Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile

Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Rapporto di avanzamento sullo sviluppo di un NESA Italia – Metodologia e condizioni preliminari

F. Vettraino, M. Adorni, A. Vuerich, F. D'Auria

Report RdS/2011/127

RAPPORTO DI AVANZAMENTO SULLO SVILUPPO DI UN NESA – ITALIA – METODOLOGIA E CONDIZIONI PRELIMINARI

M. Adorni, A. Vuerich, F. D'Auria – CIRTEN, F. Vettraino - ENEA

Settembre 2011

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 Progetto: Paride Meloni, ENEA

ENEA Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1-011	L	1	22

Titolo

Rapporto di avanzamento sullo sviluppo di un NESA Italia – Metodologia e condizioni preliminari (*)

F. Vettraino, ENEA-Bologna
(responsabile Task)

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MSE

Argomenti trattati: Energia Nucleare, Analisi di Sistemi Nucleari

Sommario

Le azioni per lo sviluppo di un NESA (Nuclear Energy System Assessment) Italia, sono state avviate nell'ambito della partecipazione ENEA al *Progetto INPRO* della IAEA, nel cui Steering Committee l'Italia è rappresentata da ENEA.

Il NESA consiste nell'analisi di un sistema energetico nucleare, concepita secondo un "approccio olistico" (ambiente-sostenibilità, sicurezza, protezione fisica, non proliferazione, gestione rifiuti, infrastrutture, economia) che fa uso della *Metodologia INPRO* internazionalmente riconosciuta, a supporto di un piano strategico e decisionale sull'utilizzo a lungo termine dell'energia nucleare.

Nel contesto nazionale di rilancio dell'opzione nucleare, nella prospettiva pre-Fukushima e pre-referendum del giugno 2011, il NESA si configura come un'azione di supporto fondamentale alla strategia energetica del Paese.

Secondo l'esperienza di altri paesi, il NESA è un'attività di dimensioni rilevanti che necessita tra l'altro di un "team nazionale" di esperti-referenti delle varie istituzioni competenti.

Le risorse dal corrente PAR hanno permesso di conseguire l'obiettivo preliminare di identificare e definire il quadro di base dell'attività relativamente a contesto, metodologie, condizioni e procedure, per il possibile sviluppo successivo della stessa.

Il rapporto comprende un'Appendice, contribuita da CIRTEN_Università di Pisa, che fa una review completa dei requisiti e criteri della Metodologia INPRO sulla sicurezza nucleare.

Note

Lavoro riferito alla linea progettuale LP1-B dell'AdP ENEA-MSE PAR 2008-09, "Nuovo Nucleare da Fissione", Deliverable LP1.B2 – Rapporto di avanzamento sullo sviluppo NESA_Italy.

(*) Rapporto congiunto ENEA-CIRTEN_Uni.Pisa (Coautori: M. Adorni, A. Vuerich, F. D'Auria)

Copia n.			In carico a:			
2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	5.9.2011	NOME	F. VETTRAINO	M. SEPIELLI	P.MELONI
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

AdP ENEA-MSE PAR 2008-09

Nuovo Nucleare da Fissione

LP1. B2 – Rapporto di avanzamento sullo sviluppo NESA_Italy

Rapporto di avanzamento sullo sviluppo di un NESA Italia – Metodologia e condizioni preliminari

Le azioni per lo sviluppo di un NESA (Nuclear Energy System Assessment) Italia, sono state avviate nell'ambito della partecipazione ENEA al *Progetto INPRO* della IAEA, nel cui Steering Committee l'Italia è rappresentata da ENEA.

Il NESA consiste nell'analisi di un sistema energetico nucleare, concepita secondo un *"approccio olistico"* (ambiente-sostenibilità, sicurezza, protezione fisica, non proliferazione, gestione rifiuti, infrastrutture, economia) che fa uso della *Metodologia INPRO* internazionalmente riconosciuta, a supporto di un piano strategico e decisionale sull'utilizzo a lungo termine dell'energia nucleare.

Nel contesto nazionale di rilancio dell'opzione nucleare, nella prospettiva pre-Fukushima e pre-referendum del giugno 2011, di 13 GWe installati al 2030, esso si configura come un'azione di supporto fondamentale alla strategia energetica del Paese.

Secondo l'esperienza di altri paesi, il NESA è un'attività di dimensioni rilevanti che necessita tra l'altro di un "team nazionale" di rappresentanti delle varie istituzioni con cui interloquire per i vari aspetti (es. MSE, Min.AMB, Min.Interni, Utilities, Industria, Università, Organismo per il decommissioning e smaltimento waste, Agenzia Sicurezza Nucleare).

Le risorse dal corrente PAR hanno permesso di conseguire l'obiettivo preliminare di identificare e definire il quadro di base dell'attività relativamente a contesto, metodologie, condizioni e procedure, per il possibile sviluppo successivo della stessa.

F. Vettraino, ENEA-Bologna

Agosto, 2011

Indice

Executive Summary pag. 4

1. Introduzione " 6

2. Il NESA nel contesto del Progetto INPRO " 7

3. I Programmi INPRO " 8

4. La INPRO Methodology per il NESA " 11

5. Requisiti di base e condizioni per lo sviluppo di un country NESA " 13

6. Prospettive per un NESA Italia " 19

7. Conclusioni " 21

8. Riferimenti " 22

9. Appendice

Executive Summary

Il NESA (Nuclear Energy System Assessment) è una delle aree di attività principali del *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)* iniziato nel 2000 al fine di assicurare la disponibilità dell'energia nucleare a contribuire al soddisfacimento delle necessità energetiche del 21° secolo in modo sostenibile, nell'ipotesi che le preoccupazioni sulle risorse energetiche, i cambiamenti climatici, e la security energetica suggeriscano un ruolo importante per il nucleare nei confronti delle necessità energetiche del secolo in corso.

Il NESA è a supporto della programmazione strategica di lungo termine e delle decisioni sull'energia nucleare. Le previsioni attuali sull'energia nucleare nel 21° secolo includono l'espansione dei programmi nucleari esistenti nei paesi *maturi* e lo sviluppo di nuovi programmi nucleari nei paesi *newcomer*.

Uno dei modi in cui la IAEA supporta i Paesi Membri nella pianificazione strategica di lungo termine dell'energia nucleare e nelle decisioni relative, è l'accesso alla Metodologia INPRO (INPRO Methodology). Questo strumento internazionalmente validato può valutare un sistema energetico nucleare esistente o programmato a fronte della sua sostenibilità di lungo termine, in sette aree: *economics, infrastructure, waste management, proliferation resistance, physical protection, environment, safety of reactors and fuel cycle facilities*.

La INPRO Methodology può essere applicata nel NESA oppure utilizzata per acquisire consapevolezza nel caso di un paese newcomer. Gli studi NESA sono supportati dalla IAEA come parte integrante della programmazione energetico nucleare, insieme ai modelli di programmazione energetica *(IAEA energy system planning models)* e modelli Milestones *(IAEA Milestones approach)*. Inoltre, il NESA è a beneficio dei paesi che vogliono valutare i sistemi energetico-nucleari esistenti o futuri nonché il contributo dell'energia nucleare nel soddisfare i criteri di sviluppo nazionale sostenibile.

Molti Paesi Membri hanno già applicato la INPRO Methodology per valutare i propri sistemi nucleari: Argentina, Armenia, Brazil, India, Korea, Ukraine and Belarus. E' stato sviluppato inoltre un joint study che ha valutato i sistemi energetico nucleari basati su ciclo chiuso (closed fuel cycle) con reattori veloci, al quale hanno preso parte Canada, China, France, India, Japan, Korea, Russian Federation e Ukraine.

L'effettuazione di un NESA, che può essere a due livelli, full scope (analisi estesa a tutte le aree) e limited scope (analisi limitata in termini di aree e/o componenti del NES), richiede il soddisfacimento di una serie di requisiti e condizioni preliminari come la pre-esistenza di un piano energetico, la costituzione di un assessment team, le specifiche del NES da analizzare, il livello di analisi, la disponibilità di risorse umane esperte per un amontare globale di circa 10 uomini.anno.

L'output del NESA è la verifica o meno dei criteri della Metodologia INPRO in merito alla sostenibilitù del NES analizzato. Tipicamente i risultati vanno documentati in un apposito report in cui sono specificati obiettivi, piano energetico di riferimento, il NES selezionato, approccio seguito, sorgenti di informazione, conclusioni relative a ciascun area di analisi, e raccomandazioni.

Le *prospettive per un NESA_Italia*, riferite allo scenario pre-Fukushima, riguarderebbero il NES nazionale capace di soddisfare il 25% di energia elettrica al 2030 in accordo al programma di governo di riapertura dell'opzione nucleare in Italia a partire dai provvedimenti legislativi del 2008.

I passaggi procedurali necessari all'attività, che comporta una stretta collaborazione con IAEA, rivelano come lo sviluppo di un NESA nazionale sia un'impresa complessa e impegnativa ma che, nella situazione prodottasi a valle degli eventi di Fukushima, può essere vista come un obiettivo primario a supporto di una strategia energetica di lungo termine all'interno della quale il nucleare può svolgere un ruolo di componente primaria per le future necessità energetiche e ambientali del Paese nel corso del 21-mo secolo.

1. Introduzione

NESA (Nuclear Energy System Assessment) è una delle aree di attività principali del **International Project** Il **on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO)** iniziato nel 2000 al fine di assicurare la disponibilità dell'energia nucleare a contribuire al soddisfacimento delle necessità energetiche del 21° secolo in modo sostenibile, nell'ipotesi che le preoccupazioni sulle risorse energetiche, i cambiamenti climatici, e la security energetica suggeriscano un ruolo importante per il nucleare nel contribuire alle necessità energeticche del secolo in corso.

Il meccanismo di base per i Membri INPRO è la collaborazione su temi di comune interesse con i risultati delle attività INPRO messi a disposizione di tutti i Paesi Membri della IAEA.

Al fine di conseguire tale obiettivo, INPRO mette insieme i detentori della tecnologia nucleare e gli utilizzatori della stessa per valutare insieme le azioni internazionali e nazionali che portano alle innovazioni richieste per i reattori nucleari, il ciclo combustibile e gli approcci istituzionali.

INPRO svolge un ruolo importante nella comprensione del:

- *futuro sviluppo dei sistemi per l' energia nucleare secondo una prospettiva nazionale, regionale e globale e del*
- *ruolo dell'innovazione negli arrangiamenti tecnologici e istituzionali a supporto di tale sviluppo.*

INPRO fornisce un forum per la discussione e cooperazione di esperti e policy makers dai paesi industrializzati e in via di sviluppo sulla pianificazione, sviluppo e implementazione dell'energia nucleare sostenibile.

INPRO promuove il dialogo di mutuo beneficio tra paesi che hanno già l'energia nucleare e quelli che hanno preso in considerazione le tecnologie proposte per lo sviluppo di nuova capacità nucleare.

INPRO supporta i programmi nazionali strategici di lungo termine, le decisioni, e la comprensione delle opzioni innovative per il futuro.

Le attività INPRO sono attuate in stretta collaborazione con gli Stati Membri e si riferiscono alle seguenti aree:

- *Nuclear Energy System Assessments using the INPRO Methodology*
- *Global Vision on Sustainable Nuclear Energy*
- *Promotion of Innovations in Nuclear Technology*
- *Promotion of Innovations in Institutional Arrangements*
- *The INPRO Dialogue Forum*

INPRO è un progetto membership-based, sotto la guida uno Steering Committee costituito da rappresentanti dei Paesi Membri di INPRO. Le attività con e nei Paesi membri che hanno aderito al Progetto, sono coordinate dall'INPRO Group del Department of Nuclear Energy della IAEA.

INPRO viene finanziato essenzialmente con risorse extra-budgetary.

Gli Stati Membri della IAEA e le organizzazioni internazionali riconosciute possono diventare membri INPRO. Condizione per la membership è quelle di fornire contributi a INPRO in uno dei modi seguenti:

- *Fornitura di fondi extrabudgetary;*
- *Fornitura di cost-free experts(CFE) che svolgono la loro attività con INPRO Group presso IAEA;*
- *Effettuare studi concordati di Nuclear Energy System Assessment (NESA) facendo uso della metodologia INPRO (INPRO methodology);*
- *Partecipare nei Collaborative Projects INPRO.*

Lo Stato membro viene ufficialmente riconosciuto come membro INPRO una volta raggiunto l'accordo sul modo di partecipazione.

2. Il NESA (Nuclear Energy System Assessment) nel contesto INPRO

Il NESA è a supporto della programmazione strategica di lungo termine e delle decisioni sull'energia nucleare. Le attese attuali dell'energia nucleare nel 21° secolo includono l'espansione dei programmi nucleari esistenti nei paesi nucleari *maturi* e lo sviluppo di nuovi programmi nucleari nei paesi *newcomer.*

Uno dei modi in cui la IAEA supporta I Paesi Membri nella pianificazione strategica di lungo termine dell'energia nucleare e nelle decisioni relative, è attraverso la Metodologia INPRO (INPRO Methodology). Questo strumento internazionalmente validato può valutare un sistema energetico nucleare esistente o programmato a fronte della sua sostenibilità di lungo termine in sette aree: *economics, infrastructure, waste management, proliferation resistance, physical protection, environment and safety of reactors and fuel cycle facilities.*

La INPRO Methodology può essere applicata nel NESA oppure utilizzata per acquisire consapevolezza nel caso di un paese newcomer. Gli studi di NESA sono supportati dalla IAEA come parte integrante della programmazione energetico nucleare, insieme ai modelli di programmazione energetica *(IAEA energy system planning models)* e modelli Milestones *(IAEA Milestones approach).* Inoltre, il NESA è a beneficio dei paesi che vogliono valutare i sistemi energetico nucleari esistenti o futuri nonché il contributo dell'energia nucleare nel soddisfare i criteri di sviluppo nazionale sostenibile.

La INPRO Methodology può essere applicata dagli sviluppatori di tecnologie nucleari allo scopo di identificare il gap nella R&D e le azioni necessarie a chiudere i gap, dagli utilizzatori con esperienza della tecnologia nucleare per identificare i problemi da considerare quando si decide in merito allo sviluppo di sistemi energetico nucleari.

Per facilitare l'applicazione della INPRO Methodology, IAEA ha sviluppato un support package del NESA (Fig. 1) che comprende un ampio range di servizi di assistenza e la completa documentazione della INPRO Methodology. IAEA mette a disposizione, inoltre, materiale e corsi per training sull'uso della INPRO Methodology insieme all'assistenza per la ricerca dei dati necessari.

Molti Paesi Membri hanno già applicato la INPRO Methodology per valutare i propri sistemi nucleari: Argentina, Armenia, Brazil, India, Korea, Ukraine and Belarus. E' stato sviluppato inoltre un joint study che ha valutato i sistemi energetico nucleari basati su ciclo chiuso (closed fuel cycle) con reattori veloci, al quale hanno preso parte Canada, China, France, India, Japan, Korea, Russian Federation e Ukraine.

Il NESA che fa uso della INPRO Methodology è adatto sia per i Paesi Sviluppati che quelli in via di sviluppo nella formulazione di una decisione consapevole circa le scelte di strategia energetica di lungo termine.

Figura 1- Tools and Methodology developed by the IAEA Department of Nuclear Energy

3. Programmi INPRO

Le attività INPRO sono condotte in stretta collaborazione con i Membri INPRO e l'INPRO Group della IAEA. Queste sono organizzate in quattro aree principali e due cross-cutting:

Nuclear Energy System Assessments (NESA)

L'attività in quest'area è mirata a fornire assistenza agli Stati Membri nell'effettuazione di Nuclear Energy System Assessments (NESA) facendo uso della INPRO Methodology in

supporto alle valutazioni e decisioni strategiche in materia di sviluppo e installazione di sistemi energetico nucleari. Azioni principali:

- INPRO Methodology
- Lessons Learned from NESAs
- Developing a NESA Support Package
- e-NESA Software
- NESA in Belarus
- NESA in Kazakhstan
- Assisting Member States in Long term Energy Planning and Strategic Development (different training courses, workshops, etc.).
- INPRO Collaborative Projects: Proliferation Resistance Acquisition/Diversion Pathway Analysis (PRADA) - concluded December 2010 and Environmental Impact Benchmarking Applicable to Nuclear Energy systems under Normal Operation (ENV).

Global Vision on Sustainable Nuclear Energy

Attraverso la formulazione di potenziali scenari a livello globale e regionale, basati su percorsi precisi di analisi tecnico-scientifiche, e l'armonizzazione sullo sviluppo di lungo termine dell'energia nucleare, INPRO aiuta i Paesi nucleari sia newcomers che maturi a lavorare nella direzione della costruzione di un "architettura nucleare sostenibile" per il 21° secolo. Le attività in questa area includono studi su:

- Global Scenarios and Regional Trends of Nuclear Energy Development in the 21st Century, and
- INPRO Collaborative Projects:
    - Global Architecture of Innovative Nuclear Systems based on Thermal and Fast Reactors including Closed Fuel Cycles (GAINS)
    - Fuel Cycles for Innovative Nuclear Energy Systems based on Integrated Technologies (FINITE)
    - Investigations of the 233U/Th Fuel Cycle (ThFC) - concluded December 2010
    - Meeting Energy Needs in the Period of Raw Materials Insufficiency during the 21st Century (RMI)

Innovations in Nuclear Technology

Le attività in quest'area si focalizzano nel rafforzare la collaborazione tra i Paesi Membri INPRO sulle tecnologie nucleari innovative selezionate e relativa R&D, che contribuiscono alla sostenibilità dell'energia nucleare.

Quattro Collaborative Projects supportano l'attività di quest'area:

- Investigation of Technological Challenges related to the Removal of Heat by Liquid Metal and Molten Salt Coolants from Reactor Cores Operating at High Temperatures (COOL)
- Decay Heat Removal System for Liquid Metal Cooled Reactors (DHR)
- Advanced Water Cooled Reactors (AWCR)
- Performance Assessment of Passive Gaseous Provisions (PGAP)

Innovations in Institutional Arrangements

In aggiunta al ciclo completo del combustibile nucleare, gli arrangiamenti istituzionali, quail trattati, accordi, frameworks nazionali e internazionali, oppure regimi e convenzioni, sono anch'essi parte del sistema energetico nucleare. Il lavoro in quest'area supporta la collaborazione fra gli Stati Membri nello sviluppo e implementazione di schemi legali e istituzionali per i sistemi nucleari del 21° secolo:

- Legal and institutional issues of transportable nuclear power plants (TNPP)
- Implementation Issues for the Use of Nuclear Power in Small Countries (SMALL)

INPRO Dialogue Forum (cross-cutting)

Il Dialogue Forum è mirato a rafforzare lo scambio di informazioni tra detentori e utilizzatori della tecnologia nucleare allo scopo di assicurare che le future innovazioni tecniche e istituzionali soddisfino le attese di entrambi. Il Forum affronta anche le strategie e gli approcci di lungo termine dei programmi nucleari e, al livello più alto, il sistema energetico nucleare globale. Il Forum ha già tenuto tre workshops dal 2010 al 2011.

Policy Coordination, Communication and INPRO Management

Quest'area si riferisce al project management di INPRO, che include il planning del programma strategico, l'organizzazione dei meetings dello Steering Committee, la policy e il coordinamento con le altre iniziative internazionali nonché la comunicazione efficace e mirata verso gli stakeholders INPRO negli Stati Membri e nell'Agenzia (IAEA).

4. La INPRO Methodology utilizzata per il NESA

La INPRO methodology identifica il set dei *Basic Principles, User Requirements e Criteria*, come base gerarchica per l'analisi di un sistema nucleare innovativo (Fig. 2).

Figura 2 - Structure of the INPRO Methodology using Basic Principles, User Requirements and Criteria

Nel documento IAEA **INPRO Manual Vol. 1: Overview of the Methodology**, vengono stabilite le seguenti condizioni base:

- The fulfilment of a Criterion for an INS is confirmed by the Indicator(s) complying with the Acceptance Limit(s).
- The fulfilment of a User Requirement(s) is confirmed by the fulfilment of the corresponding Criterion (Criteria) (bottom-up approach).
- The fulfilment of a Basic Principle is achieved by meeting the related User Requirement(s).

INPRO è improntato ad un approccio olistico nella valutazione dei sistemi nucleari innovativi in sette aree:

Economia

Nell' area dell'economia, è stato identificato un Basic Principle, ossia, che per contribuire allo sviluppo sostenibile, l'energia e i relative prodotti e servizi da un INS devono essere ottenibili e disponibili. Se l'energia e i relativi prodotti e servizi devono essere alla portata

dell'utilizzatore, il costo deve essere competitivo con quello delle opzioni alternative a più basso costo/prezzo. E se questi devono essere disponibili, i sistemi per fornire gli stessi devono essere sviluppati e implementati. [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 2: Economics*]

Infrastrutture

Il Basic Principle che riguarda le infrastrutture stabilisce che gli arrangiamenti regionali e internazionali devono fornire opzioni, che permettono a ciascun Paese che voglia adottare un INS per l'approviggionamento dell'energia e relativi prodotti, che non richiedono investimenti eccessivi per le infrastrutture nazionali. Gli "User Requirements and Criteria" ad essi associati, comportano la necessità di stabilire un framework legale nazionale con le corrispondenti istituzioni; adeguate infrastrutture economiche che facilitano la disponibilità delle linee di credito; le infrastrutture industriali che coprono essenzialmente i settori di costruzione, trasporto, esercizio e manutenzione; infrastrutture socio-politiche che permettano l'impegno a lungo termine e l'accettazione pubblica; infine, appropriate risorse umane per ciascun step del programma nucleare, incluso l'esercizio sicuro delle installazioni. [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 3: Infrastructure*]

Gestione rifiuti

I Basic Principles nell'area gestione rifiuti sono stati derivati dai Safety Fundamentals della IAEA riguardanti i "Principles of Radioactive Waste Management". Pertanto, la generazione dei rifiuti nucleari deve essere mantenuta al livello minimo possibile, assicurando un livello accettabile di protezione della salute umana e dell'ambiente senza apportare carichi indebiti alle future generazioni, e tutti gli steps nella generazione dei rifiuti e della loro gestione devono essere presi in considerazione. [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 4: Waste Management*]

Resistenza alla proliferazione

I Basic Principles riguardanti la resistenza alla proliferazione richiedono che le caratteristiche intrinseche e le misure estrinseche vengano implementati nel corso dell'intero ciclo di vita di un INS, e che gli stessi vengano ottimizzati attraverso la progettazione e lo sforzo ingegneristico, in modo da fornire una resitenza alla proliferazione efficace anche sotto il profilo dei costi. Per un INS, l'attrazione dei materiali e tecnologia nucleare al fine di diversione verso un programma per la realizzazioni di armi nucleari, dovrebbe essere bassa e l'attività di diversione dei materiali difficile e detettabile. [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 5: Proliferation resistance*]

Protezione fisica

Nell'area della protezione fisica INPRO ha stabilito un Basic Principle fondamentale che richiede l'implementazione di un regime adeguato di protezione fisica durante l'intera vita di un INS. I corrispondenti User Requirements sono basati sui principi fondamentali della

convenzione emendata sulla protezione fisica dei materiali e installazioni, e enfatizzano la necessità di tener conto in maniera congiunta di tutti gli aspetti della protezione fisica, della resistenza alla proliferazione e sicurezza, in tutti i livelli della progettazione di un INS [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 6: Physical protection*]

Ambiente

La protezione ambientale è un punto di fondamentale attenzione nel processo di approvazione di attività industriali in molti paesi ed è un tema centrale nel concetto di sviluppo sostenibile. Una caratteristica di base dell'energia nucleare è che essa può contribuire allo sviluppo sostenibile fornendo quella componente estremamente necessaria, l'energia, con impatto relativamente basso sull'atmosfera e sulle risorse idriche e territorio. L'espansione dell'uso dell'energia nucleare aiuterebbe ad alleviare il carico ambientale determinato dalla produzione di altre forme d'energia, in particolare la combustione dei combustibili fossili. INPRO ha stabilito due Basic Principles relativi all'ambiente, uno relativo all'accettabilità degli effetti ambientali causati dall'energia nucleare e il secondo relativo alla capacità di un INS a fornire energia attraverso un utilizzo efficiente di risorse non-rinnovabili [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 7: Environment*]

Sicurezza

Nell'area della sicurezza degli impianti nucleari, i Basic Principles richiedono che un INS rafforzi il concetto della defense-in-depth, con una maggior enfasi sulle caratteristiche di sicurezza intrinseca e passiva tale da far risultare il rischio indotto da un INS su salute e ambiente, comparabile a quello di altri impianti industriali destinati agli stessi scopi. [*TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 8: Safety of Nuclear Reactors; TECDOC 1575 Rev.1 - INPRO Manual Vol. 9: Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities*]

5. Requisiti e condizioni per l'esecuzione di un country NESA

5.1 *Scoping level nella Metodologia INPRO*

Si riferisce all'impiego della metodologia INPRO a vari livelli di analisi (scoping level):
- **studi e analisi che fanno uso della metodologia INPRO estesa alle varie aree**, focalizzando sui messaggi chiave dei basic principles e user requirements (ma senza effettuare un assessment vero e proprio), in altre parole facendo uso della metodologia come strumento di apprendimento al fine di "aumentare il livello" di consapevolezza dei long-term issues" sulla sostenibilità dei sistemi energetico nucleari.

- effettuazione di un '**limited scope NESA**', per esempio, un in-depth assessment di un NES, oppure un singolo componente (facility), ossia su aree selettive della INPRO methodology a livello di criteri, insieme ad una review di tutte le aree.

- effettuazione di un in-depth '**full scope comprehensive NESA**' che copre tutti i componenti del NES, e tutte le aree della metodologia, a livello di criteri.

5.2 *Il full scope comprehensive NESA*

In generale, l'effettuazione di un *full scope comprehensive NESA* richiede i seguenti prerequisiti:

- E' stato già effettuato uno studio di pianificazione del sistema energetico *(Energy system planning)* che definisce il ruolo o il contributo dell'energia nucleare nel soddisfare le necessità di energia previste di un paese (oppure di una regione, oppure a livello globale)
- E' stato già predisposto un "assessment team"
- E' stato già specificato il NES sulla base del ruolo assegnato all'energia nucleare nella pianificazione del sistema energetico
- Sono stati stabiliti scoping level e obiettivi del NESA.

Energy system planning

L'energy system planning non è parte del NESA di per sé ma è un pre-requisito che si richiede esista sia già prima di intraprendere il NESA.Inoltre, è auspicabile che sia disponibile il planning più recente, previsto che le proiezioni della domanda energetica e le opzioni di risorse/fornitura disponibili cambiano con il tempo. La pianificazione del sistema energetico determina il ruolo futuro o il contributo potenziale dell'energia nucleare nel soddisfare le proiezioni di crescita della domanda di energia di un paese.
Come mostrato nel flow-chart di Fig. 3 in seguito, i risultati di un full scope NESA possono avere impatto sulla pianificazione del sistema energetico e necessita quindi la revisione di un piano energetico. Ad esempio, se un piano energetico assume che l'energia nucleare venga introdotta ad una certa data ma il NESA porta alla conclusione che l'approntamento delle infrastrutture necessarie richiederà più tempo, il piano energetico dovrà essere modificato. Come detto sopra, il tema "energy system planning" è al di fuori del NESA ma, data la sua importanza cruciale ai fini del NESA, è possible il confronto in merito con IAEA e avere anche eventuale assistenza ove necessario.

Assessment team

Il **punto di partenza per lo sviluppo del NESA** è la costituzione e il training dell' assessment team necessario allo scopo.

Come rilevato, l'intento originale della metodologia INPRO è l'effettuazione di una valutazione completa e olistica di un NES, prendendo in considerazione tutte le aree INPRO, comprese le misure istituzionali (infrastructure) e tutti i componenti di un NES dalla "culla alla tomba" (from 'cradle to grave'). Inclusi reattore, front end del ciclo combustibile, ad iniziare dalla miniera di uranio, e il back end, compresa la gestione dei wastes e il decommissioning degli impianti.

L'effettuazione di un tale "full scope comprehensive" NESA richiede la partecipazione di un numero di individualità esperte nelle diverse aree della metodologia INPRO insieme ad un certo livello di conoscenza delle tecnologie e degli impianti nucleari che costituiscono il NES; è richiesto un assessment team tale da poter considerare tutti i criteri di tutte le aree. Tipicamente, i componenti del team sono esperti dalle organizzazioni di governo e dall'università, società accademiche e istituti di ricerca. Alcuni degli esperti possono essere membri dell'assessment team mentre altri possono fornire il loro contributo al NESA, a tempo, quando richiesto.

Tuttavia, all'interno dell'assessment team, ai componenti viene assegnata la responsabilità di una o più aree della metodologia INPRO in modo tale che tutte le aree siano coperte. Inoltre, è necessario che venga nominato un team leader/project manager che assume l'intera responsabilità del NESA. L'assessment team deve sviluppare una conoscenza comune della metodologia INPRO, del NES che viene valutato, dello scoping level del NESA, e del NESA vero e proprio al fine di ottenere un assessment completo e consistente.

L'efficacia nella comunicazione è molto importante per il successo del NESA, inclusa la comunicazione tra i membri del team, e la comunicazione tra il team e il segretariato IAEA/INPRO, il team e i responsabili/redattori del piano energetico, nonché tra il team e altri esperti che partecipano o forniscono informazioni allo studio in maniera non continuativa.

Specifiche del NES

Come stabilito, un NESA richiede che sia specificato il NES da analizzare. Il NES può essere un sistema esistente o un sistema programmato. In principio, esso deve comprendere tutti gli impianti necessari per la produzione di energia nucleare indipendentemente dal fatto che essi siano ubicati all'interno o all'esterno del Paese. La ragione di tale procedimento è per essere in grado di affrontare le implicazioni, per un programma interno, originate dal fatto che vengono utilizzate facilities localizzate in altri paesi, come quelle che forniscono l'uranio o il combustibile nucleare e che contribuiscono, nel paese fornitore, al rischio di danno ambientale, ad esempio. Il NES includerà un certo numero di impianti nucleari (NPPs), di cui alcuni possono essere già in esercizio e altri previsti entrare in funzione secondo il timing stabilito nel piano energetico di riferimento, ivi compreso il ciclo del combustibile nucleare associato. Il NES può essere specificato, ove necessario, dall'assessment team, oppure può essere fornito dallo studio di energy planning.

Livello del NESA

Il *full scope, comprehensive NESA* richiede in principio un NES completo con tutte le facility del ciclo combustibile, "dalla culla alla tomba", e tutte le aree INPRO prese in considerazione nella loro interezza a livello criteri.

Risorse umane (HR)

Un full scope NESA richiede nel complesso l'ordine di 10 uomini.anno esperti.

5.3 *Svolgimento di un NESA*

Assumendo che la pianificazione del sistema energetico sia stato avviata con l'estensione necessaria alla definizione di un NES, lo scoping level del NESA sia stato definito, almeno in maniera preliminare, e l'assessment team sia stato identificato, il team dovrebbe iniziare a familiarizzarsi con la metodologia INPRO. Tutti i membri del team dovrebbero leggere tutte le sezioni rilevanti della Metodologia INPRO[1] e il Volume 1 del Manuale INPRO[2]. Gli esperti responsabili di una data area della Metodologia INPRO dovrebbero studiarsi il volume relativo del Manuale INPRO[2] pertinente l'area.

Il team dovrebbe partecipare, come gruppo, alle sessioni di training offerte dal segretariato INPRO come parte del *support package* del NESA. Nel corso del training, le questioni identificate dai membri del team come risultato della fase di studio, dovrebbero essere poste ai trainers e risolte. La fase di training dovrebbe portare ad una comprensione comune e coerente dei problemi all'interno del team

.

Tutte le sorgenti delle informazione richieste per il NESA dovrebbero essere identificate nel corso del training, compreso il review delle banche dati informative della IAEA. Mano a mano che il team procede con il NESA, va mantenuto il contatto con IAEA-INPRO Group, in particolare per la risoluzione di questioni e problemi nel momento stesso in cui questi si presentano.

Figura 3 - NESA Flowchart
(Steps of energy system planning and a full scope NESA using INPRO methodology (Vol. 1 of Ref. /1/)

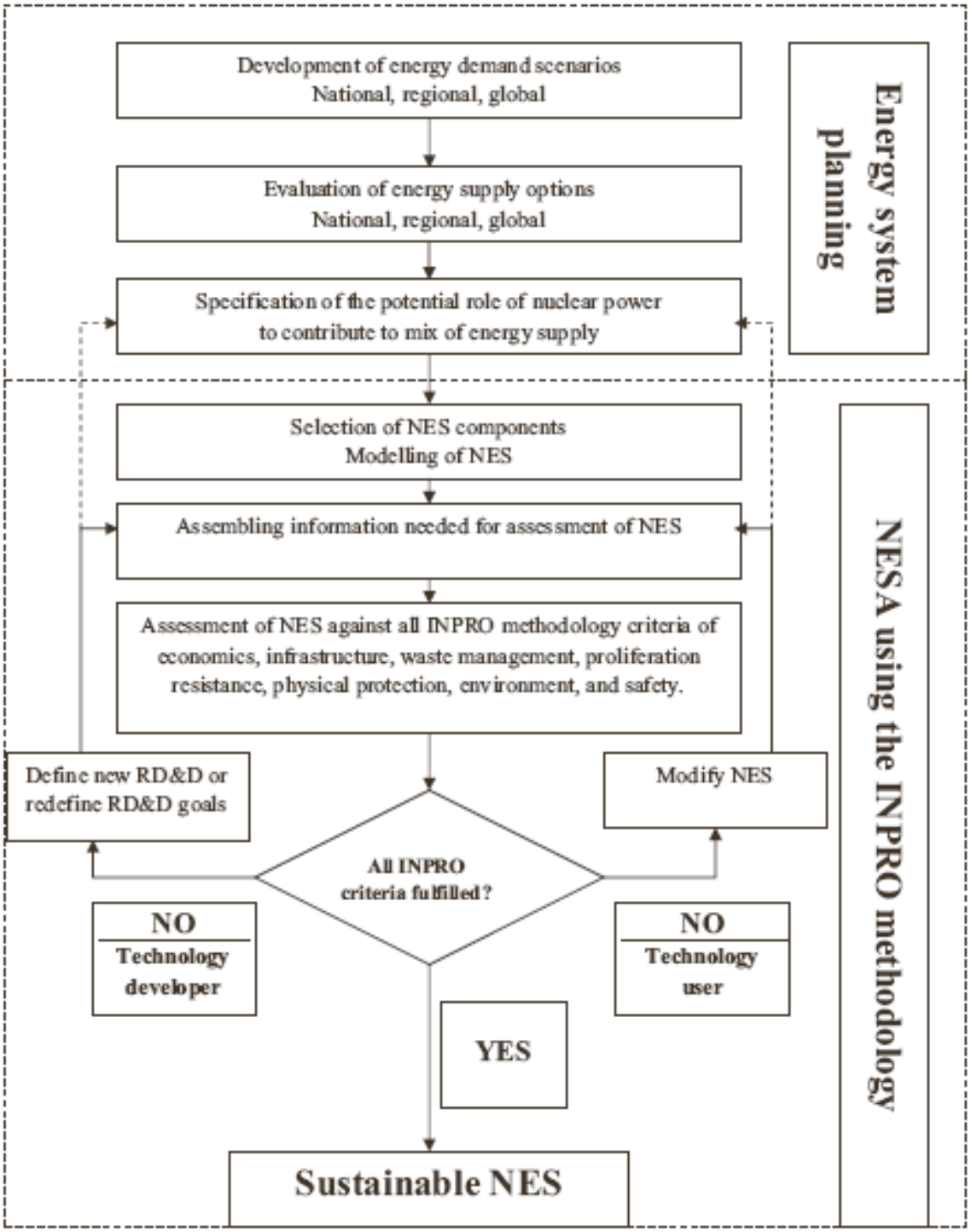


FIG. 2. Steps of energy system planning and a full scope NESA using the INPRO methodology (Volume 1 of Ref. [1]).

5.4 *Azioni di follow-up nel NESA*

L'output di un full scope NESA è sia una conferma che i criteri della metodologia INPRO sono soddisfatti dal NES analizzato, ossia il NES è sostenibile, oppure la verifica che i criteri non sono soddisfatti, caso in cui azioni di follow-up verranno specificate per risolvere i gap che sono stati identificati (Fig. 3). In quest'ultimo caso, ed anche in funzione del fatto che il valutatore può essere un'organizzazione/paese impegnato nello sviluppo della tecnologia oppure un utilizzatore/candidato utilizzatore, sono possibili diverse direttive di azione.

Nel caso di chi sviluppa la tecnologia, le azioni possono includere la riformulazione degli obiettivi della R&D o la definizione delle azioni addizionali di R&D per il NES (o componenti di esso) per soddisfare tutti i criteri della metodologia INPRO, nell'assunzione che il NES analizzato (o componenti di esso) sia comunque di interesse.

Nel caso in cui alcune informazioni necessarie sul progetto e per la valutazione dei criteri della metodologia INPRO, non siano disponibili a causa dello sviluppo ancora iniziale, il reperimento di questi dati dovrebbe essere definito come azione di follow-up da eseguire a tempo debito.

5.5 *Documentazione di un NESA*

I risultati di un NESA vanno documentati in un report che fornisce informazioni almeno sugli elementi seguenti:

- L'obiettivo del NESA e il relativo livello di scoping;
- Il piano energetico di riferimento che viene considerato ed il ruolo previsto per l'energia nucleare;
- Il sistema energetico nucleare selezionato per la valutazione;
- L'approccio generale seguito dall'assessment team;
- La sorgente d'informazione per ciascuna delle aree della metodologia INPRO inclusa nello studio;
- Le conclusioni globali relative a ciascun'area della metodologia INPRO inclusa nello studio a livello di user requirements e basic principles, e la razionale di tali conclusioni;
- I dettagli di giudizio relativi a ciascuno dei criteri valutati e la razionale per tale giudizio, possibilmente riportati in un'appendice;
- Raccomandazioni, incluse le raccomandazioni per le azioni nel caso in cui vengano identificati dei gap;
- Feedback per l' INPRO group della IAEA circa il processo di valutazione e le raccomandazioni per il miglioramento della Metodologia INPRO e il NESA Support Package.

5.6 *Review del NESA*

Una volta completato uno studio di NESA, il team di valutazione potrebbe voler sottomettere il suo report al review del INPRO Group della IAEA. In tal caso, viene raccomandato che l'indice e le informazioni da includere nel report vengano discussi inizialmente con INPRO Group e che un draft del report venga fornito ad esso per il review prima della finalizzazione.

6. Prospettive per un NESA Italia

Il nucleare nella strategia energetica nazionale

Nella prospettiva pre-Fukushima, la strategia energetica nazionale avanzata dal Governo nel 2008 mirava nel medio-lungo termine a tre obiettivi fondamentali: riequilibrio del mix energetico a favore di rinnovabili e nucleare, security energetica, riduzione delle emissioni di CO2. In accordo a tali obiettivi il piano del Governo fissava i riferimenti al 2030 per il mix di generazione elettrica: 50 % della domanda coperto da fonti fossili, 25 % da nucleare, 25 % da fonti rinnovabili, intraprendendo in tal modo il percorso post-Kyoto mirato all' osservanza del rispetto dei limiti stabiliti dall'Unione Europea al 2020, in particolare la riduzione del 20% delle emissioni di CO2 rispetto al 1990.

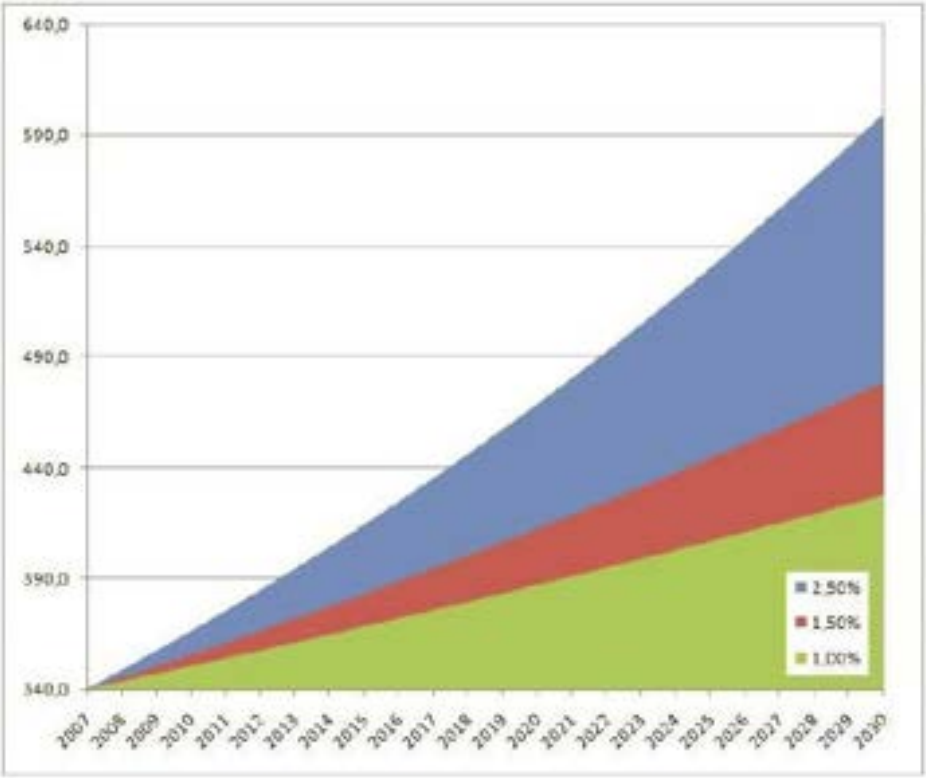
Dopo circa 20 anni dal Referendum del 1987, nel 2008 il Governo italiano decideva di riaprire l'opzione energetica nucleare nel Paese, ritenendola funzionale e adeguata alla strategia energetica nazionale nelle circostanze attuali. Assegnando il ruolo di fornitore del 25% dell'energia elettrica al 2030 al nucleare, il Governo mirava ad una consistente diversificazione delle fonti energetiche utilizzate per la generazione elettrica, tale da far scendere la quota registrata da fonti fossili e importazioni, e nello stesso tempo al miglioramento della security energetica e riduzione delle emissioni di CO2.

Da ricordare, anche, che l'Italia è l'unico Paese del G8 che non ha una quota di produzione di energia nucleare nel proprio mix energetico, con la conseguenza di risultare uno dei maggiori importatori mondiali di energia elettrica oltre che di energia primaria, e con un prezzo medio dell'elettricità superiore di circa il 45% rispetto alla media europea. La dipendenza in termini di energia primaria era nel 2008 di circa 85%, con le importazioni di energia elettrica variabile negli ultimi 5 anni tra 11% e 16% dei consumi, e che nel momento massimo hanno raggiunto il livello assoluto di 50 TWh elettrici, equivalenti alla produzione di 7 reattori da 1000 MWe con fattore di carico 80%. La situazione al 2008 per la produzione e domanda elettrica nazionale è sintetizzata nella Tab. 1 seguente:

Tabella 1: Electricity status Italy in 2008

ELECTRICITY PRODUCTION AND DEMAND IN 2008			
	2008		change 2008/2007 %
	TWh	%	
Fossil	**250,0**	**71,9**	**+1.9**
Hydro **Geothermal** **Wind** **PV**	**46,7** **5,2** **4,9** **0,2**	**13,4** **1,5** **1,4** **0,0005**	**+22,9** **-0,9** **+20,3** **+395,2**
Nuclear	**0,0**	**0,0**	**0,0**
TOTAL NET PRODUCTION	**307,1**	**86,9**	**-0,1**
NET ELECTRICITY IMPORT	**40,0**	**11,5**	**-11.2**
TOTAL AVAILABILITY	**347,8**	**100,0**	
NETWORK DEMAND **CONSUMPTION**	**339,5** **319,0**		**-0,1** **+0.003**

Figura 4 – Ipotesi di crescita della domanda elettrica nazionale al 2030 (340 TWh al 2007)



A seconda del tasso di crescita della domanda elettrica (Fig. 4) nel ventennio fino al 2030, la potenza nucleare necessaria varierebbe da circa 13 GWe (1% anno-Low scenario) e 20 GWe (2.5% anno-High Scenario), equivalente a circa 8-12 unità EPR da 1600 MWe con fattore di carico 90%. L'ipotesi alternativa di parco misto, reattori di grande e piccola taglia, comporterebbe 6 unità EPR più 8 twin-IRIS da 335 MWe, nel caso di crescita bassa, e 8 unità EPR più 10 twin-IRIS, nel caso di crescita alta, sempre con fattore di carico 90%.

Anche nel mutato scenario post-Fukushima, definito dal Governo "fase di riconsiderazione", il NESA relativo ad un possibile futuro sistema nucleare nazionale, a partire dalle dimensioni ritenute plausibili prima degli eventi di Fukushima, rimane un'azione di studio e valutazione fondamentale che serve a dare sostanza e credibilità anche alle ipotesi di R&S sul nuovo nucleare in Italia, nell'intento di mantenere lo stesso come carta di riserva per la strategia di lungo termine.

La procedura per lo sviluppo del NESA

Come detto, fra i vari requisiti previsti per l'secuzione del NESA vi è quello della costituzione di un *"National Team"* di esperti provenienti dalle varie istituzioni di pertinenza: Ricerca, Utilities, Industria, Autorità di Sicurezza, Università, rappresentanti dei vari Ministeri (Sviluppo Economico, Ambiente, Interni, Esteri). Ciò comporta l'dentificazione della figura di un leader/coordinatore nazionale che in un primo momento identifica, con il

supporto IAEA, e stabilisce i legami con i potenziali esperti che faranno parte del National Team.

Preliminare alla costituzione del National Team di esperti, è la definizione del piano e finalità del programma (Terms of Reference), stilato insieme a IAEA, inteso come documento di riferimento per l'attività del National Team. Essenzialmente gli esperti del National Team, ciascuno per le parti di propria competenza, forniranno inputs, informazioni e suggerimenti necessari per lo svolgimento del NESA.

Il leader/coordinatore nazionale, e successivamente il National Team, o una parte di esso, si interfacceranno con INPRO Group della IAEA per mettere in atto la necessaria procedura richiesta nell'esecuzione del NESA.

Gli step principali, necessari al lancio di un NESA nazionale in collaborazione con IAEA, sono i seguenti:

- Identificazione del leader/coordinatore nazionale
- Identificazione di un CFE (Cost Free Expert) per INPRO Project
- Lettera al direttore del Nuclear Enegy Department della IAEA (Mr.Bychkov)
- Definizione del ToR (Terms of Reference)
- Definizione del National Team di esperti
- Definizione del Workplan
- Definizione delle risorse (coordinatore nazionale, CFE, altro manpower oltre al National Team, fondi per missioni, meetings, etc.)

E' importante rilevare che, sulla base dell'esperienza di altri Paesi, lo sviluppo di un full-scope NESA è un'impresa di rilevanti dimensioni che richiede un tempo dell'ordine di almeno 1 anno, con l'impegno globale di circa 10 uomini.anno.

7. Conclusioni

Il NESA è un una delle principali are di attività del progetto INPRO della IAEA che si avvale di un insieme di strumenti (tools) di studio, analisi e valutazione, sviluppati all'interno di INPRO e che hanno dato luogo alla Metodologia INPRO.

L'esecuzione di un NESA è un'attività complessa che chiama in causa molte risorse e competenze che richiedono uno speciale coordinamento, come previsto nella Metodologia INPRO, sia nazionale che internazionale, ossia con IAEA.

Nella situazione attuale nazionale di "ripensamento" sull'opzione nucleare, determinatasi in conseguenza degli eventi di Fukushima, il NESA relativo ad un ipotesi coerente di "Sistema Nucleare Nazionale" per quanto spostato nel futuro, rimane uno degli obiettivi prioritari a supporto di una strategia energetica nazionale che contempli anche il nucleare tra le risorse e teconologie energetiche su cui fare affidamento nel secolo in corso.

8. Riferimenti

[1] Introduction to the use of the INPRO Methodology in a NESA (Nuclear Energy Systen Assessment), IAEA 2010

[2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual, IAEA-TECDOC-1575, Rev. 1, IAEA, Vienna (2008).

[3] F. Vettraino: "Proposal from INPRO Members on Five year Strategy 2011-16 and INPRO Action Plan 2012-13 -Italy", 16-th INPRO SC, Vienna, Nov. 17-19, 2010

[4] F. Vettraino: "Statements by INPRO Members on INPRO Vision 2016, INPRO Action Plan 2012-13 and Contributions - Italy", 17-th INPRO Steering Committee, Vienna, May 25-27, 2011

APPENDICE

"USER REQUIREMENTS AND CRITERIA FOR THE SAFETY OF NUCLEAR REACTORS in the INPRO METHODOLOGY"

preparato da

Martina Adorni, Alessio Vuerich, Francesco D'Auria
(Università di Pisa – Gruppo Ricerca Nucleare SPG)

CERSE-UNIPI RL 1094/2011 - PISA, AGOSTO 2011

Nota: *L'Appendice è strutturata con Indice e numerazione propri, oltre a Lista Figure, Tabelle, Abbreviazioni e Riferimenti, come di seguito.*

Indice

ABBREVIAZIONI **3**

LISTA DELLE FIGURE E DELLE TABELLE **4**

1 INTRODUZIONE **5**

2 PRINCIPI FONDAMENTALI, REQUISITI PER L'UTENTE E CRITERI **6**

2.1 PRINCIPI FONDAMENTALI INPRO PER LA SICUREZZA 6
2.2 DEFINIZIONE DEL PRINCIPIO BASE INPRO BP1 (DIFESA IN PROFONDITÀ) 7
2.2.1 Requisito per l'utente UR1.1 ..... *7*
2.2.2 Requisito per l'utente UR1.2 ..... *11*
2.2.3 Requisito per l'utente UR1.3 (incidenti base di progetto) *13*
2.2.4 Requisito per l'utente UR1.4 (rilascio interno al contenimento) *19*
2.2.5 Requisito per l'tente UR1.5 (rilascio nell'ambiente) *23*
2.2.6 Requisiti per l'utente UR1.6 (indipendenza dei livelli DID) *26*
2.2.7 Requisiti Utente UR1.7 (Interfaccia uomo/macchina) *27*
2.3 DEFINIZIONE DEL PRINCIPIO BASE INPRO BP2 (SICUREZZA INTRINSECA) 29
2.3.1 Requisito per l'utente UR2.1 (minimizzazione dei rischi) *29*
2.4 DEFINIZIONE DEL PRINCIPIO DI BASE INPRO BP3 (RISCHIO DI RADIAZIONI) 33
2.4.1 Requisito per l'utente UR3.1 (dose per i lavoratori) *33*
2.4.2 Requisito per l'utente UR3.2 (dose alla popolazione) *35*
2.5 DEFINIZIONE DEL PRINCIPIO DI BASE INPRO BP4 (RD&D) 36
2.5.1 Requisito per l'utente UR4.1 (base di sicurezza) *37*
2.5.2 Requisito per l'utente UR4.2 (RD&D per la comprensione) *38*
2.5.3 Requisito per l'utente UR4.3 (impianto pilota) *42*
2.5.4 Requisito per l'utente UR4.4 (analisi di sicurezza) *43*

3 CONSIDERAZIONI CONCLUSIVE **47**

RIFERIMENTI **48**

Abbreviazioni

AL	Acceptance Limit
AM	Accident Management
AOO	Anticipated Operational Occurences
BP	Basic Principle
CR	Criterion
DBA	Design Basis Accident
DID	Defence In Depth
EP	Evaluation Parameter
HF	Human Factor
IAEA	International Atomic Energy Agency
I&C	Instrumentation & Control
IN	Indicator
INES	International Nuclear Event Scale
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
INS	Innovative Nuclear System
LB-LOCA	Large Break Loss Of Colant Accident
LOCA	Loss Of Colant Accident
PIRT	Phenomena Identification and Ranking Table
PRA	Probabilistic Risk Assessment
RD&D	Research, Development and Demonstration
RPV	Reactor Pressure Vessel
SB-LOCA	Small Break Loss Of Colant Accident
SSC	Structures, Systems and Components
UR	User Requirement

Lista delle Figure

FIGURA 1 – STRUTTURA DELLA METODOLOGIA INPRO 5
FIGURA 2 – CORRELAZIONE FRA FREQUENZA DI EVENTI E DOSE/DANNO IN NPPS E INSS. 166
FIGURA 3 – DOSE ANNUALMENTE ACCUMULATA SUL LAVORO 34
FIGURA 4 – PANORAMICA DELLE DIFFERENTI ATTIVITÀ RELATIVE AL RD&D 40

Lista delle Tabelle

TABELLA 1 – CRITERI PER UR1.1 8
TABELLA 2 – ESEMPI DI FREQUENZA DI EVENTI PER ANNO E UNITÀ IN REATTORI ESISTENTI 11
TABELLA 3 - CRITERI PER UR1.2 12
TABELLA 4 – CRITERI PER UR1.3 14
TABELLA 5 – CATEGORIE DI SISTEMI PASSIVI (X = FUNZIONE INCLUSA) 17
TABELLA 6 - NUMERO MINIMO DI BARRIERE MANTENUTO PER DIVERSI TRANSITORI O INCIDENTI 18
TABELLA 7 – CRITERI PER UR1.4 20
TABELLA 8 - FREQUENZA PER UN NUCLEO ALTAMENTE DEGRADATO PER UNITÀ E ANNO 21
TABELLA 9 – PARAMETRI SI SISTEMA RILEVANTI APPLICABILI ALMENO A REATTORI RAFFREDDATI AD ACQUA 21
TABELLA 10 – CRITERI PER UR1.5 23
TABELLA 11 - LE FREQUENZE DI FALLIMENTI DI CONTENIMENTO NEI REATTORI MODERNI 25
TABELLA 12 – CONTROMISURE E DOSI IN MSV 25
TABELLA 13 – CRITERI PER UR1.6 26
TABELLA 14 – CRITERI PER UR1.7 27
TABELLA 15 - CRITERI PER UR2.1 31
TABELLA 16 - CRITERIO PER UR3.1 34
TABELLA 17 – CRITERIO PER UR3.2 35
TABELLA 18 – CRITERI PER UR 4.1 37
TABELLA 19 – CRITERI PER UR4.2 39
TABELLA 20 – CRITERI PER UR4.3 42
TABELLA 21 – CRITERI PER UR4.4 45

1. Introduzione

La metodologia INPRO adotta un approccio olistico per valutare i sistemi nucleari innovativi riguardo a diverse aree, Rif. [1]:

- economia, Rif. [2],
- infrastrutture, Rif. [3],
- gestione dei rifiuti, Rif. [4],
- resistenza alla proliferazione, Rif. [5],
- protezione fisica, Rif. [6],
- ambiente, Rif. [7] e
- sicurezza nucleare, Rif. [8] e [9].

Il punto di partenza della metodologia sono i principi fondamentali e gli standard di sicurezza sviluppati dall'IAEA. La metodologia INPRO identifica un set di principi fondamentali, requisiti per l'utente e criteri in maniera gerarchica come base per la valutazione dei sistemi nucleari innovativi, Figura 1.

La metodologia ha lo scopo di essere utilizzata come segue:

- rimanendo all'interno di limiti di accettabilità definiti tramite indicatori, per ottenere il soddisfacimento di un criterio del sistema nucleare innovativo (INS);
- soddisfacendo un criterio si considerano soddisfatte anche le richieste dell'utente (approccio bottom-up).
- ottenere il soddisfacimento di un principio di base tramite il requisito relativo (talora più di uno).

Il presente rapporto tecnico ha lo scopo di documentare i requisiti per l'utente focalizzandosi sui criteri relativi alla sicurezza dei reattori nucleari, Rif. [8] L'utente o "user", per INPRO, è definito come un'entità che ha un interesse nell'applicazione della tecnologiua nucleare e che , quindi, ha un interesse nell'applicare il metodo INPRO.

Figura 1 – Struttura della metodologia INPRO.

2. Principi fondamentali, requisiti per l'utente e criteri

Nel settore della sicurezza per i reattori innovativi sono stati definiti una serie di principi di progettazione di base o fondamentali (BP), definiti in seguito principi di base INPRO, di requisiti per l'utente (UR) e di criteri (CR), basati su quei requisiti che molto probabilmente subiranno un variazione per adattarsi a sistemi nucleari innovativi, per riflettere i cambiamenti attesi nel futuro della tecnologia nucleare.

Si presume che, dove possibile, saranno seguiti i requisiti e le pratiche descritte negli standard di sicurezza e nelle guide da seguire disposte dall'IAEA (si veda ad esempio, Rif. [5], [10] e [11]). Questi forniscono una guida dettagliata, per esempio, per la percentuale ammissibile di rotture di barrette di combustibile e per la capacità per riprendere il funzionamento del sistema a seguito di un transitorio.

La serie INPRO di principi fondamentali (BP), requisiti per l'utente (UR) e dei criteri (CR), si prevede sarà applicabile a qualsiasi tipo di design innovativo, che deve fornire un adeguato livello di sicurezza da poter comunicare a tutte le parti interessate nel settore dell'energia nucleare ed essere da esse accettato.

Per i sistemi nucleari innovativi, si prevede che requisiti e criteri INPRO col tempo verranno formalizzati nelle "IAEA Safety Standards and Guides for innovative reactors", norme di sicurezza e linee guida per reattori innovativi dell'IAEA. D'altra parte dell'evoluzione delle metodologie INPRO potranno beneficiare le norme e le guide dell'IAEA, che eventualmente ne rifletteranno i progressi ottenuti.

2.1. Principi fondamentali INPRO per la sicurezza

INPRO ha definito quattro principi di progettazione di base per la sicurezza in rif. [2], che sono enunciati come segue.

Le installazioni di un sistema innovativo per l'energia nucleare devono:

(1) incorporare una maggiore difesa in profondità come parte fondamentale del loro approccio alla sicurezza, e garantire che i livelli di protezione siano più indipendenti gli uni dagli altri che in impianti esistenti;

(2) eccellere in sicurezza e affidabilità, dando maggior enfasi nella loro progettazione, dove possibile, alle caratteristiche intrinsecamente sicure e ai sistemi passivi, anche in questo caso come parte fondamentale del loro approccio alla sicurezza;

(3) assicurarsi che il rischio da esposizione alle radiazioni per i lavoratori, il pubblico e l'ambiente durante le fasi di costruzione, messa in funzione e smantellamento, sia paragonabile a quella di altri impianti industriali utilizzati per scopi simili.

Inoltre, lo sviluppo di un sistema innovativo per l'energia nucleare deve:

(4) includere attività relative a ricerca, sviluppo e dimostrazione (RD&D) per portare la comprensione delle caratteristiche dell'impianto e la capacità di metodi analitici utilizzati

per la valutazione del progetto e della sicurezza, almeno allo stesso livello di confidenza degli impianti esistenti.

Da queste quattro BP è derivata una serie di quattordici requisiti per gli utenti (UR), associata a sua volta a 37 criteri (CR), composti da indicatori (IN) e limiti di accettazione (AL).

Tutte le esigenze degli utenti INPRO nel campo della sicurezza devono in primo luogo essere soddisfatte dai progettisti (sviluppatori, fornitori) del INS. Il ruolo del valutatore INPRO è quello di verificare, in base alle prove fornite dal progettista, se questi ha intrapreso le necessarie misure richieste da INPRO.

Nelle sezioni seguenti sono fornite la logica e il contesto di informazioni per ogni BP e relativi UR e CR; inoltre, a livello di CR, è descritta la procedura che permette un giudizio sulle potenzialità di un INS, cioè se e a quale livello un limite di accettazione è stato raggiunto.

2.2. Definizione del principio base INPRO BP1 (difesa in profondità)

Basic Principle BP1: *Le installazioni di un sistema innovativo per l'energia nucleare devono incorporare una maggiore difesa in profondità come parte fondamentale del loro approccio alla sicurezza, e garantire che i livelli di protezione siano più indipendenti gli uni dagli altri che in impianti esistenti.*

Per compensare eventuali errori umani o guasti meccanici, questo BP richiede che una strategia di tipo *defence-in-depth* (DID) [12] deve essere attuata utilizzando diversi livelli di protezione e successive barriere fisiche per impedire il rilascio di materiale radioattivo nell'ambiente. Dovrebbero essere anche predisposti mezzi per proteggere tali barriere. Dovrebbero essere disponibili ulteriori misure di gestione di incidenti, al fine di proteggere il pubblico e l'ambiente da danni eccessivi nel caso in cui si verifichi un incidente grave.

E' importante l'ottimizzazione del bilanciamento tra i diversi livelli di difesa, e a questo scopo i sette UR riferiti a BP1 danno maggior rilevanza alla prevenzione che a misure correttive o a barriere di mitigazione.

Infatti i primi cinque UR di BP1 sono diretti verso un rafforzamento della strategia DID in modo che per i futuri reattori nucleari – anche in caso di incidenti gravi – non si rendano necessarie, al di fuori del sito dell'impianto, misure d'evacuazione. Il sesto UR affronta il problema dell'indipendenza dei livelli di DID, mentre il settimo si occupa della questione dell'interfaccia uomo-macchina.

2.2.1 Requisito per l'utente UR1.1

User Requirement UR1.1: *Le istallazioni di un INS devono essere più robuste rispetto ai progetti esistenti riguardanti il sistema e la rottura dei componenti durante il normale funzionamento.*

I mezzi principali per ottenere un aumento della robustezza sono garantire una elevata qualità di progetto, costruzione e gestione, così come delle prestazioni umane. Per progetti innovativi basati su una maggiore robustezza, deve essere ridotto il numero di casi attesi di inizio di guasti e disturbi rispetto a progetti esistenti. Questa riduzione potrebbe essere realizzata, ad esempio, mediante: l'uso di migliori materiali, l'adozione di un design semplificato per minimizzare errori e rotture, l'aumento dei margini di progetto, l'ampliamento dei margini operativi, l'incremento delle ridondanze di sistema, un minore impatto dovuto ad errati interventi umani (la macchina deve essere tollerante agli errori), controlli più efficaci ed efficienti, un continuo monitoraggio dello stato dell'impianto, ecc.

Esempi di concezione di reattore aventi una maggiore robustezza nei confronti di alcuni potenziali rischi sono i progetti con tutti i circuiti di raffreddamento all'interno del recipiente a pressione (per evitare rotture), con l'uso di metalli liquidi o sali fusi (per evitare alte pressioni di sistema), con l'impiego di non elevati eccessi di reattività (per evitare escursioni di potenza di elevate), noccioli a bassa densità di potenza (che limitino la temperatura in transitori di reattività), un ampio uso di sistemi passivi (potenzialmente di superiore affidabilità come, ad esempio, la convezione naturale), sistemi di controllo di maggiore affidabilità (per evitare deviazioni dal normale esercizio), con l'utilizzo di materiali non infiammabili (per evitare incendi), ecc.

L'uso di caratteristiche di sicurezza intrinseche è un mezzo utile per conseguire robustezza ed è stato evidenziato come un principio di base di sicurezza separato: viene identificato come BP2.

INPRO ha selezionato per UR 1.1 i criteri riportati in tabella.

Tabella 1 – Criteri per UR1.1

UR1.1 (robustness): *Installations of an INS should be more robust relative to existing designs regarding system and component failures as well as operation.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.1.1 robustness	
IN1.1.1: Robustness of design (simplicity, margins).	**AL1.1.1:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.
CR1.1.2 operation	
IN1.1.2: High quality of operation.	**AL1.1.2:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.
CR1.1.3 inspection	
IN1.1.3: Capability to inspect.	**AL1.1.3:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.
CR1.1.4 failures and disturbances	
IN1.1.4: Expected frequency of failures and disturbances.	**AL1.1.4:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.

Criterio C1.1.1 (robustezza)

Indicator IN1.1.1: *Robustezza di progetto (semplicità, margini).*

Acceptance Limit AL1.1.1: *Limiti di accettabilità superiori rispetto ai progetti esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

Una lista di parametri di valutazione, denominati EP (*evaluation parameters*), per questo criterio sono riportati di seguito:

EP1.1.1.1: *Margini di progetto.*
EP1.1.1.2: *Semplicità di design.*
EP1.1.1.3: *Qualità di lavorazione e costruzione.*
EP1.1.1.4: *Qualità dei materiali.*
EP1.1.1.5: *Ridondanza di sistema.*

Come detto l'uso di caratteristiche di sicurezza intrinseche, ulteriore mezzo per raggiungere maggiore robustezza, è descritto separatamente come principio di base BP2.

Criterio C1.1.2 (funzionamento)

Indicator IN1.1.2: *Alta qualità di funzionamento.*

Acceptance Limit AL1.1.2: *Limiti di accettazione superiori rispetto ai progetti esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

Una lista di parametri di valutazione EP per questo criterio sono riportati di seguito:

EP1.1.2.1: *Margini di funzionamento.*
EP1.1.2.2: *Affidabilità dei sistemi di controllo.*
EP1.1.2.3: *Impatto di interventi umani errati.*
EP1.1.2.4: *Qualità della documentazione.*
EP1.1.2.5: *Qualità della formazione.*
EP1.1.2.6: *Organizzazione dell'impianto.*
EP1.1.2.7: *Disponibilità / capacità dell'impianto.*
EP1.1.2.8: *Utilizzo dell'esperienza operativa.*

Il limite di accettazione AL1.1.2 (qualità di funzionamento di INS superiore a progetti esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi) di CR1.1.2 è soddisfatto se è al valutatore ISNRO è provato che la valutazione dei parametri sopra definiti fornisce risposte positive, e conferma che il design dell'INS mostra:

- margini sufficienti di funzionamento, che garantiscono che le variabili chiave di sistema, rilevanti per la sicurezza, non superano i limiti accettabili per il funzionamento in modo continuo;
- un ridotto impatto delle azioni umane errate dovuto a *"forgiving" design*;
- l'utilizzo di sistemi di controllo avanzati;
- l'esistenza di un'organizzazione gestionale chiara con responsabilità definite, sufficiente documentazione tecnica, compresi manuali, e adeguate istruzioni circa le disposizioni;
- condivisione di esperienza operativa e uso di essa nella progettazione; e infine
- un numero di incidenti con la necessità di segnalazioni di eventi (INES) ridotto al minimo.

Criterio CR1.1.3 (ispezione)

Indicator IN1.1.3: *Possibilità di ispezionare.*

Acceptance Limit AL1.1.2: *Limite di accettazione superiore a progetti già esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

"Possibilità di ispezionare" significa che la progettazione del sistema dovrebbe permettere più efficienti e intelligenti ispezioni, senza richiedere più controlli, cioè il programma di controllo dovrebbe essere basato su una solida conoscenza dei meccanismi di guasto, in modo che ogni sezione sia ispezionata a intervalli di tempo corretti. E' noto che nei primi stadi di funzionamento di un INS, prima che le basi tecnologiche e d'esperienza siano completamente stabilita, potrebbe essere necessario predisporre maggiori controlli.

Controlli del caso sono molto importanti per mantenere e migliorare il livello di sicurezza (Rif. [13]). Perché i metodi di ispezione e la loro precisione sono in continuo miglioramento, i limiti di accettabilità sono per lo più "lo stato dell'arte".

Il limite di accettazione AL1.1.3 (capacità di ispezionare l'INS superiore a progetti esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi) di CR1.1.3 è soddisfatta se al valutatore INPRO è confermato che:

- controlli più efficaci ed efficienti sono (saranno) eseguita in INS rispetto a progetti esistenti, perché è stata raggiunta la conoscenza necessaria;
- è stato stabilito un programma di controllo appropriato, e
- è stato dimostrato che le caratteristiche costruttive sono adatte per facilitare lo svolgimento delle ispezioni.

Criterio CR1.1.4 (guasti e disturbi)

Indicator IN1.1.4: *Frequenza attesa di guasti e disturbi.*

Acceptance Limit AL1.1.4: *Limite di accettazione superiore a progetti già esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

Per progetti innovativi le frequenze attese di eventi di inizio di guasti e disturbi dovrebbero essere ridotte, rispetto a progetti già esistenti. Tale riduzione potrebbe essere ottenuta tramite un aumento della robustezza.

La Tabella 2 riporta esempi di frequenza di eventi per anno e unità in reattori esistenti.

Tabella 2 – Esempi di frequenza di eventi per anno e unità in reattori esistenti

	Reactor-Type	
Event	**PWR[28]**	**BWR[29]**
Loss of heat sink	0,36	0.5
Loss of feed water supply	0,15	0.2
Breaks in reactor coolant pipe > 200 cm^2	$< 10^{-7}$	$< 10^{-7}$ (In feed-water line)
Breaks in reactor coolant pipe 80-200 cm^2	$9{,}0\ 10^{-5}$	$9{,}0\ 10^{-5}$
Breaks in reactor coolant pipe 2-12 cm^2	$2{,}8\ 10^{-3}$	
ATWS during loss of main feed water	$4{,}7\ 10^{-6}$	
ATWS during loss of main heat sink		$1{,}0\ 10^{-6}$

Il limite di accettazione AL1.1.4 (frequenze attese di guasti e disturbi di INS superiori ai modelli esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi) di CR1.1.4 è soddisfatta, se sono a disposizione del valutatore INPRO prove di un minor numero di guasti o disturbi per anno e unità rispetto ai progetti esistenti previsti per l'INS.

2.2.2 Requisito per l'utente UR1.2

User RequirementbUR1.2: *Le installazioni di un INS dovrebbe rilevare e intercettare le deviazioni dalle normali condizioni di funzionamento al fine di prevenire che gli eventi operativi previsti AOO si trasformino in condizioni incidentali.*

Nella progettazione di un INS, dovrebbe essere data priorità a sistemi di controllo avanzati, e al miglioramento dell'affidabilità dei sistemi al fine di ridurre la necessità di costose apparecchiature aggiuntive a causa di ridondanza e di requisiti di diversità. Sarà importante l'ottimizzazione di una combinazione di sistemi attivi e passivi. In un più lungo termine, la priorità dovrebbe essere data a caratteristiche intrinseche di limitazione (dette "proprietà di auto controllo") e a robusti e semplici (forse passivi) sistemi avanzati di controllo e di monitoraggio.

La principale funzione del sistema di strumentazione e controllo (I&C) è quello di rilevare eventi operativi previsti (AOO, acronimo di *anticipated operational occurrences*), e di consentire un rapido ritorno dell'impianto a condizioni di normale funzionamento, preferibilmente senza conseguenze, ad esempio senza la necessità di ispezioni o segnalazioni. In progetti innovativi di reattori le caratteristiche intrinseche e / o i sistemi (o i componenti) passivi potrebbe assistere o anche parzialmente sostituire alcune funzionalità del sistema di strumentazione e controllo I&C.

L'insieme di funzioni di sicurezza I&C che devono essere fornite per una centrale nucleare può essere descritto da due punti di vista:

- dal punto di vista basato sull'evento, mostrando come la sicurezza I&C richieda azioni protettive come risposta a eventi iniziali postulati, e

- dal punto di vista basato sull'obiettivo di sicurezza, mostrando come le funzioni di sicurezza sono osservate per raggiungere questi obiettivi (Rif. [14]).

Il sistema I&C processa i dati delle misurazioni provenienti da strumentazioni diverse: la strumentazioni di processo convenzionale, la strumentazione interna ed esterna al nocciolo, la posizione delle barre e la misura del livello d'acqua nel vessel, il monitoraggio di parti allentate e vibrazioni, il monitoraggio di radiazioni, la strumentazione d'incidente, la misura di rilevamento di idrogeno e la strumentazione del boro. Questa apparecchiatura contiene canali di strumenti di diversa importanza per la sicurezza.

INPRO ha selezionato per il requisito dell'utente UR1.2 i criteri in tabella.

Tabella 3 - Criteri per UR1.2

UR1.2 (detection and interception): *Installations of an INS should detect and intercept deviations from normal operational states in order to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.2.1 I&C and inherent characteristics	
IN1.2.1: Capability of instrumentation and control system and/or inherent characteristics to detect and intercept and/or compensate deviations from normal operational states.	**AL1.2.1:** Key system variables relevant to safety do not exceed limits acceptable for continued operation.
CR1.2.2[20] grace period	
IN1.2.2: Grace period until human actions are required.	**AL1.2.2:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.
CR1.2.3 inertia	
IN1.2.3: Inertia to cope with transients.	**AL1.2.3:** Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.

Criterio CR1.2.1 (I&C e caratteristiche intrinseche)

Indicator IN1.2.1: *Capacità del sistema di strumentazione e controllo (I&C) e/o caratteristiche intrinseche per individuare e intercettare e/o compensare le deviazioni dagli stati di normale funzionamento.*

Acceptance limit AL1.2.1: *Le variabili di sistema chiave rilevanti per la sicurezza (ad esempio, portata, pressione, temperatura, livelli di radiazione) non devono superare i limiti accettabili per il funzionamento continuo (nessuna necessità di segnalazione dell'evento).*

INPRO ha definito i parametri di valutazione (EP) per CR1.2.1:

EP1.2.1.1: *Monitoraggio continuo dello stato dell'impianto.*
EP1.2.1.2: *Analisi dinamica dell'impianto.*

Il limite di accettazione AL1.2.1 (in caso di AOO, le variabili di sistema chiave rilevanti per la sicurezza non devono superare i limiti accettabili per il funzionamento continuo) è

soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che l'accertamento di entrambi gli EP di cui sopra dia risultati positivi.

Criterio CR1.2.2 ("periodo di grazia")

Indicator IN1.2.2: "*Periodo di grazia", ovvero periodo di tempo dal guasto dopo il quale un intervento umano si rende necessario.*

Acceptance limit AL1.2.2: *Limite d'accettazione superiore a progetti già esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

Il "periodo di grazia" per il normale funzionamento è definito come il tempo a disposizione, in caso di guasto o all'inizio di funzionamento anomalo, prima che diventi necessario l'intervento di un operatore. L'appropriato valore di questo "periodo di grazia" potrebbe dipendere dal tipo di impianto nucleare, dalla facilità di diagnosi del guasto, e dalla complessità dell'azione umana da intraprendere; guasti semplici richiedono un minore "periodo di grazia" dovuto a azioni correttive semplici.

Il limite di accettazione AL1.2.2 è soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che dal progetto dell'impianto è assicurato un "periodo di grazia" di almeno 30 minuti.

Criterio CR1.2.3 (inerzia)

Indicator IN1.2.3: *Inerzia per far fronte transitori.*

Acceptance limit AL1.2.3: *Limite d'accettazione superiore a progetti già esistenti in almeno alcuni degli aspetti discussi nel testo.*

Per "inerzia" si intende la capacità di un sistema di reattore nucleare di far fronte anticipatamente ad eventi operativi; l'obiettivo principale è quello di evitare conseguenze che potrebbero ritardare un riavvio e un ritorno al funzionamento normale.

Il limite di accettazione AL1.2.2 (inerzia superiore a progetti già esistenti) di CR1.2.2 è soddisfatto se sono a disposizione del valutatore INPRO prove che nell'INS l'inerzia è maggiore rispetto a progetti esistenti.

2.2.3 Requisito per l'utente UR1.3 (incidenti base di progetto)

User Requirement UR1.3: *La frequenza di accadimento degli incidenti deve essere ridotto, coerentemente con gli obiettivi di sicurezza generale. Se avviene un incidente, le caratteristiche di sicurezza progettate dovrebbero essere in grado di ripristinare un'installazione di un INS ad uno stato controllato, e successivamente (se del caso) ad un sicuro stato di arresto, e di garantire il confinamento del materiale radioattivo. Il ricorso a un intervento umano dovrebbe essere minimo, e deve essere richiesto dopo un determinato periodo di grazia.*

Il termine "frequenza" utilizzato in UR1.3 prende il significato di numero calcolato di eventi per anni reattore con metodi probabilistici (PRA). La frase "se si verifica un incidente"

deve essere interpretata nel senso che, se anche la probabilità di verificarsi di un incidente specifico è estremamente bassa, l'impianto deve essere progettato per farvi fronte.

Il termine "stato controllato" utilizzata nel UR1.3 è caratterizzato da una situazione in cui i dispositivi di sicurezza progettati sono in grado di compensare la perdita di funzionalità derivante dall'incidente. Dovrebbe essere usata una combinazione ottimizzata di caratteristiche di sicurezza di progetto attive e passive. Per un INS potrebbe essere possibile che le caratteristiche di design passivo potrebbero raccogliere quasi tutte le funzioni fondamentali di sicurezza. Per un reattore nucleare di queste caratteristiche potrebbe includere: arresto passivo, sistemi passivi di smaltimento di calore latente, e sistemi di iniezione di liquido refrigerante operanti in modo passivo.

INPRO ha definito per UR1.3 i criteri esposti in tabella.

Tabella 4 – Criteri per UR1.3

UR1.3 (Design basis accidents): *The frequency of occurrence of accidents should be reduced, consistent with the overall safety objectives. If an accident occurs, engineered safety features should be able to restore an installation of an INS to a controlled state, and subsequently (where relevant) to a safe shutdown state, and ensure the confinement of radioactive material. Reliance on human intervention should be minimal, and should only be required after some grace period.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.3.1 frequency of DBA	
IN1.3.1: Calculated frequency of occurrence of design basis accidents.	**AL1.3.1:** Reduced frequency of accidents that can cause plant damage relative to existing facilities.
CR1.3.2 grace period	
IN1.3.2: Grace period until human intervention is necessary.	**AL1.3.2**: Increased relative to existing facilities.
CR1.3.3 safety features	
IN1.3.3: Reliability of engineered safety features.	**AL1.3.3**: Equal or superior to existing designs.
CR1.3.4 barriers	
IN1.3.4: Number of confinement barriers maintained.	**AL1.3.4**: At least one.
CR1.3.5 controlled state	
IN1.3.5: Capability of the engineered safety features to restore the INS to a controlled state (without operator actions).	**AL1.3.5:** Sufficient to reach a controlled state.
CR1.3.6 sub criticality	
IN1.3.6: sub criticality margins.	**AL1.3.6:** Sufficient to cover uncertainties and to allow adequate grace period.

Criterio CR1.3.1 (frequenza di DBA)

Indicator IN1.3.1: *Frequenza calcolata del verificarsi di incidenti base di progetto.*

Acceptance Limit AL1.3.1: *Ridotta frequenza di incidenti rispetto alle installazioni esistenti che possono causare danni all'impianto.*

Per la progettazione di sistemi di sicurezza è stato definito un numero limitato di cosiddetti incidenti base di progetto (*Design Basis Accident* o DBA). La selezione delle sequenze di incidente si basa su diverse esperienze operative e su valutazioni analitiche. Per gli attuali reattori raffreddati ad acqua, i DBA spaziano da transitori di funzionamento senza perdita di liquido di raffreddamento fino a rotture di tipo LOCA di medie e grandi dimensioni.

Come accennato in precedenza la frequenza di occorrenza di DBA deve essere determinata tramite analisi probabilistica del rischio (PRA). Dall'esperienza operativa (più di diecimila anni reattore di funzionamento) e dalla valutazione analitica (PSA, vedi anche criterio CR4.4.1), la correlazione tra la frequenza di accadimento e le diverse conseguenze (ad esempio, danno o dose) è tale che la gravità delle conseguenze aumenta per frequenza di evento decrescente (Figura 2). Si noti che rotture di tipo LOCA di medie e grandi dimensioni non si sono verificate fino ad oggi in reattori esistenti.

Come esempio di desiderabili frequenze F di accadimento di DBA per reattori ad acqua leggera, INPRO ha definito per una rottura tipo SB-LOCA un valore di F_{SB}:

$F_{SB} < 10^{-2}$ per unità-anno,

e per un LB-LOCA di grandi dimensioni:

$F_{LB} < 10^{-4}$ per unità-anno.

Le frequenze F_{SB} e F_{LB} sopra definite potrebbero essere usate come limiti di accettazione INPRO per DBA specifici di reattori ad acqua leggera.

Poiché oltre all'esperienza operativa sono richieste valutazioni analitiche, devono essere utilizzati codici di calcolo validati con modelli "best-estimate" e la simulazione dettagliata degli impianti.

Frequenze più basse del eventi incidentali in INS possono essere raggiunte con un aumento di robustezza (vedi UR1.1) e da tecniche migliorate nel campo di I & C (vedi UR1.2).

La correlazione tra la probabilità di occorrenza (cioè la frequenza calcolata) e la dose o danno a un individuo o alla popolazione è schematicamente mostrato in Figura 2. Essa illustra tre questioni:

- più alto è il danno minore è la frequenza;
- la frequenza dei transitori o incidenti in INS deve essere inferiore a quella degli attuali modelli; e
- rilasci che richiedono l'evacuazione o il trasferimento deve essere impedito in INS per tutte gli scopi pratici.

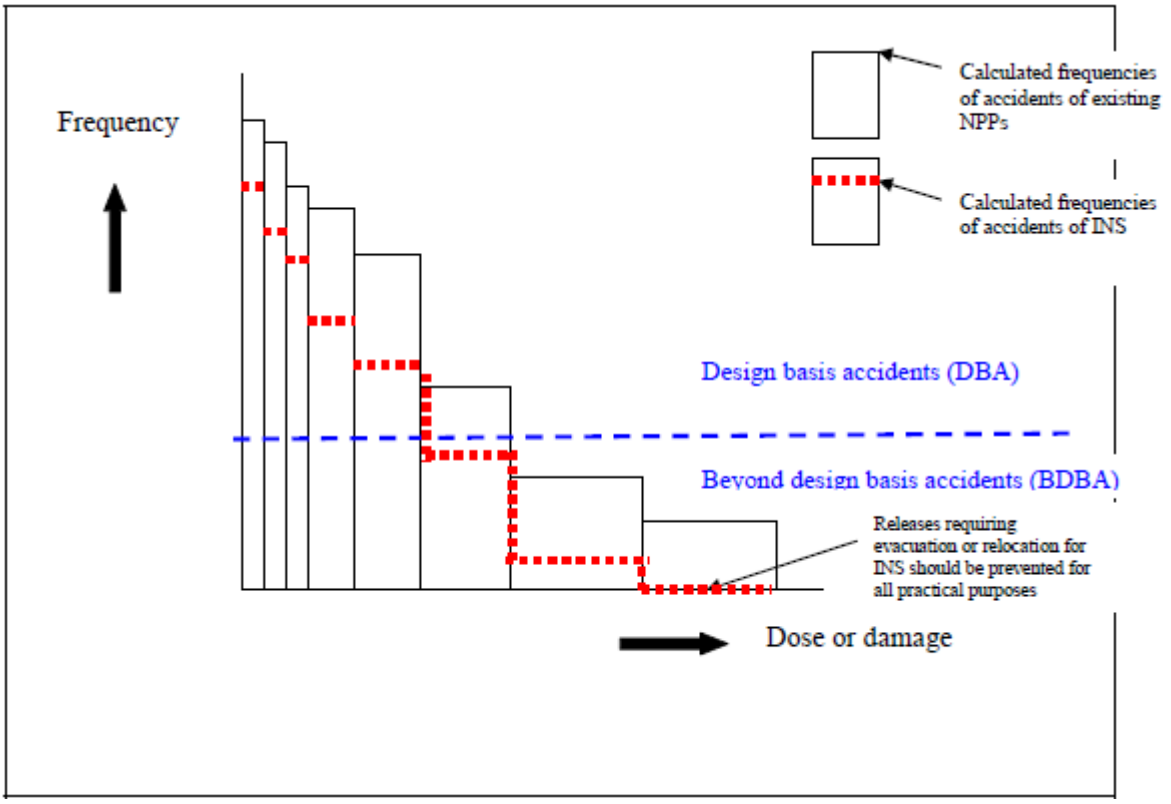


Figura 2 – Correlazione fra frequenza di eventi e dose/danno in NPPs e INSs.

Il limite di accettazione AL1.3.1 (ridotta frequenza di incidenti che possono causare danni impianto rispetto alle strutture esistenti) di CR1.3.1 è soddisfatto se le prove a disposizione del valutatore INPRO mostrano che l'INS ha frequenze più basse degli incidenti rispetto alle analoghe di impianti esistenti. Per un INS, questi valori di frequenza, così come le conseguenze degli incidenti, implicano valori di incertezza più grandi di quelli per i reattori esistenti.

Criterio CR1.3.2 (periodo di grazia)

Indicator IN1.3.2: *Periodo di tempo dopo il quale l'intervento umano diventa necessario.*

Acceptance Limit AL1.3.2: *Aumento rispetto alle strutture esistenti.*

L'indicatore "periodo di grazia" ricalca lo stesso concetto introdotto in precedenza per il controllo di funzionamento anomalo (vedi CR1.2.2). Per DBA richiede che le azioni dei sistemi di sicurezza automatici e/o passivi forniscano un periodo di grazia per l'operatore.

Poiché il controllo del DBA ha una importanza molto elevata, il periodo di grazia per gli operatori in questo livello di defence-in-depht dovrebbe essere più lungo per eventi anormali.

Il limite di accettazione AL1.3.2 (periodo di tolleranza maggiore rispetto alle strutture esistenti) di CR1.3.2 è soddisfatto se al valutatore INPRO viene provato che l'INS, in caso di DBA, ha un periodo di grazia di almeno 8 ore.

Criterio CR1.3.3 (caratteristiche di sicurezza)

Indicator IN1.3.3: *Affidabilità dei dispositivi di sicurezza progettati.*

Acceptance Limit AL1.3.3: *Pari o superiore a progetti esistenti.*

Una maggiore "affidabilità dei dispositivi di sicurezza progettati" può essere ottenuta mediante l'inserimento di sistemi passivi nella progettazione di INS, sebbene anche altri metodi possano risultare efficaci.

I sistemi con componenti passivi sono molto spesso più affidabili a causa della mancanza (o di un ridotto numero) di componenti attivi; inoltre non sono necessarie azioni umane, e nessun errore umano può accadere. IAEA ha definito quattro categorie di sistemi passivi, Rif. [15], come indicato nella tabella seguente.

Tabella 5 – Categorie di sistemi passivi (X = funzione inclusa)

Needed function	Category			
	A	B	C	D
I&C Signal.	-	-	-	X
External power source or forces.	-	-	-	Batteries or compressed fluids or gravity driven injections.
Moving mechanical parts.	-	-	X	(X)
Moving working fluids.	-	X	(X)	(X)
Examples	*Fuel cladding, pressure boundary.*	*Cooling system based on natural circulation.*	*Accumulators, filtered venting activated by rupture discs.*	*Emergency core cooling, based on gravity driven fluids and activated by battery-powered valves.*

Per esempio, la categoria A è caratterizzata da:

- nessun segnale di I&C;
- nessuna fonte di alimentazione esterna;
- assenza di parti meccaniche in movimento, e
- nessun movimento fluido di lavoro.

Esempi tipici di categoria A sono le barriere fisiche contro il rilascio di prodotti di fissione, come il rivestimento del combustibile e il confine in pressione del sistema.

Il limite di accettazione AL1.3.3 (affidabilità sufficiente di dispositivi di sicurezza progettati) di CR1.3.3 è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che l'INS, in caso di un DBA, mostra uguale o maggiore affidabilità rispetto ai modelli esistenti.

Criterio CR1.3.4 (barriere)

Indicator IN1.3.4: *Numero mantenuto di barriere di confinamento.*

Acceptance limit AL1.3.2: *Almeno una.*

L'indicatore "numero di barriere mantenuto" e il corrispondente limite di accettazione "almeno uno" indicano che la progettazione di dispositivi di sicurezza progettati dovrebbe deterministicamente prevedere la costante integrità almeno di una barriera (in cui resta confinato il materiale radioattivo) dopo ogni incidente base di progetto. In alternativa, la probabilità di perdere tutte le barriere potrebbe essere utilizzato come indicatore INPRO, con un valore sufficientemente basso come limite di accettazione.

La strategia per il DID è duplice: da un lato, per prevenire incidenti, e dall'altro, se la prevenzione fallisce, a limitarne le potenziali conseguenze e prevenire l'evoluzione verso condizioni più gravi. Nel caso di misure preventive non efficaci, misure di mitigazione, in particolare, un contenimento/confinamento ben progettato, possono fornire la protezione necessaria finale per la popolazione e per l'ambiente.

A titolo di esempio la seguente tabella mostra il numero minimo di barriere mantenuto per
diversi transitori o incidenti in reattori raffreddati ad acqua.

Tabella 6 - Numero minimo di barriere mantenuto per diversi transitori o incidenti

Transient or accident	Minimum number of barriers maintained	Examples of barriers
Without loss-of-coolant inside containment.	At least two.	Intact coolant pressure boundary; Intact containment; Depending on the severity of the accident the fuel rods may remain intact.
With loss-of-coolant inside containment.	At least one.	Intact containment; Depending on the severity of the accident the fuel rods may remain intact.
With loss-of-coolant outside containment.	At least two.	Intact containment and isolation valves in the broken pipe and/or confinement of the leakage; Intact coolant pressure boundary; Depending on the severity of the accident the fuel rods may remain intact.

In ogni caso, il limite di accettazione AL1.3.4 (almenbo una barriera dopo un DBA) di CR1.3.4 è soddisfatta se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che conferma, in modo deterministico, che almeno una barriera impedisca il rilascio di prodotti di fissione nell'ambiente, o, probabilisticamente, una bassissima probabilità di fallimento di tutte le barriere in un INS.

Criterio CR1.3.5 (stato controllato)

Indicator IN1.3.5: *Capacità di caratteristiche di sicurezza progettati per ripristinare l'INS ad un stato controllato (senza azioni dell'operatore).*

Acceptance limit AL1.3.5: *Sufficiente per raggiungere uno stato controllato.*

Il termine "stato controllato" è caratterizzato da una situazione in cui le caratteristiche di sicurezza progettate sono in grado di compensare la perdita di funzionalità derivante dall'incidente. Il reattore deve essere portato in un stato di spegnimento sicuro almeno entro il periodo di grazia progettato con la certezza che esista un sufficiente raffreddamento del nocciolo. A questo scopo dovrebbe essere usata una combinazione ottimale di caratteristiche di sicurezza di progetto attive e passive.

Il limite di accettazione AL1.3.5 (sufficiente capacità dei dispositivi di sicurezza progettati) di CR1.3.5 è soddisfatto se è data prova al valutatore INPRO che le caratteristiche di sicurezza progettate in un INS sono sufficienti per raggiungere uno stato controllato dopo un DBA sulla base di azioni automatiche entro un periodo di grazia di almeno 8 ore. Sistemi di sicurezza passiva possono essere altrettanto capaci e dovrebbero avere la priorità.

Criterio CR1.3.6 (sotto-criticità)

Indicator IN1.3.6: *Margini di sotto-criticità.*

Acceptance limit AL1.3.6: *Sufficiente a coprire le incertezze e per consentire un adeguato periodo di grazia.*

L'indicatore si applica (dopo un incidente), sia per i reattori nucleari, che ad un impianto del ciclo del combustibile, e deve essere interpretato come la necessità di prevenire l'accumulo di materiali fissili o di geometrie critiche.

La reattività è un'espressione della percentuale di eccesso di popolazione di neutroni nel nocciolo. La sua grandezza e il suo comportamento in funzione del tempo dipendono principalmente dalla composizione del combustibile (arricchimento, burn-up), dalla distribuzione del combustibile all'interno del nocciolo e dalla sua temperatura, dalle proprietà fisiche dei neutroni, del refrigerante (temperatura, grado di vuoto), dalle posizioni e dalle altezze di inserzione delle barre di controllo (se esistenti), e infine dal grado dei veleni bruciabili supplementari (se usati).

Il limite di accettazione AL1.3.6 (sufficiente margine di sub-criticità) di CR1.3.6 è soddisfatta se al valutatore INPRO è confermato come minimo margine di reattività di arresto il valore generalmente accettato di 1% Δk/k, che includa un valutazione delle incertezze e di un peggior singolo guasto nel sistema di spegnimento.

2.2.4 Requisito per l'utente UR1.4 (rilascio interno al contenimento)

User Requirement UR1.4: *La frequenza di un importante rilascio di radioattività nel contenimento / confinamento dell'INS a causa di eventi interni deve essere ridotta. Se si verifica un rilascio, le conseguenze dovrebbero essere attenuate.*

Per reattori innovativi progettati dovrebbe essere aumentata l'affidabilità dei sistemi di controllo in complesse sequenze d'incidente, inclusi strumentazione, controlli e strumenti diagnostici. In questo modo la frequenza di un importante rilascio di radioattività nel contenimento potrebbe essere ridotta.

INPRO selezionato i criteri per il requisito per l'utente UR1.4 indicati in tabella.

Tabella 7 – Criteri per UR1.4

UR1.4 (Release into the containment): *The frequency of a major release of radioactivity into the containment / confinement of an INS due to internal events should be reduced. Should a release occur, the consequences should be mitigated.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.4.1 major release into containment	
IN1.4.1: Calculated frequency of major release of radioactive materials into the containment / confinement.	**AL1.4.1:** At least an order of magnitude less than existing designs; even lower for installations at urban sites.
CR1.4.2 processes	
IN1.4.2: Natural or engineered processes sufficient for controlling relevant system parameters and activity levels in containment/confinement.	**AL1.4.2**: Existence of such processes.
CR1.4.3 accident management	
IN1.4.3: In-plant severe accident management.	**AL1.4.3**: Procedures, equipment and training sufficient to prevent large release outside containment / confinement and regain control of the facility.

Criterio CR1.4.1 (rilascio importante nel contenimento)

Indicator IN1.4.1: *Frequenza calcolata di rilascio importante di materiali radioattivi nel contenimento/confinamento.*

Acceptance limit AL1.4.1: *Almeno un ordine di grandezza inferiore rispetto ai modelli esistenti, anche inferiore per installazioni in siti urbani.*

Per ridurre le emissioni di prodotti di fissione dal vessel RPV possono essere installate contromisure appropriate in progetti di reattori innovativi.

Inoltre durante l'arresto, un nocciolo altamente degradato può essere dovuto a guasti dei sistemi di sicurezza.

Nella tabella seguente sono riportati alcuni esempi per diversi progetti di reattori moderni (reattore ACR avanzato tipo CANDU, Rif. [16] e [17]; EPR [18]; AP1000 [19], SWR1000 [20]).

Tabella 8 - Frequenza per un nucleo altamente degradato per unità e anno

Type of reactor	Frequency of core damage per year
ACR [37] [38]	
- Shut down	$7.8\ 10^{-9}$
- Power operation	$3.4\ 10^{-7}$
EPR (power operation plus shutdown) [56]	
- Internal events	$6.0\ 10^{-7}$
- Internal and external events.	$2.0\ 10^{-6}$
AP1000 [57]	
- Internal events at power operation	$3.0\ 10^{-7}$
SWR1000 [50] (with AM measures)	
- Shut down	$4.1\ 10^{-8}$
- Power operation	$4.3\ 10^{-8}$

Il limite di accettazione AL1.4.1 è soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che le frequenze calcolate di un nucleo altamente degradato in un INS sono ben al di sotto del valore raccomandato dall'IAEA di 10^{-5} per anno e unità [12], tenendo conto delle incertezze.

Criterio CR1.4.2 (processi)

Indicator IN1.4.2: *I processi naturali o progettati siano sufficienti per il controllo dei parametri rilevanti del sistema e dei livelli di attività nel contenimento / confinamento.*

Acceptance limit AL1.4.2: *Esistenza di tali processi.*

Rilasci nel contenimento possono essere controllati o mitigati da, ad esempio, sistemi a spruzzo, in modo da ridurre la possibilità di un rilascio di grandi dimensioni al di fuori di contenimento.

Nella tabella seguente sono presentate a titolo d'esempio alcune misure per raggiungere questi obiettivi per i reattori raffreddati ad acqua.

Tabella 9 – Parametri si sistema rilevanti applicabili almeno a reattori raffreddati ad acqua

System Parameter	Processes	Explanations
Water level inside RPV.	Restoration of water injection. Water injection from sources outside containment (AM).	The core melt might be stopped. (as occurred in the TMI 2 accident).
Water level in the containment.	Restoration of water injection. Water injection from sources outside containment (AM).	The reactor pressure vessel could be cooled from the outside; the melt progression might be stopped.
Activity level in containment.	Scrubbing of fission products in water pools (potential in some reactors designs). Scrubbing of fission products by sprays (AM). Outside or inside cooling of containments. Containment internal filters or cleaning systems.	Scrubbing is a very effective method to reduce the activity level in the containment atmosphere. Another measure is condensation of steam on cooled structures. Containment internal filters will reduce the activity level.
Containment pressure.	Venting to the environment via filter after about 1 week (in case of no leakages) or earlier in case of leakages; a hydrogen re-combiner should be installed in case the containment is not inerted.	Outside or inside cooling of containments will limit the pressure. Venting should be delayed for pressures below the design pressure and as long as no major release of radioactive material into the environment occurs.

Il limite di accettazione AL1.4.2 è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che tali meccanismi e sistemi (processi) sono inclusi nel progetto dell'INS.

Criterio CR1.4.3 (gestione incindeti)

Indicator IN1.4.3: *Gestione in-plant degli incidenti gravi.*

Acceptance limit AL1.4.3: *Procedure, attrezzature e formazione sufficiente per evitare grandi rilascio al di fuori del contenimento/confinamento e per riprendere il controllo della struttura.*

Le misure per la gestione *in-plant* degli incidenti gravi (AM, *Accident Management*) danno agli operatori gli strumenti per evitare un ulteriore rilascio nel contenimento/confinamento e/o per ridurre la concentrazione di radionuclidi già presenti.

Il limite di accettazione AL1.4.3 è soddisfatto se al valutatore INPRO è dimostrato che le procedure, le attrezzature e la formazione a disposizione sono sufficienti per prevenire grandi emissioni nell'ambiente e per riprendere il controllo della struttura.

2.2.5 Requisito per l'tente UR1.5 (rilascio nell'ambiente)

User Requirement UR1.5: U*n importante rilascio di radioattività da una installazione INS dovrebbe essere impedito a tutti gli effetti, in modo che le installazioni INS non abbiano bisogno di misure di trasferimento o di evacuazione al di fuori del sito dell'impianto, oltre a quelle misure di emergenza generica sviluppate per ogni impianto industriale utilizzato per scopi simili.*

Il requisito UR1.5 affronta la questione che, se l'energia nucleare svolgerà un ruolo importante in futuro, ci saranno molti più impianti, e si dovrà essere in grado di trovarne facilmente un sito. Alcuni paesi hanno la fortuna di avere molti grandi siti remoti, ma molti no; perciò la sicurezza di un impianto innovativo non dovrebbe basarsi pesantemente sulla distanza dalla popolazione.

Le caratteristiche di sicurezza di progetto dei reattori innovativi e degli impianti del ciclo del combustibile dovrebbero essere in grado di controllare scenari di incidenti gravi (superiori a quelli base di progetto) e mitigare le loro conseguenze, in modo da prevenire la rottura del contenimento. Controllo e mitigazione devono affrontare tutte le minacce (interne ed esterna).

Così un design innovativo deve dimostrare che:

- la probabilità di un rilascio di grandi dimensioni è così piccolo che misure di emergenza off-site, mentre possono ridurre le possibili conseguenze, non portano ad una significativa riduzione del rischio; o
- un rilascio di grandi dimensioni potrebbe essere escluso dal progetto per tutti gli scopi pratici, ad esempio, attraverso l'uso di caratteristiche intrinseche di sicurezza.

Di conseguenza, un INS non dovrebbe avere bisogno di un piano di emergenza off -site, che è di natura diversa dal piano previsto per qualsiasi impianto industriale utilizzato per uno scopo simile.

Nella tabella seguente sono elencati i criteri selezionati da INPRO per UR1.5.

Tabella 10 – Criteri per UR1.5

UR1.5 (Release to the environment): *A major release of radioactivity from an installation of an INS should be prevented for all practical purposes, so that INS installations would not need relocation or evacuation measures outside the plant site, apart from those generic emergency measures developed for any industrial facility used for similar purpose.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.5.1 major release to environment	
IN1.5.1: Calculated frequency of a major release of radioactive materials to the environment.	**AL1.5.1:** Calculated frequency $<10^{-6}$ per unit-year, or practically excluded by design.
CR1.5.2 consequences	
IN1.5.2: Calculated consequences of releases (e.g., dose).	**AL1.5.2:** Consequences sufficiently low to avoid necessity for evacuation. Appropriate off-site mitigation measures (e.g., temporary food restrictions) are available.
CR1.5.3 risk	
IN1.5.3: Calculated individual and collective risk.	**AL1.5 3:** Comparable to facilities used for a similar purpose[24].

Gli incidenti di TMI-2 (senza importanti rilasci di prodotti radioattivi nell'ambiente) e di Chernobyl (con un rilascio rilevante di prodotti radioattivi nell'ambiente) hanno sensibilizzato il pubblico in merito al rilascio di elementi radioattivi nell'ambiente.

Pertanto, è generalmente accettato che, per qualsiasi incidente previsto in un INS, anche con un elevato degrado del nocciolo, non dovrebbe essere necessario predisporre alcun piano straordinario di emergenza off-site.

Criterio CR1.5.1 (importante rilascio nell'ambiente)

Indicator IN1.5.1: *Frequenza calcolata di un rilascio importante di materiali radioattivi nell'ambiente.*

Acceptance limit AL1.5.1: *Frequenza calcolata $<10^{-6}$ per unità-anno, o praticamente esclusi di progetto.*

Per progetti innovativi i rilasci radioattivi nell'ambiente calcolati devono essere così bassi che non c'è necessità di misure di evacuazione o trasferimento al di fuori del sito dell'impianto; tuttavia i piani per tali misure devono essere forniti per ottenere o aumentare l'accettazione da parte della popolazione per la collocazione di impianti nucleari.

I contenimenti di reattori esistenti (cioè in funzionamento alla fine del 2004) non sono stati originariamente progettati per far fronte ai carichi derivanti dal nocciolo fuso. Tuttavia anche un numero ridotto di sequenze con un nocciolo altamente degradato può provocare un rilascio importante di prodotti di fissione nell'ambiente, ad esempio, la rottura del liner, rotture per sovrapressione, interazione nocciolo/calcestruzzo, e esplosione di idrogeno.

La seguente tabella riporta alcuni risultati delle frequenze calcolate di rottura del contenimento per tipi di reattori moderni.

Tabella 11 - Le frequenze di fallimenti di contenimento nei reattori moderni

Plant	Frequency/yr of sum of containment failure modes
EPR - early containment failure - late containment failure	 $4.0\ 10^{-8}$ $6.0\ 10^{-8}$
AP1000	$2.0\ 10^{-8}$

E' evidente dalla tabella che gli esempi di reattori moderni sopra indicati soddisfano il requisito INPRO di evitare la necessità di evacuazione o trasferimento all'esterno del sito dell'impianto.

Il limite di accettazione AL1.5.1 è rispettato se a disposizione del valutatore INPRO è portata la prova che la frequenza di rilasci importanti di radioattività nell'ambiente è ben al di sotto di 10^{-6} per unità anno, Rif. [12], o praticamente esclusa di progetto. Questo limite di accettazione permette una certa libertà di mettere più enfasi sulla prevenzione piuttosto che su misure di mitigazione.

Criterio CR1.5.2 (conseguenze)

Indicatore IN1.5.2: *Conseguenze calcolate del rilascio (ad esempio, dosi).*

Acceptance limit AL1.5.2: *Conseguenze sufficientemente basse da evitare la necessità di un'evacuazione. Sono disponiobili appropriate misure off-site di mitigazione (ad esempio, restrizioni alimentari temporanee).*

I criteri della dose (mSv) per le contromisure secondo ICRP Rif. [21] sono:

Tabella 12 – Contromisure e dosi in mSv

Countermeasures	..may be justified in case of a dose of	..almost always justified	Dose of
Short-term sheltering.	5 – 50 mSv	50 mSv	Whole body.
Iodine tablets.	50 – 500	500	Thyroid.
Evacuation (< one week).	50 – 500	500	Whole body.
Evacuation.	500 – 5000	5000	Equivalent dose to skin.
Long-term food-control.		10 in 1 year.	Whole body.
Relocation.	5 – 15 per month.	1000 in 50 years.	Whole body.

Il calcolo della dose deve essere eseguita con codici di calcolo validati; questi calcoli devono includere analisi di incertezza (si veda anche CR4.4.2).

Il limite di accettazione AL1.5.2 per INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che nelle basi di progetto dell'INS le conseguenze calcolate dei rilasci sono

sufficientemente bassi da soddisfare il requisito che non è necessaria alcuna evacuazione o trasferimento al di fuori del sito dell'impianto; sono possibili restrizioni alimentari temporanee.

Criterio CR1.5.3 (rischio)

Indicator IN1.5.3: *Rischio calcolato individuale e collettivo.*

Acceptance limit AL1.5.3: *Paragonabile agli impianti utilizzati per uno scopo simile.*

Se l'energia nucleare giocarà un ruolo importante nel futuro, il rischio calcolato nucleare deve essere comparabile al rischio di altri servizi utilizzati per uno scopo simile.

Il limite di accettazione AL1.5.3 per INS è soddisfatto se a disposizione del valutatore INPRO è la prova che l'INS mostra un rischio comparabile ad altri impianti usati per scopi simili.

2.2.6 Requisiti per l'utente UR1.6 (indipendenza dei livelli DID)

User requirement UR1.6: *Per l'INS dovrebbe essere prodotta un valutazione per dimostrare che livelli differenti di difesa in profondità (DID) sono soddisfatti e sono maggiormente indipendenti l'un l'altro rispetto a quelli dei sistemi esistenti.*

Dovrebbe essere prodotta un valutazione di sicurezza usando una combinazione adatto di approcci deterministici e probabilistici, o dall'analisi dei rischi.

INPRO ha scelto per UR1.6 i criteri descritti nella tabella che segue.

Tabella 13 – Criteri per UR1.6

UR1.6 (Independence of DID levels): *An assessment should be performed for an INS to demonstrate that different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.*	
Criterion (CR)	
Indicator (IN)	**Acceptance Limit (AL)**
CR1.6.1 independence of DID levels	
IN1.6.1: Independence of different level of DID.	**AL1.6.1:** Adequate independence is demonstrated, e.g., through deterministic and probabilistic means, hazards analysis etc.

Criterio CR1.6.1 (indipendenza dei livelli DID)

Indicator IN1.6.1: *Indipendenza dei diversi livelli di DID.*

Acceptance limit AL1.6.1: *Un'adeguata indipendenza adeguato è dimostrata, ad esempio, attraverso metodi deterministici e probabilistici, l'analisi dei rischi ecc.*

I diversi livelli di difesa in profondità (DID) spaziano dagli stati operativi dell'impianto agli stati d'incidente. Essi sono ordinati con gravità crescente da stati operativi (livello 1) a mitigazione di conseguenze radiologiche dovute a rilasci significativi di materiale radioattivo (Livello 5).

Il limite di accettazione AL1.6.1 è soddisfatto se è disponibile per il valutatore INPRO la prova che dimostra un'adeguata indipendenza dei diversi livelli di DID sulla base di metodi deterministici e probabilistici.

2.2.7 Requisiti Utente UR1.7 (Interfaccia uomo/macchina)

User reqirement UR1.7: *La sicurezza delle installazioni di INS dovrebbe essere sostenuta da una migliore interfaccia uomo-macchina risultante dall'applicazione sistematica dei requisiti sui fattori umani relativi ai progettazione, costruzione, funzionamento e smantellamento.*

Il progettista di INS dovrebbe porre maggiore enfasi sui fattori umani per minimizzare la possibilità di errori umani (ad esempio, di operatori o manutentori). L'esperienza disponibile da impianti nucleari funzionanti e migliori pratiche derivanti da altri settori come aerei e impianti chimici devono essere presi in considerazione in questo processo.

INPRO selezionato come criteri per il requisito per l'utente UR1.7 quelli descritti in tabella.

Tabella 14 – Criteri per UR1.7

UR1.7 (human machine interface): *Safe operation of installations of an INS should be supported by an improved Human Machine Interface resulting from systematic application of human factors requirements to the design, construction, operation, and decommissioning.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR1.7.1 human factors	
IN1.7.1: Evidence that human factors (HF) are addressed systematically in the plant life cycle.	**AL1.7.1:** Satisfactory results from assessment.
CR1.7.2 human response model	
IN1.7.2: Application of formal human response models from other industries or development of nuclear-specific models.	**AL1.7.2:** - Reduced likelihood of human error relative to existing plants, as predicted by HF models. - Use of artificial intelligence for early diagnosis and real-time operator aids. - Less dependence on operator for normal operation and short-term accident management relative to existing plants.

Criterio CR1.7.1 (fattori umani)

Indicator IN1.7.1: *La prova che i fattori umani (HF) vengono affrontati sistematicamente nel ciclo di vita dell'impianto.*

Acceptance limit AL1.7.1: *Risultati soddisfacenti dalla valutazione.*

L'importanza del fattore umano per il funzionamento sicuro e affidabile delle centrali nucleari è riconosciuto da tutti ed è una questione che dovrebbe essere affrontata sistematicamente per ogni reattore.

Ci sono due punti di vista del fattore umano: da un lato, il personale operativo è visto come una risorsa preziosa che sta giocando un ruolo importante nel funzionamento, nel collaudo, nella manutenzione e nell'ispezione dell'impianto, e, talvolta, nella compensazione di carenze nei sistemi automatici. Dall'altro lato, l'intervento umano deve anche essere visto come un fattore di disturbo e di affidabilità limitata, le cui conseguenze devono essere prese in considerazione nella progettazione di tutti i sistemi e delle funzioni dell'impianto, per garantire un sufficiente livello di sicurezza e disponibilità dell'impianto.

Si prevede che la capacità di predire la risposta umana in situazioni normali e anormali migliorerà molto nei prossimi decenni e avrà un impatto importante sulla progettazione e sulla gestione dell'impianto. Miglioreranno le tecnologie di simulazione e le capacità dei calcolatori (ad esempio, velocità e memoria) e permetteranno così una più realistica rappresentazione (e previsione) di stati d'impianto transitori.

Il limite di accettazione AL1.7.1 è soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che i fattori umani sono presi in considerazione durante la vita di un impianto, comprese le fasi di pianificazione, costruzione, esercizio e smantellamento.

Criterio CR1.7.2 (modello di risposta umana)

Indicator IN1.7.2: *Applicazione di modelli formali di risposta umana da altre industrie o sviluppo di modelli specifici per il nucleare.*

Acceptance limit AL1.7.2: Ridotte probabilità di errore umano rispetto agli impianti esistenti, come previsto dai modelli HF; uso di intelligenza artificiale per la diagnosi precoce e interventi in tempo reale dell'operatore; e minor dipendenza dall'operatore per funzionamento normale e gestione di incidenti di breve durata rispetto agli impianti esistenti.

Il limite di accettazione AL1.7.2 per un INS è soddisfatto se è data prova al valutatore INPRO di una ridotta probabilità di errore umano rispetto ai reattori esistenti, prevista dai modelli HF, l'uso di intelligenza artificiale per la diagnosi precoce e aiuti in tempo reale dell'operatore, e meno dipendenza dagli operatori per funzionamento normale e gestione di incidenti di breve durata rispetto agli impianti esistenti.

2.3 Definizione del principio base INPRO BP2 (sicurezza intrinseca)

Basic Principle BP2: *Le installazioni di INS devono eccellere in sicurezza e affidabilità, incorporando nei loro progetti, se del caso, una maggiore attenzione a caratteristiche intrinsecamente sicure e a sistemi passivi come una parte fondamentale del loro approccio alla sicurezza.*

Il principio di base BP2 è incentrato sul ruolo di sicurezza intrinseca e caratteristiche di sicurezza passiva nei futuri progetti nucleari. Se incorporati in un design corretto, una caratteristica di sicurezza intrinseca elimina la causa del pericolo. I sistemi passivi in grado di fornire margini di sicurezza aggiuntivi; in tali casi, requisiti di progettazione deterministici quali il criterio della singola avaria, può non essere necessario (in quanto la sicurezza non dipende tanto dai componenti attivi), assumendo che siano sviluppati modelli d'affidabilità per sistemi passivi. Tuttavia i guasti nei sistemi passivi causati da errore umano nella progettazione o nella manutenzione, la presenza di fenomeni inattesi, e possibili interazioni avverse nel sistema, devono essere approfonditi e potrebbero essere compensati da misure di design.

INPRO ha definito un UR per BP2 come discusso nel seguito.

2.3.1 Requisito per l'utente UR2.1 (minimizzazione dei rischi)

User Requirement UR2.1: *Sistemi nucleari innovativi (INS) dovrebbero impegnarsi per l'eliminazione o la minimizzazione di alcuni rischi rispetto agli impianti esistenti, integrando caratteristiche intrinsecamente sicure e sistemi passivi, se del caso.*

La progettazione di INS dovrebbe essere tale che i rischi dovrebbero essere eliminati (se possibile) o ridotti al minimo (ad esempio, limitando gas esplosivi alla quantità assolutamente necessaria, o utilizzando caratteristiche di sicurezza intrinseche per progettazione e funzionamento per limitare l'eccesso di reattività). Se i pericoli non potessero essere eliminati, devono essere installate adeguate misure di protezione. Inoltre, dovrebbero esistere misure amministrative al fine di evitare errori umani, per quanto possibile (ad esempio, limitando il trasporto di materiale pericoloso all'interno del contenimento/confinamento durante i periodi di arresto).

L'analisi di una caratteristica di sicurezza intrinseca è difficile, ma dovrebbe essere possibile con l'applicazione di adeguati modelli matematici e, in alcuni casi, con indagini sperimentali. La maggior parte delle caratteristiche di sicurezza intrinseca dei reattori di potenza è considerata parzialmente efficace, cioè limita un pericolo, ma non lo elimina.

Il requisito per l'utente è uno dei gradi: ci sono probabilmente limiti fondamentali sul tipo di reattore di potenza o sul range di potenza, che impediscono caratteristiche assolute di sicurezza intrinseca (ad esempio, per molti reattori di potenza bisogna avere a disposizione sufficiente reattività positiva per compensare lo Xeno).

La valutazione dei rischi e le sue conseguenze devono essere eseguite applicando approci deterministici e probabilistici. Per l'approccio deterministico sono obbligatori il giudizio ingegneristico, l'esperienza operativa, e un continuo scambio di informazioni anche con altre industrie. Per approcci probabilistici i metodi devono essere validati (ad esempio, anche per sistemi passivi) ed i dati utilizzati siano affidabili. Tutte le valutazioni dovrebbero coprire tutti gli stati operativi compresi arresti, manutenzione ed intervalli di riparazione.

INPRO seleziona i criteri della seguente tabella.

Tabella 15 - Criteri per UR2.1

UR2.1 (Minimization of hazards): *INS should strive for elimination or minimization of some hazards relative to existing plants by incorporating inherently safe characteristics and/or passive systems, when appropriate.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR2.1.1 hazards	
IN2.1.1: Sample parameters: stored energy, flammability, criticality, inventory of radioactive materials, available excess reactivity, and reactivity feedback.	**AL2.1.1:** Superior to existing designs.
CR2.1.2 frequency of AOO &DBA	
IN2.1.2: Expected frequency of abnormal operation and accidents.	**AL2.1.2:** Lower frequencies compared to existing facilities.
CR2.1.3 consequences	
IN2.1.3: Consequences of abnormal operation and accidents.	**AL2.1.3**: Lower consequences compared to existing facilities.
CR2.1.4 confidence in innovation	
IN2.1.4: Confidence in innovative components and approaches.	**AL2.1.4:** Validity established.

Criterio CR2.1.1 (pericoli)

Indicator IN2.1.1: *Parametri campione relativi a pericoli: accumulo di energia, infiammabilità, criticità, quantità di materiali radioattivi, reattività disponibile in eccesso, e feedback di reattività.*

Acceptance limit AL2.1.1: *Superiore a progetti esistenti.*

Un elenco di parametri di valutazione possibile (EP) per questo criterio è il seguente:

- EP2.1.1.1: *Accumulo di energia.*
- EP2.1.1.2: *Infiammabilità*.
- EP2.1.1.3: *Quantità di materiali radioattivi.*
- EP2.1.1.4: *Criticità.*
- EP2.1.1.5: *Reattività disponibile in eccesso.*
- EP2.1.1.6: *Feedback di reattività*.

Il limite di accettazione AL2.1.1 è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO portata la prova che la progettazione del reattore innovativo è superiore a progetti esistenti per la maggior parte dei parametri di valutazione sopra elencati.

Criterio CR2.1.2 (frequenza di AOO e DBA)

Indicator IN2.1.2: *Frequenza attesa di funzionamento anomalo e incidenti.*

Acceptance limit AL2.1.2: *Frequenze più basse rispetto alle strutture esistenti.*

Un maggiore utilizzo delle caratteristiche di sicurezza intrinseca rafforzerà la prevenzione di funzionamento ed incidenti anomali nei reattori nucleari e dovrebbe, quindi, ridurre la frequenza attesa degli stessi. L'utilizzo di sistemi di sicurezza passiva (o componenti passivi in sistemi di sicurezza) può aumentare l'affidabilità dei sistemi di sicurezza. Tuttavia, sono necessarie considerazioni speciali per gli stati di arresto, perché i sistemi passivi possono richiedere specifiche condizioni di lavoro, ad esempio, differenze di temperatura, che potrebbero non esistere durante gli arresti.

Il limite di accettazione AL2.1.2 è soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che possono essere previste frequenze più basse di insorgenza di AOO e DBA per l'introduzione o il miglioramento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca e per l'uso di sistemi di sicurezza (o componenti) passivi.

Criterio CR2.1.3 (conseguenze)

Indicatore IN2.1.3: *Conseguenze di funzionamento anomalo e incidenti.*

Acceptance limit AL2.1.2: *Conseguenze inferiori rispetto alle strutture esistenti.*

La progettazione di INS dovrebbe essere tale che durante condizioni anomale e incidenti non deve avvenire alcuna conseguenza indebita, come ad esempio l'esposizione alle radiazioni per lavoratori, popolazione ed ambiente.

Il limite di accettazione AL2.1.3 è rispettato se ci sono prove a disposizione del valutatore INPRO che per l'introduzione o il miglioramento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca e l'uso di sistemi di sicurezza (o componenti) passivi le conseguenze di funzionamento anomalo e incidenti sono inferiori rispetto a progetti esistenti.

Criterio CR2.1.4 (fiducia nell'innovazione)

Indicator IN2.1.4: *Fiducia in componenti e approcci innovativi.*

Acceptance limit AL2.1.4: *Validità stabilita.*

Per nuovi concetti di INS è di grande importanza avere fiducia in componenti e approcci innovativi.

Il limite di accettazione AL2.1.3 è rispettato se ci sono prove a disposizione del valutatore INPRO che prima dell'introduzione o del miglioramento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca e dell'uso di sistemi di sicurezza (o componenti) passivi nell'INS, la validità di questi approcci è stata stabilito dal appropriati programmi RD&D.

2.4 Definizione del principio di base INPRO BP3 (rischio di radiazioni)

Basic Principle BP3: Le installazioni di INS devono garantisce che il rischio da esposizione alle radiazioni per i lavoratori, il pubblico e l'ambiente durante costruzione, messa in servizio, funzionamento e smantellamento, sono paragonabili al rischio di altri impianti industriali usati per scopi analoghi.

Il principio di base riflette due concetti:

- e' basato sul ciclo di vita: questo principio richiede l'ottimizzazione di esposizione alle radiazioni di persone all'interno e all'esterno di un impianto nucleare, durante la vita di un impianto nucleare, dalla costruzione allo smantellamento; e
- è basato sul rischio: ad esempio l'appropriata figura di merito per giudicare un INS è il rischio usato da altre industrie per scopi analoghi.

E 'importante notare che questo principio di base non considera gli incidenti; considera solo il livello 1 e 2 della DID. L'obbligo di evitare inutili dosi di radiazione alla popolazione durante gli incidenti è soddisfatta tramite UR1.5, in cui si afferma che non ci dovrebbe essere alcun bisogno d'evacuazione.

INPRO ha sviluppato due requisiti per l'utente per BP3: trattare il rischio di radiazioni per i lavoratori di una centrale nucleare (UR3.1) e per la popolazione (UR3.2).

2.4.1 Requisito per l'utente UR3.1 (dose per i lavoratori)

User Requirement UR3.1: *Le installazioni di un INS dovranno garantire un'attuazione efficace del concetto di ottimizzazione della protezione dalle radiazioni per i lavoratori attraverso l'utilizzo di automazione, manutenzione remota ed esperienza operativa di progetti esistenti.*

Per il normale funzionamento, questo requisito ripete il principio internazionalmente accettato di ottimizzazione della dose per i lavoratori nel campo dell'energia nucleare. Tuttavia, le dosi da installazioni in funzione sono già basse, così UR3.1 non va oltre il principio di ottimizzazione chiedendo una riduzione della dose per ulteriori esposizioni *ad hoc*.

L'esperienza nei reattori esistenti è che l'ispezione durante la fase di servizio, i test periodici e le riparazioni (compresa la sostituzione) sono la fonte della maggior parte delle dosi ai lavoratori. Il requisito per l'utente prevede che un INS può usufruire dei concetti di design innovativo per ottenere una riduzione della dose occupazionale come effetto collaterale a costo zero di misure quali l'automatizzazione di ispezioni e manutenzione.

Per UR3.1 è stato selezionato da INPRO il criterio mostrato in tabella.

Tabella 16 - Criterio per UR3.1

UR3.1 (Dose to workers): *INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.*	
Criterion (CR)	
Indicator (IN)	**Acceptance Limit (AL)**
CR3.1.1 occupational dose	
IN3.1.1: Occupational dose values.	**AL3.1.1:** Less than limits defined by national laws or international standards and so that the health hazard to workers is comparable to that from an industry used for a similar purpose.

Criterio CR3.1.1 (dose occupazionale)

Indicator IN3.1.1: *Valori di dose occupazionale.*

Acceptance limit AL3.1.1: *Minore dei limiti definiti dalle leggi nazionali o standard internazionali, e in modo che il rischio per la salute dei lavoratori sia paragonabile a quella di un industria utilizzata per uno scopo simile.*

Le figure sottostanti mostrano dosi annuali accumulate sul lavoro in centrali nucleari esistenti in funzione del tempo. E 'evidente che le dosi occupazionali hanno continuato a diminuire con l'aumento della vita e i progetti migiorati delle centrali nucleari.

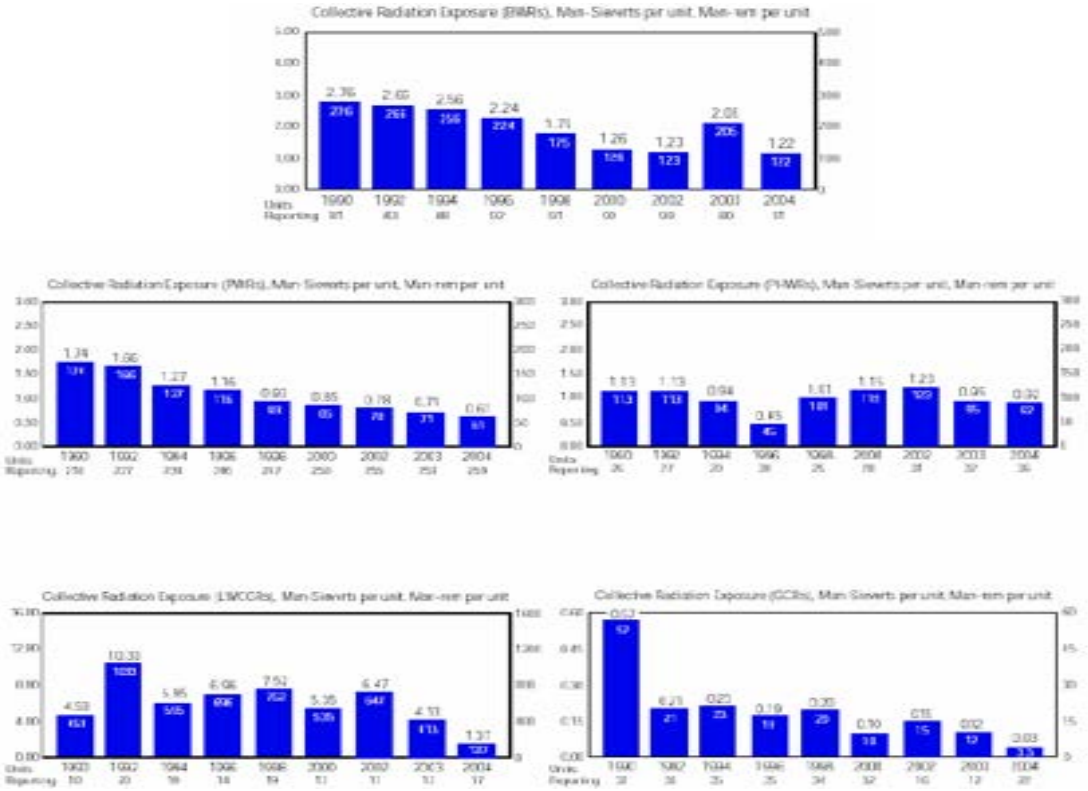


Figura 3 – Dose annualmente accumulata sul lavoro

Il limite di accettazione AL3.1.1 è soddisfatto se è data prova al valutatore INPRO che le dosi ai lavoratori in un INS sono minori di quelle definite da norme nazionali o internazionali e che i rischi per la salute dei lavoratori in un INS sono paragonabili a quelli di altri impianti di conversione dell'energia.

2.4.2 Requisito per l'utente UR3.2 (dose alla popolazione)

User Requirement UR3.2: *La dose per un singolo membro della popolazione da una installazione INS individuale durante il normale funzionamento dovrebbe riflettere un efficace attuazione del concetto di ottimizzazione, e per una maggiore flessibilità nella scelta del sito dovrebbe essere ridotta al di sotto dei livelli degli impianti esistenti.*

Questo requisito per l'utente applica lo stesso principio di ottimizzazione della dose (come in UR3.1) alla popolazione, ma non richiede alcuna riduzione *ad hoc*. Gli impianti nucleari esistenti presentano un rischio molto basso (rispetto ad altri settori) di esposizione alle radiazioni nel funzionamento normale e non sono necessari drammatici cambiamenti in impianti innovativi. Si osserva tuttavia che, laddove un INS si venisse a trovare molto vicino a zone densamente popolate, potrebbe essere richiesto di ridurre ulteriormente la dose, ad esempio, riciclando i flussi di rifiuti, in linea con la pratica che verrà adottata da altre industrie.

Nel confronto tra INS di dimensioni radicalmente diverse, un indicatore più preciso rispetto alla dose espressa da UR3.2 e UR3.1, sarebbe "*Sv per persona per unità di energia*". Alcuni concetti di INS hanno anche molte unità o strutture diverse co-ubicate in un unico sito. Per tali scenari potrebbe essere necessaria la riduzione della dose per unità o struttura rispetto alle strutture esistenti per garantire che la dose dovuta all'intero sito è accettabile.

INPRO ha definito un criterio per UR3.2 come sotto esposto in tabella.

Tabella 17 – Criterio per UR3.2

UR3.2 (Dose to public): *Dose to an individual member of the public from an individual INS installation during normal operation should reflect an efficient implementation of the concept of optimization, and for increased flexibility in siting may be reduced below levels from existing facilities.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR3.2.1 public dose	
IN3.2.1: Public dose values.	**AL3.2.1:** Less than limits defined by national laws or international standards and so that the health hazard to the public is comparable to that from an industry used for a similar purpose.

Criterio CR3.2.1 (dose alla popolazione)

Indicator IN3.2.1: *Valori di dose alla popolazione.*

Acceptance limit AL3.2.1: *Minori rispetto ai limiti definiti dalle leggi nazionali o dagli standard internazionali e in modo tale che il pericolo per la salute pubblica è paragonabile a quella di un settore utilizzato per uno scopo simile.*

L'esposizione alle radiazioni della popolazione dovuta a reattori nucleari esistenti durante il normale funzionamento è molto bassa rispetto ai limiti attuali. Il limite di dose specificato da ICRP (Rif. [22]) è di 1 mSv all'anno; questo limite specifico viene generalmente accettato come adeguato, tenendo comunque conto dell'effettivo carico ambientale (naturale) di radiazioni, che va da meno di 1 mSv fino a diversi mSv a seconda della posizione geografica.

I dati misurati in impianti in esercizio mostrano valori inferiori a 1 mSv. Tuttavia, per locazioni vicine ai siti urbani i limiti specificati potrebbero dover essere inferiore. Per i siti con più unità le dosi calcolate per la popolazione dovrebbe raggiungere i limiti stessi di dose al di fuori della struttura come un'unità singola.

Il limite di accettazione AL3.2.1 per un INS è soddisfatto se al valutatore INPRO è confermato che dosi calcolate per la popolazione sono minori di quelle definite dalle leggi nazionale o dalle norme internazionali, e che i rischi per la salute pubblica sono paragonabili a quelli di altri impianti per la conversione di energia.

2.5 Definizione del principio di base INPRO BP4 (RD&D)

Basic Principle BP4: *Lo sviluppo di INS devono includere un lavoro associato di ricerca, sviluppo e dimostrazione (RD&D) per portare la conoscenza delle caratteristiche degli impianti e la capacità dei metodi analitici utilizzati per la valutazione di progetto e sicurezza ad almeno lo stesso livello di confidenza degli impianti esistenti.*

Una buona conoscenza dei fenomeni, componenti e comportamenti del sistema è necessaria per sviluppare modelli di calcolo per l'analisi degli incidenti. Quindi, più l'impianto si differenzia da progetti esistenti, più la RD&D è richiesta. La RD&D fornisce la base per la comprensione di eventi che minacciano l'integrità delle barriere della struttura DID. La RD&D può anche ridurre le tolleranze per le incertezze nella progettazione e per la stima per frequenze e conseguenze di incidenti.

Con il progredire dello sviluppo di un INS, è effettuato un lavoro di RD&D per identificare i fenomeni importanti per la sicurezza e il funzionamento dell'impianto, e per sviluppare e dimostrare una comprensione di tali fenomeni. In un qualsiasi punto del processo di sviluppo, la comprensione attuale è incorporata in modelli (di calcolo o analitici) che costituiscono la base per le valutazioni di progettazione e sicurezza. Tali modelli vengono poi utilizzati come strumento di analisi di sensitività per identificare importanti parametri e per stimare i margini di sicurezza. I risultati di tali analisi sono utilizzati anche per individuare effetti accoppiati e interazioni tra i sistemi che sono importanti per la sicurezza. Non è insolito ottenere risultati inaspettati, soprattutto nelle prime fasi di sviluppo. I risultati, previsti o meno, sono utilizzati per guidare il programma di RD&D, ad esempio, per migliorare la comprensione concettuale, ottenere dati più precisi, per confermare il grado di interazioni/indipendenza del sistema, e

per caratterizzare il progetto. La RD&D, a sua volta, migliora la comprensione e gli strumenti analitici utilizzati nella progettazione e nell'analisi di sicurezza.

Il processo è iterativo: al pre-concettuale stadio di sviluppo, la comprensione fisica, i modelli analitici, le banche dati di supporto e i codici possono essere semplicistici e implicare incertezze significative; ma col procedere dello sviluppo, aumenta la comprensione e le incertezze (sia nella comprensione concettuale che dei dati) sono ridotte, e migliora la validazione di modelli analitici e codici. Al momento della commercializzazione, tutti i fenomeni di sicurezza e le interazioni del sistema devono essere identificati e compresi, ed i relativi codici e modelli devono essere adeguatamente qualificati e nvalidati per l'uso nelle analisi di sicurezza; a loro volta essi dimostrano che la progettazione dell'impianto è sicuro.

INPRO ha definito quattro requisiti per l'utente relativi alla confidenza tecnica; il primo è trattare la sicurezza di base; il secondo l'affidabilità di nuovi componenti o sistemi; il terzo la necessità di un impianto pilota, e il quarto i metodi di analisi di sicurezza.

2.5.1 Requisito per l'utente UR4.1 (base di sicurezza)

User Requirement UR4.1: *La base di sicurezza degli impianti INS dovrebbe essere stabilità con confidenza prima della distribuzione commerciale.*

Col termine "base di sicurezza" si intende la documentazione dei requisiti di sicurezza e la valutazione della sicurezza della progettazione dell'impianto prima di essere costruito e messo in funzione. La base di sicurezza comprende un concetto ben definito per garantire la sicurezza con un processo logico e verificabile che determini e documenti tutti i requisiti di progettazione e di sicurezza per l'impianto. Iterazione tra design, RD&D e analisi della sicurezza è una parte necessaria di questo processo. Una volta che i requisiti sono stati fissati, deve essere dimostrato e documentato che essi sono soddisfatti.

Tabella 18 – Criteri per UR 4.1

UR4.1 (safety basis): *The safety basis of INS installations should be confidently established prior to commercial deployment.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR4.1.1 safety concept	
IN4.1.1: Safety concept defined?	**AL4.1.1:** Yes.
CR4.1.2 safety issues	
IN4.1.2: Clear process for addressing safety issues?	**AL4.1.2:** Yes.

Criterio CR4.1.1 (concetto di sicurezza)

Indicator IN4.1.1: *E' stato definito il concetto di sicurezza?*

Acceptance limit AL4.1.1: *Sì.*

La base di sicurezza è la documentazione dei requisiti di sicurezza e valutazione della sicurezza stessa della progettazione dell'impianto prima che sia costruito e messo in funzione. La base di sicurezza comprende un ben definito concetto per garantire la sicurezza con un processo logico e verificabile.

Il limite di accettazione AL4.1.1 per un INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la conferma di una base coerente di sicurezza che illustri come siano rispettati gli obiettivi di sicurezza.

Criterio CR4.1.2 (problemi di sicurezza)

Indicator IN4.1.2: *Il processo per affrontare problemi di sicurezza è trasparente?*

Acceptance limit AL4.1.2: *Sì.*

Sarà necessaria un'iterazione tra design, RD&D e analisi di sicurezza per ottenere un progetto ottimale con un livello di sicurezza superiore a progetti esistenti. Di grande importanza sono le analisi di sensibilità per studiare i parametri sensibili e per confermare che limiti specificati compensino le incertezze. Per il progetto definitivo deve essere dimostrato che tutti i problemi di sicurezza sono stati affrontati ed i risultati sono ben documentati. Dovrebbero essere eseguiti test pre-operativi per confermare la progettazione.

Il limite di accettazione AL4.1.2 per un INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che ci sono risultati ben documentati del modo di affrontare i problemi di sicurezza, comprese analisi di sensibilità e incertezza e valutazioni indipendenti.

2.5.2 Requisito per l'utente UR4.2 (RD&D per la comprensione)

User Requirement UR4.2: *Dovrà essere eseguito un lavoro di ricerca, sviluppo e dimostrazione (RD&D) sull'affidabilità di componenti e sistemi, compresi sistemi passivi e caratteristiche intrinseche di sicurezza, per raggiungere una conoscenza approfondita di tutti i fenomeni fisici e ingegneristici rilevanti necessari a supportare la valutazione della sicurezza.*

E' pratica comune valutare il sistema o il comportamento dei componenti sulla base dei codici di calcolo, esperienza operativa e pratica ingegneristica comunemente accettata. Lo sviluppo di progetti innovativi può utilizzare nuovi materiali del nocciolo, impiegare fluidi in nuovi regimi termo-idraulici e usare combustibili e refrigeranti radicalmente diversi. Lo sviluppo di codici di calcolo per modellare tali progetti dovrebbero procedere in parallelo. Questi codici informatici dovrebbero essere formalmente verificati e validati definendo le loro regioni di applicabilità, utilizzando tecniche di stato dell'arte all'avanguardia stabilite negli standard internazionali (ad esempio, matrici di validazione, quantificazione dell'incertezza, prova di scalabilità, strumenti di verifica automatica, rapporti di qualificazione del codice, ecc), e dovrebbero essere ben documentati (per esempio, specifiche dei requisiti del software, manuali di teoria, manuali d'uso, diagrammi di flusso, ecc.).

Di solito, le incertezze sono prese in considerazione mediante l'applicazione di margini di sicurezza. Per progetti innovativi, l'esperienza operativa è limitata o pari a zero. Codici di

calcolo e metodi analitici devono basarsi su modelli che sono stati validati con i dati sperimentali, ma questi saranno necessari nelle prime fasi di sviluppo in misura minore rispetto ai modelli esistenti. Oltre alla validazione dei modelli attraverso test separati, i calcoli di comportamento dell'impianto devono essere nvalidati sulla base di test di risposta (integrale) del sistema. Se tali prove sono condotte in strutture in piccola scala, è necessario adottare filosofie di scala adeguate.

Devono almeno essere soddisfatti i seguenti requisiti:

- tutti i fenomeni significativi, che interessano la sicurezza, connessi con la progettazione e gestione di un INS, devono essere compresi, modellati e simulati (questo include la conoscenza di incertezze, effetto di scala e ambiente);
- i sistemi relativi alla sicurezza o il comportamento del componente devono essere modellati con accettabile accuratezza, compresa la conoscenza di tutti i parametri e fenomeni rilevanti per la sicurezza, e validati con un database attendibile.

INPRO ha definito i tre criteri per UR4.2 esposti in tabella.

Tabella 19 – Criteri per UR4.2

UR4.2 (RD&D for understanding): *Research, Development and Demonstration on the reliability of components and systems, including passive systems and inherent safety characteristics, should be performed to achieve a thorough understanding of all relevant physical and engineering phenomena required to support the safety assessment.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR4.2.1 RD&D	
IN4.2.1: RD&D defined and performed and database developed?	**AL4.2.1:** Yes.
CR4.2.2 computer codes	
IN4.2.2: Computer codes or analytical methods developed and validated?	**AL4.2.2:** Yes.
CR4.2.3 scaling	
IN4.2.3: Scaling understood and/or full scale tests performed?	**AL4.2.3:** Yes.

Criterio CR4.2.1 (RD&D)

Indicator IN4.2.1: *Il lavoro RD&D è stato definito ed eseguito e i database sono stati sviluppati?*

Acceptance limit AL4.2.1: *Sì.*

Per un INS il primo compito è quello di individuare tutte le differenze tecnologiche da progetti esistenti. Per identificare lo stato delle conoscenze e l'importanza dei fenomeni e comportamenti del sistema deve essere utilizzato uno strumento appropriato, come ad esempio il concetto PIRT (identificazione e tabella di classificazione dei fenomeni) che si basa principalmente sulla valutazione ingegneristica. Inoltre devono essere valutate

l'adeguatezza e l'applicabilità dei codici informatici di progetto e di sicurezza. Sia il PIRT che la valutazione di adeguatezza e applicabilità dei codici di calcolo relativi portano a un duro lavoro richiesto di RD&D e alla compilazione di una lista di priorità. Una revisione aggiuntiva di esperti in RD&D rafforzerebbe la preferenza accordata alle attività prescelte.

Oltre ai dati fenomenologici, i dati di affidabilità, incluse le bande di incertezza per o componenti progettati, dovrebbero essere valutati per quanto possibile. Ciò è particolarmente valido per sistemi di sicurezza passivi.

Durante il processo di generazione di dati nuovi e/o più dettagliati (ad esempio, per i codici CFD), le attività selezionate di RD&D devono essere ripetutamente valutate e le modifiche necessarie adottate.

Dati qualificati dovrebbero essere inclusi in una base tecnologica, ad esempio, le matrici di validazione (vedi criterio CR4.2.3).

Una panoramica delle attività da svolgere per la definizione necessaria di un lavoro di RD&D è descritto in figura.

.

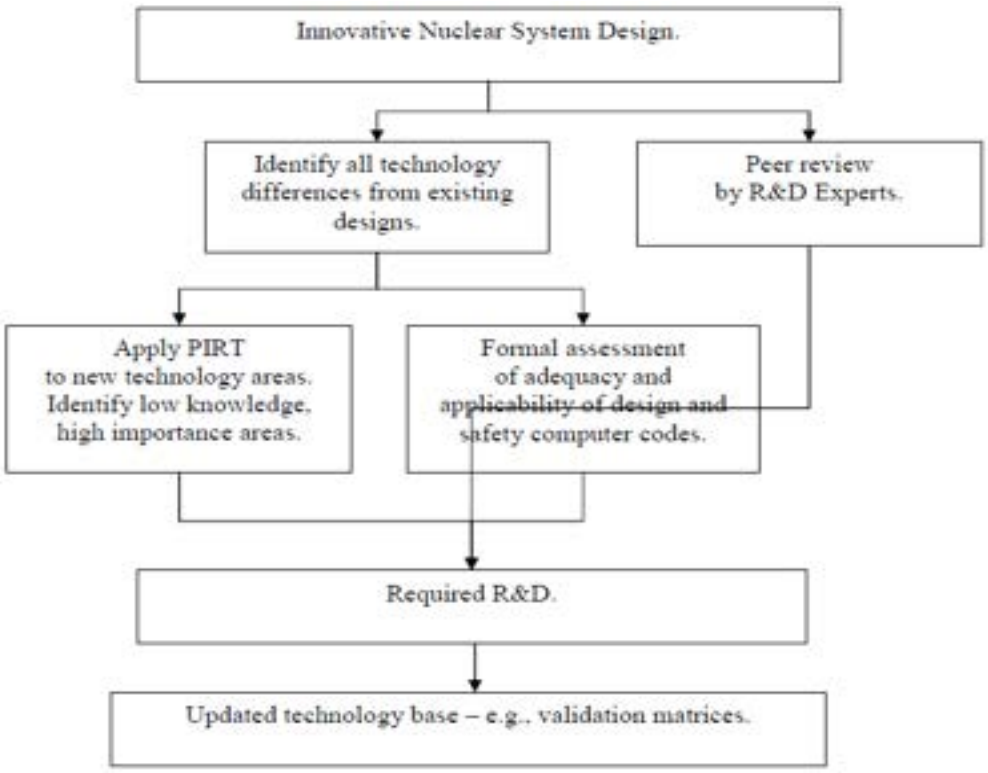


Figura 4 – Panoramica delle differenti attività relative al RD&D

Il limite di accettazione AL4.2.1 per un INS è soddisfatto se sono a disposizione del valutatore INPRO le prove che:

- i dati misurati sono disponibili nella regione di applicazione; e che
- è stato dimostrato che tutti i fenomeni sono compresi, le incertezze dei dati sono quantificate e documentate in rapporti.

Per le analisi probabilistiche è richiesta la disponibilità di dati affidabili con bande d'incertezza.

Criterio CR4.2.2 (codici di calcolo)

Indicator IN4.2.2: *I codici di calcolo o i metodi analitici sono sviluppati e convalidati?*

Acceptance Limit AL4.2.2: *Sì.*

E 'pratica comune progettare e valutare il comportamento di strutture, sistemi e componenti (SSC) di sistemi energetici sulla base di codici di calcolo. Per le strutture nucleari esistenti sono disponibili codici informatici adatti, cioè verificati e convalidati.

Per un INS modelli nuovi o più dettagliati, sviluppati usando una serie di dati rappresentativi, devono essere implementati in codici di calcolo verificati e validati. Gli standard internazionali, come ad esempio matrici di validazione, approcci di quantificazione dell'incertezza combinati con considerazioni di scala, devono essere utilizzati nei limiti del possibile. Per esempio, esistono matrici di validazione accettate per il comportamento termo-idraulico di SSC raffreddati ad acqua. Esperti internazionali dell'OECD/NEA/CSNI hanno selezionato dati separati o integrali su esperimenti e comportamenti dell'impianto ben documentati e precisi per queste matrici di validità. Il processo di selezione pone l'accento sul coinvolgimento di almeno due impianti di prova di dimensioni diverse per ogni fenomeno o comportamento del sistema. Queste matrici di prova sono periodicamente riesaminate.

Il limite di accettazione AL4.2.2 per un INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che per i codici informatici utilizzati nella progettazione e nell'analisi dei reattori innovativi:

- la regione di applicazione dei codici è coperta dalla loro matrice di validità comprendente la quantificazione di incertezze e sensibilità;
- sono state eseguite revisioni indipendenti; e
- è disponibile una documentazione completa, compresi dettagliati manuali dei codici.

Criterio CR4.2.3 (scalabilità)

Indicator IN4.2.3: *Il processo di scaling è stato capito e/o sono stati effettuati test in full-scale?*

Acceptance limit AL4.2.3: *Sì.*

La maggior parte dei componenti non possono essere testati in *full size*: in alcuni casi non possono essere riprodotte appropriate condizioni al bordo e iniziali, ad esempio, a causa delle limitazioni di potenza, in altri – ad esempio per scenari di fusione del nocciolo – c'è semprel'esigenza di prove in scala ridotta e per lo più anche senza radiazioni. Per raggiungere sufficiente confidenza nell'interpretazione dei risultati devono esistere adeguate considerazioni di "scaling".

Indagini di scala possono essere effettuate con metodi analitici e attraverso la realizzazione di esperimenti di diverse dimensioni.

Il limite d'accettazione AL4.2.3 per un INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la dimostrazione che le considerazioni di scala, comprese le analisidi incertezza, sono state eseguite e sono ben documentate.

2.5.3 Requisito per l'utente UR4.3 (impianto pilota)

User Requirement UR4.3: Dovrebbe essere costruito un impianto pilota in scala ridotta o una stuttura di dimostrazione su larga scala per i reattori e/o i processi del ciclo del combustibile, che rappresentano una svolta importante rispetto all'esperienza operativa esistente.

La dimostrazione di una nuova tecnologia progredisce tipicamente da esperimenti, a prove industriali su piccola scala, a prove in grande scala, a (forse) piccoli impianti pilota, a impianti dimostrativi di grandi dimensioni, fino alla completa commercializzazione. La necessità di un impianto pilota o di un impianto dimostrativo dipenderà dal grado di novità dei processi e dal relativo potenziale rischio per il proprietario e la popolazione.

Si riconosce che un impianto pilota di piccole dimensioni può essere utilizzato solo per dimostrare adeguate caratteristiche di sicurezza per gli eventi (funzionamento anomalo e guasti) corrispondenti al livello 1 e 2 del concetto di difesa in profondità. Il comportamento sicuro di un INS in caso di incidente (con possibile rilascio radioattivo) non può essere studiato in un impianto pilota e deve essere dimostrato secondo la definizione di UR4.2, utilizzando codici o approcci analitici validati per quanto riguarda, ad esempio, prove integrate multi-effetto. Questi metodi sono esposti nel requisito per l'utente UR4.4. Ciò nonostante, gli impianti pilota dovrebbero essere in grado di dimostrare la capacità di far fronte a potenziali cause di innesco di incidenti.

E 'importante che l'impianto impianto pilota sia di dimensioni adeguate, in modo tale che i risultati e l'esperienza acquisita con la struttura possano essere estesi con un ragionevole grado di precisione all'impianto in vera grandezza.

Per UR4.3 INPRO ha selezionato i criteri esposti nella tabella seguente.

Tabella 20 – Criteri per UR4.3

UR4.3 (pilot facility): *A reduced-scale pilot plant or large-scale demonstration facility should be built for reactors and/or fuel cycle processes, which represent a major departure from existing operating experience.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR4.3.1 novelty	
IN4.3.1: Degree of novelty of the process.	**AL4.3.1:** In case of *high degree of novelty:* Facility specified, built, operated, and lessons learned documented. In case of *low degree of novelty*: Rationale provided for bypassing pilot plant.
CR4.3.2 pilot facility	
IN4.3.2: Level of adequacy of the pilot facility.	**AL4.3.2:** Results sufficient to be extrapolated.

Criterio CR4.3.1 (novità)

Indicatore IN4.3.1: *Grado di novità del processo.*

Acceptance limit AL4.3.1: *In caso di elevato grado di novità: struttura specificata, costruita, messa in funzione, e le lezioni apprese documentate. In caso di basso grado di novità: fondamento logico previsto attraverso l'impiego di un impianto pilota.*

Per comprendere la differenza fra le due situazioni può essere utile ricordare che gli impianti pilota sono piccoli rispetto a quelli dimostrativi o commerciali, e non tutti i componenti di una centrale vi devono essere installati, e in una fase successiva possono essere aggiunti nuovi necessari SCC.

Il limite di accettazione AL4.3.1 per un INS è soddisfatto se è a disposizione del valutatore INPRO la prova che il grado di novità delle nuove strutture è stata identificato e è stato stabilito un appropriato programma di RD&D.

Criterio CR4.3.2 (impianto pilota)

Indicator IN4.3.2: *Livello di adeguatezza della struttura pilota.*

Acceptance limit AL4.3.2: *Risultati sufficienti per essere estrapolati.*

Gli obiettivi alla base della costruzione di un impianto pilota (o di uno dimostrativo) sono statio discussi nel precedente criterio.

Il processo di decisione di costruire e mettere in funzione un impianto pilota dipende da diversi fattori, come ad esempio la quantità disponibile di prove integrali o di risultati separati, il grado di novità, il budget disponibile, l'esperienza operativa del personale, il tempo complessivo pianificato fino alla commercializzazione, e così via. Relazioni indipendenti dovrebbero favorire la valutazione sull'adeguatezza di un impianto pilota.

Il limite di accettazione AL4.3.2 per un INS è soddisfatta se al valutatore INPRO viene provato che è stata eseguita un'adeguata valutazione circa l'adeguatezza di costruire e mettere in funzione un impianto pilota.

2.5.4 Requisito per l'utente UR4.4 (analisi di sicurezza)

User Requirement UR4.4: Per l'analisi di sicurezza dovrebbero essere utilizzati, ove possibile, metodi sia deterministici che probabilistici, per garantire che sia fatta una valutazione completa e sufficiente della sicurezza. Poiché la tecnologia matura, approcci "Best-Estimate (più analisi dell'incertezza)" sono utili per determinare il rischio reale, soprattutto per limitare gli incidenti gravi.

Le analisi di sicurezza dovrebbero essere compiute utilizzando un'appropriata combinazione di stime deterministiche e probabilistiche. Le analisi dovrebbero coprire tutti i modi di funzionamento dell'impianto per ottenere una valutazione completa della conformità con la DID.

L'analisi di sicurezza di tipo deterministico utilizza una serie predefinita di incidenti per definire il progetto dei sistemi di sicurezza. Normalmente sono utilizzate ipotesi pessimistiche sull'iniziazione e sull'evoluzione dell'incidente, e sullo stato e sulla risposta dell'impianto.

L'analisi probabilistica di sicurezza (PSA) calcola la frequenza e le conseguenze di tutti gli incidenti fino a quelli a bassissima probabilità di accadimento.

Analisi tipo "Best Estimate" sono comunemente usate, perché una risposta realistica di un evento iniziatore è necessaria per valutare il rischio e stimare i margini nel comportamento previsto dell'impianto rispetto ad un'analisi di sicurezza conservativa di tipo deterministico e il risultato dell'analisi tipo "Best Estimate".

Mentre un'analisi di sicurezza di tipo deterministico incorpora alcuni margini dovuti a ipotesi pessimistiche, il PSA dipende molto dalla disponibilità di dati ben provati. Poiché tutti i dati (soprattutto sperimentali) sono in qualche modo ipotetici, l'analisi probabilistica di sicurezza dovrebbe comprendere un'analisi dell'incertezza.

Il PSA fornisce una comprensione più ampia e più profonda della sicurezza e del rischio di questioni rilevanti rispetto ai soli metodi deterministici, quindi è utilizzata sempre di più per l'ottimizzazione dei diversi livelli di difesa, e per l'allocazione ottimale delle risorse disponibili.

La misura in cui viene utilizzato ogni metodo deve essere coerente con la fiducia nello stesso per la particolare applicazione, in termini di dati di affidabilità, modalità di guasto e fenomeni fisici. In alcuni sistemi innovativi, l'applicazione di metodi probabilistici potrebbe essere più ristretta rispetto a quelli ammessi per i tipi di reattori esistenti, a seguito di cambiamenti nella tecnologia e conseguente limitata disponibilità di dati.

In un'analisi deterministica di sicurezza, l'ipotesi conservativa deve essere commisurata con le incertezze nella tecnologia valutata; quando i fenomeni sono ben noti e i codici sono validati, potrebbe essere considerata nell'analisi un'ipotesi realistica (migliore stima). Un'analisi di migliore stima dovrebbe essere accompagnata da una considerazione sulle incertezze sia dell'impianto, sia dei dati sperimentali utilizzati per i modelli di codice. Qualora la tecnologia in sé è incerta, dovrebbe essere intrapreso un approccio più tradizionale: ad esempio, quando in un reattore è pervista la presenza di metalli liquidi differenti da quelli utilizzati oggi, i codici esistenti non sono sufficientemente sviluppati per simulare tutti i fenomeni. Fino a quando questi strumenti non saranno disponibili e collaudati in modo abbastanza preciso, margini di sicurezza e ipotesi conservative dovrebbero essere considerati nelle simulazioni del comportamento dell'impianto.

In aggiunta alla valutazione della vulnerabilità degli impianti in caso di incidenti gravi e con importanti rilasci, un'analisi probabilistica di sicurezza deve essere utilizzata a partire dalla fase di progettazione per:

- determinare i carichi più realistici e le condizioni per i sistemi di mitigazione, incluso il contenimento;
- valutare l'equilibrio della progettazione e delle possibili debolezze;
- integrare i fattori umani nell'analisi di sicurezza;
- identificare i margini di sicurezza;
- contribuire a definire i requisiti di sicurezza operativa; e
- identificare le sensibilità e le incertezze.

Per lo svolgimento delle analisi di sicurezza di una centrale nucleare, esiste un numero di pubblicazioni, come, per esempio, Rif. [10], [11], [23] e [24].

Per il requisito per l'utente UR4.4, INPRO ha selezionato i criteri espoti nella tabella seguente.

Tabella 21 – Criteri per UR4.4

UR4.4 (safety analysis): *For the safety analysis, both deterministic and probabilistic methods should be used, where feasible, to ensure that a thorough and sufficient safety assessment is made. As the technology matures, "Best Estimate (plus Uncertainty Analysis)" approaches are useful to determine the real hazard, especially for limiting severe accidents.*	
Criteria (CR)	
Indicators (IN)	**Acceptance Limits (AL)**
CR4.4.1 risk informed approach	
IN4.4.1: Use of a risk informed approach?	**AL4.4.1:** Yes.
CR4.4.2 uncertainties	
IN4.4.2: Uncertainties and sensitivities identified and appropriately dealt with?	**AL4.4.2:** Yes.

Criterio CR4.4.1 (approccio di rischio informato)

Indicator IN4.4.1: *Uso di un approccio di rischio informato?*

Acceptance limit AL4.4.1: *Sì.*

Uno sviluppo più recente si chiama "processo decisionale di rischio informato". Comprende la progettazione di criteri che implicitamente coinvolgono considerazioni probabilistiche e sono completati da espliciti argomenti probabilistici che chiariscono gli obiettivi di progetto.

Debolezze e le vulnerabilità della progettazione possono essere identificati e giudicati nuovamente quali obiettivi. Varie opzioni disponibili per migliorare la sicurezza possono essere valutate quantitativamente e comparate, anche per quanto riguarda l'efficienza dei costi. Le decisioni relative alla garanzia di affidabilità di funzionamento sicuro e controllo del rischio possono essere basate su una motivazione supplementare.

Il limite di accettazione AL4.4.1 per un INS è soddisfatto se al valutatore INPRO è data prova che da parte del progettista è stato fatto un uso attento dell'approccio di rischio consapevole basato su una serie di dati di collaudo.

.

Criterio CR4.4.2 (incertezze)

Indicator IN4.4.2: *Incertezze e sensibilità sono state identificate e trattate di conseguenza?*

Acceptance limit AL4.4.2: *Sì.*

In linea di principio, un PSA dovrebbe indagare su tutte le ipotesi di incidente. Praticamente, tutti gli scenari coinvolgono fenomeni associati con qualche incertezza, quindi, esiste una fondamentale incertezza nei risultati di queste analisi. Una approfondita analisi delle incertezze è in grado di identificare le aree che necessitano di ulteriori indagini. Inoltre, se l'analisi probabilistica di sicurezza genera stime puntuali, un'analisi dell'incertezza può contribuire alla credibilità di questi risultati.

Studi di sensibilità – determinazione della differenza nei risultati utilizzando un valore definito di una variabile e una deviazione data rispetto al valore di riferimento – sono uno strumento per definire la precisione richiesta (o l'incertezza ammissibile) di una variabile.

Il limite di accettazione AL4.4.2 per un INS è soddisfatto se a disposizione del valutatore INPRO la prova che è stata effettuata dal progettista un'analisi approfondita delle incertezze, tra cui studi di sensibilità complementare. E' raccomandata una revisione indipendente.

3. Considerazioni conclusive

Per reattori nucleari ed impianti del ciclo del combustibile innovativi, sono stati formulati da INPRO quattro principi fondamentali articolati in quattordici requisiti per l'utente. L'approccio alla sicurezza si basa sulle norme di sicurezza dell'IAEA e, derivati da quelle, in applicazione di una maggiore strategia di difesa in profondità rispetto ai modelli e strutture già esistenti, è sostenuto da un'enfasi crescente data alle caratteristiche di sicurezza intrinseche e passive. Una maggiore indipendenza dei diversi livelli di difesa in profondità è considerata elemento chiave per evitare la propagazione del guasto da un livello a quello successivo. Il numero di barriere fisiche che in un impianto nucleare sono necessarie per proteggere l'ambiente e le persone dipende dai potenziali pericoli interni ed esterni e dalle potenziali conseguenze dei guasti; quindi il numero e la forza delle barriere varierà a seconda del tipo di reattore nucleare.

Il punto finale della rafforzata strategia di difesa in profondità è che anche in caso di gravi incidenti non ci sarà bisogno di adottare misure di evacuazione delle persone che vivono nelle vicinanze di un impianto nucleare, eccetto quelle misure di emergenza generiche sviluppate per qualsiasi impianto industriale.

Si riconosce che per reattori e cicli del combustibile innovativi, è necessaria maggiore integrazione dello sviluppo, per assicurare che le emissioni di materiale radioattivo da tutti i componenti del sistema sono considerati e ottimizzati. Idealmente, l'impatto (ad esempio, la dose) della combinazione di reattore e ciclo del combustibile (inclusi gli impianti di trattamento di rifiuti associati) deve essere valutato in fase di definizione del concetto per i reattori nucleari e installazioni del ciclo del combustibile innovativi. Si dovrebbe cercare di ottimizzare la produzione globale di energia attraverso il bilanciamento di rischi, impatti ed aspetti economici.

Riferimenti

[1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, IAEA-TECDOC-1362, Vienna (2003).

[2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, IAEA-TECDOC-1434, Vienna (2004).

[3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Overview of the Methodology, Volume 1 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEATECDOC-1575, Vienna (2007).

[4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, INSAG Series No. 12, IAEA, Vienna (1999).

[5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirements, Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).

[6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Status of Advanced Light Water Cooled Reactor Designs - 2004, IAEA-TECDOC-1391, Vienna (2004).

[7] OECD INTERNATIONAL ENERGY AGENCY, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Innovative Nuclear Reactor Development Opportunities for International Cooperation, OECD/IEA, Paris (2002).

[8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Waste Management, Volume 4 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1575, Vienna (2007).

[9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Volume 9 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEATECDOC-1575, Vienna (2007).

[10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Analysis for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 23, IAEA, Vienna (2002).

[11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2002).

[12] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, INSAG Series No. 10, IAEA, Vienna (1996).

[13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002).

[14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Instrumentation and Control Systems Important to Safety in Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.3, IAEA, Vienna (2002).

[15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants, IAEA-TECDOC-626, Vienna (1991).

[16] SANTAMAURA, P., BANASEANU, G., BETTIG, R., HENDERSON, R., ILIESCU, P., MENON, U., OZDEMIR, A.: ACR Level 1 Probabilistic Safety Assessment (PSA) Results – Internal AT-Power Events. 26th Annual Conference of the Canadian Nuclear Society, Toronto, June 12-15 (2005).

[17] SANTAMAURA, P., KAASALAINEN, S., WEBB, W.A., MCNEIL, S.: ACR Level 1 Internal Events Shutdown State Probabilistic Safety Assessment (PSA). 26th Annual Conference of the Canadian Nuclear Society, Toronto, June 12-15 (2005).

[18] UK-EPR Fundamental Safety Overview; Volume 2 Chapter R – Probabilistic Safety Assessment; Framatome ANP; August (2008).

http://www.eprreactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/show.asp?P=139&L=EN

[19] UK AP1000 Probabilistic Safety Assessment; Westinghouse report UKP-GW-GL-0200

https://www.ukap1000application.com/AP1000Documentation.aspx

[20] BRETTSCHUH, W., MESETH, J., "Design Features, Safety Assessments and Verification of Key Systems, and Economic Advancements for SWR1000", presented at the IAEA Consultancy Meeting on Recent Developments in Evolutionary Reactors (LWR), Vienna, 8-10 Dec. 2004.

[21] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP), Publication 63, Principles for intervention for Protection of the Public in a Radiological Emergency, Annals of the ICRP Vol. 22/4, Pergamon Press, Oxford (1993).

[22] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP), 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP – Users' Edition, Annals of the ICRP, Vol. 21/1-3, Pergamon Press, Oxford (1992).

[23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety, IAEA Safety Series No. 106, Vienna (1992).

[24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report For Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-4.1, IAEA, Vienna (2004).