

**Titolo**

**Stato di sviluppo delle principali metodologie per valutare la resistenza alla proliferazione e protezione fisica e loro applicazione a sistemi innovativi**

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico  
**Collocazione contrattuale:** Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca “Nuovo nucleare da fissione”  
**Argomenti trattati:** Non proliferazione, sistemi nucleari innovativi, metodologie

**Sommario**

In questo rapporto viene presentato lo stato di sviluppo e applicazione a sistemi innovativi delle principali metodologie internazionali messe a punto per valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica: si tratta di quelle messe a punto in ambito GIF dal PR&PP (*Proliferation Resistance and Physical Protection*) Working Group e IAEA in INPRO. In particolare sono state sottolineate le attività di armonizzazione delle due metodologie per meglio rispondere alle esigenze dei fruitori delle stesse, tra cui decisori politici, progettisti e operatori. Il concetto di salvaguardabilità e il processo *Safeguards-by Design* sono stati utilizzati in alcuni paesi per nuovi impianti nucleari e hanno dimostrato i vantaggi, anche dal punto di economico, di pensare all'introduzione delle misure di salvaguardia fin dall'inizio della progettazione.

L'ENEA, oltre alle attività del GIF PR&PP WG, ha preso parte all'iniziativa IAEA “*Options to Enhance Proliferation Resistance and Security of NPPs with Innovative SMRs*”. In questo ambito l'ENEA ha partecipato alla discussione e alla redazione del documento Energia Nucleare/IAEA-TECDOC con il titolo (provvisorio): “*Framework for the Application of Assessment Methodologies for Proliferation Resistance of Innovative Small and Medium Sized Reactors*”, ora in fase di finalizzazione. Il contributo ENEA è stato un approccio originale, qui descritto, che può trasformarsi in uno strumento efficace per i progettisti nelle prime fasi del progetto per affrontare la tematica e migliorare le caratteristiche di PR (PP) di un sistema nucleare.

**Note**

Autori: Franca Padoani, Georgios Glinatsis

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	16/9/2011	NOME	Franca Padoani	Massimo Sepielli	Paride Meloni
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	2	27

## INDICE

1	Sviluppi nelle metodologie GIF e INPRO .....	3
1.1	Metodologia del GIF PR&PP WG .....	3
1.2	Metodologia PR in INPRO .....	5
1.3	Armonizzazione delle metodologie GIF e INPRO .....	8
2	Safeguards by Design e “salvaguardabilità” .....	10
2.1	Esperienza di applicazione di SBD .....	12
2.1.1	SBD - Esperienza Canadese .....	12
2.1.2	SBD - Esperienza Finlandese .....	13
2.1.3	SBD - Esperienza Giapponese .....	14
2.1.4	SBD – Esperienza Coreana .....	16
3	Attività IAEA su PR&PP per SMR innovativi .....	16
3.1	Considerazioni generali .....	17
3.2	Sviluppo delle Attività 2011 .....	17
3.3	Contributo ENEA alla valutazione delle caratteristiche PR(&PP).....	18
3.3.1	Esempio su uno Scenario Energetico “Italiano” .....	19
3.3.2	Esempio di uno Scenario Energetico “Complesso” .....	21
3.3.3	Conclusioni.....	24
4	RIFERIMENTI.....	25

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	3	27

## 1 Sviluppi nelle metodologie GIF e INPRO

A livello internazionale sono state messe a punto da GIF e IAEA due metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione e protezione fisica. Una è stata elaborata dal *Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group* (PR&PP WG), uno dei tre gruppi di lavoro del GIF su attività trasversali<sup>1</sup>, l'altra è stata sviluppata nell'ambito dell'*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* (INPRO) per valutare la sostenibilità di un programma nucleare tenendo conto di sette<sup>2</sup> distinte aree. Entrambe le metodologie sono state descritte in documenti prodotti nell'ambito dell'accordo di programma ENEA-MSE per la ricerca di sistema elettrico /1/, /2/.

Con la pubblicazione delle metodologie e dei relativi casi studio, la fase di sviluppo delle metodologie è ora rallentata, mentre viene dato più spazio alla fase di applicazione e di verifica della loro efficacia e "robustezza". Una rivisitazione delle metodologie è comunque attesa in futuro.

### 1.1 Metodologia del GIF PR&PP WG

I punti salienti nello sviluppo della metodologia GIF sono:

- 2002: inizio delle attività del PR&PP WG
- 2006: pubblicazione della Metodologia, Rev.5 /3/
- 2007: inizio di una maggiore interazione con i *GIF System Steering Committees*(SSCs)
- 2008: inizio delle attività di armonizzazione tra le metodologie IAEA e INPRO
- 2009: pubblicazione del caso studio *Example Sodium Fast Reactor (ESFR) Case Study 14/*
- 2010: completamento della bozza finale dell Rev.6 della metodologia

L'emissione della versione 6 della metodologia è prevista entro la fine del 2011. *L'Example Sodium Fast Reactor (ESFR) Case Study* aveva tra i suoi scopi dichiarati anche l'avanzamento della metodologia, e gran parte delle sue "lesson learned" sono state considerate per la revisione 6. Le principali novità riguarderanno il processo di interpellazione degli esperti "expert elicitation", le Misure, e infine l'elaborazione su come utilizzare la metodologia per effettuare una valutazione di resistenza alla proliferazione.

Vale la pena ripetere quali sono gli elementi da considerare quando si effettua una valutazione PR&PP: le politiche adottate dal paese, il contesto della minaccia, le caratteristiche di progetto (rilevanti per PR&PP), l'architettura del ciclo del combustibile e, infine, le misure di salvaguardia e di protezione fisica adottate. Da questi elementi si costruisce una situazione di riferimento rispetto a cui vengono valutate le prospettive di successo/insuccesso di possibili percorsi di diversione di materiale, furto o sabotaggio; tenendo anche in conto, eventualmente, la manifattura di un ordigno.

La versione 6 ha anche beneficiato del lavoro congiunto del PR&PP WG e dei GIF SSCs. L'interazione tra i due gruppi aveva lo scopo di analizzare elementi di *Proliferation*

<sup>1</sup> I tre gruppi di lavoro trasversali "Horizontal Work" di GIF sono: Aspetti economici, Resistenza alla Proliferazione e Protezione Fisica, Rischi e Safety.

<sup>2</sup> Le sette aree coperte dalla metodologia INPRO sono: Ambiente, Aspetti economici, Infrastrutture, Gestione waste, Resistenza alla Proliferazione, Protezione Fisica, Safety

*Resistance and Physical Protection* dei sei sistemi GenIV in modo meno generico di quanto fatto in precedenza per la roadmap. Entrambi i gruppi ne hanno dato un giudizio molto positivo. Da un lato, i progettisti dei SSCs hanno avuto la possibilità di discutere e individuare gli aspetti rilevanti ai fini PR&PP e, dall'altro, gli esperti PR&PP hanno esplorato in dettaglio caratteristiche di progetto e operative dei vari sistemi. Dal 2008 si sono svolti tre workshop, di cui l'ultimo a Bologna nel 2010. Il risultato è stata la produzione congiunta (PR&PP WG e GIF SSCs) di una serie di documenti (*White Papers*) con considerazioni sulla PR&PP di ciascuno dei sei sistemi GenIV. Attualmente si sta lavorando a un compendio dei rapporti sui 6 sistemi e sugli aspetti del ciclo del combustibile comuni a tutti: il documento dovrebbe essere reso pubblico nei prossimi mesi.

I *White Papers*, oltre ad una descrizione del ciclo (o cicli) associato (associati) al sistema e relative opzioni, forniscono lo stato della tecnologia. Le considerazioni di PR riguardano la possibilità di trafugamento o produzione non dichiarata di materiale in impianti sottoposti a misure di salvaguardia, l'uscita dal regime internazionale di non proliferazione e la produzione in impianti clandestini. Le considerazioni di protezione fisica riguardano le ipotesi di furto e sabotaggio.

Tabella 1: caratteristiche e opzioni sul ciclo del combustibile dei 6 sistemi GenIV (GIF 2009 *Annual Report*)

System	Neutron spectrum	Coolant	Outlet Temperature °C	Fuel cycle	Size (MWe)
<b>VHTR</b> (very-high-temperature reactor)	thermal	helium	900-1 000	open	250-300
<b>SFR</b> (sodium-cooled fast reactor)	fast	sodium	500-550	closed	50-150 300-1 500 600-1 500
<b>SCWR</b> (supercritical water-cooled reactor)	thermal/fast	water	510-625	open/ closed	300-700 1 000-1 500
<b>GFR</b> (gas-cooled fast reactor)	fast	helium	850	closed	1 200
<b>LFR</b> (lead-cooled fast reactor)	fast	lead	480-570	closed	20-180 300-1 200 600-1 000
<b>MSR</b> (molten salt reactor)	thermal/fast	fluoride salts	700-800	closed	1 000

Questa attività ha fornito elementi molto interessanti per enucleare alcune caratteristiche di progetto rilevanti per PR&PP: caratteristiche del combustibile (carico e scarico), metodi per lo stoccaggio del combustibile e per il trasporto, approcci alla safety (es. contenimento, controllo della reattività, rimozione calore di decadimento) e alla security (es. protezione del materiale e accesso agli impianti sia per furto che sabotaggio). Naturalmente sarà necessario avere informazioni anche su tutti i parametri del reattore (potenza, efficienza, moderatore, refrigerante, densità di potenza, materiali, temperature di ingresso e uscita, pressione, spettro neutronico, ecc.) e caratteristiche del ciclo del combustibile (o cicli del combustibile, se è il caso) e diagrammi di flussi di materiale, inclusi nei waste.

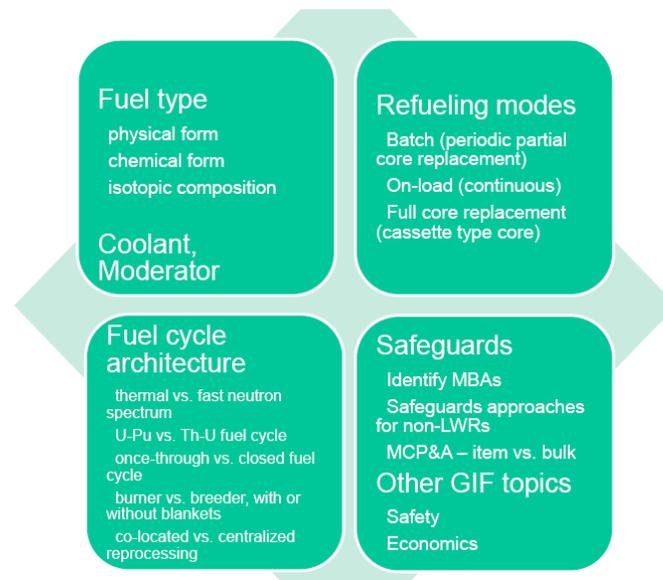


Figura 1: elementi rilevanti ai fini della resistenza alla proliferazione e protezione fisica /5/

## 1.2 Metodologia PR in INPRO

Dal suo lancio nel 2000, INPRO si è sviluppato in varie fasi, sintetizzate nella figura 2.

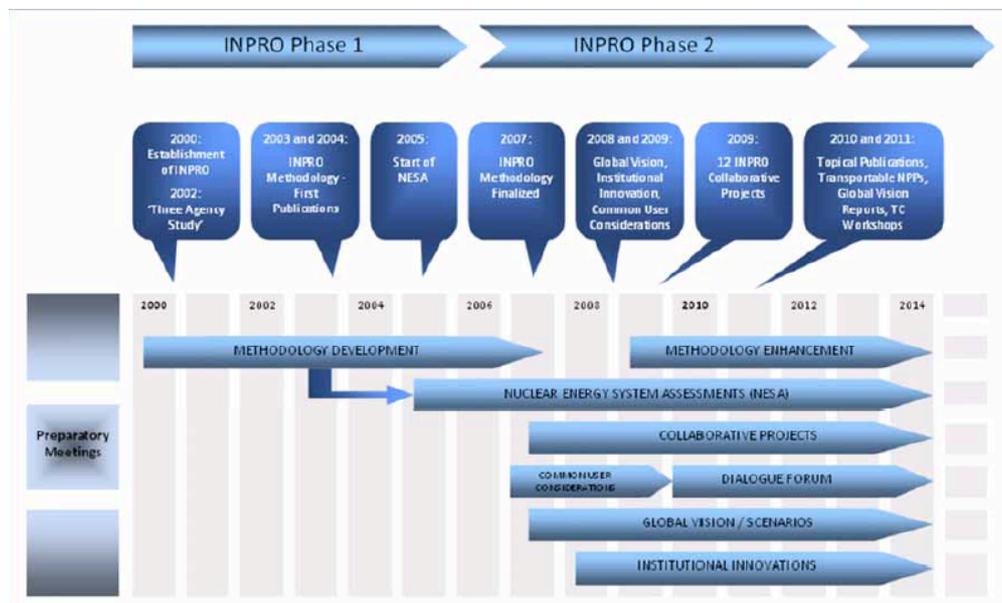


Figura 2: Evoluzione di INPRO /6/

Attualmente le attività di INPRO si articolano su quattro grandi linee e due programmi trasversali. Le aree principali comprendono: A-*Nuclear Energy System Assessments (NESAs)*, B-*Global Vision on Sustainable Nuclear Energy*, C-*Innovations in Nuclear Technology* e D-*Innovations in Institutional Arrangements*. Le attività trasversali sono: E-*INPRO Dialogue Forum* e F-*Policy Coordination, Communication and INPRO Management*.

La metodologia INPRO è comune alle sette aree, non solo alla Resistenza alla Proliferazione, e ha seguito le seguenti tappe:

- 2003: pubblicazione degli elementi che compongono la metodologia
- 2004: pubblicazione dei risultati di un caso test per PR /7/ analizzato dalla Corea
- 2008: pubblicazione di una guida per l'applicazione della metodologia /8/, nell'area PR, che tiene conto degli insegnamenti di ulteriori casi test studiati principalmente dalla Corea

Lo sviluppo e applicazione della metodologia è parte delle attività prevista in A-NESA.

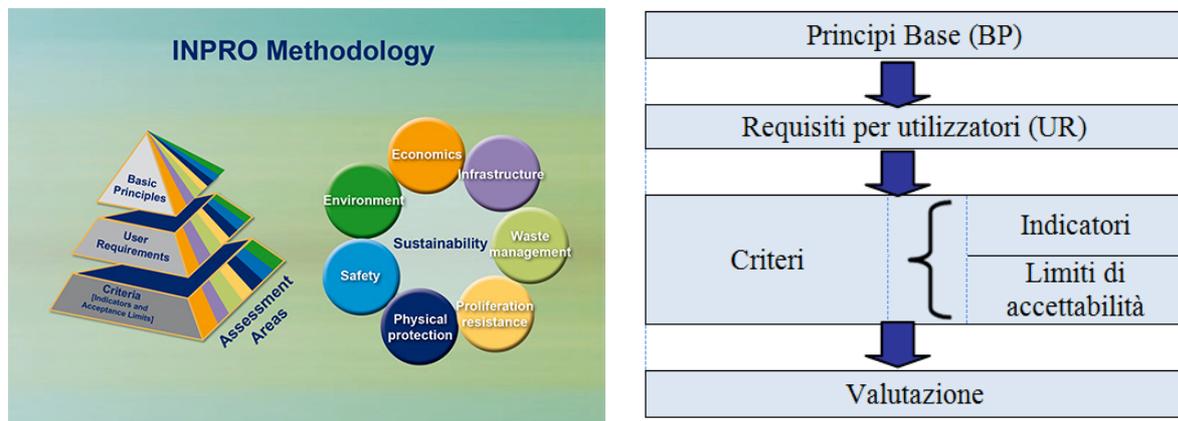


Figura 3: Struttura della metodologia INPRO e le 7 aree di applicazione

La metodologia INPRO si fonda su una struttura gerarchica che include: Principi Base (*Basic Principles* - BP), Requisiti per utilizzatori (*User Requirements* - UR), Criteri e Valutazione. Nella valutazione della resistenza alla proliferazione, la metodologia INPRO prevede un solo Principio Base e 5 Requisiti per gli Utilizzatori.

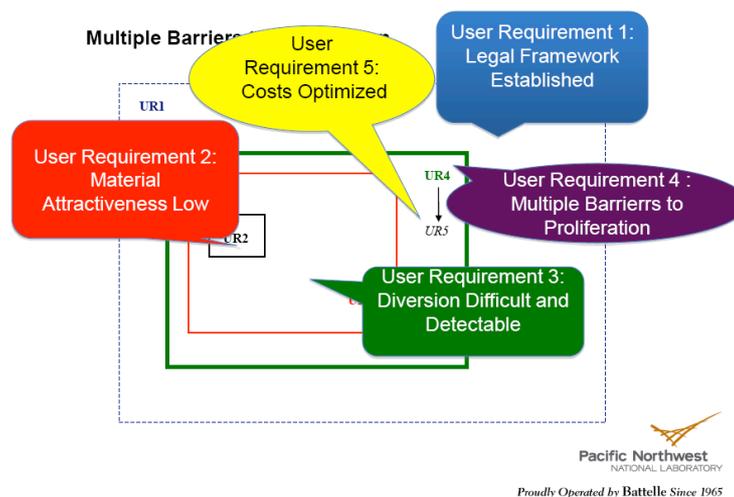


Figura 3: Rappresentazione schematica dei 5 *User Requirements* /9/

Per un dato paese, la valutazione si concentra sul possibile contributo di un sistema energetico innovativo a un programma nucleare militare di tale paese. L'approccio è olistico e viene

considerato l'intero ciclo del combustibile, non le singole parti (ad es. il reattore). Lo scopo della valutazione è principalmente quello di valutare se il ciclo può essere sottoposto a salvaguardia in modo efficace ed efficiente e quindi giudicare se è stato raggiunto il desiderato livello di resistenza alla proliferazione. Da questa analisi è possibile che emergano indicazioni di progetto per gli sviluppatori su come aumentare tale resistenza (vedi capitolo relativo a *safeguards by design*).

L'applicazione della metodologia effettuata dalla Corea al ciclo del combustibile DUPIC (*Direct use of PWR spent fuel in CANDU reactors*) ha mostrato /10/ che la metodologia è molto efficace per approfondire i vari aspetti legati alla proliferazione nucleare, ma non riesce a fornire una valutazione quantitativa della resistenza alla proliferazione. In particolare si è subito dimostrato debole e non facilmente applicabile il requisito UR-4 "Molteplicità delle barriere", cioè la capacità di valutare la molteplicità e robustezza delle barriere contro la proliferazione. Per la sua valutazione è infatti necessaria, a monte, l'analisi di ogni percorso potenzialmente utilizzabile per la diversione di materiale nucleare.

Per risolvere questa problematica e individuare una metodologia di valutazione di UR4, INPRO ha lanciato il *Collaborative Project "Proliferation Resistance: Acquisition/Diversion Pathway Analysis"* (PRADA). Al progetto, che è stato portato a termine nel periodo novembre 2007 – novembre 2010, hanno contribuito Canada, Cina, Corea, Stati Uniti e Commissione Europea. Nel workshop IAEA *Acquisition Path Analysis*, 14-17 giugno 2011, i partecipanti al progetto hanno discusso i risultati. Il rapporto finale non è ancora stato pubblicato.

Il caso studio analizzato in PRADA ha riguardato ancora una volta il ciclo del combustibile DUPIC.

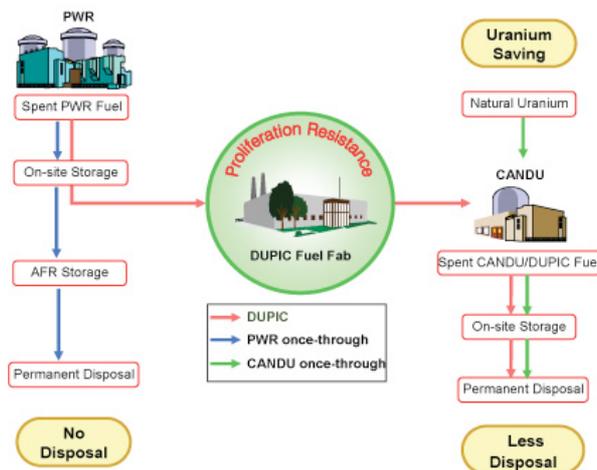


Figura 4: Schema del ciclo DUPIC

Per sviluppare un metodo di valutazione per l'UR-4, 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. Questa attività è stata svolta in collaborazione con il GIF PR&PP WG e fa parte del Progetto Armonizzazione GIF/INPRO (vedi sotto). Le principali conclusioni /11/ sono:

- La valutazione deve essere fatta a livello di Stato, sistema energetico e impianto (inclusi percorsi specifici in ogni impianto).
- La robustezza delle barriere varia a seconda della capacità dello Stato e può quindi avere un impatto diverso in fasi diverse della valutazione.
- La robustezza delle barriere va considerata nel suo insieme, non su singoli elementi.
- Per effettuare una valutazione, la metodologia richiede informazioni derivanti da analisi quantitative effettuate da sviluppatori della tecnologia, esperti di salvaguardie e esperti di resistenza alla proliferazione.

Una conclusione particolarmente interessante di questa collaborazione in PRADA è che la combinazione delle due metodologie (INPRO e GIF) non solo è possibile, ma rende possibile un approccio olistico.

### 1.3 Armonizzazione delle metodologie GIF e INPRO

L'esigenza di far dialogare le due principali metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione sviluppate a livello internazionale è apparsa chiara agli esperti fin dalla pubblicazione delle due metodologie. Nel 2008 è iniziata un'attività tra i due gruppi per valutare eventuali sinergie e complementarità. Questa operazione è in parte facilitata dal fatto che gli esperti che hanno collaborato alla elaborazione di entrambe sono gli stessi.

Tra i primi risultati del gruppo GIF/INPRO “*Harmonization*” è stata, nello stesso anno, la presentazione di un paper congiunto al 49<sup>th</sup> INMM Annual Meeting /12/ che identificava punti in comune e differenze tra le due metodologie e mappava, come mostrato in Figura 5 per la resistenza alla proliferazione, la dipendenza tra le Misure della metodologia GIF e gli Requisiti per gli Utilizzatori e Indicatori di INPRO.

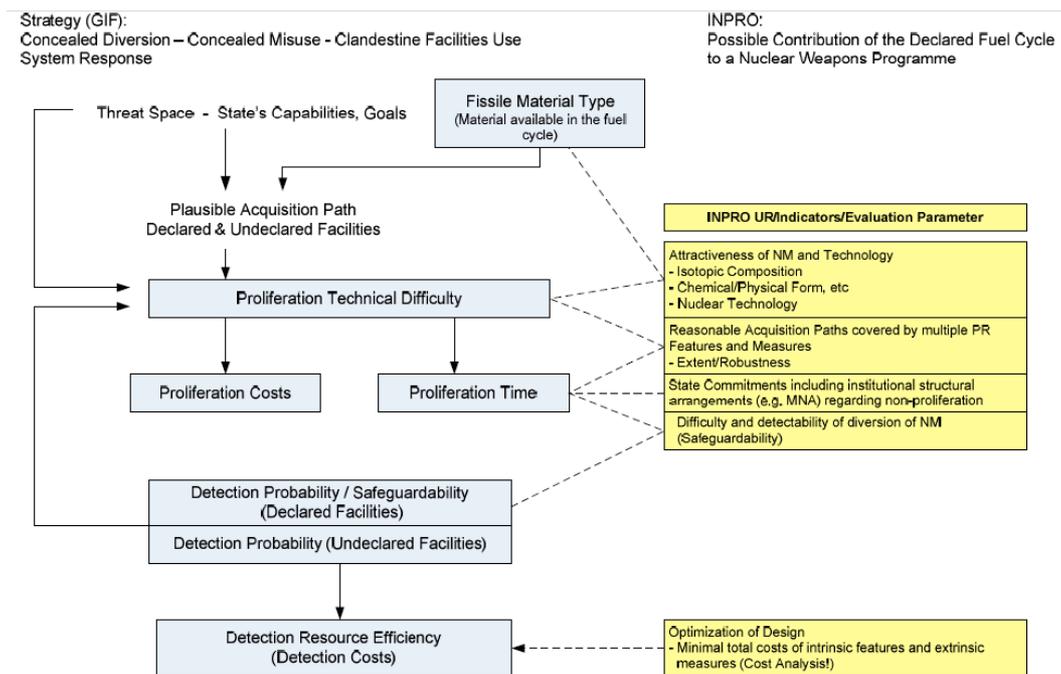


Figura 5: Dipendenza delle Misure (PR) della metodologia GIF e loro relazione con UR/Indicatori della metodologia INPRO /12/

La definizione di resistenza alla proliferazione è comune ad entrambe ma i due approcci sono diversi: un esempio è il fatto che INPRO non considera impianti nucleari clandestini o la possibilità che un paese esca apertamente dal regime di non proliferazione. Non stupisce pertanto che, come si vede dalla figura, la corrispondenza tra Misure e Requisiti per gli Utilizzatori non sia biunivoca. Tuttavia sono evidenti i punti in comune ed è su questi che hanno lavorato in questi anni gli esperti delle due metodologie. Un esempio è l'utilizzo della *path analysis* di GIF per la definizione dell'UR-4 (molteplicità di barriere) di INPRO nel CP PRADA.

Una visualizzazione più recente dei due approcci è mostrata nella figura seguente che tiene conto della discussione attualmente in corso e dei punti ancora aperti.

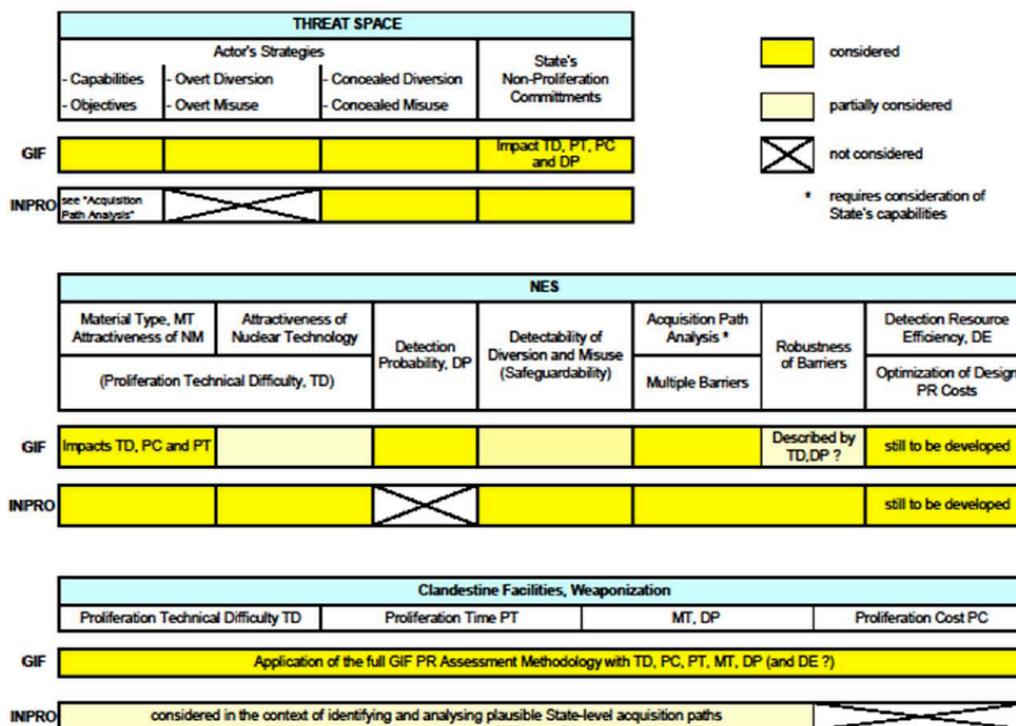


Figura 6: confronto tra le due metodologie e possibili aree di sinergia /11/

Tra gli elementi da armonizzazione, l'“*attractiveness*” del materiale e tecnologia nucleare è uno dei più significativi. In GIF viene trattato con le Misure “Tipo di Materiale (MT)” e “Difficoltà Tecnica (TD)”, mentre in INPRO è nell'UR-2 “*attractiveness* del materiale e tecnologia nucleare” e relativi indicatori. Il fatto che l'“*attractiveness*” abbia un significato relativo a seconda delle caratteristiche di un paese richiede ulteriori elaborazioni per poterne tenere conto in modo adeguato.

Un'altra area importante da studiare in questo contesto è la Misura “Probabilità di Rilevamento (DP)” di GIF, e relativa analisi dei possibili percorsi, e l'UR-3 “Difficoltà e rilevabilità della diversione”, in INPRO.

Si noti che è prevista una revisione del Manuale INPRO per la metodologia relativa alla resistenza alla proliferazione che tiene conto delle attività condotte nell’ambito del gruppo GIF-INPRO per l’armonizzazione.

Un aspetto importante nell’applicazione di entrambe le metodologie è la comunicazione con gli utilizzatori, sia a livello di informazioni fornite che di modo di comunicarle. Gli utilizzatori compendono un ampio spettro – per esempio: decisori politici, progettisti di impianti, utilizzatori degli impianti - e la comunicazione sarà necessariamente complessa se deve rispondere alle esigenze di ciascuno di essi. Nel primo paper congiunto /12/ è stato fatto un tentativo di esplicitare i potenziali utilizzatori e l’uso che avrebbero potuto fare di una valutazione di resistenza alla proliferazione, indipendentemente dalla metodologia. È evidente che, chiunque sia il destinatario dei risultati di una valutazione di questo tipo, sarebbe molto utile poter contare su uno strumento che contenga gli elementi di entrambe le metodologie, enfatizzando le sinergie e la complementarietà.

## 2 Safeguards by Design e “salvaguardabilità”

Comune ad entrambe le metodologie è il concetto di “salvaguardabilità”, ovvero la la facilità con cui le salvaguardie internazionali possono essere applicate in maniera efficace e efficiente ad un sistema nucleare. Entrambe possono inoltre contribuire alle *Safeguards by Design* (SBD).

*Safeguards by Design* è un processo per integrare le salvaguardie nel progetto di un impianto nucleare partendo dalle primissime fasi e attraverso tutte le fasi successive: costruzione, operazione e smantellamento. Le basi per questa definizione e del processo che ne è seguito sono state poste durante il workshop della IAEA “*Facility Design and Plant Operation Features that Facilitate the Implementation of IAEA Safeguards*”, nell’ottobre del 2008, la cui conclusione fu la necessità di integrare le salvaguardie nel progetto di nuovi impianti molto prima di quanto avvenisse con le procedure attuali. Da qui è nato da parte della IAEA il processo per la revisione della documentazione esistente sulle salvaguardie in vista dell’emissione di nuove linee guida (nuova Serie SBD), e per rivisitare tempistica e interazione tra i soggetti coinvolti nell’applicazione e verifica delle misure di salvaguardia - principalmente IAEA, operatori, progettisti, autorità nazionali (o regionali) per contabilità e controllo (R/SSAC) del materiale nucleare.

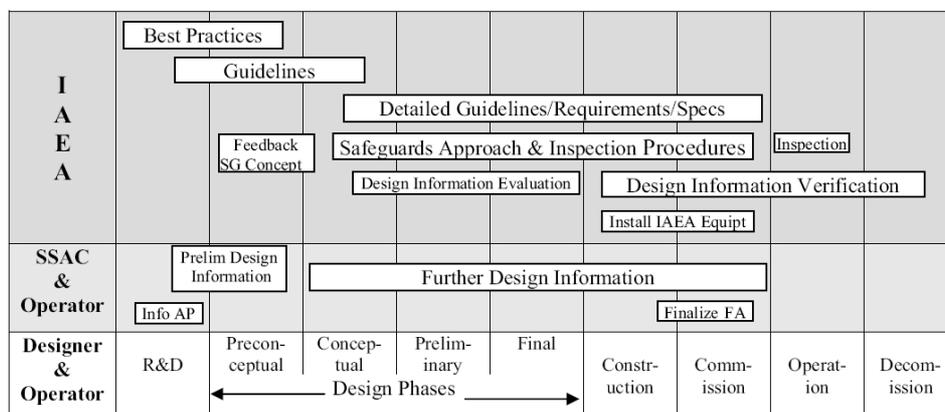


Figura 7: Processo *Safeguard by Design*. Interazione tra IAEA, R/SSAC, operatori e progettisti /13/

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	11	27

La IAEA è aiutata in questa operazione dall'EURATOM e altri paesi membri, in particolare gli Stati Uniti.

L'EURATOM lavora da anni al concetto di salvaguardabilità ed è stata una dei promotori per il suo inserimento nella metodologia GIF PR&PP. A questo riguardo, ha già pubblicato una prima lista di elementi di salvaguardia da considerare durante il progetto di un impianto nucleare, relativi a *Design Information Verification (DIV)*, *Nuclear Material Accountancy and Control (NMAC)* e *Containement and Surveillance (C/S)* /14/. L'EURATOM ha ora il compito di redigere il documento di linee guida ad alto livello della nuova Serie SBD /15/.

Il *National Nuclear Security Administration's (NNSA's)* Office degli Stati Uniti finanzia diversi progetti sulle SBD che coinvolgono più laboratori nazionali del DOE, e contribuiscono alla *Next Generation Safeguards Initiative (NGSI)* della NNSA. Lo scopo è la definizione di un approccio sistematico e strutturato per assicurare una integrazione tempestiva, efficiente e efficace delle salvaguardie internazionali e nazionali, protezione fisica e altre barriere nel progetto e costruzione di impianti nucleari, tenendo anche conto di considerazioni di safety e altro tipo.

Il razionale è che l'introduzione delle salvaguardie solo in una fase avanzata del progetto e costruzione risulta in costi aggiuntivi e ritardi nella costruzione e operazione per via di interventi retroattivi. Mentre è fino alla fase di progetto concettuale che occorre intervenire per inserire salvaguardie, selezionare processi, disposizioni di impianto e definire sistemi, strutture e componenti.



Figura 8: Stadi di progetto

Diversi studi (/16/, /17/, /18/) hanno analizzato gli aspetti gestionali e l'esperienza seguita con successo nel processo *Safety-by-Design*. La figura seguente mostra gli elementi significativi del processo SBD da considerare in un progetto ideale: sono complementari e da considerare congiuntamente come parte di un singolo progetto. Nella seconda colonna sono indicati i soggetti responsabili, ad esempio i requisiti per la protezione fisica e contabilità e controllo (MC&A) sono sotto il controllo dello stato. Un fatto messo in risalto da tutti gli studi è che, in assenza di requisiti formali o in mancanza di un riconosciuto e inequivocabile vantaggio, l'adozione universale del processo SBD appare poco probabile.

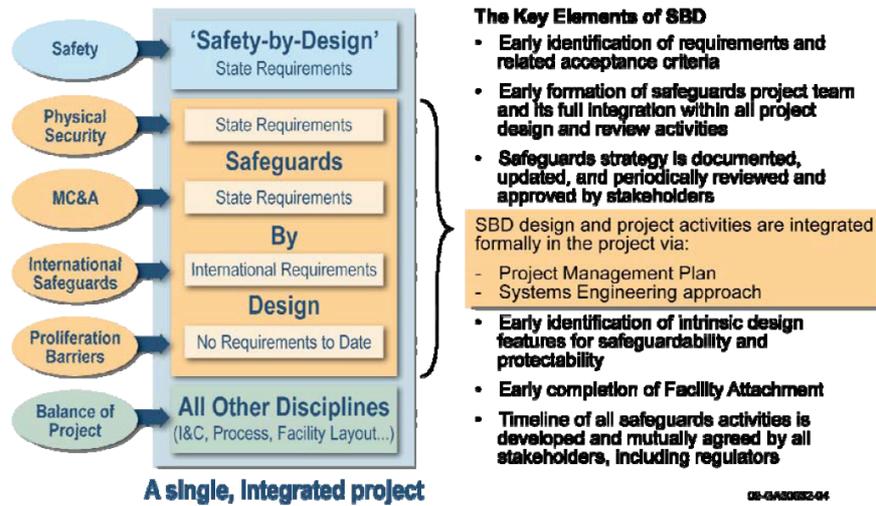


Figura 9: Elementi significativi del processo SBD /17/

## 2.1 Esperienza di applicazione di SBD

Durante il *Symposium on International Safeguards: Preparing for Future Verification Challenges*, che si è svolto a Vienna a novembre 2010, sono state presentate le esperienze di alcuni paesi nell'applicazione del processo SBD.

### 2.1.1 SBD - Esperienza Canadese

Il Canada /19/ ha deciso di effettuare una valutazione di salvaguardabilità come parte del processo pre-licenza del modello avanzato di CANDU ACR-1000 (1200 MWe, raffreddato ad acqua leggera, moderato ad acqua pesante, combustibile arricchito a circa il 2%) della Atomic Energy of Canada Limited (AECL). Lo scopo era principalmente di verificare che i cambiamenti di progetto rispetto alla ben nota tecnologia del CANDU 6 non portassero cambiamenti significativi nell'applicazione delle misure di salvaguardia. Il prodotto è stato un *“Design Guide for Safeguards”* con un set di requisiti per il progettista, da aggiungere agli altri, come schematicamente visualizzato in figura 10.

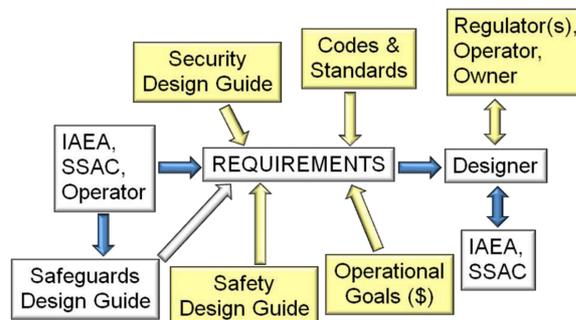


Figura 10: Requisiti, inclusi quelli su non proliferazione, da considerare in un progetto /19/

Un passo chiave per capire i requisiti di salvaguardia è la definizione dei percorsi per la diversione del materiale in tutti i punti chiave dell'impianto. Per questa fase, molto complessa dato l'elevato numero di possibilità di diversione, è stata utilizzata la metodologia PR&PP del

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	13	27

GIF, adattandola al caso particolare e semplificandola per ottenere un elenco e classificazione dei percorsi di diversione. Nel caso particolare ne sono stati individuati 27, di cui solo due valutati come potenzialmente molto interessanti in termini di proliferazione. Questa valutazione è stata utilizzata dalle varie entità coinvolte, inclusa IAEA e organi di controllo nazionali, per individuare le misure di salvaguardia adeguate a neutralizzare i punti deboli.

Tra le conclusioni di questa esperienza di applicazione del processo SBD si sottolinea:

- l'inerzia nella progettazione rende difficile introdurre nuovi requisiti (es. per salvaguardie): questo è un motivo in più per inserire questo concetto quanto prima nella discussione di progetto;
- per i progettisti sono indispensabili chiare procedure sul processo SBD e linee guida;
- per superare la (molto comune!) idea dei progettisti che salvaguardie e non proliferazione non sono di loro competenza, è necessario maggiore formazione al fine di aumentare la consapevolezza dell'importanza delle salvaguardie;
- a livello di gestione del progetto può esistere una riluttanza a impegnarsi nel processo SBD, visto spesso come elemento estraneo e di interesse solo per la IAEA. Training, comunicazione, procedure possono essere un aiuto per mitigare questo rischio.

### 2.1.2 SBD - Esperienza Finlandese

I Finlandesi stanno da anni invocando la necessità di un intervento della IAEA nel progetto di impianti nucleari molto prima di quanto richiedano le attuali procedure /20/. L'esperienza di Olkiluoto-3 e del deposito geologico hanno evidenziato a più riprese i problemi legati alla mancanza di una interazione tempestiva tra i vari soggetti e all'impossibilità di fornire con largo anticipo alla IAEA i documenti ufficiali di progetto (*Design Information documents - DI*) in base ai quali la IAEA stabilisce le misure di salvaguardie. Una delle conseguenze è stata ad esempio la difficoltà nella installazione di strumentazione e nel passaggio dei cavi. Anche la legislazione nazionale, che non considera gli aspetti di non proliferazione nel rilascio delle licenze, risulta inadeguata.

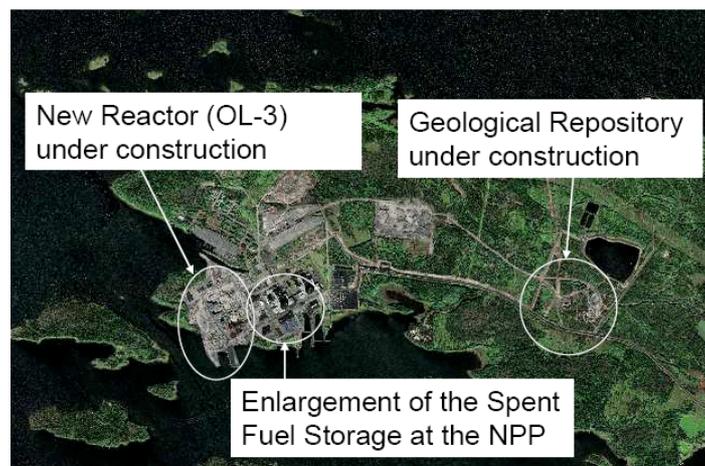


Figura 11: Installazioni nucleari a Olkiluoto

Dall'esperienza di questi anni i punti critici che sono emersi sono:

- la costruzione inizia prima che venga rilasciata la licenza

- la documentazione di progetto (DI) viene continuamente cambiata anche durante la costruzione e manifattura dei componenti
- salvaguardabilità e resilienza alla proliferazione dovrebbero essere aggiunti ai requisiti di progetto
- tutti i soggetti coinvolti nel progetto, prima dell'emissione della licenza, dovrebbero affrontare gli aspetti di safety, security e salvaguardie

Per il futuro è stato deciso un approccio che prevede l'interazione tra IAEA, R/SSAC (cioè le autorità di controllo nazionali/regionali), operatori e progettisti fin dal momento in cui viene deciso di costruire un nuovo impianto, quindi ben prima che sia disponibile il DI. Questo nuovo approccio è utilizzato nel progetto dell'impianto di incapsulamento di combustibile esaurito prima della sistemazione nel deposito geologico.



Figura 12: progetto preliminare dell'impianto di incapsulamento

### 2.1.3 SBD - Esperienza Giapponese

Il primo esempio di applicazione del processo SBD si può attribuire al Giappone /21/, prima ancora che esistesse la definizione di SBD, nell'impianto per la produzione di combustibile a ossidi misti (*Plutonium Fuel Production Facility - PFPP*), costruita nel 1987 per fornire combustibile MOX ai reattori Monju e Joyo. L'impianto prevedeva un'avanzata tecnologia, in gran parte automatizzata (sia per motivi di efficienza che di protezione dalle radiazioni) e una capacità di fabbricazione di circa 5 ton-MOX (1 ton-Pu) l'anno.

Un nuovo concetto di salvaguardie e nuovi sistemi adeguati a questo impianto di tipo innovativo sono stati sviluppati dallo JAEA, congiuntamente con la IAEA, fin dall'inizio del progetto, ad esempio per tenere conto della maggior difficoltà di accesso al materiale nucleare creato dai processi automatici o l'elevata radiazione cui sarebbero stati soggetti gli ispettori. Il risultato è stato una maggiore efficacia e efficienza delle misure di salvaguardia e una riduzione dell'impatto nelle operazioni dell'impianto.

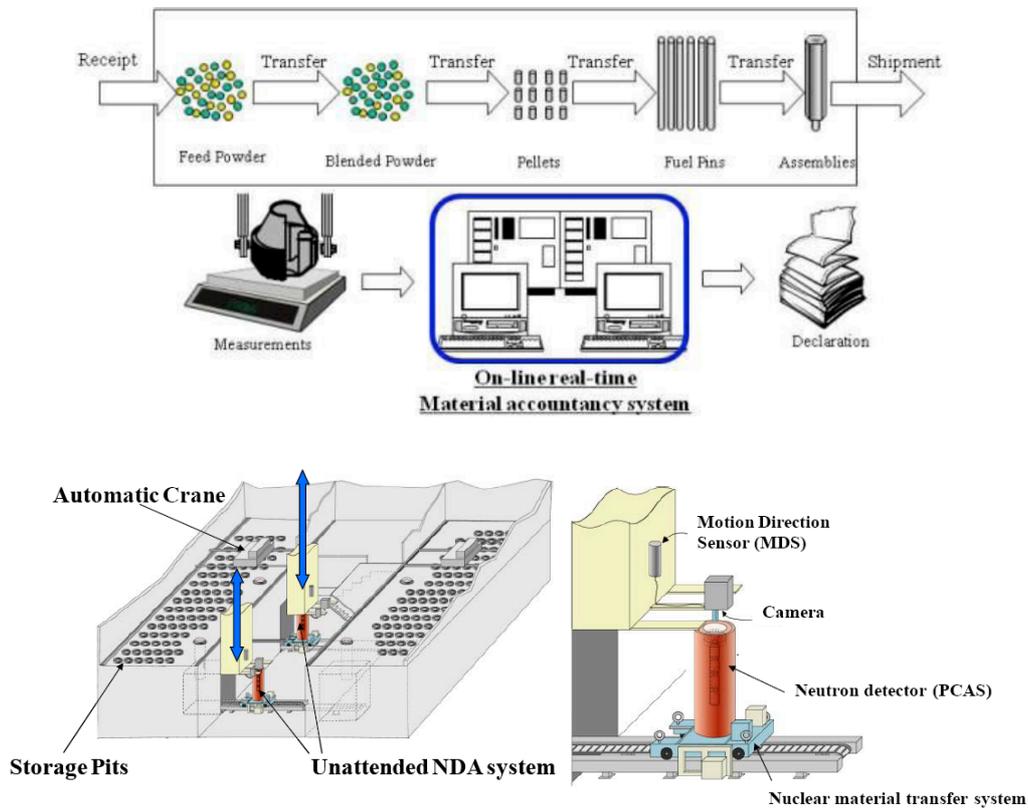


Figura 13: esempi di misure di salvaguardia nella *Plutonium Fuel Production Facility* (PFPP)

Il processo nello sviluppo delle salvaguardie è mostrato in figura 14.

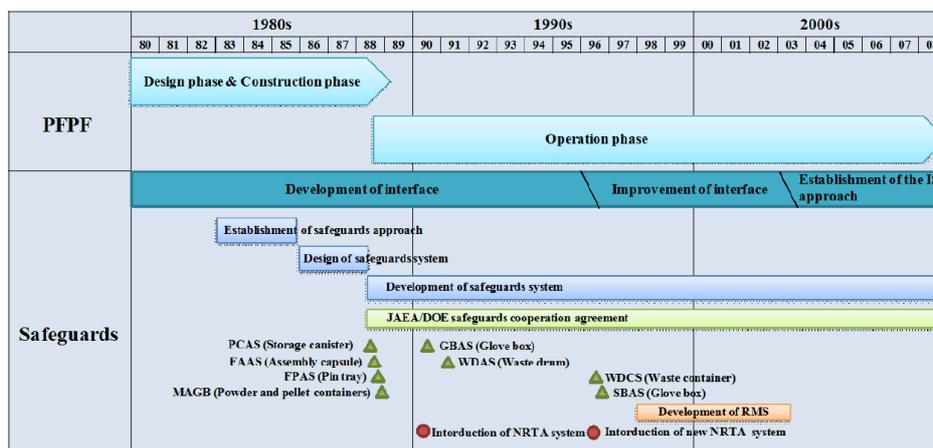


Figura 14: processo di sviluppo delle salvaguardie nel PFPP

Questa esperienza iniziale di SBD ha fortemente contribuito allo sviluppo dell'approccio di Salvaguardie Integrate (*Integrated Safeguards – IS*) utilizzato per il *Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories* (JNC-1 Site) e che presenta elementi di efficienza e efficacia ancora più elevati rispetto a quelli implementati inizialmente nel PFPP. L'applicazione dell'approccio IS al PFPP (agosto 2008) ha contribuito al miglioramento della trasparenza, della capacità di rilevamento tempestiva e dell'effetto di deterrenza. Il numero di giorni di lavoro degli operatori a supporto delle attività di ispezione è dimezzato passando da 22

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	16	27

all'anno a circa 8-10. Aggiungendo la possibilità di continuare le operazioni durante le random interim inspections (RIIs), la capacità produttiva risulta aumentata, in questi due anni di applicazione, del 10-15%.

#### 2.1.4 SBD – Esperienza Coreana

La Corea /22/, analogamente al Giappone, ha adottato il concetto di SBD da anni, prima per gli impianti *Advanced spent fuel Conditioning Process Facility (ACPF)* e *DUPIC Fuel Development Facility (DFDF)* e, ora, per l'impianto dimostrativo di riprocessamento pirometallurgico PRIDE (*PyRoprocess Integrated Inactive Demonstration*). Il PRIDE ha lo scopo di dimostrare la fattibilità del processo ritrattando 10 tonnellate di materiale nucleare non radioattivo, in attesa della costruzione (prevista nel 2016) dell'*Engineering Scale Pyroprocess Facility (ESPF)* per il riprocessamento di combustibile esaurito.

Per contribuire allo sviluppo di un concetto di salvaguardie per quest'ultimo impianto, è partito un progetto su un generico impianto pirometallurgico. Al progetto, che dovrebbe concludersi entro fine 2011, partecipa KAERI in cooperazione con KINAC e la IAEA.

### 3 Attività IAEA su PR&PP per SMR innovativi

Gli esperti di resistenza alla proliferazione del PR&PPWG e di INPRO stanno collaborando ad una iniziativa in ambito IAEA su resistenza alla proliferazione e protezione fisica in reattori innovativi di piccola e media taglia (*Small Medium Reactors – SMR*). Sono anche tra i maggiori contributori alla redazione di un documento che, combinando entrambe le metodologie, dovrebbe fornire indicazioni su come effettuare valutazioni di resistenza alla proliferazione su progetti nazionali. Le due metodologie infatti, nonostante la loro genesi, non sono specifiche per reattori GenIV o sistemi energetici innovativi; piuttosto sono pensate per dare indicazioni pratiche per tutti i progetti di reattore e opzioni di ciclo del combustibile, aiutando il progettista ad affrontare in modo sistematico le vulnerabilità di un progetto.

Questa attività finisce nell'anno fiscale 2011 con l'emissione, prevista entro la fine dell'anno, di un documento della serie Energia Nucleare/IAEA-TECDOC con il titolo (provvisorio): *“Framework for the Application of Assessment Methodologies for Proliferation Resistance of Innovative Small and Medium Sized Reactors”*.

L'importanza di questa attività, nota come iniziativa *“Options to Enhance Proliferation Resistance and Security of NPPs with Innovative SMRs*, è stata evidenziata e documentata in un precedente rapporto /2/, in cui se ne riportavano anche le basi formali “l'Agenzia è stata chiamata a coordinare gli sforzi dei Stati Membri, tramite il progetto 1.1.5.4 *“Common Technologies and Issues for SMRs”* regolarmente finanziato, per agevolare lo sviluppo degli SMRs, di vario tipo, attraverso un approccio sistematico per l'identificazione e lo sviluppo delle tecnologie fondamentali ed abilitanti per raggiungere competitività ed affidabilità delle prestazioni di tali reattori, individuando anche le questioni comuni relative alle infrastrutture che potrebbero facilitare la loro diffusione”.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	17	27

### 3.1 Considerazioni generali

I progetti innovativi di reattori di piccola e media taglia, ovvero SMRs, il cui elevato numero è giustificato dalla flessibilità nell’approvvigionamento energetico anche in situazioni di limitate infrastrutture e/o capacità di investimento, in seguito al recente incidente di Fukushima trovano un ulteriore elemento di attrazione nelle riflessioni sulla presenza di più reattori nello stesso sito nucleare. Nello stesso tempo la molteplicità di progetti e associati cicli di combustibile, moltiplicano i fattori rilevanti ai fini della resistenza alla proliferazione e protezione fisica. Ad esempio, alcuni progetti SMR, per il ciclo di combustibile associato e il lungo periodo di funzionamento senza ricarica in-sito, offrirebbero ridotti “obblighi” per la gestione del combustibile irraggiato e dell scorie radioattive.

Funzionali a questa iniziativa e allo sviluppo di una comune metodologia di valutazione PR&PP, armonizzando le metodologie GIF e INPRO, sono state le seguenti definizioni [24]:

- La Resistenza alla Proliferazione è definita come quella caratteristica di un sistema di energia nucleare che impedisce la diversione o produzione non dichiarata di materiale nucleare, o l'uso improprio della tecnologia, da parte di stati intenzionati ad acquisire armi nucleari o altri dispositivi esplosivi nucleari.
- La Protezione Fisica è intesa come la caratteristica che impedisce il furto di materiale, utilizzabile in dispositivi nucleari esplosivi oppure in dispositivi di dispersione di radiazione, e il sabotaggio di impianti e trasporti da parte di entità sub-nazionali o altri avversari esterni allo Stato.

Le proposte dei progetti SMRs devono soddisfare una combinazione delle caratteristiche tecniche del progetto, delle condizioni operative, delle misure di salvaguardia, degli accordi internazionali, etc.

Nei precedenti *Technical Meetings* (TM) coordinati dalla IAEA è stato riconosciuto che per accrescere la resistenza alla proliferazione e migliorare le caratteristiche di protezione fisica dei SMRs, è necessaria e insostituibile lo sviluppo e l’applicazione di una metodologia per la valutazione della resistenza alla proliferazione e protezione fisica. Questa metodologia dovrà essere applicata in tutte le fasi del progetto. Il processo SBD - “*Safeguards by Design*” è un ulteriore supporto alla non-proliferazione, e come ampiamente trattato nel capitolo precedente, richiede azioni coordinate tra progettisti, esperti in valutazioni PR&PP, autorità nazionali e regionali, IAEA, etc.

### 3.2 Sviluppo delle Attività 2011.

Le attività dell’ultimo anno sono state concentrate sullo sviluppo delle tematiche del documento in emissione e a idee/proposte integrative. Durante l’approfondimento è emerso che, mentre esiste una forte interazione tra resistenza alla proliferazione e protezione fisica, quest’ultima richiede competenze specifiche non presenti tra gli esperti in questa fase delle attività, coinvolgendo anche istituzioni nazionali e internazionali. Pertanto è stato deciso già nel precedente TM del 8-9 Giugno 2010 che, almeno in questa fase, l’iniziativa avrebbe sviluppato soltanto aspetti e tematiche relative alla metodologia per la valutazione della resistenza alla proliferazione.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	18	27

A tale scopo va sottolineato che le valutazioni di resistenza alla proliferazione vanno affrontate a tre livelli:

1. a livello di Stato: per verificare il livello di “*attractiveness*” di sistemi energetici nucleari di uno Stato per fini proliferanti facendo riferimento al:
  - quadro legale stabilito dallo Stato nell’osservare gli impegni non-proliferanti,
  - le capacità nucleari / di ciclo del combustibile,
  - infrastrutture scientifiche e industriali, e
  - possibilità di utilizzo clandestino di materiale/ di attività nucleare;
2. a livello di Sistema Energetico Nucleare : per verificare se nel sistema è possibile acquisire materiale nucleare per ordigni nucleari tramite *misuse and diversion*;
3. a livello di Impianto Nucleare: per verificare se gli obiettivi delle salvaguardie di organizzazioni nazionali e internazionali sono stati raggiunti in modo effettivo ed efficiente.

Coerentemente con questo approccio, l’ENEA ha evidenziato l’importanza della collaborazione tra esperti di PR e progettisti di nocciolo fin dalle primissime fasi del progetto e ha sviluppato un approccio operativo per ottenere informazioni utili ai fini di un miglioramento della resistenza alla proliferazione tramite grandezze/concetti fisici e procedure operative dell’impianto/impianti in considerazione, apportando un significativo contributo alla discussione e al documento in fase di redazione.

Infatti, con riferimento al progetto di nocciolo di un reattore (ma anche per ogni altro impianto o componente del ciclo del combustibile), poiché ogni ottimizzazione “congela” il progetto di nocciolo è evidente che un miglioramento delle caratteristiche di resistenza alla proliferazione sarà fattibile ed efficiente se e soltanto se esso sarà basato su un chiaro e auto-consistente set di requisiti PR (&PP), alla stregua di altri vincoli di progetto, noti fin dalle prime fasi del progetto stesso del nocciolo (e al più tardi fino al progetto concettuale, cfr §2). Ciò implica un riconoscimento dell’importanza /25/:

- dell’utilizzo di un linguaggio comune,
- dell’utilizzo di parametri e/o andamenti “fisici”,
- della decisione sul ciclo del combustibile associato e del fatto che essa può essere tardiva rispetto alle fasi preliminari del progetto e può basarsi su considerazioni indipendenti dal progetto stesso del nocciolo,
- dell’armonizzazione delle esistenti metodologie di valutazione, e
- dell’utilizzo di appropriate metodologie di valutazione per ogni specifica fase del progetto.

Risulta quindi naturale una stretta collaborazione tra esperti PR(&PP) e progettisti in modo di comprendere, identificare ed eventualmente proporre “nuovi” vincoli fisici per il progetto.

### 3.3 Contributo ENEA alla valutazione delle caratteristiche PR(&PP).

La scelta di ciclo del combustibile ha un forte impatto in termini di “*attractiveness*” dei materiali nucleari, così come le differenti opzioni di ritrattamento e la combinazione o separazione di americio e curio dal plutonio (ad esempio Pu+Np vs Pu+Am+Cm), come del

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	19	27

resto, più in generale, ogni decisioni sul front-end e back-end influenza la resistenza alla proliferazione. Da questa considerazione e dal fatto che è evidente che gli studi di scenario possono diventare uno strumento efficace per le valutazioni PR(&PP), l'ENEA ha introdotto questo concetto nella discussione.

I risultati di una metodologia di valutazione basata su concetti fisici e operativi dell'intero sistema energetico permette di identificare i punti deboli, che unitamente alle specificità del sito nucleare, costituirebbero una serie di “vincoli di progetto” per il miglioramento di PR(&PP) a livello di progetto.

In concreto /26/, tramite gli studi di scenario si possono ottenere informazioni e controreazioni sia per un singolo reattore che per un intero parco di reattori (di diverse tipologie) riguardanti:

- la sostenibilità dello scenario in termini di fabbisogno energetico, strategia dello spiegamento dei reattori e assunzioni sui cicli di combustibile associati,
- opzioni di front-end e back-end,
- opzioni di cooling time dello stoccaggio temporaneo,
- opzioni per gli impianti di arricchimento, ritrattamento/riprocessamento e di fabbricazione,
- impatto sul progetto del reattore da:
  - ✓ riciclo di Pu e/o Attinidi Minori (Np, Am, Cm),
  - ✓ strategia dello spiegamento degli elementi fertili,
  - ✓ composizione del combustibile e vettori U, Pu e MA durante il ciclo,
- gestione dei waste,
- valutazioni di radio-tossicità, etc.

Gli esempi seguenti mostreranno la possibilità di “miglioramento” delle caratteristiche PR(&PP) tramite la valutazione di alcuni parametri fisici degli impianti e le assunzioni operative.

### *3.3.1 Esempio su uno Scenario Energetico “Italiano”*

Lo scenario qui preso in considerazione ipotizza l'installazione di un parco di 8 reattori EPR, secondo una cadenza biennale, con il primo reattore in partenza ad inizio dell'anno 2025 (per coerenza con la scelta del Rapporto Energia e Ambiente [ENEA, 2010]) e l'ultimo ad inizio dell'anno 2039 [27].

In seguito a tali assunzioni, la capacità installata è riportata in figura 15, mentre alcuni risultati significativi ai fini di una valutazioni PR(&PP) sono i seguenti:

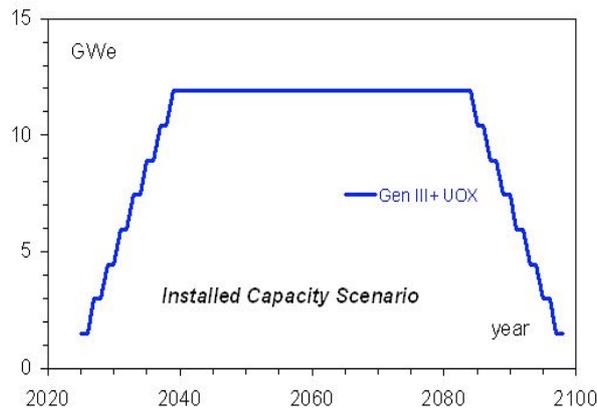


Figura 15: Capacità installata prevista per l'esempio di scenario italiano

Composizione del combustibile irraggiato:

- arricchimento dell'U: 0.77%,
- contenuto in Pu: 1.24%,
- contenuto in MA: 0.14%;

Qualità del Pu:

- Pu fissile: 64.17%, di cui 49.17% di  $^{239}\text{Pu}$  e 15.0 % di  $^{241}\text{Pu}$
- Isotopi pari del Pu :  $^{238}\text{Pu} = 3.28\%$ ,  $^{240}\text{Pu} = 24.09\%$ ,  $^{242}\text{Pu} = 8.46\%$ .

Si tratta quindi di Pu di tipo “*Reactor Grade*” con una produzione annua (scaricata) per l'intero parco reattori a regime di circa 259 kg/anno (corrispondenti a circa 32 quantità significative, SQ), per un ammontare cumulativo di circa 150 tons a fine scenario.

Dal punto di vista di PR(&PP), il nettunio costituisce un elemento “interessante”, sebbene non ancora inserito dalla IAEA tra i materiali soggetti a misure di salvaguardia; annualmente vengono scaricati (dagli 8 reattori a regime) circa 18.7 kg (ovvero circa un terzo di una massa critica nuda /28/ /29/), per un ammontare cumulativo di circa 12 tons a fine scenario.

Le figure 16 e 17 mostrano, rispettivamente, la ripartizione del plutonio e del nettunio accumulati tra le diverse componenti del ciclo del combustibile considerato, per il periodo di riferimento dello scenario.

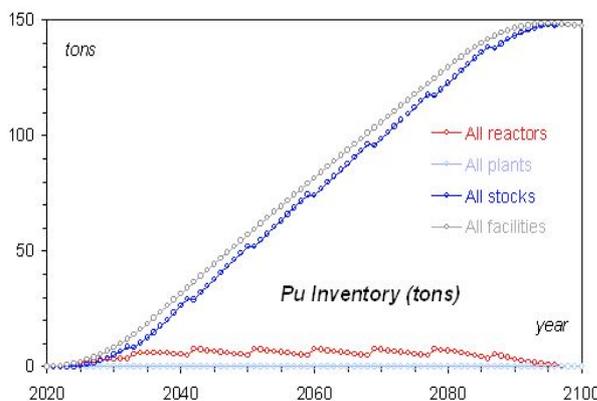


Figura 16: Pu accumulato.

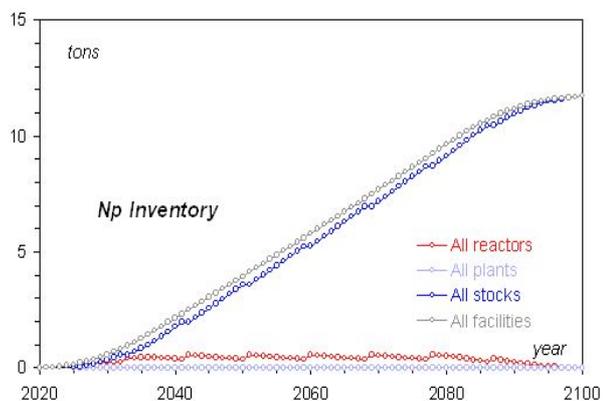


Figura 17: Np accumulato.

È importante sottolineare che per lo scenario “italiano”, in mancanza di informazioni riguardanti il ciclo del combustibile associato, sono state fatte alcune ragionevoli ipotesi di lavoro. Ma è evidente l'impossibilità di una corretta e completa valutazione preliminare PR(&PP) senza alcune fondamentali assunzioni sul ciclo del combustibile. Inoltre, sono qui riportati soltanto alcuni dati circa le caratteristiche intrinseche PR(&PP), mentre non vengono fatti commenti sulle caratteristiche PR estrinseche.

### 3.3.2 Esempio di uno Scenario Energetico “Complesso”

Si tratta di uno scenario in cui “convivono” diversi tipi di reattore e prevede una fase di transizione verso soli reattori veloci (FR), nonché la possibilità di trasmutazione degli Attinidi Minori. Le figure 18 e 19 rappresentano rispettivamente la potenza installata e l'energia prodotta per ogni tipo di reattore per il periodo di riferimento dello scenario.

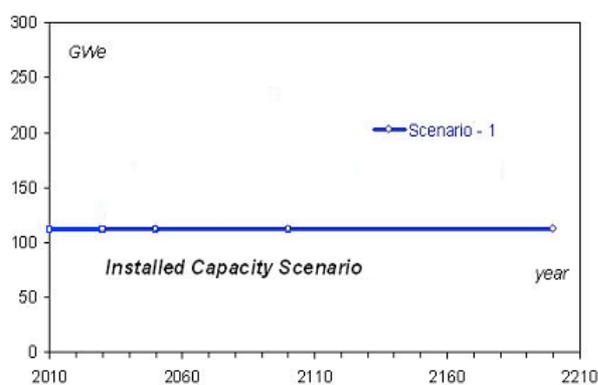


Figura 18: Potenza installata.

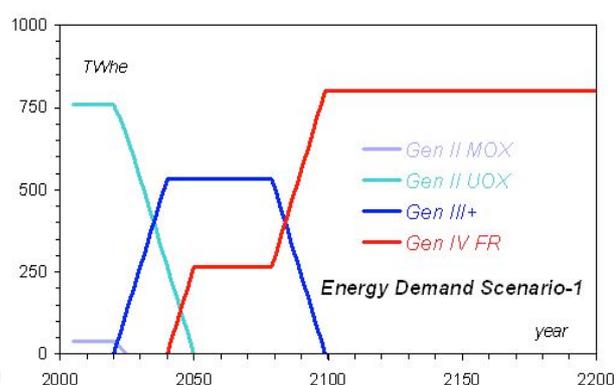


Figura 19 Energia prodotta.

In uno scenario del genere la domanda chiave riguarda la disponibilità del Pu per lo spiegamento di tutti i reattori veloci e la sostenibilità dello scenario per un tale fabbisogno energetico. La risposta è fornita dai grafici della Fig.20 che rappresentano, per le diverse “configurazioni” dei reattori veloci e le diverse opzioni del ciclo di combustibile associato, il margine netto di Pu a disposizione per lo spiegamento della flotta dei reattori veloci. Sono state considerate quattro diverse configurazioni relative a variazioni sul nocciolo dei reattori veloci, riciclo degli Attinidi Minori e tempo di raffreddamento nello Stoccaggio Temporaneo (*Interim Storage*):

1. *Break-even core, no MA recycling, 5y cooling time;*
2. *Break-even core, MA recycling, 5y cooling time;*
3. *Break-even core, no MA recycling, 2y cooling time;*
4. *Breeder core, no MA recycling, 5y cooling time.*

Tramite il valore del Rapporto di Conversione ovvero il parametro *Breeding Gain*, i Casi 1 e 4 evidenziano l'importanza degli elementi fertili nell'incrementare il Pu prodotto nei reattori veloci, mentre i Casi 1 e 2 evidenziano l'impatto del riciclo degli Attinidi Minori nei reattori veloci; nello stesso modo i Casi 1 e 3 evidenziano l'importanza della riduzione del tempo di raffreddamento nello Stoccaggio Temporaneo, a parità di *Breeding Gain*.

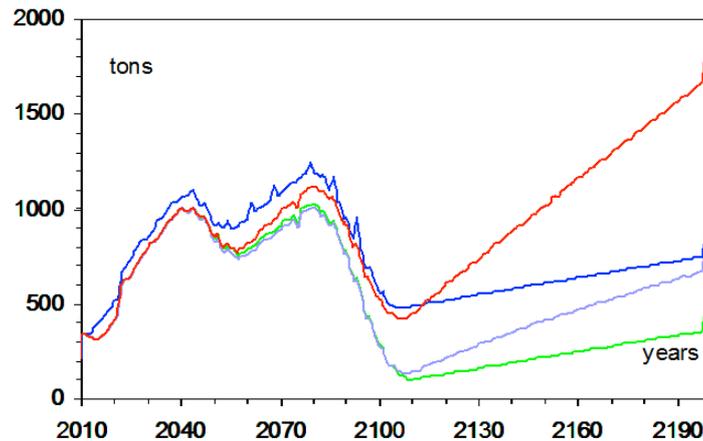


Figura 20: Margine di Pu per lo spiegamento dei reattori veloci (FR) e sostenibilità dello scenario energetico.  
*Caso 1 Break-even core, no MA recycling, 5y cooling time; Caso 2 Break-even core, MA recycling, 5y cooling time;*  
*Caso 3 Break-even core, no MA recycling, 2y cooling time; Caso 4 Breeder core, no MA recycling, 5y cooling time.*

La tabella 2 fornisce informazioni riguardo alla composizione isotopica del Pu, quindi alle sue caratteristiche di “*attractiveness*” come materiale per ordigni nucleari.

Tabella 2 Composizione Isotopica del Pu “caricato” / “allo scarico”

	% <sup>239</sup> Pu	% <sup>239</sup> Pu + <sup>241</sup> Pu	% <sup>238</sup> Pu	% <sup>240</sup> Pu	% <sup>240</sup> Pu + <sup>242</sup> Pu
<i>Caso 1</i>	55.35 / 57.97	61.73 / 62.43	0.54 / 0.53	34.32 / 33.87	37.70 / 37.04
<i>Caso 2</i>	58.33 / 57.29	60.67 / 61.49	2.35 / 2.39	33.25 / 32.64	36.98 / 36.13
<i>Caso 3</i>	58.96 / 57.99	61.75 / 62.45	0.54 / 0.53	34.30 / 33.86	37.71 / 37.02
<i>Caso 4</i>	65.16 / 63.78	66.61 / 67.41	0.36 / 0.36	30.52 / 30.07	33.02 / 32.23

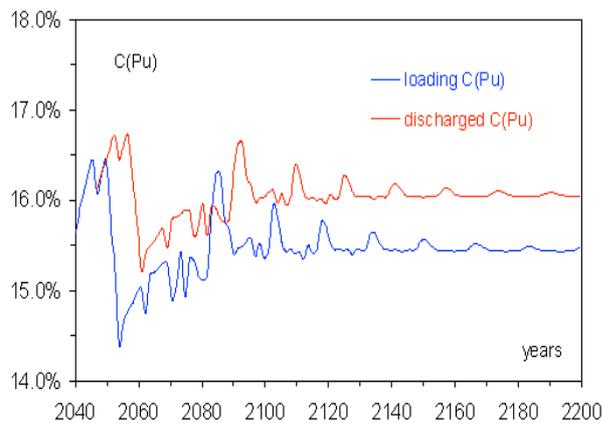


Figura 21: Contenuto in Pu: Pu/(Pu + U); Caso 1.

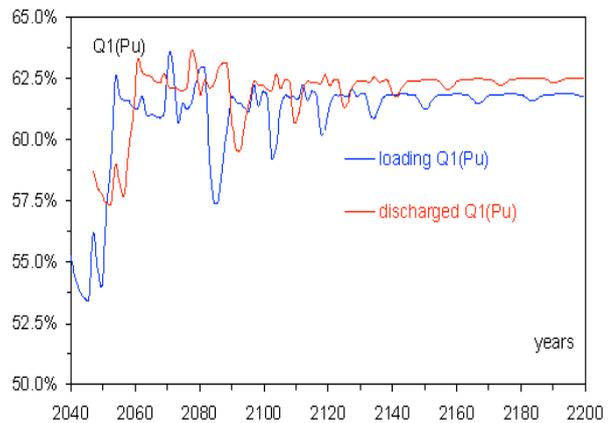


Figura 22: Contenuto in Pu Fissile: Pu<sub>fis</sub>/Pu; Caso 1.

Dai grafici di figura 21 e 22 risulta che, in regime di equilibrio, il combustibile MOX dei reattori veloci è caratterizzato da un contenuto in plutonio tra il 15.5% (carico) e 16.1% (scarico) e da un contenuto in Pu fissile allo scarico attorno al 62.5%. Qualitativamente, si tratta di plutonio “*Reactor Grade*” Pu a basso contenuto in <sup>238</sup>Pu e a relativamente alto contenuto in (<sup>240</sup>Pu + <sup>242</sup>Pu). Si noti che, in ogni reattore veloce, sono presenti circa 11.6 tons Pu (pari a circa 75 tons MOX), ovvero circa 25.7 kg Pu per elemento, equivalente a sua volta a circa 3 SQ di Pu.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	23	27

Considerando la qualità del materiale e la sua “*attractiveness*”, si deve ricordare che non esiste ancora una definizione universalmente accettata e che questo è uno dei punti prioritari nel lavoro di armonizzazione in atto tra le metodologie GIF PR&PP e INPRO.

Utilizzando la metodologia GIF, la Misura “Tipo di Materiale” /3/ per il plutonio tiene conto della distinzione tra WG-Pu (*weapons-grade*), RG-Pu (*reactor-grade*) e DB-Pu (*deep burn*): il plutonio in tutti e quattro i casi di tabella 2 è un tipico *Reactor Grade*, e verrebbe quindi caratterizzato come un materiale con caratteristiche di resistenza alla proliferazione medie.

La metodologia INPRO considera importanti nella valutazione PR i quattro isotopi del plutonio: 238, 239, 240 e 242. Analizzando il contenuto % dei quattro isotopi sul plutonio totale, si può osservare che:

- il Pu239 nei casi esaminati in tabella 2 è sempre superiore al 50 %, il che equivale, secondo la metodologia INPRO, ad un materiale di debole resistenza alla proliferazione;
- il Pu238 nei casi esaminati si mantiene al di sotto del 3% e per la metodologia INPRO questo equivale ad un materiale di debole resistenza alla proliferazione. Si noti che con un contenuto superiore al 80% in Pu238, il materiale non è più soggetto a salvaguardie IAEA e che, secondo altri /30/, il contenuto in almeno il 9% è un limite tecnologico alla costruzione di ordigni esplosivi ad alta tecnologia (ma non per *Inprovised Nucler Devices*);
- la concentrazione di Pu240+Pu242 è importante nella metodologia INPRO, benché non ne fornisca una metrica; tuttavia possiamo concludere che avere un valore sempre superiore al 32%, come nei quattro casi, equivale ad un materiale con caratteristiche da “buon” emettitore di neutroni spontanei;
- Il Pu240, forte emettitore di neutroni spontanei, è un isotopo importante. Per alcuni /31/, una concentrazione in Pu240 maggiore del 18% renderebbe il RG-Pu non adatto a programmi nucleari militari (ma non per *Inprovised Nucler Devices*). Si noti che nei quattro casi è sempre superiore al 30 %.

Da queste considerazioni si può concludere che c’è una sostanziale concordanza con la valutazione della metodologia GIF PR.

Altre informazioni afferenti sia ad aspetti PR che (in parte) ad aspetti PP si hanno analizzando i grafici delle figure 23-24, relativi alla distribuzione Pu/tipo di reattore e fabbisogno di riprocessamento per garantire la sostenibilità dello scenario, e i grafici delle figure 25-26, relativi al fabbisogno in Pu e combustibile da fabbricare.

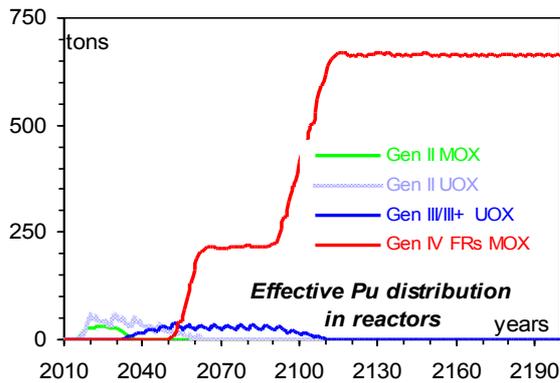


Figura 23: Distribuzione Pu/Tipo-Reattore; Caso 1.

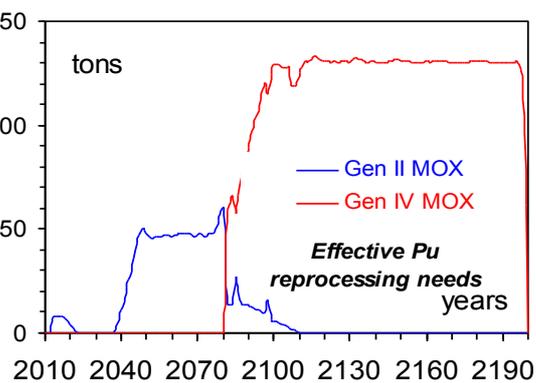


Figura 24: Riprocessamento Pu/Tipo-Reattore; Caso 1.

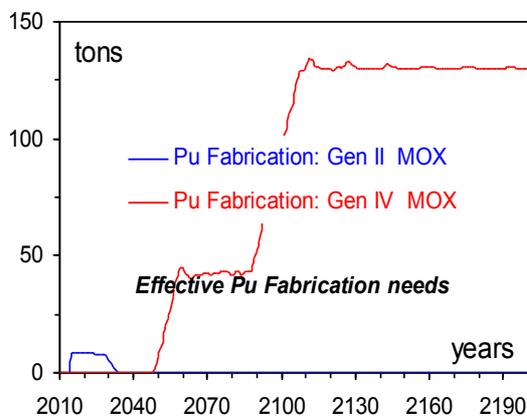


Figura 25: Fabbricazione Pu/Tipo-Reattore; Caso 1.

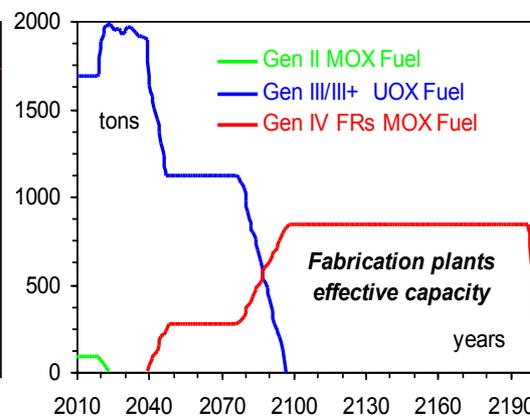


Figura 26: Capacità di fabbricazione; Caso 1.

Figura

### 3.3.3 Conclusioni

L'insieme delle considerazioni e i risultati esposti (parzialmente) permettono di concludere che gli studi di scenario, sebbene non forniscano informazioni esaustive per valutazioni PR(&PP), possono essere uno strumento efficace per i progettisti nelle prime fasi del progetto per affrontare la tematica e migliorare le caratteristiche di PR (PP) di un sistema nucleare.

In particolare:

- il miglioramento delle proprietà intrinseche di PR si può ottenere per “modulazione” di parametri fisici, quali: *Breeding gain*, *Burn up*, composizione isotopica, “*attractiveness*” dei materiali nucleari, calore di decadimento, dose, etc.;
- il miglioramento delle proprietà estrinseche di PR si può ottenere tramite lo “sviluppo” dell'intero ciclo di combustibile, includendo condizioni operative per gli impianti di arricchimento, fabbricazione, riprocessamento, stoccaggio temporaneo, gestione dei waste, etc.

In conclusione, il miglioramento delle proprietà PR(&PP) si può ottenere tramite una strategia “ottimizzata” tra le differenti opzioni riguardanti il progetto e le condizioni operative di tutte le componenti dello scenario.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	25	27

#### 4 RIFERIMENTI

1. F.Padoani, “Metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi innovativi: sviluppo e applicazione”, Report RSE/2009/138
2. F.Padoani, G.Glinatsis, “Resistenza alla proliferazione e protezione fisica: metodologie e applicazioni a sistemi innovativi in ambito GIF”, Report RdS/2010/50
3. GenIV Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, “*Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems- Revision 5*”, GIF/PRPPWG/2006/005
4. GenIV Proliferation Resistance and Physical Protection Working Group, “*PR&PP Evaluation: ESFR Full System Case Study. Final Report*”, GIF/PRPPWG/2009/02
5. R.Bari, “*Progress in Harmonizing GIF PR&PP Evaluation Methodology*” PR&PP Working Group GIF/INPRO Interface Meeting 3-4 March, 2011 IAEA, Vienna
6. P.J.Gowin, “*The International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)*”, IAEA TWG/LWR & TWG/HWR 27 July 2011
7. “*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, Vienna (2004)
8. “*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, Vienna (novembre 2008)
9. M.D.Zentner et al., “*INPRO Proliferation Resistance Methodology*”, International Workshop for Users of Proliferation Assessment Tools, Texas A&M University, February 23, 2010
10. J.H.Park et al. “*Revised INPRO Methodology in the Area of Proliferation Resistance*”, ESARDA Bulletin N°39, ottobre 2008, ISSN 0392-3029
11. E.Haas, “*A Coordinated set of GIF/INPRO Proliferation Resistance and Safeguardability Assessment Tools. Status and Next Steps*”, Tokyo 21th GIF PR&PP WG Meeting
12. G.Pomeroy et al., “*Approaches to evaluation of proliferation resistance of nuclear energy systems*” INMM 49th Annual Meeting Proceedings, p. 1-8
13. “*Facility Design and Plant Operation Features that Facilitate the Implementation of IAEA Safeguards*”, Report IAEA-STR-360, Vienna (febbraio 2009)

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	26	27

14. G.G.M. Cojazzi et al., *Proliferation Resistance Characteristics of Advanced Nuclear Energy Systems: a Safeguardability Point of View*, ESARDA Bulletin No. 39, Special Issue on Proliferation Resistance, October 2008
15. F. Sevini et al., “*Development of IAEA High Level Guidelines for Designers and Operators – Safeguards-by-Design*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/217
16. R.S.Bean et al., “*Safeguards-by-Design: An Element of 3S Integration*”, IAEA International Symposium on Nuclear Safety, Vienna 2009, IAEA-CN-166/067
17. T. Bjornard et al., “*Implementing Safeguards-by-Design*”, Report INL/EXT-09-17085
18. T. Bjornard et al., “*Fully Integrating the Design Process*” Report INL/CON-08-14059
19. J. J. Whitlock, “*Application of Safeguards-by-Design to a Reactor Design Process*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/10
20. O. Okko et al., “*Safeguards by design - experiences from new nuclear installations*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/024
21. J. Ninagawa et al., “*Experiences and Achievement on Safeguards by Design for the Plutonium Fuel Production Facility (PFPF)*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/66
22. Hodong Kim et al., “*Status and Prospect of Safeguards By Design for the Pyroprocessing Facility*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/71
23. R. Carchon, et al., “*Safeguards for a Gen IV type reactor – Safeguards Approach versus Design Information*”, IAEA Symposium on International Safeguards: *Preparing for Future Verification Challenges*, Vienna 2010, IAEA-CN-184/308
24. “*Proliferation Resistance Fundamentals for Future Nuclear Energy Systems*”, IAEA STR-332, December 2002
25. G. Glinatsis, F. Padoani, “*Comments and Expectations from Core Designer point of view*”, *TM on: Options to Enhance Proliferation Resistance and Security of NPPs with Innovative Small and Medium-Sized Reactors*, IAEA, Vienna (08-11 Giugno 2010)
26. G. Glinatsis, F. Padoani, “*PR&PP by Design Improvement: Scenario Studies Contribution*”, *TM on: Options to Enhance Proliferation Resistance and Security of NPPs with Innovative Small and Medium-Sized Reactors*, IAEA, Vienna (15-18 Agosto 2011)

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP1 - 015	0	L	27	27

27. C.Petrovich et al., “Studio preliminare sul ciclo del combustibile e sul costo dell’energia nell’ipotesi di uno scenario nucleare italiano”, documento RSE in fase di pubblicazione NNFISS–LP1–020, ENEA, 2011.
28. R.Sanchez et al., “*Criticality of a  $^{237}\text{Np}$  Sphere*”, Nuclear Science and Engineering, vol. 158, n° 1, January 2008, Pages 1-14
29. G. Glinatsis, “*Stochastic Approach Studies on the 3 Zones EFIT-MgO/Pb-Coolant Core*”, ENEA, FPN – P9EH-005, 2007
30. G.Kessler et al. “*A new scientific solution for preventing the misuse of RG Pu as nuclear explosive*”; Nuclear Eng. and Design, vol. 238 (2008), 3429-3444
31. B.Pellaud, “*Proliferation aspects of Pu recycling*”, J. Nuclear Material Management, vol. 31 n° 1, Fall 2002