



## Ricerca di Sistema elettrico

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti  
nel PAR2017, linea progettuale relativa allo  
sviluppo di competenze scientifiche nel  
campo della sicurezza nucleare

Federico Rocchi

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2017, linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Federico Rocchi (ENEA)

Settembre 2018

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA  
Piano Annuale di Realizzazione 2017

Area: Generazione di energia elettrica con basse emissioni di carbonio

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione - Linea Progettuale 1

Obiettivo: Comunicazione e diffusione dei risultati

Responsabile del Progetto: Federico Rocchi, ENEA

**Titolo**

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2017, linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare.

**Descrittori**

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MiSE: Piano Annuale di Realizzazione 2016, Linea Progettuale 1, Obiettivo D: Diffusione dell'informazione sulle attività svolte nella Linea Progettuale finalizzata allo Sviluppo Competenze Scientifiche nel campo della Sicurezza Nucleare.

Argomenti trattati: Tematiche di Safety, Security e Sostenibilità nel campo della Fissione Nucleare. Seminari e Congressi.

**Sommario**

Vengono descritte le principali attività di diffusione dell'informazione e i risultati conseguiti nel Piano Annuale di Realizzazione 2017, progetto B.3: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione", Linea Progettuale 1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare".

**Note**

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	25/02/2019	NOME	F. Rocchi	P. Meloni	F. Rocchi
			FIRMA	<i>F. Rocchi</i>	<i>P. Meloni</i>	<i>F. Rocchi</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

## Sommario

1.	Introduzione .....	3
2.	Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1, PAR2016 .....	3
2.1	Obiettivo A: “Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità”	4
2.1.1	Task A1: “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo” .....	4
2.1.2	Task A2: “Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare” .....	5
2.1.3	Task A3: “Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre Iniziative sulla gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi” .....	6
2.1.4	Documentazione prodotta nell’ambito dell’obiettivo A .....	6
2.2	Obiettivo B: “Safety Assessment e Valutazioni d’Impatto” .....	7
2.2.1	Task B1: “ Sicurezza delle centrali nucleari prossime al territorio nazionale” .....	7
2.2.2	Task B2: “ Valutazioni di rischio e scenari incidentali” .....	7
2.2.3	Task B3: “Studi in Appoggio alla Emergency Preparedness” .....	8
2.2.4	Documentazione prodotta nell’ambito dell’obiettivo B.....	9
2.3	Obiettivo C: “Validazioni Analitiche e Verifiche Sperimentali” .....	9
2.3.1	Task C1: “Simulazioni Integrali di Sistema e Sperimentazione presso gli Impianti SIET” .....	9
2.3.2	Task C2: “Valutazione e sperimentazione di componenti e sistemi passivi per il miglioramento della sicurezza nei reattori futuri” .....	10
2.3.3	Documentazione prodotta nell’ambito dell’obiettivo C.....	12
2.4	Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione” .....	13
3.	Pubblicazioni esterne prodotte come risultato delle attività svolte nel PAR2017 .....	14
4.	Conclusioni .....	16

## 1. Introduzione

In questo documento è riportata la sintesi delle attività programmate e svolte nella terza annualità del PT 2015-2017, progetto B.3:” Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione”, Linea Progettuale 1: “Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare”.

Il lavoro punta a rendere disponibili, in sinergia con il precedente PT 2012-2014, i seguenti prodotti e attività:

- Analisi e verifiche di sicurezza (safety & security) e sostenibilità dei sistemi nucleari e relativi cicli del combustibile.
- Attrezzature, prove sperimentali, modelli, programmi e strumenti di calcolo con modelli validati per le verifiche di sicurezza (safety e security) e di sostenibilità del nucleare da fissione.

Tutto ciò al fine di contribuire ulteriormente allo sviluppo ed al mantenimento delle competenze e delle infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie per procedere all’analisi di sicurezza degli impianti nucleari attuali, con particolare attenzione alle possibili ricadute per l’Italia, e per verificare, con competenza e indipendenza di giudizio, il livello qualitativo e lo sviluppo degli impianti nucleari di nuova generazione.

La forma di divulgazione più concreta, immediata e diretta, già consolidata nei precedenti PAR, è consistita nell’emissione di 20 rapporti tecnici (incluso il presente) nel sistema di Garanzia di Qualità ENEA, in cui sono raccolti i risultati delle ricerche condotte nei 12 mesi di riferimento, con inizio 1 ottobre 2017 e fine 30 settembre 2018. Da tali rapporti saranno infine tratti 13 rapporti tecnici RdS.

La diffusione dell’informazione scientifica è stata favorita dalla stretta collaborazione con il consorzio interuniversitario CIRTEN e con l’Industria, qui rappresentata dalla SIET di Piacenza.

I ricercatori impegnati nella LP1 hanno prodotto memorie scientifiche pubblicate su riviste nazionali e internazionali ed hanno partecipato a convegni, simposi, seminari e conferenze. Tutta la documentazione tecnica prodotta in ambito PAR è di libera consultazione e ad essa si può accedere per le informazioni tecniche di dettaglio sugli specifici argomenti, qui trattati in modo più divulgativo.

## 2. Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1, PAR2016

Nella seconda annualità del PTR 2015-2017 le attività sono state organizzate sulla base dei seguenti quattro obiettivi:

- A. Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità.
- B. Safety Assessment e Valutazioni d’Impatto.
- C. Validazioni Analitiche e Verifiche Sperimentali.
- D. Diffusione dell’Informazione e dei Contenuti della Ricerca.

## 2.1 Obiettivo A: “Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità”

L’obiettivo A si articola su tre task, dentro cui sono sviluppati temi e linee tematiche.

### 2.1.1 Task A1: “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo”

Questa task è articolata su due temi:

- A1.1: “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore”
- A1.2: “Metodi per Analisi di Sicurezza Nocciolo”.

Il tema A1.1 è organizzato in tre linee tematiche:

- A1.1a: “Produzione e Validazione Librerie di Sezioni d’Urto”,
- A1.1b: “Aggiornamento delle librerie di sezioni d’urto di attivazione del package ANITA”
- A1.1c: “Post processing e analisi dei dati per la misura della sezione d’urto di cattura degli isotopi dispari del Gadolinio”.

Nella linea tematica A1.1a, il gruppo “Dati Nucleari” di ENEA-Bologna ha svolto attività finalizzate alla validazione delle librerie di sezioni d’urto BUGJEFF311.BOLIB, BUGENDF70.BOLIB, BUGLE-B7 e BUGLE-96 basandosi sull’esperimento di schermaggio neutronico Iron-88.

Nella linea tematica A1.1b, è stata ampliata l’attività iniziata nelle annualità precedenti e consistente nell’aggiornamento del code-package ANITA. In particolare in questo PAR è stata sviluppata una nuova versione del codice, denominata ANITA-NC (Analysis of Neutron Induced Transmutation and Activation – Neutrons and Charged Particles), in grado di fare calcoli anche per sistemi a fusione quali IFMIF, DEMO, DONES ecc. Sono stati fatti calcoli per l’attivazione da protoni e deutoni ed i risultati sono stati confrontati con quelli del codice FISPACT.

Nel Rapporto della linea tematica A.1.1c, in continuità con il lavoro svolto nelle precedenti annualità e coerentemente con quanto pianificato, sono stati riportati i dettagli delle attività di post-processing e di analisi dei dati sperimentali ottenuti presso la facility NTOF del CERN di Ginevra, relativi alle misure di sezioni d’urto di cattura radiativa degli isotopi 157 e 155 del Gadolinio. I primi risultati relativi alle sezioni d’urto ottenute sono stati confrontati con le valutazioni attualmente disponibili a livello internazionale.

Il tema A1.2 è organizzato in due linee tematiche:

- A1.2a: “Analisi neutronica con metodi Monte Carlo di impianti nucleari di tipo PWR”
- A1.2b: “Calcoli di criticità, con codici deterministici, di nuovi combustibili e/o cladding per valutazioni di safety di nocciolo”.

Il Rapporto della linea A1.2a tratta dell’applicazione di tecniche Monte Carlo avanzate per la produzione dei parametri di riduzione della varianza. La generazione automatica di questi è effettuata per un gruppo di varie risposte nella medesima simulazione - tramite il metodo DSA (Direct Statistical Approach) - sia per un calcolo di sorgente fissa, che per un calcolo di autovalore. La valutazione di risposte in posizioni lontane dal nocciolo e comunque del tipo

“deep penetration”, è effettuata mediante l’approccio classico disaccoppiato e mediante il metodo proposto che svolge invece un’unica simulazione. La metodologia viene descritta per un esempio di reattore Gen-III/III+, ottenendo stime del danneggiamento al vessel che consentono stime più accurate e migliori della vita utile dell’impianto, anche in relazione alla problematica, quanto mai attuale in Europa, dell’estensione della vita utile dei reattori già in funzione.

La linea tematica A.1.2b si differenzia da quanto trattato nel precedente PAR. Si occupa infatti dello Stato dell’Arte relativo allo sviluppo tecnologico dei c.d. Accident Tolerant Fuels (ATF) ed Accident Tolerant Claddings (ATCs). Tali nuovi combustibili e nuove guaine, in fase avanzata di sviluppo e di prossima (5-10 anni) commercializzazione, sono in grado di ridurre ulteriormente la probabilità che un incidente nucleare evolva verso lo stadio di incidente severo con conseguente fusione del nocciolo. Sono altresì in grado di mitigare le conseguenze di un incidente severo in termini di minori quantitativi di prodotti di fissione rilasciati in atmosfera. Le innovazioni tecnologiche sono essenzialmente dovute all’adozione di nuovi materiali che migliorano notevolmente le performance termomeccaniche in caso di incidente; essi tuttavia introducono penalizzazioni di tipo neutronico nel nocciolo. Lo studio effettuato include anche calcoli e valutazioni fatti con il codice neutronico deterministico Apollo2 per un particolare tipo di ATC, mettendo in luce alcuni aspetti molto interessanti relativi alla maggiore e dunque migliore stabilità neutronica che tale ATC presenta. dalla precedente in quanto essa, a livello metodologico, fa uso di codici di tipo deterministico.

## 2.1.2 Task A2: “Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare”

La Task A2 si è sviluppata attorno a tre temi:

- A2.1: “Valutazione di differenti scenari per la riduzione degli inventari di transuranici provenienti dal riprocessamento di combustibile UOx”,
- A2.2: “Molecular Dynamics And Mox Fuel”,
- A2.3: “Nuclear Forensics - GALAXY SERPENT EXERCISE v3: aspetti metodologici per la sicurezza di materiale nucleare”.

Il tema A2.1 si è concentrato sulla valutazione di tre ipotetici scenari di transizione da un parco di reattori LWR ad un parco ibrido di reattori veloci od LWR avanzati, tali per cui si abbia una riduzione degli inventari di transuranici provenienti dal riprocessamento del combustibile UOx del primo parco. Lo scopo ultimo è ovviamente valutare se è possibile operare tale riduzione mantenendo comunque in essere una quota di produzione elettroneucleare. Tale attività si inserisce all’interno di un benchmark del gruppo Advanced Fuel Cycle Scenarios dell’OECD/NEA. La valutazione è fatta ricorrendo al codice di scenario COSI del CEA, e ricorrendo a flotte PWR, PWR MOX e SFR. I risultati mostrano la parziale sostenibilità della transizione o comunque il parziale soddisfacimento, tramite tali tipi di reattori, della condizione di riduzione dell’inventario dei transuranici. Mentre è possibile ottenere una riduzione dell’inventario totale di plutonio, non è possibile ottenere una riduzione di attinidi minori; ciò è coerente con il tipo di reattore SFR disponibile per le simulazioni (BR = 1).

Il tema A2.2 ha riguardato l’applicazione del codice di calcolo LAMMPS, il cui studio è iniziato nella precedente annualità, per il calcolo ab-initio, tramite approccio Molecular Dynamics, di alcune proprietà termofisiche di combustibili nucleari avanzati. In particolare, l’attività di quest’anno si è incentrata sulla valutazione di coefficiente di espansione termica

lineare, entalpia e calori specifici, conducibilità termica e temperatura di fusione per il biossido di Plutonio. I calcoli sono stati fatti ricorrendo a quattro diversi potenziali inter-atomici di letteratura. I risultati ottenuti mostrano ottimo accordo con i dati sperimentali disponibili.

Il tema A2.3 ha trattato lo sviluppo di una metodologia per l'analisi e la comparazione forensica di materiale nucleare rubato. La metodologia, essenzialmente basata su confronto tra i principali elementi chimici caratterizzanti o su Principal Component Analysis dei risultati delle analisi chimiche di una serie di dati di riferimento, è stata applicata ad un esercizio internazionale, il Galaxy Serpent 3, in relazione all'identificazione e tracciabilità di materiale nucleare fittizio ipotizzato rubato e poi ritrovato, di UOC (Uranium Ore Concentrate). I risultati ottenuti nell'esercizio Galaxy Serpent 3 sono stati positivamente giudicati dal Department of State USA che ha inviato una lettera di apprezzamento per il lavoro svolto dai ricercatori ENEA coinvolti.

### 2.1.3 Task A3: “Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre Iniziative sulla gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi”

La Task A3 si è sviluppata su due temi:

- A3.1: “Contributo alla piattaforma IGD-TP”,
- A3.2: “Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale”.

Le attività trattate nel tema A3.1 si sono concentrate su tematiche di vasto respiro, a cui si è contribuito anche tramite la partecipazione a gruppi di lavoro appartenenti alla piattaforma tecnologica europea “Implementing Geological Disposal – Technology Platform” (IGD-TP). Il rapporto tecnico include aggiornamenti sullo stadio di avanzamento dei depositi geologici nazionali per Finlandia, Germania, Svezia mettendo in luce le criticità e le opportunità dei singoli progetti e l'importanza della ricerca collaborativa a livello europeo per queste tematiche di particolare importanza per l'Italia. Inoltre viene messa in evidenza la necessità di supportare R&D durante l'intero programma di gestione del ciclo di vita dei rifiuti radioattivi, per garantire l'ottimizzazione dei percorsi di gestione e di soluzioni di smaltimento e per continuare a rispondere alle nuove eventuali richieste da parte di tutti gli stakeholder (società, cittadini, istituzioni).

Le attività del tema A3.2 si sono concentrate nell'individuazione dei possibili radionuclidi target per le analisi di radioecologia preliminari alla costruzione del deposito nazionale dei rifiuti radioattivi e funzionali al successivo monitoraggio ambientale dell'installazione, una volta operativa. È stata altresì effettuata un'analisi dei parametri da utilizzare per il calcolo del trasferimento radioisotopico suolo/pianta e biota, oltre ad un'analisi dei percorsi “chiave” (acque sotterranee, pozzetti, ecc.) da monitorare o comunque da simulare in fase di valutazione dell'impatto ambientale del deposito stesso. Infine è stata presa in esame la problematica della protezione dell'ambiente dai radionuclidi ricorrendo ad opportuni animali e piante di riferimento.

### 2.1.4 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo A

Al termine della terza annualità verranno emessi i seguenti deliverable, sulla base dei Rapporti Tecnici dettagliati, emessi in garanzia di qualità:

- RdS/2017/121, Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore – PAR 2017: Attività di validazione librerie e code-package ANITA.
- RdS/2017/122, Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore – PAR 2017: Post processing e analisi dei dati per la misura della sezione d'urto di cattura degli isotopi dispari del Gadolinio.
- RdS/2017/123, Metodi per Analisi di Sicurezza Nocciolo – PAR 2017.
- RdS/2017/124, Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare – PAR 2017.
- RdS/2017/125, Contributo alla piattaforma IGD-TP ed Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale – PAR 2017.

## 2.2 Obiettivo B: “Safety Assessment e Valutazioni d’Impatto”

L’obiettivo B si articola su tre task:

- B1: “Sicurezza delle centrali nucleari prossime al territorio nazionale”,
- B2: “Valutazioni di rischio e scenari incidentali”,
- B3: “Studi in appoggio alla Emergency Preparedness”.

### 2.2.1 Task B1: “Sicurezza delle centrali nucleari prossime al territorio nazionale”

Nella task B1 è stato sviluppato il tema B1.1: “Analisi delle temperature nei fondi dei generatori di vapore di reattori frontali PWR da 900 MWe in caso di incidenti”. Tale Rapporto, in continuità con quanto fatto nell’annualità precedente, dettaglia e documenta calcoli di incidenti di Loss of Coolant (LOCA) per un impianto PWR da 900 MWe finalizzati a stimare numericamente lo shock termico freddo (forte e rapida diminuzione di temperatura) nelle due camere di immissione ed uscita di un generatore di vapore (GV) con lo scopo di identificare le condizioni in cui i difetti costruttivi riscontrati nei GV possano portare a rottura delle pareti in pressione. Le analisi sono state condotte con il codice USA TRACE, di riferimento per US-NRC, partendo da condizioni di hot full power. Si è ipotizzato il corretto spegnimento del reattore a seguito dell’identificazione di un LOCA. Sono state fatte altresì analisi di sensitività al variare della dimensione e della posizione del LOCA e della temperatura di immissione di acqua dagli accumulatori. In nessun caso si è riscontrata pericolosità per le pareti del GV. È verosimile pertanto che i valori trovati da IRSN per il parco francese si riferiscano a condizioni operative di impianto diverse da quelle ipotizzate da ENEA per questi calcoli.

### 2.2.2 Task B2: “Valutazioni di rischio e scenari incidentali”

Nella task B2 sono stati sviluppati due temi:

- B2.1: “Studio dei sistemi di sicurezza nei reattori nucleari innovativi per far fronte alle conseguenze degli incidenti severi”,
- B2.2: “Calcolo Integrale di Scenari Incidentali”.

L’obiettivo del tema B2.1 è stato quello, in continuità con le precedenti annualità, di valutare le performance in termini di disponibilità e di affidabilità delle salvaguardie atte a ridurre i

rischi di incidenti severi, quali, ad esempio, strategia di in-vessel melt retention (IVMR), accumulatori, scambiatori di calore, sistemi di condensazione, sistemi di filtered containment venting, ecc., utilizzando sia i metodi tipici dell'analisi FMEA (Failure Mode and Effect Analysis) che tecniche di FTA (Fault Tree Analysis). In particolare in questa annualità il Rapporto si concentra su due salvaguardie: il sistema PCCS (Passive Containment Cooling System), e la strategia IVMR così come implementati nel reattore AP1000 di Westinghouse.

Nel tema B2.2, in continuità con la precedente annualità, vengono affrontati alcuni transitori incidentali non mitigati per reattori LWR; in particolare vengono analizzati con il codice di calcolo MELCOR gli scenari di Loss of Feed Water (LFW) per un reattore PWR da 900 MWe e di Station Black-Out (SBO) per un reattore BWR simile all'Unità 1 di Fukushima-Daiichi. I risultati ottenuti per l'impianto BWR sono confrontati con i dati sperimentali, laddove disponibili, derivanti proprio dall'incidente di Fukushima. Sono stati fatti inoltre calcoli di incertezza ricorrendo al codice RAVEN accoppiato a MELCOR. In generale, i parametri di input che caratterizzano i fenomeni di degradazione del nocciolo sono stati revisionati secondo il corrente stato dell'arte, e numerose migliorie sono state introdotte rispetto a quanto fatto ed ottenuto nella precedente annualità. L'accordo tra calcoli e valori misurati è buono.

### 2.2.3 Task B3: "Studi in Appoggio alla Emergency Preparedness"

Nella task B3 sono stati sviluppati due temi:

- B3.1: "Raccolta dati sperimentali e validazione di nuovi modelli di velocità di deposizione"
- B3.2: "Sviluppo di algoritmi per la sintesi integrale dei risultati 2D di trasporto atmosferico finalizzati al ranking dei siti frontalieri".

Nel tema B3.1 è stato ulteriormente sviluppato il modello per il calcolo della deposizione secca basato sull'analogia delle resistenze elettriche in serie ed in parallelo proposto nelle precedenti annualità. In questa annualità è stata portata a compimento la fondamentale attività di validazione del modello stesso, confrontando i risultati calcolati con dati sperimentali reperiti in letteratura e riportati su griglie urbane localizzate in Italia (città di Bologna e Lecce), Stati Uniti, Cina e Corea del Sud. Dalle analisi condotte, sembra potersi concludere che il nuovo modello sia in grado di predire la deposizione secca per aree urbane, anche complesse, in maniera eccellente.

L'attività svolta per il tema B3.2, è consistita nella definizione di alcuni parametri integrali, opportunamente sintetizzabili a partire da dati disponibili su griglie di risultati bidimensionali, in grado di poter raffrontare tra loro le conseguenze di diversi incidenti severi. Tali parametri sono introdotti con lo scopo finale di rankizzare i siti nucleari frontalieri in base alla gravità dell'impatto sull'Italia di un ipotetico incidente nucleare. I parametri introdotti sono ricavati nell'ipotesi di pari frequenza di accadimento di incidente, ovvero sono utilizzati solo nell'analisi di PSA di Livello 3, indipendentemente dalle conclusioni che deriverebbero dalle analisi di PSA di Livello 1 e 2 applicate agli impianti frontalieri. Sono stati quindi sviluppati algoritmi di sintesi in linguaggio Python che, a partire dalle 6000 simulazioni di dispersione atmosferica ottenute con il codice IdX di IRSN per ognuno dei siti frontalieri, sono in grado di ricavare i parametri integrali per ogni sito prescelto. A scopo dimostrativo, gli algoritmi sono stati implementati ed applicati ai siti frontalieri di Krsko (SI), Goesgen (CH) e Saint Alban (F).

## 2.2.4 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo B

Al termine della seconda annualità saranno emessi i seguenti rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/PAR2017/126: "Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale – PAR 2017".
- RdS/PAR2017/127: "Valutazioni di rischio e scenari incidentali – PAR 2017".
- RdS/PAR2017/128: "Studi in appoggio alla Emergency Preparedness and Response – PAR 2017".

## 2.3 Obiettivo C: "Validazioni Analitiche e Verifiche Sperimentali"

L'obiettivo C si articola su due task:

- C1: "Simulazioni Integrali di Sistema e Sperimentazione presso gli Impianti SIET"
- C2: "Valutazione e sperimentazione di componenti e sistemi passivi per il miglioramento della sicurezza nei reattori futuri".

### 2.3.1 Task C1: "Simulazioni Integrali di Sistema e Sperimentazione presso gli Impianti SIET"

L'attività di ricerca triennale condotta nell'ambito della Task C1 è stata svolta da ENEA in collaborazione con il DEIM dell'Università degli Studi di Palermo per approfondire alcune delle fenomenologie tipiche del comportamento dei sistemi di sicurezza passivi di cui sono dotati gli impianti nucleari del tipo evolutivo. In particolare, gli studi condotti si sono focalizzati sulla valutazione dell'affidabilità dei sistemi di sicurezza per lo smaltimento del calore residuo di decadimento con l'utilizzo dei codici di calcolo T/H best estimate CATHARE (ENEA) e TRACE (DEIM).

La disponibilità di dati sperimentali, ottenuti in campagne sperimentali condotte in passato su impianti progettati costruiti ed eserciti in SIET, hanno permesso di intraprendere un'attività di validazione di tali codici, che nelle precedenti annualità ha messo in luce la necessità di ulteriori approfondimento su problematiche non sufficientemente chiare, connesse ai modelli di condensazione e stratificazione implementati nei codici.

Con riferimento alla validazione del codice di sistema CATHARE si era presentata la necessità di approfondire la motivazione della non esatta descrizione del comportamento, in fase di transitorio incidentale, dei sistemi passivi della facility SPES2 (simulatore dell'impianto AP600) per quanto riguarda l'innesco ed il mantenimento della circolazione naturale. La precedente analisi della capacità del codice di descrivere le fenomenologie 3D, che vengono ad instaurarsi sia in alcuni dei componenti dei sistemi passivi (IRWST, PRHR, CMTs) e del circuito primario, è stato integrato nella presente annualità con un'analisi approfondita dei modelli di condensazione e stratificazione utilizzati dal codice alle diverse condizioni termoidrauliche che caratterizzano i sistemi studiati in condizioni di transitorio incidentale.

Analogamente a completamento delle attività triennale di validazione e verifica del codice di sistema TRACE, nella corrente annualità, sono stati analizzati i modelli di condensazione implementati in TRACE e valutata la loro capacità a riprodurre le fenomenologie che caratterizzano il funzionamento di alcuni sistemi – in particolare i sistemi passivi di rimozione del calore residuo – installati in SPES-2 ed in PERSEO.

### 2.3.2 Task C2: “Valutazione e sperimentazione di componenti e sistemi passivi per il miglioramento della sicurezza nei reattori futuri”

La Task C2 si è sviluppata su tre temi:

- C2.1: “Sviluppo e validazione di una metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica”,
- C2.2: “Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2”,
- C2.3: “Progettazione, realizzazione ed interpretazione di prove sperimentali per la simulazione del comportamento di un sistema passivo con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento”.

La tematica C2.1 è stata svolta presso il Dipartimento Energia del Politecnico di Torino nell’ambito del triennio, ed ha preso avvio dalla realizzazione del circuito di prova PROPHET per lo studio della circolazione naturale. Nell’ambito del PAR-2016 il circuito di prova è stato utilizzato per studiare la circolazione naturale in presenza o meno di incondensabili (aria). Inoltre, l’utilizzo del codice di sistema RELAP5-3D, insieme all’analisi delle problematiche di scaling, ha permesso di osservare l’importanza di un approccio dedicato, e non generale, ai casi specifici nella scalatura di sistemi complessi. L’attività sperimentale è stata fondamentale per la caratterizzazione del peso dei processi rilevanti ai fini della circolazione naturale (sorgenti, pozzi di calore, capacità termiche, dispersioni termiche, etc.), per stabilire la necessità di simulazioni 1D, 2D o 3D e per porre le basi per l’analisi di scalatura.

Nell’annualità corrente l’analisi di scalatura è stata finalizzata con particolare attenzione ai sistemi operanti in circolazione naturale. Il codice RELAP5-3D è stato utilizzato per verificare la correttezza del processo di scalatura e quantificarne eventuali distorsioni. Considerando le specifiche tecniche del sistema di rimozione passiva del calore DHR-2 del progetto LEADER di Ansaldo Nucleare (impianto prototipo) e l’impianto PROPHET (impianto modello) sono state effettuate delle simulazioni con confronti tra i due modelli al fine di caratterizzare le risposte transitorie e le relative distorsioni e differenze. Il processo di scalatura è stato applicato anche all’analisi del circuito a circolazione naturale HERO-2, con riferimento al sistema DHR-1 del progetto ALFRED di Ansaldo Nucleare, disponibile presso SIET.

Il circuito sperimentale PROPHET è stato modificato innalzando la potenza massima (da 1.7 kW a 7.5 kW circa) e realizzando una nuova sezione di prova che permettere il raggiungimento di temperature e pressioni più elevate, grazie a ciò si è potuta allargare la matrice sperimentale. L’introduzione di un dispositivo a strozzamento per la misura della portata circolante ha permesso di analizzare l’operatività del circuito in diverse condizioni di funzionamento.

I risultati sperimentali ottenuti hanno permesso di caratterizzare, in un processo di start-up da freddo, le fasi caratteristiche dei transitori di pressione e temperatura connessi alla rimozione passiva del calore in funzione dell’inventario di massa presente nel circuito e del livello nel condensatore (pozzo termico).

Le simulazioni con il codice RELAP5-3D hanno permesso di mettere in evidenza l’importanza della calibrazione del modello in termini di perdite di carico continue e localizzate, della ricostruzione dei transitori e della stima delle grandezze non direttamente misurabili (portate, titoli, potenze trasferite e trasportate, promotore di circolazione, etc.).

Per quanto riguarda il tema C2.2, a partire dal PAR2014 dell’Accordo di Programma MiSE-ENEA, una collaborazione tra ENEA, SIET e POLIMI ha svolto attività di sperimentazione a

supporto della caratterizzazione di scambiatori con tubi a baionetta allo scopo di acquisire dati di base per la loro caratterizzazione e sulla possibilità di un loro impiego come generatore di vapore in reattori di tipo SMR. Nel corso di precedenti annualità, presso i Laboratori SIET, era stato realizzato e testato un circuito di prova per generatori di vapore a tubi elicoidali. Questo circuito è stato adattato e utilizzato per testare una sezione di prova a due tubi a baionetta chiamata HERO-2. SIET si è occupata negli anni successivi del montaggio, della realizzazione di prove termoidrauliche i cui risultati sperimentali hanno permesso ad ENEA e POLIMI di condurre attività di validazione del codice T/H di sistema RELAP5 e lo sviluppo di modelli per l'analisi di transitori incidentali in reattori tipo SMR. La campagna sperimentale condotta nella presente annualità PAR2017 aveva lo scopo di superare alcune incertezze che si sono manifestate nei dati sperimentali delle precedenti campagne, soprattutto riguardo ai bilanci termici dei test in circolazione naturale, grazie all'uso di nuova strumentazione. Quest'ultima campagna, che forniva informazioni sul comportamento termoidraulico di un sistema di raffreddamento di emergenza (Emergency Heat Removal System, EHRS) per la rimozione passiva del calore di decadimento in condizioni rappresentative di reattori SMR ad acqua pressurizzata, è stata re-interpretata dall'ENEA con il codice RELAP5mod3.3. Tale analisi post-test ha sfruttato i risultati delle analisi effettuate nelle precedenti annualità del PAR sui test di caratterizzazione del componente, che hanno permesso la messa a punto del modello della sezione di prova e sui test in circuito chiuso adiabatico. Il modello, modificato e calibrato con un test a circuito aperto esteso e circolazione forzata, è stato usato per l'analisi post-test di tutte le prove condotte a circuito chiuso, con lo scopo di ottenere uno strumento di calcolo univoco in grado di interpretare l'intera campagna. Il modello calibrato ha fornito risultati incoraggianti, sufficienti a una corretta comprensione delle diverse fenomenologie presenti nella matrice di test, con buone stime nella valutazione delle pressioni di saturazione ma con portate generalmente sovrastimate. Questi risultati sono stati però ottenuti a fronte di un incremento del coefficiente di scambio termico del condensatore, che ha determinato un incremento eccessivo della differenza di temperatura attraverso il componente. Le ragioni per cui si sia reso necessario l'incremento di scambio termico dovranno essere oggetto di ulteriore analisi, in particolare riguardo ai fenomeni di condensazione in piscina. Il passo successivo sarà poi la simulazione dei test dinamici di start-up della circolazione naturale. L'attività svolta da POLIMI nell'ambito del PAR2017 ha continuato la precedente indagine, che aveva avuto come oggetto lo studio di uno scenario di Station Blackout (SBO) in un SMR, investigando un nuovo scenario incidentale in cui si verifica anche la rottura di uno dei tubi del Generatore di Vapore a baionetta (SGTR). Tale scenario è stato simulato con un modello RELAP5 che descrive il circuito primario e il sistema EHRS passivo di un reattore iPWR-SMR da 160 MWe, dimensionato prendendo a riferimento il design di SMR sommerso Flexblue© della francese DCNS, ora Naval Group. Lo scopo della simulazione era di valutare se il sistema EHRS è in grado di operare durante uno SBO anche quando si ha la rottura di un tubo del generatore di vapore.

I risultati ottenuti mostrano che in questo caso il circuito passivo di emergenza non è in grado di mantenere il reattore in condizioni di sicurezza: il livello di liquido collassato rimane infatti per qualche ora ben al di sotto dell'altezza delle barre di combustibile. In uno scenario del genere sarà dunque opportuno l'intervento di altri sistemi di sicurezza, in particolare dell'iniezione di refrigerante d'emergenza.


Nel tema C2.3, l'attività sperimentale sulla sezione di prova HERO-2 a due tubi a baionetta paralleli (SIET, Piacenza) è proseguita, attraverso una serie di campagne nel corso del triennio, con lo scopo sia di acquisire dati di base per lo studio dello scambio termico nei tubi a baionetta, sia di caratterizzare il comportamento di un loop in circolazione naturale per la rimozione del

calore residuo attraverso tale scambiatore. L'oggetto dell'attività sperimentale di SIET nella corrente annualità ha riguardato i test di circolazione naturale in circuito chiuso poiché la campagna precedente aveva mostrato uno spread dei risultati di difficile (ed in qualche caso impossibile) interpretazione con gli strumenti numerici utilizzati per le analisi incidentali nei reattori nucleari (codice T/H di sistema RELAP5). Con questo obiettivo, l'ENEA ha commissionato a SIET la ripetizione di tali test con tempi di stazionario più lunghi allo scopo di ridurre le incertezze sulla valutazione sulle dispersioni termiche nel circuito. Inoltre, è stato richiesto di effettuare test di transitorio di startup della circolazione naturale a seguito dell'intervento delle valvole rapide di commutazione da circuito aperto a chiuso, per simulare l'attivazione del sistema di rimozione passiva del calore di decadimento a seguito di eventi incidentali. Al fine di limitare le incertezze sui risultati, è stata predisposta una strumentazione aggiuntiva nel circuito per l'acquisizione diretta di alcune grandezze (un flussimetro ad ultrasuoni per la misura delle portate circolanti nel circuito chiuso, un trasmettitore di pressione in piscina per la misura della potenza scambiata, alcune termocoppie in aggiunta sul circuito). Sono state anche aggiunte le valvole rapide per la commutazione da circuito aperto a chiuso, atte alla realizzazione della seconda tipologia di test. I test ripetuti hanno evidenziato comportamenti analoghi a quelli già riscontrati nel PAR2015. La strumentazione aggiuntiva ed il miglioramento della coibentazione dell'impianto hanno però permesso di ridurre la dispersione dei dati, rendendoli così più affidabili per l'attività di validazione dei codici termoidraulici (nella fattispecie RELAP) e dei modelli di calcolo utilizzati per l'analisi incidentale. Inoltre, si è ottenuto una migliore valutazione delle performance di un sistema a circolazione naturale con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento in condizioni rappresentative di un reattore SMR ad acqua pressurizzata. Una parte rilevante della sperimentazione e dell'analisi dati ha riguardato il miglioramento dell'incertezza dei bilanci energetici tra le diverse parti del circuito e l'esterno. Sulla base dell'interpolazione dei dati raccolti sono state proposte allo sperimentatore delle correlazioni per il calcolo delle dispersioni che risultano in buon accordo con i dati sperimentali. L'elevato numero di test preliminari dedicati alla caratterizzazione delle dispersioni ha consentito di comprendere e quantificare i fenomeni di ebollizione in piscina, che nei test dei PAR precedenti avevano condotto ad alcuni errori di bilancio. I test con simulazione del transitorio di intervento del sistema di rimozione del calore, realizzati grazie alle nuove valvole rapide, hanno evidenziato un andamento regolare dei transitori ed una evoluzione verso condizioni di circolazione naturale stabili, e comparabili con quelle realizzate nel corso delle prove condotte fin dall'inizio a circuito chiuso. Tali test saranno oggetto di un'ulteriore attività di validazione del codice RELAP5 e dei modelli adottati.

### 2.3.3 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo C

Al termine della seconda annualità saranno emessi i seguenti rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2017/129: "Studio dei modelli di condensazione e stratificazione di CATHARE e TRACE per la descrizione dei comportamenti delle facility integrali SPES2 e PERSEO".
- RdS/2017/130: "Verifica e valutazione della metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica basata su analisi di scaling utilizzando RELAP5-3D".

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-130	0	L	13	16

- RdS/PAR2017/131: “Verifica e valutazione del modello RELAP5 di un sistema DHR basato su tubi a baionetta tramite analisi di post-test, e supporto allo sviluppo di un design concettuale per SMR di tipo PWR”.
- RdS/PAR2017/132: “Prove sperimentali sulla sezione di prova HERO-2 per approfondire la conoscenza del comportamento di un sistema passivo con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento in circolazione naturale, anche in regime transitorio”.

## 2.4 Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione”

Al termine della terza annualità, la descrizione delle attività svolte è riportata nel presente rapporto. Altra parte rilevante, oltre alla produzione del lavoro di ricerca e di valutazione, descritto nei capitoli precedenti, è stata quella della organizzazione e partecipazione a convegni, congressi e conferenze da parte del personale coinvolto nella Linea Progettuale 1.

L’ENEA, come già fatto nel PT2012-14, anche per l’attuale annualità si è impegnata a provvedere alla diffusione delle attività di ricerca svolte nell’ambito dell’Accordo di Programma ENEA-MiSE, linea progettuale LP1.

In particolare possono essere citate 3 macro-attività di divulgazione a livello nazionale ed internazionale:

- 1) Organizzazione dell’ETSON Research Group Annual Meeting a Bologna;
- 2) Partecipazione alla Settimana del Junior Staff Program di ETSON a Pitesti in Romania;
- 3) Organizzazione a Frascati del Workshop internazionale “International Best Practices and Lessons Learned on the Public Engagement of the Back End of Fuel-Cycle”;

Il 15 febbraio 2018 ENEA ha organizzato ed ospitato a Bologna il meeting annuale del Research Group di ETSON (European Technical Safety Organization Network). Tale meeting, cui hanno partecipato 18 delegati da 12 paesi europei, ha lo scopo di condividere i principali risultati ottenuti nei rispettivi programmi di ricerca nazionali in ambito safety nucleare delle TSO aderenti ad ETSON. Lo scopo non è solo condividere i risultati ottenuti, ma anche quello di creare sinergie a livello europeo tra i singoli programmi nazionali, allo scopo di evitare duplicazioni e di ottenere il massimo output scientifico mettendo a sistema le competenze di ogni TSO aderente. Da ultimo, analizzando le competenze create e costituite dai singoli programmi nazionali, scopo ulteriore del meeting è identificare le aree tematiche di maggiore interesse in cui presentare proposte di progetti congiunti per le call dei progetti europei finanziati da EC in ambito EURATOM H2020. ENEA ha ovviamente presentato i risultati ottenuti grazie alla Linea Progettuale 1 del PAR 2017.

ENEA ha poi partecipato con tre giovani ricercatori (Patrizio Console Camprini, Chiara Telloi ed Antonio Cervone) alla settimana annuale di formazione e divulgazione scientifica del Junior Staff Program (JSP) di ETSON, che quest’anno si è svolta a Pitesti in Romania ed ha avuto come tema principale il decommissioning e la gestione dei rifiuti radioattivi. La settimana si è articolata secondo una successione di presentazioni delle attività di ricerca dei giovani partecipanti, mettendo in luce le principali tematiche di interesse dei paesi rappresentati: aspetti normativi e di analisi idrogeologiche per la collocazione di un deposito di rifiuti radioattivi,

caratterizzazione radiochimica di reflui ed altri materiali estratti da impianti di potenza e di ricerca (trizio e radiocarbonio), analisi CFD per la validazione di progetti di cask per combustibile esausto, analisi di composizione isotopica di combustibile nucleare irraggiato in impianti di potenza, ecc. La delegazione italiana ha presentato studi sulla caratterizzazione radioecologica dello “stato zero” di un sito in previsione della realizzazione di un deposito di rifiuti radioattivi, sull’attivazione neutronica di materiali strutturali, in particolare del RPV, di un reattore di potenza, ed infine sulle tecniche adottate e sullo stato di avanzamento del decommissioning del reattore nucleare da ricerca RB3 di ENEA.

ENEA ha infine organizzato presso il Centro Ricerche di Frascati il Workshop internazionale “International Best Practices and Lessons Learned on the Public Engagement of the Back End of Fuel-Cycle” avente la finalità di porre a confronto diverse esperienze sul modo di coinvolgere il pubblico nelle tematiche relative alla localizzazione di un deposito di rifiuti radioattivi. Al Workshop hanno partecipato alcune università (Università Pompeu Fabra, Università della Navarra, Università Autonoma di Barcellona, La Sapienza), alcuni organismi deputati alla gestione delle scorie radioattive (ANDRA, SOGIN) ed alcuni enti regolatori (ISIN, SSM). ENEA ha esposto non solo il recente passato del caso italiano, ma anche il contributo che in termini di ricerca ENEA sta dando al tema, con particolare enfasi sui risultati scientifici derivanti dalle attività svolte in ambito Accordo di Programma.

Sono poi state svolte numerose attività di divulgazione e diffusione scientifica a vari convegni nazionali ed internazionali.

### **3. Pubblicazioni esterne prodotte come risultato delle attività svolte nel PAR2017**

Si riporta di seguito l’elenco delle pubblicazioni emesse durante i 12 mesi del PAR2017. Altre pubblicazioni sono state presentate a livello nazionale e internazionale, ma verranno emesse come pubblicazione successivamente alla chiusura di questa annualità. Sarà nostra cura riportarle nella annualità successiva.

M. Santinello and M. Ricotti, "Preliminary analysis of an integral Small Modular Reactor operating in a submerged containment," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 107, pp. 90-99, 2018.

M. Santinello and M. Ricotti, "IRIS-like Reactor configuration and main Passive Safety Strategy for a Submerged SMR deployment," in “Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power” (ISTC NIKIET – 2018), Moscow, 2018.

M. Santinello and M. Ricotti, "Long-term decay heat removal in a submerged SMR," *Annals of Nuclear Energy* (in attesa di revisione).

A. Bersano, N. Falcone, C. Bertani, M. De Salve, B. Panella, Conceptual design of a bayonet tube steam generator with heat transfer enhancement using a helical coiled downcomer, *Progress in Nuclear Energy*, 108, pp. 243-252, 2018.

M. Caramello, M. Gregorini, C. Bertani, M. De Salve, A. Alemberti, B. Panella, Thermal hydraulic analysis of a passively controlled DHR system, *Progress in Nuclear Energy*, 99, pp. 127-139, 2017.

C. Bertani, M. De Salve, M. Caramello, N. Falcone, A. Bersano, B. Panella, Preliminary numerical studies of an experimental facility for heat removal in natural circulation, *Journal of Physics: Conference Series*, 796, 2017.

C. Bertani, N. Falcone, A. Bersano, M. Caramello, T. Matsushita, M. De Salve, B. Panella, Verification of RELAP5-3D code in natural circulation loop as function of the initial water inventory, *Journal of Physics: Conference Series*, 923, 2017.

A. Bersano, M. De Salve, C. Bertani, N. Falcone, B. Panella, Modeling and Experiments of a Passive Decay Heat Removal System for Advanced Nuclear Reactors. In: *Proceedings of 2017 25th International Conference on Nuclear Engineering*, Shanghai (China), July 2–6, 2017. pp. 1-10.

M. Frisoni, ANITA-NC: a code system for modelling material activation induced by neutral or charged particles; "30th Symposium on Fusion Technology (SOFT-2018)", 16-21 settembre 2018, Giardini Naxos, accettato per pubblicazione su *Fusion Engineering and Design*.

M. Pescarini, F. Mascari, D. Mostacci, F. De Rosa, C. Lombardo and F. Giannetti; Analysis of unmitigated large break loss of coolant accidents using MELCOR code; 35th UIT Heat Transfer Conference (UIT2017) IOP Publishing IOP Conf. Series: *Journal of Physics: Conf. Series* 923 (2017) 012009 doi :10.1088/1742-6596/923/1/012009.

M. Giardina, P. Buffa, A. Cervone, F. De Rosa, C. Lombardo, M. Casamirra, Dry deposition models for radionuclides dispersed in air: a new approach for deposition velocity evaluation schema; 35th UIT Heat Transfer Conference (UIT2017) IOP Publishing IOP Conf. Series: *Journal of Physics: Conf. Series* 923 (2017) 012057 doi :10.1088/1742-6596/923/1/012057.

S. D'Amico, C. Lombardo, I. Moscato, M. Polidori and G. Vella, Analysis of a full-scale integral test in PERSEO facility by using TRACE code; 35th UIT Heat Transfer Conference (UIT2017) IOP Publishing IOP Conf. Series: *Journal of Physics: Conf. Series* 923 (2017) 012007 doi :10.1088/1742-6596/923/1/012007.

M. Giardina, P. Buffa, A. Cervone, C. Lombardo, Dry deposition of particle on urban areas; 36th UIT Heat Transfer Conference Catania, June 25-27, 2018.

K. W. Burn, P. Console Camprini, "A Consistent Monte Carlo Treatment Of Radiation Responses In And Around Critical Configurations"; *Proceedings of PHYSOR-2018* (Cancun, Mexico, April 2018).

A. Rizzo, C. Telloli, P. Bartolomei, F. Manassero, “ $\delta^{13}\text{C}$  analysis to screen out explosive precursors by using cavity ring down laser spectroscopy” *Eur. Phys. J. Plus*, 133 (2018) 292. <https://dx.doi.org/10.1140/epjp/i2018-12151-6> (Article) SCOPUS ID: 2-s2.0-85050825622.

A. Rizzo, A. Gessi, S. Bruni, G. Marghella, L. Moretti, C. Telloli, C. Rizzato, A. Luce, “Morphological study of Ionic Exchange Resins to support the  $^{14}\text{C}$  release investigation from radioactive wastes- EURATOM CAST project”; *Radiocarbon*, in corso di stampa.

C. Telloli, A. Rizzo, C. Canducci, P. Bartolomei, “Determination of bio content in polymers used in the packaging of food products” *Radiocarbon*, in corso di stampa.

C. Telloli, A. Rizzo, L. Bertelli, P. Bartolomei, C. Vaccaro, “Evaluation of the radionuclide concentration in the sediments of the Sacca di Goro (Italy)”; *Applied Radiation and Isotopes*, in attesa di revisione.

A. Rizzo, C. Canducci, C. Telloli, P. Bartolomei, “Improving liquid scintillation counting by  $\text{CO}_2$  capturing ionic liquids”; *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, in attesa di revisione.

M. D’Onorio, F. Giannetti, F. Mascari, G. Caruso, Uncertainty analyses using the RAVEN software tool coupled with MELCOR severe accident code, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Lucca, Italy, 2018.

#### 4. Conclusioni

Le attività condotte dai ricercatori ENEA nella LP1 hanno permesso di partecipare e sviluppare attività a livello internazionale, mirate alla sicurezza (safety e security) degli impianti nucleari e delle installazioni sensibili del settore.

Sulla base di quanto riportato, l’ENEA mantiene ancora oggi nel settore nucleare un notevole patrimonio di conoscenze scientifiche nella ricerca e sviluppo per quanto riguarda la fissione nucleare ed è coinvolta, a livello internazionale, in progetti di ricerca sulla sicurezza operativa dei reattori attuali e di prossima generazione, in particolare di quelli di piccola e media taglia (SMR). L’ENEA, inoltre, partecipa ai programmi di sviluppo della sicurezza nucleare dell’Agenzia Internazionale per l’Energia Atomica (IAEA) e dell’Agenzia per l’Energia Nucleare dell’OCSE (NEA) ed è membro dell’Associazione per la Sicurezza dei reattori in operazione (NUGENIA). Da novembre 2016 ENEA è anche membro effettivo dell’associazione European Technical Safety Organization Network (ETSON).

Le attività di R&D nei suddetti settori ed organismi internazionali ed i risultati scientifici nel campo della sicurezza nucleare, consentiranno ulteriori sinergie a livello europeo che a loro volta consentiranno ad ENEA di svolgere appieno i compiti istituzionali affidatigli.