

出國報告（出國類別：其他）

赴大陸山東參加「第四屆海峽兩岸核能
合作研討會」，並順道赴大亞灣核電廠
交流運轉維護技術。

服務機關：核能研究所

姓名職稱：徐猷星 研究員

派赴國家：大陸

出國期間：105 年 9 月 27 日~105 年 9 月 30 日

報告日期：105 年 11 月 30 日

摘 要

原能會核研所徐獻星研究員於 105 年 9 月 27 日至 30 日共四日，赴大陸山東參加「第四屆海峽兩岸核能合作研討會」，瞭解中國大陸核電廠運行與維護技術發展現況。並順道赴大亞灣核電廠交流運轉維護技術，就兩岸核電廠老化管理技術發展之差異，進行討論並交換心得。

主要心得包括兩岸核能發展之建議，以及台灣與大陸在執行老化管理及定期安全審查(Periodic Safety Review, PSR)工作上之差異及比較。主要建議事項包括應就兩岸核能發展各自的強處，以及可再加強的地方，更積極進行兩岸之交流，以建立更堅實之核能發展環境；以及兩岸可就執行定期安全審查之方法及結果，加強技術交流，以確保兩岸間之核能安全。

目 錄

	<u>頁碼</u>
一、目的	1
二、過程	2
三、心得	3
四、建議事項	23

一、目的

原能會核研所徐獻星研究員於 105 年 9 月 27 日至 30 日共四日，赴大陸山東參加第四屆海峽兩岸核能合作研討會，瞭解中國大陸核電廠運行與維護技術發展現況。此行並順道赴大亞灣核電廠交流運轉維護技術，就兩岸核電廠老化管理技術發展之差異，進行討論並交換心得。

二、過程

(一) 105/09/27

徐獻星搭機由桃園前往大陸山東石島灣，並參加第四屆海峽兩岸核能合作研討會，發表論文。

(二) 105/09/28

徐員搭機由山東石島灣轉往香港。

(三) 105/09/29

徐員拜訪大亞灣核電廠。

(四) 105/09/30

徐員搭機由香港返回桃園。

三、心得

(一) 參加第四屆海峽兩岸核能合作研討會：

海峽兩岸核能合作研討會是由台灣「核能科技協進會」與大陸「中國核能行業協會」於 2009 年簽屬合作備忘錄後，據以開展兩岸核能技術之交流活動。此研討會為第四屆，今年由大陸方主辦，地點在山東石島灣。徐員參加第二天之議程，重點為瞭解大陸核電廠運行與維護技術發展現況。

大陸之核電廠老化管理要求法規及標準

其中，由大陸「上海核工程研究設計院」竇一康副總工程師所報告之「大陸核電廠老化管理」題目，可瞭解大陸核電廠老化管理相關法規與導則，如圖 1 所示。

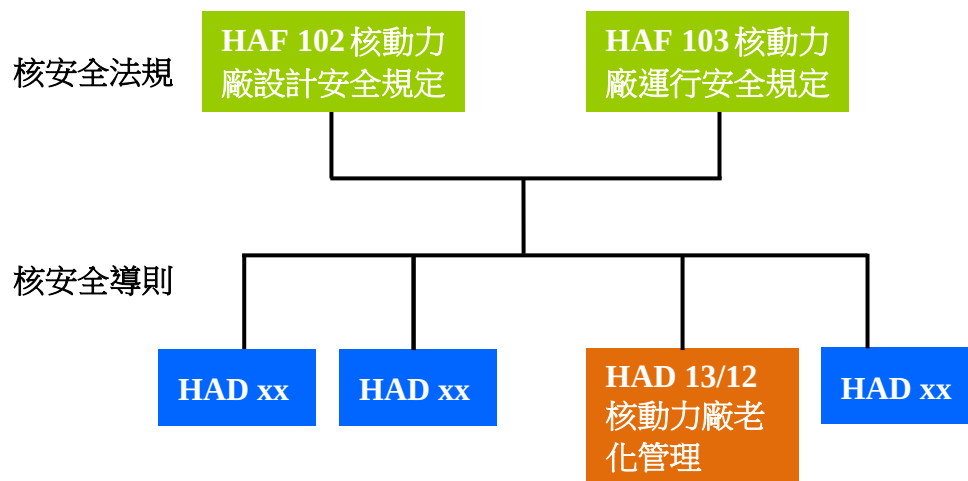


圖 1. 大陸核電廠老化管理相關法規(HAF)與導則(HAD)

其中，HAF 102「核動力廠設計安全規定」中 5.6 節「老化」，要求：

- 設計中必須為所有安全重要結構、系統、和組件 (Structures, Systems and Components, SSC) 提供適當的裕度，以便考慮到有關的老化和磨損機制，以及與服役期相關可能的性能劣化，從而保證這些結構、系統、或組件在其整個設計壽期內具備執行其安全功能的能力。

- 必須考慮到在所有正常運行、試驗、維修、維修、與停役工況、以及在假設始發事件中，和其後的核動力廠狀態下的老化和磨損效應。
- 必須為監測、試驗、取樣、和檢查採取措施，以便評價設計階段預計的老化機制，並鑒別在使用中可能發生的預計不到的情況或性能劣化。

基本上，大陸對核電廠全壽期之維護與管理，可以下列表格與台灣作一對照：

表 1. 大陸與台灣對核電廠全壽期之維護與管理比較

項目	大陸	台灣
定期安全審查 (Periodic Safety Review, PSR)	1. IAEA NS-G-2.10 “Periodic Safety Review of NPP” 2. HAD 103/11「核動力廠定期安全審查」核安全導則	參考 IAEA 及其他國際慣例，擬定台灣自己的定期安全審查報告內容，對營運狀況及改善措施進行電廠整體評估。
維護法規 (Maintenance Rule, MR)	無	美國 10 CFR 50.65 “Maintenance Rule”
老化管理(Aging Management, AM)	1. IAEA NS-G-2.12 “Ageing Management for NPP” 2. HAD103/12「核動力廠老化管理」核安全導則	美國 10 CFR 54 “License Renewal Rule”
延壽申請(License Renewal Application, LRA)	「核電廠運行許可證」有效期限延續的技術政策（試行）	1. 台灣「核子反應器設施管制法」第六條 2. 台灣「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第十六條 3. 美國 10 CFR 54 “License Renewal Rule”

大陸針對 HAF 103「核動力廠運行安全規定」中的老化管理，要求電

廠必須配備足夠的監測和維修手段，以保護電廠設備、支援各種試驗、以及持續保持與安全分析報告一致。每個系統的運行和維修紀錄從初始升功率與運行起，就必須由持照者加以保存，其中相關規定：

- 5.1 節：運行限制和運行工況的趨勢必須能確保電廠按設計假定和意圖運行。
- 5.5 節：持照者必須確保建立適當的監督大綱，並加以實施，以確保運行限制和工況的一致性，其結果應被評估和保存。

大陸之 HAD 103/12 「核動力廠老化管理」核安全導則，主要參考 IAEA NS-G-2-12 “Ageing Management for Nuclear Power Plants”。大陸之老化管理導則包含項目較台灣現行之作法廣泛：大陸認為核電廠的結構、系統、及組件(SSC)會經歷兩種與時間相關的變化，一種是實物老化、另一為知識/標準/技術之過時，兩種都要有妥善之對策。所以從核電廠設計、製造和建造、調試、運行、至退役，都需考慮相關之老化議題。在過時管理上，主要是通過定期安全審查(Periodic Safety Review, PSR)，以提供完整而準確的支援性文件、所需的技術支持、以及足夠的備品備件。在其他技術領域上，核電廠老化管理也著重於，應證明在嚴酷環境下能夠執行其安全功能之設備鑑定工作，以及用來審查核電廠在其運行壽期內安全性的定期安全審查。

大陸對老化管理(Aging Management, AM)的基本處理概念，與台灣及美國之邏輯也不盡相同，係應用一般品質管理 (Plan-Do-Check-Act, PDCA) 循環，或稱「戴明循環」之手段，按下列程式進行：

1. 對 SCC 老化的理解，以瞭解有效的老化管理的關鍵所在：
 - 材料及材料性質
 - 受力及運行條件
 - 老化機制
 - 退化部位
 - 狀態指示
 - 老化退化及失效的後果
2. SSC 老化管理大綱，協調各項老化管理大綱的活動(Plan)：

- 規定的要求和安全準則
 - 與文件有關的活動
 - 描述協調機制
 - 在現有認識、自我評估和同行評審的基礎上優化老化管理大綱
3. SCC 運行/使用，對老化機制的管理(Do)：
- 按照程式和技術規格書的要求運行
 - 化學控制
 - 環境控制
 - 運行歷史(包括瞬態記錄)
4. SSC 的檢查、監測和評價，以探測及評價老化的影響(Check)：
- 試驗及標定
 - 在役檢查
 - 監督
 - 洩漏探測
 - 功能性/使用適合性的評價
 - 記錄保存
5. SCC 維護，對老化影響的管理(Act)
- 預防性維護
 - 糾正性維護
 - 零部件管理
 - 更換
 - 維護歷史

以下針對 HAD 103/12 「核動力廠老化管理」老化管理導則要求，進行兩岸之差異比較：

表 2. 大陸與台灣對老化管理導則要求之差異比較

項目	大陸	台灣
構築物、系	SSC的篩選應以核動力廠的安全為基礎，其基本步驟如下：	(1) 10 CFR 54.4 (Scoping)

統、和部件的篩選(4.4 節)	(i) 系統或構築物的失效是否會直接或間接導致安全功能的喪失或受到損害？如是，則選擇進行評價的構築物構件和系統部件的清單，並再往下： (ii) 評價構築物構件或部件的失效是否會直接或間接導致安全功能的喪失或受到損害？如是，再往下： (iii) 評估老化劣化是否可能會引起構築物構件或部件失效？如是，則根據設備類型、材質、服役條件及劣化狀況等因素，將篩選出的構築物構件和部件進行分組。	(a)(1)安全相關系統、結構及組件，確保在設計基準事件下能維持下列功能 ■ 反應爐冷卻水邊界完整性 ■ 反應爐停機及維持反應爐於安全停機狀態之能力 ■ 預防或減緩事件發生可能導致廠外暴露超過法規限值的能力 (a)(2)非安全相關系統、結構或組件，其故障可能影響安全系統達成上述之安全功能 (a)(3)針對特定法規分析時所包含的系統、結構及組件。這些特定法規包括 ■ 10CFR50.48 火災防護 ■ 10CFR50.49 環境驗證 ■ 10CFR50.61 高壓熱震 ■ 10CFR50.62 預期暫態未停機 ■ 10CFR50.63 電廠全黑 (2) 10 CFR 54.21 Integrated Plant Assessment) ● Screening (Passive, Long Lived)
老化管理審查(4.5 節)	(1) 老化的認知；包括 ● 設計和規範 ● 材料和材料性能 ● 服役條件 ● 性能要求 ● 運行和維修記錄 ● 基本運行經驗 ● 相關研究開發成果等。 對老化認知的審查包括以下方面，並應形成文件： ● 目前對構築物/部件老化的認知（老化機制和效應，	10 CFR 54.21) Integrated Plant Assessment) (MEAP) ● Material, ● Environment, ● Aging, ● Program

	劣化部位，預測構築物/部件劣化的所有理論分析/經驗模型，認知上的不足之處) ● 構築物/部件老化評價所需資料清單（包括現有記錄在可用性和品質方面的不足之處） (2) 老化的監測； 在考慮相關運行經驗和研究結果的基礎上對老化監測方法進行評價。評價的內容包括以下方面，並應形成檔： ● 用於探測、監測構築物和部件老化劣化並作趨勢分析的功能參數及狀態指標； ● 現有監測技術的有效性及其實用性，以確認其有足夠的靈敏度、可靠性和精度監測選定的參數和指標； ● 可識別顯著劣化和可預測構築物/部件未來性能的資料評價技術。 (3) 老化效應的緩解； 確定用於緩解構築物/部件老化劣化的現有方法和措施的有效性。審查的緩解方法和技術如下，並應形成文件： ● 用以控制構築物/部件老化劣化的維修方法和措施及狀態監測（包括整修、零部件和耗材的定期更換）； ● 使構築物或部件老化劣化速率降到最低的運行條件和操作； ● 用以控制構築物或部件老化劣化的可能的設計變更和部件材料的更換。 (4) 最後，寫出老化管理審查報告，並在核動力廠設計、運	
--	---	--

	行和維修工作中應用老化管理審查結果的建議。	
老化管理審查報告(4.6 節)	● 老化管理審查的結果應以報告形式形成文件。報告應涵蓋老化認知、老化監測和老化效應的緩解。此外，還應就老化管理審查結果在核動力廠運行、維修和設計等工作中的應用提出建議。 ● 實施老化管理審查的方法應形成檔並通過審查。	10 CFR 54.21 (Integrated Plant Assessment) ● Aging Management Report (AMR)
狀態評估(4.7 節)	● 為了保證老化管理計畫的有效性，對篩選後選擇的構築物或部件，或構築物和部件的組合都應以老化管理審查結果為基礎評價其實際狀態。 ● 如果可行，應對構築物或部件的未來性能、老化劣化和使用壽命做出預測。	10 CFR 54.21 (Integrated Plant Assessment) ● Time-Limited Aging Analysis (TLAA)
老化管理大綱的編制(4.8 節)	對篩選後選擇的每一個構築物、部件或構築物和部件的組合都應編制具體的老化管理大綱。老化管理大綱應確定： (1) 有效和適當的老化管理行動和實踐，以便能及時探測並緩解構築物或部件的老化效應； (2) 老化管理大綱的有效性指標。為此，應進行適當的老化評價和狀態評估以確定當前實踐的有效性，適當時，還應對當前實踐的改進提出建議。	10 CFR 54.21 (Integrated Plant Assessment) ● (GALL)
老化管理大綱的實施(4.9 節)	大陸認為有效的老化管理大綱，應有如下基本內容： 1. 基於老化認知的老化管理大綱的範圍 2. 緩解和控制老化劣化的預	應用 10 要項審查，以確保老化管理目標的達成。如下： 1. 方案涵蓋範圍 2. 預防性措施 3. 監測或檢測參數

	防性措施。 3. 老化效應的探測。 4. 老化效應的監測和劣化趨勢預測。 5. 老化效應的緩解 6. 驗收準則 7. 糾正行動 8. 運行經驗和研發結果回饋 9. 質量管理	4. 老化效應偵測 5. 監測及趨勢分析 6. 接受準則 7. 矯正措施 8. 確認程式 9. 行政管制 10. 運轉經驗
老化管理大綱的改進(4.10節)	營運單位管理者應根據系統化的老化管理方法(PDCA循環)對老化管理大綱進行評估和改進。	

針對大陸「核電廠運行許可證有效期限延續的技術政策」（試行）草案，與台灣現行做法差異之比較如下表所示：

表 3. 大陸與台灣對運行許可證有效期限延續要求之差異比較

項目	大陸	台灣
法規	《核電廠運行許可證》有效期限延續的技術政策（試行）	1. 台灣「核子反應器設施管制法」第六條 2. 台灣「核子反應器設施運轉執照申請審核辦法」第十六條 3. 美國 10CFR54 “The License Renewal Rule”
提出申請期限	5 年前	5 年前
申請延長時間	最長為 20 年，期限將按照其實際論證的年限確定。	最長為20年
依循	IAEA GALL 或 USNRC GALL，TBD	USNRC GALL
延續安全論證的基準	● 每十年左右會按照《核電廠運行許可證》的許可證條件開展一次定期安全審查，這些安全重要修改都	PSR UFSAR 特定安全分析報告

	會納入核電廠最終安全分析報告的修訂版中。 ● 核電廠營運單位在提交《核電廠運行許可證》延續申請時《核電廠最終安全分析報告》的有效修訂版本，以及 ● 其他沒有納入安全分析報告的國家核安全局批准的安全重要修改將作為《核電廠運行許可證》有效期限延續安全論證的基準。	
延續申請的審評期間	如果在《核電廠運行許可證》延續申請的審評期間上述基準發生了變化，則這些變化也將納入《核電廠運行許可證》有效期限延續安全論證的基準。	Annual update
範圍	(1) 《核電廠最終安全分析報告》中所描述的執行控制反應性、排出堆芯熱量，以及包容放射性物質和控制運行排放，限制事故釋放等幾項基本安全功能的構築物、系統和部件； (2) 其故障可能影響上述構築物、系統和部件執行功能的核電廠其他構築物、系統和部件； (3) 《核電廠最終安全分析報告》中所描述的防火設計、火災探測和滅火系統； (4) 《核電廠最終安全分析報告》中所描述的超設計基準事故的預防或緩解設施； (5) 未納入《核電廠最終安全分析報告》，但經國家核安全局批准或國家核安全局所要求的改進項中涉及上述範圍的構築物、系統和部件。	● (a)(1) ● (a)(2) ● (a)(3) ● 類福島事故救援組件
列出清單(篩選)	(1) 在執行預定功能時，結構和特徵不發生改變的部件和構築物，但不包括活動部件。這些部件和構築物包括: 反應堆壓力容器、蒸汽發生器、穩壓	Passive Long-lived

	器、管道、泵殼、閥體、堆芯遮罩、熱交換器、通風管、安全殼、安全殼襯裡、電氣和機械貫穿件、設備閘門、抗震I 類構築物、電纜和接頭、電纜橋架和電氣櫃等； (2) 不基於鑒定壽命和規定時間進行更換的構築物和部件。	
不納入審查範圍	通過定期試驗、監測、維護或更換等方式保證使用期內功能的設備或部件可不納入審查範圍，例如泵（不包括泵殼）、閥門（不包括閥體）、電機、柴油發電機、空氣壓縮機、減震器、壓力變送器、壓力指示計、開關（裝置）、冷卻風扇、電晶體、電池、斷路器、繼電器、電路板、充電器、電源裝置等。	Active
應列出時限老化分析清單，並證明：	(1) 在申請的許可證延續期內，分析仍然有效； (2) 分析可以覆蓋到申請的許可證延續期末期； (3) 在申請的許可證延續期內能夠充分地管理老化對預定功能的影響。	10 CFR 54.21(c)(1)(i) 10 CFR 54.21(c)(1)(ii) 10 CFR 54.21(c)(1)(iii)
老化管理大綱	附件中應包括老化管理大綱、老化管理程式和活動等內容。	AMP
增補和修改的《核電廠環境影響報告書》	在增補和修改的《核電廠環境影響報告書》中，應根據核電廠實際運行的資料評價《核電廠環境影響報告書》（運行階段）的適當性以及延續運行期間環境影響的可接受性，並評價與提交《核電廠運行許可證》有效期限延續申請時有效的環境保護標準的符合性。	環境影響評估報告(LRA App. E)
增補和修改的《核電廠最終安全分析報告》	在增補和修改的《核電廠最終安全分析報告》中，應包括老化管理大綱和老化管理活動的綜述，以及針對《核電廠運行許可證》延續期內的時限老化分析	- FSAR Supplement (LRA App. A) - TS Modification (LRA App. D)

	和評價。 ● 在《核電廠運行技術規格書》中應增補和修改管理《核電廠運行許可證》延續期內老化效應要求，並提供增補和修改的原因說明。	
--	---	--

大陸之老化與壽命管理行業組織係由「核能行業協會(CNEA)」為首，下設「核電廠同行評估與經驗交流委員會」，再下分設不同 TWG (Task Working Group)，以及「核電廠老化與壽命管理工作組」，定期舉辦技術研討會，並邀請美、歐、及亞洲國家專家到會。有關標準化組織，也由國家能源局牽頭，成立「能源行業核電標準化技術委員會」，負責提出標準化工作建議、提出標準專案任務書、並參與標準制定與修訂等。「標準化技術委員會」中，在「運行專業組」設立「核電廠壽命管理工作組」，其工作範圍包括：

- 老化管理大綱
- 設備老化管理
- 定期安全檢查
- 運行許可證延續(Operation License Extension, OLE)等

大陸之核電廠運行許可證延續政策確立於 2014 年，由其「國家核安通用群組織」召開了由中核、廣核、國核專家參加的一系列研討會，經過深入研討，於 2015 年底正式發佈了「核電廠運行許可證有效期限延續(Operation License Extension, OLE)的技術政策」。

- 1991 年開始商轉之秦山核電機組(320MWe)，設計壽期為 30 年，在上海核工院、核動力運行研究所的支持下，於 2014 年完成了「秦山機組運行許可證延續可行性研究報告」，經中核集團批准後，OLE 項目正式立項。預計於 2017 年提交 OLE 申請，希望於 2021 年獲批准。
- 1993 年開始商轉之大亞灣一號機(900MWe)，設計壽期為 40 年，也在開展 OLE 相關工作，預計於 2019 年提交 OLE 申請，希望

於 2022 年獲批准。

最後，在核電廠延長運轉期限方面，大陸認為核電廠運轉有效期限的延續並不是一種「延壽運行」，而是在核電廠具有可接受的技術性能和安全水準條件下，於核電廠「實際壽期」內之運行行為。

大陸除為延續核電廠之運行許可證外，另著重於電廠自設計至退役之全壽期老化管理，以及經濟性考量，台灣則無考慮經濟性因素。

現在台灣要走向非核家園，核電廠在停役後，至除役前之退役期間，依國外經驗，可能須待十數年，或更久之期間。所以老化管理在退役期間之重要性，也逐漸為討論及要求執行。IAEA 之老化管理安全導則 NS-G-2.12 也特別強調必須透過老化管理使得用於退役活動的系統、構築物和部件處於可用狀態。

研討會結語與建議

在大會閉幕時，由台灣「核能科技協進會」陳勝朗先生，以及大陸「中國核能行業協會」龍茂雄先生所提之結論報告上，台灣認為在「核電維護和老化管理」、「核(廢)後端處理」、及「核電人才培訓」領域上，應是兩岸核電產業優先媒合之重要項目；大陸則提出「加強核專業教育及人才培訓領域的合作」、「繼續加強兩岸核電運營技術、同行評估與經驗交流方面的合作」、及「共同探求兩岸核能產業合作的新模式、智慧財產權有償轉讓、在大陸成立合資公司」等建議。

由兩會之建議，可看出兩岸核能發展各自的強處，以及可再加強的地方，故應更積極進行兩岸之交流，以建立更安全之核能發展環境。

(二) 參訪大亞灣核電廠：

大陸因應核電廠運轉維護需要，於 2012 年發布「核動力廠老化管理」核安全導則(HAD 103/12)，現也草擬「核電廠運行許可證有效期限延續的技術政策」草案，其中，在老化之過時管理上，大陸主要是通過定期安全審查(PSR)，以提供老化管理所需的技術支援。徐員於台灣執行老化管理工作多年，經驗豐富。大亞灣核電廠係大陸較老的大型核能機組，故

由該廠主任工程師池志遠邀請徐員，就定期安全審查，交流兩岸執行方法之異同。

「核動力廠老化管理」核安全導則(HAD103/12)要求之核電廠全壽期的老化管理，可用圖 2 來說明。

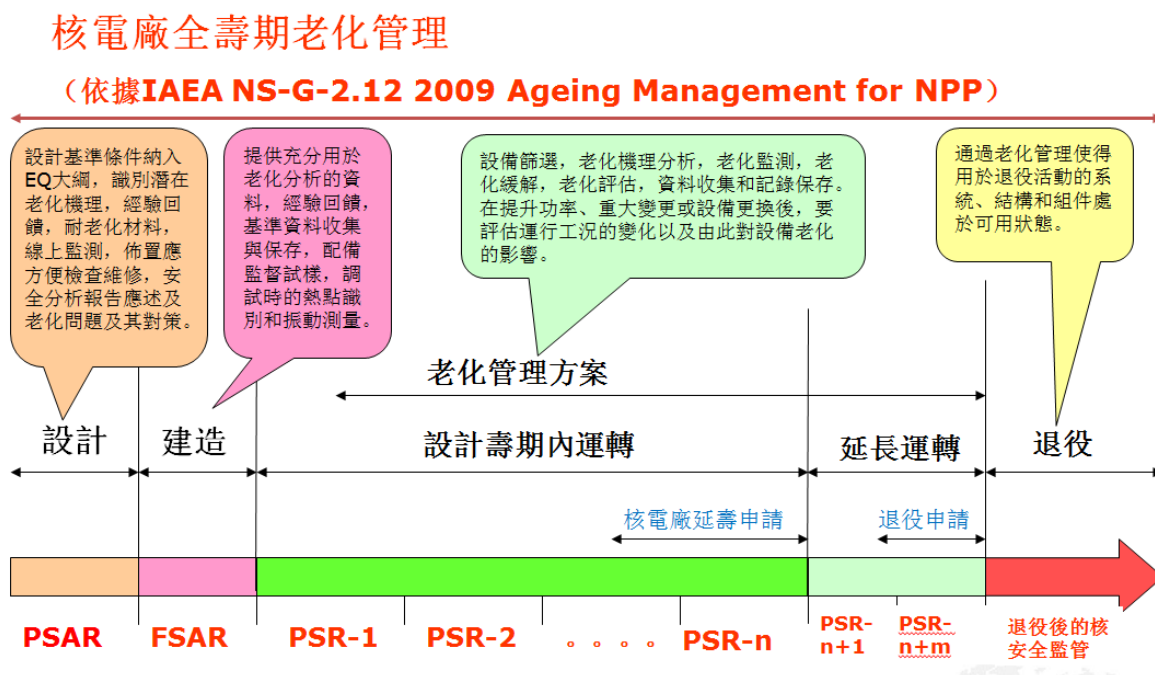


圖 2. 核電廠全壽期的老化管理

可看出，「定期安全審查(Periodical Safety Review, PSR)」為核電廠全壽期老化管理中重要的一環。全球之核電廠定期安全審查始於上世紀九十年代。此後，國際原子能機構、各國核安全監管機構加強了對運行核電廠的核安全監管，從業主方面也加強了核安全運行的經驗交流，成立了世界核電廠運營者協會(WANO)。1992年國際原子能總署(IAEA)頒佈了第一版PSR導則，要求運行核電廠以固定間隔(推薦為10年)開展定期安全審查。大陸則於1999年由中國國家核安全局(NNSA)出版了PSR導則(HAF0312, IAEA導則的翻譯稿)用以指導秦山一期和大亞灣開展第一次PSR。2003年IAEA更新了PSR導則，2006年NNSA也隨之更新(HAD103/11)；2013年IAEA再次更新了PSR導則。

PSR主要是對運行核電廠進行綜合性審查，目標如下：

- 審視核電廠的核安全水準並與現行國際標準的符合比較；

- 審視核電廠現行持照基準(Current License Basis, CLB)仍然保持有效的程度；
- 確認到下一次 PSR 或執照到期前的各項安全方案仍然是充分的；
- 針對發現的安全隱憂提出改進措施；

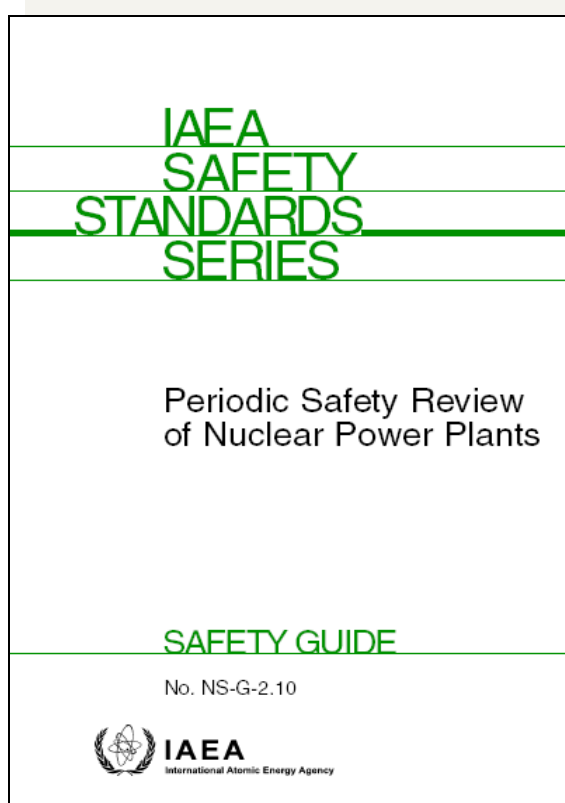


圖 3. IAEA NS-G-2.10 定期安全審查標準

在歐洲如捷克、法國、英國、韓國、及瑞士等國家，在達到設計壽期前，進行以長期運行為目的老化評估，亦即每十年運用深化 PSR，進行再評估。在核電廠執照期限與運用 PSR 上，各國不盡相同，如下

有設定核電廠執照期限

- 美國 (40 年)
- 芬蘭 (10- 20 年，PSR 間隔 10 年)
- 匈牙利 (30 年，PSR 間隔 10 年)
- 韓國 (30, 40 年，PSR 間隔 10 年)
- 阿根廷 (30 年)

- 中國 (30, 40 年, PSR 間隔 10 年)

無設定核電廠執照期限

- 比利時 (PSR 間隔 10 年)
- 法國 (PSR 間隔 10 年)
- 德國 (PSR 間隔 10 年)
- 日本 (PSR 間隔 10 年)
- 瑞典 (PSR 間隔 8 -10 年)
- 印度 (PSR 間隔 10 年)
- 加拿大 (PSR 間隔 3-5 年)
- 英國 (PSR 間隔 10 年)
- 西班牙 (10 年)
- 瑞士 (10 年)

執行 PSR 所需時間一般約需 2 年時間，提送核管單位後，約需半年，完成最終 PSR 報告，並開始實施改正措施。PSR 之重點如下

綜合性：定期安全審查是有別於常規安全審查（審查硬體和程式的修改、安全重要事件、運行經驗、核動力廠運行管理、人員資格等）和專項安全審查（核電廠發生安全上的重大事件之後進行的審查）的綜合性審查。定期安全審查是用以評價核電廠老化、修改、運行經驗、技術更新和廠址方面的積累效應。它是對常規安全審查和專項安全審查的補充，而不是替代。

全面性：審查的範圍包括核電廠核安全的所有方面，包括核電廠運行許可證所涵蓋的處在廠區內的全部設施以及構築物、系統和部件及其運行，核電廠人員配備及其組織機構，還包括輻射防護、應急計畫和輻射環境影響等對所有機組都相同的安全要素。分為 5 大方面，14 個安全因素。

現行性：審查要求以現行的安全標準和實踐，用現行的方法審視、評價過去設計的核電廠是否能滿足許可證要求。雖然這並不意味著需滿足全部現行安全標準，但通過比照可以確定改進空間，盡可能向現行安

全標準靠攏。

週期性：第一次定期安全審查應在核電廠開始運行第十年進行，以後每十年進行一次，直至運行壽期終了。以十年為週期進行審查的理由是：

1. 十年中安全標準、技術以及作為基礎的科學知識和分析方法可能會顯著改變；
2. 核電廠修改和老化的積累效應需要評價；
3. 營運單位以及核安全監管部門在人員配備、管理結構上可能會有顯著變化。

因此，以十年為週期的定期安全審查是核電廠釐清現狀、優化管理、提高技術、傳承知識、提升安全的良好機會和重要途徑。

營運單位負責制：營運單位應對定期安全審查的實施負全面的責任。審查開始前營運單位應向核安全監管部門提出包括適用的安全目標、安全標準、和核電廠設計基準說明在內的定期安全審查大綱，並得到認可。

傳承性：PSR 不是孤立的活動，應該充分利用已有的研究成果和其他專題審查的結果，在 PSR 各安全要素之間也應該互相參考，以避免重複工作。

PSR 與 AMR 之關係

- PSR 的目標之一是確定到下一次 PSR 或壽期末之前核電廠的各項安全措施是充分的，因而核安全是有保障的；老化管理是使將 SSCs 的老化，控制在可接受的限度內的工程行為；壽命管理是老化管理與核電廠經濟性考慮的綜合，以實現最大限度的投資回報。
- 在 PSR 評估 SSCs 的實際狀態時要考量其當前的老化狀況。有效的老化管理為有效開展 PSR 提供輸入；PSR 的結果為改進和完善老化管理指明方向，並為延續運轉提供技術支持。

大陸 PSR 之法規要求：

《核動力廠運行安全規定（HAF 103）》第十章「定期安全審查」要求：

- 10.1 在核動力廠整個運行壽期內，考慮到運行經驗和從所有相關來源得到的新的重要安全資訊，營運單位必須根據核安全管理要求，重新對核動力廠進行系統的安全評價。（必要性、強制性）
- 10.2 對核動力廠重新進行系統的安全評價必須採用定期安全審查的方式。審查策略和需評價的安全要素必須由國家核安全監管部門批准或同意。（週期性、受監管）
- 10.3 必須用定期安全審查的方式來確保現有的安全分析報告仍保持有效。定期安全審查必須考慮核動力廠的實際狀況、運行經驗、預期的壽期末狀況、目前的分析方法、適用的規定、標準及科技水準。（延續性、綜合性）
- 10.4 定期安全審查的範圍必須覆蓋運行核動力廠的所有安全方面，還應包括應急計畫、事故管理和輻射防護。（全面性）
- 10.5 為了補充確定論評價，必須考慮使用概率安全評價（PSA）來作為定期安全審查的輸入，以便瞭解核動力廠各個不同方面對安全的相對貢獻。（精細化、新技術的應用）
- 10.6 根據系統的安全重新評價的結果，營運單位必須實施必要的糾正行動和合理可行的修改，以符合適用的法規和標準。（後續性、理性化）

大陸《核動力廠定期安全審查（HAD 103/11）》

- 與 IAEA NS-G-2.10 完全等同（翻譯稿）。
- 對開展 PSR 給出概念性、原則性指導意見，核電廠需要根據該導則，制定自己的審查大綱交核安全局審批。
- 規定了各相關方的職責（包括核安全評審方）

大亞灣第一次 PSR 執行結果，概略如下：

- 全面性 - 全部 11 個安全要素

- 專題性 - 針對每個要素提出若干重點專題
- 後續性 - 在專題方面後續開展工作

大亞灣第一次 PSR 之特點

- 基於法國五十多個反應堆的運行經驗
- 資料相對完整

大亞灣第一次之 PSR 依據國際上的經驗回饋和大亞灣核電站的實際情況，選取如下相關老化專題進行審查，評估老化管理當前的狀態，如下：

老化管理規程審查

- 老化管理政策
- 老化敏感 SSCs 篩選
- 老化敏感 SSCs 清單
- 老化相關資料收集保存和分析

老化管理相關活動審查

- 在役檢查
- 瞬變統計
- 化學控制
- 備品備件儲存

部分國際上選定的老化敏感 SSCs：

- 反應堆壓力容器
- 安全殼
- 蒸汽發生器
- 主泵
- 電纜

根據經驗回饋選定的 SSCs

- 應急柴油機
- 核能一級電動閥門
- 電動機
- 主變壓器

- 蓄電池
- RCP/RGL/RPN 系統儀錶

大亞灣之 PSR 與 IAEA 之 PSR 法規要求一致，計有 5 大審查範圍，
14 個安全因素：

核電廠

1. 設計
2. 構築物、系統和部件的實際狀態
3. 設備鑒定
4. 老化

安全分析

5. 確定論安全分析
6. 概率安全分析
7. 災害分析

性能和經驗回饋

8. 安全性能
9. 來自其他核電廠經驗的應用

管理

10. 組織機構
11. 程式
12. 人因
13. 應急計畫

環境

14. 輻射環境影響

與之相比，台灣之 PSR 基本上包含如下章節：

1. 第一章 運轉安全之回顧與評估
2. 第二章 輻射安全之回顧與評估
3. 第三章 放射性廢棄物營運之回顧與評估
4. 第四章 機組待執行之改善或補強事項檢討

5. 第五章 老化管理整體評估
6. 第六章 耐震安全評估
7. 第七章 過去十年重大安全事件經驗回饋改善評估
8. 第八章 國內外核能電廠經驗及研發結果應用
9. 第九章 過去 10 年電廠重大變更
10. 第十章 日本福島核災事故之檢討與評估
11. 第十一章 總結

其中第五章之「老化管理整體評估」內容，包括

- 一、摘要
- 二、經驗回饋
 - (一) 國內部分
 - (二) 國外部分
- 三、老化管理策略及計畫
 - (一) 前言
 - (二) 老化管理策略及方案
 - (三) 重要設備檢查週期檢討
- 四、個別系統之評估
 - (一) 安全相關電子卡片
 - (二) 反應爐壓力槽及爐心內部組件老化
 - (三) 蒸汽產生器管束老化管理
 - (四) 圍阻體結構完整性評估
 - (五) 廠房高溫區電纜老化評估
 - (六) RCS 一次側管路系統
- 五、結論

所以可知，大陸與台灣之 PSR 評估內容差異極大，應該都是不同的考量。兩岸可就執行 PSR 之方法及結果，加強技術交流，以確保兩岸間之核能安全。

四、建議事項

- (一) 由「第四屆海峽兩岸核能合作研討會」之建議，可看出兩岸核能發展各自的強處，以及可再加強的地方，故應更積極進行兩岸之交流，以建立更堅實之核能發展環境。
- (二) 大陸與台灣之 PSR 評估內容差異極大，應該都是不同的考量。兩岸可就執行 PSR 之方法及結果，加強技術交流，以確保兩岸間之核能安全。