



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Sviluppo di un NESA di interesse nazionale (Fase 1)

F. Vettrino, M. E. Ricotti



SVILUPPO DI UN NESA DI INTERESSE NAZIONALE (FASE 1)

F. Vettrino, M. E. Ricotti CIRTEN

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

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

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

Responsabile del Progetto: Massimo Sepielli, ENEA



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

POLITECNICO DI MILANO

DIPARTIMENTO DI ENERGIA

Sezione INGEGNERIA NUCLEARE - CeSNEF

Sviluppo di un NESAs di interesse nazionale (Fase 1)

Autori

F. Vettraiuo

M. Ricotti

CERSE-POLIMI RL 1482/2012

Milano, Luglio 2012

Lavoro svolto in esecuzione dell'Attività LP1.C2a
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico - Piano Annuale di Realizzazione 2011
Progetto 1.3.1 "Nuovo Nucleare da Fissione:
collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare"



INDICE

EXECUTIVE SUMMARY	- 4 -
1 Introduzione	- 7 -
2 Il NESI - Nuclear Energy Systems Assessment	- 8 -
2.1 La metodologia INPRO – uno strumento per la valutazione del NES.....	- 8 -
2.2 Il Nuclear Energy System (NES)	- 9 -
2.3 La valutazione del NES (Nuclear Energy System)	- 10 -
2.4 Utilizzatori del NESI	- 11 -
2.5 Come funziona la metodologia INPRO.....	- 11 -
2.6 Aree di valutazione	- 13 -
3 Gli altri modelli e strumenti iaea per le valutazioni energetiche	- 17 -
3.1 Energy Planning e Sviluppo Sostenibile	- 17 -
3.2 Sviluppo delle strategie energetiche	- 18 -
3.3 I sistemi energetici	- 19 -
3.4 Strumenti per la valutazione delle opzioni di sviluppo energetico a lungo termine	- 20 -
3.5 Gli utilizzatori degli strumenti di Energy Planning	- 24 -
4 Identificazione di un possibile NES di interesse nazionale	- 26 -
4.1 Dimensioni di un possibile NES nazionale.....	- 26 -
4.2 Reattori di interesse.....	- 29 -
4.3 Inputs dal technology holder	- 33 -
5 schema generico di valutazione di un possibile NES di interesse nazionale....	- 34 -
5.1 Tipo di valutatore.....	- 34 -
5.2 Caratteristiche del Paese.....	- 34 -
5.3 Sistema elettrico	- 34 -
5.4 Articolazione dell’analisi	- 35 -
6 descrizione dei risultati tipici dell’analisi e procedura di reporting inpro	- 53 -
6.1 Le variabili di output delle varie aree	- 53 -
6.2 Caso di non-verifica dei criteri.....	- 57 -



6.3	Procedura di reporting INPRO	- 58 -
7	Rassegna delle lessons learned da altri NESAs	- 59 -
7.1	Esperienze acquisite sul NESAs	- 59 -
7.1.1	<i>Energy Planning – Domanda e approvvigionamento</i>	- 60 -
7.1.2	<i>Definizione dei sistemi energetico-nucleari nazionali</i>	- 60 -
7.1.3	<i>Scoping level del NESAs</i>	- 62 -
7.1.4	<i>Risultati dei vari NESAs</i>	- 62 -
7.1.5	<i>Risultati del Joint Study</i>	- 64 -
7.1.6	<i>Azioni principali di follow-up definite nel NESAs</i>	- 65 -
7.1.7	<i>Feedbacks sulla metodologia INPRO</i>	- 66 -
7.1.8	<i>Valutazioni sulle applicazioni della metodologia INPRO</i>	- 67 -
7.1.9	<i>Applicazione dei concetti innovativi di reattori nei paesi in via di sviluppo</i>	- 67 -
8	Conclusioni	- 69 -
9	Bibliografia	- 70 -
10	Appendici	- 71 -
	APPENDICE 1: Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs	- 71 -
	APPENDICE 2: Template Excel valutazioni economiche	- 71 -
	APPENDICE 3: eNESAs Report Template	- 71 -
10.1	APPENDICE 1: Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs ...	- 72 -
	Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs condotto da un technology user	- 73 -
10.2	APPENDICE 2: Template Excel valutazioni economiche	- 93 -
10.3	Appendice 3: eNESAs Report Template	- 99 -
1.	Economics	- 101 -
2.	Waste Management	- 109 -
3.	Proliferation Resistance	- 115 -
4.	Physical Protection	- 120 -
5.	Environment	- 128 -
6.	Safety of Nuclear Reactors	- 131 -
7.	Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities	- 143 -



EXECUTIVE SUMMARY

I sistemi energetico-nucleari sono caratterizzati da infrastrutture complesse e longevità tale da estendersi facilmente su diverse generazioni. Inoltre, lo sviluppo o l'espansione dell'energia nucleare richiede tempi lunghi e grandi risorse, specialmente per la progettazione e commercializzazione di reattori e componenti nuovi e innovativi. Appare, pertanto, più che ragionevole e opportuno valutare un sistema energetico-nucleare da un punto di vista globale, secondo tutte le quattro dimensioni fondamentali dello sviluppo sostenibile: sociale, economico, ambientale, istituzionale.

Il NESAs consiste, pertanto, nell'analisi di un sistema energetico nucleare, concepita secondo un “*approccio olistico*” (ambiente, 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.

Più specificamente un NESAs valuta:

- Tutte le installazioni nucleari di un sistema energetico-nucleare dato, dall'estrazione del minerale uranifero fino al condizionamento finale di tutti i rifiuti, incluso lo smaltimento permanente dei rifiuti ad alto livello, insieme a tutte le misure istituzionali relative, quali legislazione nucleare, autorità regolatoria, ecc.
- Il ciclo di vita completo dell'installazione (“dalla culla alla tomba”), ossia progettazione, costruzione, esercizio e decommissioning.
- Tutte le aree di valutazione definite nella metodologia INPRO (economia, infrastrutture, gestione dei rifiuti, resistenza alla proliferazione, protezione fisica, ambiente e sicurezza), attraverso lo schema Basic Principles, User Requirements, Criteria.

Il NESAs può essere utilizzato sia da Paesi che hanno già in corso un proprio programma nucleare e che vogliono valutare, ad esempio, la transizione dalla flotta attuale di reattori a un sistema energetico-nucleare basato su reattori innovativi, sia da Paesi *new-comer* che prevedono l'apertura di un nuovo programma nucleare. L'analisi NESAs permette di considerare il sistema nucleare secondo l'approccio olistico summenzionato che consente di determinare se questo soddisfa o meno gli obiettivi di sviluppo sostenibile del Paese.

Il NESAs è il tool nucleare che insieme ad altri modelli e strumenti è parte del “*IAEA energy planning tools package*” attraverso il quale IAEA fornisce supporto ai Paesi Membri nella definizione dei vari aspetti della strategia energetica di un paese. Questi vanno dai modelli per la valutazione dell'evoluzione della domanda energetica (MAED), a quelli per la valutazione delle alternative energetiche e il loro impatto ambientale (MESSAGE), a quelli per la pianificazione energetica dei paesi in via di sviluppo (WASP), ai modelli di analisi economico-finanziaria (FINPLAN), a quelli capaci di stimare e quantificare i costi derivanti dall'impatto ambientale e salute delle popolazioni (SIMPACTS) e, infine, un modello di indicatori per lo sviluppo energetico sostenibile (ISED) consistente in uno strumento capace di dare indicazione a analisti e decisori circa lo stato e trend del sistema energetico del paese.



Uno degli step fondamentali del NESAs è la definizione del NES (Nuclear Energy System), esistente o che il Paese ha interesse a sviluppare. La dimensione in termini di potenza da installare e quota dell'energia elettrica attesa dal NES sono variabili fondamentali, insieme ai reattori con i quali è costituito/si intende realizzare il parco nucleare. Nel caso specifico italiano, il NES di possibile interesse viene identificato in un parco nucleare costituito da reattori di III Generazione come EPR e AP1000, con possibile integrazione anche di reattori modulari SMR, della dimensione globale dell'ordine di 13 GWe e capace di coprire circa il 25% della domanda elettrica nazionale al 2030, in accordo alle prospettive di strategia energetica del governo nazionale, antecedenti l'evento di Fukushima e il referendum del giugno 2011. Le caratteristiche avanzate in termini di sicurezza, economia e gestione del ciclo nucleare, dei reattori identificati, insieme alla loro esperienza realizzativa che si va accumulando nel mondo (Europa, Cina e USA), costituiscono il biglietto di plausibile viabilità, agli scopi del NESAs, di un sistema energetico-nucleare basato su di essi.

Il NESAs, in accordo alla metodologia INPRO della IAEA, si svolge secondo uno schema stabilito che oltre alla definizione del NES sopra citato, include altri aspetti importanti quali caratteristiche del Paese valutatore (esperto o meno, technology holder o user, ecc.), il sistema elettrico del Paese, lo scenario elettrico, le opzioni di tecnologie energetiche alternative, i dati tecnici del ciclo nucleare completo, i dati relativi alle varie aree da analizzare (economia, ambiente, infrastrutture, protezione fisica, resistenza alla proliferazione, sicurezza, gestione rifiuti).

I risultati tipici del NESAs sono la valutazione/verifica dei criteri (indicatori e limiti di accettabilità) INPRO in riferimento a ciascuna delle aree suddette, con l'obiettivo ultimo di valutare se il NES analizzato è sostenibile per il Paese. I risultati vengono forniti in accordo al format e-NESAs Support Package, e riferiranno, in particolare, obiettivi del NESAs e 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; la sorgente d'informazione per ciascuna delle aree della metodologia INPRO inclusa nello studio; conclusioni globali relative a ciascun'area a livello di user requirements e basic principles; dettagli di giudizio relativi a ciascuno dei criteri valutati e la rationale per tale giudizio; raccomandazioni e feedbacks per l' INPRO Group.

L'esperienza internazionale sul NESAs annovera ad oggi gli studi condotti da sei Paesi per la valutazione dei loro sistemi nucleari: Argentina, Armenia, Brasile, India, Corea e Ucraina. Otto Paesi (Canada, Cina, Francia, India, Giappone, Corea, Russia e Ucraina) hanno partecipato, inoltre, ad uno studio internazionale per la valutazione di sistemi energetico-nucleari, comprensivi di reattori veloci, con chiusura del ciclo combustibile. Lo spettro di Paesi interessati comprendeva sia detentori-sviluppatori della tecnologia che utilizzatori, i primi nell'intento di valutare la sostenibilità dei loro sistemi attuali e nella prospettiva di espansione e esportazione verso altri paesi, i secondi perché utilizzatori candidati a espandere la dimensione dei loro programmi nucleari. Dai risultati emerge che il NESAs è uno strumento di grande ausilio, specialmente nel caso dei Paesi “technology user”, nel comprendere i problemi associati allo sviluppo di un programma nucleare improntato ai criteri di sostenibilità. Ancora, il NESAs si rivela strumento potente al fine della conoscenza di base per decisori e stakeholders nell'esaminare tutti gli aspetti decisionali relativi al lancio di un programma energetico-nucleare che rappresenti parte significativa della strategia energetica del Paese interessato. Altri studi NESAs sono attualmente in corso, da parte di Bielorussia, Kazakistan e Indonesia.



Il NESAs, nell’attuale fase di ripensamento dell’Italia, si presenta come uno strumento di estrema validità per gli studi e valutazioni nell’ottica della possibile futura opzione nucleare per il Paese, che avrebbe il vantaggio particolare di basarsi su un sistema di reattori all’avanguardia della tecnologia attuale (III Generazione) e prossima (IV Generazione).

La fase successiva dell’attività riferita nel seguente rapporto, è il passaggio, in più stretta collaborazione con IAEA, alla valutazione quantitativa di un limited-scope o full-scope NESAs_IItaly in accordo alle risorse che si renderanno disponibili.



1 INTRODUZIONE

Sebbene l'energia nucleare rappresenti ad oggi una quota limitata dei consumi in termini di energia primaria a livello mondiale, costituisce, per contro, una parte importante della generazione elettrica globale e che in alcuni dei paesi industrializzati, come l'Unione Europea, arriva ad essere la prima fonte di produzione elettrica con punte che arrivano in alcuni casi come la Francia, a superare il 75% dell'energia elettrica prodotta.

Le limitazioni sempre urgenti di tipo ambientale e l'avanzamento dei Paesi in via di sviluppo, richiederanno nel prossimo futuro sempre più l'uso di fonti sostenibili dal punto di vista ambientale e socio-economico. In questo senso l'energia nucleare, insieme alle fonti rinnovabili, può continuare ad avere un ruolo verosimilmente non secondario nell'arco del secolo in corso.

L'accettabilità del nucleare, soprattutto dopo gli eventi di Fukushima di un anno fa, passa, pertanto, anche attraverso un processo di analisi e valutazione approfondite e puntuali in merito alla sua capacità di contribuire allo sviluppo sostenibile.

E questo vale in modo particolare nel caso dell'Italia che, nonostante le decisioni, maturate dopo il referendum del giugno 2011, di congelamento del programma di rilancio della costruzione di nuove centrali nucleari nel paese, a quel momento in atto, potrebbe nei prossimi anni trovarsi nella necessità di riconsiderare seriamente l'opzione nucleare come parte del suo mix energetico.

In questa prospettiva il NESA (Nuclear Energy System Assessment) che affronta la valutazione di un sistema nucleare secondo l'approccio olistico dello sviluppo sostenibile (sociale, economico, ambientale, istituzionale), si configura come azione fondamentale per la valutazione di un possibile sistema nucleare candidato a contribuire in maniera sostenibile alle necessità energetiche nazionali dei prossimi decenni.

Tutti gli aspetti fondamentali connessi all'utilizzo dell'energia nucleare, ambiente, sicurezza, protezione fisica, non proliferazione, gestione rifiuti, economia e infrastrutture, queste ultime intese nel senso sia tecnologiche che istituzionali, vengono analizzati nel NESA con riferimento al ciclo nucleare complessivo (reattori e ciclo del combustibile) a fronte di principi base (Basic principles), requisiti dell'utilizzatore (User requirements) e criteri (Criteria) della metodologia INPRO della IAEA. Essendo l'obiettivo finale del NESA, la verifica o meno della sostenibilità del sistema nucleare analizzato, a fronte di tali principi, requisiti e criteri.

Lo scopo del presente rapporto è quello di illustrare lo schema di procedura del NESA, sotto i vari aspetti: modelli di analisi, inputs, outputs e reporting, compreso l'identificazione di un possibile NES (Nuclear Energy System) di interesse nazionale (Fase 1), base sulla quale procedere con l'analisi più propriamente quantitativa del NESA_Italy, in collaborazione con IAEA e oggetto di una possibile fase successiva dello sviluppo dell'attività (Fase 2).



2 IL NESAs - NUCLEAR ENERGY SYSTEMS ASSESSMENT

I sistemi energetico-nucleari sono caratterizzati da infrastrutture complesse e longevità tale da estendersi facilmente su diverse generazioni. Inoltre, lo sviluppo o l'espansione dell'energia nucleare richiede tempi lunghi e grandi risorse, specialmente per la progettazione e commercializzazione di reattori e componenti nuovi e innovativi. Appare, pertanto, più che ragionevole e opportuno valutare un sistema energetico-nucleare da un punto di vista globale, secondo tutte le quattro dimensioni fondamentali dello sviluppo sostenibile: sociale, economico, ambientale, istituzionale¹.

Il NESAs consiste, pertanto, nell'analisi di un sistema energetico nucleare, concepita secondo un “*approccio olistico*” (ambiente, 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.

Più specificamente un NESAs valuta:

- Tutte le installazioni nucleari di un sistema energetico-nucleare dato, dall'estrazione del minerale uranifero fino al condizionamento finale di tutti i rifiuti, incluso lo smaltimento permanente dei rifiuti ad alto livello, insieme a tutte le misure istituzionali relative, quali legislazione nucleare, autorità regolatoria, ecc.
- Il ciclo di vita completo dell'installazione “dalla culla alla tomba”, ossia progettazione, costruzione, esercizio e decommissioning.
- Tutte le aree di valutazione definite nella metodologia INPRO (economia, infrastrutture, gestione dei rifiuti, resistenza alla proliferazione, protezione fisica, ambiente e sicurezza), attraverso lo schema Basic Principles, User Requirements, Criteri.

Il NESAs può essere utilizzato sia da Paesi che hanno già in corso un proprio programma nucleare e che vogliono valutare, ad esempio, la transizione dalla flotta attuale di reattori a un sistema energetico-nucleare basato su reattori innovativi, sia da Paesi *new-comer* che prevedono l'apertura di un nuovo programma nucleare. L'analisi NESAs permette di considerare il sistema nucleare secondo l'approccio olistico summenzionato che consente di determinare se questo soddisfa o meno gli obiettivi di sviluppo sostenibile del Paese.

2.1 La metodologia INPRO – uno strumento per la valutazione del NESAs

La metodologia INPRO è stata sviluppata dalla IAEA nell'intento di avere a disposizione uno strumento per lo sviluppo del NESAs a vari livelli, nazionale, regionale o globale. Essa fa riferimento ad uno schema gerarchico di tre livelli: *Basic Principles, User Requirements and Criteria with Indicators and Acceptance Limits*. Questi elementi sono usati per la valutazione

¹ La World Commission on Environment and Development (1987) ha definito lo sviluppo sostenibile come “sviluppo che soddisfa le necessità del presente senza compromettere la capacità delle future generazioni a soddisfare le proprie” identificandone le quattro dimensioni fondamentali: economico, sociale, ambientale e istituzionale.

di un sistema energetico-nucleare in sette aree, che sono ritenute coprire nel loro insieme le cosiddette dimensioni dello sviluppo sostenibile:

- *Economics*
- *Infrastructure (institutional arrangements)*
- *Waste management*
- *Proliferation resistance*
- *Physical protection*
- *Environment (impact of stressors and resource depletion)*
- *Safety of reactors and nuclear fuel cycle facilities.*

Se tutti i *criteri*, *user requirements* e *basic principles* sono soddisfatti nelle rispettive aree di valutazione, allora il sistema energetico-nucleare può rappresentare una fonte energetica consistente con i criteri di sviluppo sostenibile di un Paese. I risultati del NESA possono risultare, quindi, elementi importanti nel perseguimento di questa evoluzione.



Fig.2.1 - Schema gerarchico dei tre livelli della Metodologia INPRO: *Basic Principles*, *User Requirements* and *Criteria with Indicators and Acceptance Limits*

2.2 Il Nuclear Energy System (NES)

Un sistema energetico-nucleare (Nuclear Energy System o NES) copre l'intero spettro del ciclo nucleare (Fig. 2.2) che va dall'estrazione-lavorazione (mining and milling) dell'uranio, alla sua conversione e arricchimento, alla fabbricazione del combustibile nucleare, alla generazione elettrica o altri prodotti energetici, ad esempio vapore o idrogeno, al ritrattamento del combustibile esaurito per il recupero del materiale fissile e fertile (ciclo chiuso), allo stoccaggio dei materiali fissili e fertili recuperati, al riciclo di quest'ultimi in reattore, al trattamento e stabilizzazione dei rifiuti, al deposito temporaneo e permanente di tutti i rifiuti, incluso l'intero framework istituzionale che governa il processo. Le misure istituzionali possono consistere in accordi, trattati, regimi di norme nazionali e internazionali, e convenzioni, come il Trattato di Non-Proliferazione delle armi nucleari, la Convenzione sulla Sicurezza nucleare, e gli accordi IAEA in materia di safeguards, come parte dell'infrastruttura istituzionale nazionale e internazionale necessaria all'installazione e esercizio di un programma nucleare.

I sistemi energetico-nucleari comprendono tutti i sistemi che contribuiscono a fare dell'energia nucleare un contribuente importante al soddisfacimento della richiesta energetica nel 21-mo secolo e includono entrambi i sistemi evolutivi e innovativi. Essendo un sistema evolutivo inteso come un sistema di progettazione avanzata che acquisisce miglioramenti attraverso limitate modificazioni che enfatizzano il mantenimento del “progetto provato” nell’ottica di minimizzare il rischio tecnologico. Un sistema innovativo è, invece, un sistema di concezione avanzata che incorpora cambiamenti concettuali radicali nell’approccio di progetto e configurazione del sistema, come ad esempio i reattori SMR, anche nella versione particolarmente compatta e trasportabile che non necessita del ricambio del combustibile (without on-site refuelling). Sistemi questi che in aggiunta alla generazione elettrica, possono includere impianti/facilities per altre applicazioni, come la produzione di calore ad alta temperatura, il riscaldamento di quartiere (district heating), la produzione di idrogeno, e la dissalazione dell’acqua di mare, adatti ad essere installati sia nei paesi industrializzati che in quelli in via di sviluppo.

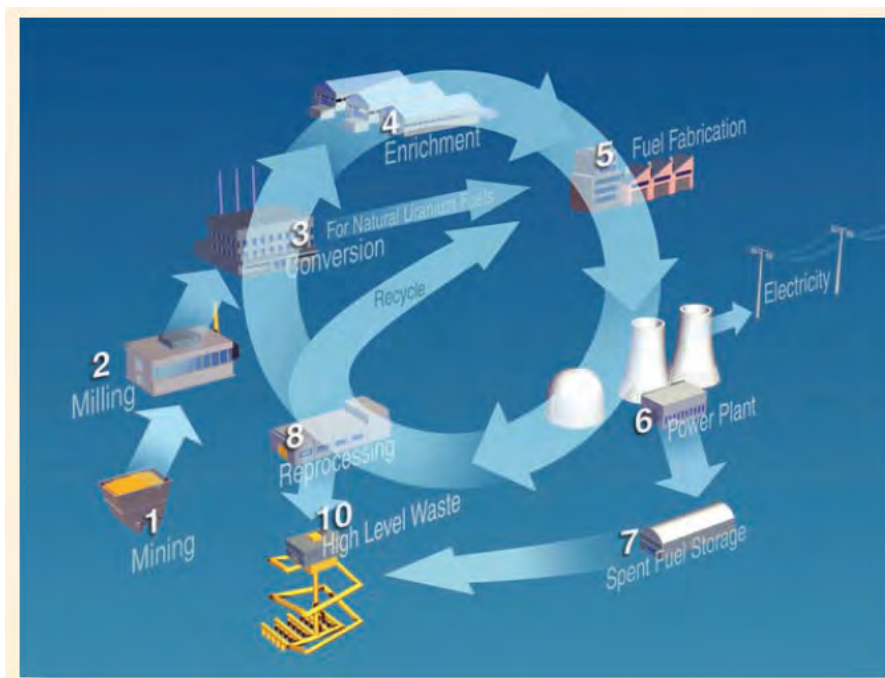


Fig. 2.2 - NES e ciclo nucleare

2.3 La valutazione del NES (Nuclear Energy System)

Una delle *mission* importanti della IAEA è quella di fornire supporto ai Paesi Membri nello sviluppo della pianificazione strategica e decisionale di un programma nucleare.

Il NESA aiuta i pianificatori energetici nei Paesi Membri a produrre decisioni consapevoli (informed) circa le scelte sul sistema nucleare più appropriato e a determinare se il piano strategico di deployment dello stesso è sostenibile. La IAEA offre il proprio supporto nello sviluppo del NESA mediante l’uso della Metodologia INPRO. Un prerequisito è, tuttavia, l’esistenza di uno studio di energy planning che definisca il ruolo dell’energia nucleare all’interno di un mix di approvvigionamento energetico a livello nazionale, regionale o globale, in funzione dello scopo della valutazione. I vari modelli IAEA relativi all’energy planning, sono a disposizione per fornire supporto ai pianificatori-analisti nello svolgimento del loro compito.



La valutazione può essere intrapresa dalle istituzioni nazionali incaricate della pianificazione del sistema energetico o di quello energetico-nucleare di un paese. Allo scopo si richiede un team che abbia un'esperienza interdisciplinare nelle sette aree di assessment definite nella metodologia INPRO, nonché una conoscenza adeguata degli impianti nucleari che costituiscono il sistema energetico-nucleare. Il team di valutazione può valutare il sistema nucleare singolo e/o la sua installazione-esercizio allo scopo di confermare che l'energia nucleare può contribuire, in maniera sostenibile, al soddisfacimento della richiesta energetica fine a fine scolo; comparare sistemi nucleari diversi per la ricerca di quello più consistente con gli obiettivi di sviluppo sostenibile di un paese; identificare eventuali gap nel programma di sviluppo o installazione, che possono portare ad azioni quali studi di R&S; studiare la transizione da un sistema nucleare operativo corrente a un sistema energetico-nucleare innovativo sia sotto l'aspetto tecnico che istituzionale. La metodologia INPRO è stata sviluppata specificamente per determinare se un dato sistema energetico-nucleare possa contribuire o meno, in maniera sostenibile, a soddisfare le necessità energetiche del 21-esimo secolo oppure richieda delle retroazioni affinché il contributo del nucleare sia sostenibile. Si tratta di uno strumento per analizzare i sistemi nucleari e le tecnologie innovative, che comprendono tutte le facilities del ciclo del combustibile nucleare nel corso della loro vita operativa nelle varie aree che vengono discusse di seguito. Le informazioni per la realizzazione del NESAs secondo la INPRO methodology, sono riportate in dettaglio nel IAEA TECDOC 1575 Rev.1 [1].

2.4 Utilizzatori del NESAs

In termini generali, le valutazioni NESAs sono utili sia per i paesi che hanno un programma nucleare già in atto e che vogliono valutare i sistemi energetico-nucleari presenti e futuri, e i paesi che prevedono l'apertura di nuovi programmi nucleari e che vogliono valutare se i possibili sistemi nucleari futuri possono contribuire a soddisfare i criteri di sviluppo sostenibile di un paese.

Sulla base della sua natura onnicomprensiva, il NESAs si rivolge a:

- Paesi sviluppatori della tecnologia nucleare, al fine di identificare i possibili gap nel settore della R&S e le azioni associate per colmare i gap;
- Paesi utilizzatori esperti della tecnologia nucleare, per supportarli nella loro pianificazione strategica in riferimento allo sviluppo o espansione di un sistema energetico-nucleare;
- Paesi candidati ad essere utilizzatori per la prima volta della tecnologia nucleare per aiutarli a identificare i problemi da considerare allorquando si va a decidere di intraprendere lo sviluppo step-by-step di un programma nucleare (costruzione del primo impianto nucleare e lo sviluppo connesso delle necessarie infrastrutture attraverso il supporto del IAEA Infrastructure Team) mirato al soddisfacimento della richiesta energetica a lungo termine, e nell'assistere questi utilizzatori nel corso della pianificazione e relative decisioni.

2.5 Come funziona la metodologia INPRO

La metodologia INPRO è strutturata secondo uno schema di tre livelli gerarchici:

- *Basic principles*
- *User requirements*
- *Criteria (indicators and acceptance limits)*

A livello più alto stanno i *Basic Principles* che rappresentano principi di obiettivi generali da conseguire in un sistema energetico-nucleare e fornisce ampia guida nella definizione di eventuali ulteriori attività di ricerca e sviluppo. Un esempio nell'area della sicurezza nucleare recita come segue: “*a nuclear energy system shall incorporate enhanced defence-in-depth as part of its fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations*”.

Al secondo livello vengono gli *User Requirements*, che stabiliscono le misure pertinenti i principali stakeholders, ossia i progettisti/sviluppatori, proprietari/esercenti, istituzioni governative, e l'industria, allo scopo di soddisfare l'obiettivo generale del basic principle in oggetto. L'utilizzatore è colui che ha una partecipazione o interesse nelle applicazioni potenziali delle tecnologie nucleari e pertanto, un interesse nell'applicare la metodologia o nel fare il review dei risultati di una valutazione. I potenziali utilizzatori della Metodologia INPRO sono:

- Rappresentanti degli investitori, organizzazioni di R&D, progettisti, utilities e produttori di energia;
- Decisori politici, come i governi nazionali, autorità legislative e regolatorie, organizzazioni e autorità locali e NGOs;
- Utilizzatori finali dell'energia (industria, pubblico, ecc.);
- Media interessati;
- Organizzazioni internazionali (es. IAEA, OECD-IEA, OECD-NEA).



Fig.2.3 - Schema della Metodologia INPRO mirata al supporto della sostenibilità del sistema energetico-nucleare

Un esempio di *user requirements* nell'area della sicurezza nucleare è il requisito funzionale relativo alla prevenzione-limitazione dei rilasci di radioattività che stabilisce: “*un rilascio maggiore di radioattività da un'installazione di un sistema energetico-nucleare dovrebbe essere prevenuta da qualsiasi punto di vista pratico, talché l'installazione nucleare non*

dovrebbe comportare misure di rimozione o evacuazione al di fuori dell'area di impianto, fatta eccezione delle misure generiche sviluppate/applicate per una qualsiasi installazione industriale impiegata per scopi similari”.

Al terzo e più basso livello, un criterio o più criteri INPRO verificano se lo stakeholder principale, ossia il progettista/sviluppatore, il proprietario/esercente o le istituzioni di governo, ha soddisfatto i requisiti dello user. Un criterio consiste in un indicatore specifico, per il sistema nucleare valutato, e un corrispondente limite di accettabilità. Il criterio è soddisfatto se l'indicatore, per il sistema nucleare in esame, soddisfa il limite di accettabilità.

2.6 Aree di valutazione

La metodologia INPRO identifica sette aree che nell'insieme sono ritenute coprire le dimensioni dello sviluppo sostenibile: economia, infrastrutture (arrangiamenti istituzionali), gestione dei rifiuti, resistenza alla proliferazione, protezione fisica, ambiente (impatto degli stressors e esaurimento delle risorse), sicurezza dei reattori e delle facility del ciclo del combustibile nucleare. Per ciascuna di queste aree di valutazione sono stati stabiliti: uno o più basic principles, user requirements e criteri, con relativi indicatori e limiti di accettabilità.

Economia: il basic principle identificato nell'area economica è che per essere di contributo allo sviluppo sostenibile, l'energia prodotta da un sistema nucleare, e i prodotti e servizi correlati, dev'essere disponibile e economicamente fattibile. I corrispondenti user requirements richiedono che per essere sostenibile in un paese o regione:

- *I prodotti dell'energia nucleare, ossia elettricità o calore, devono essere competitivi con i costi delle fonti energetiche alternative localmente disponibili, come ad esempio, le fonti di energia rinnovabile (idroelettrico, solare, eolico) o fossile;*
- *L'investimento totale richiesto per la progettazione, costruzione e commissioning del sistema di energia nucleare può essere sostenuto, e il rischio dell'investimento deve essere accettabile al confronto con gli investimenti degli altri progetti energetici;*
- *I sistemi nucleari innovativi devono avere la flessibilità di soddisfare i requisiti di mercati diversi.*

Sia i sistemi nucleari esistenti che i nuovi da installare in futuro, possono essere valutati a fronte degli user requirements suddetti.

Infrastrutture: Il basic principle definito fa appello ad uno sforzo limitato a quanto necessario per stabilire e mantenere un'infrastruttura adeguata (institutional arrangements) in un paese che intende installare o mantenere un sistema energetico-nucleare. Questi sforzi potrebbero essere limitati da schemi di accordi e collaborazioni regionali e internazionali da rendere disponibili a questi paesi. I corrispondenti user requirements riconoscono la necessità di stabilire e mantenere un framework legale nazionale che include gli obblighi internazionali, per definire la necessaria infrastruttura industriale ed economica richiesta per un programma nucleare, per costituire le misure appropriate ad assicurare l'accettabilità pubblica, e per affrontare il problema della disponibilità di risorse umane adeguate. Nell'area delle infrastrutture, i requisiti INPRO sono diretti primariamente ai governi, agli operatori delle installazioni nucleari, e all'industria nazionale coinvolta nella realizzazione del programma nucleare. I requisiti sono adatti alla valutazione sia dei sistemi nucleari esistenti che dei nuovi.



Gestione dei rifiuti: I quattro principi base per la gestione dei rifiuti nucleari sono stati derivati dai nove *Fundamental Principles of Radioactive Waste Management della IAEA*:

- La generazione di rifiuti va mantenuta al minimo praticabile;
- I rifiuti vanno gestiti in maniera da assicurare un livello accettabile per la protezione della salute umana e dell'ambiente indipendentemente dal tempo e dal luogo nel quale si può verificare l'impatto;
- I rifiuti vanno gestiti in modo tale da non imporre un carico indebito alle future generazioni; e
- Va tenuto conto delle interdipendenze tra generazione di tutti i tipi di rifiuti e gestione degli stessi.

Questi principi, a loro volta, portano agli *user requirements* che stabiliscono la minimizzazione dei rifiuti, in particolare di quelli contenenti i componenti tossici a lunga vita che potrebbero risultare mobili nell'ambiente del deposito finale; di limitare l'esposizione alle radiazioni e alle specie chimiche dei rifiuti; di specificare uno stato permanente sicuro per tutti i rifiuti e di portare gli stessi verso questo stato finale quanto prima e più praticabilmente possibile; di classificare tutti i rifiuti e di assicurare che gli stati intermedi non inibiscano o complichino il conseguimento dello stato finale; e di accumulare le risorse necessarie e sufficienti per la gestione di tutti i rifiuti nell'arco del ciclo di vita talché le *liabilities* (obblighi e responsabilità) accumulate ad ogni stadio del ciclo di vita siano sempre coperte. Questi requisiti sono adatti per valutare sia i sistemi nucleari esistenti che quelli nuovi e futuri.

Resistenza alla Proliferazione: Il principio base per la resistenza alla proliferazione richiede che le caratteristiche tecniche di progetto (caratteristiche intrinseche), come la facilità di ispezione e l'impegno dei paesi (misure estrinseche), come gli accordi sulle safeguards, da implementarsi sempre insieme in un sistema nucleare nell'intero corso del ciclo di vita. I corrispondenti *user requirements* richiedono che un paese stabilisca e mantenga un framework legale appropriato e che, inoltre, il progettista mantenga basso il livello di attrattività del materiale nucleare, renda difficile e facilmente tracciabile l'eventuale diversione di materiale nucleare, incorpori barriere multiple contro la diversione, e favorisca l'implementazione di misure di safeguard che siano economicamente competitive attraverso l'ottimizzazione del progetto e dell'ingegneria dei sistemi nucleari. I *requirements* nell'area della resistenza alla proliferazione sono adatti per la valutazione degli impianti nucleari che saranno installati nel futuro. Può, tuttavia, essere valutato anche il legal framework di un sistema nucleare esistente.

Protezione Fisica: Il principio base richiede l'implementazione di un regime adeguato di protezione fisica nel corso di vita di un sistema nucleare. I corrispondenti *user requirements* sono basati sui principi fondamentali della convenzione emendata (*Amended Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, Vienna 2005*) per la protezione fisica dei materiali e installazioni nucleari. Essi coprono le quattro aree generali del regime della protezione fisica:

- Framework legislativo e regolatorio;
- Localizzazione, layout e progetto delle installazioni nucleari;
- Progetto dei sistemi di protezione fisica contro le azioni malevoli;
- Pianificazione degli eventi e mitigazione delle conseguenze delle azioni malevoli.

I requisiti per la protezione fisica sono fundamentalmente mirati alla valutazione dei nuovi sistemi nucleari da installarsi nel futuro ma possono essere, comunque, applicati anche alle installazioni esistenti.



Ambiente: I principi base relativi all’ambiente sono:

- Accettabilità degli effetti ambientali, ossia gli stressors causati dall’energia nucleare; e
- Capacità di un sistema nucleare innovativo a fornire energia facendo uso efficiente di risorse non-rinnovabili.

I due user requirements corrispondenti al primo dei basic principles ambientali richiedono che gli stressors ambientali, come ad esempio il rilascio e impatto di sostanze radioattive da una installazione nucleare nuova, ricada all’interno dei limiti regolatori nazionali e che risulti applicato, inoltre, il concetto di ALARP (*as low as reasonable practicable, economic and social factors taken into account*). Il primo degli user requirements richiede che i materiali fissili e fertili, come l’uranio, richiesti per la fabbricazione del combustibile nucleare siano disponibili. Anche gli altri materiali necessari per la costruzione e esercizio di un sistema nucleare, come lo zirconio, devono essere disponibili per un periodo di almeno cento anni. Questi materiali dovrebbero, inoltre, essere utilizzati in maniera più efficiente per gli impianti costruiti dopo il 2004 che è il punto di riferimento temporale scelto da INPRO. Il secondo user requirement si riferisce, primariamente, all’ output energetico adeguato ottenibile dal sistema nucleare a fronte dell’input di energia necessaria per costruire ed esercire lo stesso.

Sicurezza Nucleare: INPRO ha sviluppato quattro principi base nell’area della sicurezza delle installazioni nucleari basandosi sui *Fundamental Safety Principles* della IAEA, i requirements delle utilities come l’*EPRI Advanced Light Water Reactor Utility Requirements*, e un’estrpolazione del trend attuale assumendo una crescita importante dell’energia nucleare nel corso del 21-mo secolo.

Il primo basic principle, per una nuova installazione, fa appello ad un uso rinforzato del concetto di *defense-in depth* (DID) nel quale livelli diversi di protezione sono più indipendenti da ciascun altro in confronto alle installazioni nucleari operative alla fine del 2004 (reference design).

Gli user requirements corrispondenti forniscono raccomandazioni sul come il progettista/sviluppatore può conseguire un livello più elevato di sicurezza rispetto al reference design, intensificando l’uso del concetto DID in ciascuno dei suoi cinque livelli.

Il secondo basic principle ed il corrispondente user requirement richiedono al progettista di considerare un uso più elevato di sistemi passivi e di caratteristiche di sicurezza intrinseca allo scopo di eliminare o minimizzare gli eventi di potenziale incidente.

Il terzo basic principle stabilisce un obiettivo di alto livello richiedendo al progettista di ridurre il livello di rischio delle installazioni nucleari dovuto all’esposizione alle radiazioni di lavoratori e pubblico, in modo tale che questo rischio risulti comparabile al livello di rischio correlato alle altre installazioni industriali non-nucleari similari.

Il quarto basic principle a i relativi user requirements richiedono che sia effettuato un sufficiente livello di R&S per i nuovi progetti nucleari. Questo permetterebbe di portare il livello di conoscenza delle caratteristiche dell’impianto e la capacità degli strumenti di analisi, ad almeno lo stesso livello di confidenza del reference design (ossia un’installazione operativa a fine 2004).

Un NESAs nell’area della sicurezza nucleare è fundamentalmente adatto per la valutazione dei nuovi progetti di impianti installati dopo il 2004. Ove la valutazione porti alla messa in



evidenza di un gap, azioni di follow-up, quali l’aggiunta di attività ulteriori di R&S, vengono definite insieme ad altri studi ed analisi per chiudere il gap.

E’ importante rilevare che l’insuccesso della verifica di tutti i principi, requisiti e criteri, non significa necessariamente che un sistema energetico nucleare non sia da mantenersi operativo o da installare nell’interim. Può ragionevolmente essere che il sistema così come definito possa rappresentare un contributo importante, sebbene ad interim, nel soddisfare le necessità energetiche di un paese o regione; tuttavia, a tempo debito, alcune installazioni possono necessitare di essere rinnovate/rafforzate con componenti nuovi o aggiuntivi o addirittura messe fuori servizio (phased out) in favore di altre.

3 GLI ALTRI MODELLI E STRUMENTI IAEA PER LE VALUTAZIONI ENERGETICHE

La Metodologia INPRO è la parte propriamente nucleare del pacchetto di strumenti IAEA per la valutazione della sostenibilità dei sistemi energetici in generale. Questi ulteriori strumenti affrontano le varie problematiche che vanno dal *energy planning* allo *sviluppo delle strategie energetiche* e alla *valutazione delle opzioni energetiche* varie a lungo termine.

3.1 Energy Planning e Sviluppo Sostenibile

Lo scopo fondamentale dell'energy planning implica che le decisioni sulla domanda e sulle infrastrutture per il supply energetico di un paese coinvolgano tutti gli stakeholders, prendano in considerazione tutte le possibili opzioni di domanda e approvvigionamento energetico, e siano consistenti con gli obiettivi complessivi per lo sviluppo sostenibile, ove quest'ultimo si basa su tre pilastri interdipendenti: sviluppo sociale, sviluppo economico e protezione ambientale, tutti collegati fra loro da efficaci istituzioni di governo.

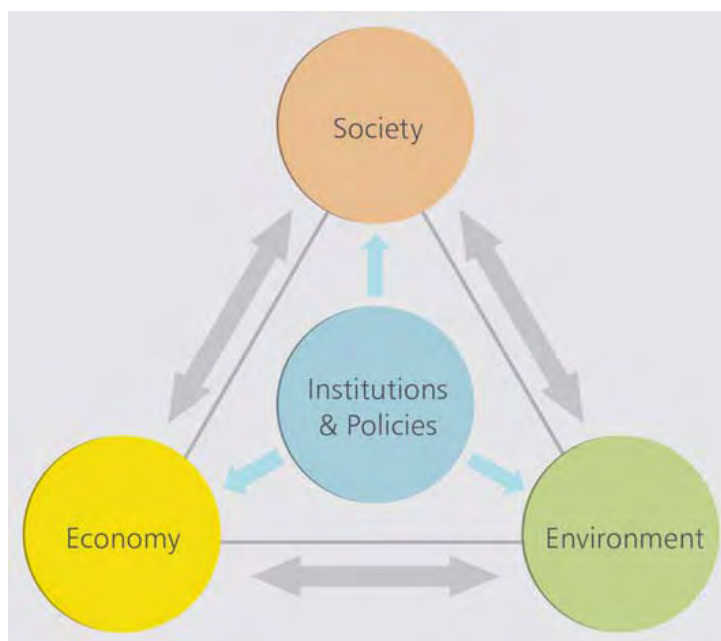


Fig. 3.1 - Schema concettuale di sviluppo sostenibile

La IAEA assiste i Paesi Membri nell'approntare le capacità realizzative di un sistema energetico, nell'area dell'analisi e pianificazione di un sistema energetico nazionale o regionale in modo tale che gli stessi possano definire indipendentemente le proprie strategie energetiche nazionali. In funzione del patrimonio di risorse indigene di un paese, dello stato di sviluppo delle infrastrutture e degli obiettivi di sviluppo sostenibile, le analisi del sistema energetico possono o meno concludere che l'energia nucleare può essere parte del mix energetico futuro di un paese.

La IAEA offre allo scopo un set di modelli ed una metodologia per:



- a) Sviluppare previsioni plausibili della domanda energetica e i corrispondenti mix di risorse energetiche (technology neutral);
- b) Effettuare un NESA (Nuclear Energy System Assessment) con focus su tutti i segmenti del sistema nucleare.

La pianificazione strategica di lungo termine dei sistemi energetici ed il ruolo potenziale del nucleare all'interno di questi, richiedono una chiara comprensione della dinamica dell'evoluzione delle tecnologie e delle innovazioni delle infrastrutture energetiche relative, le preferenze sociali, le direzioni dello sviluppo economico e i limiti ambientali.

In particolare, è da tener presente fin da subito che l'eventuale adozione di un programma energetico nucleare comporta implicazioni e obbligazioni che si estendono su un arco temporale che va oltre il secolo.

3.2 Sviluppo delle strategie energetiche

Un processo di energy planning ha inizio con l'inventario della situazione energetica complessiva di un paese, facendo uso di un set di indicatori che comprende tutti gli aspetti dello sviluppo sostenibile e generando da questo un'immagine del sistema energetico esistente, che va dall'estrazione delle risorse all'approvvigionamento dei servizi energetici consistenti con i requisiti previsti dagli strumenti IAEA di analisi e pianificazione energetica. I modelli IAEA sono a questo punto “calibrati” in maniera da riflettere correttamente l'infrastruttura energetica esistente e i flussi di energia relativi. La definizione degli scenari di sviluppo socio-economico e tecnologico futuri, è lo step successivo, ossia il disegnare la possibile prospettiva nazionale di lungo termine dello sviluppo socio-economico di un paese o regione, da cui derivare i profili di domanda e servizi energetici. A questo punto, viene intrapresa la valutazione di tutte le opzioni presenti e future di approvvigionamento energetico che possano soddisfare la domanda in accordo a obiettivi o limiti di policy stabiliti.

Una volta che l'energia nucleare sia stata identificata da uno Stato Membro come una componente desiderabile del mix energetico futuro di un paese, è utile effettuare una valutazione dell'intero sistema energetico nucleare (NES) in modo da far crescere la consapevolezza di tutti i problemi correlati con lo sviluppo e l'installazione di un sistema nucleare, dare supporto allo sviluppo di un piano strategico nazionale per l'energia nucleare, e determinare se il sistema energetico-nucleare proposto soddisfa i criteri di sviluppo sostenibile.

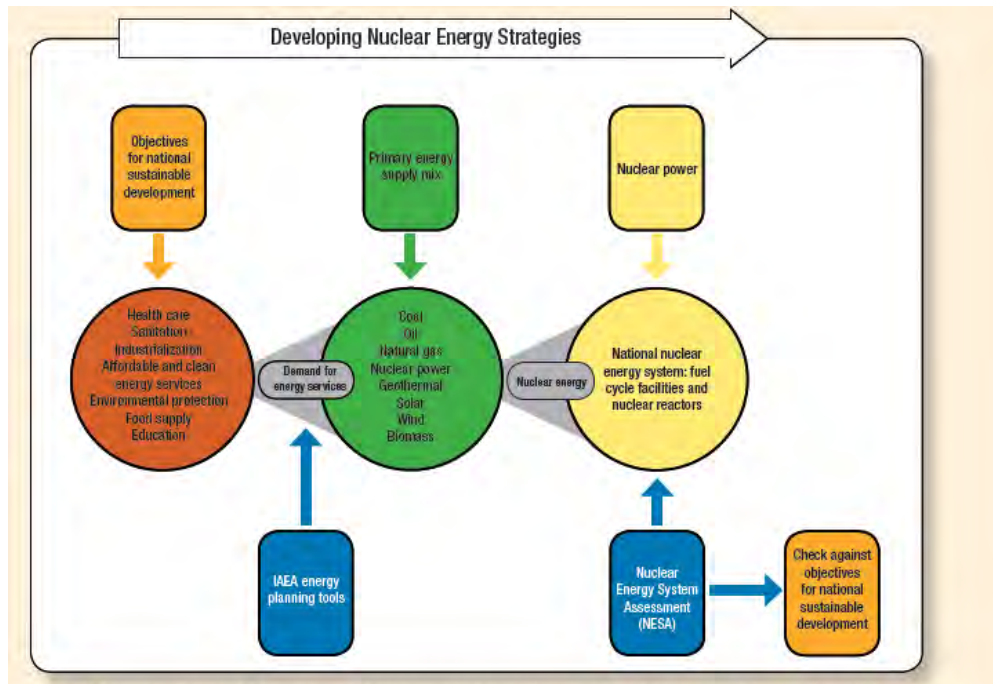


Fig. 3.2 - Gli strumenti e metodologie IAEA per l'energy planning a supporto della sostenibilità delle strategie nucleari

Un sistema energetico nucleare comprende, come già detto, tutte le installazioni del ciclo del combustibile, dall'estrazione e lavorazione del minerale, alla conversione, arricchimento, fabbricazione del combustibile, alla costruzione-esercizio dei reattori, alla generazione di elettricità o altri prodotti, fino al condizionamento finale di tutti i rifiuti e allo smaltimento definitivo dei rifiuti ad alto livello, ivi comprese le misure istituzionali di definizione del framework legislativo, autorità regolatoria, ecc..

Allo scopo di assistere gli Stati Membri nell'effettuazione di un NESA, INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) della IAEA, ha sviluppato la "Metodologia INPRO" con il contributo di circa 300 esperti internazionali provenienti anche dal Generation IV International Forum (GIF).

3.3 I sistemi energetici

Il sistema energetico è di più del settore energetico, il quale ultimo è parte del sistema energetico. L'obiettivo del sistema energetico è quello di fornire i servizi di energia quali l'illuminazione, la forza motrice, temperature degli interni confortevoli, la refrigerazione, il trasporto, ecc. I servizi energetici sono praticamente indispensabili per qualsiasi attività industriale, commerciale e di servizio. Il sistema energetico è costituito dal settore "supply" dell'energia e dalle tecnologie end-use, come forni, stufe, frigoriferi, lampade, computers, macchine industriali, con l'annessa infrastruttura che converte i combustibili forniti dal settore energetico (supply) in servizi energetici, come l'erogazione di elettricità per i servizi civili e industriali in generale.

In altri termini, il sistema energetico consiste di un insieme di catene (spesso interconnesse) per l'erogazione di questi servizi. Esso comincia dalla raccolta-estrazione dell'energia primaria che può essere convertita in forma di combustibili quali la benzina, il diesel, i bio-combustibili, l'elettricità, tutti adatti all'erogazione dei servizi energetici desiderati attraverso le tecnologie end-use.

Le diverse catene energetiche (fossili, rinnovabili, nucleare, etc.), sono in competizione fra loro, come pure lo stesso servizio può spesso essere erogato da più di una catena.

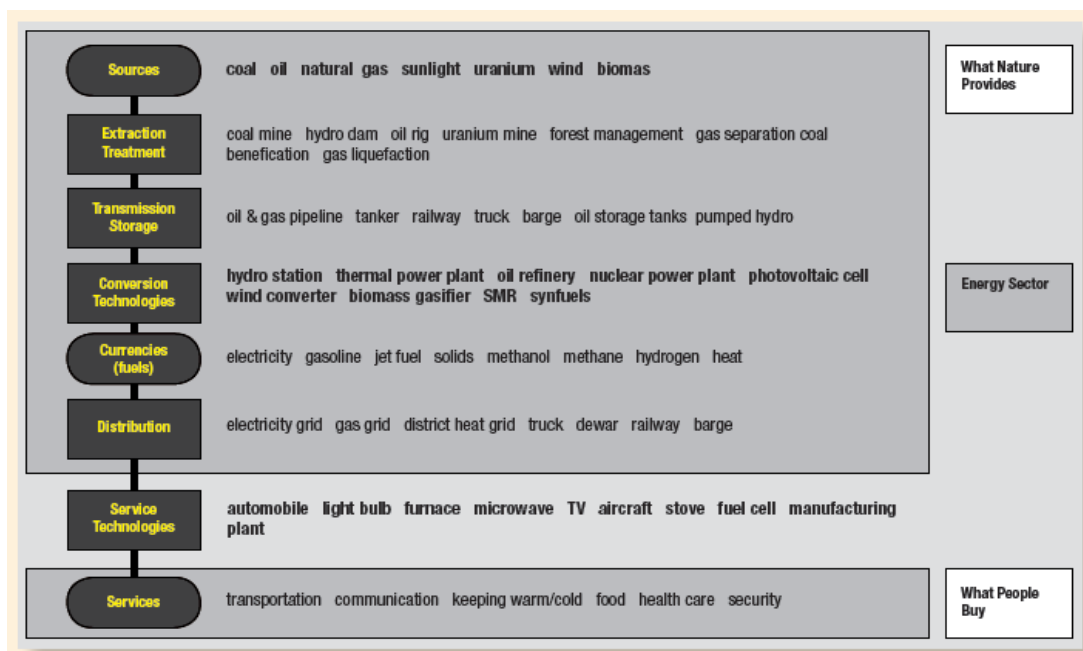


Fig. 3.3 – Architettura del sistema energetico. Gli esempi sono intesi essere illustrativi e non esaustivi (Source: Rogner and Scott, IAEA 2000).

I servizi energetici sono, pertanto, il risultato della combinazione di varie tecnologie, infrastrutture (capitale), lavoro (know-how), materiali e fonti energetiche. Ciascuna di queste componenti, parzialmente sostituibili, si caratterizza con un proprio prezzo. Inoltre, ognuna delle componenti è soggetta a cambiamento, specialmente nel lungo termine e in questo, il modeling aiuta a porre in prospettiva i potenziali cambiamenti relativi. Dal punto di vista del consumatore, i problemi importanti sono il valore economico o l'utilità derivata dai servizi. Va anche detto che il consumatore è spesso ignaro delle attività richieste a monte per la produzione dei servizi energetici.

3.4 Strumenti per la valutazione delle opzioni di sviluppo energetico a lungo termine

In risposta alla necessità degli Stati Membri di sviluppare la capacità ad analizzare e disegnare le strategie nazionali mirate allo sviluppo sostenibile, la IAEA ha sviluppato un set di strumenti (*Energy Planning Tools*) consistenti in indicatori e modelli della domanda energetica, approvvigionamento e impatto ambientale, insieme ai meccanismi per il trasferimento di tali strumenti e del necessario expertise agli Stati Membri, in particolare ai paesi in via di sviluppo. I modelli di energy planning coprono l'intero spettro delle problematiche energetiche e forniscono un framework consistente per disegnare e valutare percorsi alternativi per il sistema energetico di un paese. Essi prendono in considerazione i cambiamenti demografici e gli stili di vita attesi, lo sviluppo tecnologico e l'innovazione, la competitività economica e le norme ambientali, la ristrutturazione del mercato e gli sviluppi globali e regionali. I modelli hanno il vantaggio aggiuntivo di essere estremamente flessibili e possono essere prontamente adattati alle strutture nazionali e regionali dei sistemi energetici, spesso molto diversi, alle limitazioni, necessità e uso nei diversi paesi.

I modelli informatici costituiscono il nocciolo dell’approccio IAEA all’analisi e pianificazione energetica. Le statistiche economiche energetiche nazionali forniscono l’input per la calibrazione dei modelli, per arrivare a riflettere con accuratezza il sistema energetico esistente, come pure l’interazione con i principali drivers della domanda e approvvigionamento energetico, quali la demografia, lo sviluppo economico, i cambiamenti tecnologici, le politiche ambientali, ecc. Gli energy planners e policy analysts traggono le traiettorie dello sviluppo futuro dei principali drivers del sistema energetico per i prossimi 20-50 anni e facendo uso degli strumenti IAEA di energy planning, derivano i profili della domanda di servizi energetici e il mix ottimale per il loro approvvigionamento. Gli energy planners possono a questo punto comparare gli scenari (diversi) con la loro capacità a supportare gli obiettivi nazionali di sviluppo. Possono venir in tal modo identificati gli aspetti critici per le policy e gli investimenti relativi a strategie energetiche diverse, e per converso, gli approcci più efficaci dal lato economico, per soddisfare le future necessità energetiche.

I vari modelli offerti da IAEA in supporto all’energy planning nei Paesi Membri, sono riportati di seguito [2].

a) Model for Analysis of Energy Demand (MAED)

Il modello valuta la futura domanda di energia basandosi su un insieme di assunzioni consistenti dello sviluppo socioeconomico, tecnologico e demografico di un paese o regione nel medio-lungo termine. Le richieste future di energia sono collegate alla produzione e consumo di beni e servizi; all’innovazione delle tecnologie e infrastrutture, ai cambiamenti nello stile di vita indotto dalla crescita dei redditi; e dalle esigenze di mobilità. La domanda energetica è valutata per un paniere di attività end-use in tre “settori di domanda” principali: domestico, servizi, industria e trasporti. MAED fornisce una mappa sistematica che traccia i trends e anticipa i cambiamenti nelle richieste energetiche, mettendo in evidenza in particolare la corrispondenza di questi a fronte di scenari alternativi di sviluppo socioeconomico del paese.

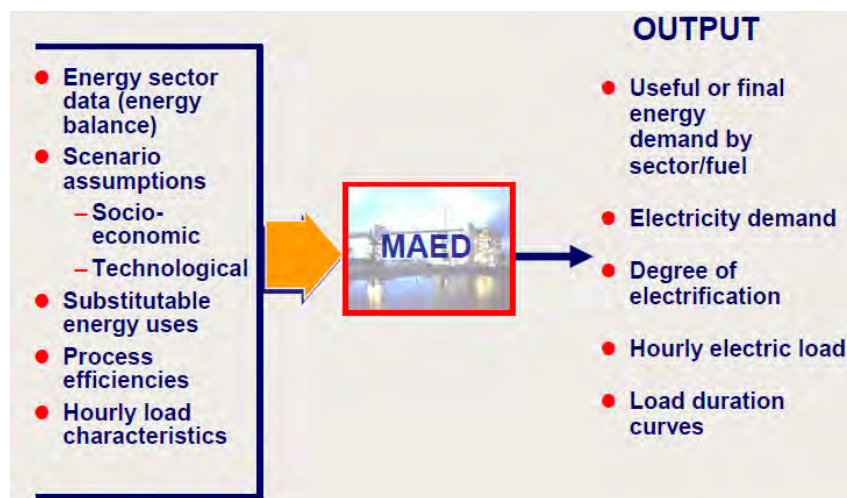


Fig. 3.4 - Principali inputs e outputs di MAED

b) Model of Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts (MESSAGE)

Questo modello mette insieme tecnologie e combustibili per costruire le cosiddette “energy chains”, rendendo possibile di fare la mappa dei flussi di energia dall'estrazione delle risorse, ricadute e conversione dell'energia (supply side) alla distribuzione e fornitura dei servizi energetici (demand side). Il modello aiuta a progettare le strategie long-term di approvvigionamento energetico oppure a testare le opzioni di policy energetiche analizzando il mix energetico ottimale dal punto di vista dei costi (costi di investimento e altri costi per nuove infrastrutture), della sicurezza delle forniture energetiche, dell'utilizzo delle risorse energetiche, del tasso di introduzione delle nuove tecnologie (technology learning) e delle limitazioni di tipo ambientale.

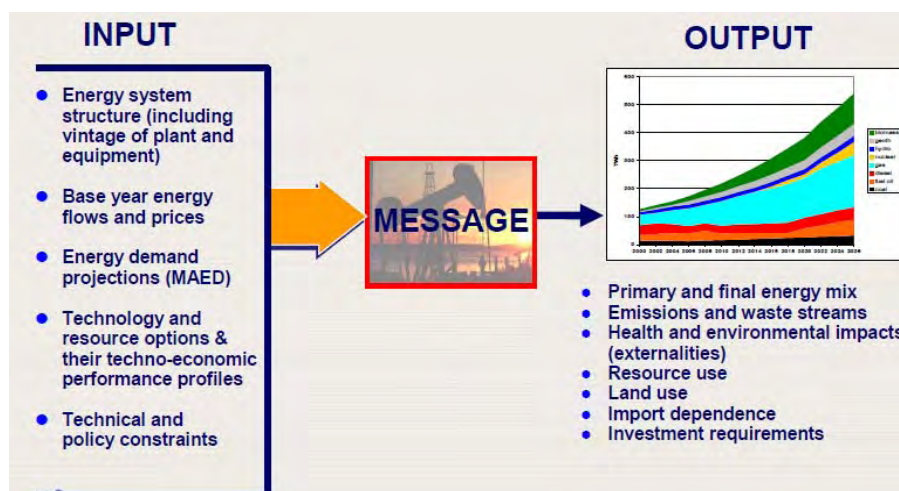


Fig. 3.5 - Principali inputs e outputs di MESSAGE

c) Wien Automatic System Planning Package (WASP)

Si tratta di uno strumento efficace per la pianificazione energetica nei paesi in via di sviluppo. Esso aiuta a determinare i piani di espansione ottimale di generazione di energia elettrica all'interno di limiti stabiliti dagli analisti locali, quali ad esempio la limitata disponibilità dei combustibili, le restrizioni sulle emissioni e i requisiti di affidabilità di sistema. WASP esplora tutte le possibili sequenze di incremento di capacità di potenza elettrica atte a soddisfare la domanda nel rispetto contemporaneo dei requisiti di affidabilità. Esso considera, inoltre, tutti i costi relativi alle installazioni di generazione elettrica esistenti e nuove, la capacità di riserva e la domanda di elettricità non soddisfatta.

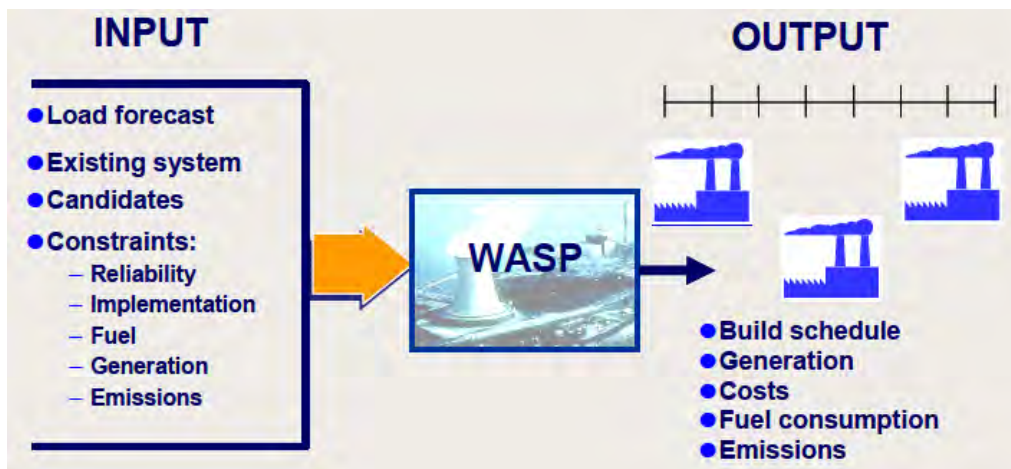


Fig. 3.6 - Principali inputs e outputs di WASP

d) **Model for Financial Analysis of Electric Sector Expansion Plans (FINPLAN)**

Questo modello viene utilizzato per l'analisi finanziaria dei progetti di generazione elettrica tenendo conto delle risorse finanziarie, le spese, i ricavi, le imposte, i tassi di interesse e il costo capitale medio (WACC), ecc. Poiché le limitazioni finanziarie sono spesso l'ostacolo maggiore per l'implementazione di una strategia energetica ottimale, il modello è di particolare ausilio nell'esplorazione della viabilità finanziaria di progetti a lungo termine attraverso l'approntamento dei cash flows, delle tabelle di ricavo e di bilancio, insieme ai vari indicatori rilevanti (financial ratios).

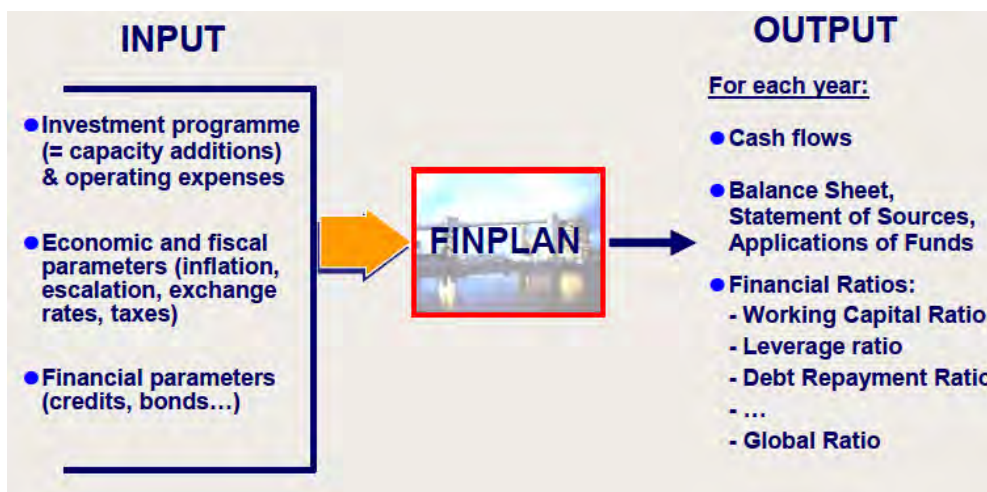


Fig. 3.7 - Principali inputs e outputs di FINPLAN

e) Simplified Approach for Estimating Impacts of Electricity Generation (SIMPACTS)

Il modello stima e quantifica i costi dei danni ambientali e alla salute, le cosiddette “esternalità” delle diverse tecnologie di generazione elettrica. Questo strumento risulta particolarmente utile per analisi comparate di sistemi di generazione elettrica (fossili, nucleare e rinnovabili), nonché del siting dei nuovi impianti o dell’efficacia dei costi delle policy di mitigazione ambientale. Una potente caratteristica di SIMPACTS è che il modello è capace di fornire risultati utili anche quando è disponibile soltanto un numero limitato di dati di input.

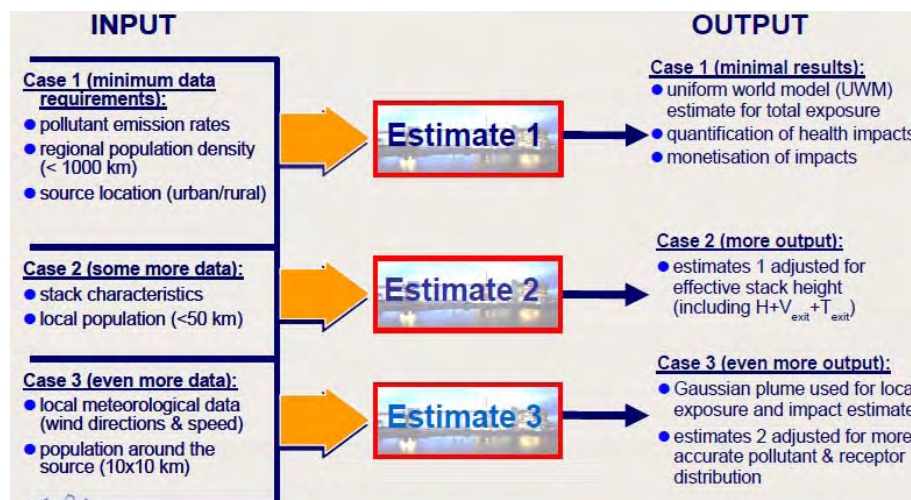


Fig. 3.8 - Principali inputs e outputs di SIMPACTS

f) Indicators for Sustainable Energy Development (ISED)

Si tratta di un modello che fornisce uno strumento flessibile per analisti e decision makers allo scopo di capire meglio stato e tendenze del loro sistema energetico nazionale, insieme all’impatto delle policy e loro cambiamento sul sistema energetico. Gli indicatori riflettono l’interazione tra l’energia e gli aspetti economici, sociali e ambientali dello sviluppo sostenibile nel tempo. ISED può essere utilizzato anche per monitorare il progresso delle politiche e strategie per lo sviluppo energetico sostenibile.

3.5 Gli utilizzatori degli strumenti di Energy Planning

Si ritiene che gli utilizzatori principali degli strumenti IAEA per l’energy planning siano in prima istanza gli analisti e pianificatori dell’energia nei ministeri di governo, le utility elettriche e le istituzioni di ricerca. Questi strumenti sono funzionali all’elaborazione delle strategie di sviluppo energetico sostenibile e per la valutazione del potenziale contributo delle varie opzioni energetiche, incluso il nucleare, nella prospettiva di soddisfare le necessità di energia nel lungo termine. L’analisi quantitativa effettuata per mezzo di essi produce un’informazione consistente e coerente per i policy makers nel valutare il possibile impatto delle decisioni in materia di energia e aiutano a formulare strategie energetiche nazionali compatibili con gli obiettivi socio-economici di lungo termine per il paese.



Ad oggi, gli strumenti di analisi IAEA supportano le pianificazioni energetiche in 115 Stati Membri. La World Bank, l’Organizzazione Latino Americana per l’Energia (OLADE), la Commissione Europea ed altre istituzioni internazionali e regionali, usano i modelli per l’analisi dei progetti energetici dei paesi in via di sviluppo. Questi sono, inoltre, applicati anche dalle Università e istituzioni di ricerca nei loro programmi accademici e studi di ricerca.

L’enfasi degli indicatori per lo sviluppo energetico sostenibile (ISED) è intesa essere rivolta all’auto-valutazione nazionale piuttosto che al bench-marking internazionale. L’interpretazione dipende dallo stato di sviluppo di ciascun paese, la sua economia, la sua geografia e la disponibilità di risorse energetiche indigene. Si rende, pertanto, necessaria un’analisi critica delle condizioni di base per il paese. I cambiamenti negli indicatori nel corso del tempo, ove analizzati in maniera appropriata, possono aiutare gli analisti/pianificatori dell’energia a quantificare il progresso verso gli obiettivi di sviluppo selezionati. Un grado di informazione più elevato e consistente, può essere acquisita se gli indicatori vengono applicati all’inizio della valutazione energetica e poi alla fine della stessa. In riferimento ad uno scenario particolare di strategia energetica, gli indicatori monitorano, in questo modo, il grado di avanzamento verso lo sviluppo energetico sostenibile (come definito dai policy makers).

4 IDENTIFICAZIONE DI UN POSSIBILE NES DI INTERESSE NAZIONALE

Il NES (Nuclear Energy System) con tutte le sue caratteristiche, come detto in precedenza, costituisce l'input del NES_A. La dimensione, in termini di potenza, la tempistica di realizzazione (timeframe) e i reattori che lo costituiscono, sono tra i dati fondamentali richiesti.

4.1 Dimensioni di un possibile NES nazionale

L'ipotesi ragionevole di scenario di un NES di interesse nazionale da esplorare, si riferisce al contesto pre-Fukushima, ove in accordo alla strategia nucleare del governo italiano, che negli anni dal 2008 al 2010 aveva approntato il quadro legislativo per il ritorno al nucleare nel Paese, veniva previsto che l'energia nucleare arrivasse a coprire il 25% della domanda elettrica al 2030, attraverso l'installazione di una flotta adeguata di reattori di III Generazione a partire dal 2014 [7]. Per la crescita della domanda elettrica sulla cui base si determinano le dimensioni del NES in termini di potenza e numero di reattori da installare, si assume che questa nel periodo 2007-2030 possa muoversi nel range plausibile seguente:

- Tasso di crescita della domanda elettrica: 2,5% annuo (Variante alta)
- Tasso di crescita della domanda elettrica: 1.0% annuo (Variante bassa)

La domanda elettrica in Italia a fine 2007 era pari a 340 TWh² [7], talché l'obiettivo del 25% al 2030 atteso dal nucleare, significherebbe circa 106-146 TWh in accordo al tasso di crescita min-max assunto. A titolo esemplificativo, tale quota di produzione elettrica corrisponderebbe a quella ottenibile da una flotta di reattori di 15-21 PWR da 1 GWe operanti con *fattore di carico* dell'80% tipico della flotta mondiale dei reattori di II Generazione.

Lo scenario ipotizza che il parco nucleare possa basarsi su reattori LWR (Light Water Reactors) di III Generazione, sia reattori di grande taglia (LR-Large Reactors) che modulari di piccola taglia (SMR-Small Modular Reactor).

I reattori di III generazione sono quelli tipo il reattore EPR (European Pressurized Reactor) dell'Areva attualmente in costruzione in Finlandia, Francia e Cina.

I reattori EPR di Areva e AP1000 della Westinghouse sono, infatti, i reattori di grande taglia individuati come riferimento per il rilancio della generazione elettro-nucleare in Italia attraverso gli accordi che governo e industria nazionale avevano stabilito con Francia e USA ben prima degli eventi di Fukushima.

I reattori SMR (Small Modular Reactors) sono quelli come IRIS (attualmente in corso di rielaborazione da parte Westinghouse sotto il nuovo nome W200-300 e con potenza unitaria leggermente ridotta) sviluppato nel corso dell'ultima decade da un team internazionale guidato da Westinghouse, con l'obiettivo di rendere il reattore installabile a partire dal 2020.

² passati a circa 346 TWh a fine 2011 in accordo ai dati TERNA.

Per lo scenario ipotizzato agli scopi del NESA, ci si riferisce in prima istanza ad un’ipotesi che prevede l’installazione di un parco reattori di soli EPR (Scenario 1) oppure misto EPR+IRIS (Scenario 2), nell’ipotesi che la prima unità del parco entri in servizio nel 2020.

Nel caso del reattore EPR si assume, cautelativamente, un tempo di costruzione di 7 anni per le prime due unità, che andrà progressivamente riducendosi a 6 anni per la terza unità e a 5 anni dalla 4 unità in poi. Nel caso del reattore IRIS (W200-300) è fatta l’assunzione che le prime 4 unità possano essere installate a partire dal 2020, con tempi di costruzione di 4 anni che si ridurrebbero a 3 anni dalla quinta unità in avanti.

Con i riferimenti sopra stabiliti, si assume che la costruzione della prima unità EPR abbia inizio nel 2014 con l’obiettivo di connessione alla rete per il 2020. Si assume, inoltre, che la vita operativa per tutti i reattori sia di 60 anni, il che corrisponde ad una vita operativa, per l’intero parco, che si estende su un arco temporale dal 2020 al 2090. Si assume, anche, che un sito nucleare possa ospitare 1 o 2 reattori EPR (potenza di centrale 1600-3200 MWe) oppure 1-2 clusters (blocchi) da 4 reattori modulari IRIS/ex-IRIS per cluster (potenza di centrale 1340-2680 MWe).

Si ritiene, comunque, che lo Scenario “basso” basato su un parco reattori di grande taglia (Scenario 1 – Low Variant), oppure parco misto reattori di grande e piccola taglia (Scenario 2 – Low Variant), possa essere più rappresentativo della tendenza della crescita della domanda elettrica nazionale nei prossimi anni e, pertanto, più adeguato ai fini del NESA di interesse nazionale. Lo Scenario basso è in linea, peraltro, con le previsioni di governo, sempre prima di Fukushima, per un parco nucleare di circa 13 GWe di potenza totale.

Nelle Figure 4.1 e 4.2 che seguono sono riportati gli schemi di NES_Italia riferiti allo Scenario basso (tasso di crescita domanda elettrica dell’1%). Nel caso del NES di Fig 4.1, basato su reattori di grande taglia (LR), si prevede l’installazione di 8 reattori EPR (1600 MWe) per una potenza totale del parco di 12.8 GWe, a partire dal 2014, con la tempistica e i tempi di costruzione riportati in figura, in modo da arrivare a generare al 2030 il 25 % della domanda elettrica, equivalente a 106 TWh. I reattori EPR sono previsti operare con fattore di carico (capacity factor) 90%, e capaci di produrre 12.6 TWh/anno ciascuno.

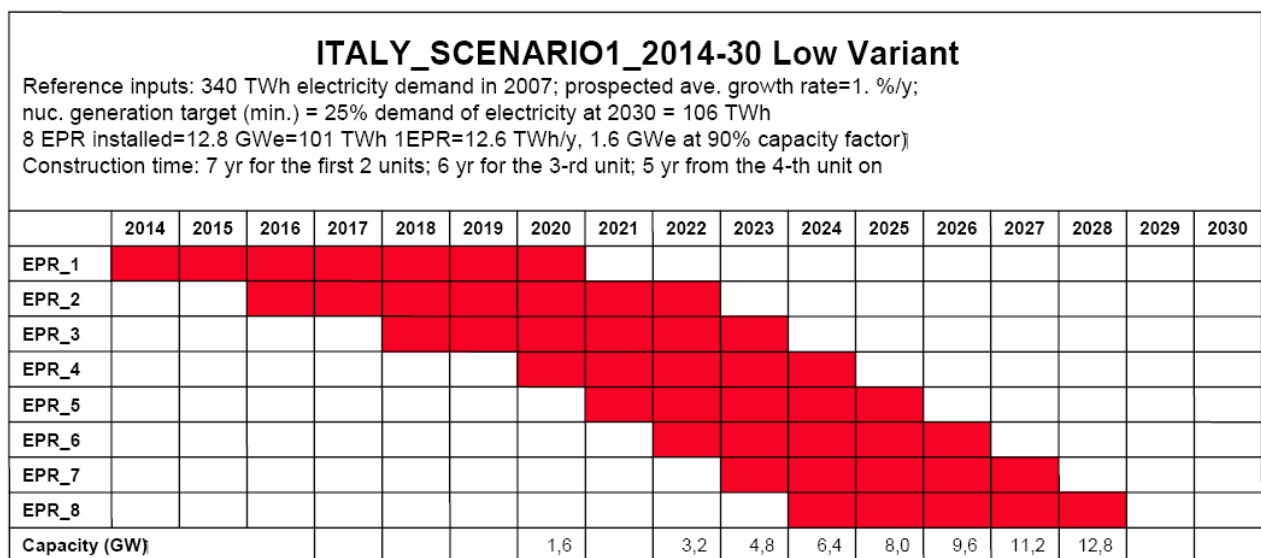


Fig. 4.1 - Scenario 1-Low (LR)

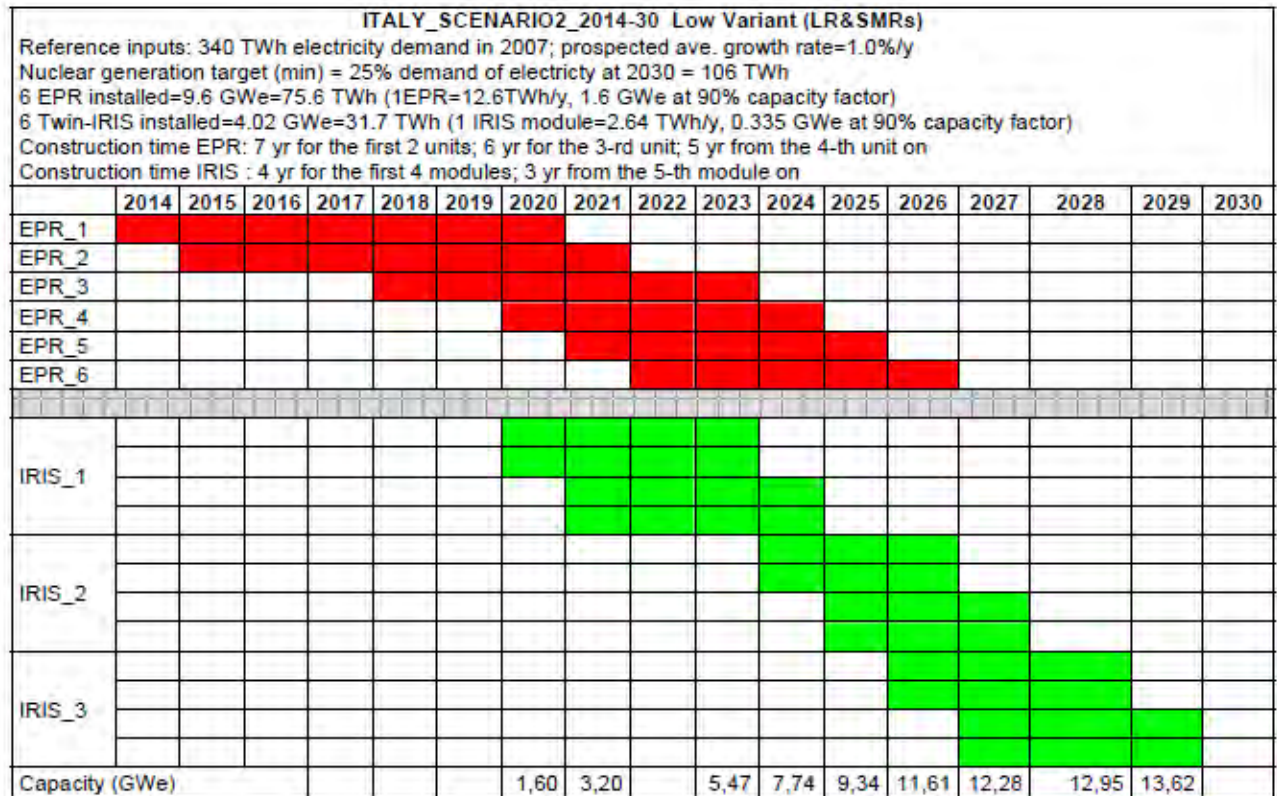


Fig. 4.2 - Scenario 2-Low (LR+SMR)

Il caso di parco nucleare misto (reattori LR e reattori SMR) di Fig. 4.2, prevede l’installazione di 6 reattori EPR e 3 cluster IRIS (con 2 twin-IRIS per cluster), ove questi ultimi inizierebbero ad essere installati nel 2020. La potenza totale del parco sarebbe in questo caso pari a 13,6 GWe, leggermente superiore allo Scenario 1, avendo assunto per IRIS l’installazione in unità cluster di 4 moduli. Il singolo modulo IRIS, previsto operare con fattore di carico (capacity factor) 90%, può produrre 2.64 TWhe/anno.

Come detto sopra, vien fatta l’assunzione ritenuta cautelativa per i tempi di costruzione delle prime due unità EPR per le quali si assume un tempo di costruzione di 7 anni, passando a 6 anni per la terza unità e a 5 anni dalla quarta unità in poi. L’entrata in linea della prima unità EPR è prevista in tal modo a fine 2020 e l’ultima unità a fine 2026.

Per i reattori modulari come IRIS, viene previsto un tempo di costruzione di 4 anni per i primi 4 moduli, per scendere a 3 anni dal quinto modulo in avanti, con i primi due moduli in linea dalla fine del 2023 e gli ultimi due da fine 2029.

Il cosiddetto *building effort* (sforzo di costruzione) risultante dallo scenario ipotizzato comporterebbe un tasso d’installazione medio globale di circa 0.85 GWe/anno per entrambi gli Scenari 1 e 2 delle figure, che si estendono su un arco temporale di costruzione di 15 e 16 anni rispettivamente, passando per un valore di picco 1.6 GWe/anno per EPR e 0.67 GWe/anno per IRIS. Valori che, per avere un’idea, si confrontano con il *building effort* di circa 4 GWe/anno che hanno caratterizzato la costruzione della maggior parte del parco nucleare francese nel corso della seconda metà degli anni ’70 fino alla fine degli anni ’80 del secolo scorso, per raggiungere un’installazione di 50 GWe in circa 13 anni.



Un'ultima assunzione importante è quella relativa al ciclo del combustibile che, ai fini del nostro NES, si ipotizza essere quello standard once-through con combustibile UOX (ossido di uranio arricchito).

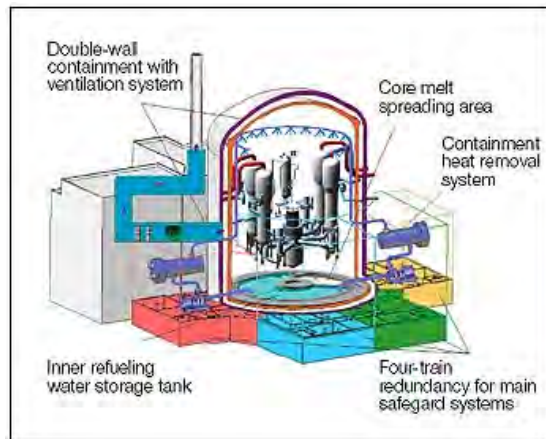
Ai fini del NESI si ritiene che entrambi gli scenari sopra riportati possano essere d'interesse, a cominciare da quello basato su soli reattori di grande taglia. Lo scenario misto, reattori di grande e piccola taglia, andrà aggiornato al momento dell'effettuazione delle analisi NESI sostituendo il reattore modulare IRIS con la versione più recente di SMR in corso di rielaborazione da parte Westinghouse, il W200-300 MWe.

4.2 Reattori di interesse

Come già detto sopra i reattori di interesse sono quelli di III Generazione, tra cui i reattori EPR e IRIS (W200-300) ai quali si riferisce l'ipotesi di NESI nazionale sopra descritta, e il reattore AP1000. Tutti e tre i reattori appartengono alla tipologia PWR (Pressurized Water Reactor), reattori ad acqua leggera in pressione, ossia la tipologia più diffusa, con la più ampia e consolidata esperienza a livello mondiale. Va sottolineato che i due reattori di grande taglia EPR e AP1000 sono già licenziati da tempo e, come già anticipato, con esemplari in corso di realizzazione in Europa-Cina per il primo e Cina-USA per il secondo. Il reattore IRIS (ridenominato W200-300) è ancora in corso di sviluppo in vista del licensing entro i prossimi anni.

EPR (European Pressurized Reactor)

EPR, il reattore di grande taglia dell'Areva, già candidato ufficiale per il programma nucleare nazionale sulla base degli accordi Enel-EdF del 2009 per la costruzione degli impianti da costruire in Italia, in aggiunta a quelli già in costruzione o programmati in Francia (Flamanville e Penly). Si tratta di un PWR della potenza netta di 1600 MWe che Areva ha sviluppato derivandolo dall'esperienza del reattore francese N4 e tedesco Konvoi, con l'obiettivo di una riduzione dei costi del 10%. EPR è stato progettato per essere gestito in modo flessibile (condizioni di piena potenza e load-following) e per conseguire un livello di burn-up nel combustibile pari a 60 MWd/kg-oxide (essendo circa 50 il livello degli attuali reattori PWR di II Generazione), con un rendimento d'impianto del 37% grazie anche ad un turbo-generatore avanzato capace di far guadagnare circa 70 MWe di capacità. Il core del reattore è progettato in modo tale da poter caricare sia il combustibile ad uranio arricchito (arricchimento 4.4%) sia il combustibile MOX (Mixed-Oxide) a base di uranio-plutonio fino al 100% del core. I target operativi del reattore in termini di rendimento (37%), fattore di carico (92%), vita operativa (60 anni), e capacità di operare in modalità load-following, sono tra i più elevati raggiungibili al momento. Le caratteristiche, inoltre, di alta efficienza nell'utilizzo dell'uranio (consumo ridotto di circa il 10% per kWh prodotto), di ridotta generazione di attinidi minori, di maggior quantità di elettricità a parità di energia termica rilasciata, e di riduzione della dose collettiva rispetto ai valori standard correnti, rendono EPR un reattore più rispettoso anche dell'ambiente (environment friendly reactor).



TECHNICAL DATA	
Reactor thermal output:	4300 MW
Net electric output:	approx. 1600 MW
Main steam pressure:	78 bar
Main steam temperature:	290°C
Reactor pressure vessel height:	13 m
Reactor core height:	4.2 m
Number of fuel assemblies:	241
Uranium inventory in reactor:	128 t UO ₂
Number of control rods:	89
Containment height:	63 m
Containment inside width:	49 m
Outer Containment wall thickness:	2 m

Fig. 4.3 - EPR reactor

La sicurezza dell'EPR poggia sull'esperienza nucleare franco-tedesca superiore a 1500 anni-reattore ed è basata su un concetto di ridondanza quadrupla di sistemi attivi e su un sistema di contenimento in calcestruzzo armato a doppia parete altamente migliorato, con spessore di parete di 1 metro e liner in acciaio all'interno. Su questa base il reattore evidenzia le seguenti caratteristiche di sicurezza:

- CDF (core damage frequency) inferior a 10^{-5} events/reactor.yr
- Effetti di incedente severo ridotti e confinati all'interno del sistema di contenimento, grazie anche al cosiddetto sistema core-catcher mirato a confinare e raffreddare il corium in caso di fusione nocciolo
- Ridotti volumi di combustibile esaurito (circa 30% vol.) a parità di energia prodotta
- Ridotte dosi al personale e rilasci di radioattività (dose collettiva di 0.4 man.Sv contro circa 1 man.Sv per i reattori occidentali attuali)

Il concetto di sicurezza basato sulla ridondanza quadrupla (invece che la doppia dei reattori attuali) assicura lo spegnimento sicuro e immediato del reattore e il raffreddamento del core, mantenendo la temperatura e la pressione nel sistema di contenimento al di sotto dei limiti di progetto. In aggiunta a queste caratteristiche vi è la protezione rinforzata degli edifici sensibili (reattore e sala controllo) contro possibili atti terroristici e la caduta d'aereo di grandi dimensioni, e il già citato core catcher (al di sotto del vessel reattore) che ha il compito di contenere e isolare in sicurezza il corium in caso di evento di fusione del nocciolo. Il reattore EPR è progettato nel rispetto delle *European Utility Requirements* (EUR), le regole stringenti stabilite dalle utilities europee sotto l'iniziativa franco-tedesca nel corso degli anni '90. La richiesta di certificazione per una versione americana dell'EPR (US-EPR) è stata presentata alla US-NRC nel 2007.

IRIS (International Reactor Innovative and Secure)

Il programma di sviluppo di IRIS, reattore SMR innovativo da 335 MWe di tipo PWR, ha avuto inizio nel 1999 e portato avanti da un consorzio internazionale sotto la leadership della Westinghouse con l'intento originale di arrivare alla certificazione del progetto presso NRC per il 2016. Il consorzio internazionale di 10 paesi e 20 partners, ha visto la partecipazione anche da parte italiana, con il contributo importante di istituzioni di ricerca, università e industria (ENEA, CIRTEN, Ansaldo Nucleare, Mangiarotti Spa).

IRIS fa parte dei cosiddetti sistemi Gen III+ Near Term Deployment attesi essere pronti per l'installazione entro il 2020 e rappresentare una sorta di battistrada rispetto ai reattori di IV Generazione. La taglia (attualmente ridotta nella nuova versione W200-300 MWe) è stata scelta in modo da rendere il reattore particolarmente adatto ad essere installato nei paesi in via di sviluppo, con piccole reti elettriche, e capace della produzione combinata di elettricità, calore e acqua potabile, senza trascurare, tuttavia, la possibilità di essere installato anche nei paesi industriali avanzati come centrale multi-modulo con controllo centralizzato e installazione progressiva, oppure presso singole istituzioni civili e/o industriali di rilevanti dimensioni.

La cosiddetta *Safety by Design* è il concetto ispiratore di IRIS, reso esplicito attraverso una configurazione di sistema semplificata e compatta, dove tutti i componenti del sistema primario (generatori di vapore, pompe, pressurizzatore, sistema delle barre di controllo) sono alloggiati all'interno del vessel reattore.

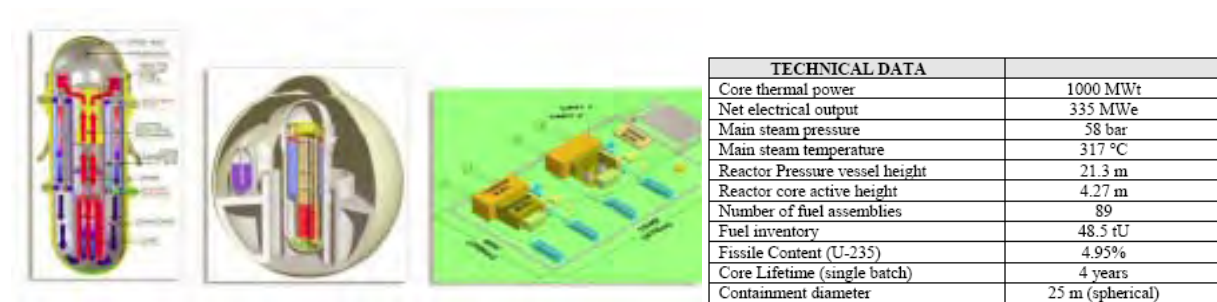


Fig. 4.4 - IRIS reactor

Questo permette di eliminare la maggior parte di tubi e valvole del sistema primario, possibile sorgente di innesco degli incidenti maggiori che portano alla perdita di refrigerante (LOCA-Loss of Coolant Accident), e di ridurre drasticamente o mitigare gli incidenti di classe superiore (88% degli incidenti di Classe IV viene eliminato direttamente). Questo si concretizza attraverso un CDF (Core Damage Frequency) pari a $\sim 10^{-8}$, contro il 10^{-6} - 10^{-7} degli Advanced PWRs, l'arresto ogni 4 anni per le operazioni di refueling e maintenance, con le manutenzioni minori possibili anche in corso d'esercizio, un valore di capacity factor superiore al 90%. L'assenza del boro, inoltre, nel circuito primario permette di evitare il rischio della frattura da corrosione sotto sforzo come nel reattore americano di Davis Besse nel 2002. La modularità di IRIS rappresenta un potenziale importante per la competitività, attraverso la possibilità di realizzare un investimento distribuito nel tempo per l'installazione di una determinata capacità di potenza, rispetto ai reattori di grande taglia che richiedono l'anticipo di grandi investimenti, in alcuni casi non sostenibili.

AP-1000 (Advanced Pressurized Reactor-1000 MWe)

Il reattore AP-1000 della Westinghouse (PWR con potenza elettrica netta di 1117 MWe con rendimento del 35%, vita operativa 60 anni), ha ottenuto la certificazione finale dalla NRC nel dicembre 2005 sulla scorta di quella precedente dell' AP-600 (Advanced Passive Reactor-600 MWe) del 1999, di cui rappresenta una scala maggiore. Nel maggio 2007 Westinghouse

ha presentato richiesta di Generic Design Assessment all’ autorità di sicurezza britannica, sulla base della certificazione della NRC, in una prospettiva di standardizzazione globale.

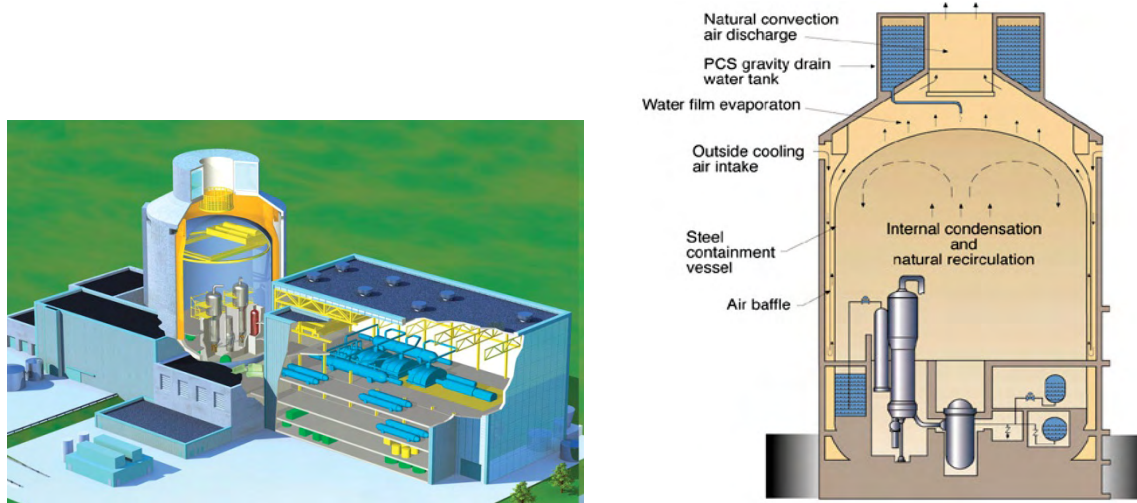


Fig. 4.5 - Reattore AP-1000

La tecnologia dell’AP-1000 è quella incorporata nei 50 anni di esperienza dei reattori PWR della Westinghouse attualmente in esercizio, alla quale si affianca un livello considerevole di semplificazione impiantistica come obiettivo importante del progetto. Semplificazione che riguarda l’intero sistema di sicurezza, dai componenti normali alla sala controllo, alle tecniche di costruzione, ai sistemi di strumentazione e controllo, con il risultato di ottenere un impianto più facile e meno costoso da costruire e gestire. La semplificazione si concretizza in particolare nel minor numero di componenti, cavi e volumi di edifici in Classe Sismica I, che concorrono tutti a ridurre notevolmente il costo capitale e di manutenzione. La sicurezza in AP-1000 è basata sulla prassi consolidata nell’ ingegneria dei reattori nucleari, dei livelli di difesa multipli e indipendenti (Defense-in-depth) per la mitigazione degli incidenti. Sua caratteristica peculiare è, tuttavia, l’uso dei sistemi a sicurezza passiva, già sviluppati e licenziati per AP-600 nel corso degli anni ‘90, che fanno affidamento esclusivo sulle forze della natura – circolazione naturale, gravità, convezione e gas compressi – che entrano in gioco in caso di incidente. Anche in caso di perdita totale di alimentazione elettrica on-site e off-site con contemporanea mancanza di azione dell’operatore, il reattore si auto-spegne e rimane raffreddato in sicurezza. L’AP-1000 rispetta i criteri di sicurezza della NRC, con margini largamente aumentati rispetto ai reattori attuali. La probabilità di fusione nocciolo (CDF-Core Damage Frequency) è estremamente bassa, 1/100 rispetto a quella degli impianti attuali e 1/20 del livello del CDF considerato accettabile dai requisiti delle utilities USA (URD-Utility Requirements Document), per i nuovi reattori avanzati (Tab. 4. 1).

Tab. 4. 1 – Probabilità fusione nocciolo in AP-1000

	NRC Requirements	Current Plants	URD Requirements	AP1000
CDF (event/yr)	1×10^{-4}	5×10^{-5}	1×10^{-5}	5×10^{-7}



Le caratteristiche di sicurezza passiva che contribuiscono alla defense-in-depth di AP-1000 si possono sintetizzare come segue:

- Sistemi non safety-related (controllano i transitori e le fluttuazioni nel corso del funzionamento normale d'impianto)
- Sistemi di sicurezza passiva per il raffreddamento del nocciolo reattore, per l'isolamento del sistema di contenimento esterno, per la refrigerazione del sistema di contenimento (PCCS-Passive Core Cooling System, Containment Isolation, PCS-Passive Containment Cooling System)
- Ritenzione del nocciolo, in caso di fusione, all'interno del contenitore in pressione (in-vessel retention of core damage), con refrigerazione diretta del vessel reattore dall'esterno mediante allagamento della cavità in cui è alloggiato il vessel stesso, all'interno dell'edificio di contenimento.
- Controllo del rilascio di prodotti di fissione nel contenimento (la prima barriera di contenimento è costituita dal combustibile stesso, la seconda dalla guaina, la terza dal contenitore in pressione-circuito primario, la quarta dal contenimento in acciaio (containment vessel) raffreddato da corrente d'aria in convezione naturale rafforzata dall'evaporazione di acqua che drena dal serbatoio posto in testa all'edificio reattore per mantenere la pressione nel contenimento al di sotto del limite di progetto (il contenitore esterno in c.a., di spessore circa 1 metro, che fa anche da schermo biologico aggiuntivo, costituisce la quinta barriera), Fig. 4. 5.

4.3 Inputs dal technology holder

Uno schema delle informazioni dettagliate per lo svolgimento del NESAs, in riferimento a ciascuna delle aree della Metodologia INPRO, è riportato in Appendice 1.

Il caso previsto è quello dell'effettuazione di un NESAs da parte di un paese *technology user* al quale il *technology holder* (fornitore dei reattori e/o altre componenti del NES) mette a disposizione i dati necessari secondo il *format* della metodologia INPRO.

5 SCHEMA GENERICO DI VALUTAZIONE DI UN POSSIBILE NES DI INTERESSE NAZIONALE

La metodologia INPRO prevede che il NESA segua uno schema articolato che prende in conto tutti gli elementi caratterizzanti del paese a cui ci riferisce e del suo sistema energetico-nucleare esistente o ipotizzato per arrivare a definirne la sostenibilità attraverso l'analisi delle sette aree di riferimento. Nel seguito viene illustrato il percorso metodologico dello schema, che, a scopo esemplificativo, viene limitato alla sola area economica [3], [4].

5.1 Tipo di valutatore

Nel caso Italia si tratterebbe di un paese esperto della tecnologia nucleare interessato a valutare un NES conforme ai suoi interessi di policy energetica. L'analisi potrebbe ad esempio riguardare in una prima fase solo la competitività/fattibilità economica del sistema (*limited scope*) ed essere estesa solo in un secondo tempo a tutti gli aspetti del NESA (*full scope*). Un possibile NES nazionale potrebbe, come detto nel capitolo 4, basarsi su reattori PWR di 3° Generazione tipo EPR e AP1000, inclusi i reattori modulari di piccola taglia come IRIS.

5.2 Caratteristiche del Paese

La valutazione si riferirà ad un sistema di generazione elettrica *base-load*, esercito nelle condizioni tipiche del paese, specialmente in riferimento ai prezzi dell'energia elettrica. Allo scopo della comparazione tra fonti energetiche diverse, sarà, tuttavia, opportuno assumere le condizioni di *deregulated market*, ossia assenza di misure legislative che danno preferenza a fonti energetiche particolari. Si assumerà, inoltre, che spetta all' esercente di una centrale nucleare farsi carico in proprio della gestione dei rifiuti radioattivi e del decommissioning, nel rispetto degli standard internazionali e in accordo al sistema regolatorio implementato attraverso l'Autorità di Sicurezza Nazionale cui tocca il conseguimento del rispetto degli standard ambientali e di sicurezza. Nella valutazione potrà essere considerata, inoltre, l'eventuale disponibilità di risorse energetiche naturali (uranio, fossili, etc.)

5.3 Sistema elettrico

Normalmente l'input della situazione elettrica di un paese richiede un insieme di dati piuttosto esteso e complesso. Tuttavia, allo scopo, sarà sufficiente assumere la domanda di picco elettrica e quella *base-load* proporzionali al consumo totale annuo di elettricità. L'assunzione non è da considerarsi valida in generale, ma nel caso di un'analisi preliminare, riduce l'ammontare dei dati richiesti. Sarà quindi fissata una data di riferimento significativa rispetto alla quale saranno riportati i dati fondamentali quali:

- Consumo annuo di elettricità (GWh/Year)
- Capacità totale installata (MWe)
- Capacità media *base-load* (MWe)
- Potenza massima dell'impianto più recente installato (MWe)
- Tasso medio annuo di crescita della domanda elettrica (%/Year)

5.4 Articolazione dell’analisi

5.4.1. Scenario elettrico

Si tratta di determinare lo scenario di riferimento per il paese di cui l’esperto (o il gruppo di esperti) vuole effettuare la valutazione. Nell’ipotesi che il mercato elettrico operi in condizioni “deregulated”, verranno utilizzati i criteri pratici seguiti dagli investitori nelle condizioni “real market”.

Stabilito il tasso di crescita elettrico, si fa uso di un modello analitico semplice per il calcolo della curva di crescita e distribuzione di potenza aggiunta:

$$Power (MWe)_{YearJ} = Power (MWe)_{Year0} \times (1 + g)^{YearJ}$$

$$PowerAdd (MWe)_{YearJ} = Power (MWe)_{Year0} \times (1 + g)^{YearJ-1} \times g$$

Dove:

g	è il tasso annuale di crescita elettrica,
$YearJ$	è il numero dell’anno futuro, prendendo come riferimento l’anno $Year0$,
$Power (MWe)$	è la potenza installata base-load o di picco,
$PowerAdd (MWe)$	è la nuova potenza aggiunta ogni anno alla potenza installata base-load o di picco.

Vi sono inoltre criteri tecnico-economici che il valutatore assumerà nel definire lo scenario di electricity supply (approvvigionamento elettrico) :

- Criteri nel processo decisionale economico (*Criteria for the economic decision making process*): potenza massima della singola unità compatibile con le dimensioni del sistema elettrico; installazione dell’opzione di generazione più competitiva per la massimizzazione dei ricavi netti. Ad esempio, l’unità nucleare viene installata se l’opzione risulta più economica rispetto alle alternative in termini di valori di LUEC (Levelized Unit Electricity Cost) ai tassi di sconto di mercato del settore elettrico.
- Regole d’investimento (*Investment rules*): in un sistema liberalizzato in cui operano investitori privati i capitali vengono investiti dai diversi proprietari secondo schemi diversi di raccolta dei fondi finanziari sul mercato dei capitali. La utility deve offrire, pertanto, tassi di profitto sufficientemente remunerativi per risultare attraente, in funzione del rischio connesso all’investimento. Gli indici di merito nella ricerca dei fondi sul mercato dei capitali sono tipicamente il cosiddetto Internal Rate of Return (IRR) e il Return on Investment (ROI), in modo da essere logicamente indipendenti dal NPV (Net Present Value) dei profitti.
- Nuova potenza richiesta dalla rete elettrica come generazione base-load (*Expansion rate needs*): calcolo della potenza, ossia il numero di unità da installare in un certo periodo (1 anno per gli impianti fossili, 4 anni per l’unità nucleare).

Ove l’analisi preliminare si prefigge semplicemente di valutare il potenziale dell’opzione nucleare dal punto di vista economico (opportunità dell’investimento), non sono necessari altri criteri strategici addizionali (es. ciclo indigeno del combustibile nucleare). A questo livello è sufficiente

considerare l'ipotesi di approvvigionamento del combustibile attraverso il mercato internazionale attingendo ai dati pubblicati per quanto riguarda il trend futuro nei diversi scenari.

Nella Tabella 5.1 seguente³ viene riportata una breve sintesi delle condizioni e criteri più importanti per l'analisi economica degli scenari elettrici:

Tab. 5.1 - Scenario elettrico generico in sintesi

Scenario Conditions	Criteria and Values
Economic criteria.	Cheapest option will be selected for reference year.
Technical constraints.	Power limited to a % fraction of total grid power output: Power lower than a fixed treshold.
Investment rules.	Attractive IRR. Attractive ROI
Growth constraints.	Power limited by annual new power requirement range: 1 to 4 years.
Fuels availability.	Fuels obtained only from the international markets.

¹ The time limits of 1 and 4 years are based on the following: one year is the shortest time period for significant base load addition and four years is, presently, the minimum conceivable construction time for a new nuclear power plant.

5.4.2. Opzioni di tecnologie energetiche alternative

Le alternative d'interesse sono quelle che di norma operano nelle condizioni base-load, carbone, gas e nucleare. In considerazione del peso maggioritario del gas nella generazione elettrica italiana (circa 53% al 2008), un caso studio da ritenersi rappresentativo ai fini della competitività economica, può essere identificato in un sistema nucleare basato su reattori PWR di III Generazione e reattori modulari di piccola taglia (SMR) da 200-300 MWe, come detto in precedenza al Cap. 4, operato in ciclo aperto (once-through), da confrontare con il gas (CCGT-Combined Cycle Gas Turbine e GT-Gas Turbine). Per quanto attiene alla tecnologia CCGT e GT ci si potrà riferire a centrali realizzate con moduli da 150 MWe essendo queste macchine lo “state of the art” per tale tecnologia.

Si assume in prima istanza che le energie rinnovabili quali l'idroelettrico e le intermittenti, solare e eolico, non abbiano il potenziale sufficiente per essere inserite, attualmente, nella categoria base-load (Tab. 5.2).

³ Tutte le tabelle di questo capitolo sono tratte da [3] e opportunamente rielaborate per esser rese generiche.

Tab. 5.2 - Opzioni di tecnologie energetiche per il base-load

Option Number	Energy Type	Technology	Fuel
1	Nuclear	LR&SMR-PWR	Enriched Uranium
2	Gas	CCGT /GT	NG (Natural Gas)

5.4.3. Dati tecnici

Le assunzioni si riferiscono ai dati del sistema energetico nucleare completo, ossia le specifiche di reattori e ciclo combustibile. Si ritiene che i reattori di riferimento EPR, AP1000, già in corso di avanzata realizzazione in vari Paesi (Francia, Cina e USA) e i reattori SMR come IRIS/W200-300 MWe in avanzato stadio di sviluppo, costituiscano una base realistica di interesse nazionale.

In prima istanza, al fine della riduzione dei costi capitale, si assumerà che il parco reattori funzioni in ciclo aperto (Once Through cycle), ossia smaltimento diretto del combustibile esaurito, facendo affidamento sul mercato internazionale per quanto riguarda sia l’approvvigionamento dell’uranio che i servizi di arricchimento e fabbricazione del combustibile nucleare.

Fonte di dati sono, oltre ai potenziali fornitori industriali, anche i data-reports OECD-NEA più aggiornati in materia.

Un’illustrazione esemplificativa (indipendentemente dai valori numerici) delle voci più importanti di dati tecnici richiesti per il NESA, è riportata nelle tabelle che seguono (Tab. 5.3, Tab. 5.4, Tab. 5.5, Tab. 5.6, Tab. 5.7):

Tab. 5.3 - Dati del ciclo combustibile nucleare

Stage	Time (Years)	Published Time (years)	Base value	Range value	Unit	Published Range	Losses (%)
Uranium Purchase			\$/Kg		Kg. U		
Conversion			\$/Kg		Kg U		
Enrichment			\$/SWU		SWU		
Fabrication			\$/Kg		Kg U		

- Time : tempo richiesto in anticipo al caricamento in reattore (da 1,5 yr per acquisto dell’uranio a 0, 5 yr per la fabbricazione del combustibile)
- Published time : il tempo di sopra che risulta dalla letteratura
- Base value : costo di riferimento
- Range value : range dei costi dei componenti del fuel cycle
- Published range : range dei costi di cui sopra da letteratura
- Losses : perdite relative ai vari segmenti del ciclo, tipicamente da 0 a 1%



Tab. 5.4 - Specifiche di un reattore PWR

Reactor Type	Reactor	
Item	Data	Reference
Thermal Output	MWth	[x]
Net Electrical Output	MWe	[x]
Load Factor	%	[x]
Life of Plant (*)	years	[x]
Fuel Burn up	MWd/THM	[x]
Fuel Enrichment	%	[x]
Initial Fuel Enrichment	%	[x]
Power Density	KWth/KgU	[x]
Overnight Cost	\$/KWe	[x]
Contingency Cost	\$/KWe	[x]
Owners Costs	\$/KWe	[x]
FOAK Costs	\$/KWe	[x]
IDC (**)	\$/KW	[x]
Fixed O&M Costs	\$/KWe	[x]
Variable O&M Costs	mills/KWh	[x]
Decommissioning	mills/KWh	[x]

(*) Plant design objective of 60 years without reactor vessel replacement.

(**) Interests During Construction

Tab. 5.5 - Dati per il ciclo NG (va specificato l'anno di riferimento per i prezzi)

Item	Gas Price	Reference
Gas Price in year....	\$/GJ	[x]
Lower Limit Gas price increase.	0 %/year	[x]
Upper Limit Gas price increase.	1 %/year	[x]



Tab. 5.6 - Specifiche per un Impianto GT (va specificato l’anno di riferimento per i costi/prezzi)

GT Model	e.g. Siemens V84.3	
Item	Data	Reference
Thermal Output	MWth	
Net Electrical Output	MWe	
Load Factor	%	
Life of Plant	years	
LHV Efficiency	%	
Overnight Cost	\$/KWe	
Contingency Cost (*)	\$/KWe	
Owners Costs (**)	\$/KWe	
FOAK Costs		
Construction Lead Time (***)	years	
Fixed O&M Costs(****)		
Variable O&M Costs	\$/MWh	
Decommissioning		

(*) Some reference recommends 10 % of contingency margin for all type of fossil fuel plants.

(**) Some reference recommends additional 60 % to 100 % additional engine costs.

(***) Some reference recommends 2 years of construction lead-time, assuming a constant cash flow distribution each year.

(****) The data supplier may assume that the variable cost is the main O&M cost which incorporates the fixed O&M costs in the variable costs by assuming an effective load factor.

Tab. 5.7 - Specifiche per un Impianto CCGT (va specificato l'anno di riferimento per costi/prezzi)

CCGT Model	e.g. Siemens GUD 1S.94.3	
Item	Data	Reference
Thermal Output	MWth	
Net Electrical Output	MWe	
Load Factor	%	
Life of Plant	years	
LHV Efficiency	%	
Overnight Cost	\$/KWe	
Contingency Cost (*)	\$/KWe	
Owners Costs (**)	\$/KWe	
FOAK Costs		
Construction Lead Time (***)	years	
Fixed O&M Costs(****)		
Variable O&M Costs	\$/MWh	
Decommissioning		

(*) Some reference recommends 10 % of contingency margin for all type of fossil fuel plants.

(**) Some reference recommends additional condenser, cooling tower, transformer and switchgear, balance of plant, budget services and labor with a total value expressed in \$/KWe.

(***) Some reference recommends 3 years of construction lead-time, assuming a constant cash flow distribution each year.

(****) The data supplier may assume that the variable cost is the main O&M cost which incorporates the fixed O&M costs in the variable costs by assuming an effective load factor.

5.4.4 Assunzioni economiche

Oltre ai dati di costo di base è importante ai fini delle valutazioni economiche, tener presenti anche altri aspetti come il regime fiscale, tempo ammortamento (che nel calcolo del LUEC coincide con il life-cycle time, ossia la vita utile d'impianto), operazioni di back-fitting nonché l'espressione dei costi in termini di moneta costante (i prezzi riferiti a tempi diversi vanno uniformati-attualizzati ad una data comune di riferimento).

5.4.5 La check list dei costi

L’inconsistenza dei dati di costo è un problema centrale quando si analizzano tipi diversi di tecnologie. Per verificare la completezza o meno dei dati assunti è opportuno riferirsi alle tabelle “check list” che fanno da riferimento al riguardo. Va sottolineato che ciascun item di costo viene ritenuto incluso in maniera appropriata se esso è ben specificato in tabella, con riferimento e data a cui questo si riferisce.

Un esempio di “check list” completa, in riferimento alle alternative energetiche specificate, viene riportata nelle Tab. 5.8, 5.9 e 5.10 seguenti.

Tab. 5.8 - Check list per la copertura dei costi d’impianto

Item	LR-PWR			SMR-PWR			GT			CCGT		
	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time
Direct Construction Cost												
Contingency Costs												
Owner Costs												
FOAK Costs												
Back Fitting Costs												
Construction Cash Flow												
Fixed O&M												
Variable O&M												
Decommissioning												

Tab. 5.9 - Check list per la copertura dei costi combustibile

Item	LR-PWR			SMR-PWR			GT			CCGT		
	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time	Table in the report	Ref.	Time
Uranium Purchase Value-Time-Losses												
Conversion Value-Time-Losses												
Enrichment Value-Time-Losses												
Fabrication Value-Time-Losses												
Natural Gas Fuel Price												
Natural Gas Fuel Price Increase												



Tab. 5.10 - Dati completi di costo d’impianto

Energy Option	LR – PWR		SMR – PWR		GT		CCGT	
Plant	EPR		IRIS		V84.3		GUD 1S.94.3	
Year of Reference								
Item	Data	Ref.	Data	Ref.	Data	Ref.	Data	Ref.
Thermal Output [MWth]								
Net Electrical Output [MWe]								
Load Factor [%]								
Plant Life [years]								
Fuel Burn up [MWd/THM]								
Fuel Enrichment								
Initial Fuel Enrichment								
Power Density [KWth/KgU]								
Fuel Burn up [MWd/THM]								
Investment Cost [\$/KWe]								
Back Fitting [\$/KWe]								
Cash Flow [years]								
Fixed O&M Costs [\$/KWe]								
Variable O&M Costs [mills/KWh]								
Decommissioning [mills/KWh]								

5.4.6 Dati finanziari

Sono essenzialmente il tasso di sconto e il prezzo dell’energia elettrica specifici per il paese. Il primo è input fondamentale per il calcolo del LUEC (Levelized Unit Electricity Cost), il secondo nel calcolo del IRR e ROI⁴.

⁴ Si ricorda che il IRR (internal rate of return) è il tasso che si ricava dall’equazione NPV (Net present value)=0, mentre il ROI (return on investment) rappresenta l’indice di profitto medio annuale dell’investimento (Cash Flow-Ammortamento)/Capitale investito)

Un riferimento per il prezzo medio annuo di vendita dell'energia elettrica da fonte nucleare (PUES-price of unit electricity selling), è il costo dell'opzione più economica per i nuovi impianti (LDC_{cheapest} - cheapest Levelized Discount Cost), aumentato del 30%.

Per quanto riguarda il valore del IRR limite, esso verrà assunto almeno il 2% superiore al tasso di sconto e, comunque, in riferimento alla percezione del rischio finanziario del paese. Il riferimento per il ROI (Return on Investment) limite atteso, è il ritorno più alto nel settore energetico aumentato del 3% per il nucleare. I parametri sono raccolti in Tab. 5.11.

Tab. 5.11 - Dati finanziari

Variable	Value	Units
Real Discount Rate (r)	12	%/year
Average Annual Electricity Selling Price (PUES)	$1.3 \times LDC_{\text{cheapest}}$	mills/KWh (10^{-3} \$/KWh)
Internal Return Rate Limit (IRR_{Limit})	14	%/year
Return on Investment Limit (ROI_{Limit})	15	%/year

5.5 Valutazione dei criteri economici INPRO

La definizione dei criteri è trattata nell'Annex A di [1] in accordo alla metodologia INPRO, avendo come obiettivo la verifica del rispetto degli user requirements.

5.5.1. Criterio CR1.1 - competitività costi

Il criterio consiste di due indicatori: IN1.1, ossia il costo dell'energia nucleare (CN) e IN1.2, il costo della fonte alternativa energetica più economica (CA). Il limite di accettabilità è definito dal rapporto CN/CA che deve essere inferiore a un fattore $k \leq 1$. Si valutano gli indicatori IN1.1 e IN1.2 e si passa, quindi, alla verifica del limite di accettabilità.

5.5.1.1. Indicatore IN1.1 - costo dell'energia nucleare (CN)

CN rappresenta il LUEC per l'intero NES (*plant life Levelized real discounted Unit net generated Electricity total Cost*), escluso il costo del FOAK (First of a Kind) ma compresi i costi di contingency nonché quelli esterni e eventuali crediti (ove questi siano inclusi nel meccanismo di costituzione dei prezzi dell'energia elettrica) e per un tasso di sconto che riflette le decisioni economiche relative al contesto di investimento. Il CN viene determinato attraverso i dati intermedi come esemplificato nella Tab. 5.12 seguente:



Tab. 5.12 – Dati di calcolo intermedi per un SMR-PWR (le cifre sono solo a scopo qualitativo)

Intermediate Variable	Value			Units	Formula in Appendix...	Input data in Table....
t_{START}	-4			years		
t_{END}	59			years		
L_{hFP}	73502			hr.		
t_D	60			years		
$CIIDC$	811			\$/KWe		
$LUAC$	32.5			mills/KWh		
$LUOM$	7.1			mills/KWh		
	1st Core 1st Half	1st Core 2nd Half	Refueling			
$HM1/HMFE$	1.01	1.01	1.01	Kg/Kg		
$HM2/HMFE$	1.01	1.01	1.01	Kg/Kg		
F	3.796	5.965	7.158	Kg/Kg		
$V(\epsilon P)$						
$V(\epsilon F)$						
$V(\epsilon T)$						
SWU	1.915	3.811	4.912	SWU/Kg		
$HM3/HMFE$	3.834	6.025	7.230	Kg/Kg		
$HM4/HMFE$	3.834	6.025	7.230	Kg/Kg		
$\$/KFE$	787	1166	1381	\$/Kg		
SWU	1.915	3.811	4.912	SWU/Kg		
$LUFC$	7.5			mills/KWh		

- $CIIDC$ capital interest during construction
- L_{hFP} levelized number of hours at full power
- $LUAC$ levelized unit lifecycle amortization cost
- $LUEC$ levelized unit lifecycle energy cost
- $LUFC$ levelized unit lifecycle fuel cost
- $LUOM$ levelized unit lifecycle operation and maintenance cost
- T_c construction time
- t_{END} end of commercial operation at full power
- t_D time of decommissioning (starts at end of plant lifetime)
- t_{LIFE} plant lifetime (60 yr)
- t_{START} start of commercial operation at full power (negative value is for construction time period)
- ϵP uranium enrichment used in the enrichment plant
- ϵT tail enrichment used in the enrichment plant
- ϵF feed enrichment used in the enrichment plant
- V is the $V(x)$ term in the SWU formula
- F units of uranium feed at enrichment ϵF for isotope balance of a given unit of enriched uranium with enrichment ϵP
- HM_n is the mass of heavy metal required in the stage n of the enrichment plant to produce 1 unit of heavy metal content in the fresh fuel (HMFE) taking into account the losses at the stage n and the accumulation of losses of all succeeding downstream stages.
- $\$/KFE$ Cost/kg fresh fuel (front-end)
- SWU separative work unit

L'indicatore, in questo caso non è altro che il LUEC, ottenuto sommando le sue tre componenti $LUAC$, $LUOM$ e $LUFC$, e che risulta essere:

$$C_{N-SMR PWR} = LUEC = 47.14 \text{ mills/KWh}$$

5.5.1.2. Indicatore IN1.2: costo della fonte energetica alternativa (CA)

Ci riferisce ad esempio al caso GT e CCGT che fanno uso dello stesso tipo di combustibile (NG). I dati intermedi per il calcolo dell'indicatore sono sintetizzati nella Tab. 5.13.

Tab. 5.13 - Dati di calcolo intermedi (le cifre sono solo a scopo qualitativo)

Intermediate Variable	Value for GT	Value for CCGT	Units	Formula in App. A	Input data in Table
<i>t</i> START	-2	-3	Years		
<i>t</i> END	39	39	Years		
<i>L</i> hFP	60661	60661	hr.		
<i>t</i> D	40	40	Years		
<i>C</i> IIDC	45.6	147	\$/KWe		
<i>L</i> UAC	7.02	15.51	mills/KWh		
<i>L</i> UOM	5	6	mills/KWh		
<i>L</i> UFC (<i>i</i> =1 %)	49.17	31.94	mills/KWh		
<i>L</i> UFC (<i>i</i> =0 %)	45.31	29.43	mills/KWh		

L'indicatore per il GT e il CCGT può ricavarsi dal *LUEC* ($LUEC = LUAC + LUOM + LUFC$) che per i due casi nella tabella (*i*=1% e *i*=0%) risulta essere:

$CA-GT(i=1\%) = LUEC = 61.19$ mills/KWh

$CA-CCGT(i=1\%) = LUEC = 53.45$ mills/KWh

$CA-GT(i=0\%) = LUEC = 57.33$ mills/KWh

$CA-CCGT(i=0\%) = LUEC = 50.95$ mills/KWh;

ove *i* è l'incremento di prezzo del NG supposto aumentare dell'1% nel periodo oppure rimanere costante (0%).

Riferendosi ad un incremento di prezzo dello 0%, sia per il ciclo combustibile nucleare che per il NG, i valori finali degli indicatori sarebbero come sintetizzato nella Tab. 5.14 seguente:

Tab. 5.14 - Indicatori user requirement UR1- Costo dell'energia
(le cifre sono solo a scopo qualitativo)

Indicator	Value	Units
Indicator IN1.1 CN		
<i>C</i> N-SMR-PWR1*	47.14	mills/KWh
<i>C</i> N-SMR-PWR2*	48.79	mills/KWh
Indicator IN1.2 CA		
<i>CA-GT</i> (<i>i</i> =0%)	57.33	mills/KWh
<i>CA-CCGT</i> (<i>i</i> =0%)	50.95	mills/KWh

(*) Si tratta di esempio di due varianti di SMR che portano a costi diversi per l'elettricità prodotta.

5.5.1.3. Limite di accettabilità AL1

$$\text{AL1: } C_N / C_A < k$$

ove, normalmente, è $k = 1$ che per il limite di accettabilità significa $C_N < C_A$ in accordo alla metodologia INPRO (v. Tab. 5.17 comparativa).

5.5.2. Criterio CR2.1 - figure di merito finanziario

Limite di accettabilità AL2.1: *Le figure di merito sono comparabili/migliori di quelle delle tecnologie energetiche alternative di taglia comparabile.*

5.5.2.1. Indicatore IN2.1

Gli indicatori di interesse sono quelli già innanzi citati, ossia IRR (internal rate of return) e ROI (return on investment).

Parametro EP2.1.1:

IRR_N è definito come *Internal Return Rate (IRR)* al prezzo di vendita reale calcolato per l'intero NES (IRR_N), o più precisamente: il IRR risultante dalla vendita dell'energia elettrica prodotta dal NES al PUES reale definito, inclusi i costi d'esercizio in corso di vita dell'impianto più decommissioning e trattamento-smaltimento waste (eccetto gli eventuali costi non inclusi nel meccanismo di fissazione dei prezzi).

Il calcolo dell'indicatore richiede la definizione del PUES, che può ritenersi pari al valore più basso del LUEC relativo a nuovi impianti (cheapest LUEC) aumentato del 30%.

Ad esempio, dai dati riportati in Tab. 5.14, il valore di LUEC più basso, incrementato del 30%, porta ad un PUES di 61.28 mills/KWh, come sintetizzato in Tab. 5.15.

Tab. 5.15 – Dati finali di input indicatore IN2.1 (le cifre sono solo a scopo qualitativo)

Variable	Value	Units
Cheapest LUEC	47.14	mills/KWh
PUES	61.28 (Cheapest LUECx1.30)	mills/KWh

Il valore del IRR può essere facilmente determinato ripetendo il calcolo del LUEC per tassi di sconto differenti fino a che il valore del LUEC non diventa uguale al PUES come in Tab.5.15. Da questo calcolo si perviene ai valori di IRR riportati nella Tab. 5.16.

Tab. 5.16 - Indicatori e parametri user requirement UR2 – Capacità finanziamento
 (le cifre sono solo a scopo qualitativo)

Indicator (IN)/Evaluation parameter (EP)	Value	Units
EP2.1.1 IRR		
<i>IRRS_{SMR PWR1}</i>	15.68	%/year
<i>IRRS_{SMR PWR2}</i>	15.54	%/year
<i>IRR_{A-GT(i=0%)}</i>	12.32	%/year
<i>IRR_{A-CCGT(i=0%)}</i>	19.54	%/year
EP2.1.2 ROI		
<i>ROIS_{SMR PWR1}</i>	24.43	%/year
<i>ROIS_{SMR PWR2}</i>	19.4	%/year
<i>ROI_{A-GT(i=0%)}</i>	12.3	%/year
<i>ROI_{A-CCGT(i=0%)}</i>	21.4	%/year
IN2.2 total investment		
<i>Investment_{SMR PWR 1}</i>	1391	M\$
<i>Investment_{SMR PWR2}</i>	1565	M\$
<i>Investment_{A-GT(i=0%)}</i>	76.6	M\$
<i>Investment_{A-CCGT(i=0%)}</i>	358	M\$

Parametro EP2.1.2:

Il ROI_N è definito come il *Lifecycle plant average ROI*, rappresentativo dell’impianto medio del NES a cui ci si riferisce, ed è calcolato per il capitale totale medio investito nella life-cycle dell’impianto e i ricavi operativi medi netti di life-cycle prodotti dall’impianto medio attraverso la vendita dell’energia elettrica. I ricavi operativi netti possono essere calcolati come differenza tra il PUES di Tab. 5.15 e i costi di O&M (inclusi i costi di amortization e decommissioning) e Fuel (inclusi trattamento e smaltimento waste). Il ROI, in accordo al Cap. 3 di [4], si ottiene come rapporto tra i ricavi operativi medi netti così calcolati e il capitale totale investito (Tab. 5.16).

5.5.2.2. Limite di accettabilità AL2.1

Il limite di accettabilità AL2.1.1 per il parametro EP2.1.1 è: $IRR_N > IRR_{LIMIT}$, dove IRR_{LIMIT} è il valore minimo accettabile richiesto dall’investitore per le diverse tecnologie energetiche di taglia comparabile.

Il limite di accettabilità AL2.1.2 per il parametro EP2.1.2 è: $ROI_N > ROI_{LIMIT}$, dove il ROI_{LIMIT} è il valore minimo accettabile richiesto dall’investitore per le diverse tecnologie energetiche di taglia comparabile.

I valori accettabili per le figure di merito finanziario sono sintetizzati in Tab. 5.11, con 14 %/yr per IRR_{LIMIT} e 15 %/yr per ROI_{LIMIT} .

In Tab. 5.17 sono raccolti i risultati di confronto per i vari indicatori.

5.5.3. Criterio CR2.2 investimento totale

Indicatore IN2.2: *Investimento totale*

Limite di accettabilità AL2.2: *L'investimento totale richiesto deve essere compatibile con la capacità di disponibilità del capitale in condizioni di mercato stabilite.*

5.5.3.1. Indicatore IN2.2

IN2.2 è l'investimento totale più alto del singolo impianto fino al commissioning del reattore per l'intero NES. L'investimento totale è il costo totale unitario overnight, inclusi gli interessi durante la costruzione, moltiplicato per la potenza elettrica. L'indicatore è esemplificato in Tab. 5.17.

5.5.3.2. Limite di accettabilità AL2.2

Il limite di accettabilità AL2.2 è definito: $Investimento_N < Investmento_{LIMIT}$, dove $Investmento_{LIMIT}$ è il livello più alto del capitale che può rendersi disponibile alle condizioni di mercato.

Gli indicatori per il rischio di investimento (UR3) sono discussi in seguito. In aggiunta ai 3 indicatori IN3 (1, 2, 3), viene previsto un ulteriore indicatore (IN.2-new) riferito al rischio di investimento, ossia il tempo assoluto di costruzione. Il valutatore si riferisce a questo indicatore quando guarda al planning di costruzione.

5.5.4. Criterio CR3.1 maturità del progetto

5.5.4.1. Indicatore IN3.1

IN3.1 rappresenta lo stato del licensing. Lo stato per i reattori EPR e AP1000 è testimoniato dalle licenze di costruzione già in atto nei paesi dove questi sono in realizzazione avanzata (Finlandia, Francia, Cina, USA). Nel caso dei reattori SMR di interesse, il limite di accettabilità potrebbe non essere soddisfatto, qualora in fase di valutazione finale del NES non sia stata ancora ottenuto il licensing nel paese di origine né abbia avuto luogo l'avvio della costruzione di un esemplare. Per quanto attiene ai Sistemi GT o CCGT non appaiono sussistere problemi di accettabilità essendo tali impianti, standard a livello mondiale.

5.5.4.2. Limite di accettabilità AL3.1

Limite di accettabilità AL3.1: per l'installazione del primo NPP (Nuclear Power Plant) si richiede che quell'impianto, dello stesso progetto, risulti essere stato già costruito e esercito.

La comparazione con altri indicatori è riportata in Tab. 5.17.

5.5.5. Criterio CR3.2 pianificazione temporale costruzione

Il criterio consiste di un indicatore e un numero di limiti di accettabilità per quanti sono i progetti scelti per il NES.

Indicatore IN3.2: *Evidenza che i tempi di costruzione e commissioning del progetto siano realistici.*

Limite di accettabilità AL3.2.1 . *La pianificazione temporale utilizzata nelle analisi finanziarie è stata rispettata già per realizzazioni precedenti relative a impianti basati sulla stessa tipologia di progetto.*

5.5.5.1. Indicatore IN3.2

Il planning temporale sarà certamente realistico per reattori tipo EPR e AP1000, ma da verificare per gli impianti SMR. Altrettanto realistico per le tecnologie GT e CCGT.

5.5.5.2. Limite di accettabilità AL3.2

Il limite di accettabilità è come illustrato in Tab. 5.17

5.5.6. Criterio CR3.2-nuova pianificazione temporale costruzione

Nel Volume 1 del INPRO Manual [5] si prevede che il valutatore INPRO possa scegliere anche criteri diversi/aggiuntivi da usare nella valutazione. Ad esempio potrebbe introdurre un criterio numerato CR3.2-new.

5.5.6.1. Indicatore IN3.2-new

Questo indicatore rappresenta il lasso di tempo tra il primo contratto di costruzione e l'inizio dell'esercizio commerciale. La logica per includere un simile indicatore riflette il rischio associato alle incertezze nelle previsioni della domanda futura di elettricità. Una durata maggiore dei tempi di costruzione, comporterà un tempo maggiore su cui proiettare la domanda di elettricità e la possibilità che la domanda, crescente al tasso ipotizzato, non possa essere soddisfatta in maniera tempestiva. E' come se l'investimento fosse stato fatto in anticipo rispetto ai tempi attualmente richiesti. Il tempo di costruzione per il valutatore è il lasso di tempo che intercorre fra la data in cui il primo contratto comincia ad avere gli effetti commerciali e la data in cui ha inizio l'effettivo esercizio commerciale (il punto in cui comincia a prodursi l'effetto di ricavi affidabili e pianificabili), ossia l'inizio del recupero dell'investimento.

5.5.6.2. Limite di accettabilità AL3.2-new

Limite accettabilità AL3.2-new: $T_{Ct} \leq T_{CLIMIT}$ mutuato da una fonte energetica comparabile. Un confronto tra valori definiti AL3.2-new e calcolati IN3.2-new è riportato in Tab. 5.17.

5.5.7. Criterio CR3.3 robustezza finanziaria

5.5.7.1. Indicatore IN3.3

L'indicatore IN3.3 è l'*Indice di Robustezza Finanziaria* ottenuto comparando le variazioni del valore relativo all'indicatore economico più critico (analisi di sensibilità), in funzione delle variazioni delle condizioni di mercato assunte, e avendo specificato un valore limite di accettabilità per esso. Gli indicatori critici sono quelli che potrebbero pregiudicare la competitività del NPP nei confronti delle fonti alternative.

Ove l'indicatore economico critico sia il costo dell'energia elettrica prodotta, l'indice di robustezza RI può essere definito come il *rapporto tra il costo della fonte alternativa (CA) e quello della fonte nucleare (CN)*. Se il rapporto è maggiore di 1, il nucleare è più conveniente, viceversa il nucleare è più costoso. Quindi, l'obiettivo di avere un costo nucleare competitivo si traduce nel rapporto $RI = CA/CN > 1$.

La stima dell'indice di robustezza per deviazioni rispetto allo scenario di riferimento, sarà fatta attraverso un'analisi di sensibilità riferita ai tre parametri fondamentali seguenti:

1. *Discount Rate (r)*: incrementato del 3% rispetto al nominale
2. *Construction Time (T_{Ct})*: raddoppio del tempo di costruzione rispetto al nominale
3. *Fossil fuel price (\$/GJ)*: si assume una riduzione del 30% del prezzo del NG

5.5.7.2. Limite di accettabilità AL3.3

Limite di accettabilità AL3.3: $RI > 1$ per tutti gli indicatori economici critici.

Il limite di accettabilità è comparato direttamente con gli indicatori in Tab. 5.17.

Tab. 5.17 - Indicatori e limiti di accettabilità, giudizio sul potenziale di un NES
 (le cifre sono solo a scopo qualitativo)

	Indicator Value	Acceptance Limit	Units
Indicator IN1.1			
<i>LUEC_{CN-SMR PWR1}</i>	47.14	< 50.95	mills/KWh
<i>LUEC_{CN-SMR PWR2}</i>	48.79	< 50.95	mills/KWh
Indicator IN2.1 EP2.1.1			
<i>Internal rate of return</i> <i>IRR_{SMR PWR1}</i>	15.68	≥ 14	%/year
<i>IRR_{SMR PWR2}</i>	15.54	≥ 14	
Indicator IN2.1 EP2.1.2			
<i>Return of investment</i> <i>ROI_{SMR PWR1}</i>	24.43	≥ 15	%/year
<i>ROI_{SMR PWR2}</i>	19.40	≥ 15	%/year
Indicator IN2.2			
<i>Total investment</i>			
<i>Investments_{SMR PWR1}</i>	1391	≤ 900	M\$
<i>Investments_{SMR PWR2}</i>	1565	≤ 900	M\$
Indicator IN3.1.			
<i>Licensing status Licensing</i> <i>Licensing_{SMR PWR1}</i>	A similar plant has not been operated	Similar plant licensed and operated in country of origin	None
<i>Licensing_{SMR PWR2}</i>	Similar plants have been licensed and operated in country of origin and in several other countries	Similar plant licensed and operated in country of origin	None
Indicator IN3.2.			
<i>Construction Schedule_{SMR PWR1}</i>	A FOAK plant has not been built	Construction schedule times used in financial analyses have been met in previous constructions projects for plants of the same basic design and include contingency.	None
<i>Construction Schedule_{SMR PWR2}</i>	A number of plants have been constructed on schedules that were faster than that used in the financial analyses.	Construction schedule times used in financial analyses have been met in previous constructions projects for plants of the same basic design and include contingency.	None

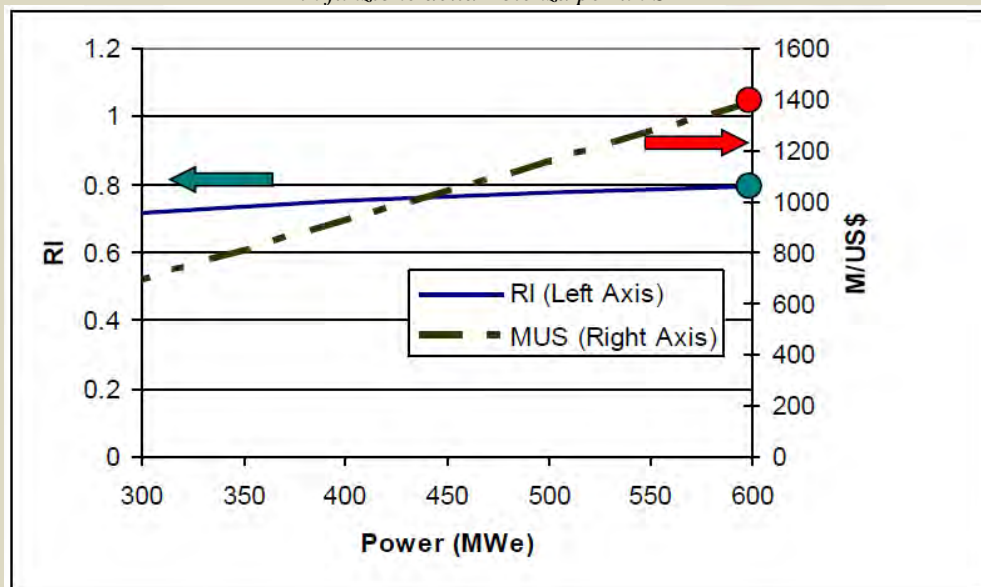
Tab. 5.17 - Indicatori e limiti di accettabilità, giudizio sul potenziale di un NES (continua)
- le cifre sono solo a scopo qualitativo -

	Indicator Value	Acceptance Limit	Units
Indicator IN3.2-new.			
<i>Construction time</i>	<i>Construction time</i>	<i>Construction time</i>	<i>Construction time</i>
<i>Construction time T_{Ct SMR-PWR1}</i>	4	≤ 4.5	years
<i>Construction time T_{Ct SMR-PWR2}</i>	7	≤ 4.5	years
Indicator IN3.3.			
<i>Robustness index RI_{SMR-PWR 1}</i>	0.79	>1	None
<i>Robustness index RI_{SMR PWR2}</i>	0.82	>1	None

5.5.8 Alcune considerazioni sulla valutazione dei criteri economici

La Tab. 5.17 vuole mostrare il ruolo degli indicatori nel decidere se e come il nucleare può essere competitivo con le fonti alternative. Può anche risultare, ad esempio, che il limite di accettabilità per alcuni indicatori non sia verificato (IN2.2 investimento totale e IN3.3 indice di robustezza). Altrettanto potrebbero non essere soddisfatti criteri come il CR3.1 e CR3.2, perché può non essere stato costruito il FOAK dell'impianto prescelto. In questo caso gli SMR considerati, non soddisfano gli user requirements UR2 e UR3, non verificando, pertanto, il BP (basic principle) economico. In questo caso, il valutatore identificherà i due indicatori per lo scenario di riferimento, IN2.2 (investimento) e IN3.3 (robustezza), quali punti chiave rispetto ai quali sarà da prevedere un'attività di R&D per portare i due indicatori a soddisfare i limiti di accettabilità relativi. Ad esempio, dalla Fig. 5.1 che segue si può notare come le due variabili, indice di robustezza e investimento totale, variano al variare della potenza del SMR a parità di overnight capital cost (ON).

Fig. 5.1 – Variazione dell'Indice di Robustezza finanziaria RI e dell'investimento totale (M/US\$) in funzione della Potenza per un SMR



Dalla Fig. 5.1 si vede come il costo d'investimento si riduce al diminuire della potenza, e il limite di accettabilità che, qualitativamente, è posto a 900 M\$ sarebbe soddisfatto per un valore di circa 435 MWe. Tuttavia, anche l'indice di robustezza si riduce seppur leggermente al ridursi della potenza, andando nella direzione contraria a quella richiesta dal limite di accettabilità. L'impatto potenziale di riduzione dell'overnight capital cost si può vedere dalla Fig. 5.2, mentre quello della riduzione del tempo di costruzione, che si traduce direttamente in riduzione degli interessi durante la costruzione, si vede attraverso la Fig. 5.3.

Fig. 5.2 - Variazione dell'Indice di Robustezza finanziaria RI e dell'investimento totale (M/US\$) in funzione del costo capitale overnight ON per un SMR.

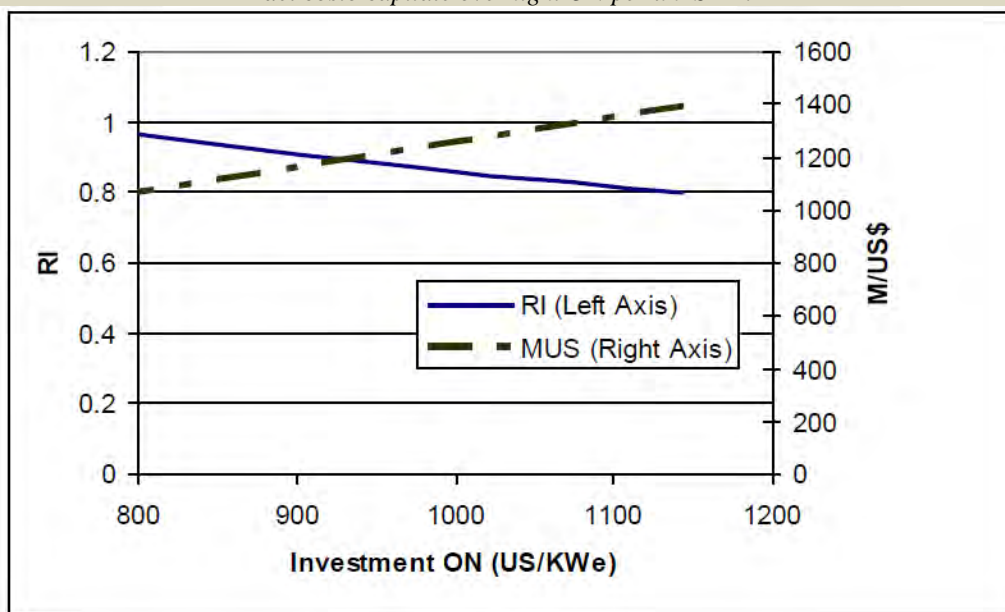
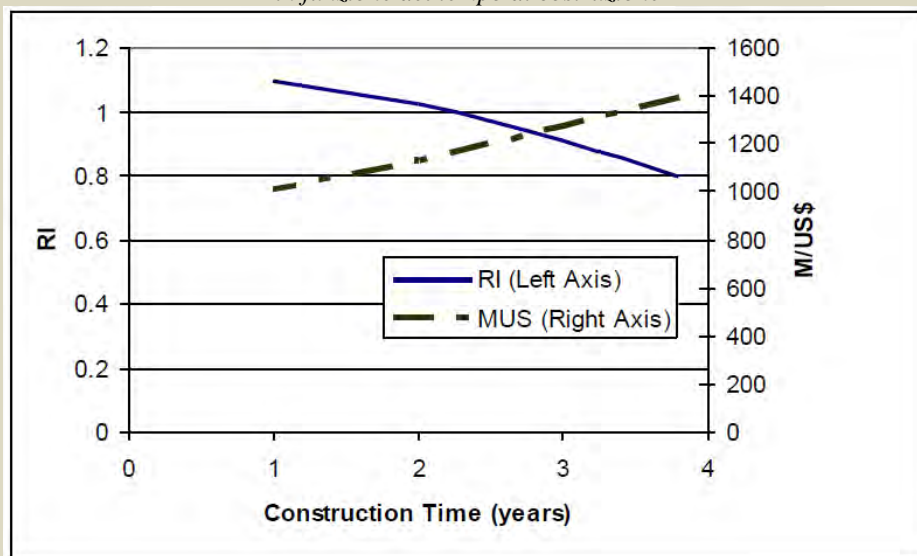


Fig. 5.3. Variazione dell'Indice di Robustezza finanziaria RI e dell'investimento totale (M/US\$) in funzione del tempo di costruzione





6 DESCRIZIONE DEI RISULTATI TIPICI DELL'ANALISI E PROCEDURA DI REPORTING INPRO

L'output di un NESAs 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 quest'ultimo, in cui azioni di follow-up andranno specificate per risolvere i gap che sono stati identificati.

I risultati di un NESAs vanno documentati in un report per cui la metodologia INPRO prevede un apposito format “eNESAs report” (v. par. 6.3), integrato da informazioni sugli elementi seguenti:

- Gli obiettivi del NESAs 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 dai valutatori;
- 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 rationale di tali conclusioni;
- I dettagli di giudizio relativi a ciascuno dei criteri valutati e la rationale 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 NESAs Support Package.

6.1 Le variabili di output delle varie aree

Le variabili di output (indicatori) da riportare nel eNESAs Report, con riferimento alle sette aree della Metodologia INPRO, sono listate qui di seguito (ove compare INS leggesi NES):

Area: Economics

- Cost of nuclear energy, C_N .
- Cost of energy from alternative source, C_A .
- Internal Return Rate (IRR)
- Return of Investment (ROI)
- Total investment
- Licensing status.
- Evidence that project construction and commissioning times used in financial analyses are realistic.
- Financial robustness index of INS, RI.
- Long term commitment to nuclear option.
- Are the INS components adaptable to different markets?



Area: Infrastructure

- Status of legal framework.
- Status of State organizations with responsibilities for safety and radiation protection, environmental protection, control of operation, waste management and decommissioning, security and non-proliferation.
- Availability of credit lines.
- Demand for and price of energy products.
- Size of installation
- Availability of infrastructure to support owner/ operator.
- Overall added value of proposed nuclear installation (AVNI).
- Information provided to public
- Participation of public in decision making process (to foster public acceptance).
- Public acceptance of nuclear power.
- Government policy.
- Availability of human resources.
- Attitude to safety and security

Area: Waste Management

- Technical indicators (Alpha-emitters and other long-lived radio-nuclides per GWa; Total activity per GWa; Mass per GWa; Volume per GWa; Chemically toxic elements that would become part of the radioactive waste per GWa)
- A waste minimization study has been performed, leading to a waste minimization strategy and plan for each component of the INS.
- Estimated dose rate to an individual of the critical group.
- Radiological exposure of workers.
- Estimated concentrations of chemical toxins in working areas.
- Estimated releases of radio-nuclides and chemical toxins from waste management facilities.
- Estimated releases of radio-nuclides and chemical toxins from all other INS facilities.
- Availability of technology.
- Time required.
- Availability of resources.
- Safety of the end state (long-term expected dose to an individual of the critical group).
- Time to reach the end state.
- Specific line item in the cost estimate.
- Classification scheme.
- Time to produce the waste form specified for the end state
- Technical indicators, e.g., Criticality compliance, Heat removal provisions, Radioactive emission control measures, Radiation protection measures (shielding etc.), Volume / activity reduction measures, Waste forms.
- Process descriptions that encompass the entire waste life cycle.

Area: Proliferation Resistance

- States' commitments, obligations and policies regarding non-proliferation established?
- Institutional structural arrangements in support of PR have been considered accordingly?
- Nuclear Material quality.
- Nuclear Material quantity.
- Nuclear Material form.
- Nuclear technology.
- Accountability.
- Amenability



- Detectability of NM.
- Difficulty to modify process.
- Difficulty to modify facility design.
- Difficulty to misuse technology or facilities
- The extent by which the INS is covered by multiple intrinsic features and extrinsic measures
- Robustness of barriers covering each acquisition path.
- PR has been taken into account as early as possible in the design and development of the INS.
- Cost of incorporating into an INS those intrinsic features and extrinsic measures, which are required to provide or improve proliferation resistance.
- Verification approach with a level of extrinsic measures agreed to between the State and verification authority (e.g., IAEA, regional SG organization, etc.)?

Area: Physical Protection

- Have the competent authorities (such as regulatory authorities, response force authorities, etc.) been designated, empowered and responsibilities defined (or planned)?
- Has the legislative and regulatory framework related to physical protection been developed (or is it under development)?
- Have the physical protection responsibilities and authorities of the facility operator been clearly defined?
- Have synergies and divergences between PP, safety, PR, and operations been addressed?
- Is there evidence that assessments in all areas of INPRO have accounted for PP?
- Is there evidence of forethought into the issues of PP as the INS is shut-down and decommissioned?
- Is there a trustworthiness program with established acceptance criteria?
- Has a program been developed for protecting sensitive information?
- Have procedures been developed and implemented at all levels to identify and protect sensitive information?
- Is there evidence that a DBT or other appropriate threat statement has been developed?
- Are there provisions for periodic review of threat by the State?
- Is there evidence that the concept of DBT or other appropriate threat statement has been used to establish the PP systems?
- Has the designer introduced flexibility in PPS design to cope with the dynamic nature of threat?
- Has the state defined limits for consequences of malicious acts directed against nuclear materials and facilities (including transports)?
- Has the concept of a graded approach been used by the State when specifying PP requirements and by the user to define PPS?
- Is there a QA policy defined and implemented for all activities important to PP?
- Has a security culture program been developed and implemented for all organizations and personnel involved in the INS?
- Has the terrain, topography and geography been assessed to preclude potential benefit to adversaries (high ground to observe, approach, and attack, air approaches, cover and concealment, etc.)?
- Has feasibility/flexibility, vulnerability, and efficiency of transportation and offsite response routes been assessed (air, sea, land)?
- Has future development/ encroachment by public been considered?
- Is there evidence that consideration has been given to physical protection in the design of the INS components?
- Is there evidence that consideration has been given to physical protection in the layout of the INS components?
- Has deterrence, detection, assessment, delay, and response been integrated to achieve timely interruption of malicious act?
- Has the PPS been designed with consideration of insider adversaries exploiting capabilities such as access, knowledge, and authority?
- Has the PPS been developed with several uniform layers and methods of protection?
- Have responsibilities for execution of the emergency plans been identified?



- Have capabilities of the PP regime been established to prevent and mitigate radiological consequences of sabotage?
- Have capabilities of PP regime been established to recover stolen nuclear material or recapture facilities before the adversary can achieve its objective?

Area: Environment

- L_{St-i} , (level of stressor i.)
- Does the INS reflect application of ALARP to limit environmental effects?
- $F_j(t)$ = quantity of fissile/fertile material j available for use in the INS at time t.
- $Q_i(t)$ = quantity of material i available for use in the INS at time t.
- $P(t)$ = power available (from both internal and external sources) for use in the INS at time t.
- U = end use (net) energy delivered by the INS per Mg of uranium mined.
- T = end use (net) energy delivered by the INS per Mg of thorium mined.
- C_i = end use (net) energy delivered per Mg of limited non-renewable resource i consumed.
- T_{EQ} = time required to match the total energy input with energy output (yrs).

Area: Safety

- **Robustness of design (simplicity, margins) - Nuclear Reactors**
- High quality of operation.
- Capability to inspect.
- Expected frequency of failures and disturbances.
- Capability of control and instrumentation system and/or inherent characteristics to detect and intercept and/or compensate deviations from normal operational states.
- Grace period until human actions are required.
- Inertia to cope with transients.
- Calculated frequency of occurrence of design basis accidents.
- Grace period until human intervention is necessary.
- Reliability of engineered safety features.
- Number of confinement barriers maintained.
- Capability of the engineered safety features to restore the INS to a controlled state (without operator actions).
- sub criticality margins
- Calculated frequency of major release of radioactive materials into the containment / confinement.
- Natural or engineered processes sufficient for controlling relevant system parameters and activity levels in containment / confinement.
- In-plant severe accident management.
- Calculated frequency of a major release of radioactive materials to the environment.
- Calculated consequences of releases (e.g. dose).
- Calculated individual and collective risk.
- Independence of different levels of DID.
- Evidence that human factors (HF) are addressed systematically in the plant life cycle.
- Application of formal human response models from other industries or development of nuclear.
- Sample indicators: stored energy, flammability, criticality, inventory of radioactive materials, available excess reactivity, and reactivity feedback.
- Expected frequency of abnormal operation and accidents.
- Consequences of abnormal operation and accidents.
- Confidence in innovative components and approaches.
- Occupational dose values.
- Public dose values.
- Safety concept defined?
- Clear process for addressing safety issues?
- RD&D defined and performed and database developed?



- Computer codes or analytical methods developed and validated?
- Scaling understood and/or full scale tests performed?
- Degree of novelty of the process.
- Level of adequacy of the pilot facility.
- Use of a risk informed approach?
- Uncertainties and sensitivities identified and appropriately dealt with?

- **Robustness of design (simplicity, margins) – Nuclear Fuel Cycle facilities**
- High quality of operation.
- Capability to inspect.
- Expected frequency of failures and disturbances.
- Capability of control and instrumentation system and/or inherent characteristics to detect and intercept and/or compensate deviations from normal operational states.
- Grace period until human actions are required.
- Inertia to cope with transients.
- Calculated frequency of occurrence of design basis accidents.
- Grace period until human intervention is necessary.
- Reliability of engineered safety features.
- Number of confinement barriers maintained.
- Capability of the engineered safety features to restore the INS to a controlled state (without operator actions).
- sub criticality margins
- Calculated frequency of major release of radioactive materials into the containment / confinement.
- Natural or engineered processes sufficient for controlling relevant system parameters and activity levels in containment / confinement.
- In-plant severe accident management
- Calculated frequency of a major release of radioactive materials to the environment.
- Calculated consequences of releases (e.g. dose).
- Calculated individual and collective risk.
- Independence of different levels of DID.
- Evidence that human factors (HF) are addressed systematically in the plant life cycle.
- Application of formal human response models from other industries or development of nuclear.
- Sample indicators: stored energy, flammability, criticality, inventory of radioactive materials, available excess reactivity, and reactivity feedback.
- Expected frequency of abnormal operation and accidents.
- Consequences of abnormal operation and accidents.
- Confidence in innovative components and approaches.
- Occupational dose values.
- Public dose values.
- Safety concept defined?
- Clear process for addressing safety issues?
- RD&D defined and performed and database developed?
- Computer codes or analytical methods developed and validated?
- Scaling understood and/or full scale tests performed?
- Degree of novelty of the process.
- Level of adequacy of the pilot facility.
- Use of a risk informed approach?
- Uncertainties and sensitivities identified and appropriately dealt with?

6.2 Caso di non-verifica dei criteri

In questo 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 di azioni addizionali di R&D per il NES (o componenti di esso) per arrivare a 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, o 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 eseguirsi a tempo debito.

6.3 Procedura di reporting INPRO

La procedura INPRO prevede che i risultati di un NESAs siano documentati attraverso un report strutturato secondo il format eNESAs (v. Appendice 3).

Il report generato per mezzo del software eNESAs sviluppato da INPRO Group, è costituito da schede suddivise per area della Metodologia INPRO, secondo la lista seguente:

- Economics
- Infrastructure
- Waste Management
- Proliferation Resistance
- Physical Protection
- Environment
- Safety of Nuclear Reactors
- Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Le schede riportano in testa, per ciascun’area, **BP (Basic principles)** e **UR (User requirements)** rispetto ai quali vengono esaminati e discussi i relativi **CR (Criteria)**, per ciascun dei quali viene riportato il valore degli indicatori risultante dalla valutazione effettuata, con i commenti di dettaglio e giustificazioni, come illustrato nella Fig. 6.1 seguente.

Fig. 6.1 - Scheda tipo eNESAs Report

ECONOMICS

Economic basic principle (BP): <i>Energy and related products and services from Innovative Nuclear Energy Systems shall be affordable and available.</i>	
UR1 Cost of energy: <i>The cost of energy from innovative nuclear energy systems, taking all relevant costs and credits into account, C_N, should be competitive with that of alternative energy sources, C_A, that are available for a given application in the same time frame and geographic region.</i>	
Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1: Cost of nuclear energy, C_N . IN1.2: Cost of energy from alternative source, C_A .	AL1: $C_N \leq k * C_A$
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



7 RASSEGNA DELLE LESSONS LEARNED DA ALTRI NESA

Una delle linee strategiche dell’attuale programma INPRO è quella definita “*National Long Range Nuclear Energy Strategies*” al cui interno si colloca l’attività di sviluppo della metodologia INPRO e il supporto del INPRO Group nell’uso della stessa per lo sviluppo delle analisi NESA presso i Paesi Membri interessati. Sono attualmente in corso attività NESA presso quattro Paesi Membri: Bielorussia, Kazakistan, Indonesia e Ucraina. Quest’ultimo paese sta sviluppando ulteriormente l’attività già intrapresa insieme al primo gruppo di Paesi, come si dirà in seguito, che ha già effettuato un primo ciclo di analisi NESA conclusosi nel 2009.

L’intento dei gruppi di valutazione, sia da paesi detentori-sviluppatori della tecnologia che paesi utilizzatori, nell’effettuazione del NESA, è stato quello di identificare i possibili gap nello sviluppo dei propri programmi nucleari e di arrivare a stilare una lista di azioni di follow-up mirate a chiudere i gap stessi. I NESA nei paesi in via di sviluppo, hanno in generale dato conferma circa la sostenibilità dei programmi nucleari intrapresi.

Negli altri paesi, l’approfondimento di analisi ha permesso di mettere in luce alcuni problemi chiave di tipo globale, come l’accumulo e disponibilità di plutonio per i reattori veloci.

L’identificazione dei gap risultanti dall’applicazione della metodologia INPRO ha portato gli Stati Membri ad una ridefinizione delle priorità dell’attività di R&D.

I paesi technology user con programmi nucleari esistenti hanno comparato opzioni diverse per l’espansione dei propri programmi nucleari in futuro, considerando vantaggi e svantaggi di queste opzioni in tutte le aree di valutazione INPRO.

Sempre i paesi technology user, ma con limitata esperienza nucleare, hanno trovato nella conduzione del NESA l’aiuto a meglio comprendere tutte le problematiche connesse alla realizzazione di un programma energetico-nucleare che soddisfi i criteri di sviluppo sostenibile.

Nel contempo, le valutazioni hanno portato ad una crescita delle competenze di base per decision makers e stakeholders nell’analizzare tutti gli aspetti propedeutici alla decisione di intraprendere la realizzazione di un programma di energia nucleare.

7.1 Esperienze acquisite sul NESA

Ad oggi, sei Paesi (Argentina, Armenia, Brasile, India, Repubblica di Corea, Ucraina) hanno effettuato un NESA specifico del loro sistema energetico-nucleare facendo uso della metodologia INPRO della IAEA, [6]. I principali risultati tecnici, le azioni di follow-up, i benefici nell’effettuare il NESA e i miglioramenti da apportare alla metodologia INPRO, sono stati valutati e discussi in ambito IAEA nel corso del 2008. Un Joint Study-NESA promosso dalla IAEA, è stato sviluppato, inoltre, con la partecipazione internazionale di otto Paesi (Canada, Cina, Francia, India, Giappone, Repubblica di Corea, Russia, e Ucraina) e concluso nel 2009, [6].



7.1.1 Energy Planning – Domanda e approvvigionamento

In ciascun NESAs sono stati valutati, come primo passo, i risultati della una fase di energy planning definendo la crescita totale della domanda di potenza e il contributo del nucleare nel soddisfare la domanda stessa. Nel complesso, per soddisfare la domanda elettrica al 2020, la capacità di generazione elettrica totale combinata da tutte le fonti, nei 10 Paesi che hanno effettuato/partecipato al NESAs, dovrebbe raddoppiare dagli attuali circa 1000 GWe a 2000 GWe, con i maggiori sviluppi provenienti da Brasile, Cina e India.

Il contributo combinato del nucleare alla generazione elettrica è prevista crescere dai 170 GWe attuali a 300 GWe attorno al 2020. Così, assumendo una capacità media di generazione, per i nuovi reattori, di 1000 MWe ciascuno, i Paesi coinvolti nel NESAs dovrebbero realizzare l'installazione di circa 130 nuove unità per coprire la parte di nucleare addizionale più la parte di sostituzione degli impianti che saranno dismessi nei prossimi 10-20 anni. La Cina e l'India sono i paesi che prevedono la maggior crescita in assoluto della capacità nucleare nei prossimi 12 e 14 anni, rispettivamente, sebbene l'energia nucleare raggiungerà soltanto il 4% in un caso e 10% nell'altro, della capacità elettrica totale installata. In entrambi i paesi, il carbone è previsto continuare ad essere la fonte energetica dominante.

In Brasile, l'idroelettrico è previsto rimanere la fonte principale di elettricità; il contributo del nucleare è atteso aumentare in maniera significativa dal 2030 benché la capacità nucleare installata rappresenterà per allora, ancora meno del 4% della capacità elettrica totale.

7.1.2 Definizione dei sistemi energetico-nucleari nazionali

Il passo successivo del NESAs è quello della definizione della configurazione del sistema nucleare in grado, in ciascuno dei paesi, di fornire il contributo necessario dell'energia nucleare al supply energetico nazionale per gli anni futuri come stabilito nello step precedente.

Per raggiungere una capacità nucleare installata al 2030 di circa 10 GWe, l'Argentina ha scelto una flotta di reattori di vario tipo raffreddati ad acqua, ossia sei reattori PHWR⁵ da 700 MWe, sei PWR⁶ da 300 MWe (di cui due alimentati per il 30% con combustibile MOX⁷) e due PWR da 1000 MWe. Inoltre, tutte le facilities per il front e back-end del ciclo sono state incluse nel NES.

L'Armenia, basandosi essenzialmente su considerazioni di sicurezza dell'approvvigionamento energetico, ha deciso di rimpiazzare l'unico reattore esistente VVER-440 della centrale di Metsamor, con un nuovo reattore VVER-1000 (1000 MWe) per il 2020.

Per aumentare la sua capacità nucleare da 2000 MWe a circa 7000 MWe, il Brasile ha scelto di costruire un PWR da 1300 MWe e 4 PWR da 1000 MWe. Nel paese sono già operativi tutti gli impianti per il front-end del ciclo, insieme a quelli per la gestione dei waste.

La Cina, nella prospettiva di soddisfare la futura domanda energetica del paese, prevede la necessità di incrementare in maniera importante la sua capacità nucleare passando dagli attuali 7000 MWe a 40000 MWe per il 2020, per raggiungere la soglia di 60000 MWe al

⁵ PHWR: pressurized heavy water reactor.

⁶ PWR: pressurized light water reactor.

⁷ MOX: mixed (U-Pu) oxide fuel.



2030, essenzialmente attraverso l'installazione di reattori PWR di taglie diverse. Si prevede, inoltre, dal 2020 l'inizio dell'installazione di reattori veloci FBR (Fast Breeder Reactors) nell'ottica che questi diventino la tipologia dominante verso la fine del secolo in corso. Nel paese è previsto, inoltre, la dotazione completa per tutti i segmenti del ciclo combustibile.

In Francia si assume che l'energia nucleare rimanga ad un livello costante fino alla fine del secolo. La flotta esistente dei PWR verrà in parte rimpiazzata con 4 reattori EPR⁸ da qui al 2030. Successivamente si ritiene che l'introduzione dei reattori FBR diventerà l'opzione dominante per quanto riguarda il sistema nucleare. In Francia esistono le capacità estese all'intero ciclo del combustibile fatta eccezione per il mining and milling.

Per soddisfare la necessità di crescita della capacità nucleare dagli attuali 3000 MWe a circa 30000 MWe per il 2020, l'India prevede di andare principalmente su reattori PHWR e PWR. A cominciare già dalla decade in corso si prevede l'installazione di reattori veloci FBR e PHWR avanzati alimentati con combustibile a base di torio nell'ottica di arrivare ad una capacità nucleare totale installata di 275000 MWe al 2050. Nel paese esiste la capacità che copre l'intero ciclo del combustibile, dal mining&milling alla gestione dei waste.

Il quadro pre-Fukushima del Giappone, era quello di passare dagli attuali circa 47000 MWe a 60000 MWe per il 2030, attraverso l'installazione di reattori raffreddati ad acqua LWR⁹, con l'obiettivo - simile alla Francia - di mantenere la capacità nucleare circa costante fine alla fine del secolo in corso. Dal 2050 veniva previsto, inoltre, l'inizio dell'installazione di reattori FBR per rimpiazzare gradualmente i reattori LWR. Il paese possiede la capacità estesa all'intero ciclo nucleare.

La Corea prevede varie opzioni per soddisfare la necessità di crescita della sua capacità nucleare dagli attuali circa 17000 MWe a 27000 per il 2015. Una delle opzioni prevede l'installazione di soli nuovi reattori LWR, mentre altre due opzioni includono l'installazione di reattori veloci FBR dal 2030 in poi.

La Federazione Russa prevede una crescita importante della sua capacità nucleare dagli attuali 22000 MWe a circa 350000 MWe nel 2025 per raggiungere gli 81000 MWe nel 2050. La flotta attuale di reattori VVER¹⁰ è prevista venir rimpiazzata da reattori AES200¹¹ di III Generazione, e a cominciare dal 2030 l'introduzione di reattori veloci FBR è prevista rimpiazzare gradualmente i reattori termici ad acqua. Anche la Russia è dotata di capacità estesa all'intero ciclo del combustibile nucleare.

L'Ucraina prevede un incremento della sua capacità nucleare dagli attuali 14000 MWe a circa 30000 MWe al 2030. La scelta è orientata a diverse opzioni di sistema nucleare basato su tipologie diverse di reattori (VVER, AP1000¹¹ e EPR), e su facilities di front-end del ciclo combustibile (fabbricazione del combustibile) associate con uno schema di ciclo sia once-through (ciclo aperto), che closed-cycle (ciclo chiuso), nonché con l'ipotesi di leasing per quanto riguarda il combustibile. L'Ucraina ha definito in totale 14 varianti di configurazione del proprio NES futuro.

⁸ European Pressurized Reactor

⁹ Light Water Reactor (ossia BWR-Boiling Water Reactor e PWR-Pressurized Water Reactor)

¹⁰ Water cooled water moderated reactor, Russian type PWR

¹¹ AP1000 is the Advanced PWR designed by Westinghouse.



7.1.3 Scoping level del NESAs

La metodologia INPRO è stata già utilizzata in un numero svariato di NESAs che hanno rappresentato sia technology users che technology developers, e per scale diverse di valutazione.

La valutazione ha riguardato sia l'intero sistema energetico nucleare con tutte le diverse facilities, oppure solo componenti di un NES. In alcuni casi sono state valutate tutte le sette aree INPRO, oppure, in altri casi, un numero limitato di aree. Anche il grado di approfondimento della valutazione risulta vario, ossia valutazione *full scope* di tutti i criteri INPRO oppure valutazione *limited scope* che si ferma a livello di Basic Principles e User Requirements.

Due paesi, Argentina e Ucraina, avevano come obiettivo specifico la verifica della sostenibilità del loro progetto di NES nazionale completo, attraverso la valutazione di tutte le facilities del ciclo nucleare, effettuando un NESAs full scope fino al livello criteri.

Tre paesi erano interessati a valutare progetti specifici di reattori con associati cicli del combustibile in riferimento ad alcune aree INPRO scelte. Tra questi, il Brasile ha valutato le aree economia e sicurezza per il reattore IRIS, oltre alla valutazione di sicurezza e resistenza alla proliferazione di un progetto concettuale di FBR nazionale; l'India ha valutato la sicurezza di un progetto di reattore HTR (High Temperature Reactor) da inserire in un'ipotesi di NES nazionale per la produzione di idrogeno finalizzato all'alimentazione del sistema di trasporto, in aggiunta alla produzione di energia elettrica; la Corea ha valutato le potenzialità del cosiddetto ciclo del combustibile DUPIC¹² nei riguardi della resistenza alla proliferazione, sviluppando, peraltro, un modello qualitativo preso a riferimento dalla metodologia INPRO.

Gli otto paesi (Canada, Cina, Francia, India, Giappone, Repubblica di Corea, Russia, Ucraina) che hanno partecipato ad uno studio internazionale, il Joint Study, hanno valutato un NES basato su reattori FBR raffreddati a sodio, operanti in ciclo chiuso (closed cycle). La valutazione ha coperto tutte le aree INPRO con livello di approfondimento diverso per ciascuna area. Un paese, l'Armenia, ha effettuato la valutazione, principalmente, allo scopo di familiarizzare i decision makers nazionali con le problematiche relative alla pianificazione di un programma nucleare. Lo studio è consistito, in questo caso, in un scoping assessment esteso a tutte le aree INPRO, utilizzando il reattore IRIS come opzione di reattore da installare dopo il 2020.

7.1.4 Risultati dei vari NESAs

Lo studio dell'Argentina ha valutato il ciclo combustibile nazionale completo, comprese tutte le facilities di front-end e back-end e prendendo in considerazione tutte le aree INPRO. La valutazione economica ha concluso che l'investimento nei vari impianti nucleari del NES è economicamente viabile per il paese, e le infrastrutture nucleari esistenti sono generalmente adeguate a coprire la prevista espansione della capacità nucleare incluse le risorse umane e i fattori legali e istituzionali. Un'analisi qualitativa della resistenza alla proliferazione dell'intero ciclo combustibile ha evidenziato dei punti deboli; tuttavia, è stato ritenuto che

¹² Direct use of spent PWR fuel in CANDU reactors



questi possano essere compensati attraverso un incremento delle misure di safeguard, permettendo così che tutti i requisiti INPRO siano soddisfatti. Infatti, vi è nel paese un ben stabilito regime di security che soddisfa i requisiti INPRO nell'area della non proliferazione. Per quanto attiene alle valutazioni ambientali relativamente a risorse e stressors, l'analisi non ha evidenziato problemi critici. La sicurezza dei futuri impianti nucleari previsti soddisfa i requisiti definiti in INPRO.

I valutatori armeni hanno effettuato una valutazione dettagliata delle opzioni presenti e future per l'approvvigionamento energetico fino al 2025, con particolare attenzione alla sicurezza degli approvvigionamenti e il ruolo dell'energia nucleare.

Per un approvvigionamento affidabile dell'energia elettrica, il reattore operativo della centrale nucleare armena di Metsamor, che attualmente fornisce circa il 40% dell'elettricità del paese, dovrebbe essere sostituito, come già detto, con un nuovo impianto attorno al 2030. In questo senso, sono state valutate tutte le aree INPRO usando il progetto di reattore IRIS per testare l'applicabilità della metodologia INPRO ai requisiti specifici del paese. Non sono emersi problemi critici dall'analisi di ciascuna delle aree INPRO, da non poter essere risolti in futuro. La valutazione ha contribuito in maniera significativa a far acquisire una comprensione globale dei problemi connessi all'installazione di un nuovo impianto nucleare in Armenia.

Nello studio del Brasile sono stati analizzati due progetti di reattori di piccola taglia in riferimento a due delle aree INPRO: il reattore IRIS per le aree sicurezza e economia; il reattore FBNR (Fixed Bed Nuclear Reactor) per le aree sicurezza e resistenza alla proliferazione. La valutazione dell'area sicurezza ha messo in evidenza l'alto livello di sicurezza nel progetto IRIS e previsto un livello simile per la sicurezza del reattore FBNR, un progetto di reattore nazionale in fase di sviluppo. La valutazione economica di IRIS è stata effettuata comparando il caso di un cluster modulare (3 moduli) con un reattore brasiliano di grande taglia (ANGRA-3). Lo studio ha messo in evidenza che 3 moduli IRIS possono rappresentare un'opzione economicamente viabile a confronto con l'installazione di un'unità singola di grossa taglia. La valutazione della resistenza alla proliferazione del progetto FBNR ha messo in evidenza le elevate potenzialità di questo nuovo progetto.

Lo studio dell'India ha valutato la sostituzione dei combustibili fossili con l'idrogeno nel settore dei trasporti. Sono stati valutati vari metodi di produzione di idrogeno insieme alle fonti energetiche necessarie. Lo studio ha concluso che l'elettrolisi può essere il metodo di produzione più attraente per l'idrogeno nella fase di introduzione dello stesso, da sostituire successivamente con altri processi chimici ad alta temperatura (per es. iodio-zolfo o rame-cloro). L'energia necessaria per la produzione dell'idrogeno potrebbe essere fornita con reattori ad alta temperatura (HTR); sono stati valutati per il caso, diverse soluzioni di reattore HTR con noccioli diversi (grado di arricchimento del combustibile), progetto del combustibile (blocchi di grafite o pebble bed) e refrigeranti (elio o piombo liquido/sali fusi). I requisiti INPRO sono stati valutati nell'ipotesi di impianto di produzione di idrogeno annesso alla centrale nucleare. La valutazione è stata condotta in riferimento all'area sicurezza, concludendo che il progetto basato su reattori HTR, necessita ulteriore sviluppo a livello di R&D.

L'obiettivo fondamentale dello studio della Corea era lo sviluppo di un metodo di analisi qualitativa per determinare il livello di resistenza alla proliferazione (PR) dei cicli combustibili nucleari. Il metodo ha definito un set completo di parametri rilevanti ai fini della PR, come ad esempio la composizione isotopica del combustibile fresco e esaurito, il



rapporto Pu-239/Pu-totale, l'esercizio degli impianti di arricchimento e ritrattamento, ecc.. Per questi parametri il livello qualitativo di PR può variare da molto debole a molto forte. Il metodo è stato testato sul ciclo combustibile DUPIC ove si prevede che il combustibile esaurito dai PWR sia opportunamente convertito in combustibile “fresco” per in reattori CANDU.

I valutatori dell'Ucraina hanno investigato diverse opzioni per il ciclo combustibile in riferimento a tipi diversi di nuovi reattori e assunzioni diverse sull'uso delle facilities nazionali di produzione; ossia produrre elementi di combustibile nucleare in facility nazionali importando esafluoruro di uranio arricchito (UF₆), oppure prendendo a leasing gli elementi combustibile da un fornitore estero. Uno schema numerico è stato elaborato per tener conto della maturità di ciascun componente del NES. La valutazione è stata estesa a 14 varianti di NES nazionale in tutte le aree INPRO tranne la protezione fisica. I risultati sono stati aggregati opportunamente nella loro forma numerica e le diverse varianti di NES tra loro confrontate. Ciascuna variante ha evidenziato i propri punti di forza e debolezza nelle diverse aree INPRO. Le varianti di NES che prendevano in considerazione il leasing del combustibile hanno evidenziato il punteggio più alto.

7.1.5 Risultati del Joint Study

Il Joint Study è stato effettuato negli anni 2005-2007 con la partecipazione di Canada, Cina, Francia, India, Giappone, Corea, Russia e Ucraina. L'obiettivo era quello di analizzare un NES basato sul concetto CNFC (Closed Nuclear Fuel Cycle) con reattori veloci (FR), in modo da soddisfare i criteri di sostenibilità, determinare la tempistica (milestones) per l'installazione e stabilire un quadro di riferimento per un programma di collaborazione sulla R&D. E' stato convenuto che il gruppo facesse riferimento a un sistema a breve-termine di CNFC-FR basato su tecnologie provate, quali il sodio come refrigerante, combustibile MOX e tecnologie di ritrattamento per via umida. I risultati principali di questo studio internazionale sono sintetizzati di seguito:

- Sebbene le caratteristiche di sicurezza del sistema CNFC-FR siano ritenute, a breve termine, soddisfare i requisiti INPRO, ulteriori studi sono necessari per acquisire un livello di rischio più basso per gli incidenti severi;
- In alcuni paesi, l'introduzione dei reattori veloci può contribuire ad un utilizzo efficiente delle risorse energetiche naturali aumentando l'uso di combustibili a base di plutonio generato nei blankets dei reattori, ove necessario;
- Il sistema CNFC-FR ha il potenziale di soddisfare tutti i requisiti attuali previsti per la gestione dei waste. Attraverso lo sviluppo e l'introduzione di tecnologie innovative per una gestione ottimale dei prodotti di fissione e degli attinidi minori, il sistema CNFC-FR avrebbe il potenziale risolutivo nei riguardi dei requisiti di sostenibilità della gestione dei waste;
- Grazie alle caratteristiche intrinseche, ossia quelle tecnologiche del sistema CNFC-FR, la sua resistenza alla proliferazione sarebbe comparabile, o più alta, rispetto a quella del ciclo once-through (aperto). Il sistema CNFC-FR è considerata, inoltre, una tecnologia chiave per l'uso equilibrato e sostenibile dei materiali fissili;
- Un sistema CNFC-FR richiede un approccio regionale o multilaterale per i servizi di front-end e back-end e la transizione verso un “sistema globale di architettura nucleare”;
- Il progetto di sistemi energetico-nucleari con CNFC-FR operativi ad oggi, non soddisfa i requisiti economici. Il Joint Study mostra che sarebbe necessaria la



semplificazione del progetto, l'aumento di burn-up nel combustibile e una riduzione dei costi attraverso la R&D, insieme alla costruzione in serie dei reattori. In questo modo si arriverebbe a costi comparabili con i sistemi nucleari termici attuali e quelli alimentati con combustibili fossili.

7.1.6 Azioni principali di follow-up definite nel NESAs

I valutatori Argentini hanno posto particolare accento sulla questione della public acceptance che deve essere raggiunta e mantenuta in tutti i paesi che fanno uso dell'energia nucleare, proponendo lo studio dei fenomeni della percezione pubblica del nucleare in gruppi multidisciplinari nei diversi paesi. Per assicurare un progetto adeguato delle strutture per il deposito definitivo di tutti i rifiuti nucleari, che soddisfi i criteri INPRO, il governo argentino ha avviato rilevanti progetti di R&D. Per l'aspetto della resistenza alla proliferazione, è necessario migliorare il livello di confidenza verso i trattati internazionali stabilendo un quadro di riferimento legale appropriato insieme allo sviluppo ulteriore degli strumenti tecnici in modo da assicurare il controllo totale contro il rischio di diversione dei materiali nucleari. Si conclude con un riferimento all'autorità di sicurezza nazionale (NAEC) che, si ritiene, dovrebbe assicurare lo sviluppo di linee guida per l'uso dell'analisi probabilistica della sicurezza per le diverse facility del ciclo nucleare.

Nello studio dell'Armenia non sono stati evidenziati disaccordi specifici rispetto ai requisiti INPRO. Tuttavia, è stata definita e preparata una lista dettagliata di richieste per i potenziali fornitori degli impianti nucleari per il paese. In questo contesto l'Armenia ha iniziato un Collaborative Project con INPRO (SMALL) che ha per oggetto le problematiche dello sviluppo di programmi nucleari nei piccoli paesi.

Il Brasile ha stilato, a valle del suo studio, una lunga lista di punti che necessitano di attività di R&D in riferimento ai due tipi di reattori valutati. La lista si basa su valutazioni del reattore IRIS fatte nel contesto GIF (Generation IV International Forum) e sul programma nazionale esistente di sviluppo del reattore FBNR. La lista è, tuttavia, correlata con i requisiti INPRO per quanto riguarda la sicurezza.

L'India ha prodotto anch'essa la sua lista di temi R&D in riferimento allo sviluppo dei reattori HTR. Molti di questi topics sono stati incorporati all'interno dei Collaborative Projects di INPRO:

- Proprietà di refrigeranti primari per i reattori HTR (metallo liquido pesante e sali fusi);
- Sistemi a sicurezza passiva per HTR;
- Problemi di sicurezza nella co-locazione di impianto nucleare e impianto per la produzione di idrogeno.

L'obiettivo della Corea era quello di studiare lo sviluppo di un metodo per la quantificazione della resistenza alla proliferazione di uno specifico NES. Nelle conclusioni dello studio viene sottolineato che il metodo di analisi necessita di ulteriore sviluppo, ad esempio attraverso un CP (Collaborative Project) INPRO.

Nello studio dell'Ucraina, in varie aree INPRO sono stati identificati dei gap (non verifica) nei confronti di un certo numero di criteri, pur senza fornire, tuttavia, proposte di corrispondenti attività e azioni di follow-up. La maggior parte dei non-agreement sembrano derivare dalla mancanza di dati sufficienti per la valutazione dei criteri INPRO.



Il Joint Study (JS) ha concluso che un programma esteso di R&D è fondamentale in varie aree, in particolare quelle dell'economia e sicurezza, attraverso un approccio inter-disciplinare e le collaborazioni internazionali per quanto possibile, in modo da rendere un sistema nucleare innovativo, basato su reattori veloci (FR) operati in ciclo chiuso (CNFC), un'alternativa viabile nei confronti delle fonti energetiche convenzionali. Il costo capitale dei reattori veloci attualmente in funzione (raffreddati a sodio) risultano essere superiori ai reattori termici commerciali in misura che va dal 40% a tre volte il costo capitale di quest'ultimi, punto fondamentale rispetto al quale il JS ha previsto varie ipotesi per la riduzione. Per il miglioramento della sicurezza dei FR si ritiene necessario investire in attività di R&D per lo sviluppo di materiali schermanti efficienti e competitivi come le combinazioni di boruri e terre rare e ridurre la sorgente di radiazione attraverso l'uso di materiali non suscettibili di attivazione. Allo scopo lo JS ha proposto una serie di Collaborative Projects in ambito INPRO nell'area dei reattori veloci:

- Un'architettura globale dei sistemi nucleari basati su reattori termici e veloci, incluso il ciclo chiuso (GAINS);
- Un approccio integrale per la progettazione di sistemi safety-grade per i reattori raffreddati a metallo liquido per la rimozione del calore residuo (DHR);
- Valutazione di cicli del combustibile avanzati e innovativi all'interno di sistemi nucleari di grande scala basati sul concetto CNFC per soddisfare i principi della sostenibilità nel corso del 21-mo secolo (FINITE); e
- Investigazione delle sfide tecnologiche relative alla rimozione del calore per mezzo di metalli liquidi e sali fusi dai noccioli dei reattori ad alta temperatura (COOL).

7.1.7 Feedbacks sulla metodologia INPRO

Oltre alle proposte dettagliate sul come migliorare la metodologia INPRO in aree specifiche, i valutatori hanno fatto anche proposte generali per il miglioramento della stessa metodologia come di seguito riportato. E' necessario estendere la metodologia INPRO in modo tale da permettere una distinzione più chiara (discriminazione) tra opzioni diverse di componenti del NES in sviluppo, ma anche tra opzioni di componenti commercialmente disponibili, specialmente se alcuni componenti sono localizzati in paesi diversi. Attraverso il confronto di opzioni, è emersa per i valutatori la necessità di come aggregare i risultati delle valutazioni al fine di una descrizione più precisa. In tale contesto, principalmente da parte dei paesi sviluppatori della tecnologia, è stata espressa la necessità di sviluppare un approccio sul come trattare i diversi livelli di incertezze associate ai livelli di sviluppo. In particolare per le aree ambiente e resistenza alla proliferazione di INPRO, è stata espressa da parte di vari valutatori la necessità di ulteriore sviluppo dell'approccio valutativo. E' stato pertanto raccomandato di trattare alcuni dei problemi all'interno del Progetto INPRO in maniera congiunta con altri gruppi rilevanti IAEA. Uno dei punti particolari è la sicurezza degli approvvigionamenti energetici che dovrebbe essere valutata in modo appropriato all'interno della metodologia, considerandone l'importanza nella definizione del ruolo dell'energia nucleare in un paese. Un altro problema da affrontare è quello delle applicazioni non elettriche dell'energia nucleare.



7.1.8 Valutazioni sulle applicazioni della metodologia INPRO

La discussione dei risultati del NESA è avvenuta nel corso di un Technical Cooperation Workshop¹³ appositamente organizzato a Vienna nel Feb. 2009, focalizzando l’attenzione sulle raccomandazioni da parte dei vari contributori sul come migliorare la metodologia INPRO e facilitarne l’applicazione. Tutti e undici i paesi (Argentina, Armenia, Brasile, Canada, Cina, Francia, India, Giappone, Repubblica di Corea, Federazione Russa, Ucraina) che avevano partecipato ad uno dei vari NESA, vi hanno preso parte tranne la Francia.

I valutatori hanno espresso consenso nel ritenere che l’applicazione della metodologia INPRO ad un sistema nucleare rappresenta uno sforzo valido che permette di ottenere un quadro di comprensione importante e una chiara identificazione dei gap in un programma di sviluppo o installazione di un sistema nucleare, che convergono in un piano di azioni di follow-up.

I vari partecipanti hanno confermato, inoltre, come la metodologia INPRO può e dovrebbe essere usata come strumento per soddisfare l’obiettivo INPRO di valutare sé e come un sistema nucleare “può contribuire/contribuisce, in maniera sostenibile, a soddisfare le necessità energetiche del 21-mo secolo”.

7.1.9 Applicazione dei concetti innovativi di reattori nei paesi in via di sviluppo

L’analisi per i paesi sviluppatori della tecnologia conferma la strategia di un programma di sviluppo nazionale e della conoscenza acquisita su programmi simili in altri paesi mettendo in risalto alcuni problemi globali chiave. I paesi utilizzatori della tecnologia enfatizzano il fatto fondamentale dell’acquisizione/familiarizzazione con tutte le problematiche connesse alla realizzazione di un programma energetico nucleare sostenibile.

Il Manuale INPRO è un documento completo che fornisce istruzioni e informazioni di base ma – sulla base delle osservazioni dal workshop di cui sopra, mirate alla facilitazione delle applicazioni della metodologia INPRO - è richiesto un ulteriore sforzo di supporto e guida nel suo uso, per rispondere più puntualmente alle seguenti questioni:

- Come iniziare un NESA e quale livello di expertise viene richiesto ?
- Cosa deve fare un Paese newcomer ?
- Cosa deve fare un Paese technology user ?
- Cosa deve fare un Paese technology holder ?

Queste domande potrebbero trovare risposta in una Additional Guide (guida aggiuntiva) calibrata alle necessità dei diversi utilizzatori della metodologia INPRO.

Tra le altre necessità aggiuntive rimarcate dai valutatori in merito al miglioramento dell’accesso alla metodologia INPRO, vengono citati:

- Un data base per tutti i valutatori INPRO che contenga tutte le informazioni su i componenti (facilities) del sistema nucleare e necessari per il NESA; questi dati sulle tecnologie nucleari, aggiornati con continuità, dovrebbero essere forniti dai progettisti

¹³ The workshop was conducted as part of the IAEA TC project INT/4/141 on Status and Prospects of Development for and Application of Innovative Reactor Concepts for Developing Countries (Vienna, Feb. 2009).



- e dai fornitori delle tecnologie, attraverso il ruolo di mediazione del segretariato IAEA-INPRO per lo scambio dei dati.
- L’effettuazione di alcuni esempi (reference cases o case studies) di NESAs completi mediante l’uso della metodologia INPRO la cui documentazione completa dovrebbe essere resa accessibile ai diversi valutatori, ossia gli sviluppatori della tecnologia, gli utilizzatori della tecnologia, e i newcomers. Gli esempi dovrebbero coprire tutte le componenti dell’intero sistema nucleare e tutte le aree INPRO.
 - Corsi di training sulla metodologia INPRO rivolti ai potenziali valutatori prima dell’inizio di un NESAs. Nel corso del lavoro di valutazione è necessario avere a disposizione il supporto continuo ai valutatori da parte degli esperti della metodologia INPRO, sia attraverso missioni specifiche da parte di questi, che attraverso l’accesso all’expertise IAEA per i chiarimenti su tutti i problemi che possono sorgere.

Lo sviluppo del NESAs Support Package [3] che integra tutte le richieste sopra riportate in un unico task, è stato proposto proprio in occasione del workshop in riferimento. Un’ulteriore rilevazione è stata, infine, sulla pianificazione di un NESAs da parte di un Paese, per la quale si suggerisce che questa includa anche la parte relativa al supporto puntuale di IAEA/INPRO per lo scopo.



8 CONCLUSIONI

Nella situazione attuale nazionale di ripensamento sull’opzione nucleare, determinatasi in conseguenza degli eventi di Fukushima e successivo referendum del giugno 2011, il NESAs relativo ad un ipotesi coerente di “Sistema Nucleare Nazionale”, per quanto al momento ai margini dell’orizzonte energetico del Paese, rimane uno degli obiettivi di importanza primaria a supporto di una strategia energetica nazionale che non esclude il nucleare tra le tecnologie energetiche su cui fare affidamento nei prossimi decenni del secolo in corso.

L’aver a disposizione i risultati di un NESAs nazionale sarà di grande supporto per una scelta consapevole e sostenibile al momento della riconsiderazione dell’opzione nucleare. E’ importante per questo, dopo aver identificato un’ipotesi plausibile di NES nazionale, unito al quadro d’insieme di principi, requisiti, criteri e modalità a cui riferirsi, proseguire nello sforzo di sviluppo del NESAs_Italy.

L’esecuzione di un NESAs è un’attività che, come previsto nella Metodologia INPRO, chiama in causa molte risorse e competenze che richiedono un coordinamento particolare a livello nazionale e con IAEA.

La fase successiva che si prospetta, a partire dall’ipotesi di NES nazionale, identificata nell’ambito del presente studio, potrebbe essere quella di dare inizio operativo ad un “limited scope” NESAs o ad un “full scope NESAs”, con il supporto di INPRO Group della IAEA, in funzione delle risorse che si renderanno disponibili per l’attività.



9 BIBLIOGRAFIA

1. IAEA TECDOC 1575 Rev.1, *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems: INPRO Manual – Overview of the Methodology. (Volume 1 of 9 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) including a CD-ROM comprising all volumes).*
2. IAEA Tools and Methodologies for Energy System Planning and Nuclear Energy System Assessments, IAEA Ed. 2009.
3. IAEA-INPRO Group, eNESAs Support Package
4. IAEA-TECDOC-1575 Rev.1, *Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems, INPRO Manual – Economics, Volume 2 of the Final Report of Phase 1 of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), Vienna 2008*
5. IAEA TECDOC 1575, *INPRO Manual (Vol. 1-8)*
6. *Lessons Learned from Nuclear Energy System Assessments (NESAs) Using the INPRO Methodology. A Report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TEC-DOC 1636, Nov. 2009*
7. ENEA, XANS – LP1 – 001 “Deployment scenario for nuclear electric generation revival in Italy in the time horizon 2020-2030”, Sett. 2010. AdP ENEA-MSE PAR 2008-09 (2^a annualità)
8. ENEA, NNFISS–LP1-011 “Rapporto di avanzamento sullo sviluppo di un NESAs Italia – Metodologia e condizioni preliminari”, Sett. 2011. AdP ENEA-MSE PAR 2008-09 (3^a annualità)



10 APPENDICI

APPENDICE 1: Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs

APPENDICE 2: Template Excel valutazioni economiche

APPENDICE 3: eNESAs Report Template

10.1 **APPENDICE 1**: Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs

Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESAs

Le tabelle che seguono contengono, in accordo al format della metodologia INPRO, la lista dei requisiti (Basic principles e User requirements) e di tutte le informazioni necessarie che il technology holder (progettista, fornitore) è atteso fornire al technology user che effettua il NESAs. Viene illustrato, inoltre, il ruolo dei vari partecipanti al NESAs

Inputs dal technology holder e ruolo dei partecipanti in un NESA condotto da un technology user¹⁴

Si assume che un *technology user* effettui un NESA in collaborazione con un paese *technology holder*, ossia detentore della tecnologia e infrastrutture necessarie al caso (progettista, fornitore, esercente, autorità di sicurezza), e con il supporto del IAEA/INPRO *NESA support team*. Il ruolo dei partecipanti nel NESA è illustrato nella Figura 10.1.

Il ruolo del *technology holder* è principalmente quello di fornire le informazioni relative al progetto e necessarie al *technology user* per lo svolgimento del NESA. Inoltre, esso potrebbe fornire informazioni circa i problemi specifici per il paese, come esempi di buone pratiche, ossia quegli elementi fondamentali identificati all'interno dell'area infrastrutture della metodologia INPRO.

Il ruolo del *technology user* è di familiarizzarsi con la metodologia INPRO, raccogliere gli input necessari per la valutazione dei problemi specifici del paese (stato delle infrastrutture) e di effettuare il NESA con supporto del IAEA/INPRO group.

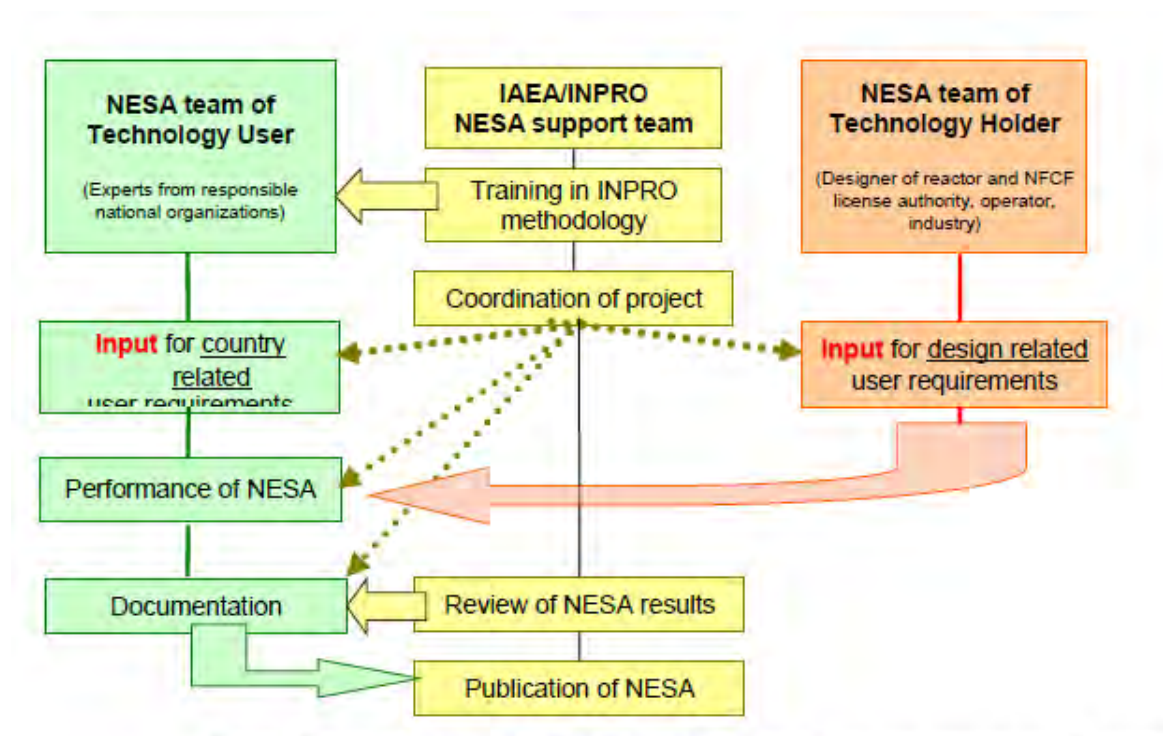


Fig. 10.1 – Role of participants in a NESA performed by a technology user with inputs provided by designer

¹⁴ F. Depisch, IAEA-INPRO Group, July 2010



Il ruolo del IAEA/INPRO NESA support team è principalmente quello di coordinamento del progetto, mettere a disposizione il training relativo alla metodologia INPRO nel NESA, chiarire i quesiti relativi che possono sorgere nel corso dell'effettuazione del NESA, fare il review dei risultati del NESA e iniziare il processo di pubblicazione del NESA come rapporto IAEA.

Le tabelle che seguono contengono, in accordo al format della metodologia INPRO, la lista dei requisiti (Basic principles e User requirements) e le informazioni necessarie richieste per valutare i requirements. Come detto sopra, le informazioni relative al progetto devono essere fornite dal technology holder (progettista, fornitore) al technology user che effettua il NESA.

Il livello di dettaglio dell'informazione fornita dal technology holder dovrebbe essere di livello adeguato affinché il team NESA del technology user possa effettuare il NESA. Pertanto, le informazioni devono:

- Includere i riferimenti alla documentazione originale di progetto che sono stati utilizzati per produrre i rapporti NESA;
- Includere informazione di base (es. descrizione generale delle facility nucleari), e, ove appropriato, grafici e figure che illustrano l'informazione; e
- Essere presentate anche sotto forma di slides come introduzione alle problematiche varie.

Nelle tabelle che seguono vengono riportati gli inputs di dettaglio per ciascuna delle sette aree della Metodologia INPRO, che per ognuna delle aree, includono una o più tabelle di area che sintetizzano Basic principles, User requirements e ruolo del technology holder, secondo l'ordine seguente:

- Economics
- Environment
- Infrastructure
- Physical protection
- Proliferation resistance
- Safety (Fuel Cycle and Nuclear Reactors) ¹⁵
- Waste management

¹⁵ L'area Sicurezza è suddivisa in due sotto-aree: Sicurezza ciclo e Sicurezza reattori

a) ECONOMICS INPUTS

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Economics	BP: Energy and related products and services from Innovative Nuclear Energy Systems shall be affordable and available.	UR1: The cost of energy from innovative nuclear energy systems, taking all relevant costs and credits into account, C_{IN} , should be competitive with that of alternative energy sources, C_A , that are available for a given application in the same time frame and geographic region	Provide information (presentation and report) needed as input data (specified in separate Table EC at the end of these tables) to calculate LUEC of nuclear power plant considered in NESAs.	EC1
		UR2: The total investment required to design, construct, and commission innovative nuclear energy systems, including interest during construction, should be such that the necessary investment funds can be raised.	Provide a complete set of input data for the EXEL tool NEST (NESAs economic support tool) provided as part of the NESAs support package.	EC2
		UR3: The risk of investment in innovative nuclear energy systems should be acceptable to investors taking into account the risk of investment in other energy projects	Necessary information by designer is already covered by data supplied for UR1.	
		UR4: Innovative nuclear energy systems should be compatible with meeting the requirements of different markets	Provide information (presentation and report) on licensing status of NPP considered in NESAs. Assuming that a technology user country will only consider "proven technology" for installation in its country, evidence should be presented by the designer that the design of reactor and NFC facilities considered in the NESAs has been approved for construction and operation in the country of origin.	EC3
			Provide information (presentation and report) on achieved construction and commissioning schedules of designs of reactors and NFC facilities considered in NESAs.	EC4
			Provide information (presentation and report) on uncertainties of economic parameters, e.g. overnight capital cost of NPP considered in NESAs	EC5
		Provide examples (presentation and report) of adaptability of NES considered in NESAs, e.g., use of MOX fuel.	EC6	

Table EC1: List of input data (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating leveled unit electricity cost (LUEC) of a nuclear power plant

Parameter used in INPRO manual	Dimension	Explanation of parameters and comments (see also Volume 2 of TECDOC-1575, the INPRO manual).	
ω_j	[]	ω_j is the normalized distribution of funds per years of construction, or "normalized capital investment cash flow". By definition $\omega_j = \frac{CI_j}{CI_{ON}}$ and obviously $CI_{ON} = \sum_{j=1}^n CI_j$	ECL1
$\left(\frac{CI}{P}\right)_{ON}$	[\$/kWe]	$\left(\frac{CI}{P}\right)_{ON}$ are the Total Overnight cost (per unit of installed capacity), including contingency and owner costs. It equals the cost of a construction project if no interest was incurred during construction, as if the project was completed "overnight." An alternative definition is: the present value cost that would have to be paid as a lump sum up front to completely pay for a construction project.	ECL2
LUAC _{BF}	[\$/kWh]	LUAC _{BF} are the leveled back fitting costs. Specific parameter is only needed in the case of plant design envisages life time extension by the replacement of the part of main equipment (e.g., reactor vessel, steam generators, etc.). In most of the designs it is "0".	ECL3
LUAC _D	[\$/kWh]	LUAC _D are the leveled decommissioning cost (per unit of installed capacity or per unit of produced energy).	ECL4
Lf	[] or [%]	Average load factor Lf is the ratio of the amount of energy produced by the NPP in the course of its life expressed in the ratio of days at full power, to the calendar length of NPP lifetime. For modern nuclear plants usually it is 80 – 95% depending on the design.	ECL5
t _{LIFE}	[years]	t _{LIFE} is the design life time of the plant. For recently designed PWRs it is 60 years. For those designs where NPP life time can be extended by the replacement of the equipment, e.g., HWR with pressure tubes replacement envisaged, one should take into account non-zero back fitting costs (LUAC _{BF}) for extended lifetime.	ECL6

Table EC1: List of input data (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating LUEC of a nuclear power plant (continued)

Parameter used in INPRO manual	Dimension	Explanation of parameter and comments (see also Volume 2 of TECDOC-1575, the INPRO manual).	
T_{Ct}	[years]	T_{Ct} is the construction time of the NPP. According to the INPRO Methodology approach the value of this parameter is negative (i.e. -6 years or -4 years, etc).	ECL7
$\left(\frac{O \& M}{P}\right)_{FIX}$	[\$/kWe]	O&M _{FIX} are the annual fixed operation and maintenance cost (i.e. cost of O&M works that depend on time flow and don't depend on energy production).	ECL8
$\left(\frac{O \& M}{KWh}\right)_{VAR}$	[\$/kWh]	O&M _{VAR} are the variable operation and maintenance cost (i.e. cost of O&M works that depend on amount of energy produced).	ECL9
LUFC	[\$/kWh]	Levelized unit lifecycle fuel cost. This parameter represents the levelized cost of the fuel including both frontend and backend per unit of electric energy received from this fuel. Usually frontend costs of the fuel are divided in two (or more) parts. One part describes refueling and other parts (one or more) describe conditionally 'first core' (accounting fuel deposit and enrichment variations).	ECL10

Table EC2: Additional input (to be provided by technology holder) needed for calculating LUEC of NPP (in case LUFC is calculated by technology user).

Parameter used in INPRO manual	Dimension	Explanation of parameter and comments (see also Volume 2 of TECDOC-1575, the INPRO manual).	
$(\$/Kg)_{SF}$	[\$/kg]	$(\$/Kg)_{SF}$ are the fuel back end costs of the considered type of reactor. Usually this parameter is represented in USD per kilogram of heavy metal of spent fuel. It strongly depends not only on the design of the reactor but also on the type of backend chosen in specific nuclear energy system and must include levelized costs of intermediate storage of spent fuel or/and wastes, reprocessing (if envisaged) and final disposal etc. Fuel back end cost can be evaluated and represented to assessor by the reactor vendor or can be evaluated by the assessor using published data for the same type of fuel (i.e. "low enriched UO ₂ fuel in Zr claddings" or "natural UO ₂ fuel of HWR" etc).	ECL11
Q	[MWd/kg]	Q is the average burnup of unloaded fuel. This parameter represents the amount of thermal energy produced by 1 kilogram of heavy metal (e.g. uranium) of nuclear fuel composition.	ECL12
η	[] or [%]	η is the net thermal efficiency of the plant. This parameter is the ratio of net electric output of the plant to thermal power produced in the reactor. For most of modern operating NPPs values of the net thermal efficiencies are in the range 0.30 – 0.33. Formulas of Economics area are given for dimensionless efficiencies. r	ECL13
δ_{th}	[kW/kg]	δ_{th} is the average power density in the reactor core at full power. This parameter is average thermal power produced by unit of heavy metal (e.g. uranium) mass per unit of time at full power. Usually mass of the uranium (don't confuse with the mass of assembly or mass of fuel composition, i.e. UO ₂) in the assembly (or other fuel unit), number of the assemblies in the reactor and full power level are known. So one can easily calculate average power density dividing reactor full power by mass of the uranium in the core. In other case it should be calculated and presented to assessor by designer.	ECL14
$\left(\frac{\$}{s_n}\right)$	[\$/unit]	$(\$/s_n)$ is the cost of specific unit of service (e.g. \$/SWU) at any stage of the front end of the fuel cycle. For all stages save "Enrichment" the input data in Methodology are represented like multiplication $\left(\frac{\$}{s_n}\right) \cdot \left(\frac{s_n}{HM_n}\right)$	ECL15

Table EC2: Additional input (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating LUEC (in case LUFC is calculated by technology user). (continued)

Parameter used in INPRO manual	Dimension	Explanation of parameter and comments (see also Volume 2 of TECDOC-1575 , the INPRO manual).	
$\left(\frac{s_n}{HM_n}\right)$	[unit/kg]	(s_n/HM_n) is the Amount of the specific unit of service at any stage of the front end of the fuel cycle. In the case of enrichment “specific unit=SWU”. For all stages save “Enrichment” the input data in Methodology are represented like multiplication $\left(\frac{s}{s_n}\right)\left(\frac{s_n}{HM_n}\right)$ (see previous line).	ECL16
N_{stages}	[]	N_{stages} is the amount of the stages at the front end of the fuel cycle (for PWR $N_{stages}=4$, for HWR $N_{stages}=3$)	ECL17
$t_n - t_0$	[years]	$t_n - t_0$ is the time necessary to process uranium on the every stage of the front end.	ECL18
$\left(\frac{HM_n}{HM_{FE}}\right)_{IDEAL}$	[kg/kg]	$(HM_n/HM_{FE})_{IDEAL}$ is the Quantity of the heavy metal necessary at the stage “n” to produce one kg of the final nuclear fuel on this stage without accounting of the losses.	ECL19
l_m	[] or [%]	l_m are the losses of the uranium during processing on every stage of the frontend.	ECL20
ϵ_{P1}	[] or [%]	ϵ_{P1} are the concentrations of U-235 in the enriched uranium in the first core fuel and in the fuel for refueling. They are equal to the enrichments of nuclear fuel (average or specific).	ECL21
ϵ_F	[] or [%]	ϵ_F is the concentration of U-235 in natural uranium.	ECL22
ϵ_T	[] or [%]	ϵ_T is the concentration of U-235 in the tails of uranium enrichment plant.	ECL23

b) ENVIRONMENT INPUTS

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Environment	BP1: Acceptability of expected adverse environmental effects: The expected (best estimate) adverse environmental effects of the innovative nuclear energy system shall be well within the performance envelope of current nuclear energy systems delivering similar energy products	UR1.1: controllability of environmental stressors: The environmental stressors from each part of the DNS over the complete life cycle should be controllable to levels meeting or superior to current standards	Provide Environmental Impact Assessment (EIA) report of all nuclear facilities (operating in country of technology holder) to be considered in NESAs. The EIA report should have a detail of information on stressors (see Tables EN at the end of this paper) according to Annex A of Volume 7 of the TECDOC-1575 (INPRO manual).	EN1
		UR1.2: adverse effects as low as reasonable practicable: The likely adverse environmental effects attributable to the DNS should be as low as reasonably practicable, social and economic factors taken into account	Provide information how the ALARP concept was used to minimize the adverse environmental impacts in facilities (operating in country of technology holder) considered in NESAs.	EN2
	BP2: Fitness for Purpose: The DNS shall be capable of contributing to the energy needs in the 21st century while making efficient use of non-renewable resources	UR2.1: Consistency with resource availability: The DNS should be able to contribute to the world's energy needs during the 21st century without running out of fissile/fertile material and other non-renewable materials, with account taken of reasonably expected uses of these materials external to the DNS. In addition, the DNS should make efficient use of non-renewable resources.	Provide information how much fissile/fertile and other non-renewable materials are needed to run the NES considered in NESAs until the end of the 21 st century.	EN3
		UR2.2: Adequate net energy output: The energy output of the DNS should exceed the energy required to implement and operate the DNS within an acceptably short period	Provide information on time until output of NES exceeds energy required to implement and operate NES.	EN4

Table EN1. List of input (to be provided by technology holder) data needed by technology user for calculating environmental impact of stressors from a mining facility (see Annex A in Volume 7 of TECDOC-1575)

Stressors	Release for unit of product	Average release per year	Media type
	Units	Units	
<i>Radionuclides</i>			
²¹⁰ Pb	MBq/tU	MBq/a	Water ¹
²¹⁰ Po	MBq/tU	MBq/a	Water
²²⁶ Ra	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²²⁸ Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁰ Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³² Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁴ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁵ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁸ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²²² Rn	MBq/tU	MBq/a	Air
²³⁴ Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²²⁷ Ac	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
<i>Chemicals</i>			
As	kg/tU	kg/a	Water
Se	kg/tU	kg/a	Water
Ni	kg/tU	kg/a	Water
Nitrites	kg/tU	kg/a	Water
Nitrates	kg/tU	kg/a	Water
Ammonia	kg/tU	kg/a	Water
Sulphates	kg/tU	kg/a	Water
<i>Others</i>			
Land temporarily committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Land permanently committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Dust.	kg/tU	kg/a	Air
Solids dissolved.	kg/tU	kg/a	Water
Solids suspended.	kg/tU	kg/a	Water

¹ Water comprises surface water as well as ground water.

Table EN2. List of input (to be provided by technology holder) data needed by technology user for calculating environmental impact of stressors from a refining conversion facility (see Annex A in Volume 7 of TECDOC-1575)

Stressors	Release for unit of product	Average release per year	Media type
	Units	Units	
<i>Radionuclides</i>			
²²⁶ Ra	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²²⁸ Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁰ Th	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³² Th	MBq/tU	MBq/a	Air
²³⁴ Th	MBq/tU	MBq/a	Air
²³⁴ U	MBq/tU	MBq/a	Water
²³⁵ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁸ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
<i>Chemicals</i>			
Heavy metals (have to be specified within the assessment).	kg/tU	kg/a	Water
Fluorides	kg/tU	kg/a	Air, Water
NO _x	kg/tU	kg/a	Air
SO _x	kg/tU	kg/a	Air
CO	kg/tU	kg/a	Air
VOC (Volatile organic compounds)	kg/tU	kg/a	Air
TBP (Tributyl phosphate)	kg/tU	kg/a	Water
<i>Others</i>			
Land temporarily committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Land permanently committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Heat rejected.	MW(h)/ tU	MW(h)/a	Air
Solids dissolved.	kg/ tU	kg/a	Water
Solids suspended.	kg/ tU	kg/a	Water

Table EN3. List of input data (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating environmental impact of stressors from a fuel fabrication facility (see Annex A in Volume 7 of TECDOC-1575)

Stressors	Release for unit of product	Average release per year	Media type
	Units	Units	
<i>Radionuclides</i>			
²²⁶ Ra	MBq/tU	MBq/a	Air
²³⁴ Th	MBq/tU	MBq/a	Air
²³⁴ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁵ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
²³⁸ U	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
<i>Chemicals</i>			
Fluorides	kg/tU	kg/a	Air, Water
NO _x	kg/tU	kg/a	Air
<i>Others</i>			
Land temporarily committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Land permanently committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil

Table EN4. List of input data (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating environmental impact of stressors from a nuclear power plant (see Annex A in Volume 7 of TECDOC-1575)

Stressors	Release for unit of product	Average release per year	Media type
	Units	Units	
<i>Radionuclides</i>			
³ H	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹⁴ C	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁴¹ Ar	MBq/tU	MBq/a	Air
⁵⁴ Mn	MBq/tU	MBq/a	Water
⁵⁹ Fe	MBq/tU	MBq/a	Water
⁵⁸ Co	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁵⁸ Mn	MBq/tU	MBq/a	Water
⁶⁰ Co	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁶⁵ Zn	MBq/tU	MBq/a	Water
⁸⁵ Kr	MBq/tU	MBq/a	Air
^{85m} Kr	MBq/tU	MBq/a	Air
⁸⁷ Kr	MBq/tU	MBq/a	Air
⁸⁵ Kr	MBq/tU	MBq/a	Air
⁸⁹ Sr	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁹⁰ Sr	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁹³ Sr	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁹⁵ Zr	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
⁹⁵ Nb	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹⁰³ Ru	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹⁰⁶ Ru	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
^{110m} Ag	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹²⁴ Sb	MBq/tU	MBq/a	Water

Table EN4. List of input data (to be provided by technology holder) needed by technology user for calculating environmental impact of stressors from a nuclear power plant (continued) (see Annex A in Volume 7 of TECDOC-1575)

Stressors	Release for unit of product	Average release per year	Media type
	Units	Units	
<i>Radionuclides</i>			
¹³⁴ I	MBq/tU	MBq/a	Air
¹³³ Xe	MBq/tU	MBq/a	Air
^{133m} Xe	MBq/tU	MBq/a	Air
¹³⁵ Xe	MBq/tU	MBq/a	Air
¹³⁸ Xe	MBq/tU	MBq/a	Air
¹³⁴ Cs	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹³⁷ Cs	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹⁴⁴ Ce	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
¹⁴¹ Ce	MBq/tU	MBq/a	Air, Water
<i>Chemicals</i>			
Organic compound.	kg/tU	kg/a	Water
Heavy metals.	kg/tU	kg/a	Air, Water
<i>Others</i>			
Land temporarily committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Land permanently committed.	m ² /tU	m ² (total area)	Soil
Heat rejected.	MW(h)/tU	MW(h)/a	Air, Water
Water quality Solids dissolved.	kg/tU	kg/a	Water
Direct damage of Solids suspended.	kg/tU	kg/a	Water

c) **INFRASTRUCTURE INPUTS**

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Infrastructure	BP: Regional and international arrangements shall provide options that enable any country that so wishes to adopt, maintain or enlarge an DNS for the supply of energy and related products without making an excessive investment in national infrastructure	UR1: Legal and institutional infrastructure: Prior to deployment of an DNS installation, the legal framework should be established to cover the issues of nuclear liability, safety and radiation protection, environmental protection, control of operation, waste management and decommissioning, security, and non-proliferation	Assessment of this user requirement is in the responsibility of technology user. Technology holder could provide information on established legal and institutional infrastructure in country of designer as an example of good practice.	IN1
		UR2: Industrial and economic infrastructure: The industrial and economic infrastructure of a country planning to install an DNS installation should be adequate to support the project throughout the complete lifetime of the nuclear power program, including planning, construction, operation, decommissioning and related waste management activities	Assessment is in the responsibility of technology user. Technology holder could provide information on established industrial and economic infrastructure in country of designer as an example of good practice.	IN2

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Infrastructure	BP: Regional and international arrangements shall provide options that enable any country that so wishes to adopt, maintain or enlarge an DNS for the supply of energy and related products without making an excessive investment in national infrastructure	UR3: Political support and public acceptance: Adequate measures should be taken to achieve public acceptance of a planned DNS installation to enable a government policy commitment to support the deployment of DNS to be made and then sustained	Assessment is in the responsibility of technology user. Technology holder could provide information on established political support and public acceptance in country of designer as an example of good practice.	IN3
		UR4: Human resources: The necessary human resources should be available to enable all responsible parties involved in a nuclear power program to achieve safe, secure and economical operation of the DNS installations during their lifetime. The owners/operators should have enough knowledge of the DNS to be intelligent customers and should keep a stable cadre of competent and trained staff	Assessment is in the responsibility of technology user. Technology holder could provide information on established human resources program in country of designer as an example of good practice.	IN4

d) **PHYSICAL PROTECTION INPUTS**

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Physical Protection	BP: A Physical Protection Regime shall be effectively and efficiently implemented for the full lifecycle of an DNS	UR1: legislative and regulatory framework: Prior to the deployment of the DNS the legislative and regulatory framework to govern PP should be established	Assessment of user requirement is in the responsibility of technology user. Technology holder could provide information on the legislative and regulatory framework (regarding PP) established in country of designer.	PP1
		UR2: Integration of PP throughout INPRO: Physical Protection should be integrated into all INPRO areas and throughout all phases	Provide information that PP is considered for all nuclear facilities (in the country of the technology holder) during their life time together with other INPRO areas, such as economics, and infrastructure.	PP2
		UR3: trustworthiness: A program to determine trustworthiness should be defined and implemented	Provide information on existing program of trustworthiness in country of technology holder.	PP3
		UR4: confidentiality: Sensitive information developed for all areas of INPRO should be protected in accordance with its security significance	Provide information on existing program on sensitive information in country of technology holder.	PP4
		UR5: threat: The physical protection systems should be based on the State's current evaluation of the threats.	Provide information on existing PPS of facilities considered in NESAs regarding evaluation of threats in country of technology holder.	PP5
		UR6: graded approach: Physical protection requirements should be based on a graded approach	Provide information on existing program of graded approach of PPS in country of technology holder.	PP6
		UR7: quality assurance: Quality assurance policy and programs for all activities important to PP should be established and implemented	Provide information on existing quality assurance program in country of technology holder.	PP7

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Physical Protection	BP: A Physical Protection Regime shall be effectively and efficiently implemented for the full lifecycle of an DNS	UR8: security culture: All organizations involved in implementing physical protection should give due priority to development, maintenance and effective implementation of the security culture in the entire organization	Provide information on existing program of security culture in facilities considered in NESAs located in country of technology holder.	PP8
		UR9: PP considerations in siting: The PP should be considered when siting DNS components.	Provide information how PP was considered at existing sites in country of technology holder.	PP9
		UR10: INS layout and design: DNS component layout and design should be developed to minimize susceptibility and opportunities for malicious action	Provide information how PP was considered in layout and design of operating facilities in country of technology holder.	PP10
		UR11: design of PPS: The physical protection system of all DNS components should be developed in uniform layers of protection using a systematic approach	Provide information how PPS was developed in existing facilities in country of technology holder.	PP11
		UR12: contingency plans: Contingency plans to respond to unauthorized removal of nuclear material or sabotage of nuclear facilities/transport or of nuclear material, or attempts thereof, should be prepared and appropriately exercised by all license holders and authorities concerned	Provide information on existing contingency program in country of technology holder.	PP12

e) **PROLIFERATION RESISTANCE INPUTS**

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Proliferation Resistance	<p>BP: Proliferation resistance intrinsic features and extrinsic measures shall be implemented throughout the full life cycle for innovative nuclear energy systems to help ensure that DNSs will continue to be an unattractive means to acquire fissile material for a nuclear weapons program. Both intrinsic features and extrinsic measures are essential, and neither shall be considered sufficient by itself</p>	<p>UR1: State commitments: States' commitments, obligations and policies regarding non-proliferation and its implementation should be adequate to fulfil international standards in the non proliferation regime</p>	<p>Assessment is in the responsibility of technology user.</p> <p>Designer could provide information on established commitments, obligations and policies regarding PR in country of technology holder.</p>	PR1
		<p>UR2: Attractiveness of NM and technology: The attractiveness of nuclear material (NM) and nuclear technology in an DNS for a nuclear weapons program should be low. This includes the attractiveness of undeclared nuclear material that could credibly be produced or processed in the DNS</p>	<p>Provide information (presentation and report) on characteristics of nuclear material (defined in Table A.4 of Section A.4 of Annex A of Volume 5 of TECDOC-1575 the INPRO manual) used in NES considered in NESA. Alternatively, the designer could perform the INPRO analysis of proliferation resistance and present the results of his study to the technology user.</p>	PR2
		<p>UR3: Difficulty and detectability of diversion: The diversion of nuclear material (NM) should be reasonably difficult and detectable. Diversion includes the use of an DNS facility for the production or processing of undeclared material</p>	<p>Provide information (presentation and report) on difficulty and detectability of diversion of nuclear material (defined in Table A.5 of Section A.5 of Annex A of Volume 5 of TECDOC-1575 the INPRO manual) used in NES considered in NESA. Alternatively, the designer could perform the INPRO analysis of difficulty and detectability of diversion and present the results of this study.</p>	PR3
		<p>UR4: multiple features: Innovative nuclear energy systems should incorporate multiple proliferation resistance features and measures</p>	<p>Provide information on incorporation of multiple features and measures to achieve proliferation resistance in all NES facilities considered in NESA</p>	PR4
		<p>UR5: Optimization of design: The combination of intrinsic features and extrinsic measures, compatible with other design considerations, should be optimized (in the design engineering phase) to provide cost-efficient proliferation resistance</p>	<p>Provide information on incorporation of proliferation resistance in design of all nuclear facilities considered in NESA.</p>	PR5
			<p>Provide information of an analysis on cost effectiveness to achieve proliferation resistance over the life cycle of all NES facilities considered in NESA.</p>	PR6

f) SAFETY INPUTS (Fuel Cycle)

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Safety of Mining and milling facility	BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations	UR1.1: Robustness: Installations of an DNS should be more robust relative to existing designs (plants operating end of 2004) regarding system and component failures as well as operation	Provide general description of facility. To demonstrate the robustness of his mining and milling facilities the technology holder should provide the following information (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004):	
			- description of site selection of mine avoiding flooding by failing of dams of rivers;	SFM1
			- description of testing and evaluation activities of rock beds at selected site of mine to minimize water ingress;	SFM2
			- description of seismic events included in design of mine and milling facility and tailing pond;	SFM3
			- description of lining of tailing pond avoiding leakage;	SFM4
			- description of a reliability and redundancy (and diversity) of ventilation system in mine and milling facility;	SFM5
			- description of automated and remotely controlled equipments to minimize dust containing radioactivity;	SFM6
			- description of monitoring systems of all gases in atmosphere of mine;	SFM7
		- results of calculation (PSA) of frequency of failures (per year of operation) of electrical supply system needed for ventilation system.	SFM8	

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of designer in NESA performed by technology user	
Safety of mining and milling facility	BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations	UR1.2: Detection and interception: Installations of an DNS should detect and intercept deviations from normal operational states in order to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions	Provide information (presentation and report) to demonstrate capability of installed monitoring equipment to detect: - leakage of radioactivity from the tailing pond into groundwater; - build up of radon in underground mine.	SFM9
			Provide information (presentation and report) of grace period to intercept leakage from a tailing pond.	SFM10
			Provide information (presentation and report) to demonstrate capability of ventilation system in mine and milling facility to cope with temporary power failures.	SFM11
		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 DNS 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.	Provide results of calculation of frequency of occurrence of DBA, i.e. large leak of tailing pond and failure of the ventilation system (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM12
			Provide description of analysis determining available grace period for human actions to mitigate DBA (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM13
			Provide description of multiple barriers (in design of liner) against leakage of tailing pond	SFM14
			Provide description of engineered safety features to mitigate consequences of DBA.	SFM15
			UR1.7: Human machine interface: Safe operation of installations of an DNS should be supported by an improved Human Machine Interface resulting from systematic application of human factors requirements to the design, construction, operation, and decommissioning.	Provide information on design of human machine interfaces (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of mining and milling facility	BP2: Minimization of hazards:		Provide information how hazards were minimized in mining and milling facility considered in NESAs (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM17
	BP3: risk of radiation: Installations of an DNS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes.	UR3.1: Dose to workers: DNS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.	Provide information on dose to workers in mining and milling facility (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM18
			Provide information on measures that were taken to minimize dose to workers (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM19
			UR3.2: Dose to public: Dose to an individual member of the public from an individual DNS 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.	Provide information on dose to public by mining and milling facility (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).
			Provide information on measures that were taken to minimize dose to public (if a new facility is to be built, in comparison to facility operating in 2004).	SFM21
BP4: RD&D: The development of DNS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants		BP4 and its user requirements are directed to the technology developer of new innovative designs of nuclear facilities. They aim at assuring that sufficient RD&D is done by the developer for such new designs. However, assuming that a technology user will only consider "proven technology" in his NESAs, the technology holder should provide evidence that the design considered in the NESAs has been approved by the license authority in the country of origin, something that has already been covered in the area of economics (via economic UR3). The technology holder could provide information (overview) on the process how to build the safety basis that was used to achieve a construction and operating licence in his country for the design to be considered in the NESAs.	SFM22	

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Refining and Conversion and Fuel Fabrication Facility	BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations	UR1.1: Robustness: Installations of an DNS should be more robust relative to existing designs (plants operating end of 2004) regarding system and component failures as well as operation.	Provide general description of facility. To demonstrate robustness of design considered in the NESAs (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004):	
			Provide information on design features: - coping with earthquakes; - prevention of fires; - prevention of explosion of gases (e.g., hydrogen).	SFC1
			- in case of new facility: - results of analyses (thermal, mechanical, chemical, criticality in FFF, etc.) that show increased margins in design. - results of evaluation that show increased simplicity of design, increased quality of materials used and of manufacture and construction, and increased redundancy of operational systems.	SFC1a
			Provide information on design measures to demonstrate high quality of operation: - training program of personnel; - use of remote control and automation; - manuals for normal operation and emergencies.	SFC2
			Provide information on design features that enable easy maintenance and repair of all systems.	SFC3
			Provide information on calculated frequency of anticipated operational occurrences (failures and disturbances) such as minor leakages of UF ₆ , ventilation failure due to loss of power, and disturbances in coolant flow to furnaces (only in fuel fabrication facility).	SFC4
		UR1.2: Detection and interception: Installations of an DNS should detect and intercept deviations from normal operational states in order to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions.	Provide information on capability of I&C (monitoring) systems to detect all anticipated operational occurrences and initiate corresponding actions, e.g., start of back-up system, shut down of operation.	SFC5
	Provide information on grace period after anticipated operational occurrences, such as time available till evacuation of workers in facility is necessary.	SFC6		



INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Safety of Refining and Conversion and Fuel Fabrication Facility	<p>BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations</p>	<p>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.</p>	Provide information on safety analysis of design basis accidents (DBA) in facility considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004); for DBA such as earthquake, fire, large scale release of UF ₆ , and additionally for fuel fabrication facilities: criticality, major release of radioactivity from glove boxes due to explosion or missiles (press tooling or grinder bowl), flooding of glove boxes (rupture of cooling water pipes), external impact (hurricane, explosion, airplane) including:	
			- calculated frequency of each DBA.	SFC7
			- available grace period for each DBA.	SFC8
			- capability and reliability of engineered safety features to cope with DBA, e.g., secondary ventilation system, emergency power supply, shut down system of furnaces in case of overheating (only in fuel fabrication facility).	SFC9
		<p>UR1.4: Release into 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.</p>	Provide information on analysis results of major release of radioactivity into building of fuel fabrication facility considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) including:	
			- calculated frequency of release.	SFC11
			- engineered processes to monitor activity in building after release	SFC12
		<p>UR1.5: Release into 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.</p>	Provide information on analysis of major release of radioactivity into the environment from fuel fabrication facility considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) including:	
			- calculated frequency of release.	SFC14
			- calculated consequences of release (dose to public)	SFC15
- calculated risk to individual and public	SFC16			

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Safety of Refining and Conversion and Fuel Fabrication Facility	<p>BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations</p>	<p>UR1.6: Independence of DID levels: An assessment should be performed for an INS to demonstrate that the different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.</p>	Provide information on assessment of design considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) demonstrating independence of DID levels.	SFC17
		<p>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.</p>	Provide information on design considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) by taking into account human machine interface, e.g. control panels, control room, training system.	SFC18
	<p>BP2: Inherent safety: Installations of an INS shall excel in safety and reliability by incorporating into their designs, when appropriate, increased emphasis on inherently safe characteristics and passive systems as a part of their fundamental safety approach</p>	<p>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.</p>	Provide information (presentation and report) to demonstrate how hazards were eliminated or minimized in the design considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) by:	
			- decrease of maximum possible accumulation of fissile materials (only in fuel fabrication facility), and reduction of flammability of materials.	SFC19
			Provide information (presentation and report) to demonstrate that the reduction of hazards in the design considered in the NESA (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004) led to a reduction of frequency and lower consequences of anticipated operational occurrences and accidents.	SCF20
			In case of (new or enhanced) inherent safety features and use of passive systems in the design considered in the NESA it should be demonstrated that their reliability is proven based on sufficient experimental efforts.	SCF21

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Refining and Conversion and Fuel Fabrication Facility	<p>BP3: risk of radiation: Installations of an INS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes</p>	<p>UR3.1: Dose to workers: INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.</p>	<p>Provide information (presentation and report) of use of automation, remote maintenance and application of operational experience of existing plants resulting in a reduction of occupational dose during normal operation in the design considered in the NESAs (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004).</p>	SCF22
		<p>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.</p>	<p>Provide information (presentation and report) to demonstrate that public dose during normal operation in the design considered in the NESAs is reduced (if a new facility is to be built, in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004).</p>	SCF23
	<p>BP4: RD&D: The development of INS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants.</p>		<p>BP4 and its user requirements are directed to the technology developer of new innovative designs of nuclear facilities. They aim at assuring that sufficient RD&D is done by the developer for such new designs. However, assuming that a technology user will only consider “proven technology” in his NESAs, the technology holder should provide evidence that the design considered in the NESAs has been approved by the license authority in the country of origin, something that has already been covered in the area of economics (via economic UR3). The technology holder could provide information (overview) on the process how to build the safety basis that was used to achieve a construction and operating licence in his country for the design to be considered in the NESAs.</p>	SCF24

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Spent Fuel Transportation and Storage Facility	<p>BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations</p>	<p>UR1.1: Robustness: Installations of an INS should be more robust relative to existing designs (plants operating end of 2004) regarding system and component failures as well as operation.</p>	<p>Provide general description of way of transportation (cask on railway or truck) and storage facility (assumed to be separate facility at reactor site or at different site with wet or dry storage) for spent fuel. To demonstrate robustness of design considered in the NESAs in comparison to means used for transportation and a storage facility operating in country of technology holder end of 2004:</p>	
			<p>Provide information on design features: - results of analyses (operational, thermal, mechanical, chemical, physical, i.e. criticality, radiation, etc.) that show increased margins in design. - results of evaluation that show increased simplicity of design, increased quality of materials used and of manufacture and construction, and increased redundancy of operational systems.</p>	SFT1
			<p>Provide information on design measures to demonstrate high quality of operation: - training program of personnel; - use of remote control and automation; - manuals for normal operation and emergencies.</p>	SFT2
			<p>Provide information on design features that enable easy maintenance and repair of all systems.</p>	SFT3
			<p>Provide information on calculated frequency of anticipated operational occurrences (failures and disturbances) such as - for the transportation cask: dropping of cask, mistakes during loading, etc. - for the storage facility: ventilation failure (in dry storage), and disturbances in chemistry and coolant flow (in wet storage), loss of instrumentation (temperature of spent fuel), etc.</p>	SFT4
			<p>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.</p>	<p>Provide information on capability of I&C (monitoring) systems to detect all anticipated operational occurrences and initiate corresponding actions to intercept, e.g., start of back-up system.</p>
		<p>Provide information on grace period after anticipated operational occurrences, such as time available till human action is required.</p>	SFT6	

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user		
Safety of Spent Fuel Transportation and Storage Facility	<p>BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations</p>	<p>URI.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 DNS 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.</p>	Provide information on safety analysis of design basis accidents (DBA) during transportation (cask on truck or railway) and in storage facility considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004; for DBA such as earthquake, fire, external impact (e.g., explosion, hurricane, airplane, accident during transportation), criticality due to geometry change or flooding including:		
			- calculated frequency of each DBA.	SFT7	
			- available grace period for each DBA.	SFT8	
			- capability and reliability of engineered safety features to cope with DBA, e.g., secondary ventilation system, emergency power supply, etc.	SFT9	
			- number of barriers against radioactive release into the environment after DBA	SFT10	
			- sub criticality margin for each DBA	SFT11	
			<p>URI.4: Release into containment: The frequency of a major release of radioactivity into the containment / confinement of an DNS due to internal events should be reduced. Should a release occur, the consequences should be mitigated.</p>	Provide information on analysis results of major release of radioactivity into building of storage facility considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 including:	
				- calculated frequency of release.	SFT12
				- engineered processes to monitor activity in storage building after release.	SFT13
			<p>URI.5: Release into the environment: A major release of radioactivity from an installation of an DNS should be prevented for all practical purposes, so that DNS 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.</p>	Provide information on analysis of major release of radioactivity into the environment from storage facility and during transportation considered in the NESAs in comparison to a plant operating or transportation means used in country of technology holder end of 2004 including:	
	- calculated frequency of release.	SFT15			
	- calculated consequences of release (dose to public)	SFT16			
	- calculated risk to individual and public.	SFT17			

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Spent Fuel Transportation and Storage Facility	<p>BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations</p> <p>BP2: Inherent safety: Installations of an DNS shall excel in safety and reliability by incorporating into their designs, when appropriate, increased emphasis on inherently safe characteristics and passive systems as a part of their fundamental safety approach</p>	<p>URI.6: Independence of DID levels: An assessment should be performed for an DNS to demonstrate that the different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.</p>	Provide information on assessment of design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 demonstrating independence of DID levels.	SFT18
			<p>URI.7: Human machine interface: Safe operation of installations of an DNS should be supported by an improved Human Machine Interface resulting from systematic application of human factors requirements to the design, construction, operation, and decommissioning.</p>	Provide information on design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 by taking into account human machine interface, e.g. control panels, control room, training system.
		<p>URI.1: Minimization of hazards: DNS should strive for elimination or minimization of some hazards relative to existing plants by incorporating inherently safe characteristics and/or passive systems, when appropriate.</p>	Provide information (presentation and report) to demonstrate how hazards were eliminated or minimized in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating and means of transportation used in country of technology holder end of 2004 by:	
			- reduction of flammability of materials used in design.	SFT20
			Provide information (presentation and report) to demonstrate that the reduction of hazards in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 led to a reduction of frequency and lower consequences of anticipated operational occurrences and accidents.	SFT21
	In case of (new or enhanced) inherent safety features and use of passive systems in the design considered in the NESAs it should be demonstrated that their reliability is proven based on sufficient experimental and analytical efforts.	SFT22		



INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
<p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">Safety of Spent Fuel Transportation and Storage Facility</p>	<p>BP3: risk of radiation: Installations of an INS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes</p>	<p>UR3.1: Dose to workers: INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.</p>	<p>Provide information (presentation and report) of use of automation, remote maintenance and application of operational experience of existing plants and used casks resulting in a reduction of occupational dose during normal operation in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating or a means of transportation used in country of technology holder end of 2004.</p>	SFT23
		<p>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.</p>	<p>Provide information (presentation and report) to demonstrate that public dose during normal operation in the design considered in the NESAs is reduced in comparison to a plant operating or a means of transportation used in country of technology holder end of 2004.</p>	SFT24
	<p>BP4: RD&D: The development of INS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants.</p>		<p>BP4 and its user requirements are directed to the technology developer of new innovative designs of nuclear facilities. They aim at assuring that sufficient RD&D is done by the developer for such new designs. However, assuming that a technology user will only consider “proven technology” in his NESAs, the technology holder should provide evidence that the design considered in the NESAs has been approved by the license authority in the country of origin, something that has already been covered in the area of economics (via economic UR3). The technology holder could provide information (overview) on the process how to build the safety basis that was used to achieve a construction and operating licence in his country for the design to be considered in the NESAs.</p>	SFT25

f) (continua): SAFETY INPUTS (Nuclear Reactors)

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Safety of Nuclear Reactors	BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations.	UR1.2: Detection and interception: Installations of an DNS should detect and intercept deviations from normal operational states in order to prevent anticipated operational occurrences from escalating to accident conditions.	Provide information (presentation and report) of dynamic plant analysis of the design considered in the NESA demonstrating that key system variables e.g., heat flux, flow, pressure, temperature, radiation levels) do not exceed limits acceptable for continued operation and do not result in any short term consequences affecting normal operation.	SF5
			Provide information (presentation and report) of systems in the new design for continuous monitoring of plant health (e.g., loose parts monitoring system, etc.), and of computerized aid systems supporting operators in diagnosing anticipated operational occurrences (AOO).	SF6
			Provide information (presentation and report) that demonstrates a grace period of the plant of at least 30 minutes in the new design, i.e. capability of the plant to cope automatically with the situation within the first 30 minutes after AOO.	SF7
			Provide information (presentation and report) on increased inertia of the nuclear reactor design considered in the NESA to cope with AOO in comparison to plants operating in country of technology holder at end of 2004.	SF8
		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 DNS 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.	Provide information (presentation and report) of increased capability of the design considered in the NESA to cope with design basis accidents (DBA) in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 by demonstrating:	
			- reduced frequency of DBA,	SF9
			- increased grace period of at least 8 hours,	SF10
			- equal reliability of engineered safety features,	SF11
	- at least one remaining barrier against release of radioactive material to the environment.	SF12		
	- sufficient capability of engineered safety features to restore the plant to a controlled state (without operator intervention) with sufficient sub criticality margin.	SF13		

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESA performed by technology user	
Safety of Nuclear Reactors	BP1: defence in depth: Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations	UR1.4: Release into containment: The frequency of a major release of radioactivity into the containment / confinement of an DNS due to internal events should be reduced. Should a release occur, the consequences should be mitigated.	Provide information (presentation and report) of increased capability of the design considered in the NESA to cope with beyond design basis accidents (BDBA) with severe core damage (but no major radioactive release to environment) in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 by:	
			- demonstrating a reduced (at least one order of magnitude) frequency of BDBA;	SF14
			- providing description of natural or engineered safety features sufficient for controlling relevant system parameters and activity levels in containment / confinement; and	SF15
			- description of in-plant severe accident management systems sufficient to prevent release outside containment and to regain control of facility.	SF16
		UR1.5: Release into the environment: A major release of radioactivity from an installation of an DNS should be prevented for all practical purposes, so that DNS 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.	Provide information (presentation and report) of calculated frequency (per unit year) of a major radioactive release to the environment, calculated consequences (dose) to environment and calculated individual and collective risk to humans in the design considered in the NESA. The information should demonstrate that no evacuation is necessary after a severe accident with core damage and that the risk is comparable to similar non nuclear installations.	SF17
		UR1.6: Independence of DID levels: An assessment should be performed for an DNS to demonstrate that the different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.	Provide information (presentation and report) demonstrating an increased independency of the levels of defence in depth (based on deterministic, probabilistic and hazard analysis) in the design considered in the NESA compared to plants operating in country of technology holder at end of 2004.	SF18
UR1.7: Human machine interface: Safe operation of installations of an DNS should be supported by an improved Human Machine Interface resulting from systematic application of human factors requirements to the design, construction, operation, and decommissioning.	Provide information (presentation and report) describing the application of the human factors requirements during the design, construction, operation and decommissioning (e.g., the Human factors engineering program plan).	SF19		
	Demonstrate examples of use of artificial intelligence for early diagnosis, reduced likelihood of human errors and less dependence on operators for safe operation and short term accident management in the design considered in the NESA in comparison to plants operating in country of technology holder end of 2004.	SF20		

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Nuclear Reactors	<p>BP2: Inherent safety: Installations of an INS shall excel in safety and reliability by incorporating into their designs, when appropriate, increased emphasis on inherently safe characteristics and passive systems as a part of their fundamental safety approach</p>	<p>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</p>	<p>Provide information (presentation and report) to demonstrate how hazards were eliminated or minimized in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 by:</p>	
			<p>a reduction of the stored energy in the system, a decrease of inventory of radioactive materials, reduction of flammability, and reduction of available excess reactivity.</p>	SF21
			<p>Provide information (presentation and report) to demonstrate that the reduction of hazards in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004 led to a reduction of frequency and lower consequences of abnormal operations and accidents.</p>	SF22
			<p>In case of (new or enhanced) inherent safety features and use of passive systems in the design considered in the NESAs it should be demonstrated that their reliability is proven based on sufficient experimental efforts.</p>	SF23
	<p>BP3: risk of radiation: Installations of an INS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes</p>	<p>UR3.1: Dose to workers: INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs</p>	<p>Provide information (presentation and report) of use of automation, remote maintenance and application of operational experience of existing plants resulting in a reduction of occupational dose in the design considered in the NESAs in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004.</p>	SF24
	<p>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</p>	<p>Provide information (presentation and report) to demonstrate that public dose during normal operation in the design considered in the NESAs is reduced in comparison to a plant operating in country of technology holder end of 2004.</p>	SF25	

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Safety of Nuclear Reactors	<p>BP4: RD&D: The development of INS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants</p>	<p>UR4.1: Safety basis: The safety basis of INS installations should be confidently established prior to commercial deployment.</p>	<p>BP4 and its user requirements are directed to the technology developer of new innovative designs of nuclear facilities. They aim at assuring that sufficient RD&D is done by the developer for such new designs.</p> <p>However, assuming that a technology user will only consider “proven technology” in his NESAs, the technology holder should provide evidence that the design considered in the NESAs has been approved by the license authority in the country of origin, something that has already been covered in the area of economics (via economic UR3).</p> <p>The technology holder could provide information (overview) on the process how to build the safety basis that was used to achieve a construction and operating licence in his country for the design to be considered in the NESAs.</p>	SF26
		<p>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.</p>		
		<p>UR4.3: Pilot plant: 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</p>		
		<p>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</p>		

g) WASTE MANAGEMENT INPUTS

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Waste management		UR2.2: Protection of the environment: The cumulative releases of radio-nuclides and chemical toxins from waste management components of the INS should be optimized	For all waste management facilities considered in NESAs provide information (presentation and report) that contains: estimated releases of radio-nuclides and chemical toxins to the environment during normal operation.	WM5
	BP3: Burden on future generations: Radioactive waste in an INS shall be managed in such a way that it will not impose undue burdens on future generations	UR3.1: End state: An achievable end state should be specified for each class of waste, which provides permanent safety without further modification. The planned nuclear energy system should be such that the waste is brought to this end state as soon as reasonably practicable. The end state should be such that any release of hazardous materials to the environment will be below that which is acceptable today.	Provide information (presentation and report) on potential technologies to be used for achieving end state (both waste form and type of depositories) of each waste from all facilities considered in NESAs.	WM6
			Provide description (presentation and report) of existing technologies and description of research programs of technologies for achieving the end state to be developed in country of technology holder (including time schedule, necessary resources).	WM7
			Provide information (presentation and report) on safety analysis (safety case approved by license authority) of end state of all wastes of all facilities considered in NESAs.	WM8
		UR3.2: Attribution of waste management costs: The costs of managing all waste in the life cycle should be included in the estimated cost of energy from the INS, in such a way as to cover the accumulated liability at any stage of the life cycle	Provide information (presentation and report) on costs of waste management of all wastes of all facilities considered in NESAs normalized to electrical output of NP (\$/kW) (this information is will be used for the assessment of economics)	WM9

INPRO Area	Basic principle BP	User Requirement UR	Role of technology holder in NESAs performed by technology user	
Waste management	BP4: Waste optimization: Interactions and relationships among all waste generation and management steps shall be accounted for in the design of the INS, such that overall operational and long-term safety is optimized	UR4.1: Waste Classification: The radioactive waste arising from the INS should be classified to facilitate waste management in all parts of the INS	Provide information (presentation and report) of classification system of nuclear waste used in country of technology holder.	WM10
		UR4.2: Pre-disposal Waste Management: Intermediate steps between generation of the waste and the end state should be taken as early as reasonably practicable. The design of the steps should ensure that all-important technical issues (e.g., heat removal, criticality control, confinement of radioactive material) are addressed. The processes should not inhibit or complicate the achievement of the end state.	Provide information (presentation and report) of intermediate steps of radioactive waste management in country of technology holder.	WM11

10.2 **APPENDICE 2:** Template Excel valutazioni economiche

Template Excel Valutazioni Economiche

Le valutazioni economiche sono condotte con il modello *NEST (Nuclear Economics Support Tool)* del eNESAs Support Package. Si tratta di un modulo Excel che sulla base degli inputs richiesti, fornisce le variabili fondamentali di output già viste al Cap. 5 precedente, ossia: LUEC, IRR, ROI, Total Investment.

Un esempio qualitativo delle tabelle prodotte da NEST è riportato di seguito.



Microsoft Excel - NEST.xlsm

File Home Inserisci Layout di pagina Formule Dati Revisione Visualizza

Tabelle Illustrazioni

T105

INPUT DATA

names	units	IAEA TECDOC-1575		
		PWR	HWR	Fossil FPP
Net electric power (P)	kWe	600000	666000	380000
Lifetime of the plant (L _{tot})	years	60	35	40
Average Load Factor (LF)		0.9	0.9	0.75
Decommissioning cost (see comments)	mils/kWh	1	0.0463	0
Backfitting cost (LUAC ₀)	mils/kWh	0	0	0
Overnight cost	\$/kWe	1145	1697	376
Contingency cost	\$/kWe	225	85	38
Owners cost	\$/kWe	137	0	380
Normalized capital investments schedule (share per year) during construction (w _i). Option with the calculations on exact date (according to TECDOC-1575) is chosen		0	0.074	0
		0	-0.217	-1
		0	0.282	-2
		1	-0.223	-3
		0	-0.132	-4
		0	-0.061	-5
		0	-0.011	-6
Real discount rate (r)	1/year	0.12	0.12	0.12
Price per unit of electricity sold (PUES)	mils/kWh	61.28	61.28	61.28
Market income (M)	M\$/year	3000	3000	3000
Market share (Sh)		0.8	0.5	0.5
Profit margin (Pm)		0.1	0.1	0.1
Time of growth (t _{growth})	year	2.5	2.5	2.5
Adjusting coefficient (a)		2.4	2.4	2.4
Fixed operation&maintenance cost ((O&M)P ₀)	\$/kWe	49	54.94	0
Variable operation&maintenance cost ((O&M)V ₀)	mils/kWh	0.9	0	6
Fuel price (see comments)	in comment			4.78

MAIN RESULTS

IAEA TECDOC-1575	name	units	numbers
LUEC (PWR)	mils/kWh	47.15135359	
LUEC (HWR)	mils/kWh	48.71287759	
LUEC (FPP)	mils/kWh	53.46841076	
IRR (HWR)		0.156803309	
IRR (HWR)		0.154830413	
IRRlimit		0.183579002	
ROI (PWR)		0.253290986	
ROI (HWR)		0.195849327	
ROIlimit		0.15974915	
total PWR investments	M\$	1390.890654	
total HWR investments	M\$	1567.777593	
total FPP investments	M\$	357.6276863	
Investments_limit_PWR	M\$	900	
Investments_limit_HWR	M\$	900	
Investments_limit_FPP	M\$	900	

Sensitivity analysis results are below

main_page E1_LUEC_PWR E1_LUEC_HWR E2_LUEC_FPP E3_IRR_PWR E3_IRR_HWR E4_IRRlimit E5_ROI_PWR E5_ROI_HWR E6_ROIlimit E7&E8_Invl

Microsoft Excel - NEST.xlsm

File Home Inserisci Layout di pagina Formule Dati Revisione Visualizza

Tabelle Illustrazioni

T105

Fuel price (see comments)	in comment		4.78
Real fuel price annual escalation rate (r _f)			0.01
Nuclear fuel backend cost ((\$/kg) ₀)	\$/kg	400	70
Spent nuclear fuel average burnup (Q)	MWd/kg	40	7.5
Net thermal efficiency of the plant (η)		0.3093	0.3086
Reactor first core average power density (δ ₀)	kW/kg	28.88	23.5
Natural U purchase cost ((\$/lb))	\$/unit	50	50
U conversion cost ((\$/lb))	\$/unit	0	0
U enrichment cost ((\$/lb))	\$/unit	110	0
Nuclear fuel fabrication cost ((\$/lb))	\$/unit	275	65
Amount of services (U purchase) ((s _u)HM ₀)	unit/kg	1	1
Amount of services (U conversion) ((s _u)HM ₁)	unit/kg	1	1
Amount of services (U enrichment) ((s _u)HM ₂)	unit/kg	SVU	SVU
Amount of services (fuel fabrication) ((s _u)HM ₃)	unit/kg	1	1
Number of stages in the frontend of FC (N _{fuel})		4	3
time from U purchasing till fuel loading (t ₁₋₁)	years	-1.5	-1.5
time from U conversion till fuel loading (t ₁₋₁)	years	-1	-1
time from U enrichment till fuel loading (t ₁₋₁)	years	-0.75	0
time from fuel fabrication till loading (t ₁₋₁)	years	-0.5	-0.9
HM change "Purchasing-Conversion" ((HM ₁)HM ₀) _{base})	kg/kg	F	F
HM change "Conversion-Enrichment" ((HM ₂)HM ₁) _{base})	kg/kg	F	F
HM change "Enrichment-Fabrication" ((HM ₃)HM ₂) _{base})	kg/kg	1	1
HM change "Fabrication-Operation" ((HM ₄)HM ₃) _{base})	kg/kg	1	1
Losses at U purchasing (l ₁)		0	0
Losses at U conversion (l ₁)		0.002	0.005
Losses at U enrichment (l ₁)		0	0
Losses at fuel fabrication (l ₁)		0.01	0.005
first core lowest U235 concentration (c ₁)		0.02	0.0071
first core medium U235 concentration (c ₁)		0.03	0.0071
refueling fuel U235 concentration (c ₁)		0.0358	0.0071
natural U235 concentration (c ₁)		0.0071	0.0071
enrichment tails U235 concentration (c ₁)		0.0025	0.0025

main_page E1_LUEC_PWR E1_LUEC_HWR E2_LUEC_FPP E3_IRR_PWR E3_IRR_HWR E4_IRRlimit E5_ROI_PWR E5_ROI_HWR E6_ROIlimit E7&E8_Invl



Microsoft Excel screenshot showing a sensitivity analysis for perturbed parameters. The main table lists various parameters and their values for three scenarios: PWR, HWR, and Fossil FP. A summary table on the right shows the results for RI_i (PWR) and RI_i (HWR).

SENSITIVITY ANALYSIS. PERTURBED PARAMETERS INPUT				
names	units	PWR	HWR	FOSIL FP
		numbers,years	numbers,years	numbers,years
Lifetime of the plant (L _{tot})	years	0	0	0
Real discount rate (r)	1/year	0	0	0
Average Load factor (LF)		0	0	0
Decommissioning cost (L _{see comments})	mils/kWh	0	0	0
Backfitting cost (L _{UAC})	mils/kWh	0	0	0
Overnight cost	\$/kWe	0	0	0
Contingency cost ((CIP) _W)	\$/kWe	0	0	0
Owners cost	\$/kWe	0	0	0
Normalized capital investments schedule (share per year) during construction (ω)		0	0	0
Fixed operation&maintenance cost ((O&M) _P)	\$/kWe	0	0	0
Variable operation&maintenance cost ((O&M) _{kWh})	mils/kWh	0	0	0
Fuel price (see comments)		0	0	0
Real fuel price annual escalation rate (r _f)		0	0	0
Nuclear fuel backend cost ((\$/kg) _W)	\$/kg	0	0	0
Spent nuclear fuel average burnup (Q)	MWd/kg	0	0	0
Net thermal efficiency of the plant (η)		0	0	0
Reactor core average power density (δ _w)	kW/kg	0	0	0
Natural U purchase cost ((\$/s))	\$/unit	0	0	0

MAIN RESULTS		
SENSITIVITY ANALYSIS		
IAEA TECDOC 1575		
name	units	numbers
RI_i (PWR)		0.833787009
RI_i (HWR)		0.862913394

Microsoft Excel screenshot showing a detailed list of parameters for the sensitivity analysis. The table lists various parameters such as U conversion cost, U enrichment cost, nuclear fuel fabrication cost, and losses at U conversion, among others.

names	units	PWR	HWR	FOSIL FP
Natural U purchase cost ((\$/s))	\$/unit	0	0	0
U conversion cost ((\$/s ₁))	\$/unit	0	0	0
U enrichment cost ((\$/s ₁))	\$/unit	0	0	0
Nuclear fuel fabrication cost ((\$/s ₁))	\$/unit	0	0	0
Amount of services (U purchase) ((s·HM) _U)	unit/kg	0	0	0
Amount of services (U conversion) ((s·HM) _U)	unit/kg	0	0	0
Amount of services (fuel fabrication) ((s·HM) _U)	unit/kg	0	0	0
Number of stages in the frontend of FC (N _{FC})		0	0	0
time from U purchasing till fuel loading (t _{U-L})	years	0	0	0
time from U conversion till fuel loading (t _{U-L})	years	0	0	0
time from U enrichment till fuel loading (t _{U-L})	years	0	0	0
time from fuel fabrication till loading (t _{U-L})	years	0	0	0
HM change "Purchasing-Conversion" ((HM) _U) _{FC}	kg/kg	0	0	0
HM change "Enrichment-Fabrication" ((HM) _U) _{FC}	kg/kg	0	0	0
HM change "Fabrication-Operation" ((HM) _U) _{FC}	kg/kg	0	0	0
Losses at U (see comments) purchasing (l _U)		0	0	0
Losses at U conversion (l _U)		0	0	0
Losses at U enrichment (l _U)		0	0	0
Losses at fuel fabrication (l _U)		0	0	0
first core lowest U235 concentration (c ₁)		0	0	0
first core medium U235 concentration (c ₂)		0	0	0
refuelling fuel U235 concentration (c ₃)		0	0	0
natural U235 concentration (c ₄)		0	0	0
enrichment tails U235 concentration (c ₅)		0	0	0



Microsoft Excel - NEST.xlsm

Formula: =SE(SOMMA(D14:D20)=1;0;1)

initial data				intermediate results				final results			
name	units	numbers	indexes	name	units	numbers	indexes	name	units	numbers	
Tct	years	0		investments	\$/kWe	1507		LUEC (PWR)	mills/kWh	47,15135	
tlife	years	60		IDC	\$/kWe	811,1511		LUAC	mills/kWh	32,5386	
r	1/year	0,12		Lhfp	hours	73502,02		LUOM	mills/kWh	7,115119	
Lf		0,9						LUFC	mills/kWh	7,497631	
LUACD	mills/kWh	1								6,008028	1,489603
LUACBF	mills/kWh	0									7,497631
ONC	\$/kWe	1145									
contingency C	\$/kWe	225		contingencyIF	\$/kWe	0		check of wrong input			
owners C	\$/kWe	137								deprec_1	mills/kWh
oil(0)		0	0	IDC1	\$/kWe	0	0			deprec_2	\$/kWe
oil(-1)		0	-1	IDC2	\$/kWe	0	-1			cost	\$/kWe
oil(-2)		0	-2	IDC3	\$/kWe	0	-2			D	1/(1+r) ⁱ
oil(-3)		1	-3,8	IDC4	\$/kWe	811,1511	-3,8			D ⁱ /(1+r) ⁱ	sum
oil(-4)		0	-4	IDC5	\$/kWe	0	-4				0
oil(-5)		0	-5	IDC6	\$/kWe	0	-5				
oil(-6)		0	-6	IDC7	\$/kWe	0	-6				
tax											
OMP	\$/kWe	49									
OM/kWh	mills/kWh	0,9									
(\$/kg)sf	\$/kg	400		(\$/kg)fe1	\$/kg	788,5056					
Q	MWd/kg	40		(\$/kg)fe2	\$/kg	1168,071					
n		0,309278		(\$/kg)feRe	\$/kg	1383,827					
f _{2a}	kW/kg	28,89		(H/Mn/HMfe)1	kg/kg	3,853227	1				
(S/Sn)1	\$/unit	50	1	(H/Mn/HMfe)2	kg/kg	3,853227	2				
(S/Sn)2	\$/unit	8	2	(H/Mn/HMfe)3	kg/kg	1,01	3				

Microsoft Excel - NEST.xlsm

Formula: =SE(SOMMA(D14:D20)=1;0;1)

(Sn/HMn)3	unit/kg	SWU	3	(H/Mn/HMfe)4	kg/kg	1,01	4
(Sn/HMn)4	unit/kg		4	(H/Mn/HMfe)1	kg/kg	7,266095	1
Nstages			4	(H/Mn/HMfe)2	kg/kg	7,266095	2
(tn-0)1	years		-1,5	(H/Mn/HMfe)3	kg/kg	1,01	3
(tn-0)2	years		-1	(H/Mn/HMfe)4	kg/kg	1,01	4
(tn-0)3	years		-0,75	SWU1	SWU/kg	1,915381	
(tn-0)4	years		-0,5	SWU2	SWU/kg	3,81148	
(H/Mn/HMfe)id1	kg/kg		1	SWURe	SWU/kg	4,91217	
(H/Mn/HMfe)id2	kg/kg	F	2	F1	kg/kg	3,796095	
(H/Mn/HMfe)id3	kg/kg		1	F2	kg/kg	5,965293	
(H/Mn/HMfe)id4	kg/kg		1	Fre	kg/kg	7,158351	
lm1			0				
lm2			0,005				
lm3			0				
lm4			0,01				
ε _{P1}			0,02				
ε _{P2}			0,03				
ε _{PR1}			0,0355				
ε _F			0,00711				
ε _T			0,0025				



Microsoft Excel - NEST.xlsx

File Home Inserisci Layout di pagina Formule Dati Revisione Visualizza

Tabella Tabella pivot - Tabelle Illustrazioni

Istogramma Grafico a linee Grafico a torta Grafico a barre Grafico ad area Grafico a dispersione Altri grafici

Linee Istogramma Filtro dati Filtro Collegamento ipertestuale Collegamenti Casella di testo Intestazione e piè di pagina Riga della firma Oggetto Simbolo

M4 X ✓ ✗ IRR (PWR)

initial data				final result			
name	units	numbers	indexes	name	units	number	
data below are connected to main_page				IRR (PWR)			
PUES	mills/kWh	61.28				0.1568	
* no other data required							
data below are connected to main_page				intermediate results			
NO NEED TO CHANGE				1507			
r	LUECs			LUEC-PUES			
1/year	mills/kWh						ri
0.005	17.66434						
0.5	319.1608						0.0766086
Lf		0.9		0.0766	33.14116	-28.13884057	0.07660865
LJACD	mills/kWh	1		0.1183	46.53514	-14.74486291	0.11826224
LJACBF	mills/kWh	0		0.1389	54.15115	-7.128846873	0.13890839
ONC	\$/kWe	1145		0.1486	57.95911	-3.320885518	0.14862188
contingency C	\$/kWe	225		0.1531	59.7595	-1.520500318	0.15308926
owners C	\$/kWe	137		0.1551	60.58932	-0.690684636	0.1551227
life(0)	years	0	0	0.156	60.96739	-0.312614586	0.15604392
life(1)	years	0	1	0.1565	61.13874	-0.141263675	0.15646037
life(2)	years	0	2	0.1566	61.21621	-0.063786926	0.15664846
life(3)	years	1	3.8	0.1567	61.25121	-0.028793091	0.15673336
life(4)	years	0	4	0.1568	61.267	-0.012995101	0.15677169
life(5)	years	0	5	0.1568	61.27414	-0.005864643	0.15678898
life(6)	years	0	6	0.1568	61.27735	-0.002646612	0.15679679
OMP	\$/kWe	49					
DM/kWh	mills/kWh	0.9					

E1_LUEC_HWR E2_LUEC_FPP E3_IRR_PWR E3_IRR_HWR E4_IRRlimit E5_ROI_PWR E5_ROI_HWR E6_ROIlimit E7&E8_Investments-limit E9_RI

Modifica

16:51 10/07/2012

Microsoft Excel - NEST.xlsx

File Home Inserisci Layout di pagina Formule Dati Revisione Visualizza

Tabella Tabella pivot - Tabelle Illustrazioni

Istogramma Grafico a linee Grafico a torta Grafico a barre Grafico ad area Grafico a dispersione Altri grafici

Linee Istogramma Filtro dati Filtro Collegamento ipertestuale Collegamenti Casella di testo Intestazione e piè di pagina Riga della firma Oggetto Simbolo

D9 X ✓ ✗

initial data (no new data are needed)				final results		
name	units	numbers	indexes	name	units	numbers
data below are connected to main_page				ROI (PWR)		
NO NEED TO CHANGE				ROI (PWR)		0.253290986
PUES	mills/kWh	61.28		OMI	mills/kWh	7.115119229
data below are connected to main_page				FC	mills/kWh	5.749163333
NO NEED TO CHANGE						
life	years	60				
r	1/year	0				
Lf		0.9				
ONC	\$/kWe	1145				
contingency C	\$/kWe	225				
owners C	\$/kWe	137				
OMP	\$/kWe	49				
DM/kWh	mills/kWh	0.9				
S/kgst	\$/kg	400				
Q	MWd/kg	40				
h		0.309278				
ρ _{air}	kg/m ³	28.89				
ρ _{SO₂}	\$/unit	50				
ρ _{SO₃}	\$/unit	8				
ρ _{SO₃}	\$/unit	110				
ρ _{SO₄}	\$/unit	275				

E1_LUEC_PWR E1_LUEC_HWR E2_LUEC_FPP E3_IRR_PWR E3_IRR_HWR E4_IRRlimit E5_ROI_PWR E5_ROI_HWR E6_ROIlimit E7&E8_Inv

Pronto

16:49 10/07/2012



Microsoft Excel - NEST.xlsm

File Home Inserisci Layout di pagina Formule Dati Revisione Visualizza

Tabella Tabella pivot - Tabelle Illustrazioni

Istogramma Grafico a linee Grafico a linee e a torta Grafico a barre Grafico ad area Grafico a dispersione Altri grafici

Linee Istogramma Filtro dati Filtro Colloquio ipertestuale Casella di testo Intestazione e piè di pagina Oggetto

WordArt Riga della firma Simbolo

J39

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Net_el_power	kWe	600000	total PWR investm	M\$	1390,891
ONC	\$/kWe	1145	IDC	\$/kWe	811,1511
contingency C	\$/kWe	225	PWR		
owners C	\$/kWe	137			

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Market incl	MS/year	3000	investment M\$		900
market Sh		0.5	LIMIT1		
Profit marg		0.1			
lgrowth	year	2.5			
α*		2.4			
* this value is estimated in #4.3.3.2 of Manual					

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Net_el_power	kWe	666000	total HWR investm	M\$	1567,778
ONC	\$/kWe	1697	IDC	\$/kWe	572,0206
contingency C	\$/kWe	85	HWR		
owners C	\$/kWe	0			

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Market incl	MS/year	3000	investment M\$		900
market Sh		0.5	LIMIT2		
Profit marg		0.1			
lgrowth	year	2.5			
α*		2.4			
* this value is estimated in #4.3.3.2 of Manual					

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Net_el_power	kWe	380000	total FPP investm	M\$	357,6277
ONC	\$/kWe	376	IDC	\$/kWe	147,1255
contingency C	\$/kWe	38	FPP		
owners C	\$/kWe	380			

initial data			final results		
name	units	numbers	name	units	numbers
Market incl	MS/year	3000	investment M\$		900
market Sh		0.5	LIMIT3		
Profit marg		0.1			
lgrowth	year	2.5			
α*		2.4			
* this value is estimated in #4.3.3.2 of Manual					

E1_LUEC_HWR E2_LUEC_FPP E3_IRR_PWR E3_IRR_HWR E4_IRRlimit E5_ROI_PWR E5_ROI_HWR E6_ROIlimit E7&E8_Investments+limit E9_RI

Pronto

16:56 10/07/2012

10.3 **Appendice 3**: eNESAs Report Template

e-NESAs Report Template

XXXXXXXXXXXXXXXXXXXX

Il report viene generato dal software eNESAs, tuttora in corso di sviluppo dal gruppo INPRO della IAEA. L’obiettivo del eNESAs è quello di facilitare il compito del valutatore che effettua il NESAs, attraverso l’implementazione della metodologia INPRO in un modello di software che fa riferimento ad un data base generale di rilevanti dimensioni che comprende caratteristiche e dati relativi a tutti i componenti di un NES (reattori e ciclo) e riferiti a tutte le aree della metodologia INPRO.

Il data base è aperto all’utente per permettere l’inserimento di dati aggiuntivi e/o specifici del suo NES, non contenuti nel data base generale.

Alla fine dell’analisi il sistema permette di generare il report comprensivo dei risultati relativi a tutte le aree di valutazione come riportato nelle schede del “ eNESAs Report Template” qui di seguito.



Title

Details

Date

Table of Contents

1. <u>Economics</u>	Errore. Il segnalibro non è definito.
2. <u>Infrastructure</u>	- 104 -
3. <u>Waste Management</u>	- 109 -
4. <u>Proliferation Resistance</u>	- 115 -
5. <u>Physical Protection</u>	- 120 -
6. <u>Environment</u>	- 128 -
7. <u>Safety of Nuclear Reactors</u>	- 131 -
8. <u>Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities</u>	- 143 -



1. Economics

Economic basic principle (BP): *Energy and related products and services from Innovative Nuclear Energy Systems shall be affordable and available.*

UR1 Cost of energy: *The cost of energy from innovative nuclear energy systems, taking all relevant costs and credits into account, C_N , should be competitive with that of alternative energy sources, C_A , that are available for a given application in the same time frame and geographic region.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1: Cost of nuclear energy, C_N . IN1.2: Cost of energy from alternative source, C_A .	AL1: $C_N \leq k \cdot C_A$
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR2 Ability to finance: *The total investment required to design, construct and commission innovative nuclear energy systems, including interest during construction, should be such that the necessary investment funds can be raised.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1: Financial figures of merit. <ul style="list-style-type: none"> EP2.1.1: Internal Return Rate (IRR) EP2.1.2: Return of Investment (ROI) 	AL2.1: Figures of merit are comparable with or better than those for competing energy technologies of comparable size.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2: Total investment.	AL2.2: The total investment required should be compatible with the ability to raise capital in a given market climate.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

**UR3 Investment risk:**

The risk of investment in innovative nuclear energy systems should be acceptable to investors taking into account the risk of investment in other energy projects.

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 3.1: Licensing status.	<p>AL3.1.1: <i>For deployment of first few NPPs in a country:</i> Plants of same basic design have been constructed and operated.</p> <p>AL3.1.2: <i>For deployment of a FOAK plant in a country with experience operating NPPs:</i> Design is licensable in country of origin.</p> <p>AL3.1.3: <i>For development:</i> Plan to address regulatory issues available and costs included in development proposal.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 3.2: Evidence that project construction and commissioning times used in financial analyses are realistic.	<p>AL3.2.1: <i>For deployment of first few NPPs in a country:</i> Construction schedule times used in financial analyses have been met in previous constructions projects for plants of the same basic design.</p> <p>AL3.2.2: <i>For deployment of a FOAK plant:</i> A convincing argument exists that the construction schedule is realistic and consistent with experience with previous NPP construction projects carried out by the supplier and includes adequate contingency.</p> <p>AL3.2.3: <i>For technology development:</i> Schedules analyzed to demonstrate that scheduled times are realistic taking into account experience with previous NPP construction projects.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 3.3: Financial robustness index of INS, RI.	AL3.3: $RI \geq 1$
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 3.4: Long term commitment to nuclear option.	AL3.4: Commitment sufficient to enable a return on investment.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

UR4 Flexibility: *Innovative energy systems should be compatible with meeting the requirements of different markets.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 4.1: Are the INS components adaptable to different markets?	AL4.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



Infrastructure

Infrastructure basic principle (BP): *Regional and international arrangements shall provide options that enable any country that so wishes to adopt, maintain or enlarge an INS for the supply of energy and related products without making an excessive investment in national infrastructure.*

UR1 Legal and institutional Infrastructure: *Prior to deployment of an INS installation, the legal framework should be established to cover the issues of nuclear liability, safety and radiation protection, environmental protection, control of operation, waste management and decommissioning, security, and non-proliferation.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1: Status of legal framework.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.1: Scope of the nuclear law • EP1.1.2: Adequacy of nuclear law • EP1.1.3: International legal arrangements • EP1.1.4: Completeness and adequacy of regulations and guidelines 	<p>AL1.1: Legal framework has been established in accordance with international standards</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	
<u>Criteria (CR)</u>	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2: Status of State organizations with responsibilities for safety and radiation protection, environmental protection, control of operation, waste management and decommissioning, security and non-proliferation.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.2.1: Independence of regulatory body • EP1.2.2: General functions of regulatory body • EP1.2.3: Positive review of safety regime • EP1.2.4: Positive review of emergency preparedness regime • EP1.2.5: Positive review of physical protection regime 	<p>AL1.2: State organizations have been established, in accordance with international standards.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



UR2 Industrial and economic infrastructure: *The industrial and economic infrastructure of a country planning to install an INS installation should be adequate to support the project throughout the complete lifetime of the nuclear power program, including planning, construction, operation, decommissioning and related waste management activities.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 2.1: Availability of credit lines. <ul style="list-style-type: none"> • EP2.1.1: Financing of infrastructure provided by industry • EP2.1.2: Financing of infrastructure provided by government 	AL2.1: Sufficient to cover the program.
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 2.2: Demand for and price of energy products.	AL2.2: Adequate to enable a satisfactory financial return.
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN 2.3: Size of installation. <ul style="list-style-type: none"> • EP2.3.1: Energy system expansion plan • EP2.3.1: Size of nuclear fuel cycle facilities (other than NPP) 	AL2.3: Matches local needs. Assumed to have been defined in energy planning study.
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN 2.4: Availability of infrastructure to support owner/operator.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP2.4.1: Survey of the existing capabilities of the national industry • EP2.4.2: Plan for national participation 	<p>AL2.4: Internally or externally available.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN 2.5: Overall added value of proposed nuclear installation (AVNI).</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP2.5.1: Cost benefits study performed by national industry • EP2.5.2: Study to define benefits of nuclear program to society 	<p>AL1.2: State organizations have been established, in accordance with international standards.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	
<p>UR3 Political support and public acceptance: <i>Adequate measures should be taken to achieve public acceptance of a planned INS installation to enable a government policy commitment to support the deployment of INS to be made and then sustained.</i></p>	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN 3.1: Information provided to public</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP3.1.1: Existence of a national energy policy • EP3.1.2: Communication of benefits of nuclear power to the public • EP3.1.3: Information on the operation of nuclear facilities • EP3.1.4: Addressing of concerns raised by the public regarding nuclear installations • EP3.1.5: Use of communication experts to match information to the needs of public audiences 	<p>AL3.1: Sufficient according to best international practice.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN 3.2: Participation of public in decision making process (to foster public acceptance).</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP3.2.1: Appropriateness of participation process • EP3.2.2: Acceptability of participation process 	<p>AL3.2: Sufficient according to national requirements.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN 3.3: Public acceptance of nuclear power.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP3.3.1: Surveys to gage public acceptance are performed on a regular basis • EP3.3.2: Adequacy of survey • EP3.3.3: Acceptable result of survey 	<p>AL3.3: Sufficient to ensure there is negligible political risk to policy support for nuclear power.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.4: Government policy.	AL3.4: Policy is supportive of nuclear power.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR4 Human resources: *The necessary human resources should be available to enable all responsible parties involved in a nuclear power program to achieve safe, secure and economical operation of the INS installations during their lifetime. The owners/operators should have enough knowledge of the INS to be intelligent customers and should keep a stable cadre of competent and trained staff.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1: Availability of human resources. <ul style="list-style-type: none"> • EP4.1.1: educational and training system for manpower needed in NP projects • EP4.1.2: attractiveness of the nuclear power sector • EP4.1.3: capacity to accept the additional load of nuclear power program 	AL4.1: Sufficient according to international experience.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2: Attitude to safety and security.	AL4.2: Evidence that a safety and security culture prevails provided by periodic safety and security reviews.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



2. Waste Management

Waste management basic principle (BP1) (Waste minimization): *Generation of radioactive waste in an INS shall be kept to the minimum practicable.*

UR1 Reduction of waste at the source: *The INS should be designed to minimize the generation of waste at all stages, with emphasis on waste containing long-lived toxic components that would be mobile in a repository environment.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1.1: Technical indicators: - Alpha-emitters and other long-lived radio-nuclides per GWa. - Total activity per GWa. - Mass per GWa. - Volume per GWa. - Chemically toxic elements that would become part of the radioactive waste per GWa.	AL1.1.1: ALARP
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1.2: A waste minimization study has been performed, leading to a waste minimization strategy and plan for each component of the INS.	AL1.1.2: The study, strategies and plans are available
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



Waste management basic principle (BP2) (Protection of human health and the environment): *Radioactive waste in an INS shall be managed in such a way as to secure an acceptable level of protection for human health and the environment, regardless of the time or place at which impacts may occur.*

UR2.1 Protection of human health: *Exposure of humans to radiation and chemicals from INS waste management systems should be below currently accepted levels and protection of human health from exposure to radiation and chemically toxic substances should be optimized.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.1: Estimated dose rate to an individual of the critical group.	AL2.1.1: Meets regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.2: Radiological exposure of workers.	AL2.1.2: Meets regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.3: Estimated concentrations of chemical toxins in working areas.	AL2.1.3: Meet regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR2.2 Protection of the environment: *The cumulative releases of radio-nuclides and chemical toxins from waste management components of the INS should be optimized.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2.1: Estimated releases of radio-nuclides and chemical toxins from waste management facilities.	AL2.2.1: Meet regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2.2: Estimated releases of radio-nuclides and chemical toxins from all other INS facilities.	AL2.2.2: Meet regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Waste management basic principle (BP3) (Burden on future generations): *Radioactive waste in an INS shall be managed in such a way that it will not impose undue burdens on future generations.*

UR3.1 End state: *An achievable end state should be specified for each class of waste, which provides permanent safety without further modification. The planned energy system should be such that the waste is brought to this end state as soon as reasonably practicable. The end state should be such that any release of hazardous materials to the environment will be below that which is acceptable today.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1.1: Availability of technology.	AL3.1.1: All required technology is currently available or reasonably expected to be available on a schedule compatible with the schedule for introducing the proposed innovative fuel cycle.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1.2: Time required.	AL3.1.2: Any time required to bring the technology to the industrial scale must be less than the time specified to achieve the end state.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1.3: Availability of resources.	AL3.1.3: Resources (funding, space, capacity, etc.) available for achieving the end state compatible with the size and growth rate of the energy system.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1.4: Safety of the end state (long-term expected dose to an individual of the critical group).	AL3.1.4: Meet regulatory standards of specific Member State.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1.5: Time to reach the end state.	AL3.1.5: As short as reasonably practicable.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR3.2 Attribution of waste management costs: *The costs of managing all waste in the life cycle should be included in the estimated cost of energy from the INS, in such a way as to cover the accumulated liability at any stage of the life cycle.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.2.1: Specific line item in the cost estimate.	AL3.2.1: Included.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Waste Management Basic Principle (BP4) (Waste optimization): *Interactions and relationships among all waste generation and management steps shall be accounted for in the design of the INS, such that overall operational and long-term safety is optimized.*

UR4.1 Waste Classification: *The radioactive waste arising from the INS should be classified to facilitate waste management in all parts of the INS.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1.1: Classification scheme.	AL4.1.1: The scheme permits unambiguous, practical segregation and measurement of waste arisings.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR4.2 Pre-disposal Waste Management: *Intermediate steps between generation of the waste and the end state should be taken as early as reasonably practicable. The design of the steps should ensure that all-important technical issues (e.g., heat removal, criticality control, confinement of radioactive material) are addressed. The processes should not inhibit or complicate the achievement of the end state.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.1: Time to produce the waste form specified for the end state	AL4.2.1: As short as reasonably practicable.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.2: Technical indicators, e.g., <ul style="list-style-type: none">- Criticality compliance.- Heat removal provisions.- Radioactive emission control measures.- Radiation protection; measures (shielding etc.).- Volume / activity reduction measures.- Waste forms.	AL4.2.2: Criteria as prescribed by regulatory bodies of specific Member States.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.3: Process descriptions that encompass the entire waste life cycle.	AL4.2.3: Complete chain of processes from generation to final end state and sufficiently detailed to make evident the feasibility of all steps.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



3. Proliferation Resistance

Proliferation resistance basic principle (BP): *Proliferation resistance intrinsic features and extrinsic measures shall be implemented throughout the full life cycle for innovative nuclear energy systems to help ensure that INs will continue to be an unattractive means to acquire fissile material for a nuclear weapons program. Both intrinsic features and extrinsic measures are essential, and neither shall be considered sufficient by itself.*

UR1 State commitments: *States’ commitments, obligations and policies regarding non-proliferation and its implementation should be adequate to fulfil international standards in the non-proliferation regime.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1: States’ commitments, obligations and policies regarding non-proliferation established?</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.1: Party to international non-proliferation treaty NPT • EP1.1.2: Party to regional non-proliferation regimes • EP1.1.3: Comprehensive safeguards agreements in force • EP1.1.4: Additional protocol in force • EP1.1.5: INFCIRC/66-type safeguards agreement in force. • EP1.1.6: Export control policies of NM and nuclear technology • EP1.1.7: SSAC or RSAC in force <p>EP1.1.8: Regulatory body, designated in national legislation for implementing and applying safeguards agreements</p>	<p>AL1.1: Yes, in accordance with international standards.</p>
Assessment Result:	Value
<p>Details and Justification: Details</p>	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.2: Institutional structural arrangements in support of PR have been considered accordingly?	AL1.2: Yes, based on expert judgment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR2 Attractiveness of NM and technology: *The attractiveness of nuclear material (NM) and nuclear technology in an INS for a nuclear weapons program should be low. This includes the attractiveness of undeclared nuclear material that could credibly be produced or processed in the INS.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1: Nuclear Material quality.	AL2.1: Attractiveness of NM considered in design of INS and found acceptable low based on expert judgment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2: Nuclear Material quantity.	AL2.2 = AL2.1
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.3: Nuclear Material form.	AL2.3 = AL2.1
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.4: Nuclear technology.	AL2.4: Attractiveness of technology considered in design of INS and found acceptable low based on expert judgment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR3 Difficulty and detectability of diversion: *The diversion of nuclear material (NM) should be reasonably difficult and detectable. Diversion includes the use of an INS facility for the production or processing of undeclared material.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1: Accountability.	AL3.1: Based on expert judgment equal or better than existing designs, meeting international state of practice.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.2: Amenability	AL3.2: Based on expert judgment equal or better than existing designs, meeting international best practice.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.3: Detectability of NM.	AL3.3: Based on expert judgment equal or better than existing facilities.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.4: Difficulty to modify process.	AL3.4: Based on expert judgment equal or better than existing designs, meeting international best practice.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.5: Difficulty to modify facility design.	AL3.5 = AL3.4
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.6: Difficulty to misuse technology or facilities.	AL3.6 = AL3.4
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR4 multiple features: *Innovative nuclear energy systems should incorporate multiple proliferation resistance features and measures.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1: The extent by which the INS is covered by multiple intrinsic features and extrinsic measures.	AL4.1: All plausible acquisition paths are (can be) covered by extrinsic measures on the facility or State level and by intrinsic features which are compatible with other design requirements.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2: Robustness of barriers covering each acquisition path.	AL4.2: Robustness is sufficient based on expert judgment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR5 Optimization of design: *The combination of intrinsic features and extrinsic measures, compatible with other design considerations, should be optimized (in the design/engineering phase) to provide cost-efficient proliferation resistance.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.1: PR has been taken into account as early as possible in the design and development of the INS.	AL5.1: Yes
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.2: Cost of incorporating into an INS those intrinsic features and extrinsic measures, which are required to provide or improve proliferation resistance.	AL5.2: Minimal total cost of the intrinsic features and extrinsic measures over the life cycle of the INS implemented to increase PR.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.3: Verification approach with a level of extrinsic measures agreed to between the State and verification authority (e.g., IAEA, regional SG organization, etc.)?	AL5.3: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



4. Physical Protection

Physical protection basic principle (BP): *A Physical Protection Regime shall be effectively and efficiently implemented for the full lifecycle of an INS.*

UR1 legislative and regulatory framework: *Prior to the deployment of the INS the legislative and regulatory framework to govern PP should be established.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1: Have the competent authorities (such as regulatory authorities, response force authorities, etc.) been designated, empowered and responsibilities defined (or planned)?	AL1.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.2: Has the legislative and regulatory framework related to physical protection been developed (or is it under development)?	AL1.2: Yes, in accordance with international standards.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3: Have the physical protection responsibilities and authorities of the facility operator been clearly defined?	AL1.3: Yes, in accordance with State physical protection regulations and laws.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR2 Integration of PP throughout PRO: *Physical Protection should be integrated into all INPRO areas and throughout all phases.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1: Have synergies and divergences between PP, safety, PR, and operations been addressed?	AL2.1: Yes, through the review of a joint expert panel.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2: Is there evidence that assessments in all areas of INPRO have accounted for PP?	AL2.2: Yes, as appropriate.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.3: Is there evidence of forethought into the issues of PP as the INS is shut-down and decommissioned?	AL2.3: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR3 Trustworthiness: *A program to determine trustworthiness should be defined and implemented.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.1: Is there a trustworthiness program with established acceptance criteria?	AL3.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR4 Confidentiality: *Sensitive information developed for all areas of INPRO should be protected in accordance with its security significance.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1: Has a program been developed for protecting sensitive information?	AL4.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2: Have procedures been developed and implemented at all levels to identify and protect sensitive information?	AL4.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

UR5 Threat: *The physical protection systems should be based on the State’s current evaluation of the threats.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.1: Is there evidence that a DBT or other appropriate threat statement has been developed?	AL5.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.2: Are there provisions for periodic review of threat by the State?	AL5.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.3: Is there evidence that the concept of DBT or other appropriate threat statement has been used to establish the PP systems?	AL5.3: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN5.4: Has the designer introduced flexibility in PPS design to cope with the dynamic nature of threat?	AL5.4: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR6 Graded approach: *Physical protection requirements should be based on a graded approach.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN6.1: Has the state defined limits for consequences of malicious acts directed against nuclear materials and facilities (including transports)?	AL6.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN6.2: Has the concept of a graded approach been used by the State when specifying PP requirements and by the user to define PPS?	AL6.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR7 Quality assurance: *Quality assurance policy and programs for all activities important to PP should be established and implemented.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN7.1: Is there a QA policy defined and implemented for all activities important to PP?	AL7.1: Presence of periodic review mechanism.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR8 Security culture: *All organizations involved in implementing physical protection should give due priority to development, maintenance and effective implementation of the security culture in the entire organization.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN8.1: Has a security culture program been developed and implemented for all organizations and personnel involved in the INS?	AL8.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR9 PP considerations in siting: *The PP should be considered when siting INS components.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN9.1: Has the terrain, topography and geography been assessed to preclude potential benefit to adversaries (high ground to observe, approach, and attack, air approaches, cover and concealment, etc.)?	AL9.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN9.2: Has feasibility/flexibility, vulnerability, and efficiency of transportation and offsite response routes been assessed (air, sea, land)?	AL9.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN9.3: Has future development/ encroachment by public been considered?	AL9.3: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

UR10 INS layout and design: *INS component layout and design should be developed to minimize susceptibility and opportunities for malicious action.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN10.1: Is there evidence that consideration has been given to physical protection in the design of the INS components?	AL10.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN10.2: Is there evidence that consideration has been given to physical protection in the layout of the INS components?	AL10.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



UR11 Design of PPS: *The physical protection system of all INS components should be developed in uniform layers of protection using a systematic approach.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN11.1: Has deterrence, detection, assessment, delay, and response been integrated to achieve timely interruption of malicious act?	AL11.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN11.2: Has the PPS been designed with consideration of insider adversaries exploiting capabilities such as access, knowledge, and authority?	AL11.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN11.3: Has the PPS been developed with several uniform layers and methods of protection?	AL11.3: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



UR12 Contingency plans: *Contingency plans to respond to unauthorized removal of nuclear material or sabotage of nuclear facilities/transport or of nuclear material, or attempts thereof, should be prepared and appropriately exercised by all license holders and authorities concerned.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN12.1: Have responsibilities for execution of the emergency plans been identified?	AL12.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN12.2: Have capabilities of the PP regime been established to prevent and mitigate radiological consequences of sabotage?	AL12.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN12.3: Have capabilities of PP regime been established to recover stolen nuclear material or recapture facilities before the adversary can achieve its objective?	AL12.3: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



5. Environment

Environmental Basic Principle (BP1) (Acceptability of expected adverse environmental effects): *The expected (best estimate) adverse environmental effects of the innovative nuclear energy system shall be well within the performance envelope of current nuclear energy systems delivering similar energy products.*

UR1.1 controllability of environmental stressors: *The environmental stressors from each part of the INS over the complete life cycle should be controllable to levels meeting or superior to current standards.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1.1: L_{St-i} = level of stressor i.	AL1.1.1: $L_{St-i} < S_i$, where S_i is the standard for stressor i.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR1.2 adverse effects as low as reasonable practicable: *The likely adverse environmental effects attributable to the INS should be as low as reasonably practicable, social and economic factors taken into account.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.2.1: Does the INS reflect application of ALARP to limit environmental effects?	AL1.2.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Environmental basic principle BP2 (Fitness for Purpose): *The INS shall be capable of contributing to the energy needs in the 21st century while making efficient use of non-renewable resources.*

UR2.1 Consistency with resource availability: *The INS should be able to contribute to the world’s energy needs during the 21st century without running out of fissile/fertile material and other non-renewable materials, with account taken of reasonably expected uses of these materials external to the INS. In addition, the INS should make efficient use of non-renewable resources.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.1: $F_j(t)$ = quantity of fissile/fertile material j available for use in the INS at time t .	AL2.1.1: $F_j(t) > 0$ for all $t < 100$ years
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.2: $Q_i(t)$ = quantity of material i available for use in the INS at time t .	AL2.1.2: $Q_i(t) > 0$ for all $t < 100$ years
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.3: $P(t)$ = power available (from both internal and external sources) for use in the INS at time t .	AL2.1.3: $P(t) \geq P_{INS}(t)$ for all $t < 100$ years, where $P_{INS}(t)$ is the power required by the INS at time t .
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.4: U = end use (net) energy delivered by the INS per Mg of uranium mined.	AL2.1.4: $U > U_0$, U_0 : maximum achievable for a once-through PWR.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.5: T = end use (net) energy delivered by the INS per Mg of thorium mined.	AL2.1.5: $T > T_0$, T_0 : maximum T achievable with a current operating thorium cycle.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.6: C_i = end use (net) energy delivered per Mg of limited non-renewable resource i consumed.	AL2.1.6: $C_i > C_0$, C_0 to be determined on a case specific basis.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR2.2 Adequate net energy output: *The energy output of the INS should exceed the energy required to implement and operate the INS within an acceptably short period.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.2.1: T_{EQ} = time required to match the total energy input with energy output (yrs).	AL2.2.1: $T_{EQ} < k \cdot T_L$, T_L = intended life of INS. $K < 1$
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



6. Safety of Nuclear Reactors

Safety basic principle (BP1) (defence in depth): *Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations.*

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.1.1: Robustness of design (simplicity, margins). <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.1.1: Margins of design • EP1.1.1.2: Simplicity of design • EP1.1.1.3: Quality of manufacture and construction • EP1.1.1.4: Quality of materials • EP1.1.1.5: Redundancy of systems 	AL1.1.1: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.2: High quality of operation.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.2.1: margins of operation. • EP1.1.2.2: reliability of control systems. • EP1.1.2.3: impact from incorrect human intervention. • EP1.1.2.4: quality of documentation. • EP1.1.2.5: quality of training. • EP1.1.2.6: organization of plant. • EP1.1.2.7: availability/capability of plant. • EP1.1.2.8: use of worldwide operating experience. 	<p>AL1.1.2: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.3: Capability to inspect.</p>	<p>AL1.1.3: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.4: Expected frequency of failures and disturbances.</p>	<p>AL1.1.4: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.1: Capability of control and instrumentation system and/or inherent characteristics to detect and intercept and/or compensate deviations from normal operational states.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.2.1.1: continuous monitoring of plant health. • EP1.2.1.2: dynamic plant analysis. 	<p>AL1.2.1: Key system variables relevant to safety (e.g. flow, pressure, temperature, radiation levels) do not exceed limits acceptable for continued operation (no event reporting necessary).</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.2: Grace period until human actions are required.</p>	<p>AL1.2.2: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.3: Inertia to cope with transients.</p>	<p>AL1.2.3: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.2: Grace period until human intervention is necessary.	AL1.3.2: Increased relative to existing facilities.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.3: Reliability of engineered safety features.	AL1.3.3: Equal or superior to existing designs.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.4: Number of confinement barriers maintained.	AL1.3.4: At least one.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.6: sub criticality margins	AL1.3.6: Sufficient to cover uncertainties and to allow adequate grace period.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR1.4 Release into 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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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 for existing designs; even lower for installations at urban sites.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

UR1.5 Release into 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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.5.3: Calculated individual and collective risk.	AL1.5.3: Comparable to facilities used for a similar purpose.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



UR1.6 Independence of DID levels: *An assessment should be performed for an INS to demonstrate that the different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.6.1: Independence of different levels of DID.	AL1.6.1: Adequate independence is demonstrated, e.g. through deterministic and probabilistic means, hazards analysis etc.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.7.1: Evidence that human factors (HF) are addressed systematically in the plant life cycle.	AL1.7.1: Satisfactory results from assessment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.7.2: Application of formal human response models from other industries or development of nuclear.	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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Safety basic principle (BP2) (Inherent safety): *Installations of an INS shall excel in safety and reliability by incorporating into their designs, when appropriate, increased emphasis on inherently safe characteristics and passive systems as a part of their fundamental safety approach.*

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN2.1.1: Sample indicators: stored energy, flammability, criticality, inventory of radioactive materials, available excess reactivity, and reactivity feedback.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP2.1.1.1: Stored energy. • EP2.1.1.2: Flammability. • EP2.1.1.3: Inventory of radioactive materials. • EP2.1.1.4: Criticality. • EP2.1.1.5: Available excess reactivity. • EP2.1.1.6: Reactivity feedback. 	<p>AL2.1.1: Superior to existing designs.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN2.1.2: Expected frequency of abnormal operation and accidents.</p>	<p>AL2.1.2: Lower frequencies compared to existing facilities.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.3: Consequences of abnormal operation and accidents.	AL2.1.3: Lower consequences compared to existing facilities.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.4: Confidence in innovative components and approaches.	AL2.1.4: Validity established.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Safety basic principle (BP3) (risk of radiation): *Installations of an INS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes.*

UR3.1 Dose to workers: *INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.2.1: Public dose values.	AL3.2.1: Less than the 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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Safety Basic Principle (BP4) (RD&D): *The development of INS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants.*

UR4.1 Safety basis: *The safety basis of INS installations should be confidently established prior to commercial deployment.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1.1: Safety concept defined?	AL4.1.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1.2: Clear process for addressing safety issues?	AL4.1.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.1: RD&D defined and performed and database developed?	AL4.2.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.2: Computer codes or analytical methods developed and validated?	AL4.2.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.3: Scaling understood and/or full scale tests performed?	AL4.2.3: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR4.3 Pilot plant: *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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.3.1: Degree of novelty of the process.	AL4.3.1: In case of <i>high degree of novelty</i> : Facility specified, built, operated, and lessons learned documented. In case of <i>low degree of novelty</i> : Rationale provided for bypassing pilot plant.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.3.2: Level of adequacy of the pilot facility.	AL4.3.2: Results sufficient to be extrapolated.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.4.1: Use of a risk informed approach?	AL4.4.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.4.2: Uncertainties and sensitivities identified and appropriately dealt with?	AL4.4.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



7. Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities

Safety basic principle (BP1) (defence in depth): *Installations of an Innovative Nuclear Energy System shall incorporate enhanced defence-in-depth as a part of their fundamental safety approach and ensure that the levels of protection in defence-in-depth shall be more independent from each other than in existing installations.*

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.1: Robustness of design (simplicity, margins).</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.1.1: Margins of design • EP1.1.1.2: Simplicity of design • EP1.1.1.3: Quality of manufacture and construction • EP1.1.1.4: Quality of materials • EP1.1.1.5: Redundancy of systems 	<p>AL1.1.1: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<p><u>Details and Justification:</u> Details</p>	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.2: High quality of operation.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.1.2.1: margins of operation. • EP1.1.2.2: reliability of control systems. • EP1.1.2.3: impact from incorrect human intervention. • EP1.1.2.4: quality of documentation. • EP1.1.2.5: quality of training. • EP1.1.2.6: organization of plant. • EP1.1.2.7: availability/capability of plant. • EP1.1.2.8: use of worldwide operating experience. 	<p>AL1.1.2: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.3: Capability to inspect.</p>	<p>AL1.1.3: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.1.4: Expected frequency of failures and disturbances.</p>	<p>AL1.1.4: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.1: Capability of control and instrumentation system and/or inherent characteristics to detect and intercept and/or compensate deviations from normal operational states.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP1.2.1.1: continuous monitoring of plant health. • EP1.2.1.2: dynamic plant analysis. 	<p>AL1.2.1: Key system variables relevant to safety (e.g. flow, pressure, temperature, radiation levels) do not exceed limits acceptable for continued operation (no event reporting necessary).</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.2: Grace period until human actions are required.</p>	<p>AL1.2.2: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN1.2.3: Inertia to cope with transients.</p>	<p>AL1.2.3: Superior to existing designs in at least some of the aspects discussed in the text.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.2: Grace period until human intervention is necessary.	AL1.3.2: Increased relative to existing facilities.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.3: Reliability of engineered safety features.	AL1.3.3: Equal or superior to existing designs.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.4: Number of confinement barriers maintained.	AL1.3.4: At least one.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.3.6: sub criticality margins	AL1.3.6: Sufficient to cover uncertainties and to allow adequate grace period.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

UR1.4 Release into 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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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 for existing designs; even lower for installations at urban sites.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

UR1.5 Release into 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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.5.3: Calculated individual and collective risk.	AL1.5.3: Comparable to facilities used for a similar purpose.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	



UR1.6 Independence of DID levels: *An assessment should be performed for an INS to demonstrate that the different levels of defence-in-depth are met and are more independent from each other than for existing systems.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.6.1: Independence of different levels of DID.	AL1.6.1: Adequate independence is demonstrated, e.g. through deterministic and probabilistic means, hazards analysis etc.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.7.1: Evidence that human factors (HF) are addressed systematically in the plant life cycle.	AL1.7.1: Satisfactory results from assessment.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN1.7.2: Application of formal human response models from other industries or development of nuclear.	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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



Safety basic principle (BP2) (Inherent safety): *Installations of an INS shall excel in safety and reliability by incorporating into their designs, when appropriate, increased emphasis on inherently safe characteristics and passive systems as a part of their fundamental safety approach.*

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN2.1.1: Sample indicators: stored energy, flammability, criticality, inventory of radioactive materials, available excess reactivity, and reactivity feedback.</p> <ul style="list-style-type: none"> • EP2.1.1.1: Stored energy. • EP2.1.1.2: Flammability. • EP2.1.1.3: Inventory of radioactive materials. • EP2.1.1.4: Criticality. • EP2.1.1.5: Available excess reactivity. • EP2.1.1.6: Reactivity feedback. 	<p>AL2.1.1: Superior to existing designs.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
<p>IN2.1.2: Expected frequency of abnormal operation and accidents.</p>	<p>AL2.1.2: Lower frequencies compared to existing facilities.</p>
Assessment Result:	Value
Details and Justification:	
Details	



Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.3: Consequences of abnormal operation and accidents.	AL2.1.3: Lower consequences compared to existing facilities.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN2.1.4: Confidence in innovative components and approaches.	AL2.1.4: Validity established.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Safety basic principle (BP3) (risk of radiation): *Installations of an INS shall ensure that the risk from radiation exposures to workers, the public and the environment during construction, commissioning, operation, and decommissioning, are comparable to the risk from other industrial facilities used for similar purposes.*

UR3.1 Dose to workers: *INS installations should ensure an efficient implementation of the concept of optimization of radiation protection for workers through the use of automation, remote maintenance and operational experience from existing designs.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN3.2.1: Public dose values.	AL3.2.1: Less than the 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.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Safety Basic Principle (BP4) (RD&D): *The development of INS shall include associated research, development and demonstration work to bring the knowledge of plant characteristics and the capability of analytical methods used for design and safety assessment to at least the same confidence level as for existing plants.*

UR4.1 Safety basis: *The safety basis of INS installations should be confidently established prior to commercial deployment.*

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1.1: Safety concept defined?	AL4.1.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.1.2: Clear process for addressing safety issues?	AL4.1.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.1: RD&D defined and performed and database developed?	AL4.2.1: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.2: Computer codes or analytical methods developed and validated?	AL4.2.2: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.2.3: Scaling understood and/or full scale tests performed?	AL4.2.3: Yes.
Assessment Result:	Value
Details and Justification: Details	



UR4.3 Pilot plant: *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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.3.1: Degree of novelty of the process.	AL4.3.1: In case of <i>high degree of novelty</i> : Facility specified, built, operated, and lessons learned documented. In case of <i>low degree of novelty</i> : Rationale provided for bypassing pilot plant.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.3.2: Level of adequacy of the pilot facility.	AL4.3.2: Results sufficient to be extrapolated.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

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)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.4.1: Use of a risk informed approach?	AL4.4.1: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	

Criteria (CR)	
Indicator (IN) Evaluation Parameters (EP)	Acceptance Limit (AL)
IN4.4.2: Uncertainties and sensitivities identified and appropriately dealt with?	AL4.4.2: Yes.
Assessment Result:	Value
<u>Details and Justification:</u> Details	