

出國報告（出國類別：其他）

參加 WRFPM 2017 會議與 HOTLAB 2017 會議出國報告

服務機關：核能研究所

姓名職稱：曾哲聰 研究員

派赴國家：韓國、日本

出國期間：106 年 9 月 9 日~106 年 9 月 23 日

報告日期：106 年 10 月 25 日

摘 要

2017 年國際核反應器燃料績效會議 Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM 2017)，9 月 9 日至 9 月 14 日於韓國濟州島舉行，與會人數約三百餘人，與歷年會議規模相當。大會論文主題涵蓋核燃料爐心行為、運轉安全相關議題、以及福島事故後國際間相當重視的耐事故核燃料(Accident Tolerant Fuel, ATF)研發現況等。此外，用過核子燃料乾式貯存相關的研究也頗多，譬如貯存系統、核子燃料鋳合金護套氫化物效應評估、乾式貯存燃料行為分析、中子吸收材料劣化評估、以及受損燃料乾式貯存容器設計以及實務操作等。

就國內現況而言，核燃料各項運轉限值皆經過主管機關審查，爐心運轉績效良好。不過用過核子燃料行為與乾式貯存作業，以及未來之最終處置息息相關；因此高燃耗燃料行為，特別是燃料丸微結構、鋳合金護套氫化物對機械性質之影響等議題，國內宜持續加以關注。此外，核電廠進入除役階段之後，用過燃料池所有存放燃料必須移出。因此國內核電廠對高燃耗燃料的乾式貯存，以及受損燃料的貯存方式應儘早完成評估與規劃。會議中德國 GNS、法國 AREVA、以及瑞典 STUDSVIK 等機構所提出受損燃料的貯存設計與實務經驗，頗具參考價值。

第 54 屆國際熱室研討會(HOTLAB 2017)於 9 月 17 日至 9 月 22 日在日本水戶召開，是世界上擁有熱室國家，相關技術的重要交流平台。今年會議由下列機構共同承辦：Japan Atomic Energy Agency (JAEA)，Atomic Energy Society of Japan (AESJ)，International Atomic Energy Agency (IAEA)。與會人士分別來自歐、美、亞等，人數約有 160 人。大會主題區分為：熱室運轉、設施與裝備、遙控技術、照射後檢驗、廢棄物與儲存、以及福島事故後配合電廠除役需求的特別議題等。

本所擁有國內唯一之高放射性實驗室，成立已經 40 年，為符合日趨嚴謹的法規要求，設施運轉已逐步朝向數位自動化，以確保其安全與穩定性。大會上述探討議題幾乎涵蓋本所熱室例行業務，因應國內核電廠將陸續除役，用過核子燃

料乾式貯存行為研究，最終處置燃料特性評估等業務，熱室必須維持相關檢驗與分析技術。今年大會發表論文中：瑞士 PSI 開發之照射過燃料鋳合金護套檢驗的自動化流程，可以大幅降低工作人員劑量，是很好的學習範例。韓國 KAERI 於高輻射作業區域以機器人執行特定操作，此概念可以應用於熱室高污染作業區之除汙。美國 INL 國家實驗室的熱室設置年代與本所相近，會議提出熱室鉛玻璃的更換經驗，是未來維修的重要參考。

目次

(頁碼)

摘 要	i
一、目 的	1
二、過 程	2
三、心 得	3
四、建 議 事 項	28
五、附 錄	29

一、目 的

Water Reactor Fuel Performance Meeting (WRFPM)每年召開，本所近年來皆派員參加，因應國內逐漸減核環境，參與會議時重心也逐漸轉向用過核子燃料相關研究。本次 WRFPM 2017 會議於韓國舉行，本所派員參加蒐集用過核子燃料乾式貯存設施、行為分析技術、破損燃料貯存國際實務經驗等，以協助國內用過核子燃料之營運管理、研擬應優先執行之研發計畫。國際熱室會議 HOTLAB 每年召開，HOTLAB 2017 於日本舉行，近年來本所首次派員參加。高放射性實驗室具有用過核子燃料檢驗、實驗與檢整能力，而本所擁有國內唯一之高放射性實驗室，對國內未來之核後端營運，核研所熱室可以因應需求，提供可靠之專業技術支援，因此派員參加 HOTLAB 2017，期望提升檢驗能力與運轉維護技術。

二、過 程

日 期	地 點	內 容
9 月 9 日	台北→韓國濟州島	去程
9 月 10 ~ 14 日	韓國濟州島	WRFPM 2017 會議
9 月 15 日	韓國濟州島	ESCP 會議
9 月 16 日	韓國濟州島→日本水戶	路程
9 月 17 ~ 22 日	日本水戶	HOTLAB 2017 會議
9 月 23 日	日本水戶→台北	返程

三、心得

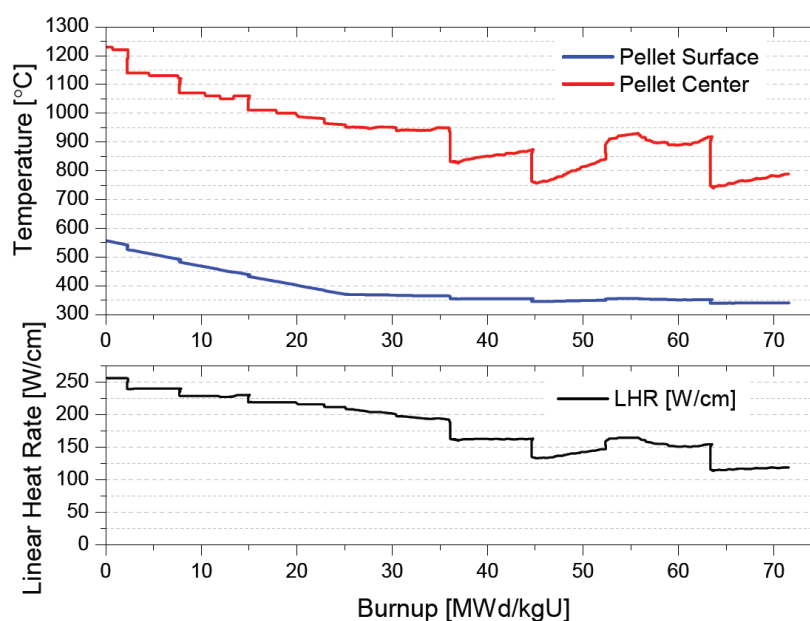
(一) WRFPM 2017 重點摘要

1. 高燃耗燃料行為

(1) MULTI-SCALE CHARACTERIZATION OF MICROSTRUCTURAL CHANGES IN HIGH BURNUP COMMERCIAL FUEL

此論文由美國 Oak Ridge National Laboratory 所發表，高燃耗燃料目前尚無正式定義。若依據用過核子燃料乾式貯存經常引用的導則：美國 NRC 所發行之 Interim Staff Guides (ISG), ISG-11 Rev. 3 是以燃料束平均燃耗 45 GWD/MTU 為界定。可以想見，局部燃料丸的燃耗值當然更高。由於燃料丸在徑向有極高之溫度梯度，又承受不同程度的輻射損傷，因此高燃耗燃料微結構變化對燃料丸熱與機械性質的影響是維持安全運轉必須澄清的議題。

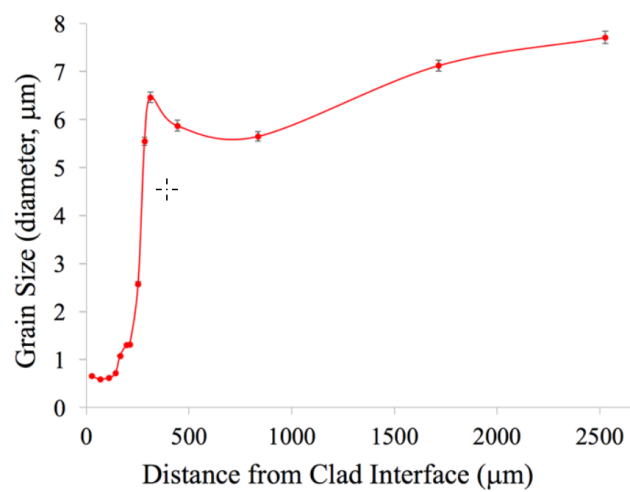
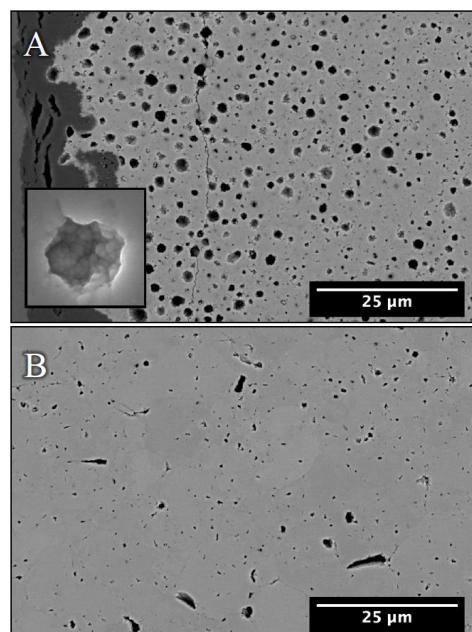
本文重點是以精密的電子顯微鏡，將美國電廠實際照射達數個週期的燃料進行金相檢驗。驗證燃料丸與護套接觸面的 High Burnup Structure (HBS)結構與燃料丸中心區域，在微組織上呈現的差異。用過核子燃料是來自 H.B. Robinson 壓水式核電廠，運轉功率歷史，燃料丸中心與表面溫度如下圖所示：



燃料丸光學顯微鏡金相如下圖：



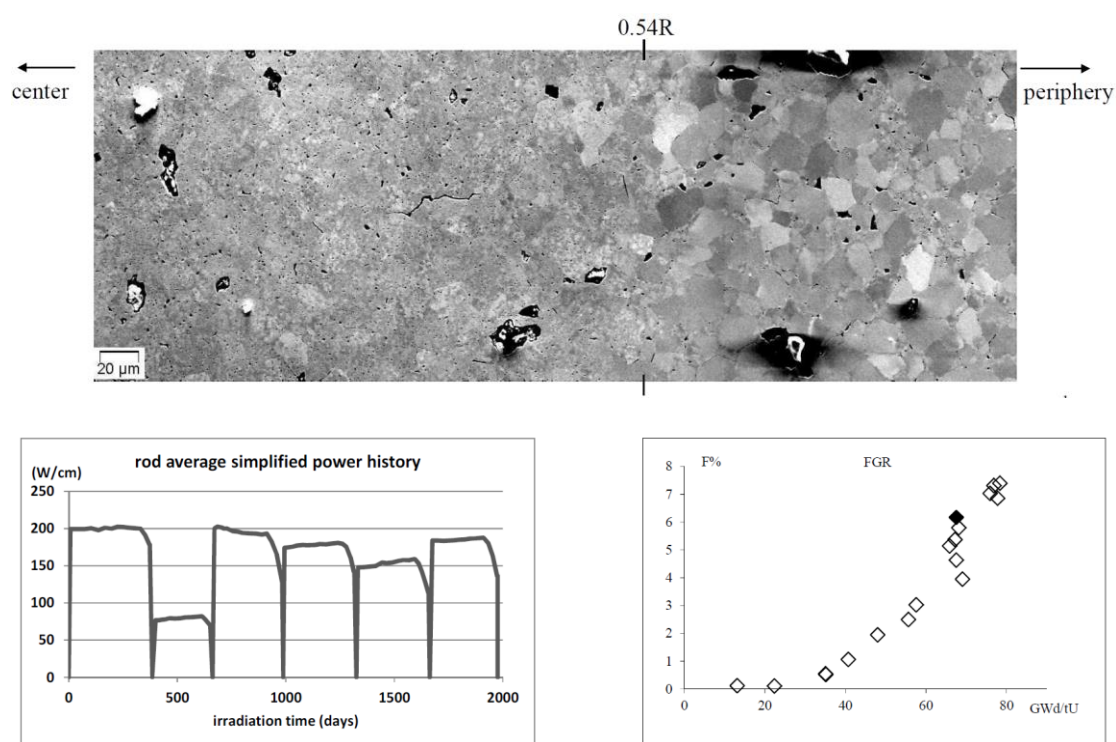
電子顯微鏡微結構組織觀察如下圖，A 為燃料丸表面，B 為往中心 1,750 μm 處；
組織差異與晶粒尺寸的變化相當明確，不過形成之機制目前尚無定論。



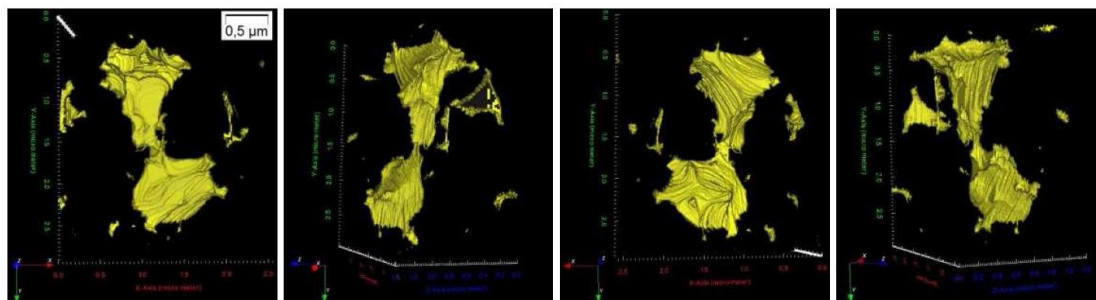
(2) FIB/SEM EXAMINATION OF A HIGH BURN-UP UO₂ IN THE CENTER OF THE PEL-LET

這是法國 CEA 發表的報告，運用 FIB/SEM 技術來觀察燃耗達 73 GWd/tU 燃料丸中心區域的組織。2000 年初期，CEA 即曾作過高燃耗燃料分裂氣體(Fission Gas Release, FGR)研究，用以驗證燃料行為分析程式。應用到的相關技術有 electron probe micro-analyzer (EPMA), secondary ion mass spectrometer (SIMS), scanning electron microscope (SEM)，而為了解晶粒間分裂氣體儲存機制也從事退火實試。不過過去研究並未針對燃料丸中心區域，此處運轉時溫度最高，也是分裂氣體釋出的主要區域；影響參數為溫度、燃耗、分裂氣體擴散與形成氣泡。

實驗燃料丸燃耗為 61 GWd/tU，其金相觀察與比對如下面上圖，如果燃料丸表面定義為 0R，中心定義為 1R，0.54R 明顯是一個轉變的界線，界線兩邊晶粒大小對比明確。不過在靠中心區域，分裂氣體氣泡究竟是在晶粒間，抑或是穿晶，並非清晰可見。新近的實驗棒濃縮度 4.5%，使用 M5 鋁合金護套，於 EDF Gravelines 5 號機組經歷了 6 個週期的運轉，燃料棒平均燃耗 73 GWd/tU，於熱室穿刺量測，得知分裂氣體釋出率為 6.2%。運轉功率歷史如左下圖，FGR 如右下圖中實心方



塊數據。靠近燃料丸中心的檢驗，可清楚看到分裂氣體釋出形成氣泡。以位於 0.36R 處為例，檢驗發現個氣泡的代表性影像如下圖。雖然檢驗技術可以提供直接的觀察，但是形成晶粒間與穿晶氣泡的機制仍有待探討。此外，與燃料原始微結構以及功率歷史的關係也不清楚；更重的是，當燃耗增高時，晶粒間氣泡並未發生互連(Interconnection)的狀況下，為何分裂氣體釋出率仍然呈現升高趨勢。



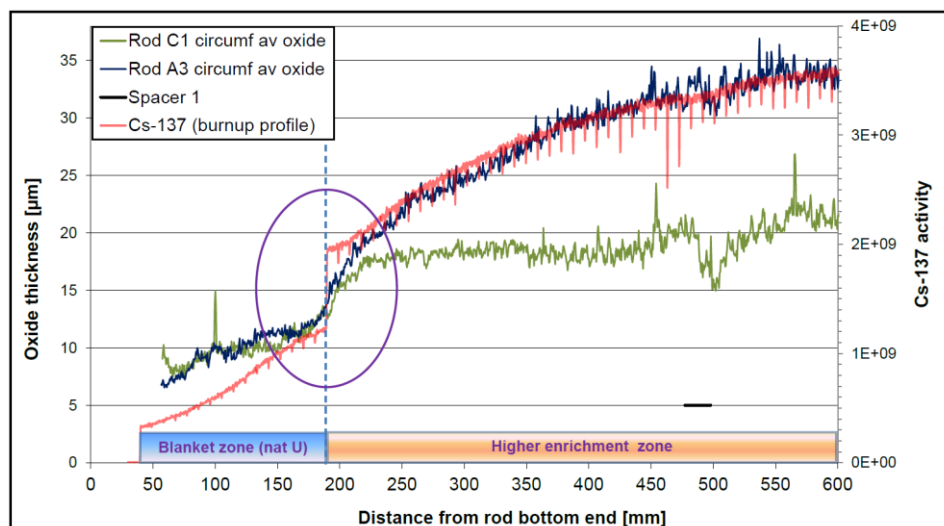
2. 運轉中爐心行為

(1) ZIRCALOY-2 CORROSION AND HYDROGEN PICKUP NEAR BWR CORE INLET

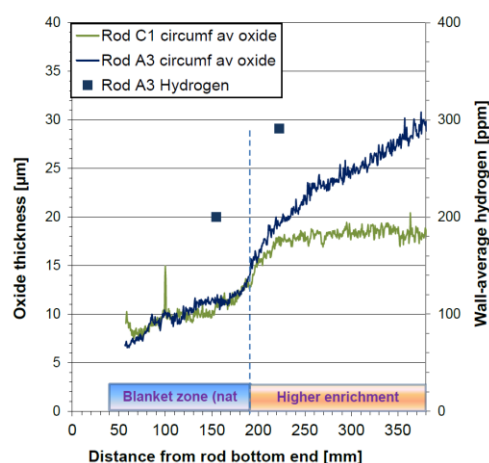
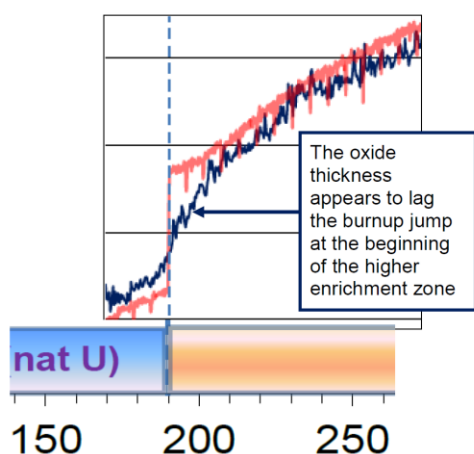
本文由瑞典 Vattenfall Nuclear Fuel 公司以及美國 EPRI、Zircology Plus 等共同發表。相較於 PWR，BWR 的運轉環境複雜，變化參數較多，因此鋳合金組件之腐蝕與吸氫機制也相對複雜。BWR 環境下的腐蝕機制有：節瘤腐蝕(Nodular Corrosion)，陰影腐蝕(Shadow Corrosion)，以及多種型態的均勻腐蝕(Uniform Corrosion)。BWR 的腐蝕環境為氧化水化學、大量的沸騰、爐心中段以及上半部區域的高空泡係數(Void Fraction)區域。此外，電廠加氫水化學或是添加貴重金屬水化學，以及個別電廠冷卻水造成積垢雜質上的差異等也都是關鍵因素。

進行分析的兩根燃料棒 C1 與 A3，皆來自同一燃料束，而且是處於對稱位置。照射後於熱室完成檢驗，燃料棒靠近爐心冷卻水進口端部分，護套外表面的均勻腐蝕量測數據如下圖。兩根燃料棒使用相同組成之鋳合金護套，但是有不同之熱處理，然而文中並未提供詳細的熱處理條件與差異。燃料棒下端為 150 mm 之天然鈾，再往上則是 2.4 % 之濃縮鈾，圖中 Cs-137 的掃描結果來自其中一根燃料棒。由於燃耗即是燃料運轉期間所提供的總能量，因此，Cs-137 的軸向掃描結，等同

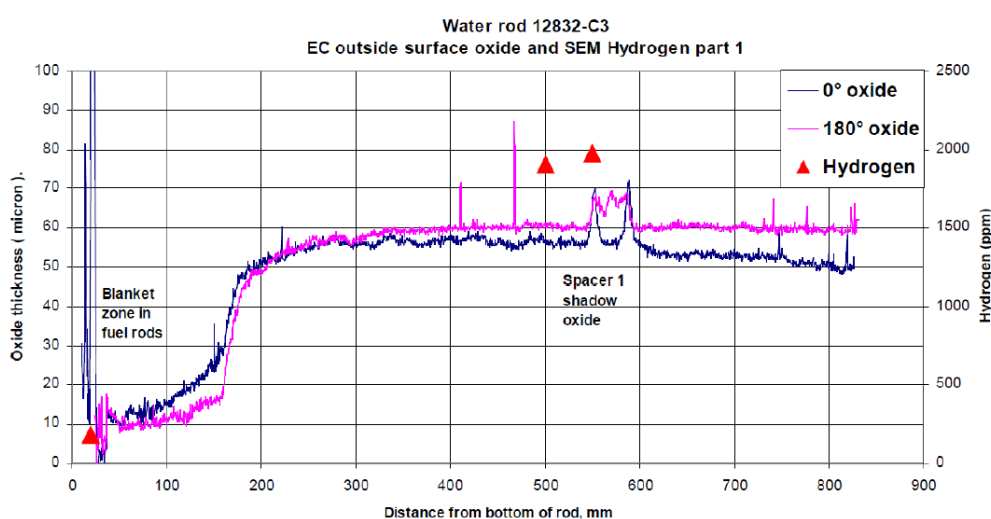
是燃料棒功率分佈的時間平均值。此外，燃料丸與燃料丸間隙對功率的變化效應也清晰可見。



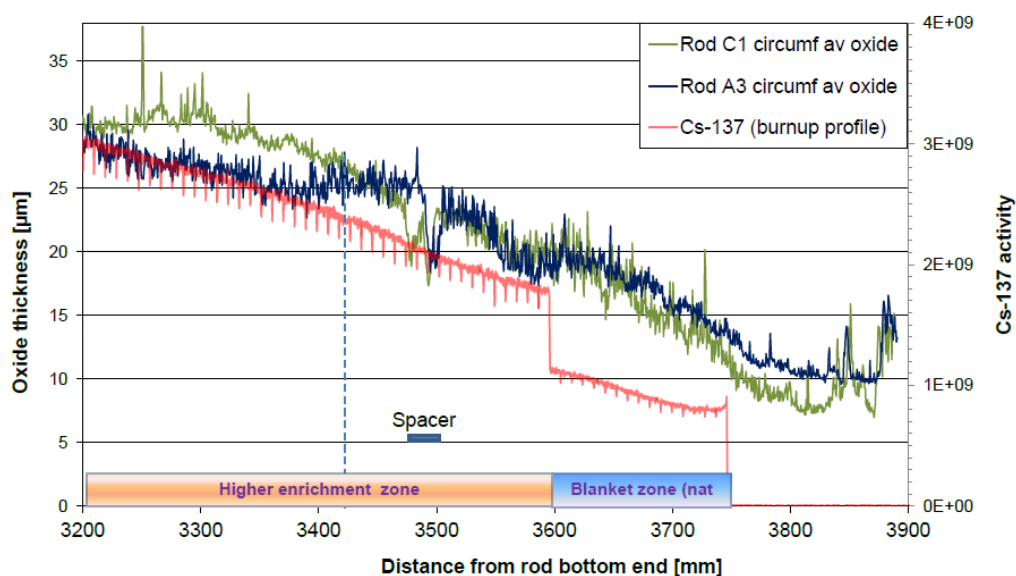
上圖中兩根燃料棒下端天然鈾 150 mm 部份，護套表面氧化層厚度數值相近且變化一致，進入濃縮區域這個轉折點(Transition)之後，氧化層明顯增高。其中，A3 氧化層厚度數變化趨勢與 Cs-137 相符，C1 則相對較低。下面左圖中，氧化層厚度在轉折點的跳升幅度明顯落後功率變化。至於護套氫含量的變化，若以轉折點上、下第 4 顆燃料丸作為分析基準，發現氫含量的變化或增量，並未如氧化層來的大。以下面右圖 A3 數據來探討，氫含量增幅約為 50%，而氧化層厚度增幅高達 70%，所對應之吸氫率(Hydrogen Pickup Fraction, HPUF)為 35%與 32%。



觀察到此，吾人對氧化層厚度跨過轉折點之後的跳升，很自然會歸咎於縮鈾區域比較高的運轉功率，因為燃料棒於此兩個區域的表面熱通率(Surface Heat Flux, SHF)有顯著差異。接下來執行 BWR 鋁合金水棒的檢驗，以 0° 與 180° 作為水棒圓周對稱位置的參考基準，表面氧化層厚度與護套氫含量量測值如下圖。令人意外的是，水棒表面氧化層厚度也呈現於轉折點跳升的現象，然而水棒並不含燃料丸，它不會有 SHF 效應。此外，氫含量大約從 200 ppm 跳升到 1,800 ppm，水棒壁厚 0.8 mm，此種現象應該是來自內表面的吸氫行為，但詳細機制仍不清楚。



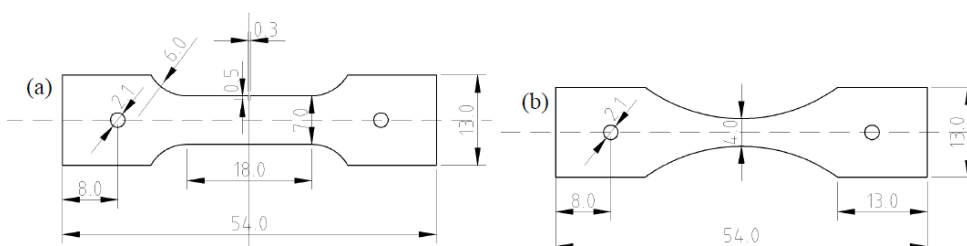
值得一提的是，燃料棒上端也有 150 mm 的天然鈾，通過這個轉折點之後，燃料功率變化清晰可見。然而護套表面氧化層厚度變化卻是連續下降，與燃料棒下端的變化趨勢截然不同。



(2) HYDRIDES IMPACT ON ZIRCALOY FATIGUE PROPERTIES

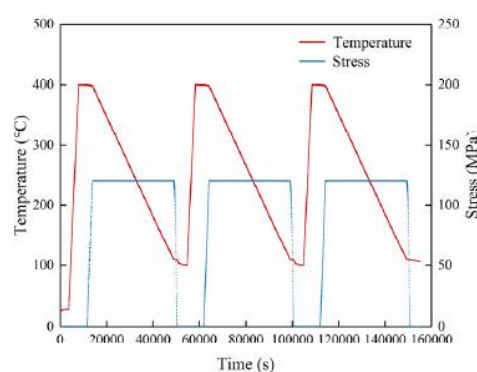
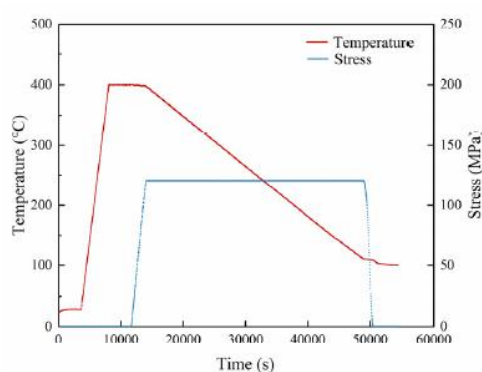
本文為瑞士 PSI 與法國 Mechanics and Materials engineering, Polytech Annecy 共同研究成果，探討高燃耗燃料護套之吸氫效應，以及氫化物析出。氫化物易於引發裂紋，或是促進裂紋成長，當護套氫化物由常見的環向排列轉換成徑向排列時，對機械性質更有顯著不利的影響。本文使用完全退火的鋯合金鈹材，進行不含氫化物、含氫化物、發生氫化物方位重排等不同組合的試片進行測試比較。試片設計與合金成分如下，狗骨頭(Dog Bone)試片(a)於中心位置開槽，以執行疲勞實驗，試片(b)則為均勻外型，用於氫化鋯方位重排應力實驗。

Sn	Fe	Cr	O	C	Si	Zr
1.41	0.21	0.11	0.12	0.005	<0.005	Bal.

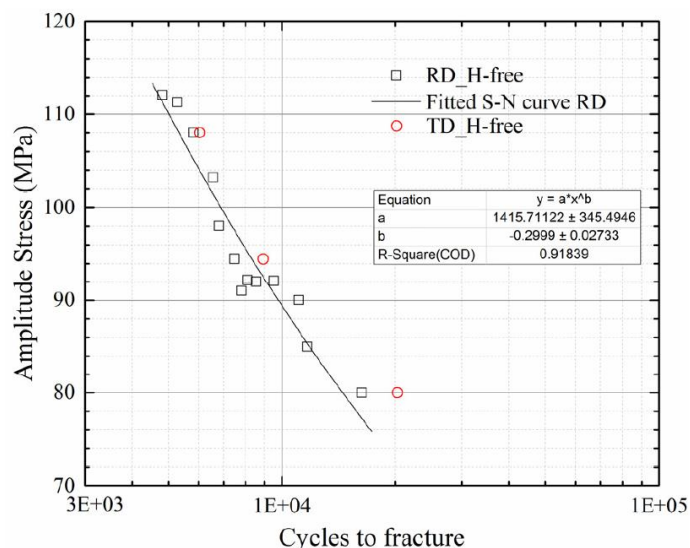


由於使用鈹材進行實驗，因此試片製作分成沿鈹材滾軋方向(RD)與縱向方向(TD)兩種。含氫化鈹試片是將未照射試片進行充氫，以模擬爐心運轉照射後狀態，充氫目標值為 250 ppm，3 個試片完成之後，最後確認的數值如下表。接下來說明的是為了取得氫化物方位重排，含氫試片的調整方法，包含升溫與冷卻、施予應力的週期變化等，熱與應力循環週期之詳細過程如下圖。

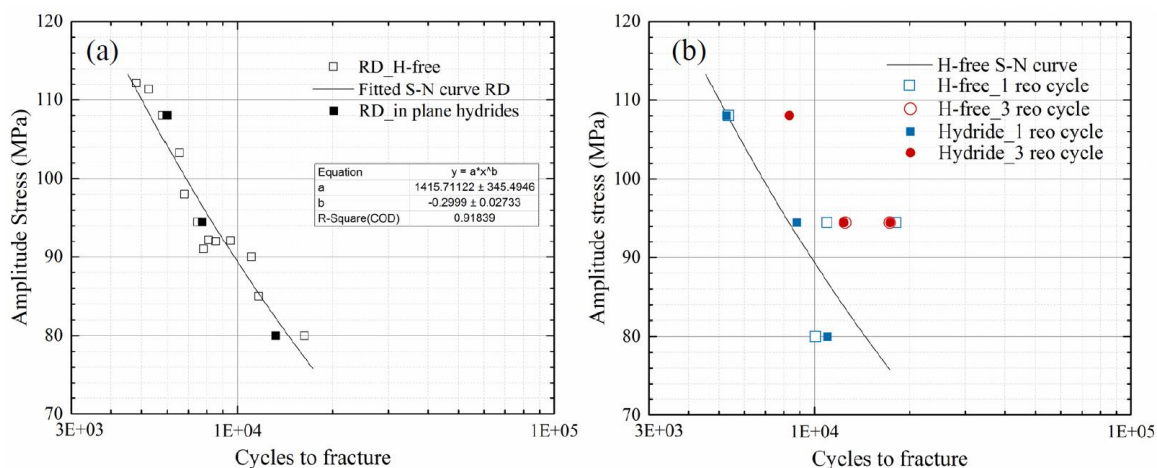
Sample	Geometry	Target content	Measurements		
1	Fig 1a	250	240.0	241.4	235.9
2	Fig 1a	250	248.0	244.7	249.0
3	Fig 1b	250	252.3	257.0	243.6



原始未含氫的試片，疲勞測試數據 S-N 曲線如下圖，TD 試片大致呈現優於 RD 試片的趨勢。學理上的解釋來自鋁合金結構，鋁金屬原子排列為 HCP 結構，而 RD 試片初始滑動面{0002}則是與軋材的滾軋方向平行。



以下探討含氫化物試片的測試結果，以及是否發生方位重排效應比較。RD 的實驗數據如下圖，初步結論如下：**(1)** 不含氫化物的 S-N 疲勞關係式可由數據推導，不過作者於簡報時面對現場問題：「為何未將關係式與核能界普遍使用，大家都熟悉的關係式進行比較？」提出說明；**(2)** 不含氫化物試片經歷相同的熱與應力循環，疲勞特性明顯優於含氫化物試片；**(3)** 完成氫化物方位重排試片，一個熱應力週期試片可以看出對疲勞特性的不利影響，然而三個熱應力週期的試片卻呈現相反趨勢，此種不一致的現象與機制仍有待探討。



2. 用過核子燃料乾式貯存

(1) 用過核子燃料乾式貯存系統

A. Dry storage of spent nuclear fuel and high active waste in Germany

我國核能管制規定與美國相近，由於德國在用過核子燃料乾式貯存技術也頗受國際肯定，在此說明德國 TÜV NORD EnSys 公司提出的論文重點。德國的管制規定與對應主管機關摘要如下：

(a) Regulations issued by the federal legislator

- German Basic Constitutional Law
- Atomic Energy Act

(b) Regulations issued by the federal government and federal council

- Ordinances (e.g. Radiation Protection Ordinance)
- General administrative provisions

(c) Regulations issued by the federal government and state authorities

- Safety requirements for nuclear power plants
- Regulatory guidelines by the BMUB (Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety)

(d) Guidelines and recommendations from advisory bodies

- Reactor Safety Commission (RSK)
- The German Commission on Radiological Protection (SSK)
- Nuclear Waste Management Commission (ESK)

(e) Standards from the Nuclear Safety Standard Commission

- KTA safety standards

(f) Standards and rules from the industry and utility operators

- Technical specifications for systems and components
- Rules for organization and operation (e.g. quality management systems)

- Other rules and standards

用過核子燃料於乾式貯存期間，法規要求燃料護套必須維持完整性，不允許發生燃料破損。為此規範了燃料護套表面腐蝕與縱向(Tangential)應力/應變之限值，為了驗證相關設計，分析時勢必與燃料運轉歷史產生連結。以 40 年為貯存年限之相關規定如下：

- (a) The cladding hoop stress should not exceed 120 N/mm². With this criterion stress corrosion cracking and hydride reorientation as failure mechanisms will be excluded.
- (b) The cladding hoop strain should not exceed 1 %. With this criterion an increase of the hoop stress at higher strain levels and the failure caused by strain should be excluded.
- (c) The cladding temperature should not exceed 370 °C. Within this temperature range the annealing of irradiation hardening and the dissolution of the hydrogen precipitates in the cladding will be excluded. This criterion is an outcome of the strain experiments on dry storage performed with irradiated cladding material.
- (d) Cladding corrosion during the storage time should be limited. This requirement will be fulfilled by the limitation of the residual water in the casks after the drying process, the use of an inert gas atmosphere in the cask and no loading with defect fuel.

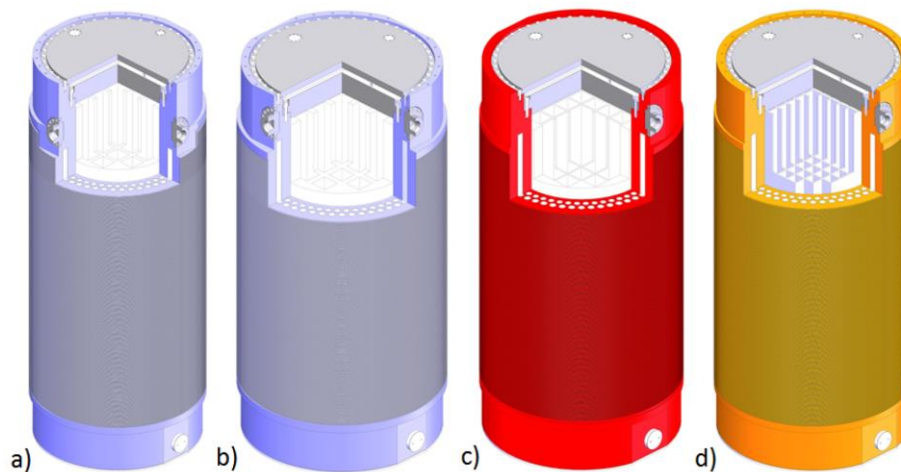
德國目前已經開始討論延長至 100 年的乾式貯存，因此衍生下列議題：

- (a) It has to be evaluated whether the requirements for 40 years are still valid and applicable for a longer time span.
- (b) In the long term other effects of degradation may take the leading part in the assessment of cladding integrity.
- (c) High burnup fuel and mixed oxide fuel are identified as the fuel with the

highest loads and with the highest potential for a systematic cladding failure.

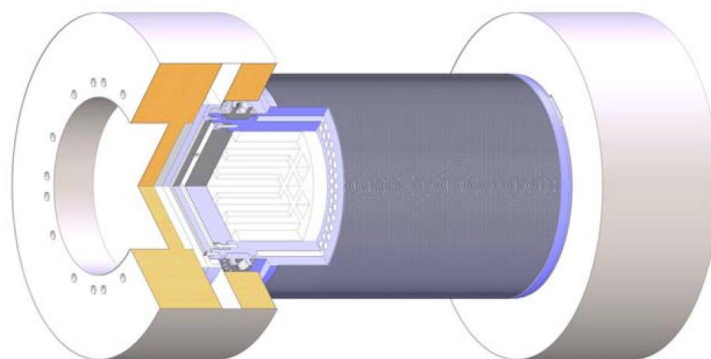
B. The new CASTOR® Geo - Comprehensive Solutions for Transport and Storage of Spent Nuclear Fuel, MOX and Damaged Fuel

本論文由德國 Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS)公司所提出，介紹該公司所供應的用過核子燃料貯存與運送護箱，最新的設計是 CASTOR® Geo。這種設計供應國際市場，以滿足客製化需求為目標，因此護箱重量有最佳化設計，可配合各電廠吊車的操作限制。CASTOR® Geo 為運送與貯存雙用途(Dual Purpose)護箱，目前可供應的幾種設計如下：



- a) CASTOR® geo21B for 21 PWR FA
- b) CASTOR® geo24B for 24 PWR FA including up to 8 MOX FA
- c) CASTOR® geo32CH for 32 PWR FA including up to 8 MOX FA
- d) CASTOR® geo69 for 69 BWR FA including up to 16 MOX FA

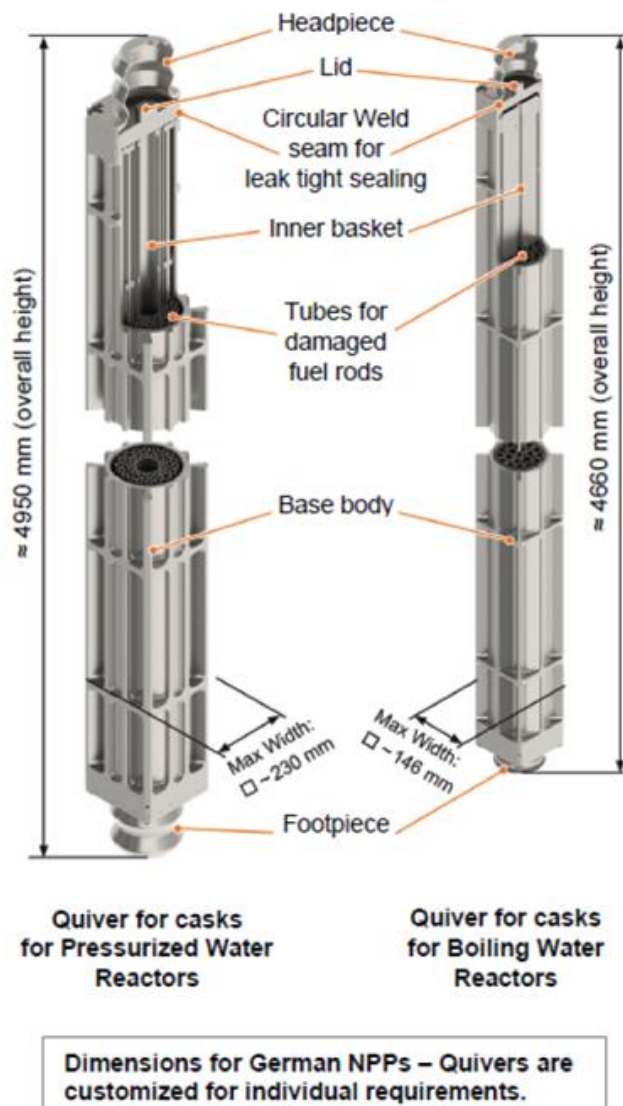
應用於運送時，只需要是在護箱兩端加裝撞擊緩衝器(Shock Stopper)如下圖，無須其它輔助設備，可使用於鐵路、公路以及海路之運輸。



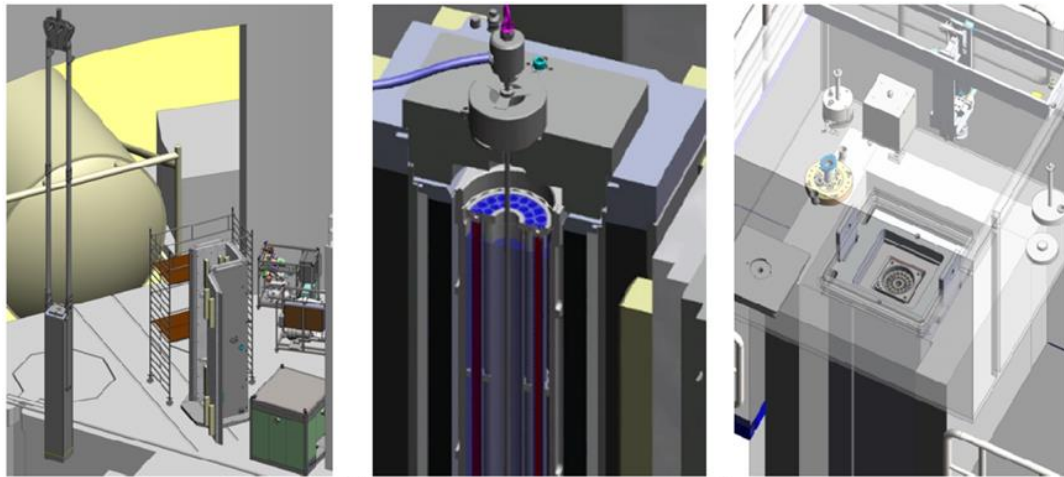
2. 破損用過核子燃料乾式貯存實務

A. 德國 GNS 公司

GNS 對破損燃料的貯存設計稱為 Integrated Quiver System (GNS IQ)系統，它可應用於 CASTOR V 護箱(適用於德國境內客戶)以及 CASTOR® Geo 護箱(適用於國際客戶)。Quiver 如同第二個燃料護套，於核電廠將破損燃料裝入 Quiver 之後，再進行乾燥與封銲程序。其外觀等同一個標準燃料束，可放入一般貯存護箱。

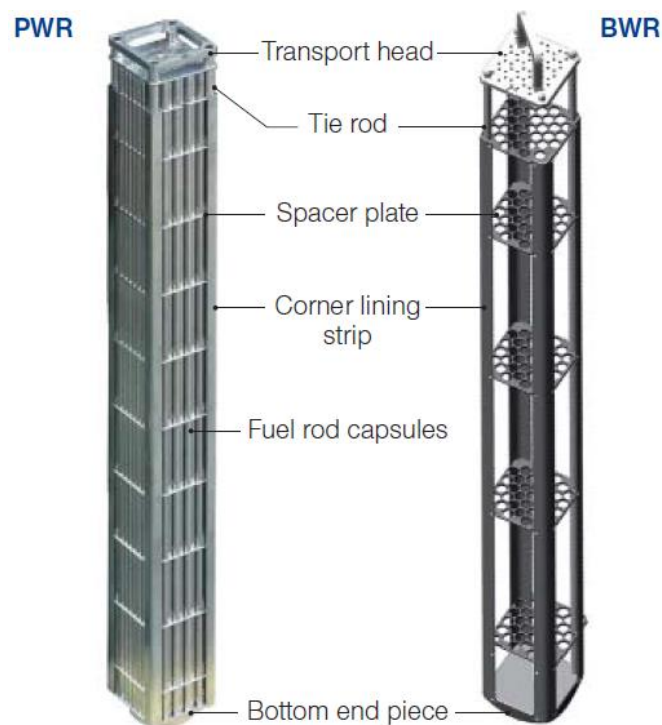


Quiver 設計概念與系統應用於電廠之實務操作示意圖如下：

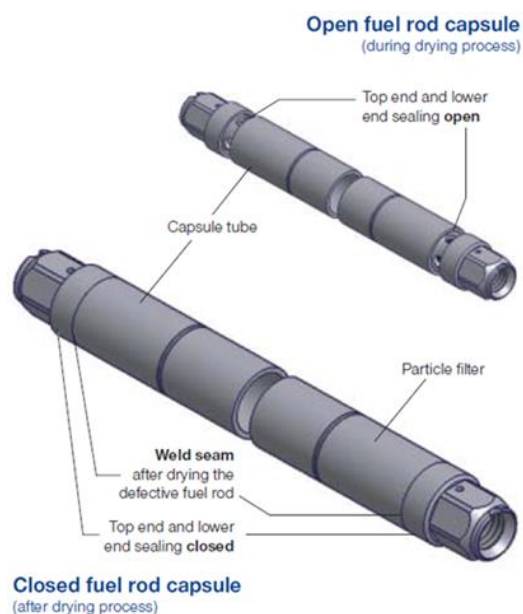


B. 法國 AREVA 公司

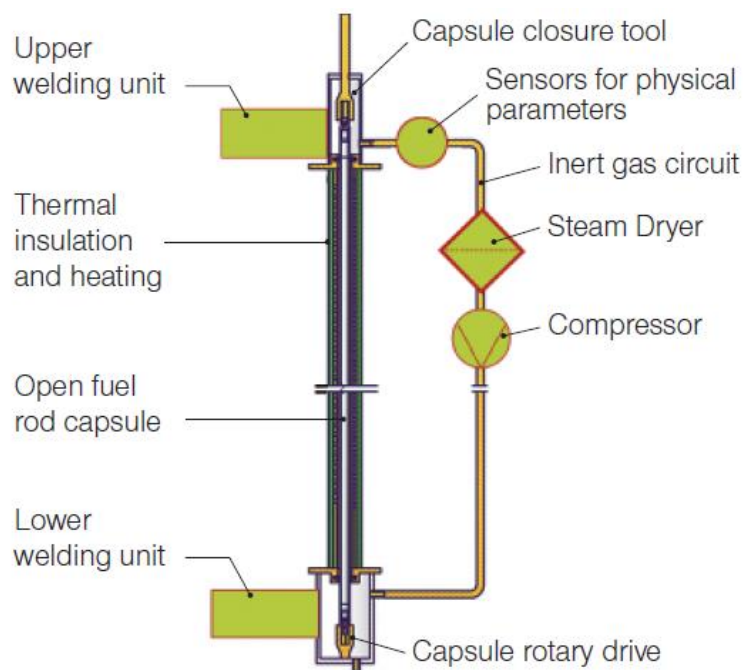
AREVA 並未於會議中針對受損燃料乾式貯存發表論文，但於議場展示區派員說明其設計概念。該公司配合其現役護箱，不論是僅供貯存使用或是也可作為運輸使用之 **Dual Purpose** 護箱，設計了一種儲存容器，或可稱之為燃料罐(**Canister**)。其外觀尺寸與可操作性等同一束核子燃料，與電廠將執行乾式貯存之用過核子燃料完全相容。這個容器裝填受損燃料之後，可以直接置入未來選定之乾式貯存或運送護箱。該公司人員告知此種作業方式已為法國業者採用，目前最新的設計則應用於比利時核電廠。適用於 **PWR** 與 **BWR** 燃料的設計分別如下圖：



提供現場操作服務應該公司最主要的賣點，於核電廠用過燃料池將已確認受損之燃料棒放入其特殊設計的管狀容器(Capsule)，如下圖。



以熱風乾燥，並進行抽真空程序之後，再回填氦氣，並將兩端封緊。單根之破損燃料棒外加封套之後逐一置入上述提籃，整個作業就算完成了。對各國電力公司而言，受損燃料於池邊完成封套作業裝入提籃之後，即可與其它用過核子燃料進行乾式貯存，作業動線流暢也容易執行。



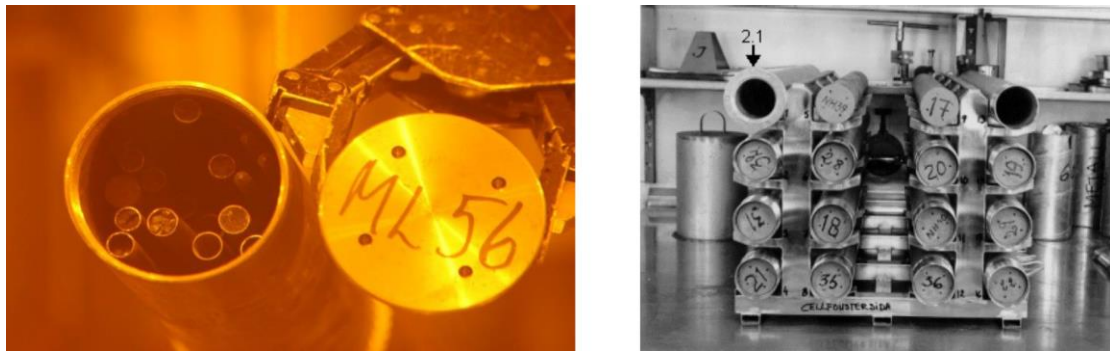
C. 瑞典實務經驗 (STUDSVIK 發表之論文：FAILED FUEL MANAGEMENT)

瑞典的情況比較特別，該國考慮破損棒會將 Cs 元素以及產生 α 輻射的超鈾元素釋出於用過燃料池，提高過濾系統廢棄離子交換樹脂的數量，也增加最終處置的負擔。因此瑞典管制單位，Swedish Radiation Safety Authority (SSM)要求將受損燃料儘速移出電廠用過燃料池。Studsvik 公司於 2014 年承接該國 Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company (SKB)公司的委託案，以事先已經過驗證的方法來處理 BWR 與 PWR 核電廠的受損燃料，並作為未來全面執行的一個先導計畫。使用的鉛罐與運送過程分別如下：

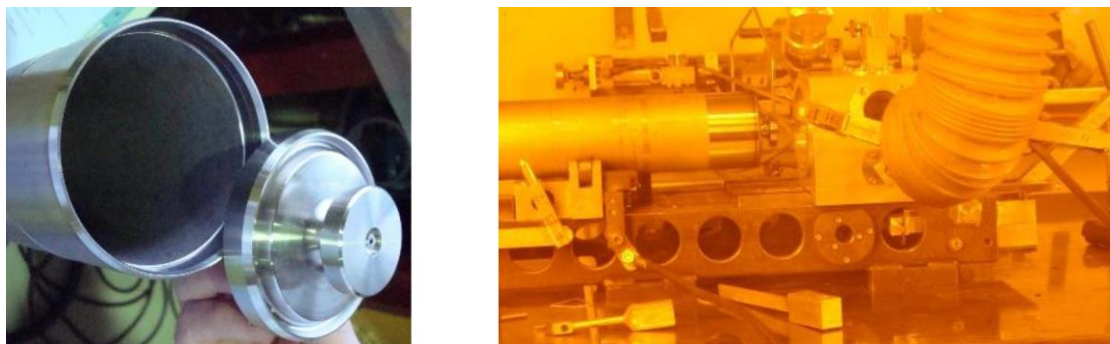


瑞典後端營運採直接處置策略，並無乾式貯存階段，如果受損燃料棒內部有殘留水份，會造成燃料丸氧化，隨著體積膨脹，將造成燃料棒更嚴重劣化。因此受損燃料在進行最終處置之前，必須先進行乾燥與封裝。基於此種要求，相對於

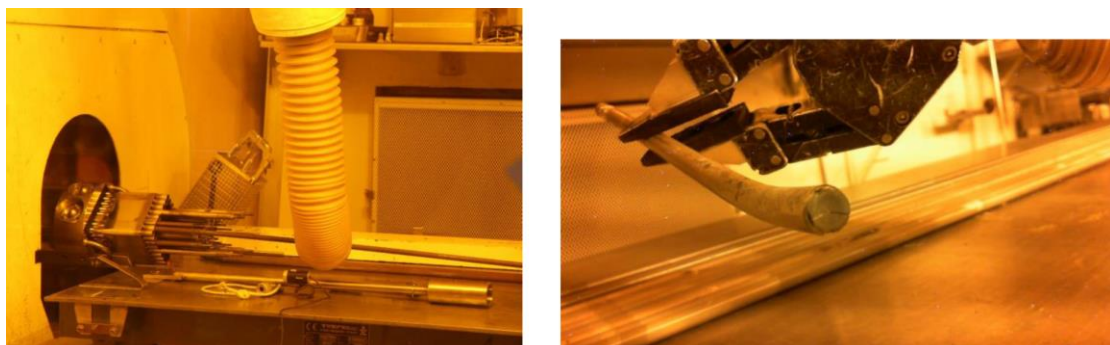
其他國家，瑞典對於燃料丸長期氧化與相關影響的研究也比較深入，訂定和應遵循之規範也比較明確。該計畫之受損燃料採取海運方式，直接由電廠以鉛罐裝填，運送到 Studsvik 熱室之後，執行所規劃之作業。破損棒依據規範，逐步切成 1 公尺長之片段，再裝入燃料內罐(Inner Canister)中，如下圖。



燃料內罐完成真空烘乾程序之後，送入主要罐(Primary Canister)並進行封鋸，所有作業皆於熱室執行，如下圖。



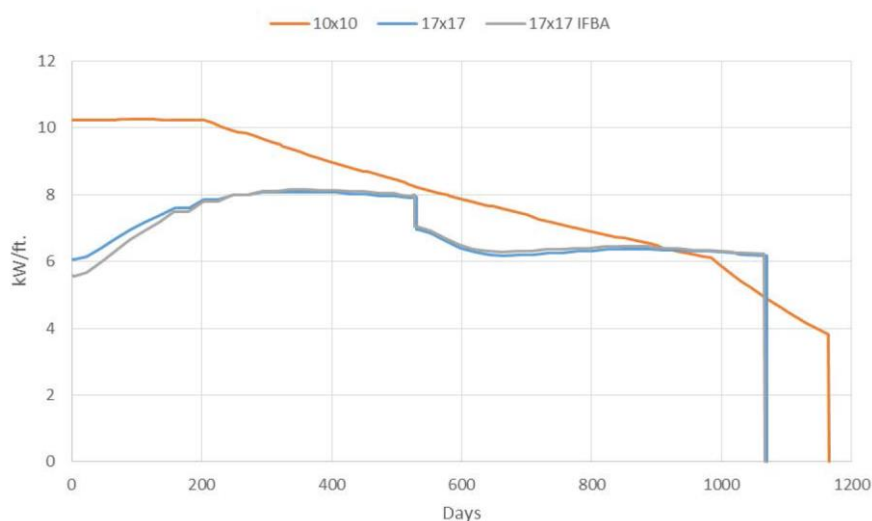
無法於電廠用過燃料池抽出破損棒的幾個較難處理個案，也於 Studsvik 熱室中以遙控機具完成必要作業，如下圖。



(3) 用過核子燃料乾式貯存行為分析

A. FRAPCON Analysis of Cladding Performance during Dry Storage Operations

論文由美國 Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) 所發表，PNNL 多年來接受 NRC 委託，開發以及維護 FRAPCON 程式，本所與國內清華大學皆有相關應用的經驗。本文是 FRAPCON 應用於用過核子燃料乾式貯存行為分析的範例，驗證貯存操作過程中，燃料棒護套溫度與內壓是否會超過 ISG-11, Rev. 3 的建議限值。選取之 PWR 燃料棒平均燃耗分別為 55.02 GWd/MTU 與 57.30 GWd/MTU，BWR 燃料棒平均燃耗為 45.17 GWd/MTU。運轉功率歷史如下圖：



燃料棒軸向溫度依據乾式貯存的條件，設定了三種不同之分佈，護套應力分析結果如下表。結果顯示，護套應力並未超過氫化鋯發生應力重排的限制值 90 Mpa。西屋公司的 IFBA 會有比較高的分裂氣體釋出，因此如預期會造成較高的護套應力。國內各核電廠未來進行乾式貯存實務時，應特別留意過去曾經使用過，不同設計燃料可能造成的行為差異。

Profile	Vacuum (0.004 atm)	Medium Flow (1 atm)	High Flow (6.8 atm)
Fuel			
10x10	39.4	43.2	39.7
17x17	49.3	52.7	49.2
17x17 IFBA	77.5	80.6	78.2

B. Creep Behavior Evaluation for Spent Nuclear Fuel in Dry Storage

本文由韓國水電與核電公司(Korean Hydro & Nuclear Power Co. Ltd. KHNP)所發表，探討用過核子燃料乾式貯存期間護套之潛變行為，以確認是否對燃料完整性有所影響。分析工具是美國 EPRI 開發之 FALCON 程式，本所對該程式也有使用經驗，曾應用於國內核電廠燃料績效評估。論文分析對象為韓國 PWR 燃料，護套為 Zirlo，是西屋公司鈹合金的專利材料，燃料燃耗值定義為 60 GWd/MTU，貯存年限為 40 年。

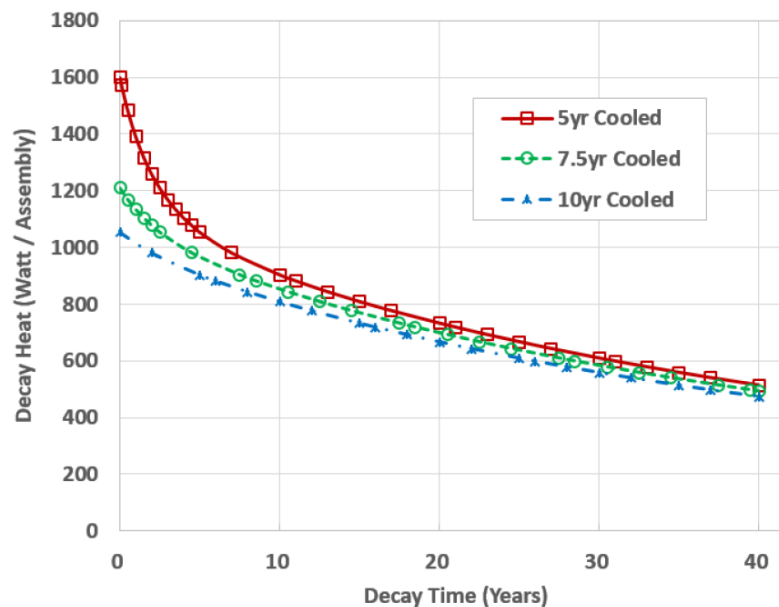
典型鈹合金護套潛變行為之相關參數如下，

$$\varepsilon=f(\sigma, T, \phi, t, H)$$

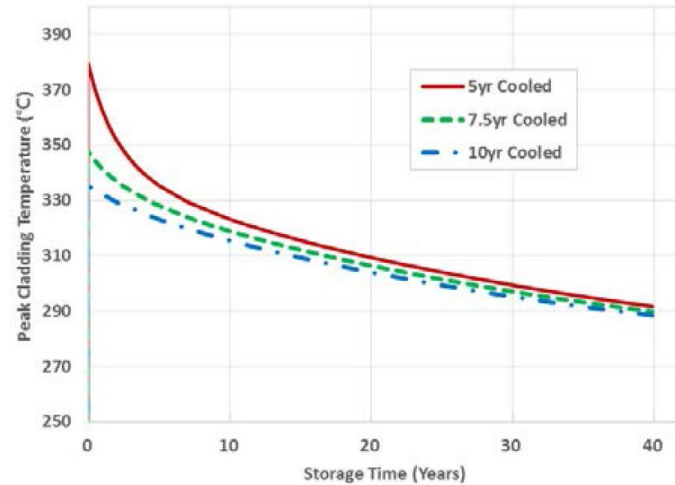
其中各項意義分別為：stress(σ), temperature(T), neutron flux(ϕ), time(t), hydrogen(H)。氫含量則由下式決定。

$$F(H)=0.883\exp(-0.00153H), 100 \leq H \leq 700 \text{ ppm}$$

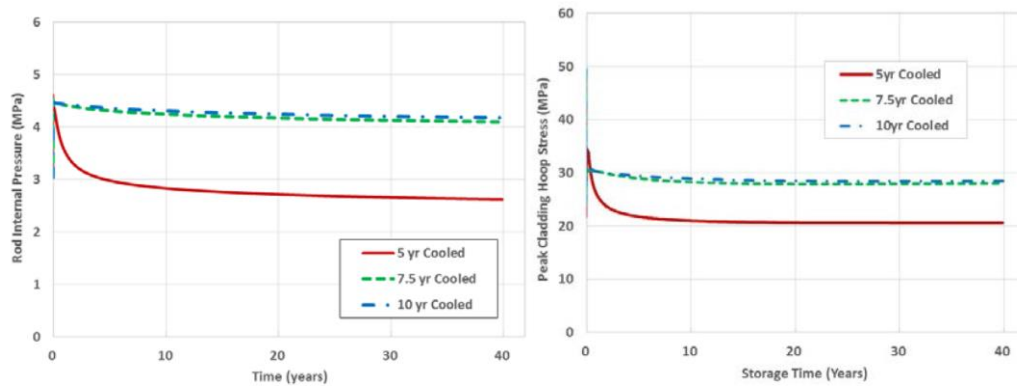
分析時燃料棒餘熱數值是來自另一個程式 ORIGEN 的計算結果，如下圖。



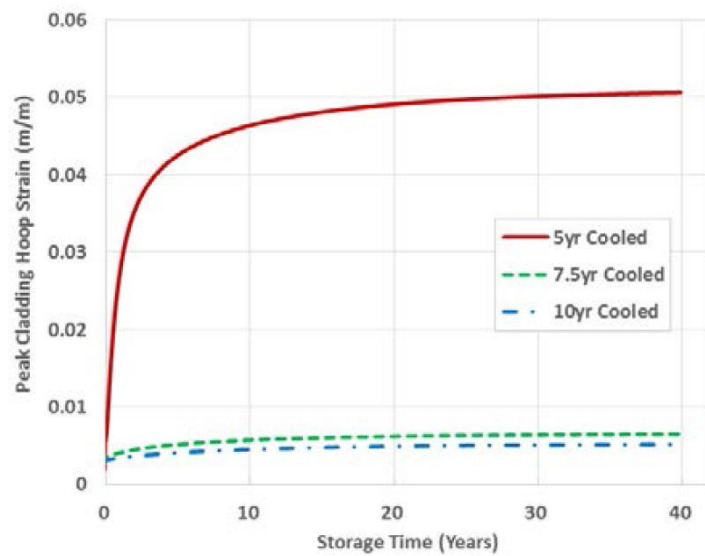
用過核子燃料於水池中不同冷卻時間，於 40 年的乾式貯存期間，燃料溫度變化如下：



燃料棒內壓與護套環向應力隨貯存時間變化如下：



護套環向潛變應變隨貯存時間變化如下：



KHNP 之分析結果顯示，預期 40 年之乾式貯存期間，燃料棒行為符合相關規範。

(二) ESCP , Extended Storage Collaboration Program for Addressing Long-Term Dry Storage Issues 重點摘要

Extended Storage Collaboration Program (ESCP) 於 2009 年由美國 EPRI 發起，探討用過核子燃料延長貯存年限以及後續運送過程，可能必須面對的老化(Aging)效應種種議題。發展至今，已有來自 19 國家的 70 個組織，共約 550 名的成員參加該計畫。本所以及台電公司都有人員參與，ESCP 每年固定於春季與冬季召開兩次會議，最近數年本所皆派員參加，蒐集相關資訊也分享研究成果。

該計畫源自美國內部的檢討，美國現經已有超過 2,500 個的用過核子燃料貯存護箱。初始許可原為 20 年，部份現已獲得再加 40 年的運轉許可，也就是總共 60 年許可的乾式貯存。美國最終處置 Yucca Mountain 計畫於歐巴馬時代宣告中止，而未來的策略也尚未明朗，未雨綢繆，開始構思超過 60 年的乾式貯存，以了解延長乾式貯存營運是否有技術困難或安全疑慮，以及如何申請運轉延長許可。計畫主要目標如下：

1. Bring together U.S. and international organizations engaged with active or planned R&D in the used fuel area and identify the long-term aging issues for maintaining safe wet and dry storage and transportation.
2. Identify options for addressing aging issues such as data collection and analysis and determine potential areas for formal collaborations.
3. Develop a plan to address aging issues, with the eventual goal of establishing the technical bases for very-long-term storage, followed by plans for transportation and information sharing across organizations and countries.

ESCP 計畫有下列數個委員會，依專長分工，各自訂定目標。各委員會平時分工合作，年度會議時除了大會議程，委員會也各自進行分組討論並總結成果。

1. Fuel Assembly Subcommittee
2. Chlorine-Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) Subcommittee
3. Non Destructive Evaluation (NDE) Subcommittee

4. Mitigation and Repair Subcommittee

5. Thermal Modeling Subcommittee

6. International Subcommittee

(三) HOTLAB 2017 重點摘要

熱室即是高放射性實驗室，高放射性組件、物質之檢驗或是製作、包裝與處理都必須使用熱室。因此，與熱室有關的作業可謂包羅萬象，除了放射性物質操作，運送容器、計畫與安全評估等，都是熱室的專業範疇。今年 HOTLAB 會議於日本舉行，因此特別針對福島事故之後，日本國內因應的相關作業與研究開闢一個專題。大會議程區分為口頭論文報告與海報論文兩種方式進行，各議題摘要說明如下：

1. Oral Session

(1) Post-Fukushima special session

2011 年日本福島一廠因強震之後的海嘯發生嚴重事故，6 年來在東京電力與日本政府積極努力之下，環境已經有大幅改善。因應後續清理與除役需求，相關的熱室檢驗、遙控機具開發、新建分析研究實驗室等皆持續進行中。另依據日本政府制定之“Mid-and-Long-Term Roadmap”，指定 Japan Atomic Energy Agency (JAEA) 興建新的熱室與分析實驗室，JAEA 即於本次會議中提出 Laboratory-1 與 Laboratory-2 的工程進度。

此外，為了協助進行日本福島電廠熔毀爐心的清除與處置規劃，JAEA 也與歐洲國家熱室合作。將 1979 年美國三哩島電廠 2 號機事故後，取出的熔毀爐心試樣，重新於熱室進行檢驗與探討。三哩島事故之後的探討起始是由美國能源部主導，隨後由美國國家實驗室 Idaho National Laboratory (INL) 負責計畫管理，工作依據國際合作計畫 OECD NEA/CSNI TMI-2 Investigation Program 來進行。目前熱室再探討是爐心熔毀的 $(U,Zr)O_2$ 、含鐵氧化物之夾雜等，以及 LOCA 事故之後，部份未完全反應的內部結構材料。

(2) Waste and storage

法國 CEA 進行研究用的照射過核子燃料過去大多數採取水池中貯存方式，除了有效移除衰變與熱，水同時也是很好的輻射防護屏蔽材料。CEA 在 Cadarache 的貯存水池設施為 PEGASE，近年於安全評估之後，決議將所有燃料移送至另一個放射性物質存放設施 CASCAD。由於兩個設施的安全基準有差異性，因此，PEGASE 水池貯存的燃料必須先進行檢整。

CASCAD 為乾式貯存設施，PEGASE 的用過核子燃料先送到 Cadarache 的另一個設施 STAR，並於其熱室完成檢整。主要工作是將各種不同設計的燃料包含 MOX， UO_2 及 Graphite-gas 等進行分類，然後於置入特殊容器後，進行乾燥、填充惰性氣體。防止洩漏的檢整容器即是為了符合 CASCAD 的安全要求。

(3) HOTLAB operation

日本 JAEA 的研究用反應器 JMTR 擁有一個熱室，與反應器以地下水道連結，以傳送放射性試樣。2011 年日本東北發生大地震，JMTR 所在地大洗町距離震央 290 公里，當時承受 5 級的震度，內部量測記錄顯示地震加速度為 294 m/s^2 。地震造成混凝土屏蔽熱室牆面裂開，電動開關故障、廢氣排放煙囪基座螺樁斷裂等損害，由於無法維持負壓，在整修期間，停止檢驗工作並加強輻射偵測。

英國則介紹該國新建立已經啟用的照射過材料研究設施 Materials Research Facility (MRF)，該設施隸屬於英國原子能管理局(UK Atomic Energy Authority)，為配合國內核融合以及核分裂材料研究發展而設立。新建熱室可承受之最大活度相當與 3.75 TBq 之 Co-60 ，擁有為數甚多的先進檢驗設備，譬如：SEM, FIB, AFM, PIPS 等，其它機械性測試、熱物理、熱重分析等系統也都已經建置。

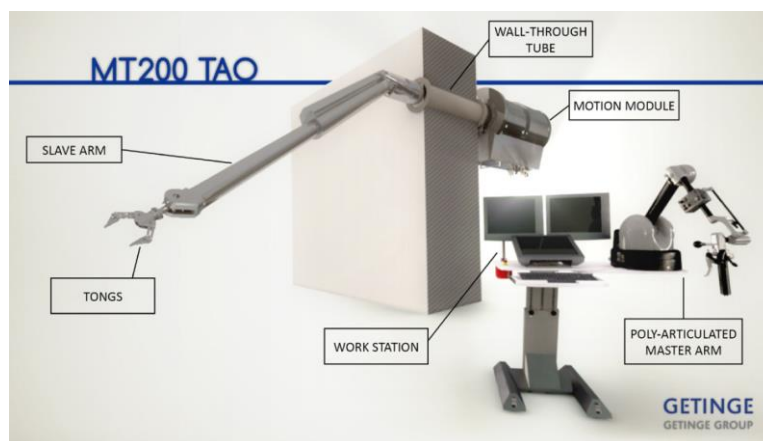
(4) Facilities and equipment

這部分議程分別有法國、德國、日本、瑞士、捷克等國，介紹各自國內機構所屬熱室的檢驗技術與相關經驗。德國已經開始研議 100 年乾式貯存的議題，因此德國部份，由現隸屬歐盟的 Joint Research Centre 提出用過核子燃料鋳合金護套的材料測試報告，以探討氫化鋳的效應。實驗數據來自 300 mm 長的一截未照

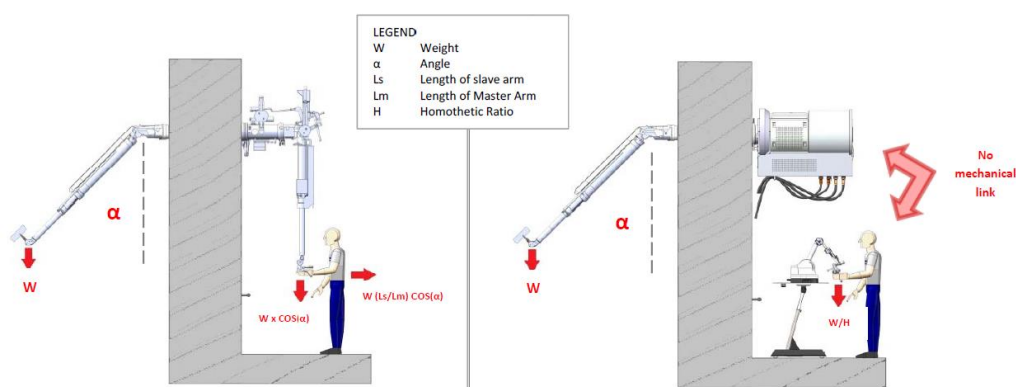
射過燃料棒，文中說明測試方法，與量測到的實驗數據等。會後與作者討論之後得知，照射過燃料該機構也已經完成，不過並未在此次會議中發表，未來值得留意，可供國內參考。

(5) Remote handling technology

遙控技術對與熱室檢驗是基本要求，所謂工欲善其事，必先利其器，機械手性能與操作穩定性對熱室工作人員是重要課題。法國著名製造商 Getinge La Calhène 也在大會中介紹目前操作範圍最大的機械手 MT 200 TAO 如下圖，該公司與 CEA、AREVA 是事業夥伴，本所熱室也有幾項設備為該公司所製作。



MT 200(左)與 MT 200 TAO(右)操作方式差異如下圖：



(6) Post-irradiation examination

PWR 核電廠環境下，爐心結構材料因為承受高通量中子照射，因此 Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking (IASCC)是常見的受損肇因。此外，爐心阻版

(Baffle Plate)之膨脹(Swelling)數據對組件可靠度評估也極為重要，為此，日本業者 Nuclear Development Corporation 與 Mitsubishi Heavy Industries 以來自西班牙除役電廠 ZORITA 之爐心材料進行研究，該電廠運轉了 40 年(約相當於 26 EFPPY, Effective Full Power Year)。

研究主要過程如下：

- (1) 取自實際爐心阻版試片尺寸為 12 mm x 36 mm x 29 mm (D)。
- (2) 照射劑量 33 ~ 47 dpa，溫度 299 ~ 327 °C。
- (3) 為降低人員劑量，執行 TEM 觀察時，僅從照射過組件鑽取直徑 1 mm 材料，再鑲埋到未照射之不鏽鋼薄板。
- (4) 對應其照射條件，膨脹率為 0.02 ~ 0.08%，確認目前評估所使用的關係式之適當性。

2. Poster session

(1) INL 熱室鉛玻璃更換

美國 INL 位於愛達荷州，擁有為數眾多的核設施，會議中提出 Hot Fuel Examination Facility 熱室更換鉛玻璃的經驗。該設施建立於 1975 年，熱室操作以機械手操作位於鉛玻璃後方的高放射性物件，鉛玻璃具有抗輻射功能，雖然可以使用很久，但依然有其設計上的壽命。2015 年熱室其中一具鉛玻璃出現夾層漏油現象，於是決定更換並成立工作小組。

這是相當複雜的工作，因此成立了一個團隊，專長涵蓋：設施運轉、機械加工、輻防管制、核子安全、機械手維修等成員，以及營建下包廠商。更換過程先製作模型以模擬建立工作程序，因為整組鉛玻璃非常重，必須有客製化設計的搬運工具。整體作業以 ALARA 合理抑低人員劑量為原則，妥善前置作業規劃之下，最後之更換工作於 5 天內完成。INL 的經驗對本所熱室維修是很寶貴的案例，也是未來諮商的重要對象。

(2) 碳化硼中子吸收能力評估

硼-10 與熱中子發生 $^{10}\text{B}(\text{n}, \alpha)^7\text{Li}$ 反應，是非常理想的中子吸收材料，因此以鋁合金為基材含碳化硼材料被廣泛應用於核電廠用過燃料池中。中國核動力研究院(Nuclear Power Institute of China)提出此種材料經過照射之後，對中子吸收能力的評估研究。所述材料看來與國際核能界常見的 Boral 相近，不過 Boral 是廠家的專利，因文中並未提及，研判是屬於自行開發的產品。

中子吸收材料受到照射之後，由於鋁合金的膨脹，造成體積與密度的改變，因此降低單位面積的含硼密度，最終會影響中子吸收能力。本文研究對象為 26wt.%B₄C-Al 之中子吸收材料，試片接受照射為中子通量 $5.8 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ， γ 劑量 $4.021 \times 10^{11} \text{ rad}$ 。3 mm 厚試片進行中子衰減能力測試後，確認仍擁有 99 %之中子吸收能力。

四、建議事項

- (一) 世界核燃料績效會議每年於歐、美、亞輪流舉行，今年為亞洲區韓國主辦，明年預定由歐洲地區國家捷克主辦。因應國內用過核子燃料相關議題日趨重要，建議持續派員參加，吸取新知以協助國內相關業務之推動。
- (二) 世界熱室會議為國際高放射性實驗室重要之資訊交流平台，核研所擁有之熱室過去曾經協助國內核電廠完成多次重要的燃料破損肇因分析與電廠受損零組件檢驗，為維持優良的檢驗與分析能力，建議持續派員參加。
- (三) 國內逐漸減核環境之下核研所熱室仍應維持安全運轉與遙控檢驗操作等技術，以提供核電廠進行除役完之後所需的專業技術服務，尤其是用過核子燃料乾式貯存與最終處置業務。因此應積極爭取研發經費，提升檢驗與操作技術、加強輻射防護及設施整體安全。

五、附 錄

(一) WRFPM 2017 議程

Time	Sep. 10 (Sun)		Sep. 11 (Mon)				Sep. 12 (Tue)			
			Ballroom 1	Ballroom 2	Ballroom 3	Mara	Ballroom 1	Ballroom 2	Ballroom 3	Mara
08:00-17:00			Registration @ Ballroom Foyer				Registration @ Ballroom Foyer			
08:30-09:00			Opening Ceremony @ Ballroom 1							
09:00-10:30			Plenary 1 @ Ballroom 1				Plenary 2 @ Ballroom 1			
10:30-11:00			Coffee Break & Poster Viewing @ Ballroom Foyer							
11:00-12:00			Technical Session 1				Technical Session 4			
			T2-01		T3-01	T1-01	T2-05	T5-03	T3-03	T4-02
12:00-13:30	FRAPCON/ FRAPTRAN User Group Meeting	Luncheon @ Restaurants (1F)								
13:30-15:30		Technical Session 2				Technical Session 5				
		T2-02	T5-01	T3-02	T1-02	T2-06	T2-07	T3-04	T1-03	
15:30-16:00		Registration (~19:30)	Coffee Break & Poster Viewing @ Ballroom Foyer							
16:00-18:00			Technical Session 3							
	T2-03		T5-02	T2-04	T4-01					
19:00-21:00	Welcome Reception (Sponsored by Westinghouse) @ Outdoor Pool (5F)		Poster Session (Sponsored by AREVA NP) @ Ballroom Foyer (18:00 ~ 20:00)				Banquet @ Ballroom 1~3 (18:30 ~)			

Sep. 13 (Wed)				Sep. 14 (Thu)	Sep. 15 (Fri)
Ballroom 1	Ballroom 2	Ballroom 3	Mara		
Registration @ Ballroom Foyer (08:00 ~ 12:00)					EPRI Extended Storage Collaboration Program (ESCP)
Plenary 3 @ Ballroom 1 (09:00 ~ 10:00)				Cultural Tour	
Coffee Break & Poster Viewing @ Ballroom Foyer (10:00 ~ 11:00)					
Technical Session 6					
T2-08	T5-04	T3-05	T1-04		
Luncheon @Restaurants (1F)					
Technical Session 7					
T2-09	T5-05	T3-06	T1-05		
Coffee Break & Poster Viewing @ Ballroom Foyer					
Technical Session 8					
T2-10	T5-06				

(二) HOTLAB 2017 資訊

HOTLAB 2017, Mito, Japan



54th Annual Meeting on Hot Laboratories and Remote Handling

HOTLAB 2017

17-22 September, 2017, Mito, Japan

In cooperation with the
Atomic Energy Society of Japan



In cooperation with the
International Atomic Energy Agency



IAEA

International Atomic Energy Agency

Atoms for Peace

Venue: Mito Keisei Hotel, 2nd floor

Technical sessions: meeting room "RURI"

Registration desk and exhibitions: RURI Foyer



