

Titolo
Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security e Sostenibilità del Ciclo del Combustibile
Descrittori
Tipologia del documento:
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: metodologie, sistemi nucleari innovativi, ciclo del combustibile, non proliferazione, safety, security, energia nucleare

Sommario

In continuità con le attività dei precedenti Piani Triennali e della prima annualità del PAR 2012-2014, sono proseguite le attività di sviluppo e monitoraggio di metodologie che interessano trasversalmente aree essenziali e imprescindibili per le attività nucleari nazionali residue, ivi incluso lo sviluppo di reattori di nuova generazione: valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica, security e interfaccia con la safety, e altri elementi di sostenibilità del ciclo del combustibile.

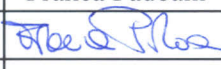
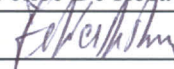
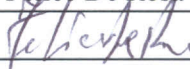
In particolare è continuata la partecipazione ai gruppi di lavoro GIF Proliferation Resistance and Physical Protection (PR&PP-WG) e IAEA-INPRO (collaborative research project PROSA), e l'applicazione della metodologia GIF PR&PP a reattori di nuova generazione. Nel contesto NEA e IAEA, è continuato il nostro contributo all'approccio metodologico per valutazioni di sostenibilità del ciclo del combustibile e analisi di opzioni di cicli avanzati. Nel quadro della ricerca di nuovi possibili indicatori per la sostenibilità del ciclo del combustibile, si è confrontata la radiotossicità a lungo termine dei rifiuti del combustibile con quella di ampi volumi di terreno attorno al deposito geologico.

A livello internazionale, il Nuclear Security Summit di marzo a l'Aia ha rappresentato il momento topico, ma non è stato l'unico evento significativo. Sono continuate le attività, già iniziate nella precedente annualità, sull'interfaccia tra safety e security, con riferimento ai fattori scatenanti (sabotaggio o incidente) e conseguenze.

Note
Autori: Franca Padoani, Georgios Glinatsis, Carlo Petrovich, Federico Rocchi, Antonio Guglielmelli e Fabiana Rossi (UNIBO)


Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	16/09/2014	NOME	Franca Padoani	Felice De Rosa	Felice De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

INDICE

1	INTRODUZIONE	3
2	RESISTENZA ALLA PROLIFERAZIONE	4
2.1	Stato di sviluppo di metodologie per valutazioni PR&PP	4
2.2	Applicazione metodologia GIF - PR&PP: attività svolta in Giappone	7
2.2.1	Diffusione dell'attività.....	10
3	NUCLEAR SECURITY	11
3.1	Nuclear Security Summit 2014	11
3.1.1	Il Communiqué.....	11
3.1.2	Le conclusioni del Vertice	13
3.1.3	Gift Baskets	13
3.1.4	L'Italia nel processo NSS	13
3.2	Conferenza IAEA su Nuclear Forensic	14
3.2.1	Origini del nucleare forense.....	15
3.2.2	Caratterizzazione del materiale NR.....	15
3.2.3	Interpretazione e National Nuclear Forensic Library	15
3.2.4	Gestione scena del crimine	16
3.2.5	Implementazione nazionale.....	17
4	INTERFACCIA NUCLEAR SAFETY/SECURITY	18
4.1	Risposta all'emergenza: esercizio ConvEx-3.....	18
4.2	Interfaccia safety-security reattori di ricerca	21
4.3	Eventi di Security in reattori di ricerca.....	27
5	SOSTENIBILITÀ CICLO DEL COMBUSTIBILE	29
5.1	Valutazioni di sostenibilità e analisi di opzioni di cicli avanzati	29
5.1.1	Introduzione	29
5.1.2	Incertezze delle Osservabili del Ciclo del Combustibile.	30
5.1.3	Gestione degli Attinidi Minori.....	32
5.1.4	Opzioni del Ciclo del Combustibile per la gestione dei waste	35
5.1.5	Sostenibilità del Ciclo: Formazione e Informazione.....	36
5.2	Radioattività a lungo termine del combustibile esaurito: confronto con la radioattività del terreno.....	38
6	BIBLIOGRAFIA	41


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-028	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 42
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------	------------------	----------------------	------------------	-----------------

1 INTRODUZIONE

Il rapporto copre aspetti che interessano trasversalmente aree essenziali e imprescindibili per le attività nucleari nazionali residue, ivi incluso lo sviluppo di reattori di nuova generazione, e che sono alla base della politica nazionale e internazionale italiana in materia di sicurezza e non proliferazione.

Le tematiche sono suddivise in: Resistenza alla proliferazione (Capitolo 2), Nuclear Security (Capitolo 3), Interfaccia Nuclear Safety/Security (Capitolo 0) e Sostenibilità del ciclo del combustibile (Capitolo 5).

All'estensione del rapporto hanno contribuito vari autori i cui nomi verranno indicati nelle sezioni rilevanti.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	4	42

2 RESISTENZA ALLA PROLIFERAZIONE

L'impegno dell'ENEA in valutazioni di resistenza alla proliferazione è continuato con la partecipazione al Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group (PR&PP WG) del Gen IV International Forum (GIF) e al Collaborative Research Projects "PROSA" della IAEA nell'ambito INPRO. Nel paragrafo 2.1 si fornisce una sintesi dello stato delle metodologie messe a punto da GIF e INPRO.

L'attività in ambito GIF PR&PP ha creato le condizioni per una collaborazione con il Giappone che ha permesso lo svolgimento di attività di ricerca di dottorato di Fabiana Rossi (Università di Bologna) centrate sull'applicazione della metodologia PR&PP del GIF a reattori di nuova generazione. Una sintesi di queste attività, che per la prima volta vede l'applicazione della metodologia a reattori LWR e reattori veloci e relativo confronto, è presentata nel paragrafo 2.2.

2.1 Stato di sviluppo di metodologie per valutazioni PR&PP

autore Franca Padoani

Le valutazioni di resistenza alla proliferazione di sistemi energetici e associati cicli del combustibile sono elementi importanti a vari livelli e utili a diversi soggetti: dai decisori politici ai progettisti. Le metodologie messe a punto a livello internazionale nazionale tendono a privilegiare uno o l'altro lato, ad esempio la metodologia INPRO è più "politica" mentre quella del GIF è più "tecnica". Tentativi di armonizzazione tra le due metodologie, INPRO e GIF, sono iniziate anni fa e hanno portato a due Collaborative Research Projects della IAEA, PRADA [1], già concluso, e PROSA, il cui documento finale sarà pubblicato nei prossimi mesi. Tuttavia è ormai riconosciuto dagli esperti che, più che di armonizzazione, si deve parlare di complementarità tra le due metodologie. La diversità di obiettivi delle due fa sì che non sia possibile farle confluire in una unica metodologia che possa andare bene in tutti i casi, tuttavia è ragionevole aspettarsi che le due non diano risultati contrastanti in contesti simili. PROSA riconosce ciò nel modo seguente:

'OUTCOME: The expected outputs are a coordinated set of GIF/INPRO proliferation resistance and safeguardability assessment tools and recommendations for a correspondingly refined INPRO manual in the area of proliferation resistance (PR).'

Uno degli scopi di PROSA è di fornire elementi per la revisione del manuale INPRO su resistenza alla proliferazione [2]. Il contributo dovrebbe portare, tra l'altro, al chiarimento di del concetto di sostenibilità verso resistenza alla proliferazione; alla revisione e chiarimento degli "User Requirements, Criteria and Acceptance Limits" che sono alla base della metodologia INPRO-PR; alla riduzione, per quanto possibile, della necessità di ricorrere al "expert judgement" come Acceptance Limit. Un punto chiave riguarderà come valutare se le salvaguardie IAEA sono implementate in modo effettivo e efficace e come questo abbia un impatto sui costi o onerosità delle operazioni.

A differenza dell'approccio integrato utilizzato per la metodologia PR&PP dal GIF, INPRO ha separato completamente il manuali per la valutazione della resistenza alla proliferazione da

quello per la valutazione della protezione fisica. Quest'ultimo verrà revisionato completamente alla luce dell'enorme lavoro fatto da IAEA e stati membri nella pubblicazione dei documenti della Nuclear Security Series (vedi Figura 2.1).

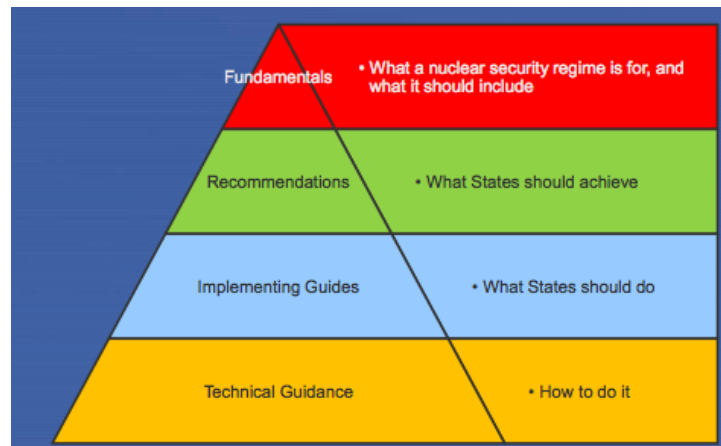


Figura 2.1: Le categorie di documenti della Nuclear Security series della IAEA

La metodologia PR&PP del GIF, ora Rev.6 [3] si può considerare ormai completa nella sua struttura generale; è sicuramente la più completa tra quelle pubblicamente disponibili e, benchè sviluppata per i sistemi GenIV, si applica a qualunque tecnologia e tipologia di reattore, inclusi quelli esistenti.

Gli esempi di applicazione sono ormai numerosi e nel paragrafo 2.2 se ne dà un esempio. Altri esempi sono applicazioni per le salvaguardie di un Advanced CANDU (AECL-Canada), per la protezione fisica (KINAC-Corea), per reattori veloci (JAEA-Giappone e Commissione Europea), per Small Modular Reactors (Princeton University-USA) e per Myrrha.

Per facilitare ulteriormente la sua applicazione, il PR&PP WG ha preparato e pubblicato delle Frequently Asked Questions (FAQ) riportate in Figura 2.2.

FAQ on Proliferation Resistance and Physical Protection

1. What is the Proliferation Resistance and Physical Protection (PR&PP) evaluation approach?

The PR&PP methodology is a systematic and comprehensive tool for assessing and optimizing, at all stages of design, the level of proliferation resistance and physical protection of a nuclear energy system, or components thereof. It is a "pathways evaluation" approach which can account for a full range of hypothetical proliferation or terrorism scenarios (including diversion, misuse, clandestine operation, sabotage, and theft), and compute their impact against a set of high level measures.

2. Why was the PR&PP methodology developed?

The PR&PP methodology was developed to address one of the four goals identified for future nuclear energy systems in the 2002 Generation IV Roadmap (i.e., next-generation power reactor designs that will see commercial deployment beyond 2030): "Generation IV nuclear energy systems will increase the assurance that they are a very unattractive (i.e., present significant barriers) and the least desirable route for diversion (i.e., removal by a State from a declared safeguarded facility, or used to produce undeclared nuclear material) or theft of weapons-usable materials, and provide increased physical protection against acts of terrorism."

3. What is the level of effort needed to perform a PR&PP evaluation?

The level of effort depends on the stage of design, the range of challenges evaluated, and the

needs of the user performing the evaluation. The methodology is adaptable to differing needs. It can involve a single PR&PP expert with subject matter expert support from design staff (for a scoping study), or a team, requiring a few staff-months to a few staff-years.

4. What is the time needed to perform a PR&PP evaluation?

The time requirement can be as little as a few weeks of work for a scoping study that evaluates the system response a small number of representative PR or PP challenges, to a year or more of work to evaluate response to a comprehensive spectrum of challenges.

5. What is the form of the results?

The results take the form of tables of quantitative or qualitative measures indicating material being obtained, difficulty of obtaining the material and likelihood of detection. These results can be presented in various graphical or tabular forms, depending upon the needs of the individual user and the audience they will be presenting to.

6. Who would use the results?

The range of users of the methodology includes designers, program policy makers, national regulators, international agencies, and other stakeholders.

7. What is the expertise needed to perform an evaluation?

Familiarity with the PR&PP methodology, the system design, and the general requirements of non-proliferation (e.g. international safeguards) and physical protection. Note that this combined expertise need not reside in a single evaluator, but can be represented by an assessment team.

8. How does a PR&PP evaluation differ from an IAEA INPRO evaluation of proliferation resistance?

PR&PP is a design tool that evaluates the system response to a spectrum of potential PR&PP challenges (e.g., diversion, clandestine program, break-out scenario and terrorism), and can also be used by customers or policy makers in guiding decisions; INPRO is a best-practices checklist aimed mainly at assisting embarking countries in making decisions. INPRO is a broad assessment, including high-level state policy, while PR&PP is focused on the technology. [The International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) was established by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and has developed a methodology for proliferation resistance evaluation which can be found at <http://www.iaea.org/INPRO/about.html>.]

9. What is the relation between PR&PP and IAEA safeguards?

PR&PP incorporates International Atomic Energy Agency (IAEA) safeguards as external components (sometimes referred to as “extrinsic measures”) of the nuclear energy system being assessed. PR&PP can be used by designers at an early stage to assess where and how one might implement safeguards, in order to guide conceptual design decisions. Safeguards is one feature of a good design that enables the detection of proliferation. PR&PP assessment assures that this detection is timely by accounting for technical difficulty, time to achieve success, and material type.

10. Does PR&PP apply to national or sub-national actors?

Generally PR applies to national actors, and PP to sub-national actors, although there can be interaction between these two.

11. How does a PR&PP evaluation relate to a safety and reliability evaluation?

There are possible synergies between PR&PP and safety/reliability if assessed early enough in the design process and possible conflicts that may be addressed at this time. Even at the earliest stages of conceptual design it is recommended that, in addition to representative safety challenges, designers perform qualitative assessments of the potential system response to representative PR and PP challenges.

12. At what stage of an evaluation should a PR&PP evaluation be performed?

PR&PP can be performed at the earliest stages of design, and then revisited periodically and detail added as a design progresses and more detail is known.

13. To what type of systems does a PR&PP evaluation apply?

PR&PP is designed for the assessment of nuclear energy systems, with no specific technology dependence. The elements of the fuel cycle (*i.e.*, components of the fuel supply, reactor, or spent-fuel management architecture) that are included in the assessment are dependent upon the user's needs.

14. Are there other methodologies for performing similar evaluations?

There are other assessment methodologies (*e.g.* INPRO). The methods are complementary. INPRO assessments can assure that best practices have been considered, and adopted where appropriate, in system design. PR&PP assessments can assure that the system response to PR&PP challenges will be acceptable.

15. Will the PR&PP methodology be updated or is it in final form?

The methodology is ready for use, currently as Revision 6. It will receive updates as feedback is received on implementation, and as the field of knowledge in non-proliferation and physical protection evolves.

16. What are benefits to performing PR&PP analysis early in the design process?

Benefits include synergies with safety and economics, reduction of risk for schedule slippage, efficiencies in implementing PR&PP-related system design components, guidance on design decisions with maximum flexibility to early design stage.

17. Where can I find more information?

The PR&PP [Evaluation Methodology](#) report is available online. The journal Nuclear Technology provides several articles discussing the methodology and providing examples of its application, in Vol. 179, pgs. 1-96, July, 2012.

Figura 2.2: Le FAQ su valutazione della Resistenza alla Proliferazione (PR) e Protezione Fisica (PP) preparate dal GIF PR&PWG ed ora disponibili sulla parte pubblica del sito GIF (https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_44998/faq-on-proliferation-resistance-and-physical-protection#c_45005).

2.2 Applicazione metodologia GIF - PR&PP: attività svolta in Giappone

autore Fabiana Rossi

Nel corso del secondo e terzo anno di dottorato sono state svolte attività di ricerca presso la Japan Atomic Energy Agency (JAEA) riguardo l'applicazione della metodologia sviluppata dal gruppo di lavoro GIF (PR&PP WG) ad un sistema composto da un ipotetico reattore commerciale di IV generazione raffreddato a sodio. In contemporanea è stata portata avanti un'attività di ricerca riguardo Safety, Security and Safeguards e la loro integrazione nell'ambito della cooperazione internazionale nei paesi dell'Asia. Quest'ultima è stata portata avanti presso il centro ISCN (Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security) in Giappone.

L'obiettivo della ricerca riguardante l'applicazione della metodologia PR&PP per un reattore veloce (FR) era quello di mostrare un esempio su come fosse possibile utilizzare i risultati provenienti da tale metodologia. Per fare questo, sono stati completati i seguenti passaggi:

- 1 implementare la metodologia e specificare i presupposti necessari
- 2 caratterizzare PR e PP per l'impianto nucleare in esame
- 3 identificare le raccomandazioni per i progettisti.

Per la terza fase, la metodologia è stata applicata prima ad un ipotetico FBR (Fast Breeder Reactor) commerciale per raggiungere l'obiettivo del GIF e in seguito è stata applicata anche ad un ALWR (Advanced Light Water Reactor) per eseguire il confronto tra i due sistemi coerentemente con l'obiettivo proposto dal development target basato su quello Giapponese per i reattori di IV generazione.

Per il FBR si è scelto un layout basato sul JSFR (Japanese Sodium Fast Reactor) mentre per le salvaguardie si è usato come base il reattore prototipo giapponese MONJU; per il ALWR, invece, layout e salvaguardie sono state basate su EPR (European Pressurized Reactor) e sugli attuali PWR (Pressurized Water Reactor).

Per applicare la metodologia in esame, alcuni requisiti devono essere soddisfatti:

- la metodologia PR&PP può essere applicata all'intero ciclo del combustibile o a porzioni dello stesso e pertanto lo studio è stato concentrato sul materiale di rilevanza presente nel sito del reattore;
- per ciascuna famiglia di minacce (*diversion, misuse, breakout*, furto e sabotaggio) diversi percorsi devono essere valutati e per lo studio si è focalizzata l'attenzione su uno scenario rappresentativo per ciascuna classe di minacce. Al momento la valutazione è stata effettuata per *diversion* e *misuse*;
- almeno tre esperti devono essere presenti durante la fase di valutazione: la valutazione è stata effettuata con sei esperti nel campo della progettazione e del ciclo del combustibile, delle salvaguardie, della protezione fisica e della metodologia stessa.

Le attività svolte durante lo studio possono essere riassunte come segue:

- Definizione della minaccia per *diversion, misuse, breakout*, furto e sabotaggio;
- Identificazione degli elementi di sistema per FBR e LWR;
- Identificazione dei possibili target e loro categorizzazione per *diversion* e *misuse* per entrambi i sistemi;
- identificazione dei possibili percorsi per ciascuna categoria di minaccia (esempio di percorso per *diversion*: sostituzione di elementi di combustibile (per esempio il *blanket* irradiato presente nella piscina del FBR) con elementi fittizi nella piscina e conseguente riprocessamento in un laboratorio clandestino per l'estrazione del plutonio);
- Stima delle *measures* applicabili con la metodologia PRPP;
- Confronto tra risultati ottenuti per il FBR ed i limiti imposti come obiettivo e confronto dei risultati tra FBR e LWR;
- Presentazione dei risultati (un esempio di risultati è mostrato per la categoria *diversion* in Figura 2.3 e per il furto in Figura 2.4).

Il progettista, in accordo con la politica energetica dello Stato, può utilizzare i seguenti risultati come indicazione su quali componenti poter agire per avere un miglioramento nelle prestazioni. Alcune conclusioni generali, con suggerimenti per i progettisti possono essere riassunte come segue:

- Tipo di materiale (MT). La presenza del *blanket* nel FBR è la ragione principale del basso valore di MT, per cui i progettisti possono prendere in considerazione di ridurre il tipo di materiale o di provare altre soluzioni (eliminazione del *blanket*, aggiunta di attinidi minori ...). Tuttavia questa potrebbe essere una soluzione dipendente dallo

scenario considerato. Inoltre, la decisione finale deve essere effettuata in conformità con la politica energetica dello Stato. Inoltre, è stato visto come anche per un ALWR sia possibile raggiungere un valore basso per questo indice se si considerano altri scenari.

- Probabilità di rilevamento (DP). Il valore di questa misura è influenzato dall'approccio usato per le salvaguardie. I progettisti possono aumentare DP utilizzando, ad esempio, sigilli supplementari (*seals*) e rilevatori di neutroni, ma questo può influenzare il valore di DE. Ulteriori analisi devono essere fatte a proposito.
- Tempo di proliferazione (PT), difficoltà tecnica (TD) e costi di proliferazione (PC). Migliorare queste misure potrebbe essere difficile per i progettisti, perché sono più influenzate dalla scelta dello scenario e dalle capacità industriali e nucleari dello Stato che dalle caratteristiche dei sistemi in esame.
- Probabilità di successo degli avversari (P_s). Il principale fattore che influenza il seguente parametro è il tempo di intervento della squadra di risposta (*response team*). Se questo tempo è piccolo rispetto al tempo necessario a compiere la azione malevola, la probabilità di successo degli avversari diminuisce drasticamente. Se invece si vogliono confrontare sistemi diversi, un ruolo importante è giocato dal sistema di protezione fisica in atto nel sito. Questo comporta maggiori difficoltà nel confronto tra sistemi diversi.
- Conseguenze del furto (C_t). E' dipendente dal tipo di materiale presente e quindi richiede una valutazione accurata della "attractiveness" del materiale.
- Conseguenze radiologiche (C_R). Sebbene le conseguenze radiologiche di un evento di sabotaggio possano essere dipendenti da molteplici fattori (*safety system*, la quantità di materiale presente al momento del rilascio e la sua attività) deve essere considerato il peggior caso.

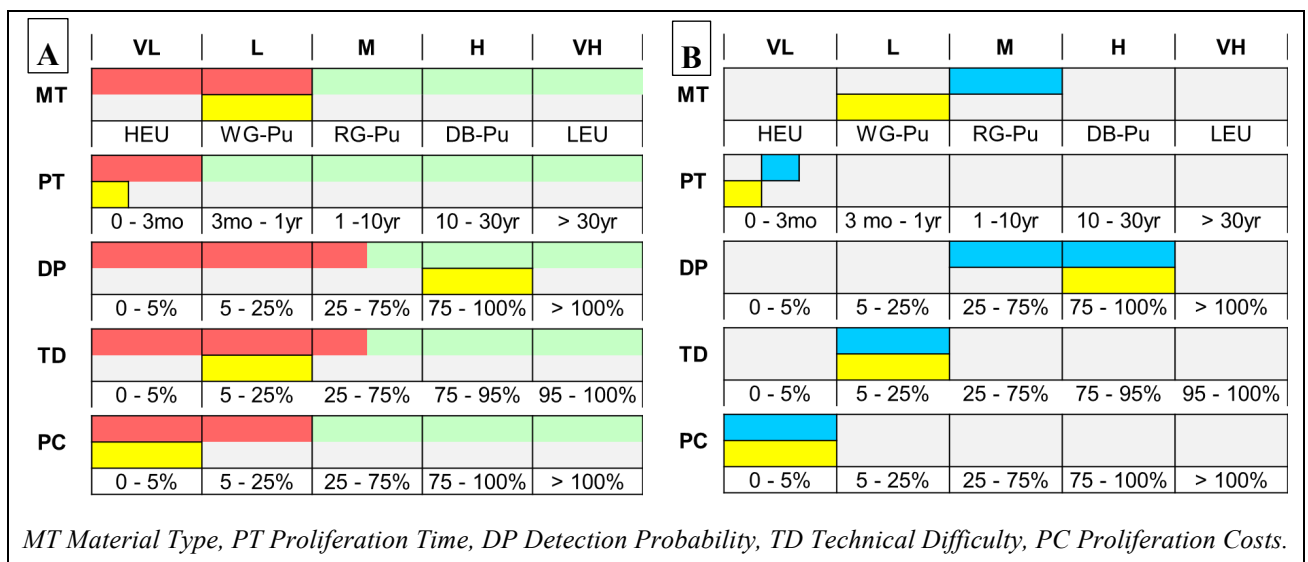


Figura 2.3 Confronto tra le measures del FBR e i limiti imposti (A) e confronto tra le measures del FBR e del LWR (B). In rosso i livelli inaccettabili di PR, in verde quelli accettabili; in giallo I risultati ottenuti per il FBR, in blu quelli ottenuti per il LWR.

	No	Low	Medium	High
P_s				
	$0.1 > P_s = 0$	$0.5 > P_s \geq 0.1$	$0.8 > P_s \geq 0.5$	$1 > P_s \geq 0.8$
C_t				
	Unsuccessful theft	1 SQ of irradiated indirect use material	1 SQ of unirradiate indirect use material	1 SQ of unirradiated or irradiated direct use material


Figura 2.4: Confronto tra le FBR (in giallo) e ALWR (in blu) per lo scenario di furto.

2.2.1 Diffusione dell'attività

La prima parte di questo lavoro legato alla resistenza alla proliferazione è stato presentato alla riunione annuale del PRPP WG, nell'ambito del GIF, a Vienna (17-18 ottobre 2013). E' stato dimostrato notevole interesse da parte dei membri per il confronto tra FBR e LWR e per il modo con cui sono stati mostrati i risultati.

È stato anche organizzato un seminario interno ENEA di mezza giornata dove è stato presentato e discusso il lavoro completo.

Il lavoro verrà in parte presentato al Simposio IAEA sulle salvaguardie che si terrà dal 20 al 24 Ottobre 2014 a Vienna.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	11	42

3 NUCLEAR SECURITY

autore Franca Padoani

A livello internazionale, il Nuclear Security Summit (NSS) di marzo 2014 a l'Aia ha rappresentato il momento topico, ma non è stato l'unico evento significativo. Tre eventi importanti sono stati organizzati in connessione con il Summit stesso: l' "International cooperation to enhance a worldwide nuclear security culture" organizzato dall'Unione Europea, il "Nuclear Knowledge Summit: Towards Sustainable Nuclear Security" organizzato da NGOs e il Nuclear Industry Summit organizzato da URENCO. Il paragrafo 3.1 fornisce una sintesi del NSS-2014 e per maggiori dettagli si fa riferimento al Numero Speciale sulla Security di Energia, Ambiente e Innovazione dell'ENEA [4].

In parallelo, sono continuate le attività della Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism (GICNT) e della Global Partnership (GP), anche se queste ultime hanno avuto una battuta d'arresto con la cancellazione del G8 a Presidenza Russa del 2014: le uniche attività residue hanno riguardato progetti relativi all'Ucraina.

A livello IAEA, gli eventi principali sono stati la "International Conference on the Safety and Security of Radioactive Sources: Maintaining Continuous Control of Sources throughout Their Life Cycle" di Abu Dhabi a ottobre 2013 e la "International Conference on Advances in Nuclear Forensics: Countering the Evolving Threat of Nuclear and Other Radioactive Material out of Regulatory Control" che si è tenuta a Vienna a luglio 2014, di cui si fornisce una sintesi nel paragrafo 3.2.

3.1 Nuclear Security Summit 2014

Il terzo Vertice sulla Sicurezza Nucleare (Nuclear Security Summit – NSS) dell'Aia ha concluso il 25 marzo 2014 le due giornate di lavori con l'adozione del Comunicato (The Hague Communiqué). Hanno partecipato 53 paesi e 4 Organizzazioni Internazionali (come osservatori) rappresentati al massimo livello: dei 58¹ capi delegazione presenti, 39 erano a livello di Capo di Stato o di Governo.

L'Italia era rappresentata dal Presidente del Consiglio Matteo Renzi e dal Ministro degli Affari Esteri Federica Mogherini (Figura 3.1). Nella delegazione italiana, oltre allo staff della Presidenza del Consiglio e del Ministro, erano presenti lo Sherpa, Ambasciatore Filippo Formica, e Franca Padoani dell'ENEA, come "yak²"; entrambi impegnati in questo ruolo sin dal primo Vertice di Washington del 2010. È stata responsabilità dello Sherpa, con il Sous-Sherpa e team di supporto, seguire i lavori del processo NSS per la finalizzazione del Comunicato.

3.1.1 Il Communiqué

Il prodotto del Vertice è il Communiqué, concordato tra i 53 stati che ne fanno parte. È il terzo dopo quelli di Washington e di Seoul e ne ribadisce gli elementi centrali:

¹ Per l'Unione Europea hanno partecipato i due Presidenti del Consiglio Europeo e della Commissione Europea.

² Termine per indicare lo staff di supporto scientifico allo Sherpa e Sous Sherpa.

1. riduzione dei quantitativi di materiale nucleare/radioattivo sensibile (HEU, Plutonio e altro materiale radioattivo) e del numero di siti dove è stoccato;
2. messa in sicurezza del materiale nucleare/radioattivo e degli impianti a fronte di varie minacce, inclusa quella cibernetica, e capacità di risposta ai traffici illeciti anche nell'ottica del perseguimento dei crimini collegati, ad esempio grazie al forense nucleare;
3. cooperazione internazionale tra stati e con organizzazioni internazionali, in primis la IAEA, ma non solo.

Rispetto a Seoul, viene ulteriormente rafforzata la parte del Communiqué relativa alla sicurezza del materiale radioattivo, per riflettere la convinzione di molti paesi che la minaccia di una “bomba sporca” sia la più consistente e con conseguenze potenzialmente destabilizzanti sulla società. Impegni ulteriori sono stati assunti da 23 paesi (tra cui l'Italia) per la messa in sicurezza delle sorgenti radioattive di Categoria 1 sul territorio nazionale entro il 2016 (Gift Basket “Statement on Enhancing Radiological Security”).

Nel Communiqué è stato mantenuto il riferimento al legame tra safety e security nucleare introdotto a Seoul a seguito dell'incidente di Fukushima e, per la prima volta, viene evidenziata l'importanza della preparazione all'emergenza. A questo riguardo si noti che nella Sessione in cui veniva simulata una emergenza e le possibili risposte, il Presidente Obama ha insistito, oltre che sulla cooperazione internazionale e la prevenzione, sulla preparazione all'emergenza basata su una chiara divisione di responsabilità, procedure e regolari esercitazioni congiunte.


La cultura della nuclear security continua ad essere un tema centrale e trasversale nel Comunicato. L'incoraggiamento alla creazione di Centri di supporto e training (Nuclear security support and training centers – NSSC) o Centri di Eccellenza (Centers of Excellence - CoE) è stato rafforzato dall'iniziativa italiana in cui 31 Paesi si sono impegnati a promuovere lo sviluppo di centri di formazione nel campo della sicurezza nucleare e il loro networking (Gift Basket “NSSC/CoE”).

Il ruolo dell'industria trova per la prima volta spazio nel Comunicato e bisogna dare atto al grosso sforzo in tal senso della Presidenza olandese in ambito NSS e anche all'eccellente lavoro del Nuclear Industry Summit.

Tuttavia il punto distintivo di questo Comunicato è una maggiore elaborazione dell'architettura globale della nuclear security. Pur imperniata sulla responsabilità nazionale e il rispetto dei rilevanti strumenti internazionali (tra cui i più importanti sono la CPPNM/A e la ICSANT³), l'architettura è rafforzata dal ruolo svolto dalle Nazioni Unite, organizzazioni internazionali quali la IAEA e altre iniziative internazionali (es. GICNT e G8-Global Partnership). Il Communiqué ha indicato una serie di misure di carattere volontario che gli Stati possono prendere per fornire alla comunità internazionale assicurazioni sulla efficacia delle misure di nuclear security attuate a livello nazionale.

Su quest'ultimo punto - su proposta dei Chair dei tre Summits svolti fino ad ora Stati Uniti, Olanda e Corea - un gruppo di paesi (per ora 35, tra cui Italia) ha preso impegni più puntuali per incorporare le raccomandazioni IAEA in materia di nuclear security nella legislazione nazionale (Gift Basket “Strengthening nuclear security implementation”).

³ CPPNM/A: Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (CPPNM)/emendamento 2005; ICSANT: International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	13	42

3.1.2 Le conclusioni del Vertice

Il Presidente olandese Rutte ha concluso il Vertice con un passaggio di consegne al Presidente americano Obama che ospiterà il quarto, e forse ultimo (almeno in questo formato) Nuclear Security Summit nel 2016.

Entrambi i Presidenti hanno sottolineato i risultati concreti raggiunti nei quattro anni dal Vertice di Washington, progressi resi possibili dal coinvolgimento dei Capi di stato e di governo, dall'impegno dei Ministri e dal lavoro degli Sherpa. Anche l'Italia, assieme al Belgio, è stata citata per la recente rimozione di circa 20 kg di HEU e plutonio. Nuovi impegni sono stati comunicati in occasione del Vertice dell'Aia: di particolare peso è l'accordo tra Stati Uniti e Giappone per la spedizione di importanti quantitativi (centinaia di kg) di HEU e plutonio dalla Fast Critical Assembly (FCA) giapponese negli Stati Uniti, dove il HEU sarà diluito per essere utilizzato nei reattori civili. Tra gli altri risultati del processo NSS, il presidente Obama ha indicato: 12 paesi e più di 20 impianti hanno eliminato completamente HEU e plutonio; decine di paesi hanno migliorato la sicurezza dei siti nucleari; cellule contro il traffico illecito sono state create; sono sorti nuovi centri di supporto e training per la nuclear security; la IAEA si è rafforzata; il numero di ratifiche delle principali Convenzioni è aumentato e così anche la collaborazione internazionale.

Il prossimo Vertice, ha dichiarato Obama, sarà di transizione verso un modello di NSS più sostenibile in cui Ministri e tecnici abbiano un maggiore ruolo, riconoscendo che il NSS sta creando una sorta di architettura a integrazione del lavoro della IAEA e altri. Il Presidente ha poi fissato gli obiettivi dei prossimi due anni. Il primo è **accelerare sul raggiungimento di risultati concreti** in modo da "finish strong in 2016": i contatti diretti da parte degli Stati Uniti inizieranno immediatamente. Il secondo è elaborare una **architettura finale che assicuri la continuità ed efficacia del processo NSS**, coniugandolo con le attività svolte da istituzioni esistenti quali IAEA, Interpol e Nazioni Unite. Il Vertice del 2016 dovrebbe ratificare come proseguire il processo NSS.

3.1.3 Gift Baskets

Il Comunicato è l'unico prodotto del Nuclear Security Summit, tuttavia fin dal Vertice di Washington si sono registrate dichiarazioni che, nel 2010, erano essenzialmente unilaterali ("house gift") o bilaterali. A Seoul c'è stata l'invenzione dei "Gift Basket", o meglio dichiarazioni congiunte multilaterali, che si è aggiunta a quelle bilaterali. In questi due anni lo scopo dei Gift Basket si è meglio delineato e, mentre alcuni Gift Basket sono scomparsi o sono rimasti dormienti, altri ne sono stati proposti. I testi Gift dei Basket attivi sono scaricabili dal sito del NSS-2014: <https://www.nss2014.com/en/nss-2014/reference-documents>.

3.1.4 L'Italia nel processo NSS

Il Presidente del Consiglio nel suo intervento ha confermato l'impegno dell'Italia per la nuclear security e indicato come misure su cui lavorare collettivamente l'adozione di meccanismi per lo scambio delle informazioni tra stati, ad esempio quelli previsti dalla CPPNM, e il ricorso a peer review internazionali.

L'Italia ha essenzialmente mantenuto gli impegni assunti a Washington e Seoul. I due più significativi, citati anche dal Presidente del Consiglio, sono l'impegno sulla nuclear security

culture (il cui simbolo è la International School of Nuclear Security organizzata con la IAEA e l'ICTP a Trieste) e la rimozione di materiale nucleare (HEU e plutonio) non utilizzato.

La Scuola di Trieste, annunciata al Vertice di Washington, ha tenuto a maggio il quarto corso, con grande apprezzamento da parte dei partecipanti (circa 200 principalmente da Africa e Sud Est asiatico). La Scuola è stata e continua ad essere un modello per altre Scuole di nuclear security. Sulla scia di questo successo e del riconosciuto impegno per valorizzare la nuclear security culture e la dimensione umana, l'Italia ha lanciato l'iniziativa del Gift Basket su NSSC/CoE.




Figura 3.1 (in alto) Il Presidente del Consiglio Renzi alla plenaria iniziale e il Ministro degli Esteri Mogherini alla sessione informale sul futuro del NSS (In basso) Cerimonia di apertura e Presidente Obama, Presidente Rutte e, alle spalle, Franca Padoani alla sessione conclusiva

3.2 Conferenza IAEA su Nuclear Forensic

La prima conferenza dedicata esclusivamente al tema del nucleare forense si è svolta a Vienna tra il 7 e 10 luglio 2014. Organizzata dalla IAEA assieme alla *Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism* (GICNT), l'INTERPOL e il *Nuclear Forensic International Technical Working Group* (ITWG), la conferenza è stata presieduta dall'ambasciatrice britannica Susan le Jeune d'Allegeershecque. Erano presenti più di 330 partecipanti da 86 paesi e 10 organizzazioni, essenzialmente provenienti dal mondo scientifico e forze dell'ordine; per l'Italia erano presenti due delegati dell'ENEA.

I lavori e le conclusioni della Conferenza hanno reiterato che il nucleare forense è una componente essenziale dell'architettura di nuclear security, assieme a prevenzione, rilevamento e agli altri elementi che costituiscono la risposta ad atti criminali o non autorizzati

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	15	42

che coinvolgono materiali nucleari o altri materiali radioattivi (materiali NR). Il nucleare forense si è sviluppato fortemente negli ultimi anni, in gran parte grazie alla spinta dei Nuclear Security Summits (NSS) e in molti interventi è stato riconosciuto come le dichiarazioni dei leaders ai NSS siano state il punto di svolta per lo sviluppo di programmi nazionali.

3.2.1 Origini del nucleare forense

È agli inizi degli anni '90 che iniziano i rinvenimenti di materiale NR di provenienza illecita ed è di quegli anni la creazione dell'Incident and Trafficking Data Base (ITDB) della IAEA (1995), le prime analisi del materiale sequestrato presso l'Institute for Transuranium Elements (ITU) della Commissione Europea a Karlsruhe (a quel tempo l'unico in grado di effettuarli) e la nascita dell'ITWG nel 1995. Ma si può datare l'inizio dello sviluppo del nucleare forense con il rinvenimento in Bulgaria nel 1999 di uranio ad alto arricchimento (HEU) ai confini con la Turchia: gli esami molto dettagliati permisero di risalire al materiale di origine (combustibile HEU-90% riprocessato) ma non all'impianto di produzione o al momento in cui fu trafugato. Inoltre, anche per l'inadeguatezza delle leggi bulgare, non fu possibile perseguire gli autori del traffico illecito.


Da allora i casi di traffico illecito sono continuati e al 31 dicembre 2013 l'ITDB contava 2477 casi accertati, di cui più di 1200 dal 2007. Il 20% di questi riguarda il possesso non autorizzato di materiale NR, incluso HEU e plutonio. Molti eventi sono stati registrati durante i controlli ai confini evidenziando la dimensione internazionale del fenomeno. A fronte di questa situazione, le domande fondamentali cui il nucleare forense cerca risposta sono: di che materiale si tratta, come, quando e dove è stato prodotto, e quale è l'uso previsto. La risposta è un elemento sia di deterrenza, a supporto delle indagini, che di prevenzione, come l'analisi di vulnerabilità.

3.2.2 Caratterizzazione del materiale NR

La "signature" è l'insieme di parametri caratteristici - isotopici, chimici e fisici - che dovrebbe in modo univoco identificare il materiale e la sua storia. L'impresa è tutt'altro che semplice, ad esempio perché la segnatura dello stesso materiale varia durante il ciclo del combustibile. Inoltre si può trattare di grandi quantità di materiale o di microparticelle. Un ampio spettro di parametri caratteristici, e delle relative tecniche di misura, contribuisce fortemente alla discriminazione. Particolarmente importante è la possibilità di datare il materiale per risalire a quando è stato prodotto o sottoposto ad un determinato processo (e.g. purificazione): la radiocronometria (cioè datazione sulla base dei decadimenti radioattivi nel materiale stesso) è una delle scienze più interessanti del nucleare forense. L'affidabilità delle misure e della successiva interpretazione, con certificazione di tecniche e procedure dei laboratorio, sta diventando un altro filone di sviluppo molto importante alla luce delle esigenze dei procedimenti giudiziari.

3.2.3 Interpretazione e National Nuclear Forensic Library

La IAEA e le altre organizzazioni internazionali raccomandano la creazione di una libreria nazionale che raccolga i dati distintivi del materiale NR presente sul territorio, a fronte della

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	16	42

quale confrontare i dati derivanti dalla caratterizzazione di materiale di origine illecita. Questa opera di interpretazione è essenziale per confermare o escludere la provenienza da impianti nazionali.

La complessità di una libreria nazionale discende direttamente dalla complessità del ciclo del combustibile e dalla quantità di materiale NR presente in un paese. La stragrande maggioranza dei paesi non dispone di impianti di riprocessamento, arricchimento o di produzione di isotopi e in paesi privi di materiale nucleare sarebbe sufficiente una “Radiological Forensic Library” derivata dal Registro Nazionale delle Sorgenti previsto dal Code of Conduct (e in Europa dalla direttiva 2003/122/CE). La più completa è quella sviluppata dai laboratori americani di Argonne e Idaho, che contiene informazioni su più di 10000 diversi tipi di sorgenti sigillate. In teoria anche la IAEA avrebbe un catalogo simile, ma non è stato aggiornato negli ultimi anni.


Diversi paesi stanno sviluppando le librerie nazionali. La Russia è in sostanza l’unica che si è dichiarata contraria in quanto ritiene quasi impossibile individuare in un materiale caratteristiche così distintive da permettere una identificazione inequivocabile. Preferisce lasciare l’interpretazione all’esperienza degli esperti. Recentemente è stato organizzato un esercizio virtuale (Galaxy Serpent) in cui i partecipanti hanno simulato una libreria nazionale di combustibile esausto. Nella Nuclear Security Series della IAEA dovrebbe uscire presto la implementing guide “Development of a National Nuclear Forensics Library” (draft NST018) .

3.2.4 Gestione scena del crimine

Il nucleare forense è passato negli anni ad occuparsi non solo della caratterizzazione del materiale ma anche dell’esame di prove raccolte in una scena del crimine contaminata da materiale radioattivo, incluse quelle tipiche della scienza forense classica come impronte digitali, fibre, capelli e DNA. L’analisi forense deve tenere conto delle alterazioni introdotte dalla radioattività, ma al tempo stesso fornire risultati accettabili in un procedimento giudiziario. Generalmente le analisi devono essere svolte in ambienti specializzati ma non è escluso che alcune debbano essere effettuate sul posto. La gestione di una scena del crimine contaminata è di per sé molto complessa e richiede una preventiva pianificazione sia per proteggere il personale d’intervento sia l’integrità degli elementi di prova.

La cooperazione tra forze dell’ordine e comunità scientifica è essenziale e non è banale vista la diversa esperienza, metodologia e anche la diversa cultura e terminologia. Interessante l’esperienza australiana, dove ANSTO (agenzia simile all’ENEA) ha messo a disposizione delle forze di polizia scatole a guanti adattati all’analisi forense e ambienti in cui lavorare con sicurezza su materiale contaminato. Interessanti anche gli scenari considerati, oltre al classico rinvenimento di materiale NR o incidenti durante il trasporto di radioisotopi per uso medico o industriale, sono previsti anche attacchi a reparti di medicina nucleare e morte di pazienti trattati con radiofarmaci.

Sulla gestione della scena del crimine lavora da anni la IAEA, assieme ad INTERPOL, ITWG e GICNT nei cui ambiti sono organizzati regolarmente training e esercizi. In ambito GICNT, i più recenti sono il Blue Beagle (Londra, gennaio 2014) che per la prima volta ha coinvolto tutte le agenzie britanniche coinvolte nel nucleare forense e il Tiger Reef (Kuala Lumpur, febbraio 2014) che ha evidenziato problemi di comunicazione. A marzo 2015 si volgerà a l’Aia un esercizio “Mock Trial” organizzato da Stati Uniti, Canada e Olanda per mettere alla prova la tenuta delle misure e interpretazioni del nucleare forense in un processo fittizio.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	17	42

Entro il 2014 dovrebbe essere pubblicato la implementing guide della Nuclear Security Series “Radiological Crime Scene Management” (draft NST013).

3.2.5 Implementazione nazionale

Il nucleare forense dovrebbe essere una parte integrante dei piani di risposta nazionali di tutti i paesi, almeno a livello di “core capabilities”. Le capacità minime per contribuire alle investigazioni e rafforzare in generale l’architettura di nuclear security devono poter rispondere alle domande “di che materiale si tratta?” e “è di origine nazionale?”. Nel pianificare la creazione di una capacità nazionale è fondamentale partire da una rassegna delle risorse esistenti. Più volte negli interventi è stato sottolineato come queste siano la base, spesso sottostimata, da cui partire per lo sviluppo del nucleare forense. Sarebbe del resto insostenibile pensare a strutture dedicate. Non trascurabile è la sinergia con le tecniche già disponibili ad esempio per il monitoraggio dei trattati (es. analisi dei dati dal CTBT) o per analisi non distruttive (e non) utilizzate nelle salvaguardie oppure per la gestione dei waste.

Altro aspetto essenziale è il coordinamento. Il piano di risposta nazionale deve stabilire con chiarezza le responsabilità per una risposta coordinata e coerente, frutto anche di training e esercitazioni congiunte. Stesso discorso vale nella creazione di una libreria nazionale dove devono confluire dati da diverse agenzie e istituti. Il grado di complessità della libreria deve essere adeguato alla quantità e qualità di materiale e impianti presenti sul territorio, ma il processo logico per crearla è lo stesso: esistenza di un mandato, coordinamento, identificazione del materiale da includere nella libreria, valutazione delle caratteristiche di questo materiale, identificazione dei dati mancanti e infine creazione del data base e degli strumenti per effettuare il confronto tra misure e dati della libreria.

Deve inoltre essere sviluppata la componente legata alle investigazioni, partendo dalla gestione della scena del crimine contaminata e raccolta di elementi, fino al trasporto e custodia. L’analisi dei materiali e interpretazione dei dati, anche a livello di “core competencies”, richiede la caratterizzare a livello base del materiale, in laboratorio e in loco, e esperti in grado di valutare l’eventuale origine nazionale tramite il confronto con i dati di una libreria nazionale di nucleare forense. Analisi avanzate di nucleare forense possono eventualmente essere richieste a laboratori specializzati in nucleare forense di altri paesi, o regionali, sulla base di accordi prestabiliti. Accordi bilaterali potrebbero regolare anche scambi di informazioni sensibili, ad esempio legate alle librerie nazionali di nucleare forense: la GICNT sta sviluppando delle linee guida per aiutare a dipanare questo difficile aspetto. La implementing guide della Nuclear Security Series (NSS-2) “Nuclear Forensics Support”, una delle prime ad essere elaborata dall’ITWG e pubblicata dalla IAEA, fornisce le raccomandazioni su come sviluppare una “core capability” nazionale. A breve sarà pubblicata una sua revisione.

4 INTERFACCIA NUCLEAR SAFETY/SECURITY

L'interfaccia safety-security e la relazione, a volte conflittuale, tra le esigenze dell'una e dell'altra, è sempre più al centro di studi e analisi. Non è infatti semplice passare dalle dichiarazioni di intenti alla loro messa in pratica per un tema così complesso che interessa diversi aspetti della safety e security.

Nei tre paragrafi seguenti sono riportati tre diverse situazioni in cui è stato affrontato congiuntamente il tema safety-security. Il primo si riferisce all'esercizio internazionale IAEA ConvEx-3 di novembre 2013 relativo alla risposta all'emergenza nel caso di un evento di security con impatto internazionale (4.1). Il paragrafo 4.2 riporta la relazione del workshop IAEA su interfaccia safety-security in reattori di ricerca che si è tenuto a ottobre 2013: le raccomandazioni e conclusioni sono tuttavia valide per qualunque reattore. Infine, il paragrafo 4.3 è un raffinamento dello studio presentato in [5] con valutazioni su evento iniziatore e conseguenze di un evento security in un Triga.

4.1 Risposta all'emergenza: esercizio ConvEx-3

autore Franca Padoani

La IAEA organizza regolarmente, ogni tre anni, delle esercitazioni internazionali sulla risposta ad una emergenza nucleare. L'Incident and Emergency System (IEC) della IAEA è stato il cuore dell'esercitazione che, per la prima volta, ha preso in considerazione non una emergenza causata da un incidente in un reattore ma un evento di security. Il tutto si è svolto nell'arco di 26 ore dal 20 al 21 novembre 2013 con la partecipazione di 57 stati e 9 organizzazioni internazionali. Per l'Italia ha preso parte ISPRA.

Lo scenario per questo esercizio, definito "Bab Al Maghrib", prevedeva l'esplosione di due bombe sporche (chiamate "dirty bombs" o più correttamente Radioactive Dispersion Device-RDD), entrambe in Marocco, una nel porto di Tangeri e l'altra nella medina di Marrakech (Figura 4.1).



Figura 4.1: Area dell'esplosione al porto Tangier Med port e alla Medina di Marrakech [6]

Le caratteristiche dell'esplosione simulata sono in Figura 4.2:

Tangier Med	
Explosive:	20 kg HE*
Radionuclide:	Cs-137
Activity:	37 TBq (1000 Ci)
* High Explosive – a powerful chemical explosive that produces gas at a very high rate.	
Marrakech	
Explosive:	10 kg HE
Radionuclide:	Se-75
Activity:	2.96 TBq (80 Ci)

Figura 4.2: Dati relativi alla esplosione delle due bombe sporche [6]

Durante l'esercitazione sono state effettuate simulazioni di trasporto atmosferico. In Figura 4.3 sono mostrate le modellizzazioni (in alto) da parte di Meteo France (Regional Specialized Meteorological Centre Toulouse) utilizzando 'PERLE' e (in basso) quelle ottenute utilizzando l'eXchange Program (IXP) website del Lawrence Livermore National Laboratory.

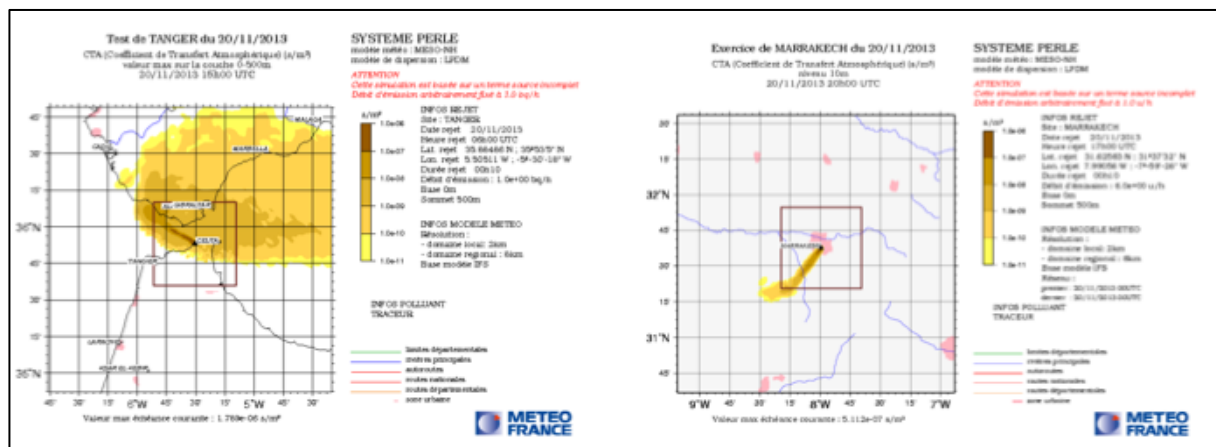



Figura 4.3: Modellizzazioni del trasporto atmosferico utilizzando PERLE (Francia) e IXP (USA) [6]

Lo scenario prevedeva che le conseguenze eccedessero le capacità di risposta del Marocco che pertanto richiedeva l'aiuto dell'IEC della IAEA.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	20	42

Le potenziali conseguenze a livello nazionale e internazionale erano connesse al potenziale rilascio di materiale radioattivo in atmosfera, alle azioni sanitarie per la salute pubblica, considerazioni di security, comunicazione con il pubblico ed infine gli effetti sull'industria, turismo e commercio. La reazione dei diversi centri di emergenza negli stati membri è stata diversa, sulla base del rischio: per alcuni reale, per altri potenziale e per altri solo percepito.

Le prime conclusioni, tipiche anche di altri esercitazioni di questo tipo organizzate in altri ambiti (es. GICNT) sono state:

1. La collaborazione tra autorità nazionali responsabili per la safety e quelle responsabili per la security deve essere rafforzata;
2. La comunicazione con il pubblico deve essere trasparente e chiara, pur preservando la divulgazione di informazioni sensibili.


Una analisi più dettagliata delle *lesson learned* è stata successivamente compilata ed è ora disponibile [6]. In Figura 4.4 sono riportate le raccomandazioni.


Recommendations	
1	The importance of issuing coordinated press releases in a radiation emergency cannot be overestimated. Therefore, media/public information should be kept on the list of objectives of most emergency exercises and the actual media should have a more active role in these exercises.
2	More Member States should register their National Assistance Capabilities in the RANET.
3	The IAEA should develop guidelines on organizing and moderating VTC discussions during an emergency.
4	Member States should consider integrating USIE in their national information exchange arrangements.
5	Member States should consider introducing an International Radiological Information Exchange (IRIX) standard in national systems for sharing information/data during an emergency, which will substantially improve the effectiveness of international information/data exchange.
6	Neighbouring Member States should develop protocols among response organizations on sharing information and consultations on protective and other response actions to be introduced during a radiation emergency with transnational impact.

Figura 4.4: Raccomandazioni relative all'EPR derivate dall'esercitazione ConvEx-3 [6]

Interessante il video della responsabile dell'IEC in cui Elena Buglova spiega l'importanza di ConvEx-3 per rafforzare il sistemi nazionali di preparazione e risposta all'emergenza, <http://www.iaea.org/newscenter/multimedia/videos/convex/201113/buglova/>.

Si noti che, a valle dell'incidente di Fukushima, si è rafforzata la collaborazione tra organizzazioni internazionali per emergenze nucleari e radiologiche, qualunque sia la loro causa. La Inter-Agency Committee on Radiological and Nuclear Emergencies (IACRNE) è attualmente composta da 17 organizzazioni internazionali, a testimonianza del fatto che una emergenza nucleare e radiologica coinvolge un largo numero di attori che possono e devono contribuire, analogamente a quanto avviene a livello nazionale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	21	42

	1. Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization (CTBTO)
	2. Euro-Atlantic Disaster Response Coordination Centre (EADRCC)
	3. European Commission (EC)
	4. European Police Office (EUROPOL)
	5. Food and Agriculture Organization of the United Nations (FAO)
	6. International Atomic Energy Agency (IAEA)
	7. International Civil Aviation Organization (ICAO)
	8. International Maritime Organization (IMO)
	9. International Criminal Police Organization (INTERPOL)
	10. Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD/NEA)
	11. Pan American Health Organization (PAHO)
	12. United Nations Environment Programme (UNEP)
	13. United Nations Office for the Co-ordination of Humanitarian Affairs (UN/OCHA)
	14. United Nations Office for Outer Space Affairs (UN/OOSA)
	15. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR)
	16. World Health Organization (WHO)
	17. World Meteorological Organization (WMO)

4.2 Interfaccia safety-security reattori di ricerca

autore Federico Rocchi

Il Workshop on the **Interface between Safety and Security of Research Reactors** si è tenuto all'IAEA di Vienna dal 7 all'11 Ottobre 2013. E' stato organizzato dalla Sezione per la Safety dei Reattori da Ricerca e dalla Sezione di Prevenzione dell'Ufficio di Security Nucleare, entrambe del Dipartimento di Safety e Security Nucleare dell'IAEA, in collaborazione con la Commissione Europea. Hanno partecipato 53 delegati da 33 paesi: da registrare la presenza di numerosi rappresentanti di paesi del Medio Oriente e dell'Africa Settentrionale (Algeria, Egitto, Iran, Giordania, Libia, Marocco, Pakistan, Sudan, Tunisia) e l'assenza di rappresentanti della Francia, paese in cui è attualmente in costruzione il più potente reattore da ricerca del mondo (JHR).

La struttura del programma era divisa in tre grandi blocchi: a) le presentazioni di ciascun paese, ognuna di 30 minuti, incluse le domande; b) le presentazioni fatte da personale IAEA; c) le discussioni di quattro Working Groups, in cui erano suddivisi i partecipanti, dedicati ad altrettanti temi di interesse per la Safety e la Security dei reattori da ricerca. L'ultima sessione del workshop è stata dedicata al reporting delle conclusioni raggiunte dai quattro Working Groups.

É risultato come alla base di ogni strategia di miglioramento degli aspetti di Safety e Security delle installazioni nucleari in generale, non solo per i reattori da ricerca, si trovino i fondamentali concetti di Safety Culture e Security Culture (IAEA Nuclear Security Series no.7, 2008), ovvero l'insieme di quelle caratteristiche, abitudini, prassi ed atteggiamenti, mentali e comportamentali, che abbiano come fine, anche indiretto, l'evoluzione, il perfezionamento ed il potenziamento della Safety e della Security.

Storicamente il concetto di Safety Culture è stato introdotto molto tempo prima di quello di Security Culture, essendo il primo stato sviluppato a valle dell'incidente di Chernobyl, ed il secondo a valle dell'attentato alle Torri Gemelle a New York. Nonostante la relativamente giovane "età" del concetto di Security Culture, è subito emerso in maniera molto forte come i

due capisaldi concettuali abbiano numerosi punti in comune, anche a livello pratico ed attuativo, che comportano, sempre col fine di migliorare la sicurezza nucleare in senso lato, una costante interazione tra i due mondi della Safety e della Security (per gli impianti di potenza: IAEA INSAG Report no.24, 2010). Questo ovviamente può anche ingenerare conflittualità tra le esigenze di Safety e quelle di Security; nasce dunque la necessità di instaurare delle interfacce di coordinamento tra i responsabili di Safety e di Security, nel caso in cui questi siano persone diverse, a tutti i livelli, dagli esercenti alle TSO, sino alle Autorità Nazionali di Sicurezza.

Va detto chiaramente che la prima causa di conflittualità tra i due mondi è intimamente connessa alla contrapposizione tra necessità di trasparenza ed apertura da un lato, e la necessità di confidenzialità dall'altro. Tuttavia deve essere sfatata la falsa concezione che la necessità di confidenzialità sia prerogativa del solo mondo della Security mentre quella di trasparenza sia prerogativa del solo mondo della Safety. Entrambi i mondi hanno infatti già al loro rispettivo interno necessità sia di trasparenza che di confidenzialità al tempo stesso. Si deve però cercare di infrangere le barriere comunicative tra le persone deputate, all'interno di un organismo, al miglioramento della sicurezza. Questo risulta spesso assai difficile poiché il background tecnico-scientifico delle persone è alquanto diverso; tuttavia si deve giocare proprio sullo scopo ultimo comune di entrambi i mondi per migliorare il coordinamento.


Si ricorda inoltre come esistano modalità simili, per entrambi i mondi, di affrontare i problemi; ad esempio il concetto di Defense-in-Depth è comune sia alla Safety che alla Security; per la Safety esiste il concetto di DBA (Design Basis Accident), per la Security esiste l'analogo concetto di DBT (Design Basis Threat); entrambi devono essere aggiornati man mano che l'impianto evolve ed "invecchia" nel tempo. Entrambi dovrebbero essere soggetti a revisioni periodiche. Le quattro fasi di Design, Operation, Emergency Planning e Decommissioning di un impianto vedono, o quantomeno dovrebbero vedere, schierati l'uno a fianco dell'altro i mondi della Safety e della Security.

Nonostante questi punti comuni, è possibile tuttavia che nascano conflitti tra le esigenze pratiche dei due mondi ed in questo caso il criterio dirimente di scelta superiore è la minimizzazione del rischio globale; questo ovviamente necessita di coordinazione e coordinamento strettissimi tra i due mondi durante una situazione di emergenza, senza i quali l'individuazione e la minimizzazione del rischio globale non sarebbero possibili. Basti pensare, a solo titolo di esempio, ai problemi di controllo degli accessi alle varie zone di un impianto durante un'emergenza, od alla necessità di attuare trasferimento di materiale durante un incidente. I criteri di valutazione della gravità di un rischio devono tenere in conto parametri che siano di utilità ad entrambi i mondi; tra essi si citano:

- potenza dell'impianto;
- design del combustibile e suo modo di manipolazione e trasferimento;
- arricchimento e quantità di combustibile;
- presenza di circuiteria ad alta pressione e/o ad alta densità di energia;
- qualità del containment e del confinement;
- siting dell'impianto e popolazione attorno ad esso;
- termini sorgente associati a vari possibili incidenti.

Infine va ricordato come un incidente di Safety possa evolvere facilmente in un incidente di Security e viceversa.

Stante tutte queste considerazioni emerge chiaramente la necessità di attuare periodicamente dei veri e propri "cross-training" tra Safety e Security. Questi veri e propri "emergency drills" devono coinvolgere anche il personale di guardiania armata, che deve

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	23	42

essere presente 24 ore su 24, e la polizia, che devono esattamente sapere cosa fare, dove andare e come intervenire in caso di un qualunque tipo di evento di security.

Tutti i reattori da ricerca dovrebbero essere dotati di Zone di Esclusione, proprio come gli impianti di potenza; tuttavia è emerso durante il workshop come molti reattori da ricerca non le abbiano. Lo stesso dovrebbe valere per i tre documenti fondamentali di ogni installazione nucleare:

- SAR (Safety Analysis Report);
- OLC (Operational Limits and Conditions);
- EPR (Emergency Preparedness and Response + Planning).

Molto spesso accade però che alcuni impianti da ricerca abbiano solo il SAR ed al più l'OLC, principalmente per motivazioni storiche (molti reattori da ricerca sono stati costruiti più di 40-50 anni fa).

Relativamente al Planning connesso all'Emergency Preparedness, si ricorda, a livello lessicale, che la Safety fa riferimento per i propri fini al c.d. Emergency Plan, mentre la Security adotta al proprio scopo la dicitura Contingency Plan.

Ai fini di un'autovalutazione dell'implementazione delle misure di Safety e Security e della percezione del rischio nelle varie organizzazioni presenti al workshop, è stato distribuito un questionario anonimo molto interessante, costituito da quattro domande Safety-oriented e cinque domande Security-oriented; ad ogni domanda si poteva rispondere con un numero da 0 (completamente in disaccordo) a 10 (completamente d'accordo). Le domande sono riportate di seguito.

Safety

The following incidents, without malicious intent, will happen in the next 12 months at a facility or related activities in your organization that use nuclear and/or radioactive material:

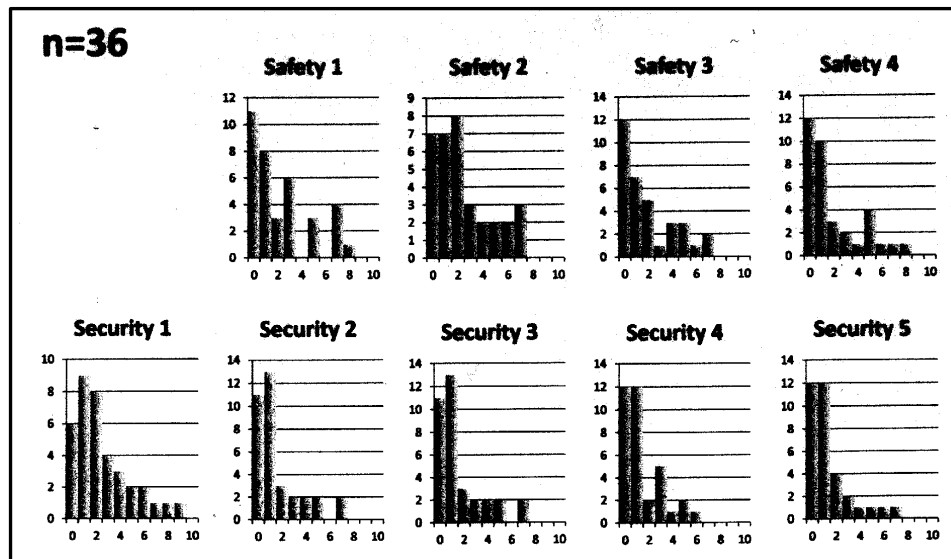
- 1) Nuclear and/or radioactive material will be lost.
- 2) An unexpected and significant over exposure of an operator will happen as a result of a safety breach.
- 3) An unexpected and significant contamination will happen in the off-site area as a result of a safety breach.
- 4) An unexpected and significant over exposure of the general public will happen as a result of a safety breach.

Security

The following incidents, based on malicious intent, will happen in the next 12 months at a facility or related activities in your organization that use nuclear and/or radioactive material:

- 1) Unauthorized and peaceful trespassers such as green party's members or journalists will intentionally access the area surrounding the facility.
- 2) Nuclear and/or radioactive material will be stolen.
- 3) An unexpected and significant over exposure of an operator will happen as a result of a security breach or sabotage.
- 4) An unexpected and significant contamination will happen in the off-site area as a result of a security breach or sabotage.
- 5) An unexpected and significant over exposure of the general public will happen as a result of a security breach or sabotage.

Ci sono stati 36 questionari compilati e restituiti, e le risposte sono riportate nel grafico sottostante.



Emerge come i 36 partecipanti che hanno risposto percepiscono come mediamente più probabile per eventi di Safety il caso 2), mentre per eventi di Security il caso 1).

Va ulteriormente ricordato come nel mondo molti reattori da ricerca siano installati presso università od enti accademici che in maniera purtroppo generalizzata soffrono di carenza di fondi da destinare alla safety ed alla security, e che per la loro stessa natura non sono facilmente assoggettabili a vincoli di security molto stretti (controllo non facile degli accessi, impiego di personale spesso non strutturato, ecc.).

In generale, i metodi per potenziare le culture di safety e security consistono nel potenziare i tre principali fattori in gioco:

- questioning attitude (che potrebbe essere tradotta in italiano come “attitudine al porsi continuamente domande”); la scarsità di questioning attitude del personale è stata certamente alla base dell’incidente di Tokai Mura del 1999;
- approccio rigoroso e prudente ad ogni attività quotidiana, anche per quelle routinarie;
- comunicazione.

Dalle presentazioni mostrate dai vari partecipanti al workshop emerge come l’interazione tra Safety e Security auspicata da IAEA non sia molto sviluppata; le varie presentazioni, con l’eccezione di quella italiana, hanno toccato o principalmente temi di Safety, o principalmente temi di Security. La sola presentazione italiana (vedi oltre) ha toccato entrambi i temi ed ha fornito risultati di calcoli e/o stime numeriche di grandezze direttamente quantificabili e misurabili.

Di un certo interesse le presentazioni dell’Argentina, del Sud Africa e dell’Australia; quest’ultima ha mostrato come presso il reattore OPAL (20 MWth) si sia deciso di affrontare, dopo l’11 Settembre 2001, il problema dell’impatto di aereo sull’impianto; come illustrato nell’immagine seguente, è stata installata a posteriori una griglia protettiva in acciaio inossidabile tutt’attorno all’edificio del reattore. Tale griglia è stata opportunamente dimensionata, in quanto a spessore e larghezza delle travi ed a distanza dall’edificio, in modo da ridurre grandemente, ed attutire, l’impatto di un aereo sull’edificio stesso.




I Working Groups organizzati sono stati quattro, cui è stato chiesto di discutere e dibattere sulle seguenti tematiche:

- A) Practical elements for establishing and maintaining strong safety culture and security cultures programmes. Chair: Italy.
- B) Practical elements for establishing effective safety and security management systems. Chair: Romania.
- C) Regulatory programmes for encouraging and monitoring safety culture and security culture. Chair: Germany.
- D) Practical actions for managing the interface between safety and security culture in the following areas: EPR, Construction activities, Material balance and movement, Routine operations. Chair: India.

Relativamente al Working Group A, di cui Federico Rocchi è stato Chair, si possono riportare le seguenti conclusioni:

- Safety e Security possono avere aspetti pratici di conflittualità, ma non li presentano la Safety Culture e la Security Culture poiché entrambe sono basate sugli stessi principi ed hanno entrambe gli stessi scopi;
- lo Stato deve giocare un ruolo importante nel preparare il framework legislativo relativo alla Safety ed alla Security;
- ci deve essere costantemente un impegno tangibile e visibile del management di un esercente nei confronti delle culture di Safety e Security;
- le varie responsabilità all'interno di un'organizzazione devono essere assegnate chiaramente ed univocamente; inoltre devono essere resi disponibili dei documenti pubblici che indichino chi è il responsabile delle varie task all'interno dell'organizzazione;
- il focus deve essere soprattutto sulla Questioning Attitude, sulla Comunicazione e sull'applicazione costante di rigore e prudenza;
- devono essere messi costantemente in atto processi di training, re-training e qualificazione del personale;


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-028	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 26	di 42
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----------------------------------------------------	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- devono essere adottate misure per rendere tutto il personale consapevole dei rischi, delle vulnerabilità e delle contromisure da adottare;
- occorre eseguire costantemente e periodicamente delle inchieste di self-assessment in materia di cultura di Safety e Security;
- occorre insegnare a tutti i livelli di personale che qualunque organismo di sicurezza o di ispezione lavora nell'interesse comune di tutti, e dunque è meglio metterlo a conoscenza di eventuali problemi, anche minimi, piuttosto che tacerli;
- è essenziale preservare le conoscenze con un serio, potente ed efficace programma di turn-over del personale, in modo che non vadano perse esperienza e metodo;
- occorre insegnare che non è la rivalità tra colleghi ma la collaborazione tra colleghi ad incrementare i livelli di Safety e di Security;
- occorre instaurare meccanismi tangibili di premiazione o di disincentivazione per gli atteggiamenti virtuosi o meno, in relazione alla Safety ed alla Security;
- devono essere abbattute tutte le barriere, tangibili ed intangibili, che possano impedire la comunicazione tra i vari livelli di un'organizzazione, sia in senso verticale che orizzontale;
- occorre insegnare che la Safety e la Security sono in generale una responsabilità di tutti e non solo di pochi; tutti possono concorrere a migliorare le condizioni di Safety e Security; ognuno deve sentirsi parte di un team;
- occorre infondere consapevolezza dell'essenza e dell'importanza di ognuno in ogni attività;
- si ritiene utile che vengano approntati manuali procedurali cui attenersi in caso di emergenza, documenti che vengano letti, compresi e trasmessi da tutti;
- occorre instaurare metodi periodici di verifica (test di valutazione, interviste libere, ecc.) finalizzati a capire quanto il personale sia consapevole di ciò che fa e di cosa gli altri colleghi fanno;
- occorre instaurare meccanismi di peer review a vari livelli, anche tra paesi o macro-regioni;
- il personale deve essere retribuito congruamente, in funzione del ruolo e delle responsabilità assegnate.

La presentazione dell'Italia è stata fatta da Luca Falconi e Federico Rocchi. E' stata suddivisa in due parti; la prima, a cura di Luca Falconi, è stata finalizzata ad illustrare le caratteristiche tecniche dei due reattori da ricerca ENEA, TRIGA e TAPIRO, del CR di Casaccia, e le misure di Security (protezione fisica) presenti sui due impianti, nonché l'assegnazione delle varie responsabilità, compresi il ruolo del personale di guardiania e la gestione degli accessi. La seconda parte, a cura di Federico Rocchi, è stata dedicata alla presentazione di alcuni risultati preliminari, ottenuti assieme ad altri colleghi, relativi all'impatto off-site di un incidente di security alla facility TRIGA (lo studio è continuato anche durante questa annualità, vedi il paragrafo 4.3).

Si è infatti concluso, dopo approfonditi studi, che l'incidente con le più alte conseguenze off-site sul piano radiologico sia l'impatto di un aereo malevolmente dirottato sull'impianto. La stima preliminare delle conseguenze di questo atto è stata condotta secondo il seguente schema:

- creazione di una libreria di sezioni d'urto efficaci ad un gruppo per il calcolo del burnup del combustibile del reattore (SCALE-TRITON);

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	27	42

- calcolo dell'inventario di nocciolo (SCALE-ORIGEN-ARP);
- stima del termine sorgente a partire dall'inventario di nocciolo e mediante ricorso a coefficienti integrali di convoluzione dell'inventario di nocciolo, alla stregua di quanto si fa ad esempio per gli impianti di potenza seguendo i dettami delle norme NUREG di NRC; ci si è limitati agli isotopi di iodio e cesio e, per i gas nobili, agli isotopi di xeno e kripto; tali nuclidi sono quelli che presentano la più alta possibilità di trasferimento di dose esterna alla popolazione;
- selezione delle condizioni di dispersione atmosferica che portano al peggior impatto radiologico, in termini di velocità di emissione, direzione del vento, velocità del vento, ed altezza effettiva di rilascio;
- calcolo di trasporto atmosferico (HOTSPOT e GENII) e valutazione di dose alla popolazione (usando i coefficienti di ICRP-60).

Le conclusioni dello studio sono che, salvo in una ristretta zona attorno all'impianto, la dose acuta alla popolazione è sufficientemente piccola da poter evitare il ricorso a mezzi di evacuazione o di iodoprofilassi; solo in alcuni casi potrebbe essere raccomandato, nelle immediate vicinanze del sito, lo stazionamento della popolazione al chiuso durante il periodo di passaggio della nube. Oltre i 5-6 chilometri di distanza dal sito la dose alla popolazione è talmente bassa che non occorre l'adozione di alcuna contromisura. I risultati ottenuti sono in linea, nel senso di scalabilità, con quelli ottenuti nel 2010 per il TRIGA Mark-II di Vienna e per il TRIGA Mark-II dell'Università di Mainz.

Infine occorre citare che da parte IAEA è stata lanciata l'idea di creare un Research Reactor User Group for Security.

4.3 Eventi di Security in reattori di ricerca


autori Fabiana Rossi, Antonio Guglielmetti, Federico Rocchi

È proseguito lo studio di un evento di security in un reattore di ricerca con lo scopo di mettere a punto una metodologia utilizzabile in generale, anche per la preparazione all'emergenza [5].

L'obiettivo del lavoro è stato quello di fare una analisi di evoluzione incidentale a partire da un sabotaggio o attacco da parte di un gruppo terroristico. Il reattore di ricerca scelto come riferimento è stato il reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA sede di Casaccia con il seguente scenario incidentale: completa distruzione del nocciolo e dell'edificio reattore a seguito di un impatto aereo.

Poiché il reattore TRIGA non è un reattore convenzionale, un preliminare studio della sua geometria è stato compiuto per poter poi procedere alla modellazione nei codici di calcolo. Per prima cosa è stata creata una libreria di sezioni d'urto da poter poi utilizzare per ottenere l'inventario dei prodotti di fissione contenuti all'interno degli elementi di combustibile utilizzando il software Origen-Arp.

I risultati ottenuti a diversi livelli di BU sono stati confrontati con dati riportati in letteratura per un reattore TRIGA. Anche per quanto riguarda la modellazione del reattore all'interno dei codici per la simulazione dell'evoluzione incidentale si sono dovute apportare delle modifiche


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	28	42

al codice sia dal punto di vista dei materiali coinvolti, sia della struttura stessa e la gestione dei diversi volumi per tener conto della differente configurazione di un reattore di ricerca rispetto ai reattori di potenza.

A seguito dell'analisi del sistema e della valutazione del termine sorgente sono stati usati codici di calcolo per il trasporto atmosferico quali RASCAL, HOTSPOT e GENII per valutare l'impatto dell'incidente sull'ambiente circostante. I valori ottenuti sono stati confrontati poi coi limiti europei.

Rispetto al lavoro presentato precedente presentato al Workshop IAEA sull'interfaccia safety-security dei reattori di ricerca (4.2), è stato introdotto l'uso del codice RASCAL e modificato tutto il suo database interno per introdurre i dati del sito della Casaccia (lavoro principale) con conseguente migliore comprensione dei codici GENII e HOTSPOT.

Dal seguente lavoro è stato ricavato un articolo che è stato sottoposto alla rivista "Annals of Nuclear Energy" ed è al momento in fase di revisione. A seguito di questo si prevede un secondo articolo dove verranno analizzate delle situazioni meteo reali per il sito della Casaccia.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	29	42

5 SOSTENIBILITÀ CICLO DEL COMBUSTIBILE

Già in passato nell'ambito delle precedenti annualità abbiamo presentato contributi approfonditi su vari elementi legati alla sostenibilità del ciclo del combustibile [5, 7, 8]. In questo rapporto sono inclusi due aspetti.

Il primo (5.1) è relativo alle attività che l'ENEA svolge in ambito internazionale NEA (AFCS Advanced fuel cycle scenario e IEMAM Intergral experiment on MA management: partition and transmutation) e IAEA (TWG Nuclear Fuel Cycle options e FRKPI Fast Reactor Knowledge Preservation Initiative) riguardo agli aspetti tecnici della chiusura del ciclo e per il mantenimento delle notevoli conoscenze che vengono internazionalmente riconosciute all'ENEA per le sue passate attività sui reattori veloci.

Il secondo (5.2) è, nel quadro della ricerca di nuovi possibili indicatori per la sostenibilità del ciclo del combustibile, il confronto della radiotossicità a lungo termine dei rifiuti del combustibile con quella di ampi volumi di terreno attorno al deposito geologico.

5.1 Valutazioni di sostenibilità e analisi di opzioni di cicli avanzati

autore Georgios Glinatsis

5.1.1 Introduzione

La sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare costituisce "condicio sine qua non" per l'accettabilità (o meno) del contributo energetico di origine nucleare, in una scelta di diversificazione delle fonti energetiche, a fronte della soddisfazione di fabbisogno energetico. Naturalmente il concetto di sostenibilità implica lo sviluppo e lo studio di diversi concetti relativi ad aspetti tecnico-scientifici, economici e socio-politici, giuridici e normativi, trattati e obblighi internazionali, infrastrutture, etc. che richiedono una varietà di competenze e capacità di coordinamento nello sviluppo dello studio di uno scenario energetico.

In relazione alla produzione di energia nucleare, particolare attenzione deve essere prestata all'aspetto della gestione dei rifiuti radioattivi ad alta attività (HLW), imprescindibile nel perseguire uno sviluppo sostenibile dell'energia nucleare. La garanzia dell'approvvigionamento energetico, la tutela dell'ambiente, la fattibilità economica, la resistenza alla proliferazione e la sicurezza dei materiali nucleari, possono essere migliorati con lo sviluppo e la diffusione di reattori innovativi e di concetti innovativi per la chiusura del ciclo del combustibile nucleare, allo scopo di produrre energia non soltanto a costi accettabili ma con riduzione sia del volume sia della radio-tossicità a lungo termine dei rifiuti radioattivi.

Un approvvigionamento energetico più sicuro, economico, sostenibile e costante nel tempo, costituisce oggetto di diverse iniziative internazionali e nazionali alle quali l'ENEA partecipa attivamente; concetti e/o risultati di queste attività sono già stati presentati nei documenti PAR di precedenti annualità, e vengono qui integrati con recenti informazioni e risultati. Interesse primario dell'ENEA, in seno a Organizzazioni/Iniziative Internazionali - quali IAEA, OECD/NEA, GIF, SNE-TP, IGD-TP e altre ancora - riguarda il contributo allo sviluppo dell'opzione di "chiusura del ciclo del combustibile nucleare" tramite:

- progettazione concettuale di reattori innovativi a spettro neutronico veloce, in particolare reattori veloci raffreddati a Pb;

- associazione di innovativi cicli di combustibile nucleare con gestione degli attinidi minori a “impatto ambientale quasi - nullo”;
- sviluppo di metodologie, di tecniche e di processi a sostegno delle precedenti linee di attività.

Le attività in corso in ambito IAEA e OECD/NEA spaziano dalle politiche e strategie di back-end e gestione del combustibile “esausto” (e dei materiali nucleari) alle opzioni di ciclo del combustibile fino ad aspetti squisitamente tecnici, quali: incertezze dei parametri che influenzano il ciclo del combustibile nucleare, dati nucleari per la gestione degli Attinidi Minori, preservazione e trasferimento tecnologico, etc.

Approccio e metodologia per affrontare la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare si basano su un processo a più fasi:

- *1a fase:* analisi critica della logica dei processi e delle prestazioni dei vari componenti del ciclo;
- *2° fase:* individuazione di parametri, processi, criticità nonché indicatori (grandezze fisiche e/o misurabili) per la sostenibilità del ciclo;
- *3a fase:* sviluppo e progettazione concettuale del reattore, del ciclo del combustibile associato, dei processi necessari per la soluzione delle criticità del ciclo stesso.

In seguito verranno presentati i risultati più significativi ottenuti nel contesto della partecipazione dell’ENEA in attività internazionali.

5.1.2 Incertezze delle Osservabili del Ciclo del Combustibile.

Una attività pluriennale in itinere presso la NEA [9] è l’individuazione di osservabili del ciclo soggette a incertezze, la propagazione di queste ultime e la scelta e sviluppo di metodologie per la loro valutazione e le loro conseguenze sulla sostenibilità del ciclo stesso.

Risulta di facile intuizione la complessità della questione della valutazione delle incertezze delle osservabili di ciclo se si considera che il ciclo del combustibile nucleare è caratterizzato da molti componenti - ad esempio impianti di arricchimento, fabbricazione, riprocessamento, reattore, deposito, etc. - ciascuno dei quali dipendente da molti parametri e/o assunzioni, come un reattore in funzionamento.

A titolo di esempio vengono riportati alcuni risultati relativi ad uno studio di sensitività allo scopo di individuare le osservabili di maggior impatto per la sostenibilità di un dato ciclo del combustibile nucleare con le seguenti caratteristiche [10]:

- ciclo chiuso caratterizzato da una potenza installata di 60 GWe, ottenuta da reattori GEN-III e GEN-IV di grossa taglia (~ 1.5 GWe/reattore);
- arricchimento pari a 4.5% in ²³⁵U per i LWRs e contenuto in Pu pari a 16% in Pu + ²⁴¹Am per i FRs;
- impianti di riprocessamento con capacità di 800 e 600 tHM/anno rispettivamente per combustibile LWRs e FRs e perdite di riprocessamento pari allo 0.1%;

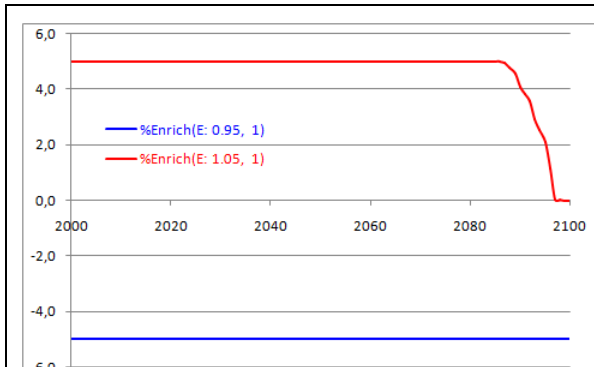


Figura 5.1: Variazione % dell'arricchimento ^{235}U per variazione della domanda energetica

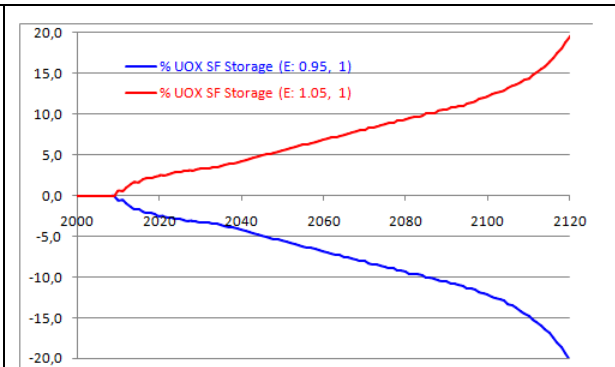


Figura 5.2: Variazione % combustibile UOX esausto per variazione della domanda energetica

La Figura 5.1 mostra che una variazione di $\pm 1\%$ in fabbisogno energetico, a potenza installata costante, richiede una variazione di $\pm 1\%$ in arricchimento in ^{235}U , mentre la Figura 5.2 mostra che alle stesse condizioni di variazione del fabbisogno energetico la variazione % del combustibile UOX esausto diverge fino a valori prossimi al $\pm 20.0\%$.

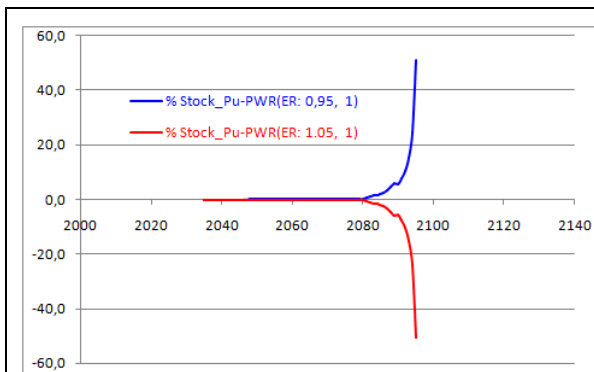


Figura 5.3: Variazione % Pu nei stocks FRs per variazione della domanda energetica

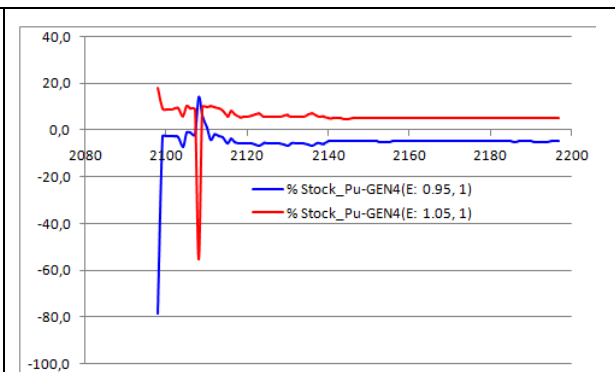


Figura 5.4: Variazione % Pu nei stocks PWRs per variazione della domanda energetica

Situazione analoga si osserva nei grafici dell'Figure 5.3 e 5.4 che mostrano la variazione % del Pu negli stocks rispettivamente per FRs (SFR) e LWRs (PWR), per variazione % del fabbisogno energetico.

Questo tipo di analisi può essere estesa ad altre osservabili del ciclo nucleare, ottenendo informazioni sia in termini di importanza delle osservabili, sia in termini di risultati numerici. Le Figure 5.5 e 5.6 ad esempio considerano l'osservabile "Rateo di Fertilizzazione" (BG = Breeding Gain) che è un parametro fondamentale dei reattori veloci ai fini di sostenibilità del ciclo di combustibile.

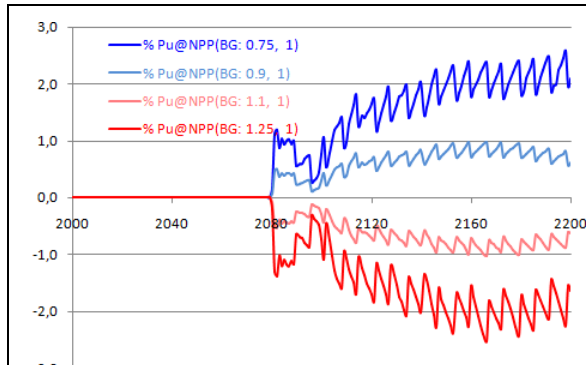


Figura 5.5: Variazione % Pu nei reattori del ciclo per variazione del BG del $\pm 10\%$ e $\pm 25\%$

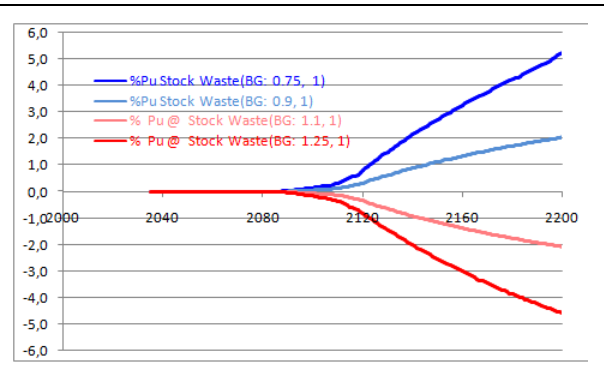


Figura 5.6: Variazione % Pu nello stock Waste per variazione del BG del $\pm 10\%$ e $\pm 25\%$

Risultati qualitativamente simili si hanno considerando variazioni delle osservabili del ciclo, quali: burnup, contenuto degli attinidi minori, tempo di raffreddamento, capacità di riprocessamento, etc.

Il risultato saliente è che le incertezze sulle osservabili del ciclo del combustibile nucleare hanno significative ricadute sul dimensionamento dei componenti del ciclo stesso, su aspetti di funzionalità e protezione fisica, sulla progettazione del deposito temporaneo/geologico (in termini di radio-tossicità, calore di decadimento, sorgente neutronica etc.) e non ultimo sulle caratteristiche e prestazioni in termini di resistenza alla proliferazione, come si evince da i grafici nelle Figure, con un impatto sui costi.

5.1.3 Gestione degli Attinidi Minori.

A partire da Aprile 2014, in continuazione di una altra attività pluriennale della NEA [11], è iniziato il lavoro per la preparazione di un programma internazionale sperimentale per il miglioramento delle conoscenze dei dati nucleari degli Attinidi Minori.

Un miglior sviluppo e utilizzazione sostenibile dell'energia nucleare da fissione, come si è già sottolineato, passa attraverso un ciclo di combustibile più affidabile ed economico, il che richiede una "corretta" gestione dei rifiuti radioattivi ad alta attività. Estensione di queste problematiche è la necessità di una più efficace gestione degli Attinidi Minori (AM) - Np, Am e Cm - il cui accumulo aumenta con una maggiore richiesta di Pu per alimentare i reattori MOX.

Sono allo studio diversi scenari per una loro gestione/riduzione efficace. Una delle possibilità per la gestione degli AM, è la loro trasmutazione nei reattori nucleari, utilizzando così la loro potenzialità energetica. Ciò non è né semplice né facile poiché il loro utilizzo nei reattori nucleari modifica in modo non trascurabile le caratteristiche neutroniche e il comportamento dinamico dei reattori stessi. Progettazione dettagliata dei sistemi di trasmutazione e precisa valutazione della composizione del combustibile esaurito sono piuttosto difficili da realizzare soprattutto a causa della scarsa accuratezza dei dati nucleari relativi agli AM. Principalmente ciò è dovuto alla mancanza di dati sperimentali.

La rinata attenzione alle incertezze dei dati nucleari è motivata dalla necessità pratica di assicurare sistemi nucleari sicuri, affidabili ed a costo accettabile. Il tentativo di risposta della Comunità Scientifica, tramite la NEA a queste problematiche ha portato alla costituzione di un Gruppo di Esperti (EG), che per il periodo dal Settembre 2009 ad Aprile 2013 ha

analizzato vari aspetti del problema. Le conclusioni [12] sono riassunte nelle Tabelle 5.1 e 5.2 e nelle Figure 5.7 e 5.8, e hanno evidenziato l'impatto delle diverse librerie di dati di sezioni d'urto tipicamente utilizzate nella progettazione neutronica, oltre ad individuare alcune criticità in termini di disponibilità di:

- Impianti sperimentali ed esperienze integrali;
- Accuratezza dei risultati;
- Approvvigionamento dei campioni, ed altro ancora.

	SFR		ADMAB	
	k-eff	Uncertainty [pcm]	k-eff	Uncertainty [pcm]
ENDF/B-VII (COMMRA-2.0)	1.04745	1014 ¹⁾	0.97468	1668 ¹⁾
JENDL-4.0	1.04585	786	0.97973	1403
JEF-2.2	1.02278	1630	0.94516	1986
ERALIB-1	1.03389	659	0.95239	1616

¹⁾The results by COMMARA 2.0 are the sub total of the first ten major isotope contributors.

Tabella 5.1: Benchmark results for k-eff and its uncertainty [12] (SFR: Sodium Fast Reactor, ADMAB: Accelerator Driven MA Burner)

I risultati riportati in Tabella 5.1 sono importanti soprattutto confrontando quelli relativi alle librerie di sezioni d'urto JEF 2.2 ed ERALIB-1; la seconda è identica alla prima ad eccezione di alcuni nuclidi (in totale 9, tra cui ⁵⁶Fe e ²³⁹Pu) "aggiustati" tramite dati sperimentali ottenuti da esperienze integrali condotte all'impianto MASURCA (CEA). Ciò significa che la correzione o aggiustamento dei dati nucleari risulta molto efficiente quando dati di esperienze integrali sono abbondanti e disponibili.

L'analisi di sensitività condotta in seno allo stesso benchmark [12] ha permesso di individuare i nuclidi che hanno un impatto maggiore sull'incertezza della criticità del sistema, Figure 5.7 e 5.8.

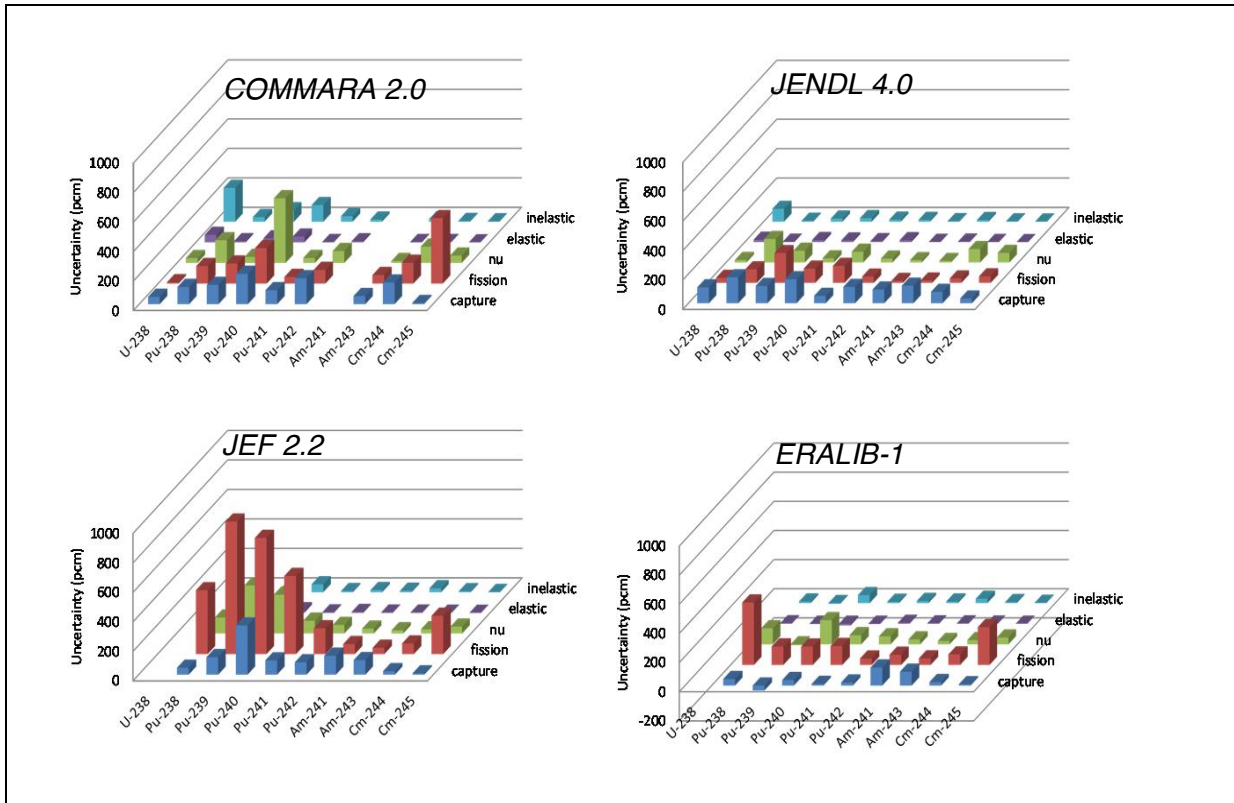


Figura 5.7: Diversi contributi alle incertezze sul k-eff in un Sodium Fast Reactor

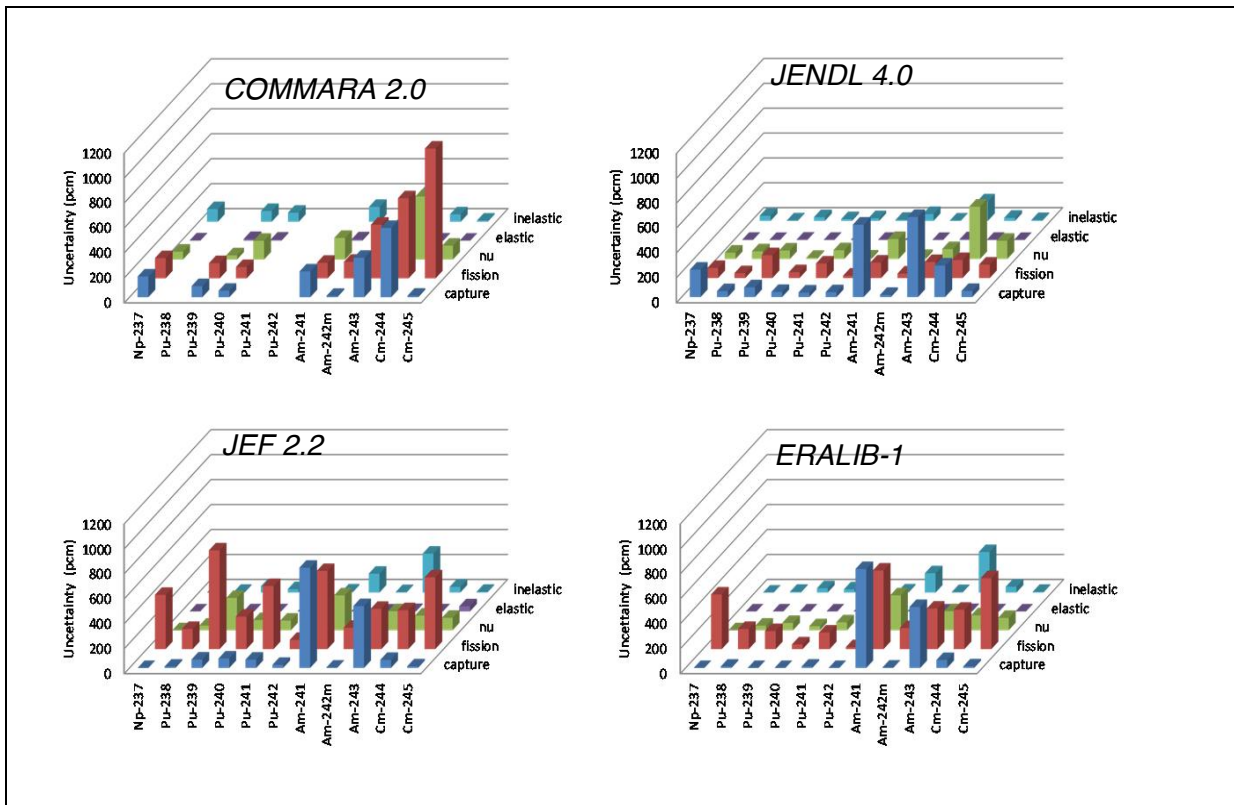


Figura 5.8: Diversi contributi alle incertezze sul k-eff in un Accelerator Driven MA Burner

I risultati riportati mostrano che l'incertezze dipendono dai dati di covarianza inclusi nei files valutati. La ripartizione dettagliata per nuclide e reazione evidenzia la diversità di comportamento e di risposta delle diverse librerie di sezioni d'urto. I risultati di questa analisi hanno permesso la creazione un elenco di nuclidi e reazioni importanti per la riduzione delle incertezze per il sistema nucleare (critico o sotto-critico) progettato per la trasmutazione degli Attinidi Minori [12], come mostrato in Tabella 5.2.

From uncertainty analysis for SFR & ADMAB design:

	Major Actinide (U, Pu)					Minor Actinide (Np, Am, Cm)					
	238U	238Pu	239Pu	240Pu	242Pu	237Np	241Am	242mAm	243Am	244Cm	245Cm
S_{capt}		X	X	X	X	X	X		X	X	
S_{fis}		X	X	X		X	X	X	X	X	X
n		X		X			X		X	X	X
S_{inel}	X					X	X		X		

From studies on fuel cycle transition scenario:

Nuclides	Heat load	Ingestion Radio-toxicity	Spontaneous fission rate	Gamma dose rate
Am-241	X	X		X
Am-242				X
Am-242m				X
Cm-243				X
Cm-244	X		X	

Tabella 5.2: Lista di nuclidi e reazioni nucleari che richiedono miglioramenti [4], incluso il Cm-242, che dà un contributo importante al calore di decadimento

Il contributo dell'ENEA si estende, oltre le misure di sezioni d'urto di cattura neutronica del ²⁴¹Am [13], al potenziale utilizzo del reattore (sorgente di neutroni) veloce TAPIRO e di altre infrastrutture sperimentali [14], nonché alla potenziale progettazione, esecuzione e interpretazione di misure sperimentali.


5.1.4 Opzioni del Ciclo del Combustibile per la gestione dei waste

In ambito IAEA la sostenibilità del ciclo del combustibile è vista in termini non soltanto di opzioni per il ciclo stesso ma anche in termini di gestione dei waste e il loro impatto sul back end del ciclo, includendo aspetti rilevanti di sicurezza, di economicità, di impatto ambientale e salute pubblica, di non proliferazione.

Si tratta quindi di fornire risposte per quesiti quali:

- scelte e strategie sul back end del ciclo di combustibile,
- gestione del combustibile irraggiato (combustibile "spento"),
- opzioni e loro conseguenze rilevanti per il ciclo del combustibile,
- gestione di materiale nucleare.

In questo contesto l'ENEA sviluppa attività di analisi a sostegno dei benefici che deriverebbero, per il ciclo del combustibile, dall'introduzione di reattori veloci e sistemi innovativi e relativo ciclo di combustibile [15], in termini di volume di waste, di dose, radio-tossicità, di carico termico, etc.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	36	42

Alcuni dei risultati delle attività menzionate, sviluppate in ENEA nell'ambito di attività programmate, sono in seguito riportati in forma qualitativa e sinottica.

- La fisica e l'economia neutronica mostrano che la sostenibilità dell'energia nucleare e minimizzazione dei waste possono essere migliorate tramite l'adozione del ciclo chiuso.
- Particolari accorgimenti e opzioni del ciclo chiuso permettono significativi vantaggi rispetto al ciclo aperto; ad esempio per unità di energia prodotta (TWhe) si hanno fattori di guadagno:
 - Fino a 2 ordini di grandezza per il consumo (tn/TWhe) di U,
 - Da 2 a 3 ordini di grandezza per lo smaltimento (tn/TWhe) di TRU e U,
 - Fino a 2 ordini di grandezza per le dosi a lungo termine (Sv/TWhe),
 - Da 5 a 20 volte sul volume dei waste da smaltire.
- Per unità di energia prodotta (TWhe) il fattore di guadagno temporale, per il raggiungimento dei valori "naturali" in termini di radio-tossicità, calore di decadimento e dosi, è dell'ordine di 3 ordini di grandezza.
- Viceversa, per unità di massa per energia prodotta (kg/TWhe), non vi è alcun guadagno temporale per il raggiungimento dei valori "naturali" in termini di radio-tossicità, calore di decadimento e dosi.

È da notare che sebbene i vantaggi appaiano evidenti, vi è difficoltà a sviluppare concetti innovativi per il ciclo del combustibile. Infatti, a livello internazionale, la preoccupazione maggiore continua a concentrarsi sui primi due punti e sui reattori in funzionamento, anche che se vi è consapevolezza del fatto che la sostenibilità dell'energia nucleare si basa su un ciclo di combustibile che include l'impiego dei reattori veloci caratterizzati da tecniche di Partitioning e capacità di Trasmutazione. Ulteriore complicazione nasce dal fatto che i waste da reattori Gen-IV hanno implicazioni sulle caratteristiche del deposito geologico che richiedono attività di R&D. Infatti, per le Organizzazioni per la Gestione dei Waste (WMOs) è di fondamentale importanza capire fino a che punto i "new-type waste" sono compatibili con i depositi di attuale concezione.


In ogni caso l'attuale strategia di sviluppo del ciclo del combustibile nucleare, dal punto di vista della gestione dei waste, prevede due fasi temporali:

- Fino al 2025 con attività prevalentemente per la gestione dei waste da reattori di tecnologia corrente;
- Dal 2025 in avanti anche con attività verso la gestione dei waste per reattori di tecnologia futura.

Questi indirizzi generali sono condivisi praticamente da tutte le Organizzazioni e/o Iniziative internazionali.

5.1.5 Sostenibilità del Ciclo: Formazione e Informazione.

Negli ultimi 20-25 anni e fino a pochi anni fa, si è osservato un sostanziale rallentamento, e in alcuni casi abbandono, dei programmi di ricerca, sviluppo e costruzione di reattori veloci nei paesi industrializzati come Italia, Germania, UK, USA e in parte anche Francia e Giappone. Questo fatto ha avuto forti conseguenze su settori accademici e sulle infrastrutture disponibili, accompagnati da una progressiva riduzione sia di giovani scienziati e ingegneri che di esperti. Le conseguenze sono ben note e dibattute da anni in ambito internazionale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	37	42

Tuttavia, la ripresa dell'interesse per i reattori veloci in molti paesi, anche nel contesto dell'Iniziativa Gen-IV, ha fatto sì che sforzi significativi e a vari livelli siano stati fatti al fine di garantire la conservazione, e quindi la diffusione, a livello globale della conoscenza acquisita e dell'esperienza maturata fino ad ora. Questa politica parte dalla consapevolezza che la conoscenza e le esperienze acquisite in passato nel campo dei reattori veloci sono la base per lo sviluppo e miglioramento dei sistemi veloci.

L'ENEA, al pari della comunità scientifica, riconosce questo fatto e pertanto appoggia e contribuisce fin dal 2007 all'Iniziativa dell'IAEA nota come Fast Reactors Knowledge Preservation Initiative (FRKP), [16]. In seno a questa iniziativa l'IAEA promuove la creazione di un database che raccoglie le informazioni fornite su base volontaria da diversi Stati membri sulle loro esperienze in materia di reattori veloci, attraverso un portale web già funzionante. Inoltre, attività connesse a questa Iniziativa sono state intraprese allo scopo di raccogliere e scambiare informazioni di documenti prodotti durante le attività sui reattori veloci, per facilitare l'accesso e assistere gli Stati membri nel preservare l'esperienza acquisita.

Rispetto agli obiettivi dell' Iniziativa FRKP, la posizione Italiana è di contribuire a [17]:

- ridurre il rischio e mitigare le conseguenze della perdita della Conoscenza e know-how sulle attività passate sui Reattori Veloci in Italia;
- conservare e rendere accessibili le informazioni esistenti su i Reattori Veloci, all'interno di un contesto concordato (ad esempio l'Iniziativa FRKP).

L'informazione soggetta a conservazione, oltre il Progetto PEC, riguarda anche [18]:

- Reattore Sperimentale Sorgente Neutroni Veloci TAPIRO,
- progetti e documentazione tecnica, disegni e documenti di progetti costruttivi, documentazione di attività sperimentali, di interesse dei sistemi veloci, su impianti sperimentali ENEA,
- documenti di attività ENEA sui reattori veloci in programmi bilaterali e/o multilaterali, quali i progetti PRISM, CAPRA e BN800, Gen-IV, NEA/NSC/Expert Groups.

L'azione ENEA rispetto all'Iniziativa FRKP intende svilupparsi tramite un processo a più fasi, in sequenza temporale, riguardanti: messa in sicurezza del materiale; sviluppo di un Archivio ENEA (AVE – Archivio Veloce ENEA), e eventualmente del "Sistema Italia", sui Reattori Veloci prevedendo diversi livelli di riservatezza; accesso controllato ad AVE (o parte di esso) nel quadro dell'Iniziativa FRKP.

Allo stato attuale le attività di creazione e sviluppo di AVE si trovano in una fase preliminare, riguardante la localizzazione del materiale, supporto del materiale, stato di conservazione, contenuto, etc. In base alla valutazione delle informazioni raccolte verrà sviluppato un piano di lavoro e sarà responsabilità dell'ENEA la decisione sull'attuazione del piano di lavoro per l'implementazione dell'archivio.

Sottolineare l'importanza strategica anche per l'Industria Italiana del settore di un simile archivio potrebbe sembrare superfluo. La mancata realizzazione di un simile archivio certamente comprometterebbe l'intento di preservare la conoscenza come strumento di ulteriore sviluppo e di economicità nelle scelte energetiche sia del singolo Paese che della comunità internazionale.

5.2 Radioattività a lungo termine del combustibile esaurito: confronto con la radioattività del terreno

Autore Carlo Petrovich

La questione della radioattività a lungo termine del combustibile nucleare dopo l'irraggiamento rappresenta, come è noto, uno degli ostacoli per l'accettabilità pubblica dell'energia nucleare. I rifiuti nucleari ad alta attività possono essere posti in un deposito con una serie di barriere naturali (geologiche) e artificiali, in modo tale che le combinazioni di processi fisici e chimici, assieme all'applicazione dei principi di ridondanza e diversificazione, riducano fortemente la possibilità di interazioni con la popolazione per tempi molto lunghi. Alcuni requisiti generali per stoccare i rifiuti radioattivi, in modo tale da assicurare la protezione della popolazione e dell'ambiente, sono forniti dall'IAEA in [19].

La questione del confinamento a lungo termine del combustibile è complessa e può essere valutata da differenti punti di vista e con differenti indicatori, quali: la concentrazione della radioattività/radiotossicità nei rifiuti, il flusso di radioattività/radiotossicità dalle barriere artificiali alla geosfera, la dose annuale alla popolazione, ecc. Questo tema coinvolge non solo aspetti scientifici, ma anche psicologici (quali la percezione del rischio) e scelte soggettive (per esempio la scelta dell'orizzonte temporale per il quale ricercare la sicurezza).

Poiché vi sono sempre delle incertezze inerenti ai calcoli (qui dovuti principalmente alla considerazione di tempi molto lunghi), molti riconoscono che considerare una "suite" di differenti indicatori (e non un solo indicatore) potrebbe aiutare ad aumentare la fiducia nella sicurezza. Risulta utile presentare un'ampia gamma di indicatori anche perché permette ad alcuni lettori di poter scegliere quelli più significativi e rappresentativi per loro [20]. Anche il concetto di casi di sicurezza basati su "linee multiple di ragionamento" è stato promosso da alcuni rapporti della NEA (per esempio [21]). Inoltre differenti indicatori possono essere scelti a seconda di differenti orizzonti temporali.

La distinzione tra indicatori *primari* e *complementari* è ora accettata dalla maggior parte degli enti regolatori come un'importante componente degli studi di sicurezza. I primi (tipicamente dosi annuali o rischi) sono quelli che sono confrontati con un vincolo radiologico legale o regolativo, mentre tutti gli altri indicatori che possono essere usati in un caso di sicurezza sono indicatori *complementari* [20].

Gli indicatori possono essere separate in 3 gruppi principali: gli indicatori relativi al *contenuto* e alla *concentrazione* (per esempio la concentrazione della radioattività nella geosfera), indicatori relativi al *flusso* (per esempio il flusso di radiotossicità dalla geosfera alla biosfera), indicatori relativi allo *status delle barriere* (per esempio il tempo di vita dei contenitori). Molti applicano una distinzione tra indicatori di *safety* e di *performance*. Un indicatore di *safety* fornisce una misura della sicurezza complessiva dell'intero deposito ed è di solito confrontato con dei valori di riferimento, che rappresentano una misura minima di sicurezza. Un indicatore di *performance* fornisce invece una misura di comportamento di un componente individuale o sotto-sistema del deposito. Quindi gli indicatori di *performance* sono di solito più specifici rispetto al sito in confronto agli indicatori di *safety* [20].

Un approccio che è spesso usato per aumentare l'accettabilità pubblica del confinamento dei rifiuti nucleari è il confronto con qualche valore di riferimento che possa rappresentare una quantità analoga "naturale". Questi valori di riferimento non sono necessariamente correlati al rischio umano, ma i confronti con questi valori sono generalmente accettati, poiché

mostrano che la situazione già esistente non viene perturbata. Alcuni esempi possono essere:

- valutare il tasso di dose nella biosfera dovuta ai rifiuti nucleari e confrontarlo con la radiazione di fondo naturale;
- valutare la radiotossicità a lungo termine dei rifiuti per unità di energia e confrontarla con quella dell'uranio naturale (per esempio [22]);
- valutare una quantità che prenda in considerazione sia la radiotossicità che la mobilità dei radionuclidi (principio di *radiation-migration equivalence*) e quindi confrontarla con quella dell'uranio naturale [23].

In questo contesto, l'approccio usato qui è quello di confrontare la radiotossicità a lungo termine del combustibile esaurito con la radiotossicità naturale di un grande volume di terreno. Anche il terreno possiede la sua radioattività naturale e questo normalmente non preoccupa l'opinione pubblica. L'idea di base è che, anche qualora vi fosse una dispersione e migrazione di alcuni radioisotopi dei rifiuti fuori dalle prime barriere del deposito, la loro radiotossicità possa essere confrontata con la radiotossicità naturale del terreno in cui vengono dispersi. Quindi, l'accettabilità pubblica del deposito geologico potrebbe essere migliorata. Approcci simili sono menzionati in [20].

La presenza di acqua, sebbene rappresenti un fattore importante per una completa valutazione di sicurezza, non è considerata in questo indicatore complementare.

Alcune assunzioni devono essere compiute a proposito del terreno e delle rocce considerate, poiché l'attività e la radiotossicità variano molto con le differenti composizioni specifiche del materiale considerato e con le differenti densità. Il rapporto [24] mostra alcuni dati di attività specifica a seconda delle diverse zone geografiche considerate. Alcuni dati sono riportati nella tabella 5.3.

	Bq/kg	Riferimento
Valore generale	~520	[25]
Valori tipici dell'Europa del Sud	200-600	[24]

Tabella 5.3: Valori tipici dell'attività specifica del terreno.

La tabella 5.4 mostra i valori qui assunti per i radionuclidi del suolo, con i coefficienti di conversione Sv/Bq (per la dose da inalazione e ingestione) ed i valori di radiotossicità ottenuti.

	Bq/kg Valori rappresentativi del sud Europa	Coefficienti di conversione ([26], [27])		Sv/kg ingestione	Sv/kg inalazione
		Sv/Bq	Sv/Bq		

	[24]	ingestione	inalazione		
⁴⁰ K	~300	$6.2 \cdot 10^{-9}$	$2.1 \cdot 10^{-9}$	$1.9 \cdot 10^{-6}$	$6.3 \cdot 10^{-7}$
²³⁸ U	~40	$4.5 \cdot 10^{-8}$	$8.0 \cdot 10^{-6}$	$1.8 \cdot 10^{-6}$	$3.2 \cdot 10^{-4}$
²²⁶ Ra	~30	$2.8 \cdot 10^{-7}$	$9.5 \cdot 10^{-6}$	$8.4 \cdot 10^{-6}$	$2.9 \cdot 10^{-4}$
²³² Th	~30	$2.3 \cdot 10^{-7}$	$1.1 \cdot 10^{-4}$	$6.9 \cdot 10^{-6}$	$3.3 \cdot 10^{-3}$
totale	~400			$1.9 \cdot 10^{-5}$	$3.9 \cdot 10^{-3}$

Tabella 5.4: Dose specifica assunta per il terreno/roccia.


Quindi, i valori rappresentativi assunti qui per il suolo/roccia sono: $\sim 4 \cdot 10^5$ Bq/ton, $\sim 2 \cdot 10^{-2}$ Sv/ton per la dose da ingestione e ~ 4 Sv/ton per la dose da inalazione. La tabella 5.5 riporta questi dati e li confronta con le dosi rispettive di 1 tonnellata di combustibile esaurito dopo 300 anni di raffreddamento dallo scarico da un tipico reattore ad acqua leggera. Per completezza, anche i dati per l'uranio sono riportati.

	Uranio naturale (dopo 1 milione di anni, includendo i prodotti di decadimento)	Terreno/roccia	Combustibile esaurito dopo 300 anni [8]	Rapporto "Combustibile esaurito dopo 300 anni" / "terreno"
Bq/ton	$\sim 2 \cdot 10^{11}$	$\sim 4 \cdot 10^5$	$\sim 3 \cdot 10^{14}$	$\sim 10^9$
Sv/ton (ingestione)	$\sim 5 \cdot 10^4$	$\sim 2 \cdot 10^{-2}$	$\sim 5 \cdot 10^7$	$\sim 2 \cdot 10^9$
Sv/ton (inalazione)	$\sim 2 \cdot 10^6$	~ 4	$\sim 2 \cdot 10^{10}$	$\sim 5 \cdot 10^9$

Tabella 5.5: Attività e dosi rappresentative per il combustibile esausto ed il terreno.


Assumendo valori di densità per il terreno/roccia nel range di $2-3 \text{ g/cm}^3$, si può concludere che 1 tonnellata di rifiuti del combustibile dopo 300 anni possiede lo stesso ordine di grandezza di radioattività e radiotossicità di $\sim 10^9 \text{ m}^3$ di terreno (per esempio un cubo di lato 1 km). Questo può essere visto anche da un'altra prospettiva, ovvero, anche se vi fosse la migrazione e dispersione di radioisotopi di una quantità pari allo 0.1% Sv da 1 tonnellata di rifiuti dopo 300 anni nel terreno circostante, questa dose rappresenterebbe la stessa quantità di radiotossicità contenuta in $\sim 10^6 \text{ m}^3$ di terreno (per esempio un cubo di lato 100 m).

Questi valori potrebbero essere usati come indicatori *complementari* o ricalcolati con valori più precisi per specifici depositi geologici per aumentare l'accettabilità pubblica dello smaltimento dei rifiuti ad alto livello.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	41	42

6 BIBLIOGRAFIA

- [1] IAEA, “INPRO Collaborative Project: Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA)”, IAEA-TECDOC-1684, 2012
- [2] IAEA, “Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems. INPRO Manual – Overview of the Methodology”, IAEA-TECDOC-1575-Rev. 1, vol. 5 & vol. 6, 2008
- [3] GenIV Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, “Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems- Revision 6”, GIF/PRPPWG/2011/003, 2011
- [4] F. Padoani, “The Nuclear Security Summit Process: The Turn of the Screw”, Numero Speciale “Security”, EAI – ENEA in fase di pubblicazione
- [5] F. Padoani et al., “Metodi per valutazioni di sostenibilità legati a resistenza alla proliferazione, ciclo del combustibile, interfaccia safety/security e scenari energetici”, RdS/2013/061, 2013
- [6] Inter-Agency Committee on Radiological and Nuclear Emergencies (IACRNE) “CONVEX-3 (2013) Exercise Report” IAEA, VIENNA, June 2014
- [7] C. Petrovich et al., “Studio preliminare sul ciclo del combustibile e sul costo dell’energia nell’ipotesi di uno scenario nucleare italiano”, RdS/2011/85, 2011
- [8] C. Petrovich “Ciclo del combustibile nucleare: confronto tra ciclo aperto in reattori termici e ciclo chiuso in reattori veloci a piombo”, RdS/2012/151, ENEA, 2012.
- [9] OECD/NEA , “Mandate of WPFC Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (AFCS)”, NEA/SEN/NSC(2010)3, 2010, and NEA/SEN/NSC/WPFC(2014)2/REV1, 2014
- [10] G. Glinatsis, “On the Fuel Cycle Uncertainties Assessment”, 8th Meeting of the EG on Advanced Fuel Cycle Scenarios, OECD Delta Building, Paris, 26-27 May 2014
- [11] OECD/NEA, “Mandate of Expert Group on Improvement of Reliability for Integral Experimental Data”, OECD/NEA/NSC 1st Meeting, NEA Headquarters, Paris 16-17 Apr. 2014.
- [12] S. Okajima, Ph.Fougeras, Choong-Sup Gil, G. Glinatsis, J. Gulliford, R. Jacqmin, Y. Khomyakov, A. Kochetkov, M. V. Kormilitsyn, R.Mcknight, Y. Nemoto, G. Palmiotti, G. Perret, V.Romanello, D. Sweet, K. Tsujimoto, G. Vittiglio, A. Yamaji, “Summary of OECD/NEA/NSC Expert Group on Integral Experiments for Minor Actinide (MA) Management (EGIEMAM)”, 12th Information Exchange Meeting on: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Prague, Czech Republic, 24-27 September 2012, NEA/NSC/DOC(2013)3, 17 April 2013.
- [13] A. Dodaro, G. Glinatsis, A. Rosada “Experiment of ^{242m}Am Production in ENEA”, 5th Meeting of the EG on Integral Experiments for MA Management, NEA Headquarters, Paris, 29-30 Sep. 2011
- [14] G. Glinatsis, “ENEA Infrastructures and Available Data (on IE for the MA Management)”, OECD/NEA/NSC 1st Meeting, NEA Headquarters, Paris 16-17 Apr. 2014.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-028	0	L	42	42

- [15] G. Glinatsis, “Nuclear Fuel Cycle: What Option?”, 11th /12th TWG on Nuclear Fuel Cycle Options & Spent Fuel Management, IAEA, Vienna, 05-07 June 2013 & 27-29 April 2014.
- [16] IAEA, “Fast Reactor Knowledge Preservation System: Taxonomy and Basic Requirements”, IAEA Nuclear Energy Series N° NG-T-6.3, Vienna 2008
- [17] G. Glinatsis, “Knowledge Preservation & Data Collection on FR in Italy”, Technical Meeting on Status of IAEA Fast Reactor Knowledge Preservation Initiative, IAEA, Vienna, 03-05 December 2013
- [18] IAEA, “Technical Meeting on Status of IAEA Fast Reactor Knowledge Preservation Initiative”, Working Material, IAEA Headquarters Vienna, 3-5 December 2013.
- [19] IAEA, “Disposal of Radioactive Waste. Specific Safety Requirements”, No. SSR-5, STI/PUB/1449. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2011.
- [20] OECD/NEA, “Indicators in the Safety Case - A report of the Integrated Group on the Safety Case (IGSC)”, NEA/RWM/R(2012)7, NEA, July 2012.
- [21] OECD/NEA, “Post-closure Safety Case for Geological Repositories – Nature and Purpose, No. 3679”, OECD-NEA, Paris, France, 2004.
- [22] E. Bomboni et al., “A Critical Review of the Recent Improvements in Minimizing Nuclear Waste by Innovative Gas-Cooled Reactors, Science and Technology of Nuclear Installations”, Volume 2008, doi: 10.1155/2008/265430.
- [23] A.V. Lopatkin, V.I. Velichkin, B.V. Nikipelov, P.P. Poluékto, “Radiation equivalence and natural similitude in handling radioactive wastes”, Atomic Energy, Vol. 92, No. 4, 2002.
- [24] “Sources and effects of ionizing radiation”, UNSCEAR 2008, United Nations 2010 http://www.unscear.org/unscear/en/publications/2008_1.html
- [25] <http://www.physics.isu.edu/radinf/natural.htm>
- [26] ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 - Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients”, Annals of the ICRP Volume 26/1, 1996.
- [27] L.W. Packer, J-Ch Sublet, “The European Activation File: EAF-2010 biological, clearance and transport libraries”, EURATOM/CCFE Fusion Association, Culham Science Centre (UK), CCFE-R (10)04, 2010.