



Ricerca di Sistema elettrico

Raccolta e Diffusione dei Risultati Conseguiti nel PAR2015, Linea Progettuale Relativa allo Sviluppo di Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare

Felice De Rosa

RACCOLTA E DIFFUSIONE DEI RISULTATI CONSEGUITI NEL PAR2015, LINEA PROGETTUALE RELATIVA ALLO SVILUPPO DI COMPETENZE SCIENTIFICHE NEL CAMPO DELLA SICUREZZA NUCLEARE

Felice De Rosa - ENEA

Settembre 2016

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2015

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Titolo

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nella prima annualità del PT 2015-2017 nella linea progettuale 1, relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare.

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

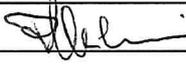
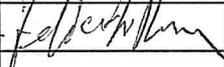
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MiSE: Piano Annuale di Realizzazione 2015, Linea Progettuale 1, Obiettivo D: Diffusione dell'informazione sulle attività svolte nella Linea Progettuale finalizzata allo Sviluppo Competenze Scientifiche nel campo della Sicurezza Nucleare.

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 nella prima annualità del PT 2015-2017, progetto B.3.1: "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:

REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE
2			NOME		
			FIRMA		
1			NOME		
			FIRMA		
0	EMMISSIONE	29/09/16	NOME E. De Rosa	P. Meloni	F. De Rosa
			FIRMA		

Sommario

1.	Introduzione	3
2.	Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1, PAR2015	3
2.1	Obiettivo A: “Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità”	3
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”	10
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.....	11
2.4	Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione”	12
3.	Pubblicazioni esterne prodotte nella presente annualità, come risultato delle attività svolte nel PAR2015	14
4.	Conclusioni	15

1. Introduzione

In questo documento è riportata la sintesi delle attività programmate e svolte nella prima annualità del PT 2015-2017, progetto B.3.1:” 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 e al mantenimento delle competenze e delle infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie per procedere alla 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 21 rapporti tecnici, in cui sono raccolti i risultati delle ricerche condotte nei 12 mesi di riferimento, con inizio 1 ottobre 2015 e fine 30 settembre 2016.

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. Sono stati organizzati seminari e partecipato a convegni. Tutta la documentazione tecnica prodotta in ambito PAR è di libera consultazione e ad essa si può accedere per avere descrizioni tecniche più dettagliate sugli specifici argomenti, qui trattati in modo più divulgativo.

2. Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1, PAR2015

Nella prima 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 si è articolata su due temi: A1.1: “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore” e A1.2: “Dati Nucleari e 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” e A1.1c: “Messa a punto di una metodologia per valutazione di sezioni d’urto per l’analisi dei margini di sicurezza”.

Nella linea tematica A1.1a, il gruppo “Dati Nucleari” di ENEA-Bologna ha svolto attività finalizzate alla preparazione del manuale dedicato alla libreria VITJEFF32.BOLIB e del package relativo, che è stato poi trasferito ad OECD-NEADB nel marzo 2016, dove ha assunto la denominazione NEA-1891 ZZ VITJEFF32.BOLIB e alla ulteriore validazione della libreria ENEA-Bologna BUGJEFF311.BOLIB sull’esperienza benchmark di schermaggio neutronico Iron-88 (Fe), inclusa nella banca dati SINBAD.

Nella linea tematica A1.1b, l’attività ha riguardato l’aggiornamento del code package ANITA-IEAF (codice + librerie), sviluppato in passato in ENEA-Bologna, in grado di trattare l’attivazione di materiali soggetti ad irraggiamento da neutroni con energie fino a 55 MeV. I dati di decadimento utilizzati dal codice ANITA-IEAF sono stati aggiornati sulla base delle più recenti librerie valutate (JEFF-3.1.1 Radioactive Decay Data library). Il sistema aggiornato ANITA-IEAF è stato validato tramite il confronto con misure sperimentali di attività specifica ottenute al Karlsruhe Isochronous Cyclotron.

Nella linea tematica A.1.1c sono state svolte analisi di sensitività ed incertezza per l’autovalore k_{∞} di sei tipi diversi di fuel assembly, tre per reattori di tipo PWR e tre per reattori di tipo BWR, in condizioni di Beginning of Life ed Hot Full Power, al variare dei dati nucleari microscopici dei materiali costituenti. In particolare è stato messo in evidenza quanto la sezione d’urto di cattura radiativa di ^{157}Gd sia rilevante in termini di sensitività ed incertezza per tali assembly, dato il pesante dopaggio in ossido di gadolinio in essi presente. E’ stata poi passata in rassegna la letteratura scientifica relativa alle pregresse valutazioni della sezione d’urto di cattura radiativa di ^{157}Gd ed è emerso come esse siano basate su dati sperimentali vecchi, obsoleti, ed affetti da incertezze non adeguate agli standard di sicurezza degli LWR odierni. Dato il ruolo fondamentale che ^{157}Gd ha nel determinare i margini di sicurezza di PWR, BWR e CANDU, si è deciso di proporre una nuova misura della sezioni d’urto di cattura presso la facility NTOF del CERN di Ginevra.

Il tema A1.2 è organizzato in due linee tematiche: A1.2a: “Analisi neutronica con metodi Monte Carlo di impianti nucleari di tipo PWR” e A1.2b: “Analisi neutronica con codici deterministici di impianti nucleari di tipo PWR”.

Nella linea A1.2a, sono stati svolti studi relativi alle risposte di radiazione intorno al pozzo reattore di un modello PWR, tipo GEN-III e alle risposte di radiazione intorno al pozzo reattore di un modello PWR, tipo GEN-II (Tihange). Sono stati eseguiti calcoli di sicurezza di criticità utilizzando una tecnica Monte Carlo innovativa come parte di un’attività congiunta con l’IRSN; si è proceduto ad analisi delle differenze tra l’approccio “classico” (con il disaccoppiamento) e l’approccio innovativo (senza disaccoppiamento); al calcolo delle risposte di radiazione nella parte inferiore del vessel di Tihange e alla valutazione dell’effetto di streaming nei canali nella parte inferiore sempre del reattore Tihange. Sono stati eseguiti ulteriori calcoli di confronto (con l’IRSN) di “criticality safety” e, come ulteriore valore aggiunto, si è avuto anche un momento didattico, con lo svolgimento di un “Corso sulle tecniche innovative di riduzione della

varianza nel calcolo Monte Carlo di trasporto della radiazione”, preparato e tenuto dal nostro collega Kenneth W. Burn all’IRSN, Parigi, nel periodo 23-26/5/2016.

La linea tematica A.1.2b si differenzia dalla precedente in quanto in essa si è fatto uso di codicistica di tipo deterministico. Al fine di dimostrare che la scelta del riflettore gioca un ruolo fondamentale sull’accoppiamento neutronico di nocciolo, è stato necessario valutare in che modo tale scelta modifichi la separazione degli autovalori, analizzando lo spettro degli autovalori dell’operatore di Boltzmann discretizzato. A questo scopo, calcoli statici in 3D della distribuzione di potenza sono stati eseguiti in teoria della diffusione su un nocciolo “tiltato” di PWR a hot zero power (HZP) in condizioni stazionarie, utilizzando le sezioni d’urto efficaci a due gruppi, calcolate nella precedente annualità con il codice di trasporto APOLLO2. Dai risultati ottenuti, seppure da considerarsi in via preliminare, si può concludere che la configurazione con riflettore convenzionale, avendo una minore separazione degli autovalori, è più accoppiata rispetto a quella con riflettore pesante.

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

La Task A2 si è sviluppata su tre temi: A2.1: “Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati”, A2.2: “Aspetti metodologici per la sicurezza delle sorgenti radioattive” e A2.3: “Quadro internazionale su Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security, Sostenibilità”.

Il tema A2.1 si è concentrato sulla valutazione del valore del rateo di dose gamma da irraggiamento ad un metro di distanza da due tipi di elementi di combustibile, UOX e MOX per reattori PWR, al fine di verificare se dopo 30 anni di decadimento tali elementi posseggono ancora i requisiti e le caratteristiche di autoprotezione che li rendono intrinsecamente sicuri contro la diversione. Sono stati svolti calcoli di burnup e depletion con 5 codici neutronici diversi (NEWT, KENO, APOLLO, SERPENT, ORIGEN-ARP) per ottenere la composizione allo scarico dal nocciolo. Sono poi stati fatti calcoli di decadimento, delle cinque composizioni così ottenute, con il codice ORIGEN-ARP. A valle dei calcoli di decadimento sono stati valutati gli spettri e le intensità gamma ricorrendo a varie strutture a gruppi. Con gli spettri e le intensità così ottenuti sono stati fatti calcoli di rateo di dose con il codice MCNPX, usando le normative ANSI-ANS del 1977 e del 1991. I risultati ottenuti sono congruenti tra loro ed in linea con i dati di letteratura.

Il tema A2.2 ha avuto una forte connotazione di tipo *Nucleare Forense*, che è una delle colonne portanti nell’architettura della “Nuclear Security”, come risposta ad atti criminali e traffici illeciti che coinvolgano materiali nucleari o altri materiali radioattivi. A questo riguardo, l’ENEA ha partecipato ad un esercizio internazionale, indetto dalla comunità forense, con lo scopo di aiutare lo sviluppo di competenze nazionali. Il “GALAXY SERPENT” è un insieme di esercizi internazionali virtuali, web-based, focalizzati sullo sviluppo di librerie forensi nucleari nazionali. In questo particolare caso, il “GALAXY SERPENT EXERCISE v.2”, è stato dedicato alle sorgenti radioattive.

Il tema A2.3 ha preso in conto i principali eventi legati alla Nuclear Security e Resistenza alla Proliferazione nel periodo di interesse di questa annualità. I punti rilevanti, a livello internazionale per la security, sono l’ultimo Nuclear Security Summit, svoltosi a Washington, e il decimo anniversario della Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism. Nella documentazione tecnica emessa dal responsabile di questo tema, si riportano anche spunti legati ad aspetti di non proliferazione e security in paesi chiave quali Iran e Nord Corea.

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” e 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 IGD-TP. Vale la pena ricordare argomenti quali la determinazione del termine sorgente di C14 nei rifiuti radioattivi, le interazioni dei complessi metallo organici contaminati con radionuclidi in matrice cementizia (compilazione di un questionario sulle necessità di ricerca e sviluppo in questo ambito), gli approcci metodologici per il monitoraggio dello stato di riferimento antecedente alla costruzione del deposito geologico per i rifiuti radioattivi, le metodologie per il monitoraggio del deposito per i rifiuti radioattivi, durante la fase operativa e l’iniziativa JOPRAD, per una programmazione europea congiunta sulla gestione dei rifiuti radioattivi e del combustibile esausto.

Le attività trattate nel tema A3.2 hanno posto in evidenza che uno dei punti più critici per la localizzazione del sito per il deposito nazionale per i rifiuti radioattivi è la sismicità. Per lo screening iniziale delle aree la guida tecnica 26 fa riferimento alla classificazione basata sulla storicità. È chiaro che la fase di caratterizzazione del sito deve essere più approfondita, in particolare devono essere analizzate con cura le faglie per verificare se sono attive o meno. In questa prospettiva si deve verificare, mediante misure combinate di Radon e CO₂, se le faglie possano essere considerate attive o meno. Si è raccolta la letteratura specifica, in particolare quella che fa riferimento anche ai rapporti isotopici nella CO₂ emessa, nonché al radiocarbonio presente nella stessa. Si è recuperata la strumentazione: lettori da campo per radon e CO₂, spettrometro da laboratorio per rapporti isotopici. Si è iniziato a effettuare le tarature. Si è proceduto all’invio dei lettori di radon presso il laboratorio di metrologia di ENEA Casaccia per la certificazione degli stessi e ad una inter-comparazione con l’Università di Ferrara e INGV per le misure di CO₂.

2.1.4 Documentazione prodotta nell’ambito dell’obiettivo A

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

- RdS/2015/076: “Preliminary Results of the BUGJEFF311.BOLIB Library Validation on the Iron-88 (Fe) Neutron Shielding Benchmark Experiment”.
- RdS/2015/077: “ANITA-IEAF intermediate energy neutron activation package: updating and validation of the decay and cross section data libraries”.
- RdS/2015/078: “Implementation of a cross section evaluation methodology for safety margin analysis: application to gadolinium odd isotopes”.
- RdS/2015/079: “Development and Application of Monte Carlo Neutronics Methodologies for Safety Studies of Current Operating Reactors”.
- RdS/2015/080: “Analisi neutronica con codici deterministici di impianti nucleari di tipo PWR per valutazioni di safety di nocciolo”.
- RdS/2015/081: “Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati”.

- RdS/2015/082: “Aspetti metodologici per la sicurezza delle sorgenti radioattive: GALAXY SERPENT EXERCISE v2”.
- RdS/2015/083: “Quadro internazionale su Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security, Sostenibilità”.
- RdS/2015/084: “Contributo alla Piattaforma IGD-TP e altre iniziative internazionali sulla gestione dei rifiuti radioattivi”.
- RdS/2015/085: “Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale”.

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” e 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: “Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale”. Le attività programmate sono state sviluppate su questa tematica, molto vasta, in cui vengono analizzate e valutate le principali caratteristiche di sicurezza dei reattori presenti nelle centrali nucleari frontaliere. A seconda della nazione confinante, Francia, Germania, Svizzera, Slovenia/Croazia, sono presenti reattori PWR o BWR, caricati con il solo UOX o con combustibile misto UOX-MOX. È stato trattato l’argomento del rischio legato al “nuclear uprating” sommato al “nuclear ageing”, visto che l’età media dei reattori nucleari europei ha superato i 29 anni e che un numero crescente di essi sta raggiungendo i limiti di progetto dei 30 o 40 anni. Sono state riportate considerazioni sulle problematiche di sicurezza legate alla “life time extension”, e in genere è stato valutato il pacchetto di “lessons learned” derivanti dai vari studi di safety assessment realizzati sulla base delle attività richieste nell’ambito degli Stress Test a seguito dell’incidente di Fukushima.

In questa annualità si è puntato molto alla individuazione delle vulnerabilità intrinseche delle tipologie BWR e PWR in generale e dello stato attuale degli specifici impianti presenti nelle centrali frontaliere. La vastità dell’argomento fa sì che quanto trattato nella presenta annualità sia la base propedeutica per le successive valutazioni e gli studi programmati nel PT 2015-17.

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

Nella task B2 sono stati sviluppati tre temi: B2.1: “Analisi PSA e DSA relative all’implementazione delle salvaguardie di sicurezza per la gestione degli incidenti severi nei reattori nucleari”, B2.2: “Valutazione comparativa dei sistemi passivi e attivi ai fini dello sviluppo dei reattori avanzati” e B2.3: “Calcolo Integrale di Scenari Incidentali”.

L’obiettivo del tema B2.1 è stato di procedere ad uno studio relativo alla identificazione del valore derivante dalla implementazione dei sistemi di sicurezza per ridurre il rischio connesso con i sistemi a seguito dell’accadimento di un incidente severo, come emerso dall’incidente di Fukushima. Lo studio si è focalizzato in particolare sui sistemi passivi utilizzati per prevenire e mitigare le conseguenze degli incidenti severi, come per la rimozione del calore residuo dal

contenimento o per l'abbattimento della quantità di idrogeno accumulatasi all'interno del contenimento stesso. In particolare, sono stati rivisitati i concetti dei vari sistemi passivi per la gestione degli incidenti severi ed è stata completata la relativa analisi di sicurezza dal punto di vista probabilistico. Si è anche proceduto ad una analisi di sicurezza dal punto di vista deterministico, al fine di agevolare l'implementazione delle strategie di Severe Accident Management.

Nel tema B2.2, viene dimostrato il fatto che l'introduzione dei sistemi passivi, ai fini dell'aumento della sicurezza dei reattori di terza e quarta generazione, non comporta consequenzialmente, come si presumerebbe, un vantaggio rispetto ai sistemi attivi che svolgono la medesima funzione. Vengono pertanto definiti i diversi fattori positivi e negativi, relativamente ad entrambe le opzioni, ai fini di una loro valutazione comparativa. I sistemi per la rimozione del calore residuo, in particolare a circolazione naturale per quanto concerne il passivo, vengono presi a riferimento per l'analisi, la quale, in ogni caso, prescinde dagli aspetti economici. Si è anche sviluppato un approccio metodologico per la valutazione del confronto tra le due tipologie di sistemi.

Nell'ambito dei calcoli integrali di scenari incidentali, eseguiti nell'ambito del tema B2.3, l'attenzione è stata posta sui reattori di tipo PWR e BWR.

In relazione ai reattori di tipo PWR, reattori di tipo LOCA non mitigati sono stati analizzati con il codice MELCOR e con particolare riferimento alla fase termoidraulica e a quella di degradazione. I parametri di input che caratterizzano i fenomeni di degradazione del nocciolo sono stati revisionati secondo il corrente stato dell'arte.

In relazione ai reattori BWR, le attività di ricerca sono state focalizzate innanzitutto al completamento del modello MELCOR dell'Unità 1 di Fukushima Dai-ichi, con il miglioramento del modello dell'Isolation Condenser, l'inserimento di tutte le Safety Relief Valves e l'implementazione di tutte le logiche necessarie all'analisi del transitorio incidentale. Questo ha portato ad un modello dettagliato dell'unità 1 tale da permettere il calcolo del termine sorgente relativo al transitorio incidentale dell'11 marzo 2011.

Le analisi mostrano che i risultati termoidraulici ottenuti sono in accordo con i dati sperimentali disponibili.

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

Nella task B3 sono stati sviluppati due temi: B3.1: "Modelli avanzati per calcoli di dispersione a breve-medio raggio in aree urbane" e B3.2: "Metodi per la valutazione dell'impatto radiologico nel breve termine e per l'individuazione delle contromisure per la gestione delle conseguenze a medio-lungo termine a seguito di incidenti in impianti nucleari".

Nel tema B3.1 è proseguita l'attività di selezione, valutazione e validazione dei modelli più adatti al calcolo dell'impatto di un incidente grave, di origine nucleare, nel territorio nazionale.

Presso ENEA si sta sviluppando e validando il codice di calcolo RADCAL-III, già utilizzato in più esercizi internazionali di simulazione di eventi incidentali legati a scenari iniziati da attacchi terroristici a impianti nucleari o derivanti da esplosioni di bomba sporca. In questa annualità, la principale attività ENEA è stata quella di migliorare la visualizzazione grafica dei risultati ottenuti e, con il contributo di CIRTEN (università di Palermo), il modello di deposizione secca al suolo. Per quanto riguarda la visualizzazione, uno specifico tool grafico, che tenga conto della localizzazione geografica e delle condizioni atmosferiche, è in via di sviluppo. I parametri rilevanti su cui agire per migliorare il modello di deposizione secca sono stati individuati come strettamente legati alle condizioni meteo e alla tipologia di aggregato o

particella di materiale in esame. Il modello verrà inserito nel codice e validato nei prossimi esercizi internazionali.

L'attività programmata nel tema B3.2, per questa prima annualità, è consistita nella definizione della strategia di calcolo per ricavare un ranking tra siti di impianti nucleari al fine di valutare il potenziale impatto sul territorio nazionale di un incidente severo. A questo scopo è stato utilizzato il codice LdX di IRSN, servendosi di un termine sorgente semplificato avente le seguenti caratteristiche: "Isotopo: ^{137}Cs ", "Attività rilasciata in atmosfera: $1\text{E}15$ o $1\text{E}16$ Bq", "Tempo di rilascio: 1 ora o 8 ore". Le simulazioni sono state eseguite con i seguenti parametri: Tempo di trasporto in atmosfera: 3 giorni o 4 giorni; Orografia: alta risoluzione o bassa risoluzione. Al variare di ognuno dei parametri liberi, sono state ricavate mappe di singola simulazione e mappe statistiche annuali e decennali usando dati meteorologici veri e 3D per la deposizione al suolo e per la concentrazione integrata in aria. È stata poi svolta un'attività di ricerca finalizzata alla determinazione delle soglie limite di intervento per la deposizione al suolo e per l'attività integrata in aria che consentissero, partendo dalla sola valutazione per il ^{137}Cs , di fornire una valutazione dell'impatto radiologico nel breve termine (sino a 3-4 giorni dal primo rilascio). Si sono adottati i valori di riferimento riportati nel Manuale CEVAD cui sono stati applicati opportuni fattori di scala tra radioisotopi ricavati dal termine sorgente per l'incidente di Fukushima valutato nelle precedenti annualità. In questo modo è stato possibile ricavare valori di soglia riferiti al solo ^{137}Cs che sono però rappresentativi di una miscela di un numero maggiore di radioisotopi, tipica di un incidente nucleare severo.

2.2.4 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo B

Al termine della prima annualità sono stati emessi i seguenti rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2015/086: "Informazioni sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio Nazionale".
- RdS/2015/087: "Analysis Relating to the Implementation of the Safety Safeguards for the Severe Accident Management in Nuclear Reactors".
- RdS/2015/088: "Comparative Assessment of Passive and Active Systems for the Development of Advanced Reactors".
- RdS/2015/089: "Integral Calculations of Severe Accident Scenarios in PWRs and BWRs".
- RdS/2015/090: "Modelli per Calcoli di Concentrazione di Materiale Radioattivo Disperso a breve-medio Raggio in Aree Caratterizzate da Configurazioni Architettoniche Tipiche delle Principali Città Italiane".
- RdS/2015/091: "Methodological aspects for the evaluation of the radiological impact of severe nuclear accidents: codes, numerical examples and countermeasures".

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" e 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”

Nella task C1 è stato sviluppato il tema C1.1: “Validazione e verifica di codici TH e relativi Modelli per studi e valutazioni di sicurezza”. L’attività svolta ha avuto come obiettivo quello di preservare la capacità di progettazione ed interpretazione di campagne sperimentali attraverso l’utilizzo dei più idonei e validati strumenti di calcolo. I risultati ottenuti nelle precedenti annualità del PAR hanno messo in luce la necessità di approfondire ulteriormente alcune delle fenomenologie tipiche del comportamento dei sistemi di emergenza a sicurezza passiva di cui sono dotati alcuni impianti nucleari. In particolare, si è evidenziata la necessità di studiare l’affidabilità dei sistemi di sicurezza per lo smaltimento del calore residuo di decadimento. A tale scopo si è sviluppato il modello TRACE della facility PERSEO e testata la capacità di tale codice nella descrizione dei fenomeni di condensazione sulla base del confronto tra i dati sperimentali a disposizione e i risultati delle simulazioni TRACE. Inoltre, sulla base degli spunti forniti dagli sviluppatori del codice durante l’ultimo CATHARE Users’ CLUB, sono state apportate migliorie al modello CATHARE di SPES2: il remesh del 3D utilizzato per descrivere il comportamento del downcomer anulare dell’impianto SPES2. Una adeguata simulazione delle fenomenologie che entrano in gioco in tale componente, sono essenziali per una corretta riproduzione dell’evoluzione del transitorio di Small Break Loca studiato nella precedente annualità. Inoltre il modello CATHARE ulteriormente sviluppato può essere utilizzato nelle successive annualità del PT 2015-17 per la simulazione di altri transitori incidentali selezionati tra quelli della matrice di prova di SPES2.

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” e 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”.

L’attività oggetto del tema C2.1, svolta presso il Dipartimento Energia del Politecnico di Torino, è consistita nello studio numerico e sperimentale di un sistema passivo per la rimozione del calore di decadimento operante in circolazione naturale, che è stato ad oggi progettato e costruito. Il circuito in questione si ispira al sistema DHR2 del reattore di IV generazione raffreddato a piombo ALFRED. Il circuito è costituito da uno scambiatore di calore a baionetta (sorgente termica) riscaldato con resistenze elettriche, un condensatore immerso in una piscina (pozzo termico) che simula un sistema Isolation Condenser, e le tubazioni di collegamento. Il sistema è stato progettato e costruito in moduli in modo da poter cambiare singole parti del circuito per studiarne gli effetti. La potenza termica coinvolta è dell’ordine di 1.5 kW. Per progettare l’apparato sperimentale, prevederne il comportamento e fissare i parametri operativi, è stato utilizzato il codice termoidraulico RELAP5 3D. Il modello utilizzato è stato affinato per permettere la miglior aderenza possibile al circuito fisico in esame. Sono state svolte numerose simulazioni utilizzando RELAP5 3D, sia per il circuito progettato, sia per l’impianto di riferimento ALFRED. I risultati finali delle prove sperimentali saranno utili per studiare la circolazione naturale del sistema e per validare il codice RELAP5 3D per applicazioni

riguardanti sistemi in circolazione naturale e scambiatori di calore immersi in piscine con pelo libero. Sono state eseguite prove a freddo del sistema con il fine di valutare e calibrare le cadute di pressione nel circuito e, successivamente, prove sperimentali a caldo per studiare, con l'ausilio di una matrice sperimentale, il regime di circolazione naturale che si instaura nel sistema e com'è influenzato dalla variazione dei parametri operativi.

Per quanto riguarda il tema C2.2, si ricorda che nell'ultima annualità del PT2012-2014, è stata condotta un'attività sperimentale presso i laboratori della SIET volta allo studio di generatori di vapore con tubi a baionetta.

La campagna ha previsto attività di caratterizzazione dello scambio termico e studio di instabilità di flusso su due tubi in parallelo che costituiscono la sezione di prova HERO-2. Le analisi preliminari dei test termoidraulici in regime stazionario per la caratterizzazione dello scambio termico hanno mostrato alcune discrepanze che richiedono un ulteriore approfondimento da parte di SIET. I test termoidraulici condotti hanno consentito la creazione di un database finalizzato alla caratterizzazione dello scambio termico e alla rilevazione e quantificazione delle instabilità termoidrauliche dei tubi in specifiche condizioni operative di interesse per reattori SMR, utile per la qualifica di codici di calcolo. Nel rapporto tecnico emesso dal responsabile di questa attività sono riportati in dettaglio i risultati dell'analisi post-test eseguita con RELAP5 mod3.3 al fine di validare il modello e determinare eventuali limiti nel codice. Per questa analisi sono stati utilizzati i dati sperimentali rivisti da SIET. Il documento riporta in allegato lo studio condotto da POLIMI, relativo al confronto prestazionale di un generatore di vapore a tubi elicoidali con uno a tubi a baionetta avvalendosi, per la validazione del modello di quest'ultimo, della caratterizzazione effettuata sui dati forniti dalla SIET. Per il confronto, tali scambiatori sono stati inseriti nel design di un SMR integrato e valutati per la rimozione passiva del calore di decadimento nelle condizioni incidentali di Station-Black-Out.

Nel tema C2.3 si richiama il lavoro sperimentale condotto presso i laboratori della SIET nell'ultima annualità del PT2012-14, finalizzato ad attività di caratterizzazione dello scambio termico e studio di instabilità di flusso su due tubi in parallelo che costituiscono la sezione di prova HERO-2. I modelli per il codice RELAP5, validati all'interno del Tema C2.2, hanno permesso di definire una matrice di prova in regime transitorio per la simulazione del comportamento di un sistema passivo con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento in condizioni rappresentative di un reattore SMR ad acqua pressurizzata. SIET ha condotto le prove sperimentali sullo scambiatore HERO-2, opportunamente connesso con tubi di condensazione in piscina, per il trasferimento del calore al pozzo termico. Le condizioni di prova sono state le stesse della precedente campagna: pressione massima 70 bar, potenza massima per tubo 22 KW e temperatura del vapore massima 400 °C. Si è poi proceduto ad un affinamento del modello per RELAP5 della nuova configurazione della facility a loop chiuso, alla generazione della matrice di prova, alla taratura della strumentazione di pressione e al completamento della facility per procedere ai test in essa previsti.

2.3.3 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo C

Al termine della prima annualità sono stati emessi i seguenti rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2015/092: "Miglioramento dei modelli dei codici integrali CATHARE e TRACE per la simulazione di specifici aspetti della facility integrale SPES2".
- RdS/2015/093: "Sviluppo e validazione di una metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica".

- RdS/2015/094: “Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2”.
- RdS/2015/095: “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”.

2.4 Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione”

Al termine della prima annualità, la descrizione delle attività svolte è stata riportata nel documento che si sta leggendo. 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 LP1.

L’ENEA, come già fatto nel PT2012-14, 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. Di grande rilevanza è risultato il workshop internazionale organizzato in data 31 maggio 2016, a Roma, con buon impegno dei colleghi Rocchi e Grasso e con l’aiuto di Patrizia Gazzi, dal titolo “Five Years After Fukushima: Finding the Balance”, la cui locandina è riportata qui sotto.



Italian National Agency for New Technologies,
Energy and Sustainable Economic Development

International Workshop

“Five Years after Fukushima: *Finding the balance*”



Hotel Quirinale – Rome, 31 May 2016

AGENDA

09:00 - 09:30	Registration
09:30 - 09:45	Opening Remarks <i>Aldo Pizzuto, ENEA</i>
09:45 - 11:15	Key Speech: The IAEA Report on the Fukushima Daiichi Accident <i>Speaker: Gustavo Caruso, IAEA</i>

11:15 - 11:45	Coffee Break
11:45 - 12:45	Key Speech: The NEA Report on the Fukushima Daiichi Accident <i>Speaker: Daniel Iracane, NEA</i>
12:45 - 14:00	Lunch
14:00 - 16:00	<p>Round Table "Finding the Balance"</p> <p><i>The Round Table will address from different points of view the need for "Finding a Balance", e.g. between the demand for safer NPPs and the conditions for a viable nuclear industry and operation, or between new EPR/remediation requirements and their impact on population</i></p> <p>Chair: Francesco Troiani, SOGIN, Italy</p> <p>Panel:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Naoto Ichii, NRA, Japan 2. Giovanni Ferraro, EdF, France 3. Eija Karita Puska, VTT, Finland 4. Gianni Bruna, IRSN, France 5. Walter Ambrosini, ENEN 6. Lamberto Matteocci, ISPRA, Italy <p>Q&A Sessions: questions to panelists from the audience</p>
16:00 - 16:30	Coffee break
16:30 - 17:30	<p>Closing Panel</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Gustavo Caruso, IAEA 2. Daniel Iracane, NEA 3. Stefano Laporta, ISPRA 4. Giuseppe Zollino, SOGIN 5. Aldo Pizzuto, ENEA

Alla manifestazione hanno partecipato tecnici, ricercatori e scienziati provenienti da varie parti del mondo, e ci sono state presentazioni di eminenti colleghi esperti nel settore.

A questa, vanno aggiunti tutti gli eventi di partecipazione a workshop e congressi internazionali, che hanno visto il personale coinvolto nelle attività LP1 produrre contributi elaborati sfruttando i temi di ricerca presenti nell'attuale annualità. È anche previsto un meeting di chiusura dei lavori della presente annualità, dove i vari referenti presenteranno una sintesi delle attività svolte nelle varie task e linee tematiche.

3. Pubblicazioni esterne prodotte nella presente annualità, come risultato delle attività svolte nel PAR2015

Si riporta l'elenco delle pubblicazioni emesse durante i 12 mesi del PAR2015. Altre pubblicazioni sono state presentate a livello nazionale e internazionale, ma verranno emesse come pubblicazione successivamente alla chiusura di questa prima annualità. Sarà nostra cura riportarle nella annualità successiva.

- Mascari, F. De Rosa, B. G. Woods, K. Welter, G. Vella, F. D'Auria, "Analysis of the OSU-MASLWR 001 and 002 Tests by Using the TRACE Code", NUREG/IA-0466, August 2016.
- M. Polidori, G. Bandini, C. Lombardo, P. Meloni, M. E. Ricotti, S. Cozzi, A. Achilli, O. De Pace, D. Balestri, G. Cattadori, "Design and Execution of the Test Campaign on the Bayonet Tube HERO-2 Component", Proceedings of ICAPP-16 Conference, San Francisco, USA, April 17-20, 2016.
- L. Burgazzi, "Passive System Reliability Modeling of the Combination of Failure Modes", International Conference on Nuclear Engineering, ICONE24, June 26-30, 2016, Charlotte, NC, USA
- L.E. Herranz, M. Garcia, L. Lebel, F. Mascari, C. Spengler, "Predictability of Source Term Behavior in SFR Containments", International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016), San Francisco, USA, April 17-20, 2016
- M. Frisoni, "ANITA-2000 Activation Code Package - Updating of the Decay Data Libraries and Validation on the Experimental Data of the 14 MeV", Frascati Neutron Generator, EPJ Web of Conferences 111, 11004 (2016) <http://dx.doi.org/10.1051/epjconf/201611111004>.
- M. Pescarini, R. Orsi, M. Frisoni, "Validation of the BUGJEFF311.BOLIB, BUGENDF70.BOLIB and BUGLE-B7 Broad-Group Libraries on the PCA-Replica (H₂O/Fe) Neutron Shielding Benchmark Experiment", Proceedings of the 4th International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor Applications (WONDER-2015), Aix - en-Provence, 5-8 October 2015, The European Physical Journal, Volume 111, EDP Sciences, 2016.
- M. Caramello, C. Bertani, M. De Salve, B. Panella, "Helical Coil Thermal-Hydraulic Model for Supercritical Lead Cooled Fast Reactor Steam Generators", Applied Thermal Engineering 101 (2016) 693–698.

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. Particolare rilievo ha rivestito la partecipazione agli Organismi internazionali di cooperazione per le salvaguardie nucleari, quali quelli collegati con il Trattato di non-Proliferazione delle armi nucleari (NPT), il Trattato per la messa al bando dei test nucleari (CTBT), l'European Safeguards Research and Development Association (ESARDA) e la Regolamentazione DUAL-USE, che a livello nazionale si traducono nel supporto al Ministero dello Sviluppo Economico per l'attuazione in Italia del Protocollo Aggiuntivo all'Accordo di Verifica del 1973 e alla consulenza sull'esportazione di beni a duplice uso e per il controllo delle eventuali esportazioni non autorizzate.

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). Con il consorzio internazionale ENSTTI (European Nuclear Safety Training and Tutoring Institute) con il quale l'ENEA ha stipulato uno specifico accordo e insieme al quale è risultato vincitore di alcuni bandi comunitari per la formazione del personale tecnico delle Agenzie di Sicurezza dei Paesi partner dell'Unione Europea, ha avviato un intenso programma di formazione anche a livello internazionale.

Le attività di R&D svolte da ENEA nei suddetti settori ed organismi e i risultati nel campo della sicurezza nucleare, conseguiti nell'ambito del PT 2012-2014 e di quelli precedenti, hanno permesso all'ENEA di essere stata ufficialmente ammessa come membro in ETSON (European Technical Safety Organisations Network).