



Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia
e lo sviluppo economico sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Sviluppi metodologici e attività internazionali per la valutazione
della resistenza alla proliferazione di sistemi nucleari innovativi

Franca Padoani, Georgios Glinatsis

SVILUPPI METODOLOGICI E ATTIVITÀ INTERNAZIONALI PER LA VALUTAZIONE DELLA RESISTENZA ALLA
PROLIFERAZIONE DI SISTEMI NUCLEARI INNOVATIVI

Franca Padoani, Georgios Glinatsis ENEA

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Area: Governo, Gestione e Sviluppo, del Sistema Elettrico Nazionale

Progetto: Nuovo Nucleare da Fissione: Collaborazioni Internazionali e sviluppo Competenze in Materia Nucleare

Responsabile del Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

Titolo

Sviluppi metodologici e attività internazionali per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi nucleari innovativi

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione" – PAR 2011

Argomenti trattati: Non proliferazione, sistemi nucleari innovativi, metodologie

Sommario

In continuità con i precedenti rapporti emessi in ambito RSE sullo stato di sviluppo e applicazione delle principali metodologie internazionali messe a punto per valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica, questo rapporto tecnico fa il punto delle attività in ambito GIF (*Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, PR&PP WG*) e IAEA-INPRO. Si aggiungono considerazioni su come i codici di scenario possono fornire, oltre a dati utili nelle valutazioni qualitative sulla resistenza alla proliferazione di sistemi nucleari e associato ciclo del combustibile, anche informazioni utili al progettista di nocciolo per inserire nel progetto elementi per rafforzarne le caratteristiche di resistenza alla proliferazione prima del suo congelamento. Il concetto, già introdotto da ENEA in ambito IAEA e OECD/ENEA e descritto in rapporti precedenti, è stato ulteriormente elaborato quest'anno nell'*Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios* dell'OECD/NEA e in relazione a sviluppi del codice di scenario francese COSI nell'ambito dell'accordo ENEA-CEA.

Autori: Franca Padoani, Georgios Glinatsis

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE		NOME	Franca Padoani	Paride Meloni	Massimo Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

INDICE

1	Introduzione.....	3
2	Il GIF PR&PP WG.....	3
2.1	La metodologia GIF PR&PP	4
2.2	La Revisione 6 della Metodologia GIF PR&PP	8
2.2.1	Principali pubblicazioni PR&PP dalla Rev.5 alla Rev.6	9
2.2.2	Informazioni sensibili.....	9
2.2.3	Approfondimenti nella definizione degli obiettivi PP	10
2.2.4	Approfondimenti sulle Metriche per PR.....	12
2.2.4.1	Difficoltà Tecnica (TD).....	13
2.2.4.2	Costo (PC)	13
2.2.4.3	Tempo (PT)	13
2.2.4.4	Materiale (MT).....	14
2.2.4.5	Probabilità di scoperta (DP).....	16
2.2.4.6	Efficienza del rilevamento (DE).....	16
2.2.4.7	Sintesi M&M PR.....	17
2.2.5	Expert elicitation.....	18
2.2.6	Esperienza derivata dall'applicazione della metodologia.....	18
2.2.7	Metodologie GIF Safety e PR&PP	20
2.3	Compendio delle caratteristiche PR&PP dei sei sistemi GenIV.....	20
3	IAEA INPRO e Resistenza alla Proliferazione	25
3.1	CP Prada	25
3.2	CP Prosa	28
4	Studi di scenari e Resistenza alla Proliferazione	29
4.1	Importanza delle incertezze per calcoli di scenario e PR&PP	31
5	Conclusioni	33
6	RIFERIMENTI.....	34
7	ALLEGATO 1 - Terms of Referenfe del CP PROSA	37

1 Introduzione

La problematica della proliferazione nucleare continua ad avere una posizione di primo piano a livello internazionale e nazionale. Gli aspetti politici sulle presunte intenzioni proliferanti di alcuni stati sono ben noti seguendo le attività IAEA e le puntuali dichiarazioni del suo Direttore Generale o del Consiglio dei Governatori e si intrecciano pesantemente con fattori industriali e commerciali. Allo stesso tempo, così come aumenta la consapevolezza da parte dei singoli stati della propria responsabilità per garantire la sicurezza (*safety* e *security*) del materiale e impianti nucleari nel proprio territorio e associate attività, è aumentata la sensibilità di mostrare internazionalmente la serietà dei sistemi di controllo nazionali e la volontà di adeguarsi alle responsabilità derivanti dall'accettazione del Protocollo Aggiuntivo.

Le metodologie per valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica contribuiscono a mettere a fuoco questi aspetti. Occorre però essere chiari su due punti. Nessuna metodologia di per sé sarà in grado di dare una "patente" proliferante o non proliferante ad uno stato. Inoltre uno strumento che permetta di quantificare in modo definitivo il livello di resistenza alla proliferazione di un sistema nucleare o di un intero ciclo del combustibile e di trovare un sistema "sicuro" è un desiderio comprensibile, ma purtroppo non realizzabile. Come già evidenziato nei precedenti rapporti pubblicati dell'accordo di programma ENEA-MSE per la ricerca di sistema elettrico /1 - 3/ non esiste un sistema o un ciclo che sia intrinsecamente non proliferante: le metodologie aiutano a identificare eventuali punti deboli e a eliminarli o controllarli.

Con questa consapevolezza vanno quindi considerati i vari strumenti disponibili a livello internazionale, incluse le due principali metodologie: la prima è stata elaborata dal *Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group* (PR&PP WG) del Generation IV International Forum (GIF); l'altra nell'ambito dell'*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* (INPRO).

La fase di sviluppo delle metodologie è ora rallentata, mentre viene dato spazio alla loro applicazione per verificare la loro robustezza e versatilità nel rispondere alle esigenze di utilizzatori diversi: dai decisori politici delle strategie nucleari nazionali ai progettisti di reattori. Il presente rapporto fa il punto delle novità in ambito GIF, IAEA e NEA.

2 Il GIF PR&PP WG

Le principali novità per il PR&PP WG sono stati la decisione all'inizio del 2012 di rendere pubblici due documenti importanti: la revisione 6 della metodologia GIF PR&PP /4/ e un compendio delle caratteristiche PR&PP dei sei sistemi selezionati dal GIF /5/, elencati in Tabella I.

Sistema		Spettro	Ciclo del combustibile
VHTR	Very-high-temperature reactor	termico	aperto
SFR	Sodium-cooled fast reactor	veloce	Chiuso

SCWR	Supercritical water-cooled reactor	termico/veloce	aperto / chiuso
GFR	Gas-cooled fast reactor	veloce	Chiuso
LFR	Lead-cooled fast reactor	veloce	Chiuso
MSR	Molten salt reactor	termico/veloce	Chiuso

Tabella I: I sei sistemi GenIV e le relative opzioni sul ciclo del combustibile (GIF 2009 *Annual Report*)

Prima di entrare nel dettaglio delle novità presenti nella Rev.6 e sull'approccio utilizzato dal PR&PP WG e dai GIF *System Steering Committees (SSCs)*, si ritiene opportuno ripercorrere gli aspetti salienti della metodologia GIF PR&PP.

2.1 La metodologia GIF PR&PP

La metodologia del PR&PP del GIF è schematizzata in Figura 1: per ogni sistema nucleare si definisce lo scenario della o delle minacce, si analizza la risposta del sistema alle minacce e infine si fa una valutazione dei risultati.

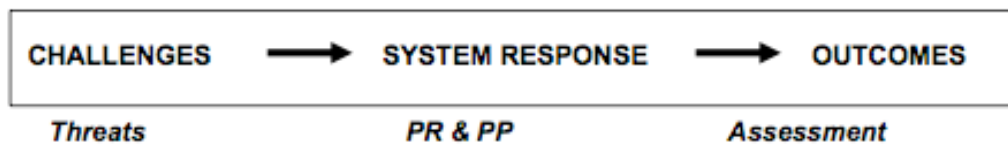


Figura 1: Schema generale della metodologia GIF PR&PP /4/

Lo scenario è l'insieme delle minacce poste da un potenziale stato con velleità di proliferare o da gruppi terroristici. L'analisi della risposta si riferisce alla valutazione delle caratteristiche dei sistemi GenIV rispetto alla loro capacità di resistere a tentativi di proliferazione da parte di uno stato, di sabotaggio o di minacce terroristiche. Un insieme di Misure definite all'interno della metodologia è alla base della valutazione finale.

Il mandato del PR&PP WG è riferito alle valutazioni PR&PP dei sistemi GenIV, con lo scopo di fornire valutazioni sui sistemi nucleari innovativi, a diversi stadi e partendo dalle primissime fasi di progetto. La metodologia è stata pensata per essere molto flessibile per potersi adattare al diverso livello di informazioni disponibile nelle varie fasi di progetto, tenendo anche conto delle incertezze.

Per iniziare una valutazione PR&PP è fondamentale partire da un sistema per il quale sia per lo meno disponibile la concettualizzazione sia in termini tecnici sia istituzionali su, ad esempio, le misure di salvaguardia e protezione fisica e su come lo stato si colloca nel contesto internazionale. Quest'ultimo aspetto è essenziale per definire l'interazione con le caratteristiche intrinseche del sistema e individuare i possibili percorsi ("*pathways*") che potrebbero condurre uno stato a dotarsi di ordigni nucleari oppure gruppi di terroristi a creare i presupposti di un sabotaggio o di un attacco a impianti e materiali nucleari. Questa è la base da cui partire per progettare un sistema con difese più efficaci e più robusto.

Un aspetto importante della metodologia è la capacità di considerare scenari in grado di coprire

diversi tipi di minaccia. Tra queste, il PR&PP WG si è in particolare occupato di:

- per le valutazioni di resistenza alla proliferazione (PR)
 - sottrazione mascherata di materiale nucleare in impianti dichiarati (“*diversion*”)
 - Utilizzo improprio di impianti dichiarati (“*misuse*”)
 - Conclamato uso improprio di impianti o sottrazione di materiale nucleare dichiarato
 - Impianti clandestini dedicati
- per le minacce derivanti da attacchi agli impianti (PP)
 - Sabotaggio radiologico
 - Furto di materiale nucleare
 - Furto di informazioni sensibili

Considerazioni sulla credibilità della minaccia esulano dagli scopi della metodologia che si limita a utilizzare le informazioni sulla minaccia (fornite generalmente dai committenti) come base di partenza per l’applicazione della metodologia.

Scenari (PR&PP)	Definizione minaccia
Risposta del sistema	1. Identificazione elementi
	2. Identificazione obiettivi
	3. Identificazione <i>pathways</i>
	4. Stima delle Misure
Risultati	Confronto tra <i>pathways</i>
	Valutazione PR&PP del sistema

Figura 2: Schematizzazione della metodologia GIF PR&PP

Una volta definito il quadro delle minacce da considerare in un dato scenario di riferimento la metodologia, per valutare la risposta del sistema (Figura 2), richiede l’individuazione di “Elementi” del sistema nucleare potenzialmente sensibili alle minacce (step 1). Ad esempio, pensando alla minaccia di proliferazione, si individua l’impianto o parti impianto dove potrebbe essere possibile entrare in possesso di materiale nucleare o processarlo; oppure, considerando minacce terroristiche, si identificano le aree dove potrebbe avere luogo un sabotaggio o un furto di materiale.

La scelta degli obiettivi (step 2) e dei *pathways* (step 3) per raggiungerli dipende da un’analisi tecnica dettagliata dei vari Elementi e dalle ipotesi alla base dello scenario di minacce, ad esempio in quanto tempo lo stato vuole ottenere determinate quantità e qualità di materiale nucleare. I *pathways* complessi sono suddivisi in una serie di segmenti di *pathway* che, presi congiuntamente, rappresentano l’insieme delle azioni per raggiungere l’obiettivo.

La risposta del sistema è completata dall’analisi PR&PP (step 4) del sistema per ogni determinato *pathway* utilizzando un set di caratteristiche, le “Misure” mostrate in Tabella II, che hanno lo scopo di valutare le conseguenze di una possibile serie di azioni da parte dello stato potenzialmente proliferante o del gruppo terrorista.

RESISTENZA ALLA PROLIFERAZIONE – PR	
Caratteristiche intrinseche	
Difficoltà tecniche (DT)	Difficoltà legate agli sforzi richiesti per superare le diverse barriere e raggiungere l'obiettivo, ad es. le difficoltà derivanti dalla manipolazione di materiale o dal livello di sofisticazione richiesto
Costo (PC)	Risorse (umane e finanziarie) per raggiungere l'obiettivo, inclusa la costruzione di impianti dedicati
Tempo (PT)	Il tempo minimo a disposizione per raggiungere l'obiettivo, ad es. il tempo entro cui uno stato intende portare a termine il progetto
Tipo di materiale fissile (MT)	Categorizzazione del materiale fissile secondo le sue caratteristiche e potenziale uso per ordigni nucleari. È l'unica Misura che si applica a un intero <i>pathway</i> e non a parti di esso
Caratteristiche estrinseche	
Probabilità di rilevamento (DP)	La probabilità di rilevare azioni ed eventi identificati in un <i>pathway</i> o un suo segmento
Efficienza nel rilevamento (DE)	Le risorse (umane, finanziarie, tecniche) per applicare le salvaguardie al sistema
PROTEZIONE FISICA – PP	
Probabilità di successo (PAS)	Probabilità che l'avversario riesca a percorrere il <i>pathway</i> e a raggiungere lo scopo
Conseguenze (C)	Effetti dell'azione descritta in un <i>pathway</i> e portata termine con successo dall'avversario, anche includendo gli effetti dell'azione per mitigare gli effetti
Risorse (PPR)	Le risorse (umane, finanziarie, capacità) per applicare un sistema di protezione fisica, inclusa la capacità di neutralizzazione dell'avversario, mantenendo la flessibilità per adattarsi a ulteriori sofisticazioni della minaccia

Tabella II: Misure utilizzate dalla metodologia GIF PR&PP

Le Misure possono essere stimate con approcci qualitativi e quantitativi secondo quanto richiesto allo studio: ad esempio una valutazione più dettagliata a livello tecnico per il progetto del sistema nucleare oppure una valutazione più qualitativa per considerazioni ad alto livello. Per la valutazione delle Misure si possono usare metodi diversi (es. simulazioni e metodi probabilistici) e ricorrere al parere documentato di esperti ("*expert elicitation*").

Alle Misure PR&PP sono associate delle Metriche attraverso cui le Misure possono essere caratterizzate da descrittori qualitativi (da "*very low*" a "*very high*") per indicare l'intenzione più o meno proliferante di uno stato. Tuttavia questi descrittori non vanno presi come un giudizio sulle reali intenzioni di un paese, ma come indicatori relativi a un dato *pathway* da confrontare con quelli di altri *pathways*. Il PR&PP WG ha suggerito una lista di Metriche che hanno carattere di esempio: ma la scelta delle Metriche per un determinato scenario dipende esclusivamente dall'analista (vedi paragrafo 2.2.4.)

La Figura 3 schematizza come si esegue l'analisi di un *pathway*, dalla minaccia alle Misure e Metriche, differenziandolo per valutazioni PR e PP.

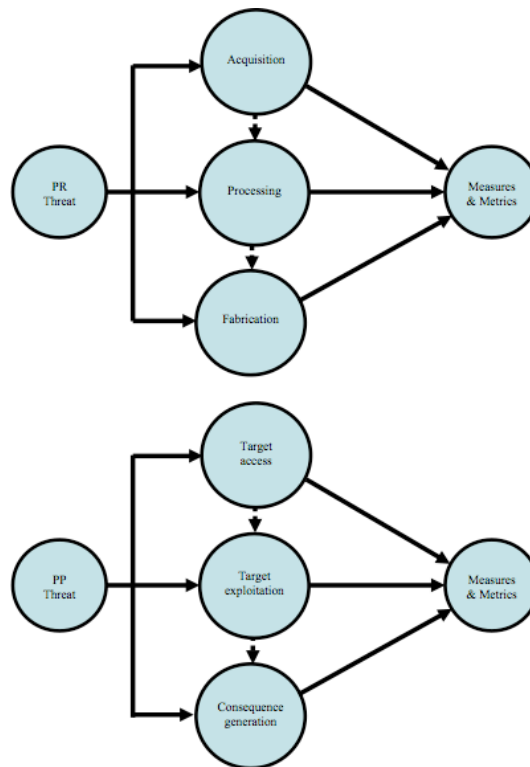



Figura 3: Schema di analisi di *pathways* per PR e PP /4/

Dal confronto tra i vari *pathways*, l'analista deve identificare quelli che con più probabilità uno stato proliferante o un gruppo terrorista sceglierebbe. Questa informazione fornisce la base per successive decisioni, ad esempio dove dare priorità agli investimenti nelle salvaguardie o misure di protezione fisica. La metodologia GIF PR&PP affronta questa fase con molta cautela per evitare giudizi e assunzioni, ad esempio sulle preferenze di uno stato, sempre che questo non sia parte delle ipotesi di partenza.

L'ultimo passo della metodologia è l'integrazione di tutte le informazioni derivanti dall'analisi del sistema e la loro interpretazione e comunicazione ai committenti o utilizzatori dei risultati. Gli utilizzatori dei risultati delle valutazioni PR&PP sono stati individuati in tre gruppi: decisori politici, sviluppatori del sistema GenIV e attori esterni. Ciascuno di essi ha interessi diversi e la metodologia deve quindi essere in grado di fornire risposte diverse: presumibilmente più generali e focalizzate sugli aspetti che facilitino decisioni tra opzioni nel caso dei primi e più legate agli aspetti tecnici (es. *safeguards by design*) nel caso dei progettisti. Analogamente anche la comunicazione sarà diversa.

Benché il mandato del PR&PP WG si limiti ai sistemi GenIV, la metodologia in effetti può essere applicata, oltre che ad altri sistemi nucleari, anche all'intero ciclo del combustibile o a sue parti. Naturalmente bisogna tenere presente che molto probabilmente all'inizio del progetto di un reattore nucleare vi saranno poche informazioni sulle altre parti del ciclo che, in alcuni casi, potrebbero non essere ancora state definite. Tuttavia, anche nella nostra esperienza con questa metodologia o altri approcci, il tipo di feedback che si ottiene da valutazioni PR anche partendo da informazioni poco dettagliate può essere di grande interesse.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	8	42

2.2 La Revisione 6 della Metodologia GIF PR&PP

Il documento Rev.6 recentemente reso pubblico non costituisce una revisione della metodologia GIF PR&PP descritta nella Rev.5 e riassunta nel paragrafo precedente. La metodologia è rimasta la stessa: la novità della Rev.6 consiste in una diversa impostazione del documento, ora più orientato verso l'utilizzatore della metodologia. Le modifiche più sostanziali interessano tre aree:

1. Nuova guida agli utilizzatori della metodologia
2. Approfondimento degli aspetti legati alla “*expert elicitation*”
3. Aggiornamenti nella scelta delle Metriche per le Misure PR

La nuova struttura del documento, diviso in tre capitoli descritti di seguito, riflette questo approccio.

Capitolo 1- Introduzione

Di carattere generale, contiene anche una descrizione di attività rilevanti per la PR&PP che hanno avuto luogo dalla pubblicazione del documento Rev.5.

Capitolo 2 – Metodologia di valutazione

Contiene una descrizione dettagliata della metodologia e delle linee guida su come applicare la metodologia, inclusa la stima delle Misure PR in conformità a nuove considerazioni sulle Metriche PR.

Capitolo 3: - Eseguire una valutazione PR&PP

Il capitolo è interamente nuovo e descrive tutti i passi per portare a termine la valutazione PR&PP. Questo capitolo elabora in profondità come utilizzare il parere degli esperti nella metodologia (“*expert elicitation*”). A distanza di più di 5 anni dalla presentazione della metodologia nella Rev.5 è stato possibile sfruttare gli insegnamenti derivati dall'applicazione della stessa a diversi casi studio, non solo a quello sull'*Example Sodium Fast Reactor (ESFR)* del PR&PP WG reso pubblico nel 2009 /6/.

L'allegato tecnico “*Addendum to the Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems*” /7/, reso pubblico nel 2007, rimane valido anche per la Rev.6. Pertanto le appendici A-E mantengono la loro attualità:

- Appendice A: sommario delle Metriche usate in precedenti valutazioni PR
- Appendice B: sommario di precedenti valutazioni PP
- Appendice C: definizione della minaccia
- Appendice D: divisa in quattro parti dedicate a salvaguardie e materiale fissile:
 - stima della “salvaguardabilità”,
 - indicazioni su come ipotizzare un sistema di salvaguardie per fare le prime valutazioni
 - obiettivi delle salvaguardie IAEA
 - qualità del materiale fissile e “*attractiveness*”.
- Appendice E: sommario delle tecniche di analisi utilizzabili per valutazioni PR&PP.

I paragrafi seguenti trattano in dettaglio aspetti della Rev.6 di particolare interesse.

Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	9	42

2.2.1 Principali pubblicazioni PR&PP dalla Rev.5 alla Rev.6

La Rev.6 contiene un excursus delle pubblicazioni PR&PP più interessanti degli ultimi 5 anni: molte sono state citate nei precedenti rapporti /1-3/, ma si ritiene comunque utile raccoglierle in un'unica lista con una breve descrizione.

- Monografia su Resistenza alla Proliferazione del Bollettino ESARDA n°39 (2008) di cui si sottolineano due articoli, uno sulle caratteristiche dei sistemi GIF /8/ e uno sulla salvaguardabilità /9/.
- Il già citato caso studio ESFR del PR&PP WG (2009.)
- L'utilizzo del modello Markov nella definizione dei *pathways*, lavori del 2008 /10/ e 2009 /11/.
- Studi sull'applicazione e armonizzazione delle metodologie GIF PR&PP e INPRO, 2009 e 2010, /12 - 13/.
- Interfaccia tra i due gruppi di lavoro GIF trasversali su PR&PP e *Risk & Safety* /14/
- Sommario di tutte le attività del PR&PP WG fino al 2009 presentate al decimo anniversario del GIF /15/.
- Studi su "*safeguards by design*", 2009-2010, /16-19/
- Approcci alternativi per valutazioni di resistenza alla proliferazione, in particolare il *multi-attribute approach*, 2007, /20/ e il SAPRA (*Simplified Approach for Proliferation Resistance Assessment*), 2008, /21/.

2.2.2 Informazioni sensibili

Il riquadro seguente (Box 1) affronta il delicato tema su come trattare contenuti con carattere di riservatezza. Questi possono riguardare sia aspetti di PR (ad es. informazioni sulle misure di salvaguardia) che PP (ad es. i piani di protezione fisica).

Si noti che, come correttamente affermato nella conclusione non solo le informazioni ma anche le valutazioni PR&PP possono avere carattere sensibile e devono essere trattate di conseguenza:

Box 1.1 Sensitive Information

For PR&PP assessments of Generation IV NESs, some detailed pathway descriptions may include sensitive information. For example, the IAEA treats as "safeguards confidential" the concealment strategies it has assumed to design a safeguards system for specific facilities. Weapons laboratories treat as classified information on the specific approaches for fabricating nuclear explosives and the information about optimal approaches for processing nuclear materials using clandestine facilities. Likewise, national regulatory authorities treat as classified specific information about the sabotage and theft threats that current facilities are designed to defeat; methods, difficulty, and time required to overcome barriers to accessing facility vital areas; and complete equipment target sets that, if disabled, could result in radiological releases. **For these reasons, PR&PP evaluations that use or create sensitive information must be performed by organizations that have the appropriate capabilities to control such information.**

2.2.3 Approfondimenti nella definizione degli obiettivi PP

Il capitolo 2 descrive la metodologia con maggior dettaglio rispetto al primo capitolo. Si riportano qui alcuni degli aspetti non presenti nella Rev.5 in particolare relativamente agli aspetti di valutazioni sulla protezione fisica.

Nel caso di valutazioni PP sulla capacità di un sistema di resistere a un attacco, nella Rev. 6 si è tenuto conto degli ultimi sviluppi e pubblicazioni a livello internazionale, quali la pubblicazione nella IAEA *Nuclear Security Series* della REV.5 dell'INFCIRC 225 /22/. Gli scenari da considerare in questo caso derivano da furto (materiale o informazioni) e sabotaggio. Elementi essenziali sono l'Accessibilità del materiale e la sua qualità in termini di "attractiveness".

Per aiutare l'utente a definire gli obiettivi sulla base della Accessibilità, la Rev.6 propone come esempio sette categorie, mostrate in Tabella III, in ordine decrescente di facilità di accesso, che ha essenzialmente le sue basi sia nella Convenzione per la Protezione Fisica dei Materiali Nucleari (1980) che nell'INFCIRC/225/Rev.5, già citata.

Tutte le categorie dalla 3 alla 6 sono "aree protette", cioè sono all'interno di un perimetro ben definito in cui vengono applicate varie misure di controllo. All'interno di un'area protetta possono essere definite altre aree con nuovi livelli di protezione (categorie 4, 5 e 6). Queste possono distinguersi in aree vitali "vital areas", sensibili a sabotaggio poiché contenenti impianti critici, e aree contenenti materiale nucleare da proteggere contro furti, "material access areas". In alcuni casi possono anche essere coincidenti, ma non necessariamente.

Area Category	Description	Examples
(Type 1) Public area	Area open to the public	Visitor's center
(Type 2) Controlled area	Area with limited access control inside a plant site's gates	Storage warehouses, parking lots, and training centers.
(Type 3) Protected area	Area protected by double fences and other intrusion detection; access restricted to screened plant workers and visitors, and access portals detect the introduction of weapons or explosives	Turbine buildings, maintenance shops, and transformer areas.
(Type 4) Vital area—high frequency access	Vital or material access area (e.g., inside a protected area, with additional portals to delay unauthorized access) with frequent access by plant personnel	Control room, spent-fuel pool, glove boxes for mixed-oxide fuel fabrication, and areas with equipment requiring frequent routine surveillance
(Type 5) Vital area—moderately frequent controlled access	Vital or material access area for moderately frequent access, with a robust active portal and provisions for augmented PP during access periods	An enclosure for reactor control logic and battery power, with a vault-like door; material storage vaults; and a reactor primary containment structure during reactor operation
(Type 6) Vital area—infrequent controlled access	Vital or material access area for infrequent access, with a robust passive portal and provisions for augmented PP during access periods	Passive decay-heat removal equipment space under a crane-movable hatch, reactor cavity, interior of a dry-cask storage container, interior of a hot cell, and interior of a reprocessing canyon
(Type 7) Highly inaccessible area	Area never accessed during normal operation and with a high difficulty of gaining access	Soil around a buried reactor cavity silo, soil around a buried spent-fuel pool wall, and interior of a closed and backfilled geologic repository

Tabella III: Esempi di categorizzazione per definire l'Accessibilità /4/

La qualità del materiale determina la sua “*attractiveness*” per un gruppo terrorista e le misure che devono essere in atto per limitare e controllare la sua accessibilità. La IAEA utilizza come categorizzazione quella definita nell’INFCIRC/225/Rev.5, già utilizzata per le salvaguardie, in cui il materiale secondo la composizione isotopica, quantità e livello d’irraggiamento è diviso in 3 categorie rispetto alle misure di protezione fisica da adottare. A livello nazionale sono a volte usate altre categorizzazioni più dettagliate, ad esempio quella del DOE /23/, mostrata in Tabella V, dove la suddivisione è su 5 livelli (A-E) di “*attractiveness*” dipendenti da forma fisica, livello di radiazioni, composizione chimica e isotopica e categorizzati su 4 categorie di protezione fisica (I-IV): ad esempio, il livello E, che include il materiale meno interessante (LEU, materiale ad alto burn-up), ricade nella categoria IV.

	Attractiveness Level	Category (quantities in kilograms)							
		Pu or U-233 ^g				U-235 or Np-237			
		I	II	III	IV	I	II	III	IV
Weapons ^a	A	All Quantities	NA	NA	NA	All Quantities	NA	NA	NA
Pure products ^b	B	≥2	0.4-2	0.2-0.4	<0.2	≥5	1-5	0.4-1	<0.4
High-grade materials ^c	C	≥6	2-6	0.4-2	<0.4	≥20	6-20	2-6	<2
Low-grade materials ^d	D	NA	≥16	3-16	<3	NA	≥50	8-50	<8
All other materials ^e	E	Any reportable quantity ^f is Category IV							

NOTES: NA indicates not applicable

^a Assembled weapons and test devices (Category I for any quantity).

^b Weapons components, buttons, ingots, recastable metal, and directly convertible materials

^c Carbides, oxides, solutions of ≥25 g/L, nitrates, fresh fuel elements and assemblies, alloys and mixtures, UF4 or UF6 at ≥50% enrichment.

^d Solutions of 1-25 g/L, process residues requiring extensive reprocessing, moderately irradiated material (i.e., radiation dose equivalent rate >0.15 to 1 Sv/hr at 1 meter, where 1 Sv (sievert) ^g 1 J/kg = 100 rem), Pu-238 (except in waste), and UF4 or UF6 at ≥20% <50% enrichment.

^e Highly irradiated forms (i.e., radiation dose equivalent rate >1 Sv/hr at 1 meter, e.g., spent fuel), solutions <1 g/L, and uranium in any form and quantity containing <20% U-235 or <10% U-233

^f A reportable quantity is 1 g or more of Pu-239 to Pu-242 and enriched uranium, and 0.1 g of Pu-238

^g Total quantity of U-233 = [Contained U-233 + Contained U-235]

Tabella IV: Categorie DOE per la Protezione Fisica di materiale nucleare utilizzabile in ordigni nucleari/22/

Considerando il sabotaggio, un altro parametro fondamentale da considerare è la fragilità o resilienza dei componenti rispetto ad un attacco. La Rev.6 riporta tre esempi di categorie, mostrati in Tabella VI, che mostrano la diversa difficoltà di manomettere un componente in modo tale da ottenere effetti difficilmente mitigabili.

Equipment Function Category	Description	Examples
(Type 1) High fragility	Equipment functions can be disabled rapidly using simple, readily available tools	Operability of electronic circuit boards, power and control wiring, pump motors, valve actuators, and circuit breakers; and combustion of flammable

		materials
(Type 2) Intermediate fragility	Equipment functions can be disabled with some time delay with readily accessible tools, or rapidly with tools that are normally not permitted or are controlled in the plant, such as small explosive charges	Operability of electronics inside locked cabinets; leak-integrity of tanks, pipes and heat exchangers; and operability of mechanically actuated reactivity control mechanisms
(Type 3) Low fragility	Equipment functions require large explosive charges, large missiles, or other heavy tools (e.g., cranes) to be disabled	Structural integrity of reinforced concrete walls and structures; gross leak integrity of lined reinforced concrete structures; thermal inertia of liquids, solid materials and structures; and negative core temperature reactivity coefficients

Tabella V: Esempi di categorie per definire la fragilità di componenti /4/

2.2.4 Approfondimenti sulle Metriche per PR

Nella riunione del PR&PP WG del 2008 a Seoul fu deciso di creare un sottogruppo per analizzare le Misure e Metriche (M&M) proposte nella Rev.5 e decidere se, sulla base dell'esperienza derivante dall'applicazione della metodologia o dai risultati forniti da altre metodologie e studi indipendenti, fosse opportuno modificarle nella Rev.6. Molti miglioramenti suggeriti da questo gruppo di lavoro sono stati inseriti nella Rev.6.

La scelta delle Metriche, si sottolinea di nuovo, è una decisione lasciata a chi esegue l'analisi con lo scopo di essere in grado di confrontare i diversi *pathways* associati ad un determinato scenario di minaccia. Le Metriche proposte dal PR&PP WG come possibile scelta per una prima valutazione PR sono riportate in Tabella VI, assieme ai valori delle Misure (stimati sulla base delle Metriche) e ai relativi descrittori qualitativi per la resistenza alla proliferazione.

Measures and Metrics	Estimated Measure Value Bins (Median)	Proliferation Resistance Qualitative Descriptor
<i>Proliferation Resistance Measures Determined by Intrinsic Features</i>		
Proliferation Technical Difficulty (TD) Example metric: Probability of segment/pathway failure from inherent technical difficulty considering threat capabilities	0-5% (2%) 5-25% (10%) 25-75% (50%) 75-95% (90%) 95-100% (98%)	Very Low Low Medium High Very High
Proliferation Cost (PC) Example metric: Fraction of national military budget required to execute the proliferation segment/pathway, amortized on an annual basis over the Proliferation Time	0-5% (2%) 5-25% (10%) 25-75% (50%) 75-100% (90%) >100% (>100%)	Very Low Low Medium High Very High
Proliferation Time (PT) Example metric: Total time to complete segment/pathway, starting with the first action taken to initiate the pathway	0-3 mon (2 mon) 3 mon-1 yr (8 mon) 1-10 yr (5 yr) 10 yr-30 yr (20 yr) >30 yr (>30 yr)	Very Low Low Medium High Very High
Fissile Material Type (MT) Example metric: Dimensionless ranked categories (HEU, WG-Pu, RG- Pu, DB-Pu, LEU) ^a ; interpolation based on material attributes (reflecting the preference for using the material and not its usability in a nuclear explosive device)	HEU WG-Pu RG-Pu DB-Pu LEU	Very Low Low Medium High Very High

<i>Proliferation Resistance Measures Determined by Extrinsic Measures and Intrinsic Features</i>		
Detection Probability (DP) Example metric: Probability that safeguards will detect the execution of a diversion or misuse segment /pathway	0-5% (2%) 5-25% (10%) 25-75% (50%) 75-95% (90%) 95-100% (98%)	Very Low Low Medium High Very High
Detection Resource Efficiency (DE) Example metric: GW(e) years of capacity supported (or other normalization variable) per Person Days of Inspection (PDI) (or inspection \$)	<0.01 (0.005 GWyr/PDI) 0.01-0.04 (0.02 GWyr/PDI) 0.04-0.1 (0.07 GWyr/PDI) 0.1-0.3 (0.2 GWyr/PDI) >0.3 (1.0 GWyr/PDI)	Very Low Low Medium High Very High
^a HEU = high-enriched uranium, nominally 95% U-235 WG-Pu = weapons-grade plutonium, nominally 94% fissile Pu isotopes; RG-Pu = reactor-grade plutonium, nominally 70% fissile Pu isotopes; DB-Pu = deep burn plutonium, nominally 43% fissile Pu isotopes; LEU = low-enriched uranium, nominally 5% U-235		

Tabella VI - Esempi di Metriche e stima delle Misure per valutazioni PR /4/

2.2.4.1 Difficoltà Tecnica (TD)

La Misura TD è un indice delle difficoltà e dello sforzo necessario per superare le diverse barriere e raggiungere l'obiettivo: ad es. difficoltà di manipolazione del materiale oppure difficoltà derivante dalla volontà di ottenere un ordigno ad elevato livello di sofisticazione. La Metrica proposta è la probabilità di successo nel completare un *pathway* (o segmento) e dipende fortemente dalle assunzioni sulle capacità e risorse dello stato potenzialmente proliferante (riferite al momento della valutazione). Per la stima della Misura TD è consigliato il ricorso a esperti per identificare le difficoltà intrinseche. Metodi probabilistici possono facilitare l'aggregazione delle misure associate ai diversi segmenti

2.2.4.2 Costo (PC)

La Metrica suggerita per questa Misura è collegata alle spese militari dello stato potenzialmente proliferante e dal lasso di tempo entro cui tale stato intende completare il progetto (Misura "Proliferation Time", vedi 2.2.4.3). I costi annui per superare un determinato segmento di *pathway*, ammortizzati sul tempo a disposizione ed espressi come % del costo delle spese militari, determinano il descrittore PR. I costi da considerare non includono la costruzione degli impianti dichiarati (es. il reattore GenIV) bensì, per ogni segmento di *pathway*, il costo delle modifiche dell'impianto e processo o di quelle necessarie per evitare i controlli di salvaguardia.

2.2.4.3 Tempo (PT)

Il tempo della Misura PT normalmente si comincia a contare dalla prima azione descritta in un *pathway* (ad es. per sottrarre materiale fissile o per modificare clandestinamente un impianto dichiarato) e termina alla conclusione riuscita del *pathway*. Il tempo necessario alla fabbricazione non viene considerato in questa fase ma dalla Misura "Material Type" (vedi 2.2.4.4) in quanto si suppone che si tratti di poche settimane, tempo considerato trascurabile rispetto al resto.

2.2.4.4 Materiale (MT)

La Misura *Material Type* distingue il materiale fissile sulla base della preferenza dello stato potenzialmente proliferante. Questa Misura è strettamente legata alle altre Misure. La Rev. 6 presenta un interessante esempio su questo legame. Ad esempio, la decisione di utilizzare il plutonio prodotto da un reattore di potenza (*reactor-grade*) per costruire un ordigno nucleare affidabile (di livello militare) avrà la conseguenza di aumentare tempo (PT), costo (PC) e difficoltà tecniche (TD) per conseguire l'obiettivo, allo stesso tempo aumentando la probabilità di essere scoperti (DP), quindi riducendo le risorse per scoprire gli scopi proliferanti dello stato (DE). Se invece con questo materiale lo stato volesse solo costruire un ordigno esplosivo rudimentale, tempo, costi e difficoltà tecniche sarebbero fortemente ridimensionati.

Il gruppo di lavoro M&M ha lungamente dibattuto la Metrica per MT proposta nella Rev.5 che, si noti, si basa sulla preferenza di uno stato e non l'utilizzo in un ordigno nucleare (tabella VII):

Very low PR	HEU
Low PR	weapons-grade plutonium (WG-Pu)
Medium PR	reactor-grade plutonium (RG-Pu)
High PR	"deep-burn" plutonium (DB-Pu)
Very high PR	LEU

Tabella VII - Descrittori e stime per la Misura MT e relativa Metrica da Rev.5

Un risultato interessante del gruppo M&M è stato il tentativo di legare all'approccio IAEA le varie formulazioni proposte da esperti PR della comunità internazionale, in particolare il lavoro pubblicato da Bathke sulle Figure di Merito (FOM) /24/.

IAEA Material Category	Materials	FOM Value Range	Significant Quantity
<i>Direct use nuclear material</i>	Optimal weapons materials (WG-Pu, HEU w/ U-235 > 90%, U-233 w/ U-232 < 25 ppm)	2 < FOM1	8 kg Pu 25 kg HEU 8 kg U-233
	Pu, Np, HEU w/ U-235 > 70%, U-233 w/ U-232 > 25ppm	2 < FOM1	
	HEU w/ U-235 > 20%, Fresh TRU, Pu w/ Pu-238 > 5%	1 < FOM1 < 2	
<i>Indirect use nuclear material</i>	Am + Cm, LEU w/ U-235 < 20%, Pu w/ Pu-238 > 80%	0 < FOM1 < 1	75 kg U-235 (10 t natural U or 20 t depleted U)
	Cm, LEU w/ U-235 < 10%, HLW solution	FOM1 < 0	
	LEU w/ U-235 < 5%, NU, DU, Th	FOM1 << 0	
References: 1) IAEA Safeguards Glossary, 2001 Edition, International Nuclear Verification Series No. 3, Table II, Significant Quantities 2) The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, Bathke et al., Proceedings of Global 2009 Paris, France, September 6-11, 2009			

Tabella VIII - Potenziali descrittori PR per il materiale nucleare (Rev.6 - Appendice) /4/

La conclusione finale del PR&PP WG è stata di mantenere anche nella Rev.6 la formulazione della Rev.5, benché sia molto sommaria, anche in considerazione del carattere di questa Misura che, se troppo dettagliata, potrebbe fornire informazioni sensibili. Tuttavia questa suddivisione e la discussione contenuta nell'Appendice D.4 dell'Addendum alla Rev.6 /7/ dovrebbero essere sufficienti per analizzare e confrontare diversi *pathways*. Se non lo fossero, potrebbe essere utile ricorrere al parere di esperti di fabbricazione di ordigni nucleari. La Rev.6 tuttavia prende atto del fatto che la discussione continua nella comunità di esperti internazionali e, pur senza impegnarsi, riporta in una tabella riassuntiva (Tabella IX) le principali proposte, inclusa quella del gruppo su M&M anche se poi non utilizzata per la Rev.6 per i motivi di cui sopra.

IAEA Category ¹	IAEA Verification Time ¹	IAEA Conversion Time ¹	PR&PP ²	M&M ³	DOE attractiveness level ⁴
(unirradiated)	1 month	HEU, Pu, U233 metal (7-10 days)	VL (HEU)	WG-Pu, HEU>90% U235, U233 with U232<25 ppm	B
			L (WG-Pu)	Pu, Np, HEU>70% U235 U233 with U232>25 ppm	
DIRECT USE		HEU, Pu, U233 in unirradiated compounds (1 - 3 weeks)	M (RG-Pu)	HEU≥20% U235, Fresh TRU, Pu w/ Pu238 > 5%	C
(irradiated)	3 months	HEU, Pu, U233 in irradiated compounds (1 - 3 months)	H (DB-Pu)		
(unirradiated)	1 year	U < 20% U235 and U233, Th (1 year)	VH (LEU)	Am+Cm, LEU<20% U235, Pu w/ Pu238 > 80%,	D
INDIRECT USE				Cm, LEU<10% U235, HLW solution,	E
(irradiated)				LEU<5% U235, NU, DU, Th	


¹ For Direct Use nuclear material, the IAEA currently limits consideration to "Special Fissionable Material", which it defines as U-233, HEU (235U ≥ 20%), and Pu containing any amount of Pu-239, but containing less than 80% Pu-238. For Indirect use nuclear material, the IAEA currently limits consideration to U (235U < 20%, including low enriched, natural and depleted uranium) and Th. See *IAEA Safeguards Glossary*, 2001 edition, International Nuclear Verification Series No. 3.

² Indicative of the relative value of the estimated measure for comparison against competing *pathways*, and should not be misinterpreted as value judgments of a given *pathway* or technology with respect to proliferation resistance.

³ PR&PP Measures and Metrics Subgroup – see Attachment 1 (results not officially endorsed by PRPPWG).

⁴ See Notes accompanying Table 2.3.

Tabella IX - Confronto di alcune categorizzazioni rilevanti per la Misura MT

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	16	42

2.2.4.5 Probabilità di scoperta (DP)

La Misura *Detection Probability* è strettamente legata all'applicazione delle salvaguardie IAEA, al loro continuo sviluppo e al concetto di salvaguardabilità ("*safeguardability*"). Con l'introduzione di quest'ultimo concetto si può aumentare fortemente l'efficacia delle misure di salvaguardia (e quindi la DP), identificando fin dall'inizio gli approcci e metodi di salvaguardia più appropriati.

La Misura DP dipende dalla individuazione e misura di anomalie (es. nel flusso di materiale o operazioni) e della discriminazione tra anomalie di origine "legittima" o da disattenzione da quelle causate intenzionalmente a scopi proliferanti. Vi è un forte margine d'incertezza associato a questa Misura. Riguardo la sottrazione di materiale (e conseguente variazione dell'inventario di materiale fissile) o alla manomissione d'impianti l'incertezza totale deriva da: incertezza nella strumentazione di misura; anomalie di origine legittima o comunque non con scopi proliferanti; incertezza sul fatto che la configurazione dell'impianto sia quella dichiarata al tempo dell'implementazione delle salvaguardie. L'attuale sistema di salvaguardie prevede che all'aumento delle anomalie aumenti la frequenza delle ispezioni, per cui complessivamente aumenta la probabilità scoprire azioni non autorizzate con meno risorse. Allo stesso modo, se il sistema di salvaguardie si basa su un controllo complesso a più barriere, la Misura DP aumenta.

La Misura DP dipende anche dall'utilizzo di sistemi esterni: quali le immagini satellitari e il campionamento ambientale, oltre alle informazioni fornite da terzi. In questo caso le incertezze possono essere molto elevate e non accettabili.

2.2.4.6 Efficienza del rilevamento (DE)

Anche la Misura *Detection Resource Efficiency* dipende dall'approccio e implementazione delle salvaguardie e va valutata, in congiunzione la Misura *Detection Probability*, considerando le risorse richieste (es. costo delle ispezioni e/o sistemi di misura) in quel momento e per l'intera vita dell'impianto, quindi anche ipotizzando l'uso di nuovi sistemi di controllo di salvaguardia (es. monitoraggio remoto).

Come variabile di normalizzazione si suggerisce la produzione di energia cui contribuisce il sistema considerato: la stima della Misura DE sarebbe quindi il rapporto tra la variabile di normalizzazione (es. GWanno) e il tempo o costo di un'ispezione (es. Person Days of Inspection, PDI, o \$).

Tuttavia l'applicazione e interpretazione di questa Misura e soprattutto della Metrica GWy/PDI non si è dimostrata facile e anche di non chiara utilità. Tra i punti negativi sono stati indicati il fatto che si assume un'applicazione uniforme delle misure di salvaguardia, che certe operazioni possono essere fatte in impianti non inclusi nella valutazione e, infine, che non tiene conto delle caratteristiche PR intrinseche di un sistema. Per evidenziare quest'ultimo aspetto, basti pensare che un sistema ad alto PR intrinseco, come la tecnologia *pebble-bed*, allo stesso tempo (per via delle stesse caratteristiche che ne determinano un'alta PR) richiede molte risorse per via della difficoltà (dovuta anche alla numerosità) nella contabilità di materiale.

2.2.4.7 Sintesi M&M PR

La Tabella X schematizza M&M per valutazioni PR e loro caratteristiche.

Characteristic	Description					
	MEASURES	TD	PC	PT	MT	DP
Definition	Inherent difficulty of the segment	Total cost of segment	Total time required to complete segment	Characteristics of metal for weapons fabrication	Cumulative probability and confidence level for detection of a pathway segment	Total inspector time or cost of safeguarding the segment
Typical attributes to be considered for estimation	Criticality hazards Radioactivity levels Availability of open information Access to specialized export-controlled components or Materials	Minimum cost for setting up the minimum needed infrastructure to complete the segment Cost from misuse of civilian infrastructure/personnel	Maximum diversion or production rate Storage duration Extent of required equipment modifications	Bare-sphere critical mass Gamma radiation activity Heat generation rate Spontaneous neutron emission rate Chemical Condition	Attributes important to ^a : 1.design information verification 2.nuclear material accounting 3.containment and surveillance	see DP
Example metric	Probability of pathway failure from inherent technical difficulty considering threat capabilities	Fraction of national resources for military capabilities	Total time to complete a segment/pathway (e.g., months, years)	Dimensionless ranked categories (HEU, WG-Pu, RG-Pu, DB- Pu, LEU); interpolation based on material attributes	Probability that safeguards will detect diversion or misuse during the execution of a segment /pathway	GW(e) years of capacity supported (or other normalization variable) per Person Days of Inspection (PDI) (or inspection \$)
Segments-to-pathway aggregation method	Calculate the probability of pathway failure on the basis of the segments involved.	Sum of segment estimates. Can be normalized to national resources for military capabilities	Appropriate aggregation of time needed for parallel and serial activities	Not applicable	Calculate the probability of pathway detection on the basis of the segments involved.	Aggregation to total inspection time or safeguards cost, normalized to an appropriate scale, such as nuclear energy production supported [GW(e) year]
Descrittori						
Very Low	0-5% (2%)	0-5% (2%)	0-3 m (2 m)	HEU	0-5% (2%)	<0.01 (0.005 GWy/PDI)
Low	5-25% (10%)	5-25% (10%)	3 m-1 y (8 m)	WG-Pu	5-25% (10%)	0.01-0.04 (0.02 ")
Medium	25-75% (50%)	25-75% (50%)	1-10 y (5 y)	RG-Pu	25-75% (50%)	0.04-0.1 (0.07 ")
High	75-95% (90%)	75-100% (90%)	10 y-30 y (20 y)	DB-Pu	75-95% (90%)	0.1-0.3 (0.2 ")
Very High	95-100% (98%)	>100% (>100%)	>30 y (>30 y)	LEU	95-100% (98%)	>0.3 (1.0 ")

^a Attributes important to design information verification: Transparency of layout, Possibility to verify changes in design information during operation; Possibility to use 3-d scenario reconstruction models; Possibility to have visual access to equipment while operational; Comprehensiveness of facility documentation and data.

Attributes important to nuclear material accounting: Uniqueness of material signature; Hardness of radiation signature; Possibility of applying passive measurement methods; Possibility of applying unattended NDA systems and remote data transmission; Item/bulk; Throughput rate; Batch/continuous process; Nuclear material heat generation rate.

Attributes important to containment and surveillance: Operational practice; Extent of automation; Standardization of items in transfer; Possibility to apply visual monitoring, Possibility to apply surveillance devices and remote monitoring; Number of possible transfer routes for items in transit

Tabella X - Sommario delle caratteristiche delle 6 Misure PR

2.2.5 Expert elicitation

Il processo di “*expert elicitation*”, cioè l’inserimento nelle valutazioni PR&PP del parere degli esperti, è una parte integrante della metodologia con un forte impatto sia nella determinazione degli scenari PR&PP che nella fase finale di valutazione delle analisi. Rispetto alla Rev.5, la Rev.6 approfondisce ed elabora estesamente questo concetto nel capitolo 3, con lo scopo di mostrare come un approccio formale possa fornire una analisi qualitativa sistematica, credibile e trasparente che può essere utilizzata in seguito per analisi quantitative.

Un processo formale di elicitazione è composto da diversi passi, mostrati in Figura 4, applicati alle fasi di una valutazione PR&PP.

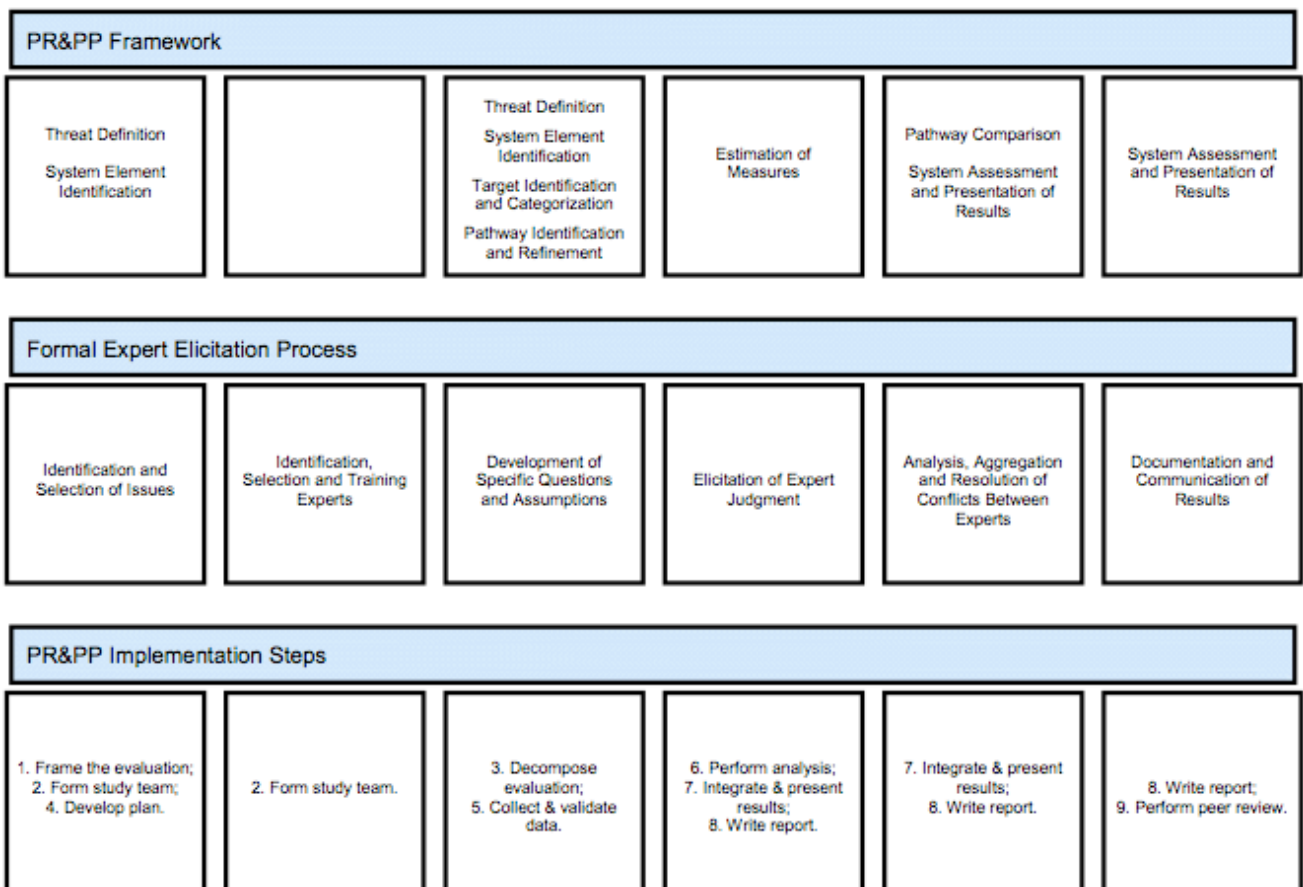


Figura 4: Schema di una elicitazione formale per una valutazione PR&PP

Un aspetto non secondario per rendere realmente utilizzabile questa tecnica, è ridurre tempo e risorse a livelli accettabile, pur mantenendo un risultato formale e credibile: non è infatti pensabile un processo che richieda centinaia di esperti, anni e costi milioni di \$.

2.2.6 Esperienza derivata dall’applicazione della metodologia

Oltre a quanto emerso nell’analisi del caso studio sul ESFR, già discusso in precedenti rapporti, l’input principale alla Rev.6 deriva dalla discussione tra PR&PP WG e i GIF *System Steering Committees* (SSCs) di cui si tratterà diffusamente nel paragrafo 2.3 e dalle attività a livello nazionale.

L'interazione tra PRPP WG e SSCs è stata molto utile per approfondire quali sono le informazioni relative ad un reattore nucleare che è necessario avere prima di iniziare una valutazione PR&PP /3/.

- Parametri del reattore: ad es. potenza, efficienza, refrigerante, moderatore (se esiste), condizioni all'ingresso e uscita, pressione del circuito, spettro neutronico.
- Ciclo del combustibile: almeno a grandi linee è necessario stabilire il ciclo o le opzioni di ciclo associate a questo tipo di reattore, includendo anche i waste e il loro possibile utilizzo illecito.
- Progetto del reattore: opzioni relative al tipo di combustibile (fresco e usato), metodi di stoccaggio e trasporto, approcci usati per la safety e la protezione di parti vitali (confinamento della radioattività, controllo della reattività, rimozione calore di decadimento, ecc), approccio alla disposizione dell'impianto in quanto influenza contabilità e possibile sottrazione del materiale e l'accesso a parti vitali in termini di sabotaggio.

In mancanza di informazioni dettagliate su un reattore che è ancora in fase di progetto, è comunque necessario poter rispondere, seppure in termini generali, alle seguenti domande per definire i possibili obiettivi in termini PR&PP all'interno di un dato Elemento:

- Che tipo di materiale si trova o potrebbe esserci?
- Le operazioni previste possono essere modificate o usate in modo improprio?
- Quale è la movimentazione del materiale?
- Quali sono le misure di salvaguardia e protezione fisica previste?

Gli Stati Uniti hanno utilizzato la metodologia per confronti, in termini di PR, di quattro generici tipi di reattore con associate diverse opzioni di cicli del combustibile. I risultati non sono pubblici, a parte in modo sommario /25/, ma diversi analisti, essendo anche membri del PR&PP WG, hanno trasferito la loro esperienza alla nuova revisione. La loro esperienza si può schematizzare tenendo presente diverse categorie di fruitori: decisori politici, progettisti di impianto, esperti di salvaguardie e protezione fisica.

1. **Decisori politici.** La valutazione PR di un particolare progetto di reattore non può prescindere dall'intera architettura che comprenda disponibilità e flusso di materiale dal front-end al back-end del ciclo.
2. **Progettisti del sistema.** Le Misure PR rilevanti per il progettista sono: difficoltà tecniche (DT), efficienza del rilevamento (DE) e tipo di materiale (MT). Le prime due possono essere aumentate significativamente se il sistema prevede già fin dall'inizio modi per massimizzare l'effetto delle salvaguardie. Il materiale (MT) ha un impatto sia in termini di PR che PP: il progettista può intervenire sia sulla "attractiveness" del materiale che sull'introduzione di fattori che rendano la successiva trasformazione più difficile (aumentando di conseguenza la TD).
3. **Ispettori per le salvaguardie.** Le ispezioni nelle fasi di manipolazione e stoccaggio di combustibile fresco e usato sono un punto chiave: il loro aumento comporta un aumento della resistenza alla proliferazione. In particolare occorre porre attenzione alla fase di fabbricazione, sia per il rischio di sottrazione che di utilizzo improprio dell'impianto (*misuse*).

4. **Esperti di PP.** Dimensioni, peso e numero degli elementi di combustibile e loro imballaggio influenzano direttamente la facilità di furto. Per aumentare la resistenza di un sistema di protezione fisica è strategica la scelta del perimetro all'interno del quale attivare sistemi di rilevamento e analisi.

2.2.7 Metodologie GIF Safety e PR&PP

Il PR&PPWG ha affrontato la problematica di armonizzare le sue attività con quelle del *Risk and Safety Working Group* (RSWG). Il riquadro seguente, riportato nella Rev.6, riassume gli aspetti comuni e il fatto che i principi basilari delle due metodologie sono simili.

Box 2.1 Commonalities Between Safety Analysis and PR&PP

The Generation IV program established four primary goals for Sustainability, Economics, Safety and Reliability, and Proliferation Resistance and Physical Protection. This PR&PP Methodology Report describes the process used to establish the approach to evaluate PR&PP. Similar processes are used to evaluate and compare safety and reliability; it is recommended that the analyses be done in parallel.

The following familiar graphic defines the PR&PP methodological approach:

THREATS → SYSTEM RESPONSE → OUTCOMES

The accident analysis process can be defined in a similar way:

ACCIDENT INITIATORS → SYSTEM RESPONSE → CONSEQUENCES

As these paradigms illustrate, each of the two types of evaluations requires similar system information to be collected and analyzed at various stages of facility design, development, and construction. Parallel evaluations in these areas complement each other, and the results of these studies and their implementation interrelate and affect each other.

For a PR&PP evaluation, the appropriate time for early system element and target identification is at the time the facility hazard evaluation (safety assessment) is done as a part of the accident analysis process. The hazard evaluation

- Establishes the maximum quantity of material involved, including its form and possible locations
- Identifies potential initiating events that could affect the hazardous material and lead to a release
- Describes structures, systems, or components that serve to prevent the release of hazardous material in an accident scenario
- Identifies structures, systems, or components that serve to mitigate the consequences of a release of hazardous materials in an accident scenario.

There are obvious parallels in this process to identifying and categorizing targets for both the PP and the PR assessment processes.

2.3 Compendio delle caratteristiche PR&PP dei sei sistemi GenIV

La resistenza alla proliferazione è uno degli obiettivi dei sei sistemi GenIV selezionati dal GIF; per facilitare l'inserimento di elementi che aumentino le caratteristiche di PR&PP fin nelle fasi di

progetto, dal 2007 si è intensificata l'interazione tra il PR&PP WG e i sei SSCs. L'interazione si è sviluppata anche in tre workshop dedicati, di cui l'ultimo a Bologna organizzato dall'ENEA nel 2010. Il risultato di questo lavoro congiunto è stata la redazione di "white papers" che fanno il punto delle caratteristiche PR&PP di questi sistemi. Ora i white papers sono stati raccolti in un unico documento "Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation IV Nuclear Energy Systems" [5] che riassume per ciascun sistema gli elementi di merito in termini di PR&PP e sottolinea dove e come è raccomandabile intervenire per ottimizzare le caratteristiche PR&PP. Si noti che non vi è stato un tentativo da parte del PR&PP WG o dei SSCs di operare un confronto tra un sistema e l'altro anche perché gli stadi di sviluppo sono molto diversi.

Seguendo l'impostazione della metodologia GIF PR&PP, per ciascun sistema sono stati catalogati gli aspetti di resistenza alla proliferazione a fronte della minaccia di sottrazione di materiale nucleare, uso illecito degli impianti, uscita conclamata dal regime di non proliferazione e produzione in impianti clandestini. In termini di protezione fisica si sono considerate le minacce di furto e sabotaggio da parte di gruppi terroristici.

Lo studio identifica anche aspetti trasversali ai 6 sistemi GIF e suggerisce elementi di progetto al di fuori dell'isola nucleare che dovrebbero essere affrontati in future attività del GIF. Tra le aree trasversali d'interesse per la PR&PP, le più rilevanti sono indicate di seguito.

Tipo di combustibile	<ul style="list-style-type: none"> - Assembly with fuel rods [SFR, SCWR, LFR, GFR (pins or plates)] - Prismatic-block with coolant channels (VHTR) - Pebble (VHTR) - Molten salt (MSR) <p>In termini PR&PP è importante la sua forma fisica (peso, ingombro e configurazione), composizione isotopica (Pu, AM ecc.) e chimica (ossido, metallo, sale, ecc.) e tipo cladding.</p>
Refrigerante	A parte il SCWR, gli altri sistemi hanno refrigeranti non acquosi: elio (GFR e VHTR), metallo liquido (SFR e LFR) e sali liquidi (MSR). Il tipo di refrigerante ha un impatto sulle salvaguardie: ad esempio nel caso di metalli liquidi l'opacità del materiale impedisce l'ispezione diretta e nel caso di sali fusi l'ispezione è ancora più complicata.
Strategie refueling	Frequenza e modo di refueling influiscono sull'accessibilità al combustibile e sulla facilità o meno di utilizzare l'impianto in modo improprio (es. irraggiamento di target fertili). Tra i sistemi GenIV, due prevedono noccioli a lunga vita (SSTAR, una versione del LFR, e SMFR). Il refueling in continua è previsto per il MSR, ma esistono anche versioni per il VHTR e SCWR.
Architettura ciclo del combustibile	<p>Ai SFR, GFR, LFR e MSR è associato un <u>ciclo chiuso</u>, così come per la variante "veloce" del SCWR. Il VHTR e il SCWR a spettro termico prevedono un ciclo aperto con caratteristiche simili a quello dei reattori esistenti.</p> <p>I sistemi GIF a combustibile solido probabilmente avranno impianti fabbricazione e di riprocessamento off-site e quindi vi sarà una fase di <u>trasporto</u> di materiale da e per questi impianti, a meno di ipotesi di co-locazione in centri regionali o centralizzata su larga scala a livello internazionale. Oppure, per alcune opzioni, potrebbe esserci la possibilità di co-locare reattore, fabbricazione e riprocessamento, ad es. un SFR con combustibile metallico e impianto pirometallurgico.</p> <p>Tra i reattori veloci, solo il LFR non prevede versioni <u>breeder</u> (i.e. un blanket radiale o assiale per produrre Pu), mentre alcune opzioni (diverse dalla versione base) di GFR e SFR prevedono dei blankets.</p>
Salvaguardie	L'utilizzo del concetto di "safeguardability" sarà l'elemento principale dal punto di vista delle salvaguardie per i sistemi GenIV. Tuttavia al livello attuale di sviluppo i dettagli sull'impianto necessari a sviluppare pienamente il concetto sono ancora a livello accademico.

aree trasversali
GIF: Al momento non esiste un approccio metodologico per tenere conto degli aspetti “cross-cutting” definiti dal GIF: PR&PP, safety e aspetti economici.
PR&PP Per aspetti di safety vedi il Riquadro BOX2 nel paragrafo 2.2.7.
safety e Considerazioni economiche congiunte a valutazioni PR&PP possono portare a un maggiore
aspetti economici resistenza con risorse inferiori. Tuttavia al momento, dato lo stadio preliminare dei progetti, non è ancora possibile utilizzare il metodo di valutazione messo a punto dal gruppo di lavoro GIF EMWG /26/.

La tabella seguente (Tabella XI) mostra le caratteristiche PR&PP dei sei sistemi.

Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) (R&D on fuel cycle technology is outside the GIF SFR scope)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	Design: Three types are considered: Compact Loop configuration [1500 MWe – MOX (TRU Bearing fuel), 13.8% Pu]; Pool configuration [600 MWe – Metal (U-TRU – 10% Zr Alloy fuel), 24.9% Pu]; Small Modular configuration [50 MWe (U-TRU – 10% Zr Alloy fuel), 15.0% Pu]. Closed fuel cycle is used (aqueous processing for oxide fuel, electrometallurgical processing for metal fuel, providing very effective consumption of transuranic elements. Spent fuel is recycled without Pu separation (or possibly without complete removal of fission products). Sodium can react chemically with air and water. Due to that, refueling needs to be done in an inert environment. System elements are: reactor, fresh fuel storage, spent fuel storage, fuel service building, and fuel shipping area (only reactor for Small Modular). Target: Potential targets are fuel assemblies, and undeclared production of fissile material by irradiation of fertile material introduced clandestinely into the reactor. The fissile content of fresh fuel and spent fuel is similar. So, fresh fuel is more attractive. Diversion pathway for spent fuel becomes more attractive after cleaning (removal of residual Na). MA bearing fresh (and irradiated) fuel elements present a different attractiveness than U-Pu ones, and a higher degree of difficulty in handling. The Small Modular configuration improves proliferation resistance by eliminating refueling, fuel handling, and out-of-reactor storage operations. Safeguards: Efficient application of safeguards for fresh and spent fuel (including blanket assemblies) needs to be developed. The primary PR&PP R&D needs identified are: <ul style="list-style-type: none"> • a flexible methodology to compare system design features and safeguards approach for a wide variety of fuel cycle options for the GIF SFR concepts; • a methodology to identify and compare fuel handling and physical protection strategies at the reactor site.
		Breakout	In the longer term, the SFR closed fuel cycle can eliminate the need for enrichment, removing the enrichment pathway for breakout. Due to greater attractiveness of fresh fuel, the fresh fuel fabrication step is an effective pathway for breakout. High quality, dilute Pu can be produced in blankets. Np can be added to the blankets as a barrier.
	Physical Protection	Production in Clandestine Facilities	The SFR technology does not lend itself to clandestine application. The utilization of liquid metal coolant requires a specialized infrastructure. The relatively complicated fuel handling and unique fuel requirements (15-30% enrichment) are hard to conceal as compared to alternative neutron sources for producing fissile material.
		Theft of Material for Nuclear Explosives Radiological Sabotage	For the Small Modular configuration, there is no access to fuel assemblies. The fissile content of fresh fuel and spent fuel is similar. Spent fuel has significant heat load and radioactivity, and needs sodium cleaning. Therefore, fresh fuel is more attractive. The spent blankets have desirable isotopic composition and moderate radiation level. Due to that spent blankets could be a target for theft. Passive decay heat removal protects the reactor from severe accidents with potential for core damage.
Super-Critical Water Cooled Reactor (SCWR)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	Design: Three reactor concepts are considered: Pressure Vessel thermal (6% U ²³⁵ enrichment, once through cycle), Pressure Vessel fast (25.6% Pu enrichment, closed MOX cycle), and Pressure Tube thermal (closed thorium cycle). It is possible to design a small fast SCWR requiring no refueling during up to 30 years of operation. Target: For thermal reactors, the low enriched fuel used is less attractive for diversion. Pu in the spent fuel is protected by radioactivity. For the fast option, fresh fuel includes larger amounts of Pu. Its protection and surveillance is more demanding. If breeding assemblies are unavoidable, they should be blended with minor actinides to make them less attractive for diversion. The thorium fuel cycle provides lower Pu production. U ²³³ is produced. Self-protection is provided by the production of U ²³² which has a high gamma-emitting decay chain and is difficult to separate from U ²³³ . For the batch-refueling option, there is limited access to the core but more attractive spent fuel (fewer items per significant quantity (SQ), non-uniform burnup). For the on-line-refueling (pressure tube) option, rigorous accountability of fuel movement is needed. This option offers less attractive spent fuel (more items per SQ, uniform burnup). The most attractive diversion point is probably the point of transfer to interim or long-term spent fuel storage. For the thorium cycle, removing thorium pins from the fuel bundle in the direct-self-recycling option introduces a new target for diversion. Safeguards: There are more than 50 years experience of safeguarding LWRs and heavy water reactors in the world. Water is a clear liquid which allows optical surveillance of the fuel at any position. Fuel assemblies are large items easily accountable. The fuel assemblies and even rods can be numbered and monitored easily in the water. Because the core is monitored and safeguarded and spent fuel storage is verified against production records and placed under containment and surveillance, concealed production of nuclear material is difficult.
		Breakout	The thorium fuel cycle and MOX fuel cycle options will decrease global enrichment requirement in the world. The overt proliferant State is limited by the time constraints (indicated by the Proliferation Time measure) associated with the generation of weapons-grade or weapons-usable material. In the case of the most time-limited of breakout scenarios, the most attractive materials would probably be associated with the lower burn up material either in the core itself (for a partial-batch refueling scheme), or in the spent fuel where burn up is not uniform.
		Production in Clandestine Facilities	SCWR technology is not expected to provide much utility in aid of clandestine production facilities.
	Physical Protection	Theft of Material for Nuclear Explosives Radiological Sabotage	For 30 years refueling life in small fast SCWR, there is no fuel assembly movement into and out of the core. So, there is no target for the theft. If non-state actors don't have enrichment and separation technology, materials in SCWR are not highly attractive for theft. U ²³³ in spent fuel from thorium cycle, Pu in spent fuel from once-through cycle, and Pu in fresh fuel from closed cycle can be attractive for theft. Enhanced intrinsic and extrinsic features minimize the probability of damage in any conditions. SCWRs have enhanced thermal inertia, improved use of passive safety systems for reactivity control and shutdown and for heat removal, redundant safety systems that are independent, and enhanced severe accident management strategies. Because water is chemically inert in the containment, coolant leak does not cause any damage.

Molten Salt Fast Reactor (MSFR)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	<p>Design: MSR operates with liquid fuel in the Th cycle. Fast neutron criticality is obtained. Salt is composed of LiF and a heavy nuclei (22.5% mole) mixture initially composed of fertile thorium and a fissile component (22.5% mole), either U^{233} or Pu. Two options are considered: U^{233} started MSFR and TRU started MSFR. System elements are MSFR units, reprocessing unit, Th storage, excess U storage (only needed if there is fertile blanket), waste storage, and initial fissile storage. A part of the fuel salt is periodically extracted and sent to the reprocessing unit, replaced by an equivalent amount of reprocessed fuel. If there is a fertile blanket, the same process is used for it. Due to the very high level of radioactivity in the reprocessing unit, all the stages of the reprocessing unit are automated.</p> <p>Target: The fissile inventories of MSRs are lower than in other reactor systems because there is no reactivity reserve in the reactor core and no spent nuclear fuel except at the end of life when the reactor is decommissioned. Therefore, the targets for diversion are limited. In the initial fissile storage, there can be U^{233} produced elsewhere or actinides separated from the spent fuel of LWRs. For transport, the fuel will have to be prepared in a way acceptable from the PR viewpoint. Diversion is very difficult in the excess U management and storage unit, due to the presence of U^{232} together with U^{233}. In waste storage, the amount of radioactivity produced by fission products is large enough to prevent any diversion. For the case of U^{233} started MSFR, U^{233} can be a target for the diversion.</p> <p>Safeguards: Due to low fissile content, safeguards are simpler. The strong radiation signatures of transferred salt from the reactor hot cell make containment and surveillance simpler. Obtaining the critical mass (8 kg U^{233}) requires the extraction of about 100 liters (around 1/3 metric ton) of fuel salt and a chemical unit able to process this large amount of salt. A diversion of this amount of fuel will be detectable easily by fuel salt composition monitoring and reactor operation temperature monitoring. U^{232} is produced by a (n, 2n) reaction on thorium. This generates a distinct signature and a serious health hazard.</p>
		Breakout	<p>The reactor can operate with U^{233} which has rather small critical mass (around 16 kg for pure U^{233} and 26 kg for the uranium mix present in the salt), very low spontaneous fission rate, and long half-life ($1.6 \cdot 10^5$ years). The U^{233} might be used for nuclear weapons. If U^{233} is extracted, various U isotopes are quickly produced and mixed with it. In the case of U^{233} started MSFR, Pu is produced in very limited quantity. The most abundant isotope is Pu^{238}, which represents more than 50% of the Pu. MSFRs operated with a Th fuel cycle cannot be used to make Pu usable for nuclear weapons. If MSFR is started with Pu, this initial Pu has to contain enough Pu^{238} to prevent producing Pu for nuclear weapons. In MSFR, the fertile blanket can be replaced by a passive reflector fully made of Ni-based alloy, without any fertile matter inside. Even if fertile blankets are used, the production of U^{232} is large enough to prevent the utilization of blankets for proliferation purpose.</p>
		Production in Clandestine Facilities	<p>The weakest point of the MSFR is that pure U^{233} can be obtained through protactinium (Pa) separation. If Pa is quickly extracted and efficiently separated to let Pa^{233} decay to U^{233}, it is possible to divert some part of that U at the right time to obtain rather pure U^{233}. A modification of this first extraction loop will lead to the recovery of the Pa^{233} produced in the core (235 g per day). A critical mass could be obtained after about 6 months and would require the separation in a new salt of the 235 g of Pa from other actinides. This operation will require a very efficient organization (significant and permanent modifications of the reprocessing scheme of the MSFR) which will be impossible for individuals and difficult to be done undetected by a State.</p>
	Physical Protection	Theft of Material for Nuclear Explosives	<p>Some fraction of the fuel inventory resides outside the core. It can be a target for theft. All salts are transferred as solid materials from the reactor hot cell with strong radiation signatures. That limits the accessibility to fissile components. U^{232} provides proliferation resistance.</p>
		Radiological Sabotage	<p>Safety studies are undertaken and are needed before starting a real evaluation of the physical protection features.</p>

Lead Cooled Fast Reactor (LFR)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	<p>Design: Two types are considered: SSTAR (10–100 MWe, Nitride Fuel) and ELSY (600MWe, MOX Fuel). SSTAR has three radial zones with 14.54%–17.63%–20.61% Pu enrichment. ELSY has five radial zones with 1.7%–3.5%–17.2%–19.0%–20.7% TRU enrichment. Closed fuel cycle is considered for ELSY. Detailed description of closed cycle is not available. It is possible to burn all the generated minor actinides.</p> <p>Target: For SSTAR, operational complexity and maintenance requirement are minimized. There is no access to the fuel. No refuelling is expected with the possible exception of the whole-core (cassette) refuelling at the end of core life (15 to 30 years). For ELSY, potential targets are the entire fuel assemblies. Potential diversion areas are: the fresh fuel storage area, the reactor core, the spent fuel area at fuel building, the independent spent fuel storage, fuel shipping to neighboring areas.</p> <p>Safeguards: Concealed diversion is deterred and detected by international safeguards. Upper parts of the fuel assemblies are monitored by cameras in the reactor. There is a high level of automation; remote control and standardization of items in transfer facilities surveillance. In ELSY, for items in transit, only one route is foreseen. Thermal hydraulic design features of the core do not allow loading a dummy fuel assembly filled with a fertile material instead of a fuel assembly. The introduction of fuel pins inside a reflector assembly is prevented by the completely different geometries.</p>
		Breakout	<p>For SSTAR, the potential diversion target is the entire core in the case of breakout. A breakout can be done only at the beginning of the cycle due to long life core and high burnup. ELSY inventory has 35 tons HM including 6 tons Pu and 0.3 tons MA. They are fueled with Pu based fuels with added MA. MOX with MA increases PR. Due to thermal hydraulic design of the core, dispersal of fertile pins among several fuel assemblies is required.</p>
		Production in Clandestine Facilities	<p>Reactor construction and operation do not produce technological know-how directly applicable to other sensitive fuel cycle phases. Simpler thermal reactor facilities could be more easily adopted for dedicated clandestine production of Pu.</p>
	Physical Protection	Theft of Material for Nuclear Explosives	<p>For both designs no physical protection scheme has been developed yet. For SSTAR, there is no access to fuel assemblies. There is no refueling. The entire core would be replaced at the end of the core life. ELSY fuel assemblies are large and can be handled only with special equipment, skill, and training. Due to high radiation and gas environment, all operations are to be performed remotely. On the site, there is no equipment to disassemble the active part of the fuel assemblies.</p>
Radiological Sabotage		<p>Both ELSY and SSTAR have: simple compact core, low pressure operation, integral power conversion equipment, no intermediate cooling system, and lead coolant that is non-reactive chemically and has a high margin to boiling. SSTAR is partially underground. Fast spectrum offers fuel cycle and materials management flexibility, MA fuel, and natural circulation decay heat removal. Lead is chemically compatible with air and water and operating at ambient pressure enhances PP. If lead leaks, it will solidify and it will be the outer protective layer. The risk of fire propagation is very small. The application of the principle of defense-in-depth for the shut down function as required by the safety analysis will provide protection also against acts of sabotage. Passive shutdown systems and negative reactivity feedbacks and operation of the DHR system will limit the core outlet temperature.</p>	

Very High Temperature Reactor (VHTR)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	<p>Design: Two types are considered: Prismatic and Pebble Bed. The baseline fuel cycle is the once-through fuel cycle using LEU fuel. A "deep-burn" option for weapon-grade Pu disposition is considered in Russia. General Atomics and AREVA consider "deep burn" options including Pu disposition and TRU/MA transmutation, and the use of thorium as a fertile component for high-conversion fuel.</p> <p>Target: Since each prismatic fuel element is loaded with less than 4 kilograms of LEU, the plutonium content at full burnup will be small (~60-70 grams) and its isotopic composition will be degraded as compared to weapon-grade plutonium. Spent pebble bed fuel has no more than 0.12 grams of plutonium per pebble; it would take several tens of thousands of contaminated pebbles to be diverted for recovering a significant quantity of Pu. Raw material for fresh fuel fabrication is most attractive since the least amount of effort would be needed to divert it. Once encased in graphitized carbon as TRISO-coated particle fuel in fuel elements, recovery becomes more difficult. The VHTR does not produce readily accessible, attractive fissile material; the technologies for reprocessing coated particle fuels are complicated and still require development.</p> <p>Safeguards: Within facilities, measures shall be taken to assure containment and surveillance and the continuity of knowledge (CoK). For prismatic fuel VHTRs, CoK shall be established by the visual tracking of serial-numbered fuel elements from fabrication to disposition. For pebble fuel VHTRs, CoK shall be established by counting of fresh fuel elements and by bulk accountability methods.</p>
		Breakout	<p>Reprocessing technologies for VHTR fuels are not currently developed except the specific head-end process to separate the fuel particles from the graphite matrix and fuel kernels from the coatings. If there are multi-lateral contractual provisions for the supply of fresh fuel and the take-back of spent fuel for an exported VHTR, the issue of breakout is further mitigated since there will be either no such material or limited quantities of material to be reprocessed in the user state.</p>
	Physical Protection	Production in Clandestine Facilities	
		Theft of Material for Nuclear Explosives	<p>Spent fuel is not a desirable target for theft due to its intrinsic qualities. Spent fuel is highly radioactive. Obtaining a significant quantity requires the theft of metric tons of contaminated graphite and/or graphitized carbon containing the coated particles. Accessing to Pu or U²³³ requires substantial effort of both mechanical and chemical processing with a resulting product of less-than-desirable nuclear characteristics, namely, either plutonium with a high inventory of the heavier plutonium isotopes or U²³³ with hundreds of ppm of U²³², making it highly radioactive and requiring further chemical cleaning to remove radioactive decay products that would then reappear within a matter of hours to days after processing. Deep-burn fuels containing Pu or TRU/MA and thorium fuels containing U²³³ without U²³⁸ diluent could be potential targets for theft, particularly during transportation. Partially irradiating them with an onsite reactor, or adding radioactive spikes to them before transportation can protect them from theft.</p>
		Radiological Sabotage	<p>The reactor is designed to achieve passive safety to avoid release of fission products under all conditions of normal operation and accidents. Systems maintain the fuel temperature below fuel-damaging temperatures under all conditions.</p>
Gas Cooled Fast Reactor (GFR)	Proliferation Resistance	Concealed Diversion or Production of Material	<p>Design: 2400 MWth GFR is considered. Fuel composition is UPuC or UPuN ceramic with U_{natdep} + 15 - 20% Pu + 1% MA enrichment. The present reference cycle is closed fuel cycle (GANEX) where all the actinides are recycled and U is separated from transuranic isotopes. A GFR plant with its fresh and spent fuel management and storage unit is considered. The fuel cycle is the same as the one for SFRs with aqueous recycle, using depleted U and high-Pu-content MOX fuel. Only slight differences can be found, due to the clad and the fissile materials (respectively ceramic matrix composite and mixed carbide) or due to a specific design of the fuel element (honeycomb plate fuel element).</p> <p>Target: There is no enriched U. Reprocessed U or depleted U is used. Fissile materials are diluted in the fuel matrix. Low grade Pu coming from PWR irradiated fuel is used. Radiation level is increased with using minor actinides in fuel assemblies. Fuel elements are not separated from their sub-assemblies on reactor site.</p> <p>Safeguards: GFRs share similar safeguards and non-proliferation characteristics with other fast neutron reactor systems (either sodium or lead-cooled).</p>
		Breakout	<p>In the longer term, enrichment requirement may be eliminated. Pu production in the blanket can be target for breakout. MA-loaded fertile blankets produce Pu and transmute MA under irradiation and no pure Pu is produced.</p>
	Physical Protection	Production in Clandestine Facilities	<p>It is expected that GFRs will operate in fuel cycle States that will have broad technological capabilities in reprocessing and enrichment capacity. This will affect the capability of other States to acquire technological capability in enrichment and reprocessing that could assist clandestine efforts, as well as affect the capability of the export control system to detect State acquisition of equipment for enrichment or reprocessing.</p>
		Theft of Material for Nuclear Explosives	<p>Due to its lowest contamination with fission products, fresh fuels are the most attractive. The fresh fuel can be produced using group extraction of actinides to provide a passive barrier to theft. To access the fissile material, cutting ceramic clad and then dissolving in nitric acid is needed. Reprocessing technology is not very different from technology for oxide fast reactor fuel.</p>
		Radiological Sabotage	<p>A pre-stressed concrete containment building is included in the design. Decay heat removal can be achieved by natural circulation of the gas in most of the cases. Main safety buildings (control room, diesel place, and gas storage) are in a bunker. Helium, an inert gas, is used as the primary coolant. Refractory fuel can sustain very high temperature (1600 °C clad) without releasing fission products (FPs). Passive and redundant safety systems are used. Specific attention should be paid to the protection of the emergency cooling systems on which the global safety of GFRs relies.</p>

Tabella XI - Sommario delle caratteristiche PR&PP dei sei sistemi GIF GenIV

3 IAEA INPRO e Resistenza alla Proliferazione

Le metodologie PR e PP fanno parte delle 7 aree di applicazione della metodologia INPRO, come raffigurato in Figura 5 /27 – 28/.



Figura 5: Struttura della metodologia INPRO e le 7 aree di applicazione /3/

Il Principio base della metodologia PR di INPRO è che le caratteristiche intrinseche e le misure esterne assicurino che il sistema nucleare innovativo rimanga per tutto il ciclo di vita non interessante (“*unattractive*”) nella prospettiva di entrare in possesso di materiale nucleare da utilizzare in un programma nucleare militare.

L’attività principale per la metodologia PR si è concentrata negli ultimi due anni sul *Collaborative Project “Proliferation Resistance: Acquisition/Diversions Pathway Analysis”* (PRADA), di cui è ora uscito il rapporto finale /29/, e ora sul nuovo Collaborative Project “*Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment*” (PROSA).

3.1 CP Prada

L’obiettivo di PRADA era di sviluppare ulteriormente la metodologia PR nell’area della valutazione della molteplicità e robustezza delle barriere contro la proliferazione: cioè il requisito UR-4 “Molteplicità delle barriere” che nei vari casi studio si era rivelato debole e non facilmente applicabile. Al progetto, che è stato portato a termine nel periodo tra novembre 2007 e novembre 2010, hanno contribuito Canada, Cina, Corea, Stati Uniti e Commissione Europea in stretta collaborazione con il Dipartimento delle Salvaguardie IAEA; Russia e Giappone hanno contribuito come osservatori.

Scopi specifici di PRADA erano:

- sviluppare metodi per l’identificazione e analisi di *pathways* per l’acquisizione di materiale fissile
- valutare la molteplicità e robustezza delle barriere PR di ogni *pathway*
- raccomandare un approccio per la valutazione del UR-4

La Tabella XII mostra il piano di lavoro di PRADA.

Goal	Work Scope	1st Year				2nd Year				3rd Year			
		1/4	2/4	3/4	4/4	1/4	2/4	3/4	4/4	1/4	2/4	3/4	4/4
Selection of prospective pathways	Description of proliferation objectives												
	Study of possible strategies of proliferation												
	Systematic approach for possible pathways												
Analysis of pathways	Characteristics of design and process information of facility												
	Development of logic trees (or, probability approach, if necessary)												
	Evaluation of each process flow of the prospective pathway												
Assessment of multiplicity & robustness	Evaluation of multiplicity & robustness of barriers												
	Review and recommendation of Assessment methodology												

Tabella XII: Piano di lavoro di PRADA

Gli esperti di PRADA hanno utilizzato la metodologia del GIF PR&PP WG per identificare e analizzare i possibili percorsi per l'acquisizione (furto o diversione) del materiale nucleare usando come caso studio il ciclo del combustibile DUPIC (*Direct use of PWR spent fuel in CANDU reactors*). In particolare il reattore Wolsong CANDU-6 (Figura 6) è stato preso come riferimento per uno studio dettagliato di un possibile percorso di acquisizione del materiale fissile. La Figura 7 mostra a grandi linee possibili percorsi per la sottrazione di materiale in un ciclo DUPIC, mentre la Figura 8 mostra un esempio dettagliato di flusso di materiale nel reattore.

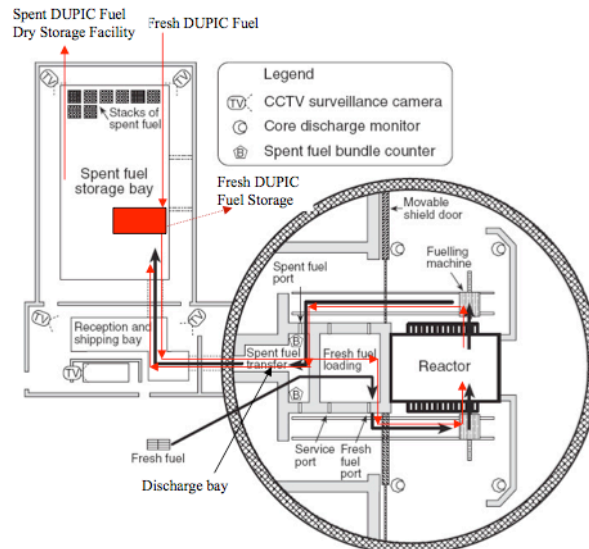


Figura 6: Esempio di misure di salvaguardia IAEA e del flusso di combustibile nel reattore CANDU-6

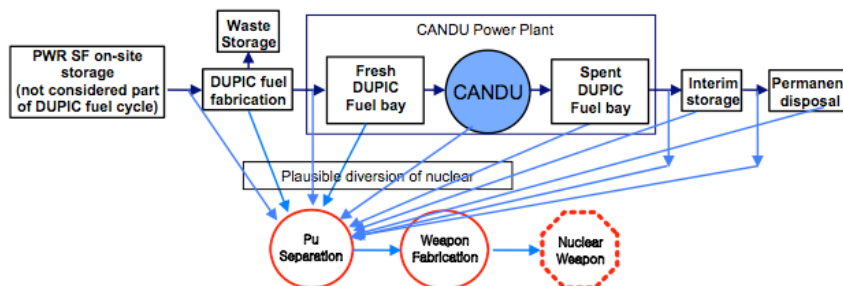


Figura 7: Flusso di materiale nel ciclo DUPIC e possibili punti di accesso al materiale

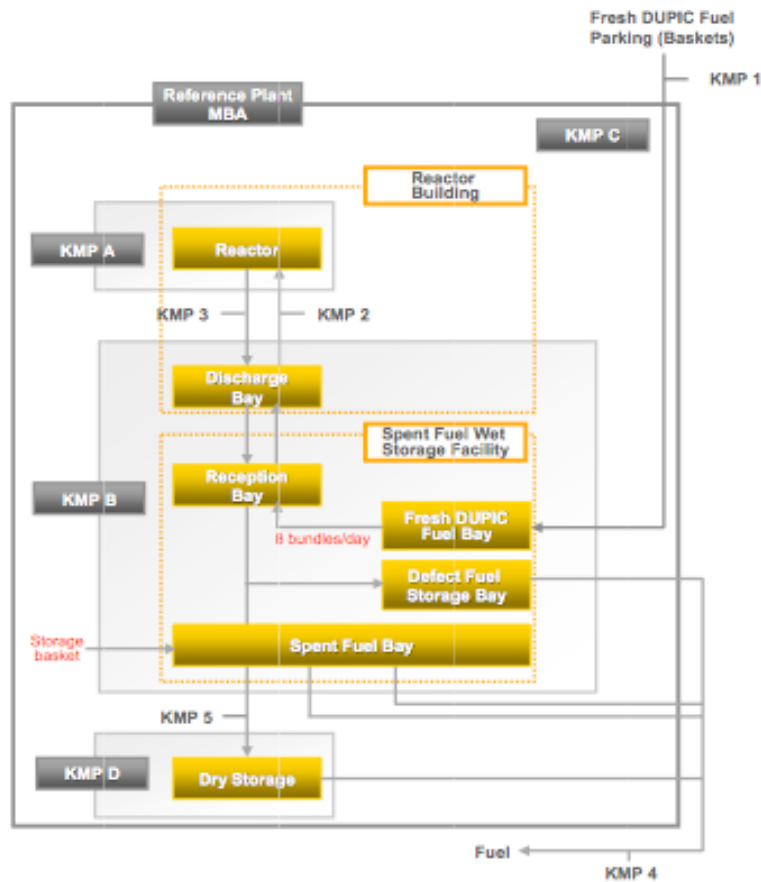


Figura 8: Flusso di materiale DUPIC nel reattore CANDU-6

Le principali conclusioni del progetto PRADA si possono così sintetizzare:

- La robustezza delle barriere non è una funzione del numero delle barriere o delle caratteristiche individuali, ma una funzione integrata di questi aspetti che va valutata in base al raggiungimento o meno degli obiettivi delle salvaguardie (Figura 9).
- L'applicazione del concetto di *pathways* della metodologia GIF al caso studio di PRADA dimostra che la combinazione delle due metodologie (INPRO e GIF) è fattibile e consente un approccio olistico (Figura 10).

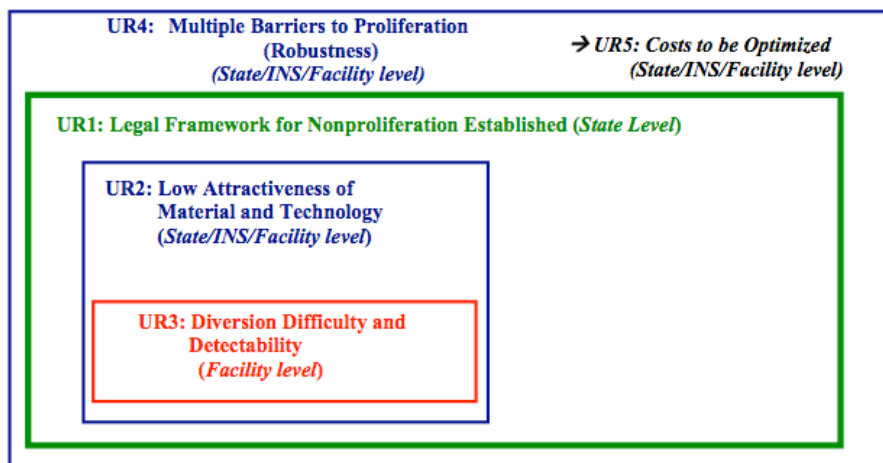


Figura 9: Tre livelli di barriere PR e gerarchia dei requisiti PR di INPRO

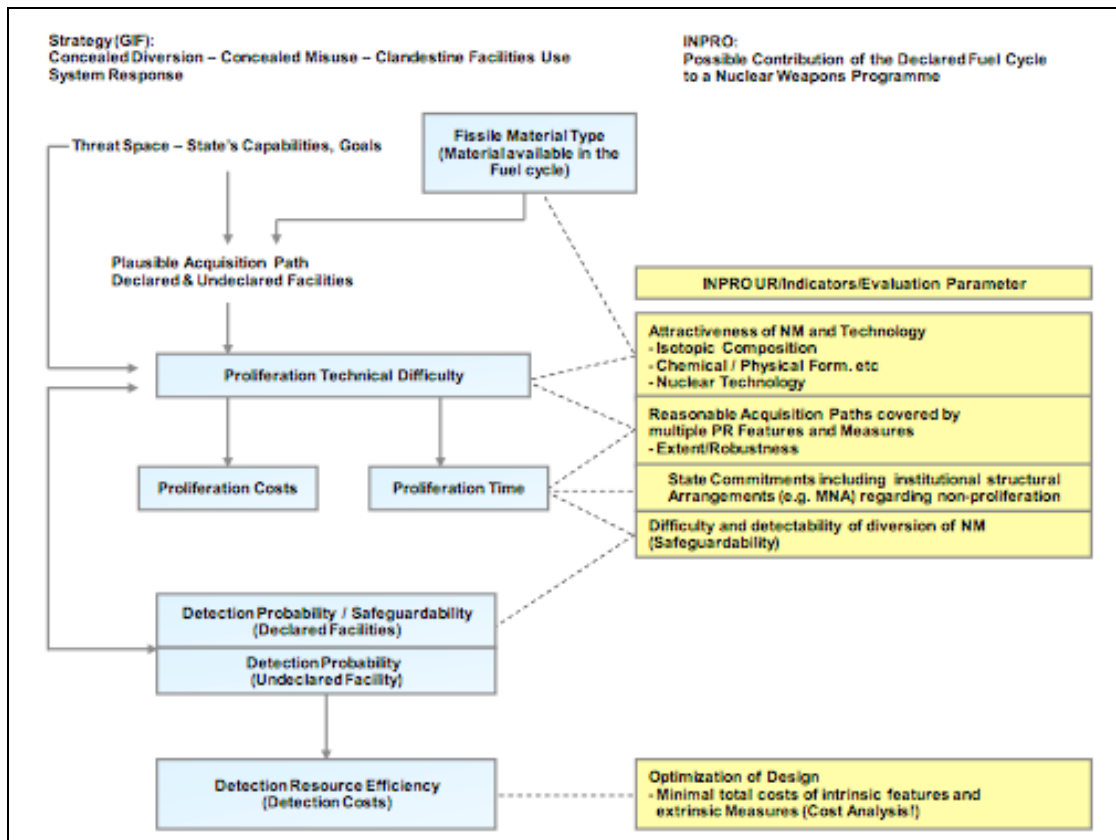


Figura 10: relazione tra le Misure in GIF PR&PP e i requisiti-indicatori nella metodologia PR di INPRO

3.2 CP Prosa

Il CP PROSA, *“Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment”*, è il follow-up di PRADA per sviluppare un set coordinato di strumenti derivanti dalle metodologie PRADA e INPRO. Parte dello studio sarà l’interfaccia tra gli strumenti per valutare PR e *“safeguardability”* in entrambe le metodologie. I risultati di questo affinamento della metodologia sarà testato su un caso studio da definire.

Fanno parte del progetto Corea, Canada, Francia, Germania, Italia, Giappone, EC-JRC, Russia e USA. La Romania è per ora un Osservatore. Il ToR è riportato in Allegato 1.

Per ora si sono svolti due incontri a Vienna, i giorni 1-3 febbraio 2012 e 5-7 giugno. Una teleconferenza ha avuto luogo il 26 luglio. In questo momento è in discussione la bozza di documento sulla prima fase del progetto, cioè la definizione dei vari gruppi di utenti e il livello di approfondimento dell’analisi.

4 Studi di scenari e Resistenza alla Proliferazione

L'ENEA, sia in ambito IAEA (iniziativa *Options to Enhance Proliferation Resistance and Security of NPPs with Innovative SMRs*) che OECD/NEA (*Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios - AFCS*), ha molto insistito sul concetto che gli studi di scenario possono diventare uno strumento efficace per le valutazioni PR&PP. Questo deriva dalla ovvia considerazione che i calcoli di scenario permettono la misura per ogni fase dell'intero ciclo del combustibile di elementi caratterizzanti in termini PR&PP, quali l'"*attractiveness*" dei materiali nucleari e la loro quantità.

La sostenibilità di un dato scenario va olisticamente considerata anche in termini di non proliferazione, per la quale valutazioni qualitative possono essere fornite sulle base dei dati forniti da calcoli di scenario, particolarmente quando si usano codici di calcolo sofisticati, come ad esempio il codice francese COSI /30/. Valutazioni di questo tipo, legate a quantità e qualità di materiale nelle varie parti del ciclo, sono parte di attività già in corso a livello internazionale (IAEA e OECD/NEA), europeo (es. il CP-ESFR del FP7) e nazionale.

A livello italiano, si cita il rapporto emesso lo scorso anno in ambito RSE relativo ad uno scenario nazionale in cui i dati provenienti dai calcoli di scenario sono stati utilizzati per considerazioni generali di non proliferazione e *security* /31/. Da questo rapporto è tratta la Figura 11 che mostra ad esempio i principali isotopi degli attinidi accumulati allo scarico da tutti i reattori considerati nello scenario.

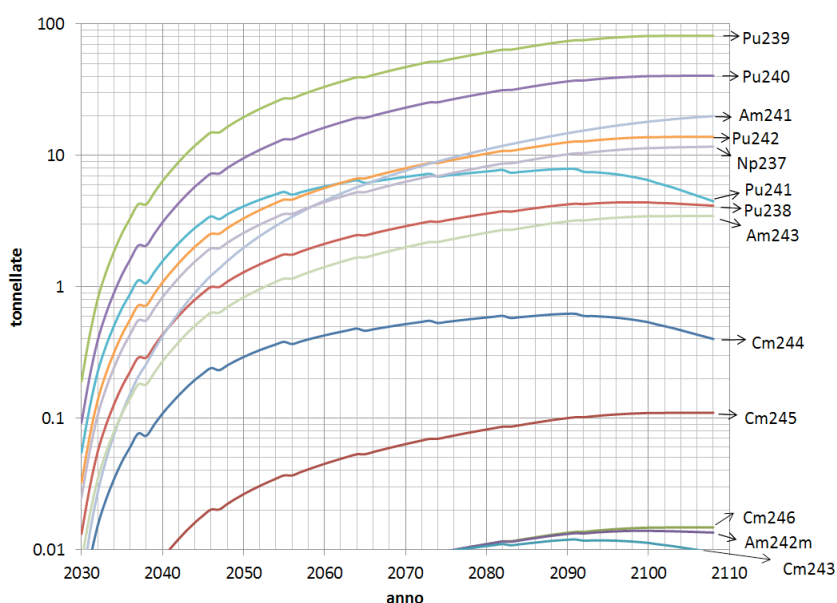


Figura 11: Accumulo degli attinidi allo scarico degli 8 EPR (tenendo conto dei decadimenti). Principali isotopi.

La Figura 12 si riferisce ad uno scenario da noi ipotizzato per un caso studio nell'ambito dell'OECD/NEA *Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios*. Lo scenario considera una combinazione di grandi LWR (8 EPR) e di SMR (40 tipo IRIS e 40 CAREM) che allo scarico presentano un inventario di plutonio mostrato in figura assieme alla sua composizione.

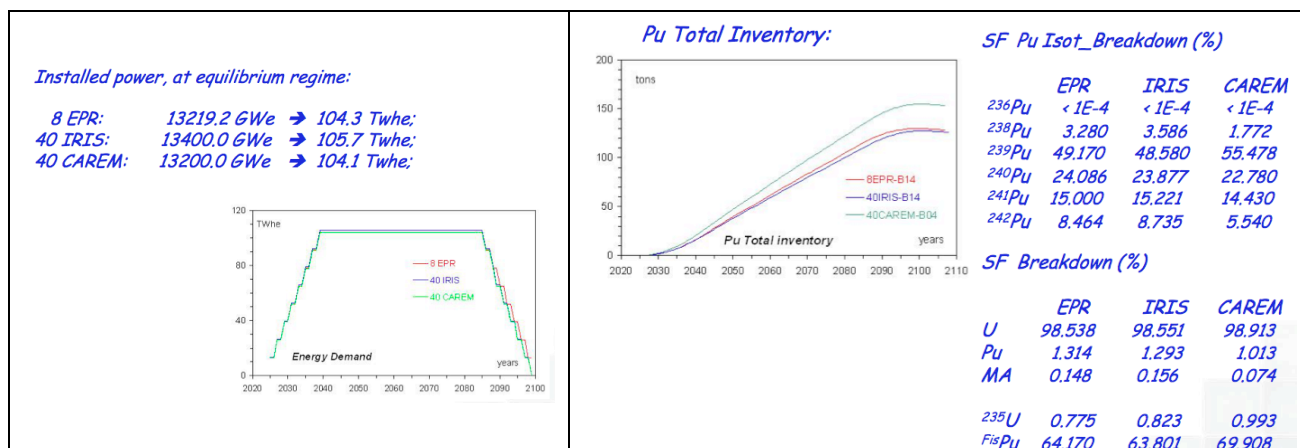


Figura 12: Scenario presentato al Third Meeting of the Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios. NEA, Paris, 21-22 Feb. 2012 G. Glinatsis

Anche il progettista può trarre informazioni essenziali potendo valutare l'effetto complessivo sul ciclo della scelta di alcune opzioni di progetto per un determinato reattore o differenti opzioni di ritrattamento e di gestione degli attinidi minori (ad esempio combinazione o separazione di americio e curio dal plutonio, ad esempio Pu+Np o Pu+Am+Cm).

Un contributo originale dell'ENEA al tema PR è il concetto che gli studi di scenario possano costituire uno strumento utile per il progettista del reattore nelle prime fasi del progetto /2-3/. Cioè quando ancora molte opzioni tecniche sono in discussione e il progetto non è congelato, e quindi è ancora possibile introdurre elementi per rafforzare la resistenza alla proliferazione.

Ad esempio, il miglioramento delle caratteristiche intrinseche di PR si può ottenere per "modulazione" di parametri fisici, quali *Breeding gain*, *Burn up*, arricchimento e composizione del combustibile. Questi influenzano direttamente elementi PR chiave quali l'"*attractiveness*" dei materiali nucleari e la difficoltà tecnica legata al successivo utilizzo del materiale per ordigni nucleari: ovvero, considerando la metodologia GIF, le Misure MT e TD. Influenza che si sente ugualmente sui tempi (PT) e sui costi (PC).

Questi parametri fisici influiscono anche sulle misure PR esterne, in particolare sulla salvaguardabilità (Misura DP) di altre parti del ciclo del combustibile anche se, a volte, non nella direzione desiderata. A questo riguardo si cita il lavoro recentemente presentato alla 53ma riunione INMN /32/ che mostra come la presenza di attinidi minori nel combustibile in fase di fabbricazione non modifichi in modo significativo la resistenza alla proliferazione per quanto riguarda "*attractiveness*" e difficoltà tecnica, mentre porta un peggioramento rispetto alla salvaguardabilità (almeno con le misure di salvaguardia attuali). Considerazioni analoghe erano presenti anche nel rapporto /31/.

Disporre di studi di scenario che mostrano l'effetto di alcune decisioni di progetto su diverse parti del ciclo del combustibile (impianti di arricchimento, fabbricazione, riprocessamento, stoccaggio temporaneo, gestione dei waste, ecc.) diventa quindi uno strumento molto efficace nelle mani di un progettista consapevole della tematica PR.

Un esempio interessante a questo proposito è quello evidenziato in Figura 13 che mostra come in un determinato scenario a ciclo chiuso, caratterizzato dall'inserimento a tempi dati di reattori (LWR e veloci) di caratteristiche note, la sostenibilità possa essere messa in crisi per quanto riguarda l'approvvigionamento di plutonio per i reattori veloci. Situazione critica che, volendo

mantenere i dati di partenza dello scenario, potrebbe richiedere cambiamenti di progetto e strategia con impatto sulle caratteristiche PR.

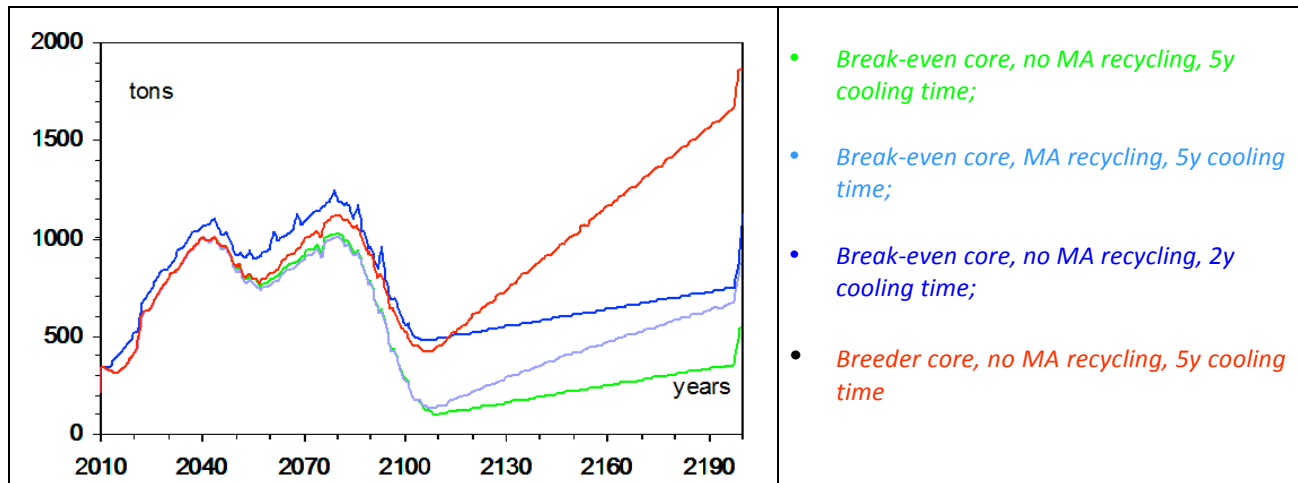


Figura 13: Margine di Pu per lo spiegamento dei reattori veloci e sostenibilità dello scenario energetico. /3/

La Figura 13 mostra ad esempio la possibilità di accorciare i tempi di raffreddamento in rastrelliera o di modificare le strategie di riciclo di attinidi minori: entrambe soluzioni con un impatto sul flusso dei materiali, “*attractiveness*” e salvaguardabilità. L’altra opzione di progetto di inserire un mantello breeder nei reattori veloci (non mostrata in figura) avrebbe ovviamente un impatto ancora più forte, in negativo, in termini di PR.

4.1 Importanza delle incertezze per calcoli di scenario e PR&PP

L’affidabilità dei dati prodotti in studi di scenario è essenziale per poter fare delle valutazioni che, anche se di carattere generale, siano comunque quanto più possibile realistiche. Basti pensare all’obiettivo di questi calcoli: simulare l’evoluzione di una flotta di reattori e impianti, valutare la sostenibilità (disponibilità di materiale fissile e potenza installata) di reattori di nuova concezione, valutare diverse opzioni di ciclo e fine ciclo, progettare e dimensionare impianti, depositi (es. calore di decadimento), definire delle strategie di trasporto o altri aspetti operativi. E infine valutare i costi associati al tutto.

Ritornando alla Figura 13, è evidente che il decisore vuole sapere il margine di affidabilità per garantire la sostenibilità dell’intero ciclo prima di decidere se e come intervenire: cioè se deve modificare il tipo di reattore o la tempistica dell’inserimento in rete o ridurre i tempi di stoccaggio temporaneo o utilizzare mantelli fertili.

Le considerazioni su resistenza alla proliferazione o relative alla nuclear *security* sono allo stesso modo sensibili al grado di affidabilità da abbinare ai dati provenienti da studi di scenario. Anche perchè le quantità rilevanti in termini di proliferazione o *security* sono a livello di pochi chilogrammi rispetto a inventari di decine o centinaia di chilogrammi di materiale fissile.

Le incertezze dipendono dai dati nucleari, dai parametri e modelli fisici usati e dalle assunzioni sullo scenario e la loro propagazione su tutti gli stadi di uno scenario complesso è tutt’altro che banale. Per questo motivo si sta finalizzando una attività di collaborazione tra ENEA e CEA per

studiare come affrontare la problematica delle incertezze nel codice COSI da noi utilizzato da anni per gli studi di scenario.

La problematica delle incertezze è stata discussa anche all'interno del *Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios* dell'OECD-NEA. Di seguito si riportano alcuni esempi mostrati dall'ENEA nelle riunioni dell'Expert Group sull'impatto di alcuni parametri. La Figura 14 e la Tabella XIII mostrano l'effetto di modifiche nelle librerie di sezioni d'urto di COSI (moduli Cesar4 vs Cesar5.1) sugli inventari di plutonio e attinidi minori allo scarico nello scenario mostrato in Figura 12.

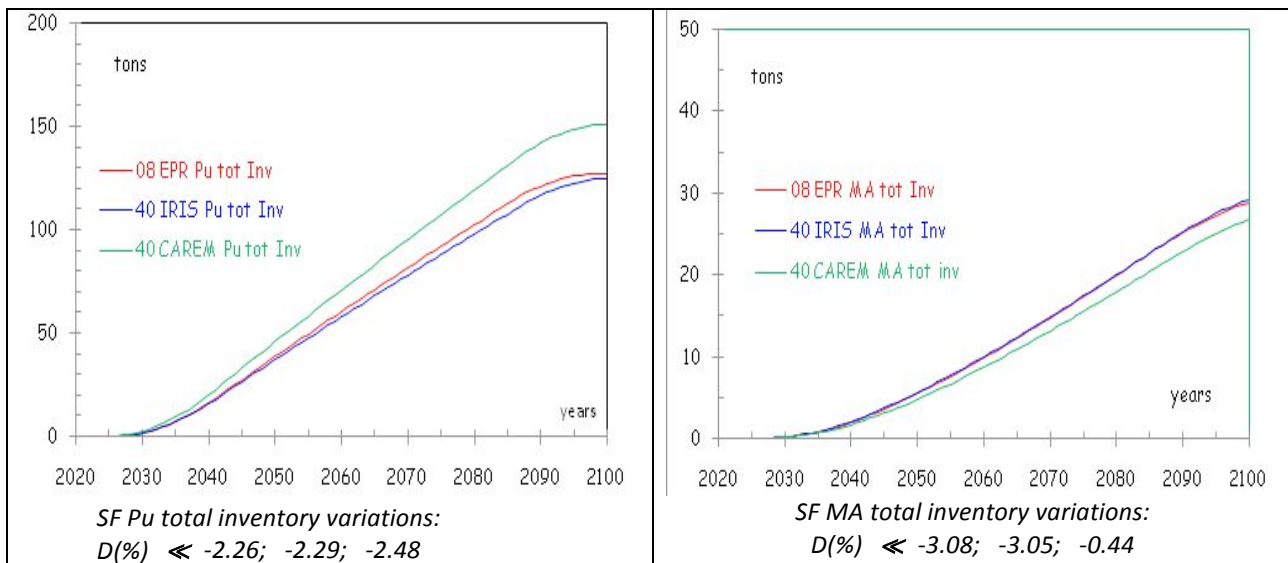



Figura 14: Effetto di diverse librerie di sezioni d'urto (Cesar4 vs Cesar5.1) nel codice COSI sugli inventari di plutonio e attinidi minori

SF Mat_Breakdown : $\Delta(\%) = [(Cesar5.1 \& \text{xs-lib}) / (Cesar4 \& \text{xs-lib}) - 1]$							
	EPR	IRIS	CAREM		EPR	IRIS	CAREM
U	+ 0.038	- 0.057	- 0.004	(²³⁵ U:	+ 1.419	+ 1.640	- 0.826)
Pu	- 2.131	+ 4.254	+ 0.678	(^{Fis} Pu:	+ 0.479	+ 0.465	+ 0.303)
MA	- 5.845	+ 0.962	- 4.392				
SF Pu Isot_Breakdown $\Delta(\%)$:				SF Mat_Breakdown $\Delta(\%)$:			
	EPR	IRIS	CAREM		EPR	IRIS	CAREM
²³⁶ Pu	/	/	/	Am	- 1.129	- 5.981	- 12.5
²³⁸ Pu	- 4.166	- 3.303	- 17.096	²⁴³ Am	- 1.401	- 1.140	- 9.375
²³⁹ Pu	+ 0.506	+ 0.519	+ 1.410	Np	+ 0.663	+ 1.067	+ 5.564
²⁴⁰ Pu	+ 1.337	+ 1.393	+ 2.507	²³⁷ Np	- 0.621	- 0.551	- 0.468
²⁴¹ Pu	+ 0.387	+ 0.291	- 3.954	Cm	- 1.301	- 1.951	- 14.844
²⁴² Pu	- 5.848	+ 5.870	- 8.683	²⁴⁴ Cm	- 0.927	- 0.847	- 2.896

4th Meeting of the Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios. NEA, Paris, 13-14 Feb. 2012 G. Glinatsis II/

Tabella XIII: Effetto di diverse librerie di sezioni d'urto (Cesar4 vs Cesar5.1) nel codice COSI sugli inventari di plutonio e attinidi minori

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	33	42

5 Conclusioni

Varie metodologie per le valutazioni PR sono state sviluppate nel corso degli ultimi anni e testate su casi studio sia dagli stessi sviluppatori sia da diverse classi di utenti. Il risultato di questi studi ha portato all'individuazione di elementi che necessitano approfondimenti e chiarimenti. Nel caso della metodologia GIF PR&PP questo processo di "*lesson learned*" è culminato con la pubblicazione della Rev.6 della metodologia. I Collaborative Projects PRADA, concluso nel 2011, e PROSA, iniziato nel 2012, contribuiranno ad un miglioramento della metodologia INPRO per PR.

Il vantaggio di poter inserire elementi di rafforzamento della resistenza alla proliferazione, inclusa la salvaguardabilità, fin dalle fase del progetto senza dover intervenire in un secondo tempo con costi aggiuntivi significativi è evidente. Entrambe le metodologie sono state pensate per aiutare il progettista nelle prime fasi, ma non è ancora stata individuata una procedura efficace e altro lavoro è necessario per sfruttare quanto più possibile le (normalmente) poche informazioni disponibili inizialmente.

Studi di scenario possono contribuire a questo obiettivo, ma è importante che siano recepiti da un progettista consapevole di aspetti PR (e PP). Naturalmente tale consapevolezza va costruita con una interazione con gli esperti di questo settore, con l'ausilio di metodologie più versatili allo scopo e con il necessario training.


Infine, ribadiamo ancora l'importanza di una continua e stretta collaborazione tra progettisti e esperti PR per superare difficoltà di comunicazione e arrivare ad una mutua comprensione, vera chiave di volta per una efficace "PR&PP by design".

6 RIFERIMENTI

1. F.Padoani, "Metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi innovativi: sviluppo e applicazione", Report RSE/2009/138, 2009
2. F.Padoani, G.Glinatsis, "Resistenza alla proliferazione e protezione fisica: metodologie e applicazioni a sistemi innovativi in ambito GIF", Report Rds/2010/50, 2010
3. 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
4. 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
5. GIF Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Working Group and System Steering Committees, "*Proliferation Resistance and Physical Protection of the Six Generation IV Nuclear Energy Systems*", GIF/PRPPWG/2011/002, 2011
6. GenIV Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, "*PR&PP Evaluation: ESR Full System Case Study. Final Report*", GIF/PRPPWG/2009/02, 2009
7. GenIV Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, "*Addendum to the Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems*", GIF/PRPPWG/2006/005-A, 2007
8. F. Sevini, G.G.M. Cojazzi, G. Renda, "*Proliferation Resistance and Physical Protection Robustness Characteristics of innovative and Advanced Nuclear Energy Systems*", ESARDA Bulletin, No.39, 2008
9. G.G.M. Cojazzi, G. Renda, F. Sevini, "*Proliferation Resistance Characteristics of Advanced Nuclear Energy Systems: a Safeguardability Point of View*", ESARDA Bulletin, No.39, 2008
10. M. Yue, L. Cheng, R.A. Bari, "*Markov Based Approach for Proliferation Resistance Assessment of Nuclear Energy Systems.*" *Nuclear Technology* 162(88): 26- 44, 2008
11. M. Yue, L. Cheng, R.A. Bari, "*Relative Proliferation Risks for Different Fuel Cycle Arrangements.*" *Nuclear Technology* 165: 1-17, 2009.
12. H.L. Chang, W.I. Ko, J. Whitlock, K. Zhou, G.G.M. Cojazzi, F. Sevini, E. Haas, M. Zentner, "*Update of the INPRO Methodology for Evaluating Proliferation Resistance.*" Proceedings of the INMM 51st Annual Meeting, July 11-15, 2010
13. M.D. Zentner, G. Pomeroy, R.A. Bari, G.G.M. Cojazzi, E. Haas, T. Killeen, P. Peterson, J.J. Whitlock, E. Wonder, "*Interpretation and Use of the Results of Proliferation Resistance Studies.*" Proceedings of the Global 2009, Paris, , 2009

Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	35	42

14. H. Khalil, P. Peterson, R.A. Bari, R., G-L. Fiorini, T. Leahy, R. Versluis, *“Integration of Safety and Reliability with Proliferation Resistance and Physical Protection for Generation IV Nuclear Energy Systems.”* Proceedings of the Global 2009, Paris, 2009
15. R.A. Bari, P. Peterson, I.U. Therios, J.J. Whitlock, *“Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Development and Applications.”* Proceedings of the GenerationIV International Forum Symposium, Paris, 2009.
16. IAEA, *“Facility Design and Plant Operation Features that Facilitate the Implementation of IAEA Safeguards.”* Report IAEA workshop, IAEA-STR-360, 2008
17. T. Bjornard, R. Bean, S. DeMuth, P. Durst, M. Ehinger, M. Golay, D. Hebditch, J.Hockert, J. Morgan, *“Safeguards-by-Design: Early Integration of Physical Protection and Safeguardability into Design of Nuclear Facilities.”* Proceedings of Global 2009, Paris, 2009
18. D. Lockwood, *“Next Generation Safeguards Initiative – Progress in FY09 and Policy Priorities for FY10”, 2010*, Proceedings of the INMM Pacific Northwest International Conference on Global Nuclear Security – The Decade Ahead, Portland, 2010.
19. J.J. Whitlock, *“Incorporating the GIF-PRPP Proliferation Resistance Methodology in Reactor Design”*, Proceedings of the INMM 51st Annual Meeting, 2010
20. W.S. Charlton, R.F. LeBouf, C. Gariazzo, D.G. Ford, C. Beard, S. Landsberger, M. Whitaker, *“Proliferation Resistance Assessment Methodology for Nuclear Fuel Cycles”*, Nucl. Tech. 157: 143-156, 2007.
21. D. Greneche, *“A Practical Tool to Assess the Proliferation Resistance of Nuclear Systems: The SAPRA Methodology”*, ESARDA Bulletin, No. 39, p. 45, 2008
22. IAEA, *“Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities”*, IAEA- INFCIRC/225/Rev. 5, 2011
23. DOE, *“Nuclear Material Control and Accountability”*, Manual DOE M 470.4-6, 2005
24. C.G. Bathke et al., *“The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios.”*, Proceedings of the Global 2009, Paris, 2009.
25. M.D.,Zentner et al.,*“An Expert Elicitation Based Study of the Proliferation Resistance of a Suite of Nuclear Power Plants.”*, Proceedings of the INMM 51st Annual Meeting, 2010.
26. GenIV Economic Modeling Working Group, *“Cost estimating guidelines for Generation IV nuclear energy systems”*, Rev.4.2, GIF/EMWG/2007/004, 2007
27. IAEA, *“Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel cycles”*: Report of the Phase 1B of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel cycle (INPRO), IAEA-TECDOC-1434, IAEA, 2004

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2011-ENEA-L1D1-004	0	L	36	42

28. 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
29. IAEA, *“INPRO Collaborative Project: Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA)”*, IAEA-TECDOC-1684, 2012
30. L. Boucher, M. Meyer, *“Manuel utilisateur de COSI6 v6.0.0 en anglais rev.0”*, 2009
31. C.Petrovich et al., *“Studio preliminare sul ciclo del combustibile e sul costo dell’energia nell’ipotesi di uno scenario nucleare italiano”*, RdS/2011/85, 2011.
32. 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

7 ALLEGATO 1 - Terms of Reference del CP PROSA



INPRO
International Project on
Innovative Nuclear Reactors
and Fuel Cycles

Terms of Reference of the
INPRO Collaborative Project
on
**Proliferation Resistance and Safeguardability
Assessment Tools (PROSA)**

Rev.9: Final 05-June-2012

Summary

As a follow-up project to PRADA, the *Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools* (PROSA) will address the development of an easy-to-use coordinated set of tools. It will identify/define the interface of the proliferation resistance and safeguardability assessment tools of both methodologies at the different levels of evaluation (State, NES, and facility), and illustrate the validity of the refined methodology and its usefulness by evaluating a reference case.

The INPRO collaborative project *Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis* (PRADA) was completed in 2010. This collaborative project focused on the development of appropriate methods for the identification and analysis of pathways for the acquisition of weapon-usable nuclear material, and on the evaluation of the multiplicity and robustness of barriers against proliferation for each pathway. The following conclusions were drawn:

- 1) The robustness of barriers is not a function of the number of barriers or of their individual characteristics but is an integrated function of these, and is measured by determining whether the safeguards objectives can be met.
- 2) The detailed application of the GIF pathway concept to identify and analyze acquisition/diversion pathways for nuclear material demonstrates the feasibility of merging the methodologies to form a holistic approach.

It is now clear that proliferation resistance cannot be accomplished without international safeguards and consideration of the State-level concept. Consideration will be given to changing the emphasis accordingly in the coordinated methodology.

Place of the Collaborative Project within INPRO

The International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) was established in 2000 — as an IAEA flagship project, through a General Conference resolution — with the goal of ensuring a sustainable nuclear energy supply to help meet 21st century global energy needs. INPRO's activities are centred on the key concepts of global nuclear energy sustainability and the development of long-range nuclear energy strategies, so that nuclear energy is and remains available to meet national energy needs.

In the 2012–2013 cycle, activities in four projects are implemented: Project 1: National long-range nuclear energy strategies; Project 2: Global nuclear energy scenarios; Project 3: Innovations (technical and institutional); and Project 4: Policy coordination and the INPRO Dialogue Forum. Additional detail is available on the INPRO website: www.iaea.org/INPRO

The Collaborative Project *Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools* is being implemented as Activity 4 in Project 1 (activity 1.1.4.1/3 of the *IAEA Programme & Budget 2012–2013*).

Objective

This project aims to make the assessment of proliferation resistance simpler and easier to understand. It will develop a coordinated set of proliferation resistance and safeguardability analysis and assessment tools. The project will separate the analysis at different levels (State, NES, and facility) and allow for different depths of analysis according to the information needs of the specific

user. It will take into account the recommendations of PRADA. The project will also take into account the evolving State-level concept by the IAEA Department of Safeguards.

The specific objectives of the project are:

- to make the assessment methodology simpler and easier to use;
- to allow for different users and depths of analysis; and
- to demonstrate the value of the refined assessment methodology to the users.

Scope of work

The project will be carried out in stages, looking at the proliferation resistance of a nuclear energy strategy at 3 distinct levels (State, nuclear energy system, and facility). It will take into account the evolving State-level concept by the IAEA Department of Safeguards.

STAGE 1: Define multiple user groups and depths of analysis.

- a) Define target user groups¹ and their respective information needs, for this INPRO assessment methodology. The depth of analysis should be adjusted based on the user needs, and is subject to the complexity of the nuclear energy strategy.

STAGE 2: Determine the relevant INPRO Criteria (Indicators, Acceptance limits, Evaluation Parameters, Evaluation Scales)² associated with the depths of analysis.

- b) Consistent with IAEA definitions in the Safeguards Glossary, review and revise as appropriate the relevant intrinsic features and criteria in INPRO Manual, Volume 5, Rev.1 describing the attractiveness of nuclear material and the associated processing for nuclear explosive purposes for the various users / depths of analysis.
- c) Revise and simplify discussion in the INPRO guidance (UR2).

STAGE 3: Determine the relevant INPRO Criteria to assess Safeguardability³.

- d) Noting the importance of emphasizing proliferation resistance is incomplete without application of international safeguards, review and determine the relevant intrinsic features, extrinsic measures, and criteria necessary for inclusion of safeguardability in the assessment.
- e) Revise and simplify discussion in the INPRO guidance (UR3)
- f) Review UR1, UR4, and UR5 in the context of the revisions to UR2 and UR3. Revise and simplify guidance as necessary.

STAGE 4: Test Evaluation of a Reference Case.

- g) Demonstrate the validity of the refined methodology and its usefulness by evaluating one or more illustrative cases. e.g. Does it provide useful information to the intended user group? Is it streamlined to apply - simpler and easier to use?
- h) Make recommendations to revise and simplify, accordingly, the INPRO proliferation assessment methodology.

¹ Zentner et al, "Interpretation and use of the results of proliferation resistance studies", Proceedings of Global 2009, Paris, France, Sept. 6-11, 2009, Paper 9367

² Terms used as defined in the INPRO manual volume 5

³ Safeguardability was defined by the Gen IV International Forum PRPP working group as the degree of ease with which a system can be effectively and efficiently placed under international safeguards.

Dates for the project: February 2012 – February 2014. In addition to the kick-off meeting two other meetings are tentatively scheduled during each of the calendar years 2012 and 2013.

Outcome

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

Deliverable / outputs

- A report (TECDOC) on the results of the Collaborative Project *Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools* – describing a faster streamlined methodology and providing input to a revision of the INPRO manual in the area of proliferation resistance (PR). The report will include the applicable results, including lessons learned, of applying the coordinated set of tools to the illustrative cases.

Workplan and Milestones

The following workplan has been agreed upon:

<i>Activity / work package</i>	<i>To be prepared by:</i>	<i>Comments</i>	<i>Target date</i>
Planned Milestones:			
kick-off meeting		01-03 February 2012	
Stage 1		Start Feb. 2012	Nov. 2012
Stage 2		Start Feb. 2012	Feb. 2013
Stage 3		Start in Sep. 2012	July 2013
Stage 4		Start in 2013	Feb. 2014
Actual Achievements:			
Terms of Reference signed			
Stage 1			
Stage 2			
Stage 3			
Stage 4			
Milestones:			
Draft Report (TECDOC).			Jul. 2013
Final Report (TECDOC).			Feb. 2014
Report published			

Organization of work

Work under each stage of the project will be implemented principally at the national level with subsequent coordination of results at project meetings. Meetings will be held in the IAEA Headquarters or in a country participating in the project. Collaborative Project members (participating institutions) will, as a general rule, participate in project meetings on a cost-free basis.

The technical documents are to be drafted by Parties which perform the review and compilation work. The Republic of Korea will take the drafting lead for the technical documents, and the technical documents will be reviewed by the other participants and the IAEA. The finalized consensus documents are to be submitted to INPRO. Copyright of the final document, published as an IAEA publication, shall be held by the IAEA. As some participants are members of the GIF PR/PP working group, they will inform that group about this Collaborative Project.

The working language will be English. The INPRO web site will serve as the communication tool.

Each party is responsible for the performance of the work agreed upon for the project, and for compliance with the rules regarding confidentiality and exchange of information agreed upon.

Any activity under the project must comply with the Statute and operating principles of the IAEA.

The project is open to any INPRO member States to join or participate in, provided they agree to these Terms of Reference.

Participation

The following Member States participate in the project as full project members

<i>Member State</i>	<i>Participant</i>	<i>Alternates / comments</i>	<i>Main responsibility or work package</i>	<i>Date of joining</i>
Canada	Mr Jeremy WHITLOCK			5 June 2012
France	Mr. Alfredo VASILE			
Germany	Mr Clemens LISTNER Mr Arnold REZNICZEK Mr Gotthard STEIN	<i>Chlor</i> <i>Ed. R. T. E. I.</i> <i>G. T. E. I.</i>		
Italy	Ms Franca PADOANI	<i>Franca Padoani</i>		
Japan	Mr Yusuke KUNO	<i>Y. Kuno</i>		
Korea, Republic of	Mr Hong-Lae CHANG Mr Won-II KO Ms Na-Young LEE	<i>H. Chang</i> <i>W. II KO</i>		
EC-JRC	Mr Giacomo COJAZZI Mr Guido RENDA	<i>G. Cojazzi</i> <i>Guido Renda</i>	<i>(will need urgent Euro-Security Review)</i>	
Russian Federation	Mr Gennady PSHAKIN	<i>G. Pshakin</i>		
USA	Mr Kenneth Michael GOFF	<i>K. Michael Goff</i>		

International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles

Mr Edward F. WONDER	<i>Edward F. Wonder</i>	<i>— — 5/6/12</i>
---------------------	-------------------------	-------------------

The following Member States or institutions are observers to the project

<i>Member State</i>	<i>Participant</i>	<i>Alternates / comments</i>	<i>Main responsibility or work package</i>	<i>Date of joining</i>
Romania	Mr Gheorghe IONITA Mr Sorin MARGEANU	<i>[Signature]</i>		

The following individuals have requested to be kept informed on the progress of the Collaborative Project

<i>Member State</i>	<i>Name</i>	<i>Institution</i>
USA	Mr Robert BARI	Brookhaven National Laboratory
	Ms Karyn DURBIN	DOE/NNSA
	Mr Mike ZENTNER	Pacific Northwest National Laboratory
	Mr Kory BUDLONG-SYLVESTER	Las Alamos National Laboratory
France	Mr Pascal ANZIEU	CEA Saclay
Germany	Ms Irmgard NIEMEYER	Forschungszentrum Juelich
EC-DG ENER	Mr Christos KOUTSOYANNOPOULOS	Directorate E – Nuclear Safeguards
	Mr Peter CHARE	

IAEA / INPRO arrangements**IAEA Arrangements**

The Collaborative Project is implemented by INPRO, in cooperation with NEFW and the Department of Safeguards, SGCP-CPC

Scientific Secretary

The lead Scientific Secretary is Mr James Kent Sprinkle from SGCP-CPC.

Co-Scientific Secretary is Mr Eckhard Haas from the INPRO Group

Mr James Kent Sprinkle

Tel. +43 1 2600 26281

Fax: +43 1 26007

E-mail: J.Sprinkle@iaea.org

Mr Eckhard Haas

Tel. +43 1 2600 26232

Fax: +43 1 26007

E-mail: Eckhard.Haas@iaea.org

eckhardhaas@hotmail.com

Secretarial Support

Ms Jasminka Golubovic

Tel: +43 1 2600 26741

Fax: +43 1 26007

E-mail: j.golubovic@iaea.org