



Ricerca di Sistema elettrico

Metodi per valutazioni di sostenibilità
legati a resistenza alla proliferazione,
ciclo del combustibile, interfaccia
safety/security e scenari energetici

*F. Padoani, G. Glinatsis, A. Luce, A. Rizzo, R. Levizzari, F. Rocchi,
C. Petrovich, F. Rossi, A. Guglielmelli*

METODI PER VALUTAZIONI DI SOSTENIBILITÀ LEGATI A RESISTENZA ALLA PROLIFERAZIONE, CICLO DEL
COMBUSTIBILE, INTERFACCIA SAFETY/SECURITY E SCENARI ENERGETICI

F. Padoani, G. Glinatsis, A. Luce, A. Rizzo, R. Levizzari, F. Rocchi, C. Petrovich (ENEA), F. Rossi, A. Guglielmelli
(UNIBO)

Settembre 2013

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2012

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il
nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Titolo

Metodi per valutazioni di sostenibilità legati a resistenza alla proliferazione, ciclo del combustibile, interfaccia safety/security e scenari energetici

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, energie alternative

Sommario

In continuità con le attività dei precedenti Piani Triennali, sono continuate le attività di sviluppo e monitoraggio di metodologie che interessano aree trasversali allo sviluppo di reattori di nuova generazione. Queste tematiche - come nel caso di non proliferazione, safety e security - sono imprescindibili anche per la sostenibilità delle attività nucleari nazionali residue a valle della discontinuità del programma nucleare italiano.

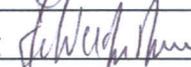
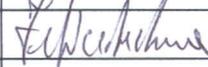
Per sottolineare l'importanza del concetto di sostenibilità nei suoi diversi aspetti, quest'anno si è preferito dare un respiro più ampio e raggruppare in un unico rapporto gli aspetti che consideriamo essenziali. Pertanto il rapporto include capitoli sulle metodologie per: valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica, security e interfaccia con la safety, sostenibilità del ciclo del combustibile, piattaforma tecnologica IGD-TP e infine scenari energetici.

Per quanto riguarda gli scenari energetici, è stata sviluppata una metodologia innovativa in grado di fornire una mappa delle emissioni specifiche e del costo medio di generazione di diversi mix elettrici di cui si daranno qui brevi cenni, rimandando al rapporto ADPFISS-LP1-012, emesso come ENEA/CIRTEN-CRF (Università di Padova), per una più ampia trattazione.

Note

Autori: Franca Padoani, Georgios Glinatsis, Alfredo Luce, Antonietta Rizzo, Riccardo Levizzari, Federico Rocchi, Carlo Petrovich, Fabiana Rossi (UNIBO) e Antonio Guglielmelli (UNIBO)

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	19/09/13	NOME	Franca Padoani	Felice De Rosa	Felice De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	2	44

INDICE

1	Stato di sviluppo di metodologie per valutazioni PR&PP	3
1.1	Rapporto sulle metodologie della Accademia Nazionale delle Scienze americana.....	3
1.1.1	Workshop	3
1.1.2	Rapporto della NAS.....	4
1.1.3	Conclusioni.....	8
1.2	Le metodologie PR INPRO e GIF	9
2	Security e interfaccia safety-security	11
2.1	Conferenza IAEA su Nuclear Security	11
2.1.1	Nuclear security culture.....	12
2.1.2	Nuclear Safety e Security.....	12
2.2	Studio preliminare sull'impatto di un evento di security in un TRIGA.....	17
3	Metodi per valutazioni della sostenibilità del ciclo del combustibile	20
3.1	Ciclo del Combustibile Nucleare.	20
3.2	Il Reattore nel Ciclo del Combustibile Nucleare.	21
3.3	Sostenibilità del Ciclo del Combustibile Nucleare: metodologia.....	23
3.3.1	Studi di Scenario Energetico. Fabbisogno Materiali Nucleari	23
3.3.2	Sostenibilità e Impatto Ambientale	25
3.3.3	Sostenibilità e Incertezze	26
3.4	Considerazioni Finali	27
4	La piattaforma tecnologica IGD-TP.....	28
4.1	Premessa	28
4.2	Le attività di IGD-TP nel periodo in esame	29
4.2.1	Progetto SecIGD2	29
4.3	III Exchange Forum (Parigi).....	30
4.3.1	IGD-TP Joint Activities	31
4.3.2	Il progetto FIRST NUCLIDES.....	33
4.3.3	Il progetto DOPAS.....	33
4.3.4	Il progetto CAST	34
4.3.5	Il progetto BELBAR	35
4.3.6	IGD-TP Working Groups	36
4.3.7	<i>Joint Action 4 - Monitoring the environmental reference state</i>	<i>37</i>
4.4	Il Contesto Europeo dei Programmi di R&D per il Deposito Geologico dei Rifiuti Radioattivi	37
4.4.1	Horizon 2020 per il deposito	38
4.4.2	Il progetto NEW LANCER e la partecipazione ad IGD-TP dei nuovi stati membri	39
4.5	Prossimo Exchange Forum (Praga, 29-30 Ottobre 2013).....	40
4.6	Considerazioni conclusive	41
4.7	Elenco delle abbreviazionil	41
5	Scenari energetici.....	41
6	Bibliografia	43

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	3	44

1 Stato di sviluppo di metodologie per valutazioni PR&PP

autore Franca Padoani

1.1 Rapporto sulle metodologie della Accademia Nazionale delle Scienze americana

Uno degli eventi più interessanti di questa annualità per quanto riguarda le metodologie per valutazioni di resistenza alla proliferazione (PR) è stata la pubblicazione a marzo 2013 dello studio effettuato dalla Accademia Nazionale delle Scienze americana (NAS) “Improving the Assessment of the Proliferation Risk of Nuclear Fuel Cycles” /1/. Lo studio è stato commissionato dal Department of Energy Office of Nuclear Energy (DOE-NE) e dalla National Nuclear Security Administration (NNSA) Office of Nonproliferation and International Security con l’obiettivo di migliorare le metodologie a disposizione dei decisori politici per valutare il rischio di proliferazione dei cicli del combustibile nucleare. Lo studio ha avuto una certa rilevanza negli USA perché le decisioni che vengono prese, anche sulla base di queste valutazioni, influiscono sul finanziamento di programmi di ricerca o su accordi bilaterali con altri stati (e.g. esportazione di tecnologia nucleare).

Questo studio è stato richiesto da DOE-NE e NNSA per via del numero crescente di paesi che, nonostante Fukushima, vogliono iniziare o espandere programmi nucleari e della preoccupazione che uno di essi possa iniziare programmi militari nucleari grazie alla tecnologia acquisita per scopi energetici. Inoltre, già da alcuni anni ci sono dubbi sul fatto che le metodologie sviluppate per valutare la **resistenza alla proliferazione** di una certa tecnologia o ciclo del combustibile possano essere utili nel processo decisionale più politico, ad esempio sull’esportazione di tecnologia, in quanto in questo caso dovrebbe essere considerato il **rischio di proliferazione**.

Di seguito è evidenziata la distinzione tra resistenza alla proliferazione e rischio di proliferazione in quanto la confusione tra i due concetti è diffusa, anche nel DOE e NNSA come sottolineato dallo studio del NAS.

resistenza alla proliferazione (PR): è centrata sulla difficoltà di dirottare una determinata tecnologia verso uno scopo non pacifico.

rischio di proliferazione: considera, oltre alla resistenza alla proliferazione di una determinata tecnologia, anche la plausibilità della minaccia che uno stato intenda proliferare e le conseguenze.

1.1.1 Workshop

La prima fase dello studio è stata l’organizzazione di un workshop ad agosto 2011 riservato alle due parti in causa, decisori politici e sviluppatori delle metodologie PR /2/. Il Workshop ha evidenziato la mancanza di un linguaggio comune e la distanza tra le due comunità, esaltata dal fatto che le decisioni politiche sono influenzate anche da altre considerazioni (geopolitica, economia, politica energetica e decisioni sui waste nucleari).

Durante il Workshop si è molto dibattuto, senza trovare un accordo, sull’utilità delle valutazioni di resistenza alla proliferazione quando quello che in effetti servirebbe è il rischio di proliferazione. In particolare sono state messe in discussione le metodologie PR che effettuano quantificazioni per via del rischio implicito di semplificazione e errate interpretazioni. Infatti esprimere la resistenza alla proliferazione con un numero può essere un vantaggio per confrontare più cicli o per prendere decisioni, ma potrebbe avere un effetto

fuorviante se le assunzioni di base e le incertezze (che includono comunque una componente soggettiva) non sono valutate correttamente.

Un esempio di quantificazione è data dall'utilizzo di Figure of Merit (FOM). La FOM è un indicatore, ad esempio di quanto un materiale sia appetibile per essere usato in un congegno nucleare, o da parte di uno Stato (potenziale proliferatore) o di un gruppo sub-nazionale. Il rischio è che questo indicatore venga preso a sé stante, senza considerare che è solo una delle componenti che contribuiscono al rischio proliferazione.

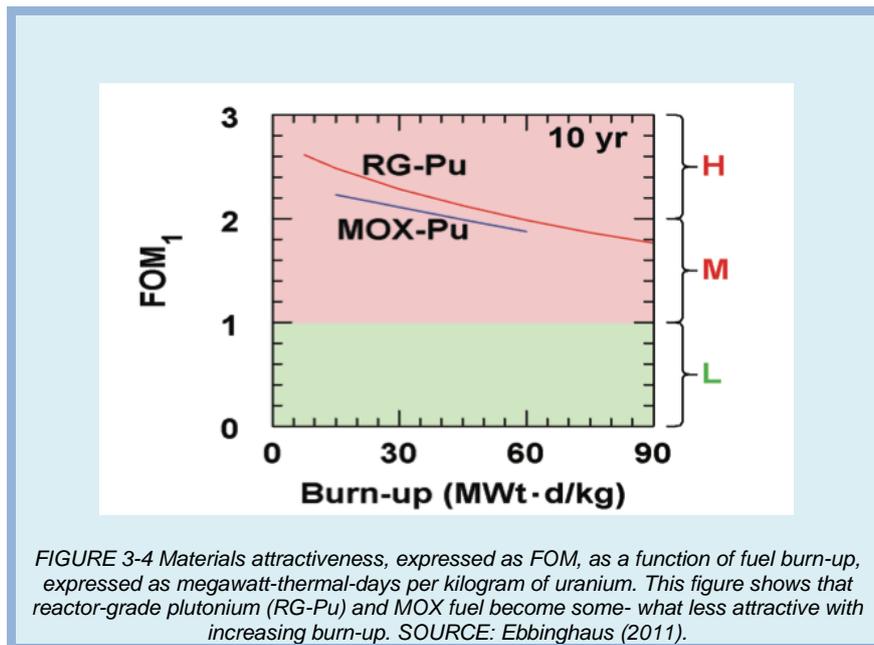


Figura 1.1 - Esempio di FOM per “material attractiveness” dalla presentazione di Bartley Ebbinghaus al Workshop in oggetto /2/

D'accordo si sono invece trovati tutti i partecipanti al workshop sul fatto che, dei tre stadi in cui si può sintetizzare un ciclo del combustibile ad Uranio, cioè

1. front-end (dalla miniera all'arricchimento)
2. reattore
3. back-end in cui il combustibile esaurito è smaltito (ciclo aperto) o processato per produrre nuovo combustibile (ciclo chiuso o parzialmente chiuso)

sia il secondo stadio a porre un rischio di proliferazione decisamente inferiore rispetto agli altri (si veda a questo proposito anche il capitolo 3).

Il Workshop, anche se secondo la NNSA non è riuscito del tutto nel suo scopo, ha evidenziato elementi poi confluiti nel rapporto finale della NAS.

1.1.2 Rapporto della NAS

Il Comitato incaricato dello studio ha analizzato gli strumenti di cui si avvalgono normalmente i decisori politici (in USA) in materia di non proliferazione e li ha suddivisi in due categorie: le metodologie PR, definite come “predefined frameworks”, e le valutazioni di esperti in varie

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	5	44

discipline convocati per valutazioni ad hoc, definite “case-by-case”. Quest’ultimo è il metodo usato più comunemente.

Le metodologie PR considerate sono state¹:

- TOPS (Technical Opportunities to Increase the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power Systems)
- Japan Atomic Energy Agency (JAEA)
- Simplified Approach for Proliferation Resistance Assessment (SAPRA)
- Texas A&M University Multi-Attribute Utility Analysis (TAMU MAUA)
- Risk-Informed Proliferation Analysis (RIPA)
- Generation IV International Forum Proliferation Resistance & Physical Protection (GIF PR&PP)

Non è stata inclusa la metodologia PR sviluppata in ambito INPRO con la motivazione che è attualmente in atto uno sforzo di armonizzazione tra INPRO e GIF PR&PP. In realtà l’assunzione non è stata corretta perché non si tratta di una armonizzazione che porti ad una metodologia unificata, come evidenziato nel paragrafo seguente 1.2.

Il Comitato ha poi proceduto al confronto tra le metodologie utilizzando le seguenti caratteristiche.

- Approccio generale (Attribute-based analyses o scenario-based approach)
- Indicatori (FOM ad es. per attractiveness, barriere, costo ecc..)
- Giudizio di esperti (expert solicitation)
- Risultati
- Tipo di minaccia
- Fattori specifici a ciascun Stato
- Fattore tempo
- Analisi di incertezza/sensibilità
- Analisi di incertezza/sensibilità nei casi test considerati
- Relazione con altre metodologie
- Organizzazioni che hanno utilizzato la metodologia in processi decisionali
- Esempi di applicazione

Tabella 1.1 mostra in sintesi il confronto tra le metodologie.

¹ Si rimanda a /1/ per l’elenco completo dei riferimenti bibliografici relativi alle metodologie elencate.

ASSESSMENT METHODOLOGY CHARACTERISTICS

Comparison Criterion	TOPS	JAEA	SAPRA	TAMU MAUA	RIPA	PRPP
Overall approach	Barrier attribute analysis	Barrier attribute analysis	Barrier attribute analysis.	Barrier attribute analysis with a focus on nuclear materials moving through facilities	Analyzes hypothesized proliferation scenarios using PRA-derived influence diagrams to characterize the scenarios and techniques	Utilizes a probabilistic risk assessment (PRA)-like (fault tree) approach to identify pathways.
Factors considered (Figures of Merit)	Material Barriers, Technical Barriers	Material Barriers, Technical Barriers	Material Barriers, Technical Barriers, Institutional Barriers	Measures are attractiveness level, concentration, handling requirements, type of accounting system, and accessibility.	Production time, cost, probability of non-detection, and probability of success and project observability (Rochau et al. 2012)	Measures considered: technical difficulty, cost to proliferator, time to overcome barriers, fissile material type, detection probability, detection safeguards cost.
Expert judgment used?	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Output	Matrix of H-M-L. Results not aggregated into a single FOM	Normalized numerical values for barrier attributes. Graphical results for each barrier. No attempt to provide a single FOM.	Normalized numerical values for barrier attributes and single FOM.	Numerical output typically in the form of normalized proliferation values for each scenario step	Numerical values for each of four metrics and a single FOM. A number of display options were proposed.	Ranking of alternatives or a matrix of H-M-L. Results not aggregated into a single FOM
Types of threats considered	State threats	Nation (covert), sub-national group (theft)	Covert host state diversion, non-host-state theft	State threat, sub-national/terrorist theft	State threat, sub-national/terrorist theft	State threats, non-host-state-theft
Considered country-specific factors?	No. Could assuming experts are given proper context	No. Could assuming experts are given proper context	No. Could assuming experts are given proper context	No. Could assuming experts are given proper context	No. Could assuming experts are given proper context	No. Could assuming experts are given proper context
Considered time dependence of proliferation?	No	Yes in the sense of time to acquire SNM but not changing long-term context unless a time-lapse snapshot approach is used	Yes in the sense of time to acquire SNM but not changing long-term context unless a time-lapse snapshot approach is used	Yes. Can calculate a time-dependent FOM through the fuel cycle and disposal	Yes in the sense of time to acquire SNM but not changing long-term context unless a time-lapse snapshot approach is used	Yes in the sense of time to acquire SNM but not changing long-term context unless a time-lapse snapshot approach is used
Does the methodology lend itself to sensitivity/uncertainty analysis?	No	No	No	Yes	Yes	Yes
Do the examples indicate that uncertainty (U) or sensitivity (S) analysis has been performed?	No, neither	S	S	No, neither	No, neither	No, neither
Is the methodology related to/built on another methodology? Key differences?	A precursor to SAPRA and JAEA	Yes: JAEA extended TOPS by using "expert grading" to quantify most attributes	Built on JAEA approach which was built on TOPS. Key differences are including four steps to proliferation and more metrics	This methodology is an extension and adaption of SAPRA. It adds additional layers of information and a new aggregation approach.	No	No

APPLICATION OF METHODOLOGY						
Comparison Criterion	TOPS	JAEA	SAPRA	TAMU MAUA	RIPA	PRPP
What organization has used the example predefined framework methodologies as part of the basis for a decision	Seminal work that impacted DOE's R&D program at the time including development of better proliferation assessment methodologies	None known; possibly in Japanese internal programmatic decisions	None known; possibly in French internal programmatic decisions	Factored into DOE/NE's AFCI programmatic decisions in the early 2000s	None known	No evident use by country-specific decision makers Used in DOE documents concerning programmatic decisions
Examples of predefined framework assessments performed using the methodology:	Initial development (NERAC 2001) used method to identify R&D needs. Separate comparison of proliferation resistance of 10 fuel cycles (Hassberger 2001). Unclear whether this factored into any decisions.	Two trial applications in the early 2000s.	Eight case studies were considered in (Greneche 2007): four for theft by an effort sponsored by a non-host state, four for host state diversion	Used by AFCI via NERAC to compare a number of fuel cycles (Waltar and Omberg 2004) Used by Metcalf (thesis) to evaluate uranium and thorium fuel cycles for fast reactors (Metcalf 2009) Used by TAMU to assess fast reactors with closed fuel cycles (Chirayath 2010). Unclear whether this factored into any decisions.	None known	Used in the draft GNEP Non-Proliferation Assessment [NNSA 2008] supporting the draft GNEP PEIS [DOE 2008]. A series of assessments was performed on various reprocessing technologies (Bari et al. 2007, 2008b, BNL 2009) Assessments were performed on an example sodium-cooled fast reactor, grid-appropriate (small modular), and the six GEN-IV reactor designs (DOE 2009, DOE 2011b, Bari 2008a) AECL assessed safeguards-by-design for an advanced CANDU reactor (Whitlock 2010) Belgium assessed the proliferation resistance of a proposed spallation device (Van der Meer 2010)

Tabella 1.1 – Confronto delle metodologie PR effettuata nello studio del NAS /1/

Il quadro che ne esce è di uniformità nell'approccio: in tutte le metodologie PR si effettua una divisione in steps e una valutazione con metriche o attributi. Nonostante il numero e il grado di dettaglio delle metriche e attributi sia diverso tra metodologia e metodologia, le conclusioni sono tuttavia coerenti e tutte le metodologie considerate permettono di confrontare diversi cicli tra di loro.

Riguardo l'utilizzo di Figure di Merito (FOM), lo studio si sofferma su quella sviluppata dalla NNSA per categorizzare il materiale, e ne sottolinea lati positivi e negativi. Questa FOM consente di considerare in modo integrato il materiale, la sua quantità e quanto facilmente possa essere utilizzato per un ordigno nucleare: il tutto senza dover divulgare informazioni sensibili che sono già incluse nei calcoli. È evidente il vantaggio di poter discutere un argomento così delicato, anche con un certo dettaglio, senza dover svelare informazioni. Il lato negativo è che la tentazione di ridurre la resistenza alla proliferazione ad un numero è molto forte e può facilmente portare a conclusioni sbagliate.

Il Comitato ha individuato un certo numero di aree in cui l'utilizzo delle metodologie PR può essere vantaggioso. Ma allo stesso tempo ha individuato una serie di lati negativi per quanto

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	8	44

riguarda il loro utilizzo a supporto del processo decisionale in materia di non proliferazione. Di seguito si è cercato di dare una visione sintetica dei lati positivi e negativi.

Le metodologie PR riescono a valutare, anche quantitativamente, l'effetto delle diverse **barriere intrinseche** in diversi cicli del combustibile (es. calore di decadimento): si sottolinea tuttavia che la valutazione dipende in parte dal giudizio di esperti (expert elicitation) ad es. nell'assegnazione dei limiti.

Il processo di **elicitazione degli esperti**, anche considerando i miglioramenti previsti dalle metodologie PR, non appare comunque convincente.

Un grosso limite di tutte le metodologie PR è la incapacità di assegnare **incertezze** e di determinare la **sensibilità** delle informazioni raccolte.

L'analisi delle barriere intrinseche è utile per individuare i punti critici dove è necessario rafforzare o introdurre misure di salvaguardie. Tuttavia la mancanza di informazioni essenziali sull'impianto (es. layout o i percorsi del materiale) al momento dell'analisi PR pregiudica questa capacità → **tutte le valutazioni tecniche sono limitate dalla mancanza di dettagli.**

Le metodologie PR consentono di **organizzare in modo coerente e appropriato** la moltitudine di informazioni tipiche dei complessi sistemi nucleari, tuttavia non fanno emergere nulla che non fosse già noto o ottenibile tramite altre analisi (es. "case-by-case").

Le metodologie **valutano esclusivamente la resistenza alla proliferazione, non il rischio di proliferazione**, per il quale occorre valutare l'inclinazione di uno stato a proliferare.

Sebbene la resistenza alla proliferazione possa essere aumentata aggiungendo ulteriori barriere, queste non fermeranno uno **stato con una forte motivazione a proliferare.**

1.1.3 Conclusioni

La conclusione del Comitato è che, opportunamente migliorate nei punti deboli, le metodologie PR possono essere d'aiuto nei processi decisionali, in particolare per:

- confrontare cicli del combustibile diversi e identificare dove rafforzare salvaguardie e monitoraggio,
- facilitare la formazione in materia di non proliferazione, ad esempio a livello accademico nei paesi che stanno iniziando programmi nucleari,
- comunicare con i partner internazionali o con il pubblico utilizzando metodologie e linguaggio standardizzato. Il (GIF PR&PP) Working Group, che consiste di 17 membri da 7 paesi (e di cui l'Italia fa parte attraverso EURATOM) è stato preso come esempio positivo di questo fatto.

Tuttavia, il Comitato suggerisce a DOE-NE e NNSA di non supportare l'inizio o l'espansione di programmi di R&D per estendere l'utilità delle metodologie PR al rischio di proliferazione in

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	9	44

quanto il valore aggiunto delle metodologie rispetto all’approccio “case-by-case” sarebbe limitato.

Allo stesso tempo, raccomanda che le **decisioni su R&D nel ciclo del combustibile vengano prese sulla base delle valutazioni PR, oltre che considerazioni sui costi e la safety.**

Infine, il Comitato richiama tutti, inclusi DOE-NE e NNSA, a utilizzare correttamente la terminologia “resistenza alla proliferazione” e “rischio di proliferazione”.

Dal nostro punto di vista, le conclusioni dello studio della NAS sono una conferma delle nostre posizioni. Lo studio, infatti, pur mettendo in dubbio l’utilità delle metodologie PR per valutazioni di rischio di proliferazione in appoggio a decisioni politiche, non mette in discussione il loro valore nel rafforzare la resistenza alla proliferazione di sistemi nucleari parte di un ciclo del combustibile. Il loro utilizzo, adattato alle diverse fasi di progetto, permette di migliorare la salvaguardabilità dei sistemi e di studiare soluzioni di progetto più resistenti alla proliferazione: pur avendo chiaro che non esistono cicli del combustibile non proliferanti. Su questi punti noi abbiamo sempre insistito nelle riunioni in ambito NEA, GIF e IAEA, come abbiamo ampiamente riferito nei rapporti pubblicati nell’ambito delle attività svolte per il programma "Ricerca di sistema elettrico" negli anni passati /3-7/.

È anche interessante notare come lo studio dia la dovuta importanza alle incertezze, punto dolente delle metodologie PR, come da noi sottolineato più volte e in più ambiti. Si veda a questo riguardo anche il capitolo 3.

1.2 Le metodologie PR INPRO e GIF

In ambito IAEA-INPRO è iniziato a febbraio 2012 il progetto denominato PROSA (Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools) che si concluderà a febbraio 2014. Si sono già tenute tre riunioni, di cui l’ultima ad aprile 2013 nella sede IAEA di Vienna. La prossima sarà a ottobre 2013.

Lo scopo del progetto PROSA è lo sviluppo, partendo dalle metodologie GIF PR&PP e INPRO-PR, di un set coordinato di strumenti per valutare resistenza alla proliferazione e salvaguardabilità con l’intenzione di rendere più semplice e utile il processo di valutazione PR sia per sviluppatori che utilizzatori della tecnologia nucleare. Considerando i diversi ambiti di applicazione delle due metodologie, l’aspettativa non è tanto di creare uno strumento unico, quanto di identificare un set di strumenti che diano risultati coerenti in contesti analoghi.

L’idea di semplificazione adottata nel progetto si basa sull’utilizzo di un approccio differenziato a seconda dell’uso che intende farne l’utilizzatore della metodologia o il mandante della valutazione. Varierà quindi se la valutazione verrà fatta a livello di impianto (confronti, valutazioni di salvaguardabilità, analisi dei possibili percorsi diversivi), a livello di sistema energetico (analisi dei possibili percorsi diversivi) o a livello di Stato (con valutazioni sul quadro legale e normativo). È evidente che la valutazione fatta dallo Stato stesso come

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	10	44

self assessment ha caratteristiche molto diverse da una valutazione PR effettuata da altri, ad esempio possibili fornitori di tecnologia.

Il lavoro procede in parallelo con altre attività INPRO, cioè la riconsiderazione dei Manuali INPRO, incluso il Manuale PR /8/ per la cui revisione PROSA dovrebbe fornire delle raccomandazioni. Le aspettative di revisione del manuale sono:

- revisione degli User Requirements di INPRO e dei Criteri e Limiti di Accettabilità associati
- maggiore chiarezza e logicità delle tabelle di valutazione
- introduzione di nuove valutazioni
- eliminazione, per quanto possibile, di tutti gli aspetti soggettivi introdotti dall’expert judgement”
- maggiori spiegazioni su come effettuare un approccio differenziato a seconda dell’uso e come usare la valutazione PR a supporto della “gap analysis” e pianificazione per la sostenibilità effettuata dallo Stato.

La metodologia PR&PP sviluppata dal GIF PR&PP WG è stata revisionata negli anni scorsi e la nuova revisione (Rev.6) /9/ è stata completata a fine 2011 ed è disponibile sul sito del GIF (www.gen-4.org/Technology/horizontal/PRPPEM.pdf) dal 2012. Le principali modifiche hanno riguardato le istruzioni per l’utilizzo, il processo di “expert elicitation” (oggetto di commenti da parte dello studio del NAS) e infine approfondimenti su alcune metriche. Una descrizione dettagliata della Rev.6 è stata fornita nel Rapporto dello scorso anno /6/.

La metodologia PR&PP del GIF è stata applicata in diversi ambiti, come mostrato nella Tabella 1.1 sopra. Per promuoverne e facilitarne l’utilizzo sono organizzati regolarmente workshops con gli utilizzatori e valutatori, generalmente in concomitanza con le riunioni annuali del PR&PP WG: 2004 (USA), 2006 (Italia e Giappone), 2008 (Corea del Sud), 2011 (Giappone), e 2012 (Russia). Quest’ultimo si è tenuto a Obninsk assieme al 23mo meeting del PR&PP WG. Il 24mo meeting si terrà a Vienna a ottobre 2013.

La metodologia GIF ha una forte connotazione ingegneristica e incoraggia il suo utilizzo fin dalle prime fasi di progetto per introdurre quanto prima elementi che rafforzano la resistenza alla proliferazione e protezione fisica (concetto di **PR&PP by design**). Questo concetto è strettamente legato a quello della salvaguardabilità e **safeguards by design**.

Questo tema è affrontato direttamente da diversi paesi coinvolti in progettazione e installazione di nuovi impianti e, a livello internazionale, dalla IAEA. I numerosi programmi per Small Modular Reactors Programs in diversi paesi ha ulteriormente stimolato questo approccio. A tal riguardo si cita il rapporto “Options to Enhance Proliferation Resistance of Innovative Small and Medium Sized Reactors” che verrà emesso a breve dalla IAEA e a cui abbiamo contribuito come riferito in /4 e 5/.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	11	44

2 Security e interfaccia safety-security

autore Franca Padoani

A livello internazionale il tema della Nuclear Security è dominato da anni dal processo Nuclear Security Summit (NSS). Iniziato a Washington nel 2010 dopo il discorso del Presidente Obama in cui si impegnava a mettere in sicurezza il materiale nucleare sensibile (plutonio e uranio altamente arricchito) entro quattro anni, è proseguito nel 2012 con un Vertice a Seoul: il terzo appuntamento si terrà a L'Aia a marzo 2014. A giugno di quest'anno il Presidente Obama ha annunciato che nel 2016 ospiterà il quarto NSS, che potrebbe essere l'ultimo, per lo meno in questo formato.

Tutti gli eventi importanti sulla nuclear security, in primo luogo la Conferenza IAEA, tengono conto dei risultati e delle aspettative create dai Communiqué del NSS.

2.1 Conferenza IAEA su Nuclear Security

Gli effetti del processo NSS sul rafforzamento nel regime internazionale della security sono risultati evidenti durante la "International Conference on Nuclear Security: Enhancing Global Efforts" organizzata dalla IAEA a luglio (1-5 luglio 2013). L'evento si tiene generalmente ogni tre anni e fino ad ora ha tenuto un profilo esclusivamente scientifico; la Conferenza di quest'anno ha fatto una decisa sterzata verso un tono più politico, con l'aggiunta al programma tecnico di un segmento ministeriale cui ha partecipato per l'Italia il Vice Ministro degli Esteri Lapo Pistelli.

In questa edizione è stato dato molto spazio alle architetture nazionali per la nuclear security, presentate da paesi con infrastrutture nucleari molto diverse tra di loro. Il confronto con la precedente Conferenza del 2009 mostra un deciso aumento di paesi che si sono dotati di strategie per la nuclear security e hanno, o stanno attuando, architetture nazionali, anche per la detection. Il livello di sofisticazione varia a seconda delle caratteristiche – geografiche, politiche, economiche, energetiche - dei diversi paesi. I paesi più sviluppati, che già da anni hanno impostato i loro programmi di nuclear security, stanno introducendo delle modifiche per renderli più efficaci, sia sulla base delle lesson learned che dell'affacciarsi di nuove minacce (es. la cybersecurity).

Il passo in avanti del regime internazionale di security è sicuramente da imputare anche alla spinta fornita dal NSS che, pertanto, pur nei suoi limiti (prima di tutto il fatto di essere formato da un gruppo ristretto di paesi), si è dimostrata una intuizione di successo.

Oltre alla presentazione dei sistemi nazionali per la nuclear security, sono stati approfonditi diversi temi specifici. Di seguito vengono approfonditi quelli più specifici sull'interfaccia safety e security e sulla nuclear security culture che, non scordiamolo, è alla base di ogni efficace regime di security.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	12	44

2.1.1 Nuclear security culture

L'intrusione di Greepeace a TRICASTIN in Francia a luglio 2013 rendono di particolare interesse le considerazioni di Anne Harrington, Deputy Administrator della NSSA americana, sull'intrusione di attivisti nell'impianto USA Y-12, un impianto superprotetto in quanto contenente HEU.

Come per TRICASTIN, gli scopi dell'intrusione erano dimostrativi: non ci sono stati tentativi per entrare nelle aree vitali e la sicurezza delle persone e dell'impianto non è mai stata messa in discussione. Tuttavia questa dimostrazione, pur senza conseguenze sulla sicurezza, è stato uno "shock umiliante" (termine usato dalla Harrington) e ha portato ad una revisione critica, tuttora in corso, dell'impostazione sulla security di tutti gli impianti nucleari in USA, non solo sull'Y-12.

La conclusione dell'indagine sull'intrusione all'impianto Y-12 è che, alla base delle varie concause, c'è stata una profonda **carezza di cultura della nuclear security**. La strumentazione dell'Y-12 è sofisticatissima e anche le procedure sono molto dettagliate. Ma le procedure sono state disattese, a più riprese, e per diversi motivi: allarmi ignorati per eccesso di falsi allarmi (tipico dei sistemi sofisticati), incertezza sull'attribuzione di responsabilità, idee preconcepite (es. rilassatezza verso tranquilli e apparentemente innocui visitatori). Questi gli insegnamenti generali a conclusione dell'indagine:

- non fare assunzioni sui possibili assalitori, ad esempio in base all'aspetto (non tutti vengono vestiti da ninja) e fare continuamente training perché il personale dell'impianto può cambiare
- facilitare la comunicazione tra operatori, managers, guardie, ecc.
- incoraggiare un atteggiamento sospettoso e puntiglioso (senza però rischiare di essere puniti per "rompere le scatole") e, se il management dice:
 - che non ha problemi, cominciare a fare domande
 - che tutto è a posto, cominciare a cercare i problemi
 - di non preoccuparsi, cominciare a preoccuparsi.

Queste considerazioni sono valide in generale. Il messaggio principale è che è essenziale bilanciare le risorse per la protezione fisica e quelle rivolte per creare una cultura della sicurezza. L'Italia potrebbe sicuramente fare di più in questo ultimo campo.

2.1.2 Nuclear Safety e Security

Fortunatamente il binomio safety e security ormai non incontra più la diffidenza che alcuni fa era molto evidente in entrambe le comunità. Il riconoscimento che entrambi questi aspetti sono fondamentali per qualunque attività nucleare è ormai un dato di fatto, anche grazie all'enfasi data a questo tema nel Nuclear Security Summit di Seoul: si ricorda che in quell'occasione il Presidente del Consiglio italiano fece un ottimo intervento al riguardo /6/. Non è tuttavia banale applicare nella pratica il concetto di interazione tra safety e security e, soprattutto, non ci sono ricette facili su come trarre vantaggio da entrambe per

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	13	44

massimizzarne la sinergia, pur mantenendo chiaro e ben distinto il diverso ruolo ed esigenze.

Da un lato, è innegabile che safety e security siano diverse in termini di personale, terminologia, strumentazione e procedure. Dall'altro, devono assolutamente dialogare e, almeno nelle nuove installazioni, essere prese in considerazione fin dall'inizio del progetto. Secondo il russo Tsvetkov, le principale aree di antagonismo tra safety e security sono

- 1) l'**evento iniziatore** e
- 2) la **riservatezza** delle informazioni

e, quanto prima si riconoscono queste differenze, tanto più si riesce a tenerne conto senza tentare di combinarle.

A livello industriale esiste già la consapevolezza che è economicamente conveniente tenere conto delle esigenze di safety e security fin dalle prime fasi di progetto (**safety e security by design**). Infatti, come presentato alla Conferenza, nel progetto di impianti di nuova concezione, ad esempio gli Small Modular Reactors americani o i Transportable Nuclear Power Plants russi, la tendenza è di cercare delle soluzioni che evitino nel futuro costosi interventi su impianti già realizzati (o in fase di avanzata costruzione), e di studiare le misure di safety e security che si rafforzano vicendevolmente, per sfruttarle appieno e aumentare l'efficienza del sistema. Un simile approccio è del resto indicato per i reattori di IV Generazione ed è utilizzato nei progetti che stiamo elaborando su reattori veloci raffreddati a piombo.

L'incidente di Fukushima è stato un esempio eclatante del legame tra safety e security. I giapponesi se ne sono resi conto fin dai primi giorni dell'incidente e hanno iniziato prontamente ad analizzare, assieme alle carenze in termini di safety, anche quelle di security. Uno dei risultati più importanti della loro analisi è che **un sabotaggio avrebbe potuto causare un incidente simile a quello iniziato dal terremoto/tsunami, provocando le stesse conseguenze**. Da qui è nata la decisione di adottare un approccio globale che soddisfi allo stesso tempo le esigenze di safety e security. Le azioni principali che i giapponesi intendono adottare per arrivare a questa armonizzazione sono: l'analisi dei possibili obiettivi di un attacco oltre che ai punti critici per la safety; la definizione degli scenari incidentali-sabotaggio dominanti; l'identificazione delle aree vitali che richiedono particolare protezione. Lo scopo finale è che le misure per la difesa in profondità, mitigazione e minimizzazione, siano tali che non vi siano conseguenze radiologiche all'esterno dell'impianto sia in caso di incidente che di sabotaggio.

Parallelamente sono state rafforzate le misure di protezione fisica e, a livello normativo, si è proceduto al recepimento delle nuove raccomandazioni incluse nella INFCIRC/225/rev5 per tenere in conto la CPPNM emendata.

STNM

(Summary) Measures for INFCIRC/225/Rev.5 (for METI facility)

	INFCIRC/225/Rev.5	Physical Protection Measures Newly Required
1	Physical Protection	
	<ul style="list-style-type: none"> ● Redundancy of key functions of Central Alarm Station (CAS) ● Strong structure of CAS ● Secure voice communication ● Secure access control of vehicle ● Protection of vital equipment in inner area 	Provide redundancy of major functions (e.g. alarm display) and introduce vital power supply systems Establish CAS in protected area and within reinforced concrete building Add anti-wiretapping function Assign the designated parking area and ensure vehicles to be parked in the area Add fences and intrusion sensors around the indoor vital equipment (e.g. 2 nd control room, emergency power supply system, direct power supply system)
2	Access Control	
	<ul style="list-style-type: none"> ● Check of incoming and outgoing packages at access point ● Secure access control for authorized person 	Apply measures to check packages at the access point of limited access area, and to set nuclear material detector at the access point of protected area with Category III of fuel fabrication facility Place strict control on personnel identification on emergency
3	Personnel Control	
	<ul style="list-style-type: none"> ● Mutual monitoring in vital area ● Trustworthiness of individuals 	Two person role Continue to consider
4	Strength of the protection measure (other topics)	
	<ul style="list-style-type: none"> ● Security culture and security policy statement by top management ● Protection of NM during on-site transport ● Measures to mitigate and minimize the radiological consequence ● Integrated exercise and evaluation 	Establish security culture and the physical protection framework including top management Lock and seal for containers, monitoring by watchmen, advance notification to local law enforcement Develop the contingency plan that defines protective measures against additional harm (revision of emergency plans) Implement the practical exercise with the collaboration of the law enforcement

STNM

Strengthening of physical protection measures (Ex. image of NPP)

Figura 2.1: esempio del rafforzamento delle misure di protezione fisica, sulla base di INFCIRC225/rev5, decise dal Giappone nel dopo-Fukushima. Presentazione di Toru IIDA, Nuclear Material Management Office, Department of Science and Technology for Nuclear Material Management (STNM), JAEA

Per l'analisi del rischio per la safety e la security viene usato un approccio diverso. Il Giappone ha dichiarato ad esempio che intende adottare il PRA, Probabilistic Risk Assessment (o, come più comunemente definito, PSA - Probabilistic Safety Analysis), per identificare gli obiettivi e gli scenari dominanti, estremamente diversi tra loro, in caso di incidenti e sabotaggio. È una scelta che ha suscitato interesse e perplessità in quanto storicamente per la security si sono sempre utilizzati metodi deterministici. Ad esempio il

Canada si è mostrato molto cauto all'idea e la Francia ha suggerito l'uso del PSA solo per l'identificazione degli obiettivi. Per gli Stati Uniti safety e security hanno molto in comune e sulla base della loro esperienza i due approcci, probabilistico e deterministico, possono essere combinati.

Ogni paese ha un sistema diverso per regolamentare safety e security. Ad esempio in Francia, a differenza del Giappone, esistono due diversi **regimi regolatori**, in un impianto, per safety e sabotaggio e due Autorità distinte, una per la safety e una per la security, che sono tuttavia interconnesse. Nel caso di una emergenza è fondamentale questa interconnessione: basti pensare che all'inizio non si sa quale sia stato l'evento iniziatore e quindi se si tratti di incidente o sabotaggio.

Durante una **emergenza**, indipendentemente dalla causa, lo scopo prioritario è proteggere persone e ambiente ed essere in grado di gestire gli eventi. L'interfaccia reale tra safety e security, come detto da Jean Jalouneix dell'IRSN francese, è durante la risposta ad una emergenza in cui è richiesta una perfetta cooperazione e coordinamento tra le molte entità chiamate a gestire gli aspetti di safety e security: autorità (locali, regionali e nazionali) competenti su safety e security, operatori, forze speciali, autorità giudiziarie e altre ancora. Le esercitazioni sono fondamentali per evitare confusioni e ritardi proprio durante un'emergenza. Le prime esercitazioni, nell'esperienza IRSN, hanno ad esempio mostrato che era necessario fare formazione e training sulla terminologia usata dagli esperti di safety e security per evitare incomprensioni. Infatti, pur con molte similitudini, cultura della safety e security non possono essere fuse e bisogna fare i conti con le diversità, anche di terminologia.

Organizzare **esercitazioni che combinino safety e security** in condizioni reali è tuttavia estremamente problematico e costoso, per cui la Francia ha messo a punto un sistema complementare che prevede:

- Security exercises (EPEES)
- Safety exercises with a malevolent initiator
- Table top exercises

OBJECTIVES OF EPEES EXERCISES	OBJECTIVE OF SAFETY EXERCISES WITH MALEVOLENT INITIATOR	OBJECTIVE OF TABLE TOP EXERCISES
<ul style="list-style-type: none"> > To test the overall organization in response to a malevolent action <ul style="list-style-type: none"> ▪ Interfaces between operators & authorities ▪ Command posts (locations & equipment) ▪ Communication with the general public & media > To assess the emergency plans available in the field of security > To test the co-ordination of interventions <ul style="list-style-type: none"> ▪ To alert the units involved ▪ To assess the alert and response times ▪ To test means used, particularly transmission 	<ul style="list-style-type: none"> Role of the local authority (préfecture) <ul style="list-style-type: none"> • Implementing simultaneously several local Command Posts • Merging actions devoted to protection of public and environment and maintaining public order • Assessing the coherence and complementary natures of emergency and contingency plans Assessment and decision making processes <ul style="list-style-type: none"> • Criteria to trigger the national crisis organization • Assessment of a = clever = degradation of the situation <ul style="list-style-type: none"> ▪ Impact on the operation of the facility ▪ Impact on the prognosis of the situation • Impossibility to carry out corrective actions during the aggression phase • Assessment of the deadline to give the order of assault Allocation of responsibilities between authorities and operator 	<ul style="list-style-type: none"> To involve and put in real-life situation all stakeholders To identify stakes relevant to this type of situation To underscore the complementarity and the need for coordination between safety and security in the management of this type of crisis To identify and manage interfaces To prepare the decision making process and to understand the ground for these decisions To heighten awareness and/or to train people or entities involved in the management of this type of crisis

Figura 2.2: Scopo degli esercizi safety-security sviluppati e organizzati dall'IRSN francese. Presentazione di J.Jalouneix e J.Aurette, IRSN

La indicazione principale dal primo tipo di esercitazione è stata la necessità di aumentare l'interfaccia tra safety e security. Ad esempio tra Piano di Contingenza e Piano d'Emergenza e con un maggiore coinvolgimento degli operatori della safety sugli aspetti di security.

Le esercitazioni di safety con un evento iniziatore di carattere doloso sono molto più complesse di quelle esclusivamente di safety dovendo considerare: sequenze di rotture diverse da quelle causate da incidenti/eventi naturali, restrizione nell' accesso per via della presenza di terroristi, limitazioni temporali dettate dal tempo utile per intervenire prima che le

condizioni di safety degenerino, nessuno scambio di informazioni riservate. Le indicazioni tratte da esercizi di questo tipo sono la necessità di:

- conoscenza reciproca delle due comunità,
- conoscenza dei requisiti di safety e security da parte di tutti gli attori coinvolti
- conoscenza delle potenziali vulnerabilità di un impianto da parte degli specialisti di safety
- scambi regolari di informazioni tra i punti di controllo di safety e security
- chiara identificazione delle scale dei tempi per la safety e la security, molto diverse tra di loro.

Nei Table Top Exercises vengono simulate situazioni in cui sono combinate problematiche di safety (danneggiamento delle funzioni di safety) e security (attacco terrorista) per cui, in caso di mancato intervento dall'esterno, è possibile il danneggiamento del nocciolo. Con l'evolversi della gravità della situazione, è previsto l'intervento graduale delle autorità.

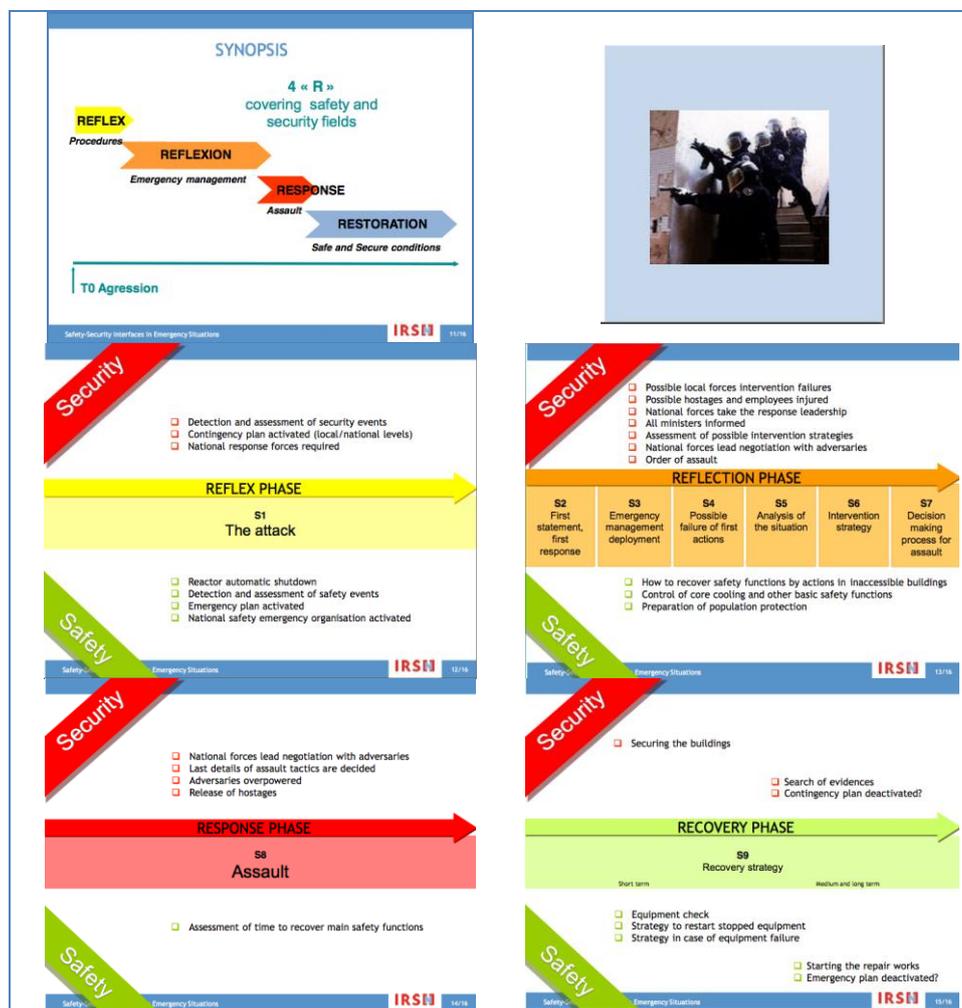


Figura 2.3: I quattro passi della risoluzione di una situazione di emergenza applicata a safety-security. Presentazione di J.Jalouneix e J.Aurelle, IRSN

I risultati principali dei Table Top Exercises sono stati raggruppati da IRSN in quattro aree:

- Processo decisionale: per prendere una decisione può essere necessario dare delle priorità non facili (es. vita degli ostaggi contro fusione del nocciolo). L'autorità che gestisce l'emergenza deve essere in grado di giustificare un assalto.
- Coordinamento e interfacce: la divisione di responsabilità di tutte le parti deve essere chiaramente indicata nella normativa/regolamenti. I team di intervento e gli operatori dovrebbero consultarsi prima dell'intervento per poter prendere misure precauzionali.
- Gestione del tempo: vanno immediatamente individuate quali strumentazioni e impianti vitali vanno protetti a seguito dei danni prodotti dall'attacco. La crisi non termina con l'assalto: dopo di esso viene una fase per la messa in sicurezza dell'area (es. ricerca di mine o ordigni).
- Pianificazione, preparazione e training: per essere pronti ad una situazione di emergenza è fondamentale che siano sviluppati, messi in atto e testati i piani di contingenza (per la security) e di emergenza (per la safety).

Si ricorda che nel 2011, Franca Padoani ha partecipato al primo Table Top Exercise di questo tipo, "STAR", organizzato da IRSN e da DG-JLS nel quadro del programma "Prevention of and fight Against Crime".

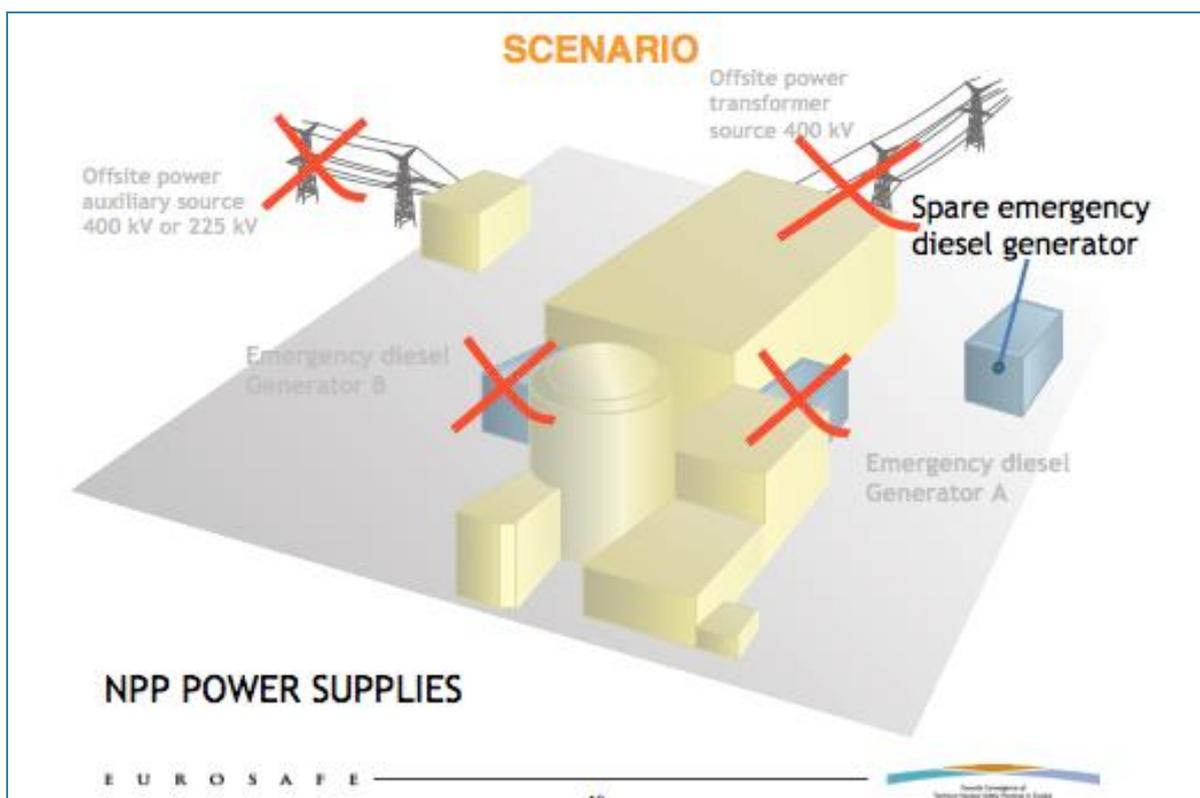


Figura 2.4: Presentazione a EUROSAFE 2011 del "Table top exercise: STate Response to a Terrorist Attack Against a NPP. STAR Contract", Alerio Nannini , Jacques Aurelle (IRSN)

2.2 Studio preliminare sull'impatto di un evento di security in un TRIGA

Autori Franca Padoani Federico Rocchi, Fabiana Rossi e Antonio Guglielmelli

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	18	44

Nel corso di questa annualità abbiamo iniziato a occuparci delle metodologie da applicare nel caso di evento di origine dolosa (security) in un reattore di ricerca per valutare le conseguenze sulla popolazione e ambiente fuori dall'area dell'impianto. Il lavoro parte dalle metodologie per calcolare il termine sorgente (sezioni d'urto, bruciamento, ecc.) fino ad arrivare all'uso dei codici di trasporto atmosferico e valutazione di dose effettiva totale (TED).

Come applicazione si è deciso di utilizzare il reattore TRIGA RC-1 di Casaccia per il quale avevamo a disposizione più dati. Per la scelta dell'evento iniziatore e scenario dominante, è stata presa in considerazione la valutazione di safety e le ipotesi considerate nel rapporto di sicurezza. L'intrinseca sicurezza del TRIGA di Casaccia ha portato alla conclusione, in prima battuta, che non sia praticabile un atto di sabotaggio con conseguenze significative fuori dal sito reattore. Per cui si è deciso di utilizzare come evento iniziatore l'impatto distruttivo di un aereo.

Per le ipotesi di rilascio si sono considerate condizioni particolarmente conservative con rilascio di tutti i gas nobili e di una frazione di alogeni e cesio. L'inventario del nocciolo è stato calcolato partendo da calcoli di bruciamento effettuati sulla base dei dati storici delle operazioni del TRIGA con il codice Origen-ARP e, per le sezioni d'urto specifiche, TRITON / T-DEPL di Scale 6.1. Il calcolo delle dosi al passaggio del pennacchio radioattivo è stato calcolato con HotSpot 2.07.01 e GENII version 2. I risultati sono in linea con i pochi altri pubblicati.

Lo sviluppo della metodologia continuerà con uno studio più in dettaglio dei metodi per valutare gli effetti off-site. Stiamo anche pensando ad una analisi più approfondita dell'evento iniziatore e degli scenari dominanti.

Il lavoro è stato svolto principalmente da Fabiana Rossi, Federico Rocchi e Antonio Guglielmelli ed è stato accettato alla Conferenza IAEA sulla security di luglio 2013 alla quale, si noti, erano presenti solo due poster italiani. Il poster oggetto di questa attività (mostrato di seguito) ha suscitato interesse perché sono pochissimi per ora gli studi di security sui reattori di ricerca.



Impact of a security event on a TRIGA Reactor



F. Rossi¹, A. Guglielmelli¹, F. Rocchi² and F. Padoani²

1 University of Bologna, Nuclear Engineering Laboratory of Montecuccolino, Via dei Colli 16, 40136 Bologna, IT
2 ENEA, UTFISSM Technical Unit, PRONOC Laboratory, Via Martiri di Monte Sole 4, 40129 Bologna, IT

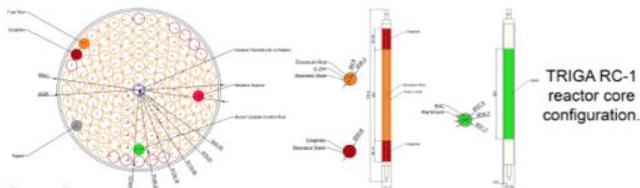
Background and Goal of the present work

"Each TRIGA research reactor facility should evaluate the consequences of potential reactor emergencies, including events with low probability, and determine the appropriate Threat Category for that reactor. The assessment should include analysis of potential consequences for off-site population."
(IAEA Emergency Preparedness and Response 2011)

The off-site impact of security related events on a research reactor was studied using as an example the TRIGA RC-1 research reactor located at the ENEA Casaccia Center. The methodology includes the creation of a dedicated effective xs-library to produce an accurate core inventory in order to obtain a Source Term which was subsequently transported into atmosphere and used for total effective dose (TED) calculations.

TRIGA description

TRIGA RC-1 research reactor is a 1 MWth modified version of the Mark II model, which achieved criticality in 1967. The core at present has a configuration of 111 fuel rods (3 of these are fuel follower control rods and 2 are instrumented elements), 1 control rod made of B4C, 11 reflector elements made of graphite, 1 neutron source (Po-Be), 1 rabbit position and 1 central thimble filled with air or water. The fuel is of type 104, containing 8.5 wt% uranium (20% enriched) with an H/Zr ratio of 1.7.



Scenario

Possible scenarios deriving from malevolent actions included:

- deliberate emptying of the reactor pool;
- sabotage of the safety control rod system;
- introduction of conventional explosive inside the reactor building;
- large plane crash.

The first two were excluded because of the outcome of the Safety Report for the RC-1 TRIGA. This Report considered the insertion of a step of positive reactivity, the uncontrolled extraction of all control rods at start-up or during a power variation, and the emptying of the reactor pool. None of these accidents resulted into a release of radioactivity. Considering the difficulties in introducing extremely large quantities of explosive without being discovered, the **worst-case scenario** used for this study was the complete destruction of the reactor hall and core caused by a large plane crash.



An instantaneous plume release with a height of 1 m above ground level is considered with the following worst-case atmospheric conditions:

- Pasquill stability class F; no precipitation;
- Roughness 'City Terrain' HotSpot equivalent;
- Wind @ 1 m/s from NW towards Osteria Nuova (a small village near the reactor site), and from S towards Anguillara, a few kilometers from RC-1.



Propagation of the Source Term to the environment and the effective dose calculations have been performed with the HotSpot 2.07.01 and the GENII ver. 2 codes using ICRP-60 standard.

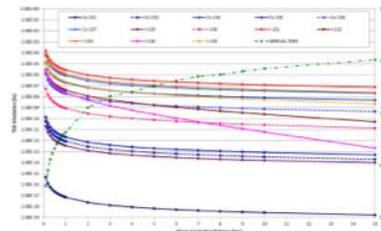
Source Term

The fission product inventory of all fuel elements was calculated using Origen-ARP, taking into account the reactor operations from October 1967 to December 31 2012. To perform these calculations a dedicated Origen-ARP library was created using the TRITON based T-DEPL sequence provided in the Scale 6.1 suite. Of all radionuclides, only noble gases and halogens are considered volatile enough to be released into the atmosphere in so significant amounts to contribute significantly to the TED. However, for this study, it was decided to consider also Caesium as volatile and therefore to include conservatively its contribution to the dose

evaluations. The 100% of all noble gases are considered to be released to the atmosphere; the fraction of release for halogens and Caesium is assumed to be 1.50x10⁻⁵. According to best practice, only nuclides with half-lives longer than 14 min are considered. The fission product inventory of the whole reactor core that was considered for the dose calculations is:

Nuclide	Activity [Bq]	Nuclide	Activity [Bq]
I-129	2.37e07	Cs-131	2.31e05
I-130	3.27e12	Cs-132	4.24e09
I-131	8.82e14	Cs-134	3.21e13
I-132	1.31e15	Cs-135	1.01e09
I-133	2.01e15	Cs-136	1.11e13
I-134	2.33e15	Cs-137	1.30e14
I-135	1.88e15	Xe-131m	1.06e13
Kr-83m	1.56e14	Xe-133	2.01e15
Kr-85	1.99e13	Xe-133m	2.21e13
Kr-85m	3.87e14	Xe-135	9.93e14
Kr-87	7.47e14	Xe-135m	2.49e14
Kr-88	1.01e15	Xe-138	1.86e15

Results

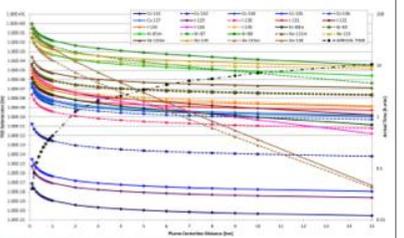


Inhalation dose [Sv] caused by the plume passage VS distance from the release point for each radionuclide involved in the transport:

Noble gases do not contribute to the inhalation dose. I-131 is the most important followed by I-133 and Cs-137.

Submersion dose [Sv] caused by the plume VS distance from the release point for each radionuclide involved in the transport:

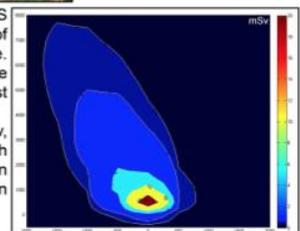
Noble gases (Kr-88, Kr-87, Kr-85m and Xe-135, Xe-133) are the most important contributors to the submersion dose both near and far from the source, while Xe-138 and Xe-135m are relevant only near the source.



HotSpot 2.07.01: the dose is over the limit of 1 mSv in a range of less than 700 m from the source, but a small sector of the town of Osteria Nuova is inside this area.

The maximum dose is in the vicinity of the reactor site and is about 40 mSv and is caused by the contribution for Submersion linked to the presence of Noble gases.

GENII version 2: with wind direction from S towards Anguillara, the TED is over the limit of 1 mSv in a range of about 1 km from the source. This is also the case for NW wind, therefore the town of Osteria Nuova will be almost completely within this range. The maximum TED near the reactor is 20 mSv, therefore lower than that calculated with HotSpot, and, as in the previous case, the main contributors are noble gases (submersion dose).



The results of this study show that, even in the worst case scenario with an instantaneous release of the radionuclides and very conservative codes, the off-site consequences are such that only indoor sheltering during the plume passage (a few hours) will be required. With indoor sheltering, both the inhalation and submersion doses will be highly reduced. Though health consequences will be negligible, such an event can still have a serious social impact.

Acknowledgements: Rocco Bove and Mario Palomba (ENEA UTFISSM-REANUC)

3 Metodi per valutazioni della sostenibilità del ciclo del combustibile

autore Georgios Glinatsis

Per Ciclo del Combustibile Nucleare (Nuclear Fuel Cycle, ovvero NFC) sostenibile si intende l'insieme complesso di concetti & azioni scientifiche, tecnologiche, economiche e socio-politiche, necessarie a garantire un approvvigionamento energetico: sicuro, ecosostenibile, economico e costante nel tempo. Il potenziale contributo alla domanda energetica dell'energia di origine nucleare dipende essenzialmente dalla risposta sulla sostenibilità (o meno) del ciclo del combustibile nucleare, nei termini ora esposti.

In seguito verranno esposti e sinteticamente sviluppati alcuni aspetti propriamente tecnico-scientifici legati alla sostenibilità. Si tratta di studi e/o risultati di studi ottenuti anche in ambito di attività internazionali, cui l'ENEA partecipa attivamente, quali IAEA/Department of Nuclear Energy e OECD/NEA. Ovviamente la valutazione complessiva, sulla sostenibilità o meno del ciclo del combustibile nucleare, non può prescindere da un'analisi complementare degli aspetti economici e socio-politici. Alcuni concetti sono stati già introdotti nei documenti preparati nelle annualità precedenti /4-7/ ed eventualmente saranno ripresi soltanto per "integrità" e completezza dell'esposizione.

3.1 Ciclo del Combustibile Nucleare.

Operativamente, il ciclo del combustibile nucleare si suddivide in tre componenti principali in sequenza temporale, come già indicato nel capitolo 1.1 e mostrato in Figura 3.1, ovvero:

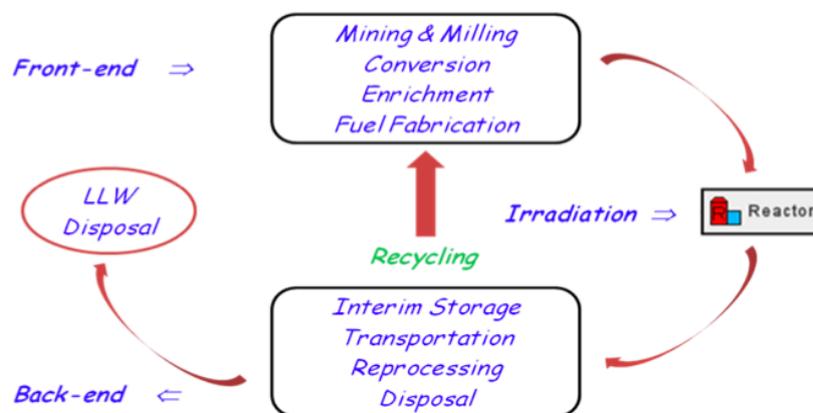


Fig. 3.1 Ciclo del combustibile nucleare.

È intuitivo quanto importante siano sia le valutazioni economiche sia quelle socio-politiche. Considerando la stretta connessione e il ruolo del reattore con le fasi di Front-end e di Back-end, risulta ancora intuitivo che, all'interno di una strategia di approvvigionamento energetico di origine nucleare, la progettazione del reattore dovrebbe seguire, come "good practice", la scelta e la decisione sul ciclo del combustibile nucleare; diversamente, vi sarebbero penalizzazioni di vario tipo con ricadute sull'efficienza del sistema.

L'analisi della fase di Back-end indica una doppia possibilità:

- **Ciclo Aperto:** in cui il combustibile irraggiato, dopo un necessario tempo di raffreddamento, viene inviato direttamente allo stoccaggio intermedio/permanente, con continuo accumulo di scorie a lunga vita ad alta attività;
- **Ciclo Chiuso:** in cui il combustibile irraggiato, dopo un necessario tempo di raffreddamento, viene inviato per essere processato recuperando materiale "pregiato",

con invio allo stoccaggio intermedio/permanente di scorie a vita relativamente breve ad attività medio-bassa. (in realtà si aprirebbe poi l'ulteriore opzione di più ricicli o di uno solo)

La scelta del ciclo chiuso permette il riciclo dei materiali "pregiati", ad es. Pu, U debolmente arricchito (U "riprocessato"), U depleto e Attinidi Minori (MA) e, in linea di massima, comporta una ulteriore riduzione del volume delle scorie allo stoccaggio intermedio/permanente, nonché la trasmutazione degli attinidi, con conseguente riduzione del carico radiologico e del calore di decadimento. La Figura 3.2 evidenzia la situazione ora descritta, sebbene in maniera qualitativa: richiede quindi una "lettura" appropriata per la quale si rimanda al rapporto di Carlo Petrovich /11/.

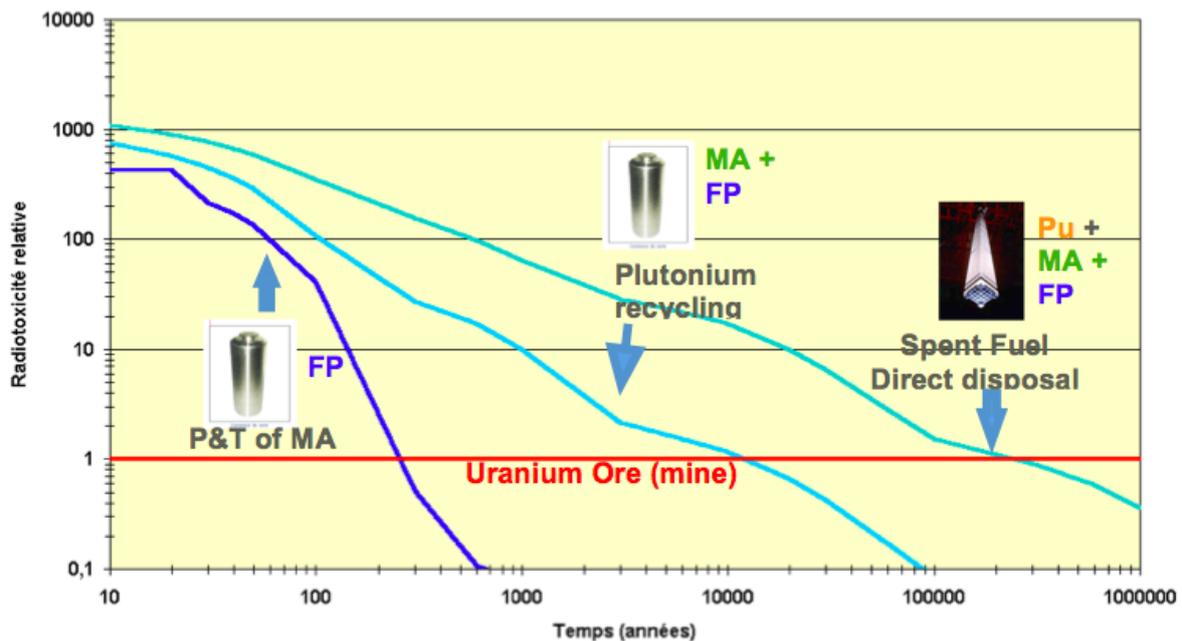


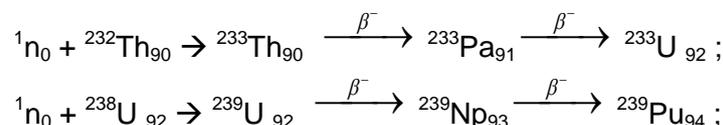
Fig. 3.2 Carico radiologico nel tempo, per ciclo del combustibile nucleare.

Naturalmente, non tutti i tipi di reattore possono essere utilizzati per un ciclo chiuso efficace in termini di riciclo del combustibile: altra ragione per giustificare il fatto che la progettazione del reattore deve seguire quella della scelta del ciclo del combustibile.

3.2 Il Reattore nel Ciclo del Combustibile Nucleare.

I combustibili nucleari, ovvero i materiali in grado di subire il processo di fissione (materiali fissili) oppure il processo di fertilizzazione (materiali fertili che, in un ampio intervallo energetico dei neutroni incidenti, non subiscono fissione bensì una trasformazione isotopica), esistenti in natura sono il Torio (Th) e l'Uranio (U).

In dettaglio: $^{235}\text{U}_{92}$ è l'unico isotopo naturale fissile, mentre $^{232}\text{Th}_{90}$ e $^{238}\text{U}_{92}$ costituiscono la fonte per la produzione, tramite processi di fertilizzazione, di isotopi propriamente fissili quali: $^{233}\text{U}_{92}$ e $^{239}\text{Pu}_{94}$. In particolare:



Il primo processo costituisce l'essenza del ciclo (Th, U), di limitata diffusione e utilizzo industriale, mentre il secondo processo è alla base del ciclo (U, Pu) che costituisce l'assoluta maggioranza di ciclo di combustibile nucleare sia a livello industriale sia per scopi di ricerca.

A seconda del tipo del reattore il combustibile nucleare è costituito da una miscela di isotopi sia fissili sia fertili opportunamente combinati per sostenere la catena di fissione. Lo sfruttamento dei processi di fertilizzazione consente di consumare (bruciare) il combustibile nucleare in misura sensibilmente superiore a quella spettante in base agli isotopi fissili inizialmente presenti. I processi di fertilizzazione sono caratterizzati dalla probabilità di cattura, ovvero:

$$\frac{\sigma_{cpt}}{\sigma_{cpt} + \sigma_{fis}}$$

graficamente riportata in Figura 3.3a, relativamente agli isotopi $^{232}\text{Th}_{90}$ e $^{238}\text{U}_{92}$.

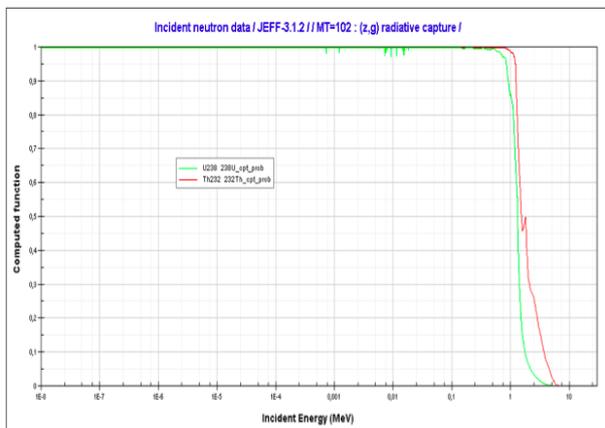


Fig. 3.3a Probabilità di cattura neutronica in funzione dell'energia, per $^{232}\text{Th}_{90}$ e $^{238}\text{U}_{92}$.

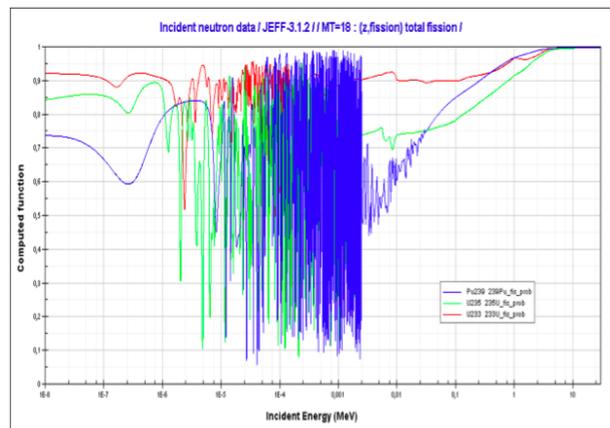


Fig. 3.3b Probabilità di fissione in funzione dell'energia, per $^{233}\text{U}_{92}$, $^{235}\text{U}_{92}$ e $^{239}\text{Pu}_{94}$.

I due isotopi mostrano un comportamento identico fino ad energie dei neutroni incidenti di circa 0.5 – 0.6 MeV, ovvero fino ad energie tipiche di uno spettro di reattore veloce. In questo intervallo energetico la resa dei processi di fertilizzazione è pressochè unitaria e la scelta del tipo di ciclo del combustibile è dettata da altri fattori e considerazioni. Infatti, esaminando la probabilità di fissione, ovvero:

$$\frac{\sigma_{fis}}{\sigma_{fis} + \sigma_{cpt}}$$

per gli isotopi fissili tipici dei due cicli di combustibile: $^{233}\text{U}_{92}$, $^{235}\text{U}_{92}$ e $^{239}\text{Pu}_{94}$, graficamente riportata in Figura 3.3b, si osserva che l' $^{233}\text{U}_{92}$ risulta essere il miglior isotopo fissile su tutto lo spettro neutronico, mentre $^{235}\text{U}_{92}$ e $^{239}\text{Pu}_{94}$ mostrano un andamento altalenante: nello spettro termico prevalgono le fissioni dell' $^{235}\text{U}_{92}$ e quindi un accumulo del $^{239}\text{Pu}_{94}$ e nello spettro veloce prevalgono invece le fissioni e quindi il consumo del $^{239}\text{Pu}_{94}$.

Queste semplici considerazioni evidenziano la diversità di concezione e funzionamento e la diversità del ruolo dei reattori termici e veloci all'interno di un ciclo di combustibile. Risulta evidente la difficoltà di utilizzazione di un reattore termico per ciclo del combustibile chiuso, non senza significative penalizzazioni tecnico-scientifiche ed economiche, e la necessità invece del reattore veloce per la chiusura del ciclo del combustibile.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	23	44

3.3 Sostenibilità del Ciclo del Combustibile Nucleare: metodologia.

La sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare ovviamente non si riferisce a un singolo reattore, bensì ad uno o più gruppi di reattori a sostegno di una scelta di approvvigionamento energetico. Le metodologie per valutare la sostenibilità di un ciclo devono quindi partire da considerazioni sia di scelta energetica sia tecniche con lo scopo di individuare parametri, processi, roadmaps, punti critici e controreazioni, etc., utili a stabilire da un lato la validità e fattibilità di una scelta energetica, dall'altro l'appropriata soluzione tecnologica. Ciò avviene tramite strumenti di analisi di scenario energetico e di progettazione del reattore, propriamente applicati.

L'analisi riguarda sia la logica dei processi e le prestazioni dei vari componenti del ciclo del combustibile nucleare sui quali l'ENEA ha fornito contributi specifici sia a livello di studi nazionali sia a livello di partecipazione a gruppi internazionali, tipicamente IAEA e OECD/NEA. L'attività ENEA ha riguardato in generale lo sviluppo concettuale dei cicli di combustibili innovativi e, in particolare, aspetti riguardanti lo sviluppo e progetto concettuale di reattori innovativi idonei alla chiusura del ciclo del combustibile nucleare.

Gli aspetti di resistenza alla proliferazione, benchè elemento importante per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare, verranno qui trattati solo in parte poiché già oggetto di precedenti rapporti /3-7/.

3.3.1 Studi di Scenario Energetico. Fabbisogno Materiali Nucleari

Il generico ciclo del combustibile nucleare individuato e rappresentato graficamente in Figura 3.1, indica la naturale sequenza delle operazioni.

Indipendentemente dalla natura del ciclo scelto, ovvero: Aperto/Chiuso, (Th, U)/(U, Pu), Reattori Termici/Veloci, risulta ovvio che la soddisfazione di un previsto fabbisogno energetico passa attraverso la disponibilità continua del materiale nucleare iniziale, Torio oppure Uranio. Tale disponibilità, non soltanto fisica ma anche economica, deve essere garantita durante tutta la durata dello scenario energetico. Insieme con considerazioni di tipo tecnologico, l'approvvigionamento di elementi di combustibile si basa anche sulle capacità di produzione degli impianti sia di arricchimento sia di fabbricazione degli elementi di combustibile; nel caso di un ciclo chiuso, ulteriore condizionamento deriva dalla capacità di riprocessamento/ritrattamento degli impianti di riprocessamento del combustibile irraggiato.

A titolo di esempio per un ciclo di combustibile nucleare (U, Pu), le Figure 3.4b e 3.4b indicano il consumo (quantità richiesta) di Uranio naturale per la sostenibilità di un ciclo di combustibile nucleare basato sulla coesistenza (per un certo periodo) di reattori sia termici che veloci: il ciclo in esempio è concepito per soddisfare un fabbisogno energetico rispettivamente di 800 e 1870 TWhe, corrispondenti a potenza installata rispettivamente di 110 e 250 GWe.

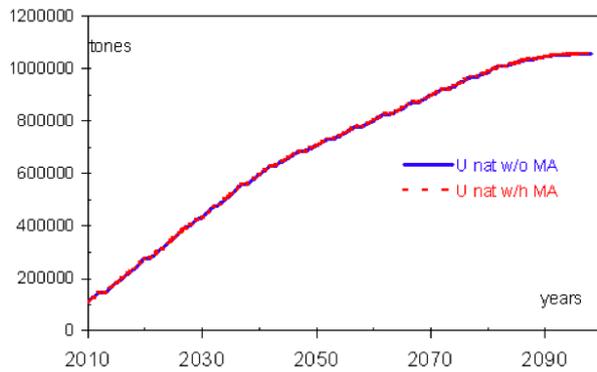


Fig. 3.4a Fabbisogno di U_{nat} con/senza trasmutazione degli Attini Minori

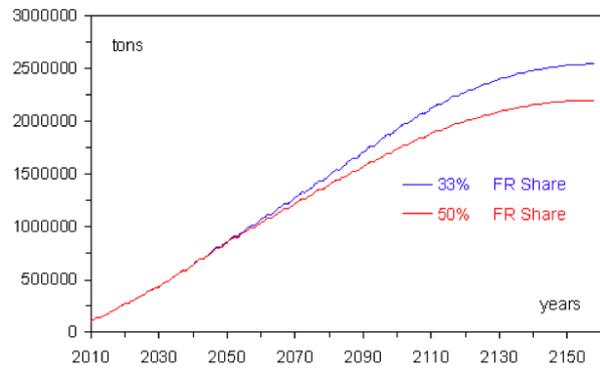


Fig. 3.4b Fabbisogno di U_{nat} senza trasmutazione di MA per due ipotesi di contributo dei FRs

Nel caso di uno scenario energetico in cui è previsto l’inserimento dei reattori veloci, la sostenibilità dello scenario si estende alla disponibilità del Pu necessario per alimentare i reattori veloci stessi. Questa disponibilità dipende non soltanto dalla “produzione” di Pu nei reattori termici, ma può richiedere particolari scelte sia sull’intero ciclo del combustibile, sia sulla progettazione dei reattori veloci stessi.

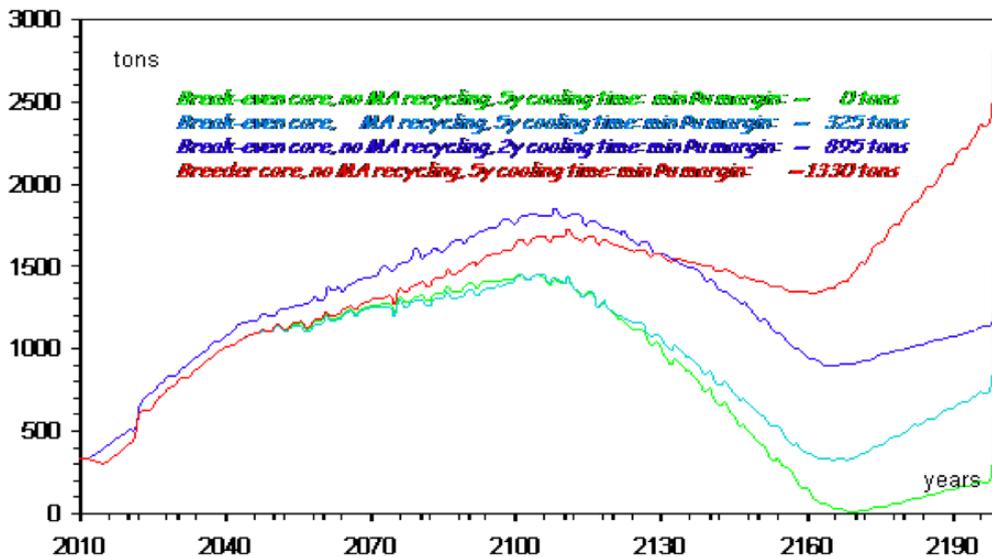


Fig. 3.5 Disponibilità del Pu necessario per la sostenibilità di uno scenario energetico.

La Figura 3.5 riporta i casi menzionati, in cui la configurazione di riferimento dei FRs (1. Break-even core: curva color verde) non è in grado di sostenere lo scenario energetico, mentre le configurazioni trasmutazione degli Attinidi Minori (2. Break-even core: curva color celeste) e contenete elementi di combustibile fertili (3. Breeder core: curva color rosso), corrispondono a configurazioni dei FRs per le quali lo scenario energetico ipotizzato risulta sostenibile. Similmente, la configurazione con tempo di raffreddamento degli elementi di combustibile irraggiati ridotto dai 5 ai 2 anni (4. Break even core: curva blue) risulta in grado di sostenere lo scenario energetico. Quest’ultimo caso è un caso tipico d’intervento su una delle componenti del ciclo del combustibile e non sul progetto del reattore.

3.3.2 Sostenibilità e Impatto Ambientale

Naturalmente, la sostenibilità del ciclo del combustibile non si esaurisce con quanto è stato finora esposto. Ad esempio, la stessa Figura 3.5, mostrando le quantità di plutonio in circolazione, si presta ad analizzare il fattore della resistenza alla proliferazione (e nuclear security) nelle valutazioni di sostenibilità del ciclo del combustibile.

La disponibilità in termini di produzione del Pu è correlata con la produzione, per decadimenti/trasmutazioni naturali, degli Attinidi Minori e quindi la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare, richiederebbe il loro riciclo nei reattori nucleari che, per ragioni fisiche e di bilancio neutronico, non possono che essere reattori veloci. In effetti, il numero massimo di neutroni disponibili per trasmutazione risulta essere:

$$n^{\circ} \max \text{ } ^1n_0 \text{ per trasmutazione } \approx \frac{1}{\beta} - 2(1 + \beta) - 0.2; \quad \beta = \frac{\lambda_{\text{Pu}}}{\lambda_{\text{fiss}}}, \quad \beta = \frac{\lambda_{\text{cp}}}{\lambda_{\text{fiss}}}$$

pertanto, per il ciclo (U, Pu):

- reattori termici: $\beta \approx 2.87, \quad \frac{1}{\beta} \approx 1.36, \quad \frac{1}{\beta} - 2(1 + \beta) - 0.2 \approx 0.05;$
- reattori veloci: $\beta \approx 2.98, \quad \frac{1}{\beta} \approx 0.14, \quad \frac{1}{\beta} - 2(1 + \beta) - 0.2 \approx + 0.50.$

Gli Attinidi Minori per il loro impatto in termini di carico radiologico e di potenza di decadimento, costituiscono un problema importante e di non facile e immediata soluzione per i depositi. Considerando la configurazione di riferimento dei FRs di Break even core (per fabbisogno energetico di 800 TWhe) il riciclo degli Attinidi Minori in modo omogeneo fa sì che il loro ammontare nel deposito finale passi da circa 890 a circa 10 tons, mentre nelle varie componenti (impianti) del ciclo del combustibile si passa da circa 56 a circa 152 tons. Questa situazione è riportata nelle Figure 3.6a a 3.6b.

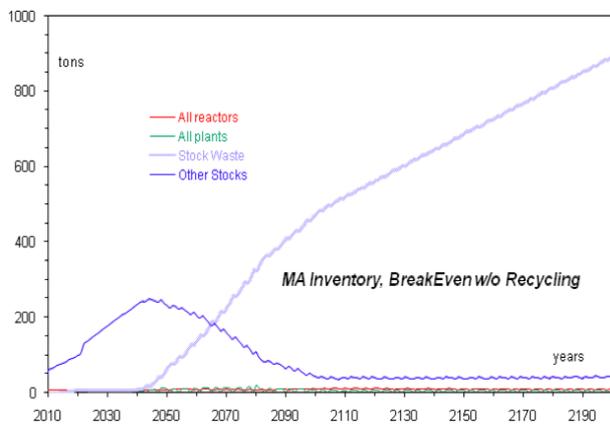


Fig. 3.6a Inventario AM senza riciclo nei FRs.

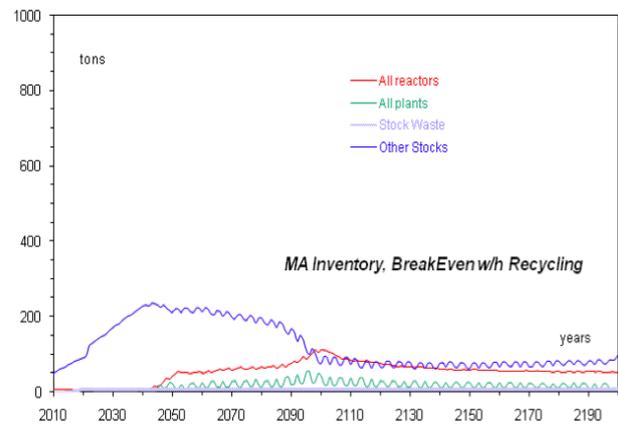


Fig. 3.6b Inventario AM con riciclo nei FRs.

Questa riduzione, di circa 2 ordini di grandezza, giova non soltanto in termini di gestione dei waste ma anche in termini di resistenza alla proliferazione (relativamente alle quantità) a causa della notevole riduzione del Nettunio: da circa 250 tons a circa 30 tons, come indicato nelle Figure 3.7a e 3.7b.

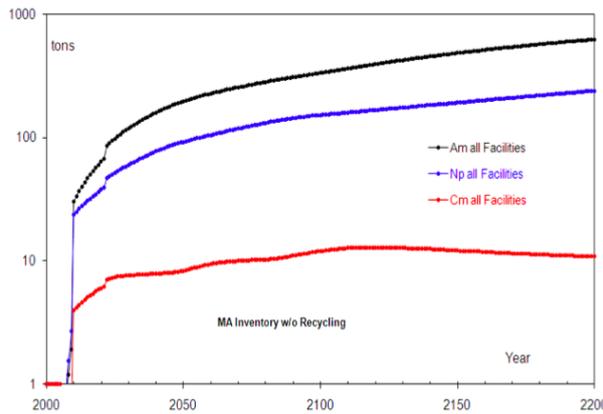


Fig. 3.7a Inventario Np, Am and Cm senza riciclo.

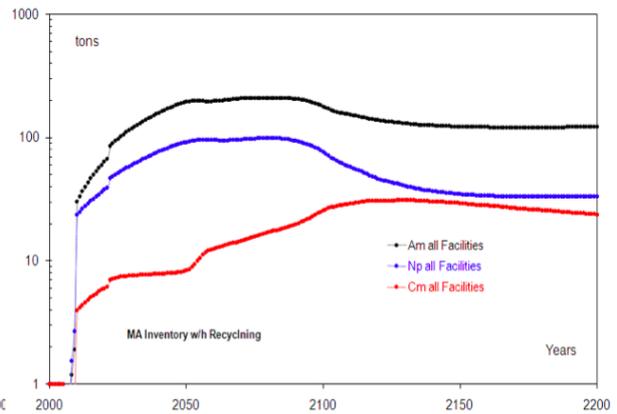


Fig. 3.7b Inventario Np, Am & Cm con riciclo.

Nei rapporti già citati abbiamo elaborato le problematiche che rimangono, o che vengono enfatizzate dal riciclo di AM, in termini di resistenza alla proliferazione e salvaguardabilità. Ad esempio il periodo di dimezzamento degli isotopi del Curio e le loro sezioni d'urto comportano un accumulo di Curio per tempi dell'ordine di qualche secolo, e questo pone alcune considerazioni circa l'approccio della trasmutazione degli Attinidi Minori; inoltre la rilevazione del ^{239}Pu , necessaria per le misure di salvaguardie, viene in parte "mascherata" dalla presenza dell' ^{241}Am . Le Figure 3.8a e 3.8b evidenziano queste difficoltà di rivelazione dovute ad una sostanziale sovrapposizione degli spettri di emissione dei neutroni e dei gamma, senza tener conto delle incertezze delle misurazioni /5-6, 11/.

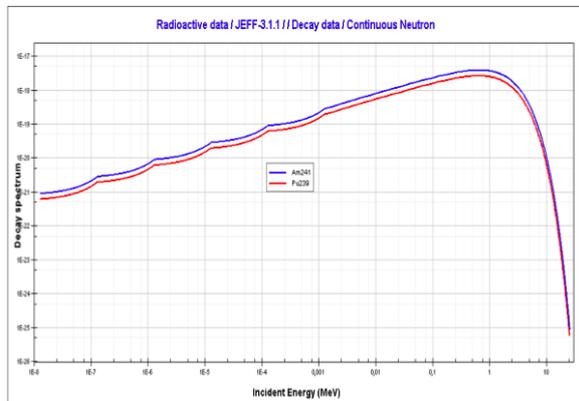


Fig. 3.8a Continuous neutron emission spectrum

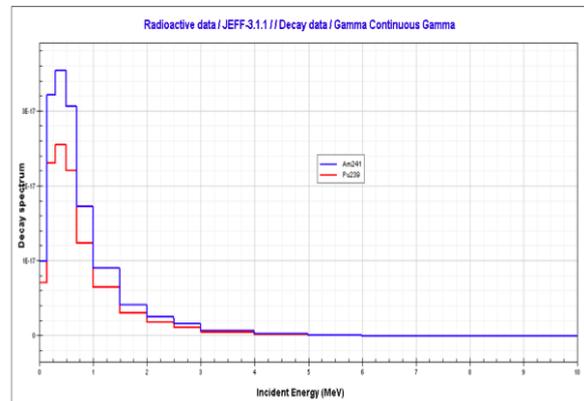


Fig. 3.8b Continuous gamma emission spectrum.

3.3.3 Sostenibilità e Incertezze

Già nei precedenti rapporti era stata fatta menzione dell'impatto delle incertezze sulla valutazione globale della sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare. Sono svariate le origini delle incertezze, e in questo contesto verranno riportati soltanto alcuni dei risultati, ottenuti dall' "Expert Group" dell'OECD/NEA/NSC, in cui partecipa anche l'ENEA, relativamente alla necessità di una migliore conoscenza dei dati nucleari, per poter proficuamente sviluppare soluzioni scientifiche tecnicamente fattibili.

Per la chiusura del ciclo, la trasmutazione degli Attinidi Minori costituisce un passo importante e i nuclidi rilevanti, per le loro conseguenze, sono:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	27	44

- ^{241}Am e ^{244}Cm , per ciò che riguarda calore di decadimento e radiotossicità per ingestione;
- ^{244}Cm , per ciò che riguarda la sorgente neutronica per fissione spontanea;
- ^{241}Am , ^{242}Am , ^{242m}Am , ^{243}Am e ^{243}Cm , per ciò che riguarda la dose gamma negli impianti di fabbricazione.

Inoltre i processi di cattura e fissione di ^{241}Am , ^{242}Am , ^{243}Am , ^{244}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm possono contribuire alla formazione e accumulazione di nuclidi critici per il ciclo nucleare.

Limitatamente alle sezioni d'urto di fissione e cattura, l'attuale grado d'incertezza si può considerare accettabile in termini di impatto sul calore di decadimento dei waste inviati al deposito. Infatti recenti valutazioni indicano valori dell'ordine di qualche unità percentuale:

^{237}Np : 0.5%; ^{241}Am : 0.1%; ^{243}Am : 0.9%; ^{244}Cm : 2.9%

per un valore totale (inclusi anche altri Attinidi) pari a 3.3%

Valutazioni di incertezze per nuclidi e reazioni e per origine diversa dalle sezioni d'urto di fissione e cattura (ad esempio: costanti di decadimento), sono oggetto di indagini in corso ed esulano dagli scopi di questo rapporto.

3.4 Considerazioni Finali

I concetti sviluppati e i risultati riportati sono solo alcuni degli aspetti che dovranno essere approfonditi per valutazioni di sostenibilità di un ciclo del combustibile nucleare.

La frase **“Safe, proliferation resistant and economically efficient nuclear fuel cycles that minimize waste generation and environmental impacts are important aspects of sustainable nuclear energy”**, costituisce il motto di un'intera sezione dell'IAEA (Nuclear Fuel Cycle and Materials, Advanced Nuclear Fuels and Fuel Cycles) allo scopo di evidenziare l'importanza e la complessità del concetto di sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare. Al di là di ogni considerazione tecnico-scientifica, anche se non affrontati in questo rapporto, valutazioni economiche e di impatto socio-economico sono indispensabili per una valutazione globale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	28	44

4 La piattaforma tecnologica IGD-TP

Autori Alfredo Luce, Antonietta Rizzo, Riccardo Levizzari

4.1 Premessa

L'iniziativa per creare una piattaforma tecnologica europea per il deposito geologico dei rifiuti radioattivi "Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform (IGD-TP)" (www.igdtp.eu) è stata ufficialmente lanciata il 12 novembre 2009 a Bruxelles, con lo scopo di coinvolgere tutti gli stakeholder interessati, a vario titolo, alla soluzione del problema dello smaltimento geologico del combustibile nucleare esausto e dei rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita e per sviluppare una strategia comune di R&S in questo specifico settore. Con la pubblicazione del Vision Report, nello stesso anno, sono stati esplicitati gli obiettivi a lungo termine e la principale missione della piattaforma /12/.

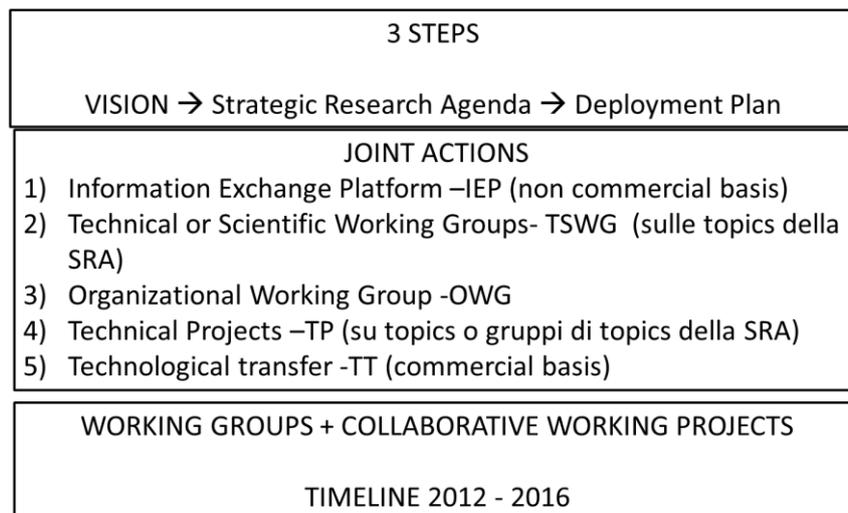
L'ENEA ha aderito alla IGD-TP nel 2010, partecipando ai lavori per la definizione della relativa Strategic Research Agenda SRA /13/. Attualmente (dati 2013) 100 organizzazioni /14/ hanno aderito all'iniziativa, fra cui 5 organizzazioni italiane (ENEA, CIRTEN, OGS, Univ. Milano, Vivalda Scientific Services).

La piattaforma tecnologica opera attraverso un processo continuo di verifica delle attività in corso e di programmazione di quelle future, secondo un meccanismo che, a partire dalla Vision iniziale /12/, si articola in una agenda strategica (SRA) /15/ che poi definisce un piano di sviluppo vero e proprio (Deployment Plan).



Tutte le organizzazioni che aderiscono alla piattaforma possono quindi partecipare, su base volontaria, a delle **Joint Actions** che si distinguono in:

1. **Information technology platform (per lo scambio e la fruizione delle informazioni fra i partecipanti)**
2. **Gruppi di lavoro (tecnici e scientifici)**
3. **Gruppi di lavoro organizzativi**
4. **Progetti specifici tecnici (co-finanziati e/o finanziati su base volontaria)**
5. **Trasferimento tecnologico**



Fra le varie iniziative della piattaforma vi sono i forum annuali (**Exchange Forum**) che rappresentano un momento di revisione delle attività svolte dalla piattaforma e di condivisione e discussione sulle attività future. Il primo forum si è tenuto a Parigi il 8 febbraio 2011 /13/; il secondo forum ha avuto luogo ad Helsinki, il 29 novembre 2011 /16/, ed il terzo a Parigi il 29 novembre 2012.

L'ENEA, nell'ambito dell'AdP MSE-ENEA, sintetizza annualmente gli aggiornamenti delle attività della piattaforma IGD-TP, e fornisce una visione strategica di quelle attività più strettamente collegate alle ricerca energetica italiana ed alle necessità del paese. Il presente capitolo riporta gli aggiornamenti sulle attività della piattaforma IGD-TP, la partecipazione dell'ENEA al forum 2012 ed ai working groups e le future attività in ambito deposito geologico.

4.2 Le attività di IGD-TP nel periodo in esame

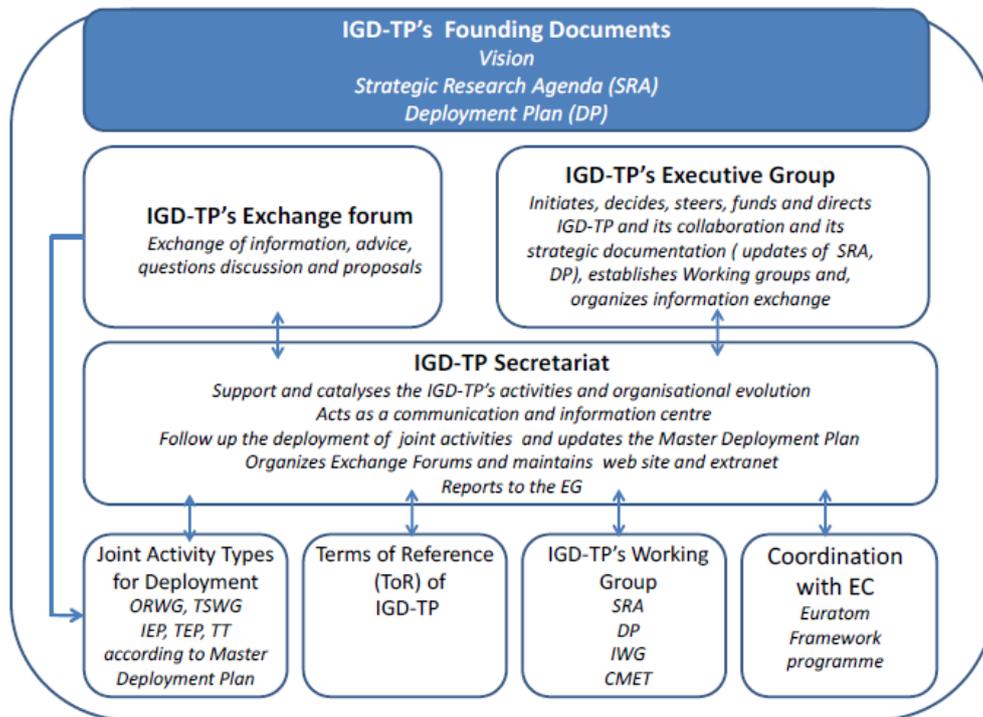
Dopo la pubblicazione del Deployment Plan nel maggio 2012, l'IGD-TP ha cominciato a sostenere il lavoro di nuovi gruppi di lavoro, sia tecnici che organizzativi e progetti specifici tecnici collegati direttamente alle priorità della SRA e alle joint activities, descritte proprio nel DP. Nel 2012, in linea con il Deployment Plan sono state lanciate 12 Joint Activities e sono stati preparati 7 progetti EU (di cui alcuni già sottomessi alla valutazione).

Le attività di networking e di condivisione delle competenze messi in atto hanno avuto come risultato la sottomissione di tre progetti per le calls EURATOM del FP7, che sono risultate ammissibili al finanziamento e che cominceranno le loro attività nel 2013 (**progetti SeclGD2, CAST e DOPAS**). La pianificazione futura prevede il lancio di uno o due Technical Project Group (TEP) per anno e di 4 Joint Actions (entro il 2016).

4.2.1 Progetto SeclGD2

L'IGD-TP ha ottenuto nel 2012 un supporto finanziario, per le attività del suo segretariato tecnico, tramite un progetto Euratom (FP7), denominato SeclGD2, attraverso il quale sta rafforzando le attività di coordinamento della piattaforma, sta indirizzando alcune attività verso le necessità tecnologiche ed informative per i paesi europei in cui il nucleare è ad uno stadio di sviluppo meno avanzato e sta supportando le attività del gruppo di lavoro dedicato alla formazione, al training e al mantenimento delle competenze.

Interaction between the Secretariat, IGD-TP's Working Groups, Joint Activities and the EC



Il principale obiettivo del progetto EU SecIGD2 è favorire il coinvolgimento di un numero il più elevato possibile di membri, anche esterni all' Executive Group, in tutte le attività della piattaforma , incluse quelle di ricerca. Gli obiettivi specifici di SecIGD2 sono:

- i. mettere in rete e sviluppare progetti di R&D e competenze nei paesi con programmi meno avanzati sul deposito geologico.
- ii. contribuire al raggiungimento e all'ottemperanza dei requisiti richiesti dalla nuova direttiva europea sulla gestione dei rifiuti radioattivi.
- iii. sviluppare, realizzare e coordinare le attività di formazione e training in Europa sul deposito geologico (massimizzando le sinergie con altre iniziative).

I partners del progetto sono: Andra (F), NDA (UK) , Posiva (FI), ONDRAF/NIRAS (BE) ed il coordinatore è ANDRA (F) ed avrà una durata di 36 mesi a partire dal gennaio 2013.

4.3 III Exchange Forum (Parigi)

Il **Forum** si è tenuto a Parigi il 29 novembre 2012 ed ha offerto l'occasione per l'aggiornamento sulle attività finora condotte nell'ambito della piattaforma, ma ha rappresentato altresì un punto di partenza per la futura concretizzazione dei progetti di ricerca nell'ottica di soddisfare appieno la vision. E' parso evidente che molti aspetti legati alla promozione dei futuri progetti di ricerca e delle future attività siano stati già definiti nell'ambito delle strutture organizzative IGD-TP e che vi siano stretti margini di manovra per promuovere cambi di rotta nelle attività previste. La partecipazione è risultata inferiore rispetto ai precedenti incontri, sebbene sia stata comunque consistente e abbia permesso

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	31	44

una proficua attività preparatoria per il raggiungimento dei futuri obiettivi nell'ambito della piattaforma tecnologica.

L'organizzazione dell'incontro ha previsto una **sessione introduttiva**, in cui sono state illustrate le attività svolte, i principali obiettivi per il 2013 e gli aggiornamenti sulle iniziative della Commissione Europea in riferimento al programma di R&D sul deposito per i rifiuti radioattivi. La **sessione plenaria** successiva ha visto la presentazione dei progetti europei in corso e quelli sottomessi alla valutazione dell' EC nel 2012. La **sessione pomeridiana** è continuata con la divisione nei **gruppi di lavoro**, che per quest'anno erano solo due:

- **Working group 1** – Overview of the status of selected Joint activities – future technical projects;
- **Working group 2** – Stakeholders involvement and societal aspects of radioactive Waste Management” (questo gruppo di lavoro ha operato sottoforma di workshop specifico).

I partecipanti ENEA, hanno preso parte al WG1 (R. Levizzari e A. Rizzo); le considerazioni sulle tematiche affrontate e sul lavoro svolto all'interno del working group sono riportate nei successivi paragrafi.

E' stata ampiamente illustrata la possibilità di sfruttare le partnership presenti nella piattaforma per sfruttare al meglio le opportunità di finanziamento offerte dal futuro programma europeo Horizon 2020, in cui sono previsti circa 355 milioni di euro per la ricerca nell'ambito della fissione nucleare. Con tutta probabilità la prima *call* dovrebbe concretizzarsi entro gennaio 2014. Da notare che è ulteriormente previsto in questo ambito il supporto alle piattaforme tecnologiche già esistenti e quindi IGD-TP potrebbe trarne un immediato beneficio.

E' stato quindi illustrato lo stato di avanzamento del progetto **SITEX²**, per la creazione di una rete di esperti internazionali sui rifiuti radioattivi, e del progetto **CAST**, ancora in fase di definizione. Sono state poi analizzate le problematiche relative alle attività di ricerca sulla stabilità di lungo termine della bentonite nel contesto di un deposito geologico in rocce cristalline, afferenti al progetto **BELBAR**, finanziato nell'ambito del FP7 e di cui la svedese SKB è capofila, ma che coinvolge anche Germania, Finlandia, Gran Bretagna.

4.3.1 IGD-TP Joint Activities

Nel 2013 l'IGD-TP vorrebbe rafforzare le interazioni fra i partecipanti ai forum per poter promuovere nuovi progetti di R&D, alcuni dei quali potrebbero partecipare alle future calls del programma di ricerca europeo Horizon 2020. Nella sessione plenaria dell' EF III sono state revisionate le attività in corso di alcune Joint Actions, che sono collegate a progetti Europei in corso, sottomessi od in preparazione. La tabella 4.1 indica le Joint Actions ed i relativi progetti EU collegati.

² <http://sitexproject.eu>

JA	Joint Activity	EU Project	2011	2012	2013	2014	2015	2016	On-going Activity
JA1	Waste forms and their behaviour	First-Nuclides Start date 2012- 01-01 Duration 36 months REDUPP Start date 2011-04-01 Duration 36 months	●	←	→				Fast / Instant Release of Safety relevant radioNUCLIDES from spent nuclear fuel REDUCing Uncertainty in Performance Prediction
JA2	Full scale demonstration of Plugging and Sealing	DOPAS Start date 2012- 08-16 Duration 42 months	●	←	→				Demonstration Of Plugs And Seals Started in August 2012
JA3	Waste forms and their behaviour – C-14	CAST	●	←	→				CARbon-14 Source Term submitted November 2012
JA4	Monitoring the Environmental Reference State			●	←	→			Guidelines submitted to the EG in 2012 needs and Strategy
JA5	Safety of constructions and operations			●	←	→			Working Group with 7 Partners Pilot Project on needs and common interest ground
JA6	Confidence increased in safety codes : Materials interactions	PEBS Start date 2010- 03-01 Duration 48 months New Project?		●	←	→			Long-term Performance of Engineered Barrier System Concrete project?
JA7	Monitoring programme	MoDeRn Start date 2009- 05-01 Duration 54 months				●	←	→	Monitoring Development
JA8	Safety Case Peer review			●	←	→			Questionnaire on current practices
JA9	Safety Case – Process model benchmarking			●	←	→			Proposal on a future benchmarking project on integrated models
JA10	Long-term stability of bentonite in crystalline environments	BELBaR Start date 2012-03-01 Duration 48 months				●	←	→	Bentonite Erosion: effects on the Long term performance of the engineered Barrier and Radionuclide transport
JA11	JA 11a: Sharing of knowledge on HLW container materials behaviour					●	←	→	New proposal for a small pilot project in preparation
JA12	Adaptation and optimisation of the repository					●	←	→	Activity postponed in 2013
JA13	IEP on communicating results from RD&D	SecIGD2 Start date 2013-01 Duration 36 months				●	←	→	JA supported by Secretariat SecIGD2 Project organization of public events in 2014 and 2015
JA14	Competence, Maintenance, Education and Training (CMET)	SecIGD2 Start date 2013-01 Duration 36 months				●	←	→	JA supported by Secretariat SecIGD2; ToR of the WG emitted in 2013
JA15	Nuclear Knowledge Management			●	←	→			JA launched in 2012
JA16	IEP on WMO Programme Specific Issues					●			JA on Stand-by

Tabella 4.1: IGD-TP Joint Actions

Tra le finalità del forum si è sottolineata la volontà di estendere il coinvolgimento di ulteriori stakeholder nella piattaforma, nonché la necessità che nelle Joint Activities promosse vi sia un più vasto coinvolgimento dei partecipanti. A tal riguardo, è stato fatto notare che in

passato il coinvolgimento delle istituzioni non appartenenti all’Executive Group dell’IGD-TP non è stato certamente agevolato e che la diffusione delle informazioni, la chiarezza delle finalità e degli obiettivi ed una comunicazione più efficace potrebbero stimolare una più vasta partecipazione a livello europeo ed una maggiore innovatività delle attività tecnico-scientifiche.

4.3.2 Il progetto FIRST NUCLIDES

Il progetto **FIRST NUCLIDES** (www.firstnuclides.eu) prevede di studiare il rilascio di radionuclidi rilevanti ai fini della sicurezza (Safety) da combustibile nucleare spento. In particolare verranno studiati il rilascio di gas prodotti di fissione e la diffusione attraverso i grain boundary, la speciazione chimica durante il dissolvimento del combustibile e la modellizzazione numerica del rilascio veloce dei prodotti di fissione a partire dai singoli pellets fino alla comprensione del rilascio dall’intero elemento di combustibile.

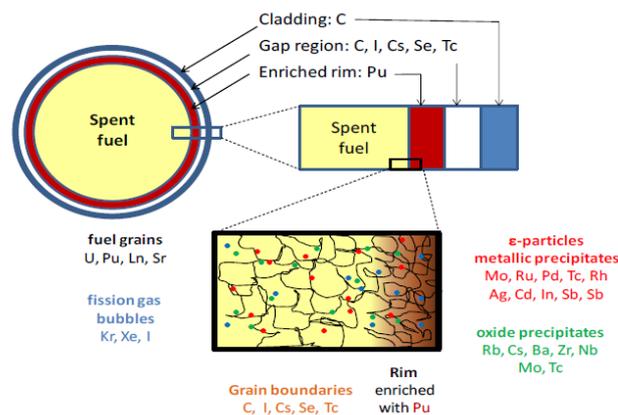


Figura 4.1 – Struttura del combustibile esausto³

4.3.3 Il progetto DOPAS

Il progetto **DOPAS** si prefigge di migliorare l’adeguatezza e la consistenza della fattibilità industriale della chiusura e sigillatura del deposito e controllarne il comportamento nel tempo nelle condizioni reali. Inoltre vuole confrontare le performance idrauliche con i requisiti di sicurezza richiesti. Il progetto prevede 5 diversi esperimenti dimostrativi in Francia, Svezia, Repubblica Ceca, Germania e Finlandia.

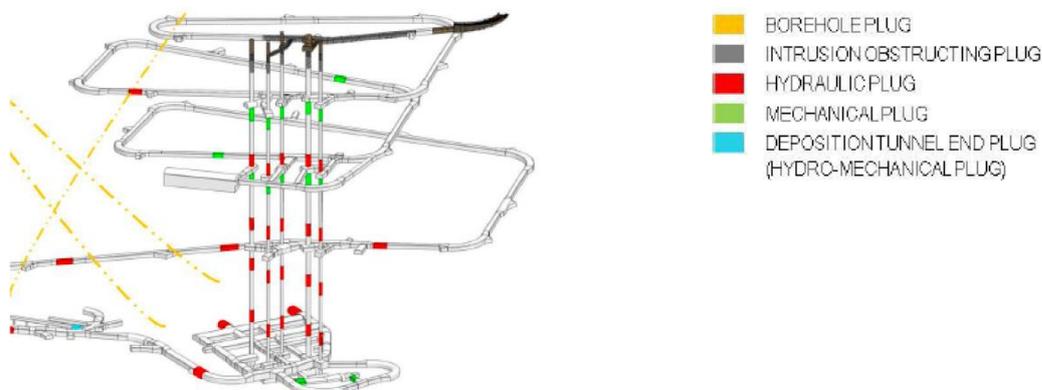


Figura 4.2 – Dimostratore progetto DOPAS⁴

³ EF3 – presentazione del progetto FIRST NUCLIDES - Peter Wikberg (SKB)

⁴ EF3 – presentazione progetto DOPAS – Johanna Hansen (Posiva)

4.3.4 Il progetto CAST

Il progetto **CAST** (acronimo di **“CARbon-14 Source Term**) intende fornire dati per la valutazione del contributo del ¹⁴C nelle varie matrici dei rifiuti radioattivi da conferire al deposito geologico, attraverso lo studio dei meccanismi di generazione e di rilascio del ¹⁴C dai materiali che vengono conferiti al deposito geologico, considerando sia le condizioni di confinamento e di contenimento, che quelle chimico-fisiche dell'ambiente confinante. Il progetto **CAST** non è ancora attivo in quanto è stato proposto nel novembre 2012, nell'ambito della call FP7-Fission-201-1.1.2: *“Geological Disposal and innovation research in the treatment and/or understanding of key basic and remainin scientific issues”*.

Il progetto si focalizzerà su alcune categorie di materiali:

- materiali metallici irraggiati (acciaio inox e zircaloy)
- grafite (siluppando ulteriormente i risultati ottenuti dal progetto EU CARBONWASTE);
- resine a scambio ionico (IEX).

Verranno inoltre studiati anche i meccanismi di rilascio gassoso ed i modelli utilizzati per gli studi di performance assessment del deposito.

Il progetto è nato all'interno delle attività della piattaforma IGD-TP, come pilot project; inizialmente sono state raccolte, da un gruppo di lavoro della NDA, delle informazioni preliminari alle istituzioni interessate, riguardanti:

- descrizione dei rifiuti radioattivi nazionali contenenti ¹⁴C;
- lo studio del ¹⁴C nel contesto dei programmi nazionali;
- le ricerche relative alla generazione delle specie contenenti ¹⁴C;
- il possibile contributo di un progetto internazionale, al fabbisogno di informazioni e competenze sulla generazione del ¹⁴C.

Country	Graphite	Steels	Zircaloy	Ion Exchange Resins	Other*
Belgium	X	X	X	X	X
Czech Republic	X	X	X	X	X
EU					
Finland	X	X		X	
France	X	X	X	X	
Germany	X	X	X		X
Italy	X				X
Japan	X	X	X	X	
Lithuania	X	X	X		
Netherlands		X	X		
Portugal	X				
Romania	X	X		X	X
Serbia	X	X			X
Sweden		X	X	X	X
Switzerland		X	X	X	X
UK	X	X			
Ukraine	X				

Tabella 4.1 – Risultati del questionario inviato da NDA (20 risposte)⁵

L'ENEA ha partecipato alla compilazione del questionario ed ha seguito tutte le fasi successive alla raccolta dei dati e alla rielaborazione dei risultati ed ha proposto, infine, la sua partecipazione alla formazione di una partnership per sottoporre una proposta nell'ambito della call Fission 2012 del 7FP. **La proposta CAST è stata selezionata come vincitrice** nella call suddetta ed il contratto con la EC è in corso di negoziazione, con inizio delle attività previsto per Settembre 2013. L'ENEA parteciperà alle attività del progetto

⁵ EF3 presentazione progetto CAST – Ray Kowe (NDA)

CAST, ed in particolare, ai WP4 (resine a scambio ionico) , WP5 (grafite) e WP6 (Safety case Relevant).

L'esperienza, nel gruppo di lavoro sul C14, ha dimostrato che è fondamentale partecipare attivamente alle discussioni dei working groups e alle Joint Actions per poter aver accesso ad informazioni, competenze e possibilità di finanziamento della ricerca.

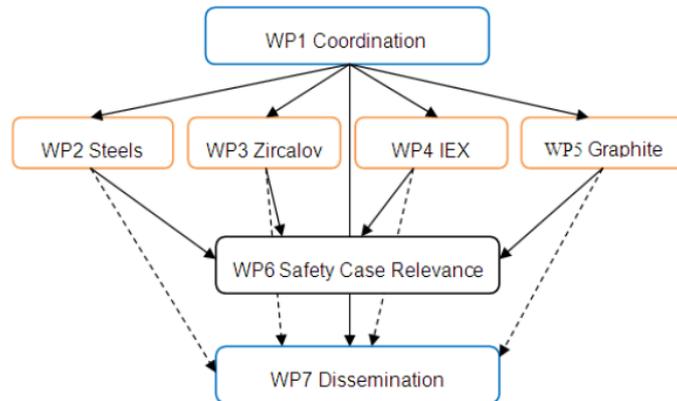


Figura 4.3 CAST Work Packages

Partner	Country	Partner	Country	Partner	Country
NDA RWMD	UK	FZJ	Germany	SKB	Sweden
Nagra	Switzerland	ITU	Germany	CNRS/IN2P3	France
Andra	France	UJV	Czech Republic	Amec	UK
CEA	France	Enresa	Spain	Ciemat	Spain
Ondraf/Niras	Belgium	NRG	Netherlands	Areva	France
Covra	Netherlands	VTT	Finland	EdF	France
INR	Romania	Fortum	Finland		
GRS	Germany	LEI	Lithuania		
PSI	Switzerland	SI IEG NASU	Ukraine		
SCK.CEN	Belgium	Subatech	France		
KIT	Germany	FNAG	Germany		
ENEA	Italy	IFIN-HH	Romania		
RWMC	Japan	Rawra	Czech Republic		

Figura 4.4 CAST Partners

4.3.5 Il progetto BELBAR

Il progetto **BELBAR** è focalizzato ad aumentare la conoscenza dei processi che controllano la stabilità e la generazione dei colloidi argillosi e la loro capacità di trasportare radionuclidi⁶.

⁶ EF 3 presentazione progetto BELBAR – Peter Wikberg (SKB)

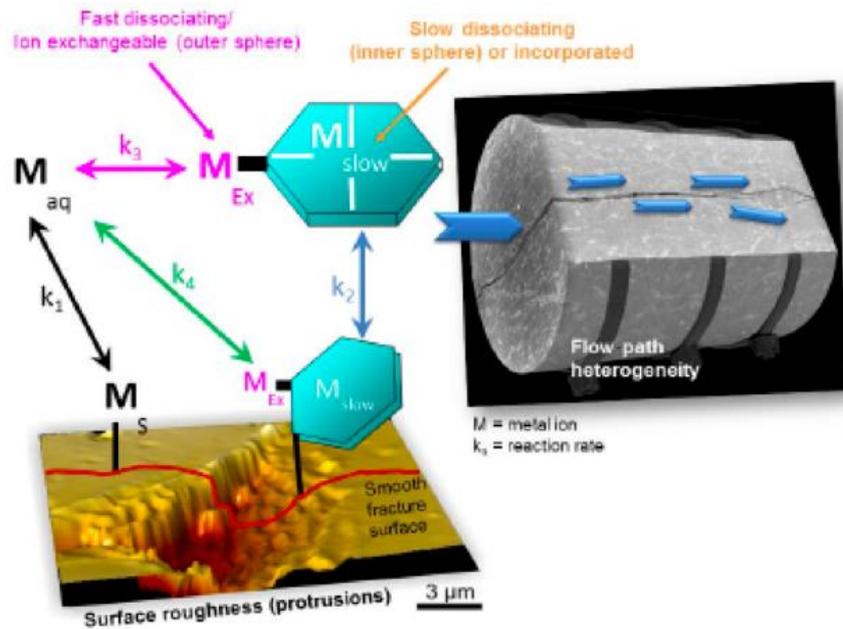


Figura 4.5 Interazione fra i radionuclidi e la struttura mineraria⁷

4.3.6 IGD-TP Working Groups

Il Working Group 1 è stato dedicato alla revisione di alcune Joint Actions che possono portare a futuri progetti tecnico-scientifici:

JOINT ACTIONS	COORDINATORE	OBIETTIVI
JA 5- Safety of construction and operations	NAGRA	<ul style="list-style-type: none"> Sviluppare metodologie comuni per la safety delle operazioni realizzative del deposito
JA4 – Monitoring the Environmental reference State	ANDRA	<ul style="list-style-type: none"> Predisporre un riferimento per lo stato zero dell'ambiente, prima della realizzazione del deposito Analisi delle sensitività richieste Scelta dei markers Preparare il futuro piano di monitoraggio ambientale
JA12 – Adaption and optimization of the repository	RAWRA	Ottimizzazione di: <ul style="list-style-type: none"> Trasporto dei casks nel sottosuolo Localizzazione delle hot cell Modalità di stoccaggio (orizzontale o verticale) Tema delle barriere ingegneristiche
JA15 – Nuclear Knowledge Management	POSIVA	<ul style="list-style-type: none"> Monitorare le attività nell'ambito della gestione della conoscenza Identificare potenziali interessi sinergici
JA14 Competence, Maintenance, Education and Training (CMET)	POSIVA	<ul style="list-style-type: none"> Accreditamento dei concetti di training Interazione con iniziative simili Sviluppo di metodi di controllo della qualità del training Sviluppo di contenuti per moduli di training professionale

⁷ EF 3 presentazione progetto BELBAR – Peter Wikberg (SKB)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	37	44

Il target di questo working group è duplice: da una parte fornisce alla piattaforma IGD-TP informazioni sullo sviluppo delle Joint Actions, dall'altra permette ai partecipanti al Forum (EF) di esprimere il loro interesse per attività specifiche, di proporre nuove idee che possono essere sviluppate attraverso nuove JA, di dare suggerimenti su come interagire meglio con i coordinatori delle JA nei periodi che intercorrono fra due EF successivi.

La sessione è stata organizzata in modo che ciascun coordinatore avesse qualche minuto a disposizione per aggiornare la platea sull'evoluzione della JA sua competenza e per poi lasciare spazio alla discussione dei temi e ad eventuali proposte o suggerimenti.

4.3.7 *Joint Action 4 - Monitoring the environmental reference state*

Allo stato attuale l'ENEA sta seguendo particolarmente le attività della Joint Action 4 - Monitoring the Environmental Reference State, in quanto coerente con le competenze sviluppate negli ultimi anni e in linea con l'attuale status del deposito italiano, al quale il concetto è applicabile anche se si tratta di un deposito superficiale. L'obiettivo del working group consiste nella definizione di una strategia comune per definire lo stato zero ambientale antecedente la realizzazione di un deposito geologico per rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita (ma come già detto, molti concetti sono applicabili anche a un deposito di superficie per rifiuti a bassa e media attività). Tra gli argomenti principali che dovranno essere affrontati, rientra anche la valutazione dell'impatto dei cambiamenti climatici globali sull'ambiente di studio, il livello di consultazione/informazione che si vorrà fornire al pubblico e le modalità di coinvolgimento dei diversi stakeholders.

E' stata quindi affrontata una sintetica discussione sul documento "*Guidelines for geological radioactive waste disposal environmental zero-state and subsequent monitoring definition*", anticipato prima del workshop ai partecipanti, sottoforma di bozza. In questo modo si sono poste le basi per una futura collaborazione al fine di pubblicare un documento IGD-TP conclusivo su questo argomento, che ponga le basi per futuri progetti di ricerca sulla tematica.

4.4 *Il Contesto Europeo dei Programmi di R&D per il Deposito Geologico dei Rifiuti Radioattivi*

In occasione dell' EF 2012, sono stati presentati gli aggiornamenti sui futuri programmi di finanziamento europei per le attività di R&D sul deposito dei rifiuti radioattivi.

Nella tabella sono evidenziati i progetti EU attivati nel corso del FP7, con l'indicazione delle tematiche e del rapporto costo/finanziamento EU, per un totale complessivo di 22 progetti.

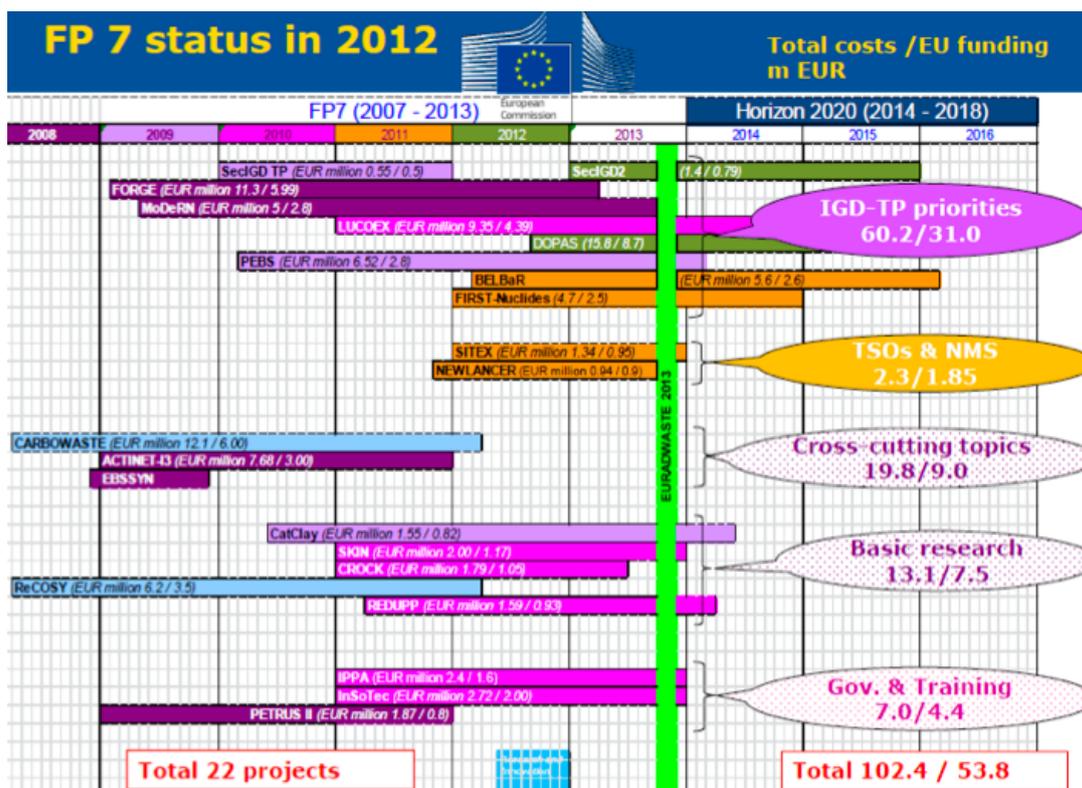


Tabella 4.3 – Status dei progetti EU (FP7), relativi alla gestione dei rifiuti radioattivi, nel 2012

4.4.1 Horizon 2020 per il deposito

Il budget proposto al Consiglio Europeo degli Stati membri, per il programma HORIZON 2020 è di 335 M€ per i programmi relativi alla fissione, 710 M€ per la fusione e 724 M€ per il JRC, da confrontare, rispettivamente con 287 M€, 1947 M€ e 517 M€ previsti per il FP7:

TEMA	BUDGET HORIZON 2020	BUDGET FP7
FISSIONE (azioni indirette)	335 M€	287 M€
FUSIONE	710 M€	1947 M€
JRC (azioni dirette EC)	724 M€	517 M€

Tabella 2 – Budget previsto per Horizon 2020 su tematiche nucleari

Gli obiettivi delle azioni indirette previste per il tema de fissione saranno:

- Sicurezza dei sistemi per il nucleare
- Gestione dei rifiuti
- Sviluppo e sostenibilità delle competenze in ambito nucleare
- Protezione dalle radiazioni
- Innovazione e competitività industriale
- Disponibilità ed utilizzo delle infrastrutture di ricerca

Il dr. Christophe Davies dell’ European Commission DG RTD sulla fissione nucleare ha sottolineato che le regole di partecipazione prevedono di aumentare l’intergrazione e il coordinamento delle attività di ricerca attraverso il finanziamento di programmi piuttosto che di progetti.

In particolare per quanto riguarda il deposito dei rifiuti radioattivi gli obiettivi saranno: continuare a supportare le priorità della piattaforma IGD-TP, la ricerca di base innovativa, i

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	39	44

programmi meno avanzati; considerare le richieste e le esigenze degli enti regolatori e delle TSO; coinvolgere i cittadini e la società civile, promuovere la cooperazione internazionale e la disseminazione, supportare gli studi di impatto socio-economico. Per fare questo la previsione della EC è di utilizzare i due terzi del budget disponibile per le attività programmatiche, mentre dedicare il restante terzo ai progetti tradizionali ed alle attività trasversali.

I programmi dovrebbero essere proposti da enti pubblici o privati che già gestiscono, anche a livello nazionale, i programmi di ricerca, mentre i progetti potranno essere proposti da tutte le entità legali (come nel precedente FP7). Appare quindi evidente che i ministeri, le regioni e gli enti regolatori avranno un ruolo propositivo ed attivo per attingere a finanziamenti di programmi ad ampio respiro, a cui potranno poi partecipare gli enti di ricerca, le università e le industrie.

Nella prossima conferenza europea sulla politica comunitaria della gestione dei rifiuti radioattivi (EURADWASTE 2013)⁸ saranno presentate e discusse le strategie della ricerca europea per la collaborazione internazionale e per le attività programmatiche comuni previste da HORIZON 2020.

4.4.2 Il progetto NEW LANCER e la partecipazione ad IGD-TP dei nuovi stati membri

Nell'Aprile 2013, il meeting periodico del progetto EU "New Lancer"⁹ (Euratom Programme), dedicato all'identificazione e valutazione delle capacità dei nuovi Stati membri nel partecipare alle iniziative comunitarie in ambito nucleare, ed in particolare ai programmi Euratom, per creare una coesione più efficiente nella ricerca sul nucleare, è stato dedicato alle attività di ricerca e sviluppo sul deposito per i rifiuti radioattivi.

In quell'occasione i nuovi Stati membri hanno presentato le loro attività in tale ambito e le sfide che devono ancora affrontare per la chiusura del ciclo del combustibile nucleare. In quell'occasione la piattaforma IGD-TP è stata presentata ai membri del partenariato, che sono stati invitati a partecipare al Work Package 2 del SecIGD2 (segretariato tecnico dell'IGD-TP, vedi parag. 2.1), coordinato da NDA e dedicato ai paesi con programmi meno avanzati.

La presentazione della piattaforma ha stimolato una discussione sulle modalità ed opportunità di partecipazione all'IGD-TP, in quanto da una parte la EU spinge affinché le WMO abbiano più interazioni e sinergie con gli enti regolatori e le TSO, dall'altra gli stessi enti regolatori vedono la piattaforma come un campo esclusivo delle WMO, per cui non manifestano un evidente interesse ad essere coinvolte nelle relative attività, per non rischiare un celato conflitto di interessi.

La discussione è ovviamente ancora aperta e le TSO potrebbero svolgere un ruolo interlocutorio per chiarire le interazioni fra i membri che partecipano alla piattaforma. Questa considerazione evidenzia come la partecipazione all'IGD-TP delle TSO, degli enti di ricerca e delle università sia particolarmente importante per assicurare un monitoraggio obiettivo delle attività di R&D e di trasferimento tecnologico delle WMO e per promuovere la creazione di sinergie fra tutti gli attori coinvolti nella gestione dei rifiuti radioattivi, affinché gli investimenti, in termini di politiche comunitarie, possano essere efficaci, condivisi ed utili per la società civile e l'ambiente.

⁸ http://cordis.europa.eu/fp7/euratom-fission/euradwaste-2013_en.html

⁹ <http://www.newlancer.net>

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	40	44

4.5 Prossimo Exchange Forum (Praga, 29-30 Ottobre 2013)

Il IV Exchange Forum si focalizzerà su nuove idee che potrebbero integrare le priorità della vigente SRA attraverso un approccio bottom-up in cui si vuole coinvolgere in modo più efficiente nuovi attori nella R&D. Pertanto gli obiettivi di questo Forum saranno:

1. Portare avanti nuovi progetti nel quadro della realizzazione di attività già descritte nella SRA e nel DP.
2. Identificare nuovi oggetti di collaborazione con la SNETP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform).
3. Identificare argomenti di interesse comune con le TSO (Technical Support Organisation) attraverso SITEX (Sustainable network of Independent Technical EXpertise for radioactive waste Disposal).
4. Informare i partecipanti sulle attività dei gruppi di lavoro e dei progetti comunitari.
5. Sviluppare nuovi programmi di R&S sul coinvolgimento degli stakeholders.

Per realizzare questi obiettivi, il Forum questa volta durerà due giorni e ci saranno cinque gruppi di lavoro tecnici (**WG**) per discutere le priorità e le nuove aree di interesse:

WG1: "Cement"

L'obiettivo è quello di individuare studi congiunti e/o esperimenti sull'interazione dei materiali cementizi con altri componenti del deposito, sulla base di input delle WMO e in relazione alle loro esigenze. L'enfasi è sulla performance a lungo termine piuttosto che sugli aspetti ingegneristici.

WG2: "Monitoring"

Dopo il progetto MoDeRn (Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure), si potrebbe ideare un ulteriore "collaborative project" sul monitoraggio attraverso la condivisione di tecnologie in situ che possano soddisfare requisiti specifici del deposito. La proposta è quella di avere 4 temi basati sulle seguenti aree di lavoro:

1. aspetti di strategia
2. sviluppo tecnologico
3. attuazione pratica
4. Comunicazione e coinvolgimento degli stakeholders

WG3: "New Waste Type" in collaborazione con SNETP

Futuri cambiamenti nelle tipologie di rifiuti potrebbero avere importanti implicazioni nello smaltimento geologico ed è quindi necessario una attività di R&S su questo tema. Avere la conferma che questi rifiuti saranno compatibili con le attuali barriere, ingegneristiche o naturali, può richiedere una fase di R&S intensiva e decennale. In linea con la propria visione, il problema per IGD-TP riguarda, in primo luogo, i cambiamenti attesi nei prossimi due decenni (burn-ups più alti, cambiamento dei materiali di rivestimento, combustibile diverso da UO₂, processi di separazione e riciclaggio, cambiamento nei processi di ritrattamento, reattori GenIII...). Questo include anche i rifiuti che saranno generati dagli impianti di ricerca in ambito GenIV.

WG4: RD&D TSO's needs: the view of SITEX

L'obiettivo di questo gruppo di lavoro è di presentare le esigenze di R&S delle TSO e discutere le priorità in accordo con le esigenze delle WMO. Questo gruppo di lavoro offre un forum per discutere i problemi deontologici connessi con il rispettivo ruolo e individuare possibili attività congiunte da sviluppare nell'ambito di H2020.

WG5: Studi Microbiologici

I processi microbici sono studiati dalle WMOs da due decenni o più. Anche se i concetti di smaltimento e le formazioni geologiche variano notevolmente da paese a paese, i processi

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	41	44

microbici di base sono gli stessi. Tuttavia, il patrimonio di conoscenze sui processi microbici nello smaltimento dei rifiuti radioattivi resta per lo più patrimonio delle singole WMO. L'obiettivo di questo gruppo di lavoro è quello di riunire le competenze e le conoscenze sui processi microbiologici e formare una comunità internazionale di lunga durata entro la quale i nuovi risultati, i progetti e le proposte possano essere condivisi e discussi.

4.6 Considerazioni Conclusive

Uno degli obiettivi del Segretariato di IGD-TP per il prossimo IV Forum è cercare di coinvolgere un maggior numero di soggetti interessati alle attività della piattaforma tecnologica.

Dall'esperienza fatta dall'ENEA (vedi ad es. il Progetto CAST) in questi ultimi anni è ormai evidente che tutte le principali iniziative in tema di gestione dei rifiuti radioattivi nascono ormai in ambito IGD-TP e i diversi working group tecnici evolvono prima o poi in consorzi tra WMO e organizzazioni varie per la sottomissione di proposte per Progetti finanziati dalla Commissione Europea, prima in ambito FP7 e in futuro in ambito Horizon 2020. E' emblematico che praticamente tutte le principali WMO europee hanno aderito a IGD-TP e siedono nell'Executive Committee. In occasione di call europee queste WMO fanno "sistema" con le altre organizzazioni di R&S del Paese di provenienza per indirizzare i progetti sui temi di loro interesse.

In tale contesto è abbastanza anomala la mancanza in IGD-TP delle WMO italiane: SOGIN S.p.A. e Nucleco S.p.A.

4.7 Elenco delle Abbreviazioni

ANDRA	L'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (France)
BMWi	Federal Ministry of Economics and Labour (Germany)
DP	Deployment Plan
EC	European Commission
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Spain)
FP7	European Framework Programme 7
JA	Joint Actions
JRC	Joint Research Centre
Nagra	National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (Switzerland)
NDA	Nuclear Decommissioning Authority (UK)
ONDRA/ NIRAS	Belgian Agency for Management of Radioactive Waste and Enriched Fissile Materials (Belgium)
POSIVA	POSIVA Oy (Finland)
PURAM	Public Limited Company for Radioactive Waste Management (Hungary)
SKB	Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company (Sweden)
SRA	Strategic Research Agenda
TEP	Technical Project Group
TSO	Technical Support Organization
WG	Working Group
WMOs	Waste Management Organizations

5 Scenari energetici

Autore Carlo Petrovich

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	42	44

Ai fini della sostenibilità economica ed ambientale della produzione di energia elettrica, nel rapporto /17/ è stata studiata l'interconnessione tra la scelta di diversi mix di fonti, i rispettivi valori medi di emissioni di CO2 ed i costi di generazione.

Nella prima parte di questo documento (elaborata da ENEA) è stata proposta una metodologia, attraverso un grafico con triangolo e "isocurve", per rappresentare graficamente un generico mix energetico elettrico, caratterizzato da terne di contributi di diverse fonti. In questo modo si possono sintetizzare in modo efficace in un'unica rappresentazione, anche se in prima approssimazione, un gran numero di informazioni sul mix energetico elettrico. Per mezzo di "isolinee", ovvero curve che uniscono mix con uguali valori di determinate grandezze, è possibile evidenziare i costi medi di generazione (c€/kWh) e di produzione di CO2 (gCO2/kWh) di diversi mix e, viceversa, ricavare tutti i mix che soddisfino valori richiesti di emissioni e di costi.

Questo metodo può essere applicato a diversi sistemi (es., nazionale, europeo) e a diverse terne di fonti (es., mix di 'fossili/nucleare/rinnovabili' e mix di 'eolico/fotovoltaico/altre rinnovabili'). E' possibile inoltre aggiungere altri "isovalori" di interesse come ad esempio l'impatto sull'occupazione.

Nella seconda parte del documento (elaborata da CIRTEN), nell'ottica di valutare le implicazioni delle attuali politiche energetiche tese a favorire la penetrazione di fonti rinnovabili, è stato studiato nel dettaglio uno scenario italiano al 2030 in cui il 50% della domanda finale sia generata da fonti rinnovabili (tutte le analisi sono quindi soggette alle inevitabili incertezze dovute alla previsione dei costi). Le fonti rinnovabili sono state raggruppate in tre macrocategorie e, in base ai rispettivi contributi nel mix di generazione, variabili da 0 al 50%, sono stati delineati 21 scenari. Per facilitare la valutazione tecnico-economica di ognuno di essi, i valori del costo medio dell'energia di ogni scenario sono stati riportati sul grafico triangolare proposto nella prima parte del documento, potendo così determinare le curve di "iso-costo".

Analizzando anche i limiti di fattibilità tecnica delle singole fonti, rappresentati nelle diverse aree del triangolo, si possono in questo modo evidenziare le opzioni di mix di maggiore interesse.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	43	44

6 Bibliografia

/1/ Committee on Improving the Assessment of the Proliferation Risk of Nuclear Fuel Cycles, “Improving the Assessment of the Proliferation Risk of Nuclear Fuel Cycles”, Nuclear and Radiation Studies Board, Division on Earth and Life Studies, National Research Council, ISBN 978-0-309-28532-2, 2013

/2/ Sarah C. Case, Rapporteur, “Proliferation Risk in Nuclear Fuel Cycles: Workshop Summary”, National Research Council, ISBN 978-0-309-22049-1, 2011

/3/ F.Padoani, “Metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi innovativi: sviluppo e applicazione”, Report RSE/2009/138, 2009

/4/ F.Padoani, G.Glinatsis, “Resistenza alla proliferazione e protezione fisica: metodologie e applicazioni a sistemi innovativi in ambito GIF”, Report RdS/2010/50, 2010

/5/ F.Padoani, G.Glinatsis, “Stato di sviluppo delle principali metodologie per valutare la resistenza alla proliferazione e protezione fisica e loro applicazione a sistemi innovativi”, Report RdS/2011/86, 2011

/6/ F.Padoani, G.Glinatsis, “Sviluppi metodologici e attività internazionali per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi nucleari innovativi”, Report RdS/2012/151, 2012

/7/ C.Petrovich et al., “Studio preliminare sul ciclo del combustibile e sul costo dell’energia nell’ipotesi di uno scenario nucleare italiano”, Report RdS/2011/85, 2011.

/8/ 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

/9/ 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

/10/ C. Petrovich, “11Ciclo del combustibile nucleare: confronto tra ciclo aperto in reattori termici e ciclo chiuso in reattori veloci a piombo”, Report RdS/2012/151, 2012

/11/ G. Renda, F. Alim, G.G.M. Cojazzi, P. Peerani, “Material Type and Safeguardability Considerations for Innovative Sodium Fast Reactors Fuel Including Different Minor Actinides Compositions”, Proceedings of the INMM 53rd Annual Meeting, 2012

/12/ IGD TP, VISION REPORT. s.l. : European Commission - EURATOM, 2009.

/13/ A. Luce, Relazione di partecipazione a “Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology” IGD-TP. s.l. : ENEA. Report RDS/2010/129, 2010

/14/ IGD TP web page. [Online] <http://www.igntp.eu/index.php/participants>.

/15/ IGD TP, “Strategic Research Agenda”, 2011

/16/ R. Levizzari, A. Luce, A. Rizzo, “Partecipazione a IGD-TP – Stato dei lavori e prospettive per le future attività di R&S s.l.”, ENEA, 2012. NNFISS-LP2-064.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 010	0	L	44	44

/17/ C. Artioli, C. Bustreo, G. Meneghini, C. Petrovich, I. Vignotto, G. Zollino, “Una mappa delle emissioni specifiche e del costo medio di generazione di diversi mix elettrici”, Accordo di Programma MSE-ENEA, ADPFISS-LP1-012, ENEA-CIRTEN, Settembre 2013.