

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

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告之審查研究

計畫編號：952006FCMA006

執行單位：國立清華大學工程與系統科學系

國立台灣海洋大學材料工程研究所

龍華科技大學工程技術研究所

計畫主持人：蔡春鴻教授

計畫參與人員：江祥輝教授、施純寬教授、

開執中教授、鄧希平教授、

開物教授、丁鯤教授

黃克尤博士

報告日期：九十五年十一月三十日

目 錄

| | |
|--|-------|
| 中、英文摘要 | 1-4 |
| 壹、計畫緣起與目的 | 5-6 |
| 貳、研究方法與過程 | 6-7 |
| 參、主要發現與結論 | 7 |
| 一、Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告研討 | 7 |
| 二、核研所安全分析程式驗證計算報告先期審查 | 7 |
| (一)『MCNP 5 程式驗證計算報告計算書』先期審查 | 7-9 |
| (二)『ANSYS 程式驗證計算報告計算書』先期審查 | 9-10 |
| (三)『LS-DYNA 程式驗證計算報告計算書』先期審查 | 10-13 |
| (四)『用過核燃料乾式貯存設施熱傳分析方法論及技術 驗證報告』先期審查 | 14-18 |
| (五)『BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算』先期審查 | 18-19 |
| (六)『NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算』先期審查 | 20-22 |
| 核研所乾式貯存安全分析軟體 V&V 綜合比較表 | 23 |
| 三、乾式貯存用過核燃料完整性之評估與檢驗方法之研擬 | 24-25 |
| 肆、參考文獻 | 26 |

附錄：

Diablo Canyon ISFSI SAR 研討審查意見表和會議(950516)議程
與結論

計畫名稱：用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告之審查研究

計畫編號：952006FCMA006

執行單位：國立清華大學工程與系統科學系

國立台灣海洋大學材料工程研究所

龍華科技大學工程技術研究所

計畫主持人：蔡春鴻教授

計畫參與人員：江祥輝教授、施純寬教授、

開執中教授、鄧希平教授、

開物教授、丁鯤教授

黃克尤博士

中文摘要

本計畫之目的為提供原能會物管局針對台電核一廠之用過核子燃料乾式貯存設施建造申請的審查所需要的先期評估資料。台電公司預定於 95 年底之前提送核一廠用過核燃料乾式貯存設施建造執照之申請，物管局為準備審查前之技術養成工作，已於 94 年度委託國立清華大學工程與系統科學系協助針對台電擬採用之 NAC-UMS 的乾式貯存護箱系統進行先期審查，同時也考慮核一廠採用該系統時將採取的設計變更及特定廠址的因素，先作資料的收集和研判。在本計畫中則進一步針對下述三個議題進行研究：

- (1).參考美國 Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告，對核一廠特定場址應行評估的關鍵項目進行探討。
- (2).先期審查核一廠乾式貯存設施安全分析所採用之評估模式與分析方法的確認與驗證計算(Verification & Validation)。
- (3).研擬乾式貯存核燃料完整性之評估與取樣檢驗方法。

研究重點與結論摘錄如下：

- (1).經參考 Diablo Canyon 電廠 ISFSI SAR 提出 12 項提問，並參與各分組研討後，於 5 月 16 日在清華大學召開第六次委員會議討論，並與台電和核研所進行溝通。
- (2).對核研所提供之六冊安全分析程式驗證計算的報告進行先期審查，每冊計算書均就程式使用目的、程式來源與計算分析方法和 NAC 分析方法

之比較、核研所之驗證計算方法分別進行審查，並提出審查意見。MCNP 5 程式驗證可接受；ANSYS 程式驗證可接受，但應對如何挑選驗證案例提出說明；LS-DYNA 程式驗證部份核研所僅對 NAC 所執行 NUREG/CR-6608 中的四個範例進程式校驗，所有輸入數據都是 NAC 的資料，核研所應建立自己的模式，而不是只是用 NAC 的輸入資料，同時應增加與 NAC 分析 UMS Cask 計算結果的比對；熱傳分析方法和技術中熱對流的分析因核研所使用和 NAC 原廠不同的程式，其比對誤差值的原因和處理方式尚待澄清，另外應進行與實驗數據作比對之驗證。輻射源項驗證計算結果可以接受，但尚有截面數據庫版本及有部份數據來源需澄清。劑量驗證結果可以接受，但本報告提出部份待澄清之內容。

- (3).核燃料完整性之定義與評估方法可遵照美國 NRC 之 ISG-1 Rev 1 指引，但該文件在資料的完備條件和評估方法或檢測輔助的判定準則尚不夠完備，其中並不排除核研所考慮取樣檢驗之可行性，但因本設施為國內第一次建造，且為本土自行建造，核研所必需提出具說服力而保守的取樣方法。另外，對可承受正常和設計基準事故的『退化狀況』問題，應依法規精神提出具說服力的評估。

關鍵字：用過核燃料、乾式貯存、安全分析報告、審查、程式驗證

Title of Project : Study on license review of nuclear spent fuel dry storage facility
Contract No. : 952006FCMA006
Organization : Department of Engineering and System Science, National Tsing
Hua University
Institute of Materials Engineering, National Taiwan Ocean
University
Graduate School of Engineering Technology,
Lunghwa University of Science and Technology
Principle Investigator : Prof. Chuen-horng Tsai
Co-Principal Investigator : Prof. Shiang-Huei Jiang 、 Prof. Chun-Kuan Shih
Prof. Ji-Jung Kai 、 Prof. Shi-Ping Teng
Prof. Wu Kai 、 Prof. Kuen Ting
Doctor Ka-Yu Huang

英文摘要

The objective of this project is to provide the pre-evaluation of the spent fuel dry storage facility of Chin-Shan Nuclear Power Station. The Taiwan Power Company (TPC) planned to submit license application for the construction of the spent fuel dry storage facility of Chin-Shan Nuclear Power Station by the end of 2006. The fuel Cycle and Materials Administration (FCMA) of Atomic Energy Council (AEC) has formed an expert committee since last year to prepare for the safety evaluation and license review, and in the meantime contracted to the Department of Engineering and System Science, National Tsing Hua University to participate in the pre-evaluation of the safety analysis report (SAR) of NAC-UMS dry cask storage system. This project intends to extend this effort to include the following work items:

- (1).The assessment of the critical site-specific issues in comparing the Diablo Canyon dry storage facility SAR to the previous reviewed NAC-UMS SAR.
- (2).Pre-evaluation of the Verification and Validation (V & V) reports of the methodology / software that TPC intended to use for dry storage safety analysis.
- (3).Study of the evaluation of fuel assembly integrity as well as the inspection and sampling for integrity justification.

The conclusions of this study are briefly summarized as follows:

- (1).12 questions were brought-up in referring to Diablo Canyon ISFSI SAR, and a meeting on May 16, 2006 was conducted to communicate with TPC and INER.

- (2).Six volumes of V&V reports were reviewed and review comments were included in this report.
- (3).Referring to ISG-1 Rev.1 issued by US NRC for refining damaged fuel and the integrity (intact) evaluation, it was found that the extent of the completeness of spent fuel documentation and the evaluation of the “degraded condition” to withstand the normal and design basis events of storage need further clarification. Although the alternative sampling for inspection is not unacceptable, the basis and verification of a conservative sampling method need to be provided.

Keywords: Nuclear Spent Fuel, Dry Storage, Safety Analysis Report (SAR), License Review, Code Verification and Validation (V&V)

壹、計畫緣起與目的

台電公司預定於 95 年底之前提送核一廠用過核燃料乾式貯存設施建造執照之申請，物管局為準備審查前之技術養成工作，已於 94 年度委託國立清華大學工程與系統科學系協助針對台電擬採用之 NAC-UMS 的乾式貯存護箱系統進行先期審查，同時也考慮核一廠採用該系統時將採取的設計變更及特定廠址的因素，先作資料的收集和研判。在研究的結論中乃針對 NAC-UMS 系統 FSAR (2004 年 3 版)的結構評估、熱傳分析、臨界安全、密封、作業程序、屏蔽評估、意外分析和品質保證等章節，分別提出關切的問題和初步的發現；同時也提出核一廠的設計變更和特定廠址因素需特別注意的議題，如吊車、混凝土護箱的設計變更、分析方法(工具)的差異、燃料完整性之認定(或檢驗)、運輸作業和特定廠址的條件因素等。上述問題經參與物管局組成之專家委員會充份討論，並與台電及台電委託之核研所專案小組的交換意見，對於物管局將來正式的審查工作提供了很好的基礎，也提供物管局相關人員很好的養成教育訓練機會。

然而在上述的研究和討論過程中，也指出有下述的幾個問題值得作進一步的研究和審查工作的準備：

- (1).NAC-UMS FSAR 為貯存系統供應商所撰寫的安全分析報告，其架構基本上是一個設施設計的 generic 的安全分析結果，雖然報告中有部份內容涉及系統使用在特定電廠(Maine Yankee)的議題，但是和將來核一廠是以設施經營者身份提供特定廠址設施安全分析報告的立場和角度仍有很大的不同，物管局透過管道取得的美國 Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告乃一份以經營者立場提出的安全分析報告(SAR)，也附有美國核管會 NRC 的安全評估審查報告(SER)，應可作為未來審查之參考以釐清特定場址的一些議題。
- (2).台電公司核一廠用過核燃料乾式貯存設施乃透過核研所引進 NAC-UMS 系統，因核研所過去曾有自行設計建造乾式貯存護箱之經驗，也有安全分析能力，且因核一廠採用之設計相較於 NAC-UMS 標準設計有設計上之變更，因此核研所的部份安全分析將採用與 NAC 不同之分析工具，核研所預訂需完成的確認與驗證(Verification and Validation, V & V)報告包括有：
 - ①臨界評估 MCNP5 程式驗證計算書
 - ②ANSYS 9.0 Verification & Validation
 - ③LS-DYNA Verification & Validation

- ④用過核燃料乾式貯存設施熱傳分析論及技術驗證報告
- ⑤BWR 用過核燃料之輻射源項驗證計算
- ⑥NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算

相關法規雖未明確要求分析工具，需經管制單位審查認可，但分析程式的 V & V 關乎分析評估結果的可信度與可靠度，因此，物管局在實務上實有必要在審查安全分析報告前，對分析工具的 V & V 作先期審查。

(3).我國法規限制乾式貯存設施僅能貯存具完整性之燃料，美國法規則容許損壞之用過核燃料在重組加罐後放入護箱貯存，因此目前核一廠用過燃料池的損壞燃料並未規劃在乾式貯存的範圍。可是其他準備進行貯存之用過燃料只有部份比例因屬於有燃料破損徵兆的運轉週期，而曾作過檢驗，剩下仍有部份用過燃料的完整性並未經確認程序；因此，如何評估認定這些用過燃料的完整性，物管局希望能經由研究研擬因應的對策。

本計畫的目的乃針對上述三項議題進行下列的研究工作：

- (1).參考美國 Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告，對核一廠特定場址應行評估的關鍵項目進行探討。
- (2).先期審查核一廠乾式貯存設施安全分析所採用之評估模式與分析方法的確認與驗證計算(Verification & Validation)。
- (3).研擬乾式貯存核燃料完整性之評估與檢驗方法。

貳、研究方法與過程

本計畫擬研究的三項議題分別採取下列方法與步驟：

- (1).分析探討 Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告的部份：
本項工作將比較 NAC-UMS 和 Diablo Canyon 安全分析報告的內容，由於 Diablo Canyon 電廠採用的系統並非 NAC-UMS，因此在系統設計和安全分析方面將不是本項議題之重點，比較研究的重點乃放在和特定電廠廠址相關的議題，如裝載搬運作業的要求、試運轉測試(包括 pre-operational 和 start-up testing)的規劃、作業過程的風險管理，以及輻射防護措施等項目。在參考 Diablo Canyon FSAR

資料的同時，也要注意美國審照程序和我國兩階段審照程序的差異性，就核一廠乾式貯存設施 FSAR 的內容和技術範圍，再作進一步的澄清。

(2).先期審查相關分析程式的 V & V 報告：

將核研所已完成之 6 份分析程式驗證報告分別依結構評估、熱傳分析、臨界評估與屏蔽評估四項分由相關專長之教授專家進行先期審查，並撰寫先期審查報告，提交物管局專家審查委員會參考。

(3).研擬貯存燃料完整性之評估和檢驗方法：

燃料破損的原因很多，包括有：燃料丸和護套作用(PCI)、製造缺陷(通常是 endcap 焊接不良)、debris 刮傷、氫脆等等，其中 PCI 造成的破損屬於針孔(pinhole)狀，通常較不易查覺。電廠運轉期間一般可由 off-gas 的輻射偵檢器查覺是否有異常輻射源，再經由冷卻水活度分析和軟體計算評估是否有燃料破損，最後經由停機期間的吸啜(sipping)測試找出破損之燃料。若該運轉週期未發現異常，則通常在那週期 discharge 之用過燃料並未經上述程序篩選，因此，如何確認未來運送至乾式貯存的用過燃料未破損，並無既定之規範。本計畫將收集整理相關之燃料破損機制與檢驗方法(或分析方法)，討論評估的依據和檢驗的必要性，提供物管局參考。

參、主要發現與結論

一、Diablo Canyon 電廠乾式貯存設施安全分析報告研討：

比較 Diablo Canyon ISFSI SAR 和 NAC-UMS SAR 的不同，雖 Diablo Canon ISFSI 採用 Holtec 系統貯存 PWR 用過燃料，和核一廠採用之 NAC-UMS 貯存 BWR 用過燃料有所不同，但由於是電力公司提出(而非系統供應商)，其安全分析內容與由台電提出的建照要求較相似。經提出 12 項提問並參與各分組研討後，已經於 5 月 16 日在清華大學召開第六次委員會議討論，並與台電和核研所進行溝通。會議議程、審查意見表和會議結論整理於附錄。

二、核研所安全分析程式驗證計算報告先期審查

(一)『MCNP 5 程式驗證計算報告計算書』先期審查

1. 程式使用目的

MCNP 5 程式利用 Monte Carlo 方法，模擬中子在核燃料系統中之核反應，以統計出反應率之密度分佈及中子增殖因數，是目前常用的核臨界安全分析程式。

2. 程式來源與計算分析方法及和 NAC 分析方法之比較

(1) MCNP 是美國 Los Alamos 國家實驗室發展出之 Monte Carlo 程式，核能研究所使用之 MCNP 5 是該程式的最新版本 5 (2005)，MCNP 所使用之中子截面資料庫為連續能量，不須像使用多群(multi-group)中子截面資料庫之程式，要按分析問題之性質，選擇合宜之中子通率予以加權平均。

(2) NAC 則使用由 KENO-Va 多群 Monte Carlo 程式所衍生之 SCALE 4.3 進行臨界分析。

(3) SCALE 程式系統及 MCNP 程式系統均為美國核管會(NRC)認可之臨界分析執照申請程式。

3. 核研所之驗證計算方法

核研所對 MCNP 5 程式之驗證計算項目包含三類：

第(1)類：

屬於軟體驗證。一共有 42 個測試問題(test problem)，以 Linux 作業系統編譯 MCNP 5 執行檔進行計算，其結果再與使用手冊所附的標準結果比對，以確保此重新編譯的 MCNP 執行檔沒有問題。

第(2)類：

屬於臨界實驗驗證。依據 NUREG-1536 和 1567 的要求，核研所一共模擬了 138 個臨界實驗，其中 34 個是 Babcock & Wilcox 公司報導之臨界實驗，80 個是 Pacific Northwestern Laboratory (PNL)執行之臨界實驗，以及 24 個 PNL flux trap 臨界實驗。藉由這些計算結果之統計分析，決定符合 95/95 之 MCNP 程式偏差值及不準度，作為本次 ISFSI 專案計畫之臨界評估依據。

第(3)類：

屬於數值驗證。是直接將 NAC UMS 的傳送護箱和混凝土護箱的 KENO-Va 輸入檔幾何部份轉成 MCNP 輸入檔，與 NAC 使用完全相同的參數設計、基本假設

和邊界條件，分別就正常、異常和事故情況下挑選具代表性案例進行計算，計算結果再與 NAC 之 Keno-Va 計算結果比對。

4. 驗證計算結果之審查意見

第(1)類之軟體驗證，核研所在 Linux 系統下，針對 42 個測試問題，所得之結果與手冊所附之標準結果相同，顯示核研所 MCNP 5 執行檔正確可用。

第(2)類之臨界實驗驗證，核研所模擬之 138 個臨界實驗，其所涵蓋之燃料濃縮度(2.35 至 4.31 wt%)，燃料棒間距(1.64 至 2.54 公分)，水鈾比(1.6 至 3.8)，均與常用之輕水式反應器核燃料相似，此外，核研所的計算也涵蓋了中子吸收隔板之有無及密度效應，因此作為基準點(Benchmark)之臨界實驗在數量及相關聯上均十分充足。

核研所驗證報告中，將 MCNP 5(核研所)及 KENO-Va (NAC)模擬之臨界實驗計算結果，列表相互比較，均十分接近，顯示程式使用者，對於所分析系統之模擬能力非常紮實。

第(3)類之數值驗證，核研所使用 MCNP 5 執行實際用過燃料護箱系統之臨界分析，並與 NRC 審核通過之 NAC 公司 KENO-Va 分析結果相互比對，以驗證使用者與 MCNP 5 程式執行護箱臨界分析之能力比對結果顯示，在最嚴重事故情況下，MCNP 5 與 KENO-Va 之計算結果只有 3~4 mk 差距，證明核研所使用 MCNP 5 進行護箱之臨界分析，已具適當的執行分析能力。

5. 結論

核研所之臨界評估 MCNP 5 程式驗證計算報告，說明了所完成之三類驗證工作結果，均分別達成了所要驗證之目的。報告顯示核能研究所已具備適當的分析能力，以其所建立之 MCNP 5 程式系統執行本次 ISFSI 專案計畫之臨界分析。

(二) 『ANSYS 程式驗證計算報告計算書』先期審查

1. 程式使用目的

ANSYS 是一個依據有限元素法所發展出來的大型通用程式，可以作為眾多工程分析之需，例如靜力學，動力學，結構與熱相關等等之分析。

2. 程式來源與計算分析方法，及和 NAC 分析方法之比較

程式 ANSYS 來自 ANSYS, Inc.，核研所使用版本為 9.0。NAC 也是採用 ANSYS 進行結構與熱相關等之分析，但是版本為 6.0 版。

3. 核研所之驗證計算方法

核研所對 ANSYS 的驗證分析是選擇來自 ANSYS Version 9.0 Verification Manual 上的測試案例，硬體採用華碩電腦，操作系統為 WINDOWS XP。最後將核研所的計算結果與 ANSYS Verification Manual 上的 ANSYS 結果互相比較。核研所自 Verification Manual 中挑選了十二個案例，進行 ANSYS 6.0 版軟體驗證，與理論解析解比較。另外以 ANSYS 9.0 做硬體驗證，選了五十八個案例，並與 Verification Manual 的結果列表比較。

4. 驗證計算結果之審查意見

報告中指出軟體驗證分析的要求，理論值與 ANSYS 值的比值要在 0.95 與 1.05 之間。硬體驗證要求百分誤差在 5%之內。報告結論中指明在所有挑選分析的案例中，分析結果都在容許的誤差範圍內。

審查意見：

- (1). 執行單位應具體說明誤差容許度 5%的依據。
- (2). 軟體分析中挑十二個案例，硬體分析中挑了五十八的案例，報告中應具體說明如何挑選案例，以及這些案例是否具代表性？

5. 結論

由於驗證案例選自 Verification Manual，如此驗證分析做法，可以接受，除了需要對如何挑選案例，要提出具有說服力的澄清之外。

(三) 『LS-DYNA 程式驗證計算報告計算書』

1. 程式使用目的

核能一廠將進行用過燃料中期貯存計畫（即ISFSI，Independent Spent Fuel Storage Installation），該計畫須向管制單位提出安全報告（Safety Analysis Report，簡稱SAR）以供審查，其中第11章要對燃料貯存罐進行意外事件評估，

假設貯存罐的墜落與翻覆事件中(drop and tip-over events)，所造成的損壞是否影響到貯存設施密封結構的完整性。包括燃料貯存罐在吊運與運送過程中，所有可能最大高度下發生正面、側面與角落（end/side/corner）之墜落之設計基準訂定，以及墜落時可能發生之最大加速度。

現行法規中可使用簡單與保守的解析法方式進行各種墜落事件的安全評估，但美國核管會為充分了解燃料運送罐墜落事件的過程與結果，並探討撞擊時負載（impact loading）的評估與計算。先後委託Sandia研究所、LLNL研究所進行了一系列撞擊實驗，該系列試驗使用不銹鋼筒進行低速撞擊試驗，建立完整的試驗與分析資料，並完成撞擊時能量的傳遞分析技術，同時進行非線性之有限元素分析，使用的是DYNA3D軟體。

核研所將以美國核管會認可之有限元素分析軟體LS-DYNA進行相關低速撞擊分析技術，這屬於非線性大變形分析，所涉及之技術發展雖有相當時日，但材料非線性與幾何非線性仍有相當的State-of-the-art技術，分析模式的建立則以美國核管會NUREG/CR-6608中試驗數據作為分析驗證之依據。

2.程式來源與計算分析方法,及和NAC分析方法之比較

LS-DYNA為世界著名的通用顯示動力分析程式，能模擬實際複雜的三維非線性碰撞問題。包含幾何非線性（大位移、大轉動與大應變）、材料非線性（104種材料動態模型）與接觸非線性（50多種接觸模型）；以Lagrange增量法為主，兼有ALE與Euler算法；以顯式求解為主，兼有隱式求解功能。

LS-DYNA的元素類型眾多，各類元素又有多種理論算法可供使用者選擇。元素有單點積分功能，並用沙漏粘性阻泥克服零能量模式，因此元素計算速度快、節省儲存量，精度良好。

在接觸分析功能上，LS-DYAN有全自動接觸分析的功能，使用容易，功能強大，有50多種選擇可解決撞擊分析中的變形體對變形體的接觸、變形體對剛體的接觸、剛體對剛體的接觸，並可考慮接觸表面的靜動摩擦力（庫倫摩擦、黏性摩擦與使用者自訂摩擦模型）。

NAC亦同樣使用LS-DYNA程式

3.核研所之驗證計算方法

核研所針對LS-DYNA所提供的四個例子進行分析，此四個例子分別為：

(1).混凝土/土壤模型之正面撞擊

- 邊界條件：在鋼柱體與混凝土襯底間、混凝土襯底與土壤間使用面對面的接觸方式。
- 界面間的摩擦係數取0.25
- 採用非反彈邊界條件
- 鋼柱體墜落的初速為117 in./sec
- 鋼柱體墜落高度為18 in.
- 所有材料常數皆取自LS-DYNA的驗證數據。

(2).混凝土/土壤模型之翻覆分析

- 邊界條件：在鋼柱體與混凝土襯底間、混凝土襯底與土壤間使用面對面的接觸方式。
- 界面間的摩擦係數取0.25
- 採用非反彈邊界條件
- 鋼柱體墜落的初速為3.37 radians/sec
- 所有材料常數皆取自LS-DYNA的驗證數據。

(3).薄金屬片與木塊之衝擊

- 邊界條件：在金屬片與木塊間使用面對面的接觸方式。
- 木塊採鋼體平面
- 薄片撞擊的初速為150 in./sec
- 墜落高度29.1 in.

(4).有應變率之薄金屬片與木塊衝擊

- 邊界條件：在金屬片與木塊間使用面對面的接觸方式。
- 木塊採鋼體平面
- 薄片撞擊的初速為20 in./sec，應變率為40 ϵ /sec.

4.驗證計算結果之審查意見

- (1).由核研所計算所得結果與LS-DYNA所提供之結果比較，誤差結果都在3%以

內。

- (2).核研所分析數據資料皆來自LS-DYNA所提供，其結果在3%以內是應該的。
- (3).撞擊與翻覆分析是複雜的幾何非線性與材料非線性，需利用後處理程式表現其變形的狀況，是否合理，但核研所報告中並未對此有所說明與圖形顯示，其後處理程式是否可用未有結論，宜提出後處理程式之verification與validation。
- (4).撞擊與翻覆的分析為State-of-the-art，材料性質的選取，材料非線性模型的訂定、動態分析時間的取捨、大變形網格的再分布等，都需進行相當的探討與了解，這並非LS-DYNA所提供例題所能達到的，經驗是相當重要的，核研所報告中應對材料性質有所說明，所選取之各項常數其來源也須詳加說明。
- (5).NUREG/CR-6608提供了一系列的撞擊與翻覆的實驗結果與有限元分析，對LS-DYNA程式的驗證，應要提供管制單位對程式使用的信心度，但報告中對NUREG/CR-6608的驗證卻很少，所繪出動態響應圖應將NUREG/CR-6608之數據標示於圖中，方能證明計算所得數據與報告相類似，否則無法得知INER是否真正掌握到撞擊與翻覆分析的技術。
- (6).應增加NAC UMS Cask的分析，並與NAC的計算結果作比對。

5. 結論

- (1).撞擊與翻覆的動態分析是複雜的問題，所牽涉的變數非常多，故NRC提供NUREG/CR-6608作為撞擊與翻覆的非線性問題校驗用。但核研所僅對LS-DYNA的四個範例作程式校驗(VALIDATION)及對NAC所執行NUREG/CR-6608中的四項實驗進行驗證，所有輸入數據都是NAC的資料，核研所應建立自己的模式，譬如說用不同的網格數量、時間區間進行動態收斂性探討，如此方能符合LS-DYNA的驗證目的。
- (2).燃料罐應考慮到各個角度的撞擊，僅考慮正面撞擊未必是保守的，INER宜及早進行各個角度的傾斜撞擊，方可確定何種情況是保守的。
- (3).應增加NAC UMS Cask的分析，並與NAC的計算結果作比對。

(四) 『用過核燃料乾式貯存設施熱傳分析方法論及技術驗證報告』先期審查

1. 程式使用目的

用過核燃料乾式貯存設施之熱傳分析與評估主要涵蓋兩項程式，即 ANSYS 與 RELAP-3D，其中 ANSYS 主要負責密封鋼筒內部及混凝土護箱混凝土部份之三維熱傳導與熱輻射分析；RELAP-3D 則計算密封鋼筒外部之空氣自然對流。ANSYS 的分析直接可得到密封鋼筒內部及混凝土護箱混凝土部份之三維溫度分布，而 RELAP-3D 則求得空氣通道之空氣自然對流流量及空氣通道內之一維軸向空氣溫度分布及對流熱傳係數。

2. 程式來源與計算分析方法，及和 NAC 分析方法之比較

由於用過核燃料乾式貯存設施內的熱移除有一個主要特點，那就是熱傳導以及熱對流的共存效應。密封鋼筒及混凝土護箱是兩個熱傳導為主的熱移除效應，空氣通道則是用來將熱以對流的方式帶至外面環境。密封鋼筒及混凝土護箱表面的熱通率大小與分佈，實質上與空氣通道內的空氣溫度與熱對流係數，互相結合，互相影響。正確的密封鋼筒及混凝土護箱溫度分布需要熱傳導及熱對流的耦合分析。NAC 及核研所的熱傳導分析中都是使用三維 ANSYS。ANSYS 程式為 ANSYS Inc. 公司所發展，核研所使用 9.0 版本，程式本身軟體的驗證包含在『ANSYS 程式驗證計算報告計算書』(見二之(二)節)。而在熱對流的分析中，NAC 用的是 FLOTRAN 的二維模式，核研所則是使用其長久以來，用在電廠安全分析上的 RELAP5-3D，並以一維模式建立其空氣通道的分析技術。除此之外，在混凝土護箱的分析中，我們也注意到 NAC 只做了二維的 ANSYS 分析，核研所則進行完整的三維分析。

在穩態條件下耦合計算時，密封鋼筒邊界條件的空氣溫度分布，以及對應的等校熱對流係數，由 RELAP5-3D 提供。據此，ANSYS 求得鋼筒內部之溫度分布，以及筒壁的外傳熱通率分布。此熱通率分布再作為 RELAP5-3D 用來計算空氣通道內的對流與輻射熱傳，求得空氣溫度分布。收斂條件則以外傳熱通率的收斂為準(相對誤差小於千分之一)。

而在暫態條件下(如火災與通道進出口全堵塞)，為了避免耦合計算，耗時過久，

會採用一些適當的保守假設。例如火災加熱時，給定密封鋼筒正常貯存表面的溫度，藉以計算火災時空氣通道的下降流動與加熱於筒壁之熱通率，再以此為邊界條件計算筒內暫態溫度，不再做筒壁溫度的修正。

4. 核研所之驗證計算方法

在乾式貯存設施熱傳分析模式的校驗分析中，最主要的項目是針對 NAC 之原始設計進行平行計算校驗，以確認核研所計算模式與計算方法和 NAC 設計分析之一致性。比對項目共計有八項。(1)RELAP5-3D 自然對流計算校驗，(2)密封鋼筒計算模式平行計算校驗，(3)混凝土護箱計算模式平行計算校驗，(4)密封鋼筒與混凝土護箱整合計算模式整體平行計算校驗，(5)乾式貯存設施空氣進出口全堵暫態計算模式平行計算校驗，(6)傳送護箱暫態計算模式(water phase)平行計算校驗，(7)密封鋼筒內壓計算模式平行計算校驗，及(8)燃料束均質化模式平行計算校驗。

其中第一項是針對 RELAP5-3D 內的自然對流模擬能力的驗證，將其與熱虹吸迴路的理論解析解做比對。其餘則都是與 NAC 的原始設計結果做比對。

4. 驗證計算結果之審查意見

(1)RELAP5-3D 自然對流計算校驗

驗證報告中分析了氬氣與空氣之自然對流迴路。報告中指出氬氣計算比較準確，空氣計算發現流譜為層流轉換紊流之臨界區時，誤差會較大(約 9%)，最後則述及於實際應用的流量範圍中，雷諾數(其實就是對應著流量)比理論值高估約 4%。因此，實際應用分析時，程式所計算之空氣自然對流流量需扣除 4%。

審查意見：

分析驗證方法可以接受，但自然對流條件下的加熱功率約與流量的三次方成正比，因此 4%的誤差是有可能被放大，單純扣除 4%的作法是否適當以及保守，可能需要在整體分析的時候，也要看看實際應用的雷諾數的大小，有沒有落在流譜的臨界區(因其誤差較大)。

(2)密封鋼筒計算模式平行計算校驗

分析案例係取 NAC 的原始 TSC 設計，再進行計算比較。燃料總功率 23kW，環

境溫度 24.4 °C，有日照。此時假定 TSC 筒壁溫度固定為 192 °C。報告中指出，分析結果顯示核研所得到的比 NAC 分析高了約 8.0 °C 的溫度。報告中也有提出可能的原因。

審查意見：

核研所的分析溫度比 NAC 者高了 8.0 °C。同樣的案例，同樣的程式，只是小部分模式的使用上有些差異。本人認為既然是在進行比對，進行的方向上，應該是用相同的方法，以及相同的模式細節，再看分析結果是否一致。如有懷疑可能是來自某些原因，那麼驗證分析便應該去證明明確是那些原因造成的差異。校驗結論中也不宜有分析結果「...符合溫度限值要求...」的語句。畢竟，這裡是驗證分析，而不是安全分析。

(3) 混凝土護箱計算模式平行計算校驗

分析案例同上面第(2)項。核研所分析結果仍高於 NAC 約 2.0 °C。

審查意見：

同上面第(2)項。

(4) 密封鋼筒與混凝土護箱整合計算模式整體平行計算校驗

分析案例同上面第(2)項。此時核研所與 NAC 的分析方法則有大的差異，NAC 用的是 ANSYS + FLOTRAN 的計算，核研所則用 ANSYS，再與 RELAP5-3D 做耦合。分析結果顯示核研所的溫度計算結果都比 NAC 者為低，但相差有限(除了 TSC 外殼與混凝土結構外)。

審查意見：

同上面第(2)項內，有關驗證報告內提及限值之敘述部分。另外，表 3.4-1 中，核研所計算結果的流量值比 NAC 的流量值小了約 10%。這與(1)的分析結論中，RELAP5-3D 會預測較高的流量有矛盾之處。

(5) 乾式貯存設施空氣進出口全堵暫態計算模式平行計算校驗

貯存設施空氣通道全堵的暫態計算案例也是採用 NAC 的設計資料，以二分之一的對稱 ANSYS 模式，分析七天的暫態溫度變化。報告中結論是在七天末，核研所的結果顯示燃料及 TSC 溫度都比 NAC 的結果高(6.19%及 3.6%)，混凝土則略低(-2.2%)。

審查意見：

針對燃料及 TSC 溫度都比 NAC 的結果高(6.19%及 3.6%)，混凝土則略低(-2.2%)的結果，驗證報告分析並未嘗試解釋原因，僅以仍在限值內作為校驗結論。本人認為報告交代仍嫌不足，何況兩者的分析都是同樣利用 ANSYS。

(6)傳送護箱暫態計算模式(water phase)平行計算校驗

本案例內，TSC 內部充滿水，分析的結果與 NAC 者相差不及 1%。

審查意見：

驗證結果可以接受。

(7)密封鋼筒內壓計算模式平行計算校驗

這部分是進行當燃料破損時，密封鋼筒內壓的計算，基本分析的方法是利用理想氣體方程式。校驗案例是針對 GE8X8 燃料組件，而不是 NAC 的 ANF9X9，重點是計算模式的正確性。報告中敘述目前密封鋼筒內壓計算模式是合理且具保守性。

審查意見：

此部分的分析應該不能稱為驗證計算，也不是平行計算，因為核研所和 NAC 分析的燃料組件都不同，不知如何可以進行計算模式的驗證？結論中仍提及密封鋼筒內壓均低於設計限值，本人認為這不應該是驗證報告的結論。

(8)燃料束均質化模式平行計算校驗。

這部分的分析是求得燃料束均質化下的徑向有效熱傳導度，軸向有效熱傳導度，有效比熱，有效密度等。報告中指出分析結果與 NAC 者相當一致。唯一有大差別的是因為 NAC 的分析中使用錯誤的燃料棒數目及舊的氬氣熱傳導度。

審查意見：

可以接受。

5.結論

(1).RELAP5-3D 自然對流計算檢驗結果對空氣自然對流流量的計算誤差值處理方式尚待澄清。尤其在 ANSYS+RELAP5-3D 耦合進行密封鋼筒與混凝土護箱整

合計算後流量值比 NAC 用 ANSYS+FLOTRAN 計算結果小約 10%，程式驗證尚有待澄清。

(2).密封鋼筒溫度和混凝土護箱溫度計算值較 NAC 計算結果高的原因尚待核研所進一步的探討。

(3).核研所與 NAC 同樣使用 ANSYS 進行空氣進出口全堵暫態分析結果有差異性的原因尚待澄清。

(4).驗證計算和安全分析目的不同，應作明確區隔。而且，本報告(熱傳部份)中的實驗驗證(Validation)中，並未有實際與實驗結果進行比較驗證，是為不足。應請建議進行與 NAC 的原始實驗數據做比對之分析。

(五)『BWR用過核燃料之輻射源項驗證計算』先期審查

1.程式使用目的

本報告針對燃耗度為40,000 MWD/MTU，冷卻時間分別為5年和10年之下列四種用過核燃料束：GE 9×9-2、GE 8×8-1、GE 8×8-2及GE 8×8-4L進行輻射源項驗證計算。上述第一種燃料束為UMS FSAR之設計基準燃料，而第二及第三種燃料束為核一廠ISFSI待裝載燃料。輻射源項則包括熱負載、燃料中子源、燃料加馬射源以及結構材料加馬射源。

2.程式來源與計算分析方法及和 NAC 分析方法之比較

本報告利用 SCALE 4.4a 程式集中的 SAS2H 程序進行用過核燃料輻射源項之計算。燃料束採用與 NAC 公司 EA790-4002 報告所用相同晶格模式從事計算，並與其分析結果作比較。

3.核研所之計算驗證方法

首先對 SCALE 4.4a 程式集中的 SAS2H 程序三個標準案例進行測試，計算輸出與案例結果完全相同，因而證明工具使用正確無誤。

接著針對 GE 9x9-2、GE 8x8-1、GE 8x8-2 及 GE 8x8-4L 燃料束經過 3 週期 40,000 MWD/MTU 燃耗進行計算分析，結果再與 NAC 公司之計算結果相比較。

所有計算案例之計算條件皆與 NAC 公司 EA790-4002 報告所用相同，計算結果之比較顯示，兩者之輻射源項，幾乎完全吻合，其中衰變熱誤差 < 2.4 %，燃料中子射源 < 0.5 %，燃料加馬射源 < 4.4 %，結構材加馬射源 < 2.7 %。誤差來源歸因於本報告和 NAC 公司 EA790-4002 報告所使用 SCALE 程式集版本，亦即截面數據不同之故。

4. 驗證計算結果之審查意見

SCALE 程式集中的 SAS2H 程序為用過核燃料輻射源項標準分析方法，本報告首先對程式集中所附標準案例做運跑，結果完全正確，證實程式運跑沒有問題。

接著針對包括核一廠 ISFSI 待裝載用過核燃料進行分析計算並與 NAC 公司計算結果比較，兩者吻合情形良好，誤差在 5% 以內。誤差來源歸因於兩者所用截面數據不同之故，亦屬合理。

綜上所述，本項驗證工作基本上可以接受，但仍有下列幾點建議或問題：

- (1). 截面數據庫會造成分析計算結果有所差異，建議以後計算能採用最新版本程式集。
- (2). 結構材加馬射源之計算(表 1.2)，尤其是 Plenum 和 Grid 請能補充說明。另同表中 8x8-4L 燃料 Upper End-fitting 10 y 數據與 NAC 之比較，可能有誤，亦請說明。
- (3). 燃料束之功率與 NAC 公司相同採用 4.5 MW/assembly，此數據請問如何決定或說明其根據。

5. 結論

計算驗證結果可以接受，但尚有上述問題待澄清。

(六) 『NAC-UMS 貯存護箱之劑量驗證計算』先期審查

1. 程式使用目的

本報告利用MCNP蒙地卡羅程式針對NAC公司UMS混凝土貯存護箱從事輻射屏蔽計算，評估箱護頂端及側面表面1公分和1公尺處之劑量率分佈，計算結果並與NAC公司利用SCALE程式集中SAS 4程式評估結果相比較，以確認本報告所使用評估方法之正確性及保守性。

2. 程式來源與計算分析方法及和 NAC 分析方法之比較

本報告所使用的 MCNP 程式為目前最新版本的 MCNP 5，NAC 則使用 SCALE 程式集中之 SAS 4 程式進行分析。

3. 核研所之計算驗證方法

首先針對程式所附的測試案例進行運跑，結果與程式套件內之計算輸出檔完全一致，證實所安裝使用程式之完整性與正確性。

接著針對 NAC 公司 UMS 混凝土護箱從事輻射屏蔽計算，參照 NAC 公司 UMS FSAR 建立貯存護箱和其內之密封鋼筒的幾何模式和材料組成，其中密封鋼筒均質化處理與 NAC UMS FSAR 中略有不同。採用與 NAC UMS FSAR 相同的 GE 9x9-2L 燃料束，濃縮度 3.25%，平均燃耗 40,000 MWD/MTU，冷卻 5 年之輻射源項。結構材活化光子強度係以不鏽鋼 Co 含量並考慮該區域中子通率比值計算，然而因 GE 9x9-2 燃料束結構材活化光子強度並非各種燃料束中的最大值，反而是 GE 8x8-4L 燃料束才是最大值，因此各區結構材活化光子強度分別再乘上一個對應的比例因數。有效燃料區內中子和光子射源軸向分佈則是按 NAC UMS FSAR 建議，依據燃料燃耗軸向分佈加以調整，採用光子強度與燃耗一次方成正比，而中子強度與燃耗 4.22 次方成比例之關係計算。結構材活化光子強度採均勻值未再做軸向分佈。

由於 MCNP 程式中射源設定的限制，屏蔽計算分三次執行，三次計算射源分別採用燃料中子、燃料光子和結構材光子，貯存護箱頂端和側面之劑量率為三次計算所得劑量率之總和。屏蔽計算時考慮周邊角對稱，利用邊界穿越法算出通率，然後乘上 ANSI/ANS-6.1.1 (1977)報告之中子與光子輻射劑量轉換因數(與 NAC UMS FSAR 相同)以獲得中子和光子劑量率。分析計算結果與 NAC UMS FSAR 結果相比較，除護箱頂端表面 1 公分處中子劑量率 NAC UMS FSAR 所列數據可能有誤，有待澄清外，本報告以 MCNP 5 程式計算結果較 NAC 公司 UMS FSAR 中以 SCALE 4.3 之 SAS 4 程序計算結果約高 1.6 倍。

4. 驗證計算結果之審查意見

本報告利用 MCNP 5 蒙地卡羅程式從事 NAC-UMS 貯存護箱屏蔽計算。MCNP 5 程式經過範例運跑驗證無誤，且以核能研究所對於 MCNP 程式運跑的豐富經驗，驗證計算過程程式使用之正確性應無問題。MCNP 5 程式為目前世界上公認功能最強大、最 update 的通用蒙地卡羅程式，用於複雜的中子和光子輻射屏蔽計算是適宜的。

MCNP 程式採用連續能量的計算方式理論上應較 NAC UMS FSAR 中利用 SCALE SAS 4 MORSE 蒙地卡羅程式採用多群能量處理方式來得準確。本報告計算所用幾何模式與射源項與 NAC UMS FSAR 所採用的幾乎完全相同，只有少許修正，計算結果較 NAC UMS FSAR 結果約大 1.6 倍，此差異可歸因於兩者遷移模擬計算處理方式不同以及計算所用條件亦有少許差異之故，驗證計算結果應屬合理可以接受，唯本報告仍有下列問題尚待澄清說明。

- ◆結構材氣室區、隔架區、材料是什麼？計算活化光子射源時似乎以不鏽鋼計算？但文中並未說明。
- ◆P.11 光子能譜主要來自 ^{59}Co ，少部份來自 ^{59}Ni 及 ^{59}Fe 似乎並不正確。結構材中無 ^{59}Ni , ^{58}Fe 活化後變為 ^{59}Fe ，半衰期只有 45 天冷卻 5 年應已衰變殆盡。
- ◆P.12 結構材光子強度為何乘上表 3-6 之比例因數？此比例因子(尤其是隔架區)很奇怪，應說明清楚。

- ◆隔架區在圖 2.2 MCNP 計算模式圖中未顯現，到底在哪一個位置？
- ◆表 4-1、表 4-2 及表 4.3 NAC 頂端表面 1 公分處中子和光子劑量率與圖 4-3 所標示不同，到底何者才是正確值？本文中係以表中之值做說明，但看起來圖中之值才較正確。
- ◆密封鋼筒內射源分佈本報告與 NAC UMS FSAR 所用不同，可能是兩者計算結果有大差異的重要根源之一，因此請以圖示說明清楚兩者所用射源分佈不同處。

5. 結論

計算驗證結果可以接受，但尚有上述問題待澄清。

下表乃綜合上述六項程式驗證計算 V&V 的比較表：

核研所乾式貯存安全分析軟體 V&V 綜合比較表

| 軟體程式 | MCNP5 | ANSYS 9.0 | LS-DYNA | ANSYS+RELAP-3D | SA-S2H | MCNP5 |
|----------------------|---|--------------------------|---|--|----------------------------------|------------------------|
| 用途 | 臨界安全分析 | 熱傳分析 結構安全分析 | 結構安全分 析 | 熱傳分析 | 輻射源 | 輻射屏蔽 |
| Verification | 42 測試問題 | 12 案例作版本比對 58 案例作硬體驗証 | 4 個例子 | ANSYS 部份如第二欄 RELAP-3D 部份有與熱 虹吸迴路理論解析解作 比對 | 三個標準案 例 | 程式所附範例 |
| Validation (實驗驗證) | 34 B&W 80 PNL 24 PNL flux trap | 無 | NUREG/CR- 6608 LLNL 中之四項 撞擊與翻覆 實驗 | (未作) | (未作) | (未作) |
| NAC 使用 軟體 | SCALE 4.3 | ANSYS 6.0 | LS-DYNA | ANSYS+FLOTRAN-2D | SAS2H (但版本不 同，截面數據 有差異) | SCALESAS4 |
| 與 NAC UMS 設計 | 在最嚴重事故 下，比較結果 | 含於熱傳分析和結 構分析中 | (未作) | 8 項比對項目結果部份 項目有明顯差異 | 比對核待裝 載用過核燃 | MCNP5 結果較 NAC SCALE |

| | | | | | | |
|--------|-------------------|--|--|--|-------|------------------|
| 分析結果比較 | 只有 3 ~ 4 mk 差距 | | | | 料計算結果 | 4.3 結果高 1.6 倍 |
|--------|-------------------|--|--|--|-------|------------------|

三、乾式貯存用過核燃料完整性之評估與檢驗方法之研擬

依據我國放射性物料管理法、放射性物料管理法施行細則及放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法，待貯於乾式貯存設施之用過核燃料必須具備完整性之條件。美國的聯邦法規 100CFR part72 則容許破損之用過核燃料在重組加罐後貯存，但因破損和未破損燃料有不同的處理方法，因此仍訂定審查的指導方針(Interim Staff Guidance Document, 簡稱 ISG)，其中 ISG-1 Rev. 1 乃特別針對破損燃料(Damaged Fuel)提供破損燃料之定義及完整(Intact)與破損燃料之分類指引。

ISG-1 Rev.1 提供的破損燃料定義為：

- (1) 燃料棒護套有已知或懷疑存在有大於針孔(pinhole leak)或髮絲龜裂(hairline crack)，以致有可能會釋放出大量燃料粒子之用過燃料。
- (2) 符合下列條件之燃料組件：
 - (a) 因破損以致結構完整性減弱。
 - (b) 有構件遺失或移位者 (如 grid spacers)。
 - (c) 有缺燃料棒而未以空棒替代者。
 - (d) 無法用正常吊卸方法進行搬運者。
- (3) 含碎片、鬆散燃料丸或多段燃料棒者。
- (4) 燃料組件結構硬體或護套材質劣化，以致無法承受貯存的正常或設計基準事故，或正常或假設意外狀況運送所導致燃料完整性有疑慮者。(通常適用於高燃耗燃料組件)。
- (5) 燃料呈現任何不利於輻射物質的包封、臨界控制、維持屏蔽、劑量、或熱限值，或不利於貯存罐之設計條件者。

ISG-1 Rev.1 並提供燃料護套和燃料組件分類判斷的方法。燃料護套的分類方法有兩種：第一種是以既有紀錄為基礎(如爐心營運紀錄、燃料運送紀錄等)，經評估沒有燃料洩漏的症候，也沒有輻射脆化或其他結構完整性劣化(如氫脆、過度氧化、氧化物剝離等)的非正常狀態；若有上述狀況顯示有洩漏或破損，該燃料就必須歸類為破損燃料(除非有進一步分析顯示破損很小)。第二種分類方法是進行額外檢測；當既有紀錄有缺乏，必需藉由檢測來驗證燃料的狀態。檢測方法包括啜吸(sipping)、超音波等。燃料組件完整性的分類判斷方法，基本上和上述破損燃料組件的定義是一樣的。另外 ISG-1 Rev.1 也容許採用以貯存或運送

的表現為基礎(performance-based)的分類判斷方法，但因為此以表現為基礎的評估缺乏管制單位認可的方法(可能受限於貯存經驗的不足和長期貯存的不確定度)，核管會並未提出一般性的接受標準，而是要看個案的評估。

從上述參考資料看來，用過燃料完整性的判定必須分燃料棒護套和燃料組件兩個項目，因為兩者在破損的定義上和分類判定的方法上是完全不同的，但只要其中一項判定為破損(非完整)，則依我國法規該燃料束(燃料組件)即排除於待貯存燃料之外。

兩者判定的方法都是以運轉經驗(包括檢驗記錄)資料的完備和評估為主，而燃料棒護套則輔以缺陷檢測，燃料組件結構則輔以外觀的觀察逐項驗證。申請貯存設施執照者(國內目前是台電公司)需要搜集哪些相關的運轉經驗的資料，資料是否完備、以及用什麼方法進行評估，在規範中雖沒有細目條列，但以 ISG-1 Rev.1 內容去準備應沒有太大爭議。其中在燃料護套的部份，目前已知在本階段打算進行貯存的用過燃料中，主要是來自核一廠前 8 個燃料週期退出(discharge)儲存於燃料池的燃料，從中選擇 GE 8x8-1 和 GE 8x8-2 兩種燃料型態，並剔除已知破損之燃料。有部份燃料週期因有燃料破損跡象，在 outage 時曾作過啜吸篩選出破損之燃料束和燃料棒，但有部份週期則未執行檢驗。因此，如何判定資料的完備，未曾作過檢驗是否即不完備，曾做過檢驗但已是 10 或 20 年前的結果是否應重做以確定無水池貯存之劣化問題，以及如何以其他評估方法或輔助的檢測來補充其判定，將是未來審查的重點。其中，並不排除核研所考慮取樣檢驗之可行性，但因本設施為國內第一次建造，且為本土自行建造，核研所必需提出具說服力而保守的取樣方法。

除了上述有關完整或破損的『現況』的判定之外，燃料護套和燃料組件都牽涉到『材質劣化』以及是否可以承受未來貯存的正常或設計基準事故而維持完整性的問題，依法規的精神，申照單位仍需提出具說服力的評估。

參考文獻

1. 放射性物料管理法，中華民國91年12月25日公佈。
2. 放射性物料管理法施行細則，中華民國92年7月30日實施。
3. 放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法，中華民國93年4月7日實施。
4. 申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，中華民國94年10月28日實施。
5. NRC Regulation (10CFR) PART 72 – Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-level Radioactive Waste, and Reactor-related Greater than Class C Waste.
6. NUREG – 1536, Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NRC, January 1997.
7. NUREG – 1567, Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, NRC, March 2000.
8. Diablo Canyon ISFSI Safety Analysis Report, Pacific Gas and Electric Company, Vol. 1 and 2, Oct. 202.
9. 臨界評估MCNP 5 程式驗證計算書，ISFSI-04-CAL-03-01001-01，核能研究所，95年1月。
10. ANSYS程式驗證計算書，核能研究所，95年1月。
11. LS-DYNA Verification & Validation, ISFSI-04-CAL-02-06002-01，核能研究所，95年3月。
12. 用過核燃料乾式貯存設施熱傳分析方法論及技術驗證報告，ISFSI-04-REP-06001-01，核能研究所，95年3月。
13. BWR用過核燃料之輻射源項驗證計算，ISFSI-04-CAL-01-06001-01，核能研究所，95年2月。
14. NAC-UMS貯存護箱之劑量驗證計算，ISFSI-04-CAL-01-06003-01，核能研究所，95年3月。
15. Witte, M. et. al. “Summary and Evaluation of Low-Velocity Impact Tests of Solid Steel Billet Onto Concrete Pads,” NUREG/CR-6608, UCRL-ID-1292,1-I, February 1998.
16. Simons, J.W. and Geflkin, P. R., “Characterization of Ground for DYNA3D Model”, SRI International, Final Report for SRI ProjectPYD-5077, April 1988.
17. Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA User’s Manual, Volume III, Livermore, 2001.