仁依建議分配之 MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER)章節作關鍵重點摘要。
- (4) 關於 NUREG-1536 (Revision 1)第八章之翻譯工作，同仁提出應委由外包公司負責，再請開物教授審訂(按：已洽詢翻譯公司，第八章之翻譯工作完成後再請開物教授協助中文版之審訂)。
- (5) 黃克尤博士提出，關於 NUREG-1536 (Revision 1)中文版的內容應統一專有名詞，物管局已提供乾式貯存用詞中英文對照表如附件 2。
- (6) 物管局已將台電公司核二廠安全分析報告所使用之 ISG 列出來(附件 3)，供同仁瞭解哪些 ISG 是審查時會參考的。
- (7) ISG-13 有很多內容有刪除線，經物管局確認原稿即為如此。
- (8) 董家鈞教授表示其除所負責 MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER)之 CH-1、CH-2 兩章節，可再協助支援 CH-3 和 CH-12 內容，如有其它章節與場址有關，同仁亦可請董老師協助研討。

2. 5月21日第二次工作討論會結論

- (1) NUREG-1536(Revision 1)中文化版本內容審訂，專有名詞可先參考附件 2.乾式貯存用詞中英文對照表進行統一化，最後會請物管局將整份文件以官方角度進行最後之名詞統一與確認。
- (2) ISG 重點摘要以 1 頁為原則，若所負責章節內容較多，則可以增至 2 頁為限，格式請參考附件 3。附件 4.為開物教授負責之 ISG-18 已整理好之重點範本，供各位主持人參考。
- (3) 核二廠乾式貯存設施安全分析報告重要議題彙整表第一次討論內容初稿整理如下頁附錄一，並請董家鈞教授與施純寬教授再協助分別提供第 2、3 項之補充建議。

3. 7月30日第三次工作討論會結論

- (1) 除役或延役後，燃料池內用過核子燃料是否需取出?若需要，現有乾貯空間將不敷使用，請物管局考量。
- (2) 原鄧希平教授協助之 ISG-6 重點整理，因專業領域之考量，已依鄧教授之建議，委請江祥輝教授協助。
- (3) NUREG-1536 因新舊版本內容與章節編排不盡相同，且新增不少內容，舊版本內容似為摘譯，建議先審視新版新增部分，重點摘譯即可，並請於 10 月中旬以前完成。
- (4) 近期將整理出尚未完成之工作項目並個別通知負責之主持人。敬請各位主持人於 10 月中旬前完成所有工作項目。

此外，物管局同仁亦分別於 3 月、6 月及 9 月蒞臨國立清華大學工程與系統科學系進行每季研究計畫訪查。訪查結果皆顯示本研究計畫整體進度符合委託計畫契約書要求。

四、相關文件研析結果

1. NUREG-1536 (Revision 1) 中文版文件內容審訂

研究團隊依計畫書所預定的目標，已完成 NUREG-1536 (Revision 1) 第 1 章至第 13 章中文版文件內容審訂。本研究發現相對於 NUREG-1536，NUREG-1536 (Revision 1) 修改的幅度相當大，除原第 14 章除役刪除、第 8 章材料評估新增外，各章節都有很大幅度的修訂。最後完稿之文件詳見附件二。本內容審訂刪除 NUREG-1536 (Revision 1) 未有之內容。原版中文內容與 NUREG-1536 (Revision 1) 內容一致者則不在本研究計畫的範圍。

2. Interim staff guidance (ISG) 審視與重點整理

ISG 重點摘要依文件內容區分，主要包含：背景介紹、管制基礎、接收標準、技術審查、應用範圍、定義、討論、建議事項、其它意見等等。ISG 重點摘要完稿之文件詳見附件三。其中，ISG 各章的建議如下：

ISG-1：破損燃料

相關法規(NUREG-1536 NUREG-1567, NUREG-1617, ISG-8, Rev.2, ISG-11, R ev.3) 中的名詞定義，建議按照本文修正。

ISG-2：燃料再取出性

所有按 10 CFR Part 72 發照的設施均需考慮並支援 ISFSI 之除役。根據 ISG-3 的建議，若燃料在貯存期間僅經歷正常及異常狀況，則在有需要時，已裝載之密封鋼筒應可自貯存護箱再取出，而用過燃料可以正常操作方法自密封鋼筒再取出以放入另一運送包件。

10CFR 72.122 (l) 規定用過燃料貯存系統之發照，要求在護箱的用過燃料要有再取出性。本 ISG 建議將應用在 PART 72 發照評估的相關定義為：

- (1) 燃料再取出性—可將含用過燃料的密封鋼筒移至一個運送包件內，或至可移出燃料的場所；且保有以正常方法操作各別燃料束或裝罐燃料束的能力。
- (2) 正常操作方法—如操作未受損燃料一般，可用吊車及抓鉤在護箱裝載處吊運燃料束及其內容物。這項工作允許增加特殊工具或修改燃料束，使其易於用吊車及抓鉤操作。

以上有關燃料再取出性及正常操作方法的定義，建議放入 NUREG-1536 及 NUREG-1567 中。

ISG-3：意外事故後復原及 10CFR 72.122 (I) 之符合度

10CFR 72.122 (I)規定貯存的燃料要有可取出性，本 ISG 建議將燃料再取出性與事故後復原在 SRP 中加以區隔：10CFR 72.122 (I)應用在正常與異常狀況而非事故狀況。NUREG-1667 第 10，15 章及 NUREG-1536 第 11 章有關輻射防護內容，應修改為找出影響大眾健康及安全的可能意外事故，而 SRP 應刪除不可能的意外(如無機制的密封邊界破壞)，事故應著重可能的意外以及是否會破壞密封邊界，它們將以 10CFR 72.106 之暴露劑量及 72.122(b)之密封評估來審查。至於事故後復原方法及外加包裝或乾式運送以保貯存安全則不在審查之內。

但密封邊界或其它安全組件仍有可能因未考慮到的原因受損，NUREG-1667 第 10 章 10.4.5 節“緊急應變計劃”及 NUREG-1536 第 11 章 V.2 節“事件的偵測”應修正為確定申照者有能力找出意外事件或不合法規的情況。

ISG-4：鋼筒封銲檢查重要事項

- (1) ISG 提供特定發展給鋼筒已裝核燃料物件之乾儲護箱頂端封銲的規範。其它乾儲護箱底部封銲及外殼銲接應該符合 ASME Section III Code 之適當章節在設計、製造、檢驗及測試之規範。
- (2) 儲存鋼桶頂銲及封密須進行測漏試驗。如果最低安全邊界大於或等於分析顯示的設計壓力值之 1.5 倍，則不需要進行水壓及壓力測試。
- (3) 封銲可能針對滲透銲之全尺寸厚度或部分滲透溝槽進行銲接，其中部分滲透溝槽銲接，介於封銲板件及外殼之最大清除(clearance)間距不得超過 1/16 吋，且最小溝槽深度須大於或等於封銲外殼厚度。封銲接合的銲件強度基於銲接面積和兩銲件接合最弱設計應力強度值，但最低銲件金屬的最大拉身強度須大於/等於基材金屬強度，以免除銲接金屬的破壞。
- (4) 乾式儲存筒可由 304、304L、304LN、316、316L 或 316LN 奧斯田鐵不銹鋼來製造，其頂部及封銲將可由 UT 或 PT 檢測來檢查，茲分述如下：
 - (a) 如果採用 UT 檢查，UT 接受標準須和 NB-5332 規範針對預服務檢查相同。
 - (b) 如果採用 PT 檢查，則鋼筒根部底層、小於 1/2 銲接接合處厚度、或每 1/2 寸之間隔、及最終的表面皆要採漸進式 PT 檢查。
- (5) 乾式儲存筒如非 304 或 316 等級之奧斯田鐵不銹鋼來製造，也許可使用 PT 檢查(如 4(b)所列)，但各銲接層間的尺寸及銲接次數之檢測，特別考量在特殊幾合形狀、材料性質及荷重上，應該利用破壞力學評估其銲接材料。
- (6) 如果乾式儲存筒可由肥粒鐵不銹鋼來製造，則頂部封銲應該由 PT 檢查之。
 - (a) 依使用溫度、材料特性、及臨界設計應力值經由線性彈性破壞力學(linear elastic

fracture mechanics)方法(如 ASME Code Section XI 所規定)來檢測。

(b) UT 檢測須與預先合格之步驟與方法來執行檢查，其方法應該顯示合理地準確性及能夠一致地偵測小於臨界缺陷尺寸的缺陷尺寸。UT 檢測之操作人員須有已測試經驗及已認證過銲接製程、銲接檢查標準、及人員合格認證，並皆須與 ASME Code 之確認相符。且銲接製程和銲接技術應該評估免於氫引裂(hydrogen-induced cracking)之問題。

(c) 使用 PT 或磁粒子檢測(MT) 須來執行檢查，在特殊設計及荷重情形存在下，應可採漸進式之表面檢查。PT 或 MT 檢測在足夠小的區間下執行檢查，以確保臨界缺陷能被測出。此外，一個 0.8 的應力減弱因子(因素)應納入封銲接合的銲接強度質上，以涵蓋可能因檢測失誤而有缺陷或不良缺陷潛在。因肥粒鐵不銹鋼有粹性破壞之考量，臨界缺陷尺寸值通常比較小。因此，PT 或 MT 檢測須檢查很多銲接層次，這樣可能再 ALARA 考量下無法被接受。銲接設計應顯示一個足夠安全之邊界，且應由 NRC 針對申請案件逐一確認。

針對乾式儲存鋼筒外部表面之風和銲接，其標準回顧計畫須清楚地陳述檢查標準。

ISG-5：密封評估重要事項

- (1) 護箱 cask 設計需提供額外的密封邊界，即雙重密封焊道或雙重金屬環密封。
- (2) 密封設計應依法規 ASME Sec.III P&V, NB or NC。
- (3) 確認最大允許滲漏速率，由試驗所得，以確保內部氣體局限在護箱內，以”Leak tight”試驗(參考 ANSI N14.5-1997, American National Standard for Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Materials)來取代詳細之密封分析，討論如下：
- (4) 對機械密封必須要有監視能力及/或量測計畫，須要有主動的監視設備以偵查組件的失敗。在一些案例中，廠商或員工為確認依 10CFR72.122(h)(4)之承諾，故準備技術需求以使護箱設備系統能保持在初期狀態。
- (5) 護箱亦須提供非主動設備以保護燃料束能抵抗燃料覆材(cladding)之衰退(degradation)，以避免破裂。此非主動設施包含乾燥、抽真空、抽乾水氣、填充非活性氣體(如氦氣 He)等。在乾式貯存下，實驗資料並未顯示在 20 年的執照期間用過燃料 UO_2 在大氣中的最低氧化速率。

ISG-6：建立最低初始濃縮度以界限設計基準燃料束

將 NUREG-1536 審查標準第 5 章第 V 節之 2(P. 5-3)改寫為：「因此，安全分析報告(SAR)應指定最低初始濃縮度做為護箱操作管制和限值，或在屏蔽分析中證明所使用之中子射源項能夠界限欲裝載於護箱中燃料之中子源。缺少 NRC 幕僚人員可以接受的適當證明，SAR 不應被認為已建立特定射源項以做為護箱使用之操作管制和限值。」

ISG-7：運輸事故下有關護箱熱傳的潛在通用議題

修改用過核子燃料運輸包裝 SRP, NUREG-1617 以及乾式護箱貯存系統 SRP, NUREG-1536，如下所示：

在事故條件下的任何情況下，當護箱組件溫度靠近他們的極限值(5%以內)，或是 MNOP 在設計基準壓力的 10%以內，或是任何其它特殊狀況，申照者要進行分析，考慮密封鋼筒內分裂氣體對護箱組件溫度限值以及護箱內部壓力的潛在影響。

ISG-8：燃耗之考量：用於 PWR 用過核燃料運輸箱與儲存箱之臨界安全分析

(1) 審照基準之限制

燃耗上限：50 Gwd/MTU；冷卻時間：1 至 40 年

(2) 程式驗證

估算用過核燃料內鈾系核種存量及增殖因數值之方程式，必須驗證。

(3) 審照基準之模式假設

估算用過核燃料內鈾系核種存量，必須用實際之燃料設計及爐心運轉參數。特別是：(a)必須有效的模擬燃料在軸向與水平方向的燃耗變化。(b)必須考量因可燃毒素或控制棒所可能造成之反應度增加。

(4) 裝填曲線>Loading Curve)

裝填曲線顯示出，隨著初始核燃料濃縮度之變化，可裝填入儲存箱之用過核燃料燃耗低限值，高於此低限值之燃料即可放入儲存箱。

(5) 查核燃耗裝填值

建立妥善之行政管制程序，確保裝填入貯存箱之用過核燃料，符合裝填曲線之規範。

(6) 估計多出之反應度餘裕。

ISG-9：燃料束相關組件的貯存

標準審查計畫(NUREG-1536 在如前述引用之處，與 NUREG-1567，”用過燃料乾式貯存設施標準審查計畫”的第 4.4.1.1 節)應修正，以載明如前述討論所允許貯存於 DCSS 的項目，假若經適當評估，則所擬議的內容物要包含於執照、合格證書、或技術規範內。

ISG-10：ASME 規範的替代方案

對於承諾遵守 ASME 規範第 III 節與對規範所擬議的替代方案均應載明於申請書中。同樣地，官方所核准的規範替代方案，也應包含於 NRC 所頒發的 10 CFR Part 72 之執照、合格證書以及技術規範中。此外，為確保類似因採用 ASME 規範第 III 節所造成的問題，不會發生在其它安全重要的領域，針對安全重要組件所引用的全部規範與標

準以及相關申請人所承諾且經核准的替代方案，均應包含於執照、合格證書、或技術規範內。在製造時，若需要規範的替代方案，且此替代方案並不會影響組件的品質或安全，則經 NRC 核准，可以採行執照、合格證書或技術規範所列要求條件的替代方案。因此，管制人員建議申請人就執照、合格證書或技術規範，說明引用規範替代方案的條件。此條件或技術規範也應說明在製造時可能需要取代 ASME 規範之一次性替代方案的過程。註：目前的執照或合格證書的持有人，可以申請更正，將此過程加入其執照或合格證書中。

ISG-11：用過燃料於運送及貯存時其護套應注意事項

ISG-11 Revision 3 的修正，主要目的是讓美國一些早期的中期貯存設施(其允許最大溫度為 570°C，小於 45GWd/mTU)可以繼續使用。

我們的中期貯存設施，一開始就限制燃料護套溫度不可超過 400°C，故就沒有燃料上限的限制，只要是商用反應器的用過核燃料均可貯存於此設施內，當然必須遵守上述三個審查準則的規定。

ISG-12：用過核燃料在底端墜落情況下的彎曲

如果分析使用 LLNL 的 UCID-21246 報告中的方法，則此項分析必須使用輻照後的材料性質，且計算時其應包括燃料丸的重量。

另外，若使用動態分析墜落事故，則燃料護套所受之應力大小應低於其降伏應力，其結果及可被接受。

ISG-13：真實個人

NUREG-1536 和 NUREG-1567 本文應修訂，以反應本 ISG 所提供資訊。附件 A 包含對 NUREG-1536 修訂之建議，附件 B 包含對 NUREG-1567 修訂之建議。

ISG-14：補充屏蔽

NUREG-1536 第 12.V 節應該修正以反應下列有關一般執照擁有者所安裝補充屏蔽之導則。

依據 10 CFR 72 Subpart L 核准給一般執照擁有者使用之護箱，在其護箱核准印行的技術規範(TS)中應要求敘述補充屏蔽。此要求應列於 TS 第 4.3 節「特定場址參數和分析」中，並說明如

補充屏蔽：如果需使用工程特性(諸如泥土隔道、屏蔽牆)以確保符合 10 CFR 72.104(a)之要求，則此特性被認為屬安全相關，必須依 10 CFR 72.106(b)適當評估。

NUREG-1567 第 7 和第 11 節應修正以反應安裝補充屏蔽，其屬性為安全相關，補充屏蔽之敘述與分析須列於特定場址執照擁有者之 SAR 中。

ISG-15：材料評估

(1) NUREG-1536 應修正如下：

本 ISG-15 變成 NUREG-1536 的新的第八章，原來的第八章變成第九章，其後依此類推。修正 NUREG-1536 的目錄、章節及參考資料等。

(2) 修正 Appendix C, “Glossary” 以包含下列項目：

*Commercial Spent Fuel Management Program (CSFM)

*Heat Affected Zone (HAZ)

*Megawatt days per Metric Ton Uranium (Mwd/mTU)

*Non destructive Examination (NDE)

*Post-Weld Heat Treatment (PWHT)

ISG-15 材料評估，屬於 NRC staff 新增的項目，他們建議應納入 NUREG-1536 中作為第八章的內容，原來第八章則改為第九章，其後依此類推。

本人建議物管局，應儘速找人安排翻譯此 ISG 並納入 NUREG-1536 中，作為材料評估的專門一章。

ISG-16：緊急應變計畫

提出 NUREG 1567 第 10.4.5 節更新版本以作為過渡時期之審查指引。

ISG-17：超過等級 C 類廢料之中期貯存

因我國並未考慮 GTCC 廢料之中期貯存，故建議主管機關注意其發展即可。

ISG-18：針對奧斯田鐵不銹鋼筒用於乾貯密封邊界及運輸包封邊界之重要事項

奧斯田鐵不銹鋼筒最後密封銲道品質的合格性與相關法規：

(1) 符合 10CFR72 的密封邊界，驗證貯存期間沒有顯著洩漏，且符合 10CFR72.104(a) 及 10CFR72.106(b) 的劑量限值。

(2) 符合 10CFR71 的密封邊界，驗證運送期間亦無顯著洩漏，且符合 10CFR71.51 的劑量限值。

ISG-19：假設事故條件下排除緩和劑並驗證符合 10CFR 71.55 (e) 有關次臨界的規定

如運送高燃耗燃料，在熱傳方面，須考慮燃料重組後，會散落至對熱敏感的材料附近(如怕熱的彈性密封材料)。在屏蔽及密封方面，須評估燃料重組散落的情形。在假設事故之臨界評估方面，須採用可信的燃料形態或最壞的幾何形態，但如不作燃料結

構分析，則必須採用最壞的幾何形態。

ISG-20：在 10 CFR Part 71 授權下，不必事前經 NRC 核准，運送包件的設計變更

本文的目的在澄清，不必事前經 NRC 核准而允許包件設計變更的彈性，包括包件的內容物與操作的改變。影響此彈性的因數之一為申請人於申請包件時所附技術資料的詳細程度。此對申請時所附資料被列為包件核准的條件尤其真確，例如包件設計圖、內容物規格、包件操作以及維護計畫。執照持有人與運送人必須提供這些足夠詳細的資料給 NRC 人員以進行適當技術審查；然而，這些資料不可過於苛細，以免限制了不必事前經 NRC 核准而進行改變的彈性。

管制人員建議修正 NUREG-1609 與 NUREG-1617 的適當章節來解決本文所述的指引與兩個附錄所含的資訊。

ISG-21：計算模式軟體的使用

本 ISG 是要提供給審查者，注意在做貯存護箱或運輸包裝的設計審查中，應該要審查的地方。本 ISG 僅適用於利用 CMS 的熱傳與結構分析中，不包括屏蔽以及臨界的分析。審查過程中，往往審查者可能會對某一些部分的分析特別想知道更為深入的模式細節，此時，極有可能相關聯的其它模式細節也會一併列入考慮。

建議修改多個相關 NUREG 報告。

ISG-22：用過核燃料在裝填操作過程中因短暫曝露於大氣中可能造成燃料棒破裂的情況

本 ISG 僅適用於輻照過的 LWR 或其它氧化鈾型燃料。下列三種可能選項可以用來作為防止用過核燃料護套氧化的方式：

- (1) 維持用過核燃料在適當的環境下，如 Ar, N₂ 或 He 氣環境，以防止氧化。
- (2) 確保不會有任何燃料護套裂口不會曝露在氧化環境中。這項工作可藉由檢驗紀錄 (sipping records) 或由 100% 渦電流檢測 (eddy current inspection) 來達成。
- (3) 決定用過燃料棒的時間對溫度變化曲線，當此燃料棒曝露在氧化環境中時，並計算出預期的氧化行為是否會造成燃料護套的破裂。

ISG-23：執行用過燃料貯存與運送包件執照申請技術審查時，ASTM 標準規範 C1671-07 的應用

對於依靠硼基金屬吸收材料來做核子臨界控制的乾式護箱系統與運送包件，管制人員建議可以考慮採用 ASTM 標準實踐 C1671-07 以及本文的驗證聲明來評估申照行動。

ISG-25：用過核子燃料乾式貯存系統密封邊界的壓力與氬氣洩漏測試

本 ISG 用以補充 SRP 指引中，有關乾式貯存系統(DSS)密封邊界的氬氣洩漏測試及 ASME 法規要求的壓力(水壓或氣壓)測試之評估。這些驗收測試是必要的，為了就是要清楚地證實 DSS 密封邊界是有依據設計準則來製造，而且它的操作也會滿足密封系統所要的安全根基及管制上的各項要求。在製造地點就要進行氬氣洩漏測試，證實 DSS 洩漏率是在設計極限之內。這項要求十分重要，一方面可以確保廠界輻射劑量滿足要求(Part 72)，而且也確保用過核子燃料的惰性氬氣冷卻環境可以維持。

建議修改 NUREG-1536, Sections 5.V1b, 9.V1c 與 NUREG-1567, Sections 5.5.1.1, 9.4.1.1。

3. MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER)內容審視其重點摘要

研究團隊成員審視 MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER)內容後提出的重點摘要主要包含二部分：(1)美國核管會審查發現；(2)成員所提出的重要內容整理研析。其中，美國核管會審查發現為原始文件中美國核管會所提出之評估結論。第二部分則是團隊成員審視文件後所提出之重點內容以及相關建議。最後完稿之重點摘要詳見附件四。各章的重點摘要如下：

第 1 章 概述

(一) 美國核管會審查發現

1. SAR 第 1 章針對 MAGNASTOR 系統進行一般性的描述，特別是針對設計與操作特性、非一般性與特別之設計以及主要的安全考量。
2. 審查者詳細審查 SAR 關於 1.8 節重要安全結構系統組件的圖樣，結構、系統、組件的審查評估分述於 SER 第 3-15 章。
3. MAGNASTOR 系統貯存的燃料規格敘述於 SAR 之 1.4 節，燃料特性如表 2.2-1 及表 2.2-2，可貯存的各式燃料內容列於 CoC 的附錄 B。
4. 申請者的技術資格如 SAR 1.5 節描述。
5. 品保計畫如 SAR 第 14 章描述。
6. NRC 審查認為 SAR 第 1 章描述符合 10CFR72 要求。該審查結論係基於 RG 3.61、NUREG 1536 審查導則等的法規考量。

(二) 重要內容整理研析

1. 第 1 章主要概述 MAGNASTOR 乾貯護箱系統，一般性描述之審查目標，為確保報告能提供審查人審查所需要關於系統之描述。審查時應確認 NAC 公司提供概述內容適當描述該系統的特色。

2. 審查報告應說明報告送審過程、審查參酌法規以及審查結果。
3. 一般性描述(1.1 節)介紹 MAGNASTOR 系統包含水泥護箱和可用於運送的密封鋼筒(TSC)，密封鋼筒放置在水泥護箱內。水泥護箱主要用於保護密封鋼筒、輻射屏蔽、自然對流散熱。此系統可用於貯存和運送用過燃料(運送過程未經審核)，在運送過程還會使用運送護箱。各小節則介紹密封鋼筒、水泥護箱、運送護箱之結構組件與規格以及基本操作。
4. 第 1.2 節說明 SAR 已包含結構、系統及重要安全組件之結構圖，同時，亦交代 SAR 已說明特殊結構、系統及重要安全組件的評估。
5. 第 1.3 節說明 MAGNASTOR 乾貯護箱系統之設計可貯放 37 束 PWR 燃料或 87 束 BWR 燃料兩種型態，台電核二廠引入 87 束 BWR 燃料的 MAGNASTOR 乾貯護箱系統。
6. 第 1.4 節說明組織與責任，並交代 SAR 品質保證計畫內容符合 10 CFR Part 72 Subpart G 的規定。

第 2 章 基本設計準則評估

(一) 美國核管會審查發現

本章講述主要設計準則以滿足 10 CFR Part 72 中之規範，對每個結構系統及組件均能符合安全之要求。

(二) 重要內容整理研析

1. 第 2 章審查目的為確認結構、系統及重要安全組件的主要設計準則是否符合 10 CFR Part 72 規定。
2. 攸關安全之系統的主要設計標準以及系統主要組件分類以列表呈現於 SAR 中。
3. SAR 根據場址周遭環境條件及自然現象，說明外部設計條件考慮因素有颶風和風壓、洪水、地震事件、雪和冰的荷重、以及極端溫度。對台灣之情況，地震、土壤液化、山崩、海底火山以及海嘯亦為需要考量之環境條件及自然現象。
4. 說明 SAR 已詳列安全屏障系統之設計準則，水泥護箱和密封鋼筒的設計荷重組合亦已表列說明。
5. 系統組件根據重要性分成 Category A(攸關安全之組件)、Category B(對安全具有間接影響之組件)以及 Category C(對安全影響不顯著之組件)三類。安全性分類符合 Regulatory Guide 7.10 之規定。
6. 系統的結構是為了密封輻射物質、臨界控制、散熱、輻射屏蔽以及再取回而設計，設計要求根據 10 CFR Part 72。SAR 亦已分別進行異常狀況和緊急事故條件下的結構系統安全性分析。
7. 系統採用被動式散熱方法，自然的空氣循環會將水泥護箱的熱能排放，使溫度維持在限制溫度之下。
8. 熱傳評估、輻射屏蔽、密封、臨界分析、操作程序、接收測試、維護、除役等，SAR 均有清楚之說明。

第 3 章 結構評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 重要安全結構系統組件的安全分析報告描述，結構評估可於正常、異常、意外情況的組合荷載。
2. MAGNASTOR 系統設計可安全再取出。沒有正常與異常情況的分析，會造成無法再取出的損壞情況。
3. MAGNASTOR 系統設計與製造，可使其結構功能確保用過核子燃料的次臨界，額外的次臨界評估於 SER 第 6 章。
4. MAGNASTOR 系統及所有重要安全結構系統組件的結構評估可合理確保放射性物質密封。

(二) 重要內容整理研析

1. 場址環境與自然載重已於 SAR 進行說明，考慮的因素包括：
 - **颶風投射物(Tornado Missiles)與風力**：考慮颶風之影響系統的設計可符合 Regulatory Guide 1.76 Region I。颶風風速可達 290 mph、移動速度可達 70 mph，兩者結合後的速度為 360 mph。根據 NUREG-0800 Section 3.5.1.4 Spectrum I，颶風投射物對於護箱的影響可分成三類：(1)可變形且重量為 4,000 磅(lbs)的颶風投射物、(2)具穿透性且重量為 280 磅的颶風投射物、(3)直徑 1 英吋鋼球颶風投射物。SAR 假設投射物水平方向的速度為 126 mph/hr，此速度是 360 mph 的 35%；在垂直方向的速度為 88.2 mph/hr，此速度是水平方向速度的 70%。
 - **洪水**：系統考慮的設計條件洪水流速為 15 ft/sec，水深 50 ft，在深度 50 ft 下，水泥護箱和密封鋼筒承受的水壓為 22 psi；在流速 15 ft 下，系統抵抗水流的曳引力不致發生滾動。
 - **地震**：考慮地震發生時，水泥護箱底部襯墊的尖峰加速度(水平方向為 0.37g，垂直方向為 0.25g)造成傾倒之相關分析說明詳列於 SAR。
 - **雪和冰**：SAR 主要考慮美國土木工程師學會關於雪所造成載重之相關準則 (ANSI/American Society of Civil Engineers 7-93)。水泥護箱對於雪和冰的荷重為 100.8 psf。
2. 複合荷重(load combinations)下對於系統(包括水泥護箱、密封鋼筒與燃料提籃)的影響已於 SAR 中說明。此外也考慮淨重、活荷重(live load)、熱效應、內部壓力、護箱掉落以及傾倒所造成的荷重。
3. 說明 SAR 針對異常事件(off-normal event)分析結果
 - **密封鋼筒**：模擬條件為內部壓力為 130 psig、軸向慣性力為 1.1g 時，最小安全係數為 1.18。根據 ASME Section III Service Level B primary membrane-plus-bending stress category，安全係數是可接受的。另一模擬條件為內部壓力為正常值 110 psig、但軸向慣性力非正常值，則最小安全係數為 1.27，根據 ASME Section III Service Level C primary membrane-plus-bending stress category，安全係數亦為可接受。另外，燃料提籃在垂向慣性力為 1.5g 與橫向慣性力為 0.707g 下，根據 ASME Section III Service Level C stress intensity limits，安全係數可被接受。
 - **水泥護箱**：模擬水泥護箱傾倒的結果顯示，水泥護箱底部的襯墊尺寸對於尖峰減速度影響不大，在提籃頂部的軸部位置為 26.6g vs. 26.4g，密封鋼筒頂部為 29.6g vs. 29.5g。考慮以 0°和 45°方向掉落，將使不鏽鋼管頂蓋與燃料提籃

- 受到 32.2g 和 29.6g 的衝擊力。
4. 說明 SAR 針對意外事件(storage accident event)分析結果
- **混凝土護箱傾倒(Tip-over)**：SAR 利用有限元素法(LS-DYNA)分析了混凝土護箱(護箱、襯墊與土壤系統)傾倒事件，於不同襯墊大小條件下，因傾倒造成提籃與密封鋼筒頂撞擊造成之減速度分別為 26.4-26.6g 以及 29.5-29.6g，顯示襯墊大小對減速度分析影響不大。SAR 進一步分析了提籃與密封鋼筒頂部於 0° 和 45° 撞擊條件下之減速度放大情況，分別為 29.6g 與 32.2g。因諸多分析條件與參數與先前核准之系統一致，因此，減速度放大分析適用於系統結構構件後續載重與表現(performance)分析。
 - **鋼筒主體(Canister Body)**：密封鋼筒頂蓋因傾倒會受到 32.2g 的慣性力，未超過密封鋼筒側面撞擊能承受之 40g 慣性力。SAR 顯示頂蓋與密封鋼筒外殼銲接處所受最大應力強度為 29.05 ksi，此應力小於容許值 34.72 ksi，安全係數為 1.2。SAR 亦顯示密封鋼筒外殼中間部分所受的應力為 59.06 ksi，此應力亦小於容許值 63.75 ksi。
 - **燃料提籃**：因燃料提籃受力條件可能造成結構構件分離，因此需要評估燃料提籃結構完整性(Structural Integrity)以及幾何穩定性(Geometric Stability)。
 - **燃料提籃結構完整性(Structural Integrity)**：考慮 ASME code Section III Appendix F，燃料管在彎角處的安全係數最小(FS=1.16 與 1.40)。根據 NUREG/CR-6322，考慮軸向壓縮與彎矩的影響，安全係數亦能符合標準(FS=1.12 和 1.34)。SAR 說明利用 LS-DYNA 模式模擬結構元件(neutron absorber 和 retainer assembly)在 60g 的側向衝擊下，會有 35g 的最大傾倒減速度荷重(maximum tip-over deceleration loading)。
 - **燃料提籃幾何穩定性(Fuel Basket – Geometric Stability)**：在傾倒事件中，若側向衝擊力為設計值 1.5 倍時，燃料管仍不變形，且 pin-slot 接頭仍能接合在一起。另外，pin-slots 在設計條件下亦不會發生斷裂。
5. 說明 SAR 針對自然現象(Natural phenomena event)分析結果
- **洪水**：高度 227 英吋之水泥護箱設計水深為 50 呎(水壓 22 psig)，密封鋼筒內部壓力 110 psig，水壓會使密封鋼筒壓力差減少為 88 psig，因而降低密封鋼筒應力。若要使水泥護箱滾動，則流速要到達 21.9 呎/秒，與洪水流速設計基準值 15 呎/秒比較，求得安全係數為 1.46。水流造成的曳引力是 17.2 psi，亦遠低於水泥抗壓強度 3,800 psi。
 - **颶風與颶風投射物**：風壓的計算主要參考 ANS/ASCE 7-93，水泥護箱局部損毀所需風壓的計算方程式是參考 NSS 5-940「A Review of Procedures for the Analysis and Design of Concrete Structure of Resist Missile Impact Effects」，剪力計算則參考 ACI 349-85。在風速為 360 mph 條件下，SAR 計算有效風壓為 36.1 kips，在此條件下若呆重設為真實呆重的 2/3，護箱抗傾倒之安全係數為 2.44。風所造成的曳引力為 19.1 psi 遠低於水泥抗壓強度 3,800 psi。因 1 英吋之鋼球不致穿透達密封鋼筒，因此同意不需進一步分析。重量 280 磅，直徑 8 英吋的投射物，以 185 呎/秒的速度撞擊 26.51 英吋厚的水泥護箱，造成的穿透深度為 5.82 英吋。在同樣條件下，厚度為 0.75 英吋的碳鋼頂蓋則會被穿透 0.65 英吋，安全係數為 1.15。當重量 4,000 磅的高能量具可變形性之投射物衝擊水泥護箱，會造成護箱旋轉 4.5°。在此條件下造成的力距為 1.04×10⁶ ft-lbs，高於颶風造成的力距 3.38×10⁵ ft-lbs。考慮 4,000 磅的投射物產生之撞擊力

508.8kips，混凝土護箱所需抗剪截面積為 1.3ft^2 ，小於混凝土護箱設計截面積 20ft^2 。

- **地震：**假設水泥護箱底部襯墊的尖峰垂直加速度為水平向的 $2/3$ ，若尖峰水平加速度低於 0.41g ，則水泥護箱不會發生傾倒，因護箱設計尖峰水平加速度為 0.37g ，因此護箱抗傾倒之安全係數為 1.1 ，相關資料可參考 ASCE 4-86「Seismic Analysis of Safety-related Nuclear Structures」。因 SAR 未提供護箱受震抵抗滑動之能力，因此使用者必須確認護箱不致相撞或將相撞設定為意外事件之一且結構不致因撞擊而受損。若考慮水平與垂直向的加速度皆為 0.5g ，保守估計造成的壓縮應力為 138psi ，遠低於水泥抗壓強度 $3,800\text{psi}$ 。

NRC Staff 在 3.4.3 水泥護箱傾倒一節花了許多篇幅，討論在水泥護傾倒的情況，分別就 TSC 的 Canister 本體，燃料提籃結構完整性，燃料提籃的形狀穩定性及用過燃料棒破損之可能性做了詳細的評估。本節應為未來物管局安全審查時的重點！

第 4 章 熱傳評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 重要安全結構系統組件的安全分析報告第 1、2、4 章描述，則以評估其熱傳有效性(10CFR72.236(b))。
2. NRC 合理確認用過核子燃料格架，因為溫度低於最大允許值，可保護燃料不會產生全體破裂。(10CFR72.122(h)(1))
3. 經過分析，NRC 合理確認 MAGNASTOR 護箱貯存系統的熱移除能力的可靠性。
4. 經過分析，NRC 合理確認 MAGNASTOR 護箱貯存系統的衰變熱荷載合理性(10CFR72.122)
5. 經過分析，NRC 合理確認 MAGNASTOR 護箱貯存系統的熱移除無需主動冷卻系統(10CFR72.236(f))
6. 經過分析，NRC 合理確認 MAGNASTOR 護箱貯存系統的組件及護箱壓力被正確決定(10CFR72.122)
7. NRC 認為 MAGNASTOR 系統的熱傳設計符合 10CFR72 要求，熱傳設計可合理確保 20 年貯存期間的安全。

(二) 重要內容整理研析

美國核管會之審查發現已完整地說明本章的重點，沒有其它的補充。

第 5 章 屏蔽評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 安全分析報告第 5 章足夠詳細描述 MAGNASTOR 系統重要安全結構系統組件的屏蔽設計基準及設計準則。
2. MAGNASTOR 系統輻射屏蔽與密封特性足以符合 10CFR20, 10CFR72.104, 10CFR72.106, 10CFR72.126, 10CFR72.236(d)的要求
3. NRC 認為 MAGNASTOR 系統的輻射屏蔽與密封特性符合 10CFR72 要求，可合理

確保用過核子燃料的貯存安全。

(二) 重要內容整理研析

美國核管會之審查發現已完整地說明本章的重點，沒有其它的補充。

第 6 章 臨界評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 臨界安全相關之結構、系統、組件的描述，詳細呈現於安全分析報告第 1、2、6 章，足供評估其有效性之用。
2. MAGNASTOR 護箱系統，在各種可能發生情景下，可維持次臨界。
3. 臨界設計考量幾何控制、固定中子吸收材等控制。依據結構分析(SER 第 3 章)，護箱系統設計幾何形狀在各種條件下可維持，僅在設計意外事件時有微量變形。依據材料評估(SER 第 8 章)，中子吸收板可維持 20 年貯存期間的有效性，因此依據 10CFR72.124(b)無須再提供主動方法確認其持續有效性。
4. 臨界設計的分析與評估證實至少 20 年貯存期間具足夠安全餘裕。
5. MAGNASTOR 護箱系統設計特性符合 10CFR72 對設計規範之要求，可確保貯存用過核燃料之臨界安全。

(二) 重要內容整理研析

1. NRC 的審查人員使用 SCALE 程式系統，執行臨界安全之驗證計算，所得之結果與送審之報告相符。
2. 我國的臨界安全審查，並未執行驗證計算。台電公司委託清華大學執行平行驗證分析之報告，彌補了不足，應要求送作審查參考之用。

第 7 章 密封評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 在 SAR 之第 7 章中有關 MAGNASTOR 的密封結構環境和重要組成之安全性部分，確實已具有足夠詳細之有效性評估。
2. MAGNASTOR 運輸儲存密封鋼桶 (TSC) 的設計針對密封系統提供了一個多重的封銲。
3. MAGNASTOR 的 TSC 設計充分保護廢燃料的護套，否則它們可能會導致嚴重的破裂。在此安全評估報告“第 4 章節所述的，必須能證明(保證)材料的溫度上限不會被超越，熱分析的可接受性。
4. 密封邊界的完整性將確保通過：(1) 上蓋到密封殼銲接水壓試驗，以提供額外保證銲接結構完整性與其它密封邊界銲縫相稱。(2) 操作程序和技術規範要求關閉真空泵，以確保準確的真空密封鋼桶壓力上升之測試；以及(3)包括孔蓋之防漏測試。
5. 工作人員得出結論認為，MAGNASTOR 密封邊界的設計已經符合 10 CFR 第 72 部分中對所有適用密封的要求。

(二) 重要內容整理研析

美國核管會之審查發現已完整地說明本章的重點，沒有其它的補充。

第 8 章 材料評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 有關 SAR 描述，所用材料的結構，系統和零件 (SSCS) 安全的重要性，它們已具有足夠詳細的細節，確實已具有效性之評估。
2. TSC 設計和材料的選擇，充分保護廢燃料護套以避免劣化，否則可能會導致嚴重的破裂。在此安全評估報告“第 4 章節所述的，必須能證明(保證)材料的溫度上限不會被超越，熱分析的可接受性。
3. TSC 採用不燃物質的材料，這將有助於維護安全控制功能。
4. TSC 使用的材料在所有操作條件，將保持其機械性能。
5. TSC 採用的材料可分為濕式和乾式燃料，並在負荷及無負荷操作過程中都能相互匹配。這些材料計不會隨著任何條件時間的產生裂化，亦不含在儲存過程中與任何其它 TSC 產生反應。

(二) 重要內容整理研析

本章重點在材料評估包含下列幾項特質：材料選擇、脆性破裂、所使用之規範面標準、焊道設計及規範、腐蝕(環境腐蝕、化學及伽凡尼腐蝕、均勻腐蝕和局部腐蝕等)和護套完整性。

8.2 材料斷裂韌性：由於傳送護箱材料為低合金鋼，此類材料有低溫脆化的特質，依規定必須在零韌性溫度(nil ductility temperature)之上 40°F (22°C)的環境下才可操作，故申請者限制使用傳送護箱的外在環境溫度不可低於 0°F，因而不必做衝擊實驗。

8.7 鍍層

8.7.1 無電鍍鎳層鍍在燃料提籃(低合金鋼)表層以保護其防止腐蝕及氧化。另外也必須確認此鍍層鎳在操作時不改於與水起化學作用而產生氫氣而影響安全。

8.8 腐蝕反應影響不大

8.9 中心吸收材料測試：中子吸收材料對於貯存護箱保持次臨界狀態非常重要，故必須非常謹慎處理，MAGNASTOR 系統中使用三種中心吸收材料：①BORAL、②碳化硼與鋁金屬的複合材料與③含硼的鋁合金。

8.9.1 檢驗，用目視檢測及工具量測，以確保中子吸收材料，裝置正確且完整，不可有任何損壞或缺陷。

8.9.2 接收測試：必須經過一套完整的分析、測試，且符合規定之校準，才可以接受使用。

8.9.3 性能資格測試：當申請者提出使用新的含硼材料或改變現有已核准的材料時，需提出資格測試，通過後才可接受使用。

8.10 護箱完整性：主要關鍵在於護套長期貯存之溫度限制

8.10.1 燃料性質，燃料護箱之其熱性質及機械性質均符合規範

8.10.2 已破損燃料：申請者對於破損燃料的定義，可以接受

8.10.3 用過燃料的氯化：要確保在裝填用過燃料的操作過程下，不致於發生用過燃料護套的氯化現象

8.10.4 溫度限制及灌水分析：用過燃料最大溫度為 400°C，不可超過至於在灌水時產生的熱應力，若依其操作程度，應不是問題。

8.10.5 真空乾燥：所使用之方法，可以接受。

第 9 章 操作程序

(一) 美國核管會審查發現

1. MAGNASTOR 系統兼容濕式裝載與卸載。這些操作的一般程序說明概述於申請人的 SAR 第 9 章。必須以特定場址為基礎，來開發與評估詳細的程序。
2. MAGNASTOR 系統的設計特性與操作程序，必要時，可以再取出用過燃料，以進一步處理或處置。
3. MAGNASTOR 系統設計與一般操作程序有助於除污。在護箱由用過燃料池移出後，僅需要例行除污。
4. MAGNASTOR 系統在裝載、傳送、或貯存操作時，不會產生大量的放射性廢棄物或流出物。任何污染水或設備，依據 10 CFR Part 50 的執照條件處理。
5. SAR 所述一般操作程序的技術基礎，可以適當防護健康並使生命財產的危害最小。必須基於特定場址，由護箱使用人開發與評估詳細的程序。
6. 本 SER 第 11 章評估放射防護措施與操作限制，以符合 10 CFR Part 20 的限值。亦可由護箱使用人/執照持有人建利特定場址的額外限制。
7. 管制人員結論認為 MAGNASTOR 系統操作的一般程序與指引，符合 10 CFR Part 72 與滿足適用的接受準則。評估 SAR 所述操作程序後，可以合理保證該系統足以安全貯存用過燃料。此項結論乃是基於法規、適當法規指引、適用的法典與標準、以及公任的做法，所做審查後，獲得的。

(二) 重要內容整理研析

1. 本章概述 MAGNASTOR 系統的一般操作，需依照特定場址開發與執行詳細的操作程序。
2. 一般操作程序概分為護箱裝載、護箱搬運、傳送以及貯存操作、以及護箱卸載。
3. 護箱裝載時要注意：合理抑低(ALARA)、選擇燃料與裝載 TSC、排水乾燥填充及加壓、以及銲接與密封。

第 10 章 接收測試與維護評估

(一) 美國核管會審查發現

1. 安全重要的 SSCs 將設計、製造、建造、測試及維護，使其品質標準符合其所欲操作對安全重要的功能。SAR 第 2 章指明適用的設計準則、法典、及標準，以供執行系統組件的製造、檢查、及測試。
2. 依據合適的法典與標準，製造、檢查及測試 TSC 的密封邊界，以確保沒有顯著缺陷而降低功能。這些測試包括 TSC 的水壓測試。
3. 對 MAGNASTOR 各種不同 SSCs 銲接的非破壞檢查(NDE)說明於 SAR 第 10.1.1 節，且由合格人員依照 ASME 法典執行。
4. SAR 第 10.1.6 節說明申請人所擬的計畫，對 TSC 中的中子吸收劑材料進行驗收測試與認證。管制人員發現驗收與認證測試計畫，如同附錄 A TS 4.1.1.b 所要求的，符合此項應用。
5. 每一個 TSC 與混凝土護箱以型號與識別號碼標識，且每一個混凝土護箱也將標識空重與裝載日期。SAR 第 1.8 節的執照圖提供標識規定。
6. 管制人員結論認為對 MAGNASTOR TSC 的驗收測試與維護計畫，符合 10 CFR Part 72，且滿足適用的接受準則。評估驗收測試與維護計畫，以合理確保護箱系統在

其整個許可或認證期限，均可安全貯存用過燃料。此項結論乃是基於法規本身、適當法規指引、適用的法典與標準、以及公任的做法，所做審查後，獲得的。

(二) 重要內容整理研析

1. 本章的法規指引為 NUREG-1536，"乾貯護箱系統的標準審查計畫"，2010 年修訂第 1 版。
2. MAGNASTOR 系統安全重要的 SSCs 均依照適當的品保計畫，設計、製造、組裝、檢查、測試、驗收、以及維護。
3. 驗收測試的主要項目包括：目視與非破壞檢查、結構與壓力測試、洩漏測試、以及中子吸收劑測試。
4. MAGNASTOR 系統為被動式設計，僅需要最低的檢查與維護計畫。

第 11 章 輻射防護評估

(一) 美國核管會審查發現

1. MAGNASTOR 系統的安全分析報告詳細描述重要安全結構系統及組件的輻射防護設計基準及設計規範
2. MAGNASTOR 乾式貯存系統提供輻射屏蔽與密封特性符合 10CFR72.104 及 10CFR72.106 規定
3. 安全分析報告的職業輻射暴露滿足 10CFR72 限值與 ALARA 精神
4. NRC 審查結論認為 MAGNASTOR 系統輻射防護設計符合 10CFR72 規定，MAGNASTOR 系統輻射防護設計可合理確保用過核子燃料的安全貯存。此一發現是基於法規考量、適用導則、工業標準、業者分析、NRC 確認分析、即可接受的工程實績。

(二) 重要內容整理研析

美國核管會之審查發現已完整地說明本章的重點，沒有其它的補充。

第 12 章 意外分析評估

(一) 美國核管會審查發現

1. MAGNASTOR 重要安全結構系統與組件足以防止意外與減輕意外事件的影響
2. 申請者評估 MAGNASTOR 系統證實在意外事件中可合理確保放射性物質密封性
3. 所有意外與天然事件都不會排除用過核燃料再取出以處理或處置之可行性
4. 所有意外與天然事件都可維持用過核燃料的次臨界，民眾劑量也在法規限值內
5. NRC 認為 MAGNASTOR 對意外與天然事件的設計及評估符合 10CFR72，用過燃料在可能的意外事件下仍能安全貯存。

(二) 重要內容整理研析

1. 異常事件的定義可參考 ANSI/ANS 57.9-1992 之 Design Event II，這些事件是通常是指少見，但可預期到每年可能會發生一次。在 SAR 中的異常事件包括高溫和低溫(106°F~-40°F)、通風口一半堵塞、異常操作負載、溫度監測儀器失效、少量輻射物質自密封鋼筒洩漏。它們都不會對廠外民眾有影響。
2. 意外事件的定義可參考 ANSI/ANS 57.9-1992 之 Design Event III 與 IV，這些事件

是通常是指發生或然率非常低、ISFSI 運轉期間可能發生一次的事件，或是緣於事件發生導致後果對周圍環境影響太嚴重而納入分析考慮之假設性事件。這些意外事件包括人為事件、低或然率事件以及自然現象，申照者分析了下列事件：

- **意外增壓**：假設所有燃料棒同時損毀，造成密封鋼筒壓力增加，在分析中的壓力峰值為 201 psig，低於設計值 250 psig，故此意外事件不致造成輻射物質外洩。
- **進氣孔封閉**：假設水泥護箱所有進氣孔皆封閉，則將造成密封鋼筒溫度急速上升，但只要在 58 小時內將四個通風口中的兩個貫通，則溫度會明顯下降，並避免密封鋼筒超壓。
- **護箱墜落**：裝載完成之水泥護箱吊升限制為 24 英吋，因此，SAR 分析了水泥護箱由 24 英吋高處墜落之意外事件。結果顯示護箱各結構元件及內載燃料皆仍能維持正常安全功能。
- **火災及爆炸**：由行政管制現場火源在 50 加侖汽油以下。對於爆炸危害亦同，由行政管制最大外來爆炸威力為 22psig。以上二項，使用者應評估現場狀況。
- **雷擊**：僅水泥護箱表面輕微受損
- **洪水**：在水深為 50 呎、流速到達 21.9 呎/秒之條件下，水泥護箱仍不會傾倒，且能保持完整。
- **地震**：水泥護箱底部的襯墊在水平尖峰加速度為 0.37g，垂直尖峰加速度為 0.25g 的條件下，水泥護箱不致發生傾倒。然而使用者需確認現場地震幅度在上述限值內，以及水泥護箱不致滑下襯墊，或滑動產生之護箱間撞擊力已涵蓋於傾倒分析所得之撞擊力以下。
- **颶風以及投射物**：關於颶風造成的影響，設計及分析標準是參考 NUREG-0800 和 NRC Regulatory Guide 1.76。針對 360 mph 的風速以及其造成之投射物，水泥護箱不會傾倒，密封鋼筒仍完整，而由投射物造成護箱之屏蔽損害有限，廠界民眾個人劑量遠低於法規限值。
- **護箱傾倒事件**：水泥護箱傾倒是一無機制的假設性事故，用來作為事故分析的上限。因水泥護箱傾倒造成的應力，模擬結果顯示傾倒事件並不造成水泥護箱受損、提籃的結構與形狀皆保持完好、燃料棒不致斷裂。傾倒後護箱底部較強輻射外露，其扶正及其它復原作業，會造成人員劑量增加。NRC 相信現場有足夠時間及工具來減少工作人員劑量，並使廠界民眾個人劑量在法規值內。

第 13 章 護箱使用條件(技術規範)

(一) 美國核管會審查發現

1. SER 的表 13-1 列出使用 MAGNASTOR 系統的技術規範。此技術規範合併於合格證書的附錄。
2. 管制人員結論認為使用 MAGNASTOR 系統的條件，確認必要的技術規範滿足 10 CFR Part 72，且滿足適用的接受準則。技術規範合理確保護箱系統安全貯存用過燃料。此項結論乃是考慮法規本身、適當法規指引、適用的法典與標準、以及公任的做法，所做審查後，獲得的。

(二) 重要內容整理研析

1. 評估擬議的操作控制與限制，亦即技術規範。
2. 此技術規範對 MAGNASTOR 系統的安全使用很重要，其規定操作控制與限制、監測儀器與控制設置、監測要求、設計特性、以及行政管理控制。
3. 管制法規指引為 NUREG-1745 10 CFR Part 72 合格證書的格式與內容。
4. 技術規範列於合格證書的附錄 A 與 B。
 - 附錄 A 包括使用與應用、操作應用與監測要求的限制條件、設計特性、以及行政管理計畫。
 - 附錄 B 包括核准的內容物。

第 14 章 品質保證計畫評估

- (一) 美國核管會審查發現
 審查的目的是確認 NAC 公司品質保證計畫符合 10CFR72 subpart G 規定。經 NRC 人員審查安全分析報告第 14 章及實地檢查，確認符合要求。
- (二) 重要內容整理研析
 美國核管會之審查發現已完整地說明本章的重點，沒有其它的補充。

第 15 章 除役評估

- (一) 美國核管會審查發現
 MAGNASTOR 系統設計已適當考量除污與除役之內容。NRC 人員審查 MAGNASTOR 安全分析報告第 15 章，確認符合 10CFR72 之規定。
- (二) 重要內容整理研析
 此部分之審查重點，在評估中期貯存設施設計時，是否已將未來設施除役工作的方便性，給予充足之概念規劃。相關之法規定 10CFR72.236(i)。

4. 用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(SAR)關鍵議題技術的諮詢與分析 重點

計畫團隊成員針對物管局所提出之用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(SAR)關鍵議題的討論概要如下：

議題概述(一) 國內用過核子燃料乾式貯存設施安全管理之研究發展要項與方向

背景說明

1. 國內用過核子燃料乾式貯存計畫正積極進行，除目前為維持核一、二廠正常運轉的乾貯計畫外，將來為電廠除役時仍須有後續

	<p>乾式貯存計畫需要執行。</p> <p>2. 請提供乾貯計畫的研發發展計劃方向與內容，俾利本局於適當時間反映需求。</p>
<p>專家討論概要</p>	<p>1. 除役有關的乾貯策略研究。</p> <p>2. 冷卻時間對乾貯的安全影響評估：源項之評估與驗證、熱傳、臨界、屏蔽與劑量、材料…。</p> <p>3. 乾貯程式模擬的誤差分析。</p>
<p>議題概述(二)</p>	<p>混凝土護箱溫度正常操作條件下，平均溫度低於 93.3 °C (200 °F)，局部最高溫低於 149 °C (300 °F)之限制條件，其應考量安全因素。</p>
<p>背景說明</p>	<p>1. NUREG-1536 提出溫度對混凝土影響之規定：</p> <p>(1) 當正常與異常情形且混凝土溫度維持在 200°F 以內時，則不須試驗以證明混凝土強度。</p> <p>(2) 當正常與異常情形且混凝土溫度維持在 200°F 至 300°F 之間時，若採用 Type II 水泥時，則不須試驗以證明溫度對混凝土強度之折減效果，以下為細骨材與粗骨材之標準：</p> <p>(3) 若通常局部混凝土溫度在正常或異常或意外事件中不超過 225°F 時，粗骨材符合 ASTM C33 及 ACI 349 對骨材之需求，而細骨材則可使用石英砂(quartzite)或砂岩砂(sandstone)。</p> <p>2. 請就本項議題提供管制的安全考量建議。</p>
<p>專家討論概要</p>	<p>1. 混凝土內自由水與結晶水因溫度的變化與時間的演進，對乾貯安全的影響評估。</p> <p>2. 台電公司的安全分析報告應完整呈現 NUREG-1536 溫度對混凝土影響的規定。</p> <p>3. 台電公司應加強長期溫度監測以確保安全。</p>
<p>議題概述(三)</p>	<p>MAGNASTOR 護箱系統採用氦氣作為熱移除機制之一，其應考量安全因素。</p>
<p>背景說明</p>	<p>1. 核二乾貯 MAGNASTOR 護箱系統採用加壓氦氣作為熱移除機制之一，本項設計與 NAC-UMS 護箱系統有較大的差異。</p> <p>2. 請就本項議題提供管制的安全考量建議。</p>
<p>專家討論概要</p>	<p>1. 如何驗證護箱系統內的加壓氦氣可以維持在可靠的範圍？</p> <p>2. 評估護箱系統內氦氣壓力變化對 TSC 外壁溫度軸向分佈的影響，進而用其量測間接了解氦氣壓力的變化的可能？</p>

五、結論與建議

本計畫分別於 3 月 5 日、5 月 21 日及 7 月 30 日假國立清華大學工程與系統科學系會議室進行三次的工作討論會議，進行團隊成員間相關問題與意見討論。研究報告可提供委託單位有關 NUREG-1536 (Revision 1) 對於原始中文版文件內容審訂。本研究發現相對於 NUREG-1536，NUREG-1536 (Revision 1) 修改的幅度相當大，除原第 14 章除役刪除、第 8 章材料評估新增外，各章節都有很大幅度的修改、新增或刪減。本研究也針對美國核能管制委員會用過核子燃料乾式貯存內部審查導則 (Interim staff guidance, ISG) 審視與重點整理，並提出部分建議與 ISG 原先的建議整合在一起。

本研究審視美國核能管制委員會對於 NAC 公司用過核子燃料乾式貯存護箱 MAGNASTOR 系統的審查評估報告 (Safety Evaluation Report, SER)，並提出重點摘要，包括：

(1) 美國核管會的審查發現

1. MAGNASTOR 系統及所有重要安全結構系統組件的結構評估可合理確保放射性物質密封。
2. 熱傳設計符合 10CFR72 要求，熱傳設計可合理確保 20 年貯存期間的安全。
3. 輻射屏蔽與密封特性符合 10CFR72 要求，可合理確保用過核子燃料的貯存安全。
4. 系統設計特性符合 10CFR72 對設計規範之要求，可確保貯存用過核燃料之臨界安全。
5. 密封邊界的設計已經符合 10 CFR 第 72 部分中對所有適用密封的要求。
6. 所用材料的結構，系統和零件安全的重要性，它們已具有足夠詳細的細節，確實已具有有效性之評估。
7. 系統操作的一般程序與指引，符合 10 CFR Part 72 與滿足適用的接受準

則。

8. 驗收測試與維護計畫符合 10 CFR Part 72，且滿足適用的接受準則。評估驗收測試與維護計畫，以合理確保護箱系統在其整個許可或認證期限，均可安全貯存用過燃料。
9. 輻射防護設計符合 10CFR72 規定，合理確保用過核子燃料的安全貯存。
10. 意外與天然事件的設計及評估符合 10CFR72，用過燃料在可能的意外事件下仍能安全貯存。
11. 必要的技術規範滿足 10 CFR Part 72，且滿足適用的接受準則。技術規範合理確保護箱系統安全貯存用過燃料。
12. 確認 NAC 公司品質保證計畫符合 10CFR72 subpart G 規定。
13. MAGNASTOR 系統設計已適當考量除污與除役之內容，符合 10CFR72 之規定。

(2) 本研究提出重點研析後的建議

1. NRC Staff 在 3.4.3 水泥護箱傾倒一節花了許多篇幅，討論在水泥護傾倒的情況，分別就 TSC 的 Canister 本體，燃料提籃結構完整性，燃料提籃的形狀穩定性及用過燃料棒破損之可能性做了詳細的評估。本節應為未來物管局安全審查時的重點！
2. NRC 的審查人員使用 SCALE 程式系統，執行臨界安全之驗證計算，所得之結果與送審之報告相符。我國的臨界安全審查，並未執行驗證計算。台電公司委託清華大學執行平行驗證分析之報告，彌補了不足，應要求送作審查參考之用。
3. 當申請者提出使用新的含硼材料或改變現有已核准的材料時，需提出材料測試報告，通過後才可接受使用。
4. 護箱之完整性主要關鍵在於護套長期貯存之溫度限制；用過燃料最大溫度為 400℃，不可超過。至於在灌水時產生的熱應力，若依其操作程度，

應不是問題。

5. 護箱裝載時要注意：合理抑低(ALARA)、選擇燃料與裝載 TSC、排水乾燥填充及加壓、以及銲接與密封。
6. 水泥護箱傾倒是一無機制的假設性事故，用來作為事故分析的上限。因水泥護箱傾倒造成的應力，模擬結果顯示傾倒事件並不造成水泥護箱受損、提籃的結構與形狀皆保持完好、燃料棒不致斷裂。傾倒後護箱底部較強輻射外露，其扶正及其它復原作業，會造成人員劑量增加。NRC 相信現場有足夠時間及工具來減少工作人員劑量，並使廠界民眾個人劑量在法規值內。

本計畫參與人員針對物管局所提出之用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)關鍵議題技術提供諮詢與分析重點建議如下：

議題(一)：國內用過核子燃料乾式貯存設施安全管制之研究發展要項與方向

建議：(1)除役有關的乾貯策略研究。(2)冷卻時間對乾貯的安全影響評估：源項之評估與驗證、熱傳、臨界、屏蔽與劑量、材料…。(3)乾貯程式模擬的誤差分析。

議題(二)：混凝土護箱溫度正常操作條件下，平均溫度低於 93.3°C (200°F)，局部最高溫低於 149°C (300°F)之限制條件，其應考量安全因素。

建議：(1)混凝土內自由水與結晶水因溫度的變化與時間的演進，對乾貯安全的影響評估。(2)台電公司的安全分析報告應完整呈現 NUREG-1536 溫度對混凝土影響的規定。(3)台電公司應加強長期溫度監測以確保安全。

議題(三)：MAGNASTOR 護箱系統採用氬氣作為熱移除機制之一，其應考量安全因素。

建議：執照申請應說明如何驗證護箱系統內的加壓氬氣可以維持在可靠

的範圍？

整體而言，各分項研究主題的相關成果符合計畫書所預定的目標，並且可以進一步作為我國日後審查用過核子燃料乾式貯存設施申請與建造的參考。

附件

附件一、工作討論會議記錄

附件二、NUREG-1536 (Revision 1) 第 1 章至第 13 章中文版

附件三、ISG 重點摘要

附件四、MAGNASTOR 系統審查評估報告(SER)重點摘要