



Titolo

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2016, 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 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 2016, 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:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	08/01/2018	NOME	F. Rocchi	P. Meloni	F. Rocchi
			FIRMA			
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”	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.....	8
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.....	11
2.4	Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione”	12
3.	Publicazioni esterne prodotte come risultato delle attività svolte nel PAR2016	18
4.	Conclusioni	19

1. Introduzione

In questo documento è riportata la sintesi delle attività programmate e svolte nella seconda 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 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 19 rapporti tecnici 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 2016 e fine 30 settembre 2017. Da tali rapporti saranno infine tratti 16 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. Sono stati organizzati seminari e partecipazioni a convegni. 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: “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 validazione della libreria di sezioni d’urto BUGJEFF311.BOLIB, principalmente ricorrendo al benchmark sperimentale di schermaggio neutronico Iron-88, incluso nella banca dati SINBAD.

Nella linea tematica A1.1b, è stata completata l’attività iniziata nella annualità precedente consistita nell’aggiornamento del code-package ANITA-IEAF (codice + librerie), sviluppato in passato in ENEA-Bologna, in grado di trattare l’attivazione dei materiali soggetti ad irraggiamento da neutroni con energie fino a 55 MeV. Questo sistema è un’estensione del package ANITA-2000 rilasciato da ENEA e in libera distribuzione presso OECD-NEADB (NEA-1638) and ORNL-RSICC (CCC-693) che è in grado di trattare neutroni con energie fino a 20 MeV. ANITA-IEAF può essere applicato per calcoli di attivazione di materiali in impianti quali IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) e DONES (DEMO Oriented Neutron Source) dove dall’interazione di deutoni su un bersaglio di litio vengono prodotti neutroni con energie superiori a 20 MeV. Si è preparato il package ANITA-IEAF (codice + librerie + manuale d’uso + esempi di calcolo) da proporre a OECD-NEADB per la libera distribuzione. Nel rapporto è descritta anche l’attività di validazione di ANITA-IEAF effettuata tramite il confronto con misure sperimentali di attività specifica ottenute al Karlsruhe Isochronous Cyclotron.

Nel Rapporto della linea tematica A.1.1c, in continuità con il lavoro svolto nella precedente annualità e coerentemente con quanto pianificato, sono stati riportati i dettagli delle attività sperimentali condotte presso la facility NTOF del CERN di Ginevra, relative alle misure di sezioni d’urto di cattura radiativa degli isotopi 157 e 155 del Gadolinio, unitamente alla descrizione delle tecniche di misura adottate. La campagna sperimentale, cui ha partecipato personale ENEA, è stata condotta dal 16 giugno 2016 al 8 luglio 2016.

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: “Analisi neutronica con codici deterministici di impianti nucleari di tipo PWR”.

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 è effettuata mediante l'approccio classico disaccoppiato e mediante il metodo proposto che svolge invece un'unica simulazione. Il calcolo disaccoppiato svolge una simulazione secondo due passi di calcolo: una prima fase "analog" in cui è costruita la sorgente e una seconda in cui si applica riduzione della varianza mediante DSA. Il calcolo unico applica invece la DSA durante il calcolo di autovalore e ottiene direttamente le varie risposte assieme alla forma fondamentale del flusso nel sistema. La metodologia viene descritta per un esempio di reattore Gen-III/III+, ottenendo i valori di danneggiamento dpa (displacement per atom) per neutroni e radiazione gamma all'interno del vessel, in quattro posizioni angolari del piano mediano della parte attiva. Si illustra anche diffusamente un benchmark di calcolo per configurazioni di schermaggio proposto dalla NEA nell'archivio SINBAD: l'esperienza sperimentale riportata è quella di PCA-Replica. Varie librerie di dati nucleari per il trasporto neutronico sono confrontate, assieme a differenti sorgenti di dati per quanto concerne il calcolo dosimetrico. Il metodo DSA è impiegato nella modalità di sorgente fissa per i vari set di dati e i risultati forniscono un esito soddisfacente e in accordo con l'esito sperimentale.

La linea tematica A.1.2b si differenzia dalla precedente in quanto essa, a livello metodologico, fa uso di codici di tipo deterministico. Con il codice di nocciolo CRONOS2 sono stati effettuati studi di cinetica tridimensionale, senza contoreazioni, relativi a transitori di inserzione o di estrazione di barre di controllo nel nocciolo di start-up di un reattore PWR da 900 MWe. Sono stati studiati i profili assiali di potenza al variare del tempo e della profondità di inserzione delle barre, le distribuzioni radiali a varie quote della zona attiva del nocciolo, nonché l'andamento temporale della potenza totale. Il contributo dei neutroni pronti è stato scorporato qualitativamente da quello dei neutroni ritardati, in funzione della dinamica del transitorio, ed è stato messo in evidenza il ruolo giocato dai neutroni ritardati nel rallentare l'evoluzione temporale del flusso, e dunque della potenza, nel nocciolo.

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

La Task A2 si è sviluppata attorno a due temi:

- A2.1: "Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati",
- A2.2: "Determinazione delle proprietà termofisiche del combustibile MOX con approccio di tipo Molecular Dynamics".

Il tema A2.1, in continuità con l'annualità precedente, si è concentrato sulla validazione dei metodi proposti in ambito PAR2015. In particolare, sono stati fatti calcoli per la valutazione del valore del rateo di dose gamma per il FA D04 del reattore dell'unità 3 della centrale americana Turkey Point 3, per il quale sono disponibili dati misurati con cui operare un confronto. Sono stati svolti calcoli di bruciamento, di decadimento, di sorgente gamma e di trasporto fotonico al fine di valutare i profili di rateo di dose gamma in aria, sia lungo l'asse verticale del FA che lungo l'asse della distanza radiale. Il confronto con i dati sperimentali è molto buono ed i valori calcolati sono simili a quelli prodotti da AREVA all'interno delle attività di benchmark del gruppo Advanced Fuel Cycle Scenarios dell'OECD/NEA. I codici usati sono stati ORIGEN-ARP ed MCNP.

Il tema A2.2 ha riguardato uno studio preliminare relativo all'implementazione del codice di calcolo LAMMPS in grado di calcolare, con un approccio di tipo Molecular Dynamics, le

proprietà termofisiche di combustibili nucleari avanzati. In particolare, l'attività di quest'anno si è incentrata sull'installazione del codice e sullo studio delle sue potenzialità, in riferimento all'ossido di Plutonio ed ai combustibili MOX. Calcoli preliminari sulla conducibilità termica dell'ossido di Uranio sono in fase di svolgimento.

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). In particolare sono proseguiti gli studi sul termine sorgente di C14 nei rifiuti radioattivi, in sinergia con il Progetto Europeo CAST (Carbon-14 Source Term), e le analisi nell'ambito della caratterizzazione dei rifiuti nucleari condizionati, in sinergia con il Progetto Europeo CHANCE (Characterization of conditioned nuclear waste for its safe disposal).

Le attività trattate nel tema A3.2 sono nuovamente focalizzate sulla localizzazione del sito per il deposito nazionale per i rifiuti radioattivi, in particolare sugli aspetti relativi alla sismicità. La Guida Tecnica 29 introduce dei criteri di esclusione legati essenzialmente al picco di accelerazione. Sono infatti da escludere le aree a sismicità elevata, cioè quelle aree contrassegnate da un valore previsto di picco di accelerazione (PGA) al substrato rigido, per un tempo di ritorno di 2475 anni, pari o superiore a 0.25 g. Questi criteri di esclusione risultano molto conservativi se confrontati con i livelli di riferimento adottati all'estero per la localizzazione di impianti nucleari di potenza, che ammettono una PGA massima di 0.3 g. Tuttavia, la conservatività della Guida Tecnica 29 può essere giustificata dall'intensificarsi del numero di fenomeni sismici che hanno interessato varie zone del nostro Paese. È stata svolta una ricerca bibliografica atta ad individuare i casi studio internazionali più simili alla situazione italiana, con particolare riferimento al contesto geologico, idrogeologico e geomorfologico.

2.1.4 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo A

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

- RdS/2016/115: “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore – PAR 2016: attività di validazione librerie e code-package ANITA”.
- RdS/2016/116: “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore – PAR 2016: tecniche e campagna sperimentale per nuove valutazioni delle sezioni d'urto di cattura neutronica degli isotopi dispari del Gadolinio”.
- RdS/2016/117: “Metodi per Analisi di Sicurezza Nocciolo – PAR 2016”.
- RdS/2016/118: “Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare – PAR 2016”.

- RdS/2016/119: “Contributo alla piattaforma IGD-TP – PAR 2016”.
- RdS/2016/120: “Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale – PAR 2016”.

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 del problema nell’acciaio dei generatori di vapori recentemente riscontrato in otto centrali nucleari frontaliere”. Tale Rapporto dettaglia e documenta quanto noto relativamente al problema di segregazione maggiore di carbonio riscontrato negli acciai dei fondi di diversi generatori di vapore di reattori PWR francesi, sei dei quali a meno di 200 km di distanza dal confine nazionale. Il problema consiste in un tenore di carbonio negli acciai superiore a quello consentito dalle normative di sicurezza. Il tenore misurato è tale infatti da far innalzare la temperatura di transizione fragile/duttile per questi materiali. Nel Rapporto viene presentata la struttura dei generatori di vapore, il modo di costruire i fondi, le modalità di formazione delle macrosegregazioni di carbonio, l’impatto che queste hanno sulla resistenza meccanica dei componenti, i metodi di misura adottati per valutare i tenori stessi di carbonio, le conseguenze operative imposte sugli impianti per garantirne l’operatività in sicurezza, e lo stato attuale degli impianti coinvolti.

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

Nella task B2 sono stati sviluppati due temi:

- B2.1: “Analisi delle salvaguardie di sicurezza per la gestione degli incidenti severi nei reattori nucleari”,
- B2.2: “Calcolo Integrale di Scenari Incidentali”.

L’obiettivo del tema B2.1 è stato quello 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 il Rapporto si concentra su due salvaguardie: il sistema PCCS (Passive Containment Cooling System) implementato in alcuni design innovativi di BWR (quale lo SBWR), e la strategia IVMR con riferimento ad un nuovo concetto di core catcher fatto di batch di pebble ceramici multistrato.

Nel tema B2.2 vengono affrontati alcuni transitori incidentali non mitigati per reattori LWR; in particolare vengono analizzati con il codice di calcolo MELCOR gli scenari di Small Break LOCA (SBLOCA) e di Loss of FeedWater (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. 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: "Analisi dei modelli validi per lo studio dei processi di deposizione secca e sui dati meteo previsionali dell'ECMWF"
- B3.2: "Analisi statistica delle conseguenze sul territorio nazionale di un ipotetico incidente alla centrale nucleare slovena di Krsko".

Nel tema B3.1 è stato studiato e proposto un modello per il calcolo della deposizione secca basato sull'analogia delle resistenze elettriche in serie ed in parallelo. In particolare sono stati modellizzati i processi di impatto inerziale ed i fenomeni di turbolenza del vento. Ciò consente di considerare la variazione dei parametri di deposizione secca al variare delle condizioni meteorologiche e della dimensione delle particelle trasportate. È stata inoltre avviata un'attività relativa allo studio dei dati meteorologici previsionali dell'European Center for Medium-Range Weather Forecasts (ECMWF) allo scopo di un loro futuro utilizzo nei codici di trasporto atmosferico, in particolare nel codice CALMET. 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.

L'attività svolta per il tema B3.2, per questa prima annualità, è consistita in un'analisi dettagliata delle conseguenze sull'Italia di un ipotetico incidente severo alla centrale nucleare slovena di Krsko, che dista circa 130 km in linea d'aria dal confine nazionale. L'analisi è stata condotta utilizzando sia la metodologia statistica basata sul codice di dispersione atmosferica euleriano IdX di IRSN, sia ricorrendo al codice semplificato e fast-running RASCAL di US-NRC. I calcoli con IdX sono stati fatti per tre diversi valori del Termine Sorgente semplificato, consistente in solo ^{137}Cs , valutando la deposizione al suolo di tale isotopo. Per il codice RASCAL è stato calcolato un Termine Sorgente reale che fosse confrontabile con quello adottato da ISPRA per il Piano Nazionale di Risposta alle Emergenze Radiologiche, approntato per la Protezione Civile, al fine di confrontare i risultati in termini di dose alla popolazione. Il confronto è molto buono. Ricorrendo sempre al codice RASCAL è stata poi proposta ed implementata una metodologia di allerta previsionale per la zona di Trieste che, essendo quella territorialmente più prossima a Krsko, necessita di un preallarme adeguato al fine di proteggere la popolazione. La metodologia si appoggia alla rete europee di centraline di misura del rateo di dose gamma in aria EURDEP. In tutti i casi si sono adottati i valori di riferimento riportati nel Manuale CEVAD per la valutazione delle conseguenze radiologiche, per i valori di soglia, e per i fattori di conversione tra concentrazioni integrate in aria di radionuclidi e dose.

2.2.4 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo B

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

- RdS/2016/121: “Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale: analisi del problema nell’acciaio dei generatori di vapori riscontrato in alcuni impianti frontaliere”.
- RdS/2016/122: “Assessment of the safeguards to cope with the consequences of severe accidents in nuclear power plants”.
- RdS/2016/123: “Analisi di transitori non mitigati: perdita di refrigerante da piccola rottura in PWR, perdita d’acqua di alimento del GV in PWR e SBO in BWR”
- RdS/2016/124: “Analisi statistica delle conseguenze sul territorio nazionale di un ipotetico incidente alla centrale nucleare slovena di Krsko”.
- RdS/2016/125: “Analisi dei modelli validi per lo studio dei processi di deposizione secca e sui dati meteo previsionali dell’ECMWF”.

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”

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 di ricerca è stata sviluppata da ENEA in collaborazione con il DEIM dell’Università degli Studi di Palermo. Durante la presente annualità, ENEA ha ulteriormente testato le capacità del modello CATHARE, sviluppato nelle precedenti annualità del PAR, di descrivere il comportamento dell’impianto sperimentale SPES-2 di SIET. Il modello CATHARE è stato utilizzato per la simulazione di un transitorio incidentale del tipo LOCA originato da una rottura di 1” sulla cold leg B2 (CLB2) tra la balance line ed il vessel. I risultati dell’analisi condotta messi a confronto con i dati sperimentali hanno mostrato come il modello CATHARE sia in grado di effettuare una buona descrizione del comportamento della facility, dal punto di vista qualitativo, consentendo di descrivere abbastanza bene i dati sperimentali nella fase di rapida depressurizzazione dell’impianto. 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.

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”.

Per il tema C2.1 sono state condotte due campagne sperimentali per la caratterizzazione della circolazione naturale nel circuito simulante un sistema passivo per la rimozione del calore di decadimento in condizioni monofase e bifase, anche in presenza di incondensabili. A seguito della prima campagna il layout di detto circuito è stato modificato per evitare eccessive oscillazioni di temperatura. La simulazione post-test con il codice termoidraulico di sistema RELAP5-3D, già utilizzato per i calcoli di pre-test, ha prodotto buoni risultati, quando, anche se in modo semplificato, si è tenuto conto degli effetti tridimensionali nella valutazione delle dispersioni termiche lungo il circuito. Il modello RELAP5-3D dell’impianto così validato è stato utilizzato per uno studio relativo alla verifica delle leggi di scala per sistemi che operano in circolazione naturale. Per questo studio si è partiti dai risultati sperimentali dell’impianto realizzato presso il Politecnico di Torino e si è simulato un impianto simile in scala maggiore (scaling up). Per una prima analisi preliminare è stata applicata una metodologia power to volume. I risultati ottenuti presentano un buon accordo per quanto riguarda l’andamento dei transitori, tuttavia i valori ottenuti risultano ancora non del tutto soddisfacenti e ulteriori studi e analisi sono necessarie per quanto riguarda lo studio e l’applicabilità dei processi di scalatura.

Per quanto riguarda il tema C2.2, in questa seconda annualità, i dati prodotti in circuito chiuso presso la facility HERO-2 sono stati l’oggetto di analisi post-test con l’ausilio del codice termoidraulico di sistema RELAP5, sfruttando anche i risultati delle analisi dalla campagna sperimentale di caratterizzazione del componente che ha permesso la messa a punto del modello della sezione di prova. In particolare, l’obiettivo di questa attività è stato la validazione del codice e delle opzioni di modellizzazione adottate per la simulazione del loop in circolazione naturale (scambio termico in piscina, portata, etc.), al variare del grado di riempimento del circuito e del livello di potenza fornita ai due tubi. Un’analisi di tutti i test realizzati con l’utilizzo di entrambi i tubi a baionetta di HERO-2 è stata effettuata utilizzando un modello adiabatico del loop sperimentale. In tale modello si è imposta nella sezione di prova il valore della potenza sottratta in piscina ricavato da bilanci termici. Il modello ha fornito risultati ancora non sufficienti ad una corretta simulazione delle fenomenologie evidenziate nei diversi test, con ampie differenze sulla stima delle pressioni di saturazione e portate generalmente sovrastimate.

Gli stessi dati sperimentali sembrano essere affetti da elevati gradi di incertezza dovuti ai lunghi tempi di regimazione richiesti dall’impianto e da problematiche riscontrate nella campagna sperimentale come un probabile rilassamento del serraggio dei riscaldatori elettrici, individuato nei nuovi test sperimentali condotti nella presente annualità, che porterebbe a un abbassamento della reale potenza fornita al sistema. In parallelo si è proceduto con un approfondimento dell’attività modellistica su reattori SMR di tipo PWR cominciata nella precedente annualità,

nella quale si è voluto confrontare il comportamento di due configurazioni con diversi generatori di vapore, una con tubi elicoidali e l'altra con tubi a baionetta, inserite nel design di un SMR integrato (Flexblue© di DCNS) in funzionamento passivo durante uno scenario incidentale di Station Black-Out (SBO). I risultati hanno rivelato che, per entrambe le configurazioni, il guasto di un modulo del generatore di vapore in concomitanza con lo SBO può rappresentare un problema critico al fine di garantire il raffreddamento delle barre di combustibile. In entrambi i casi il livello collassato di acqua può scendere al di sotto della zona attiva. Inoltre, la pressione primaria diminuisce fino al valore atmosferico aumentando la produzione di vapore, in particolare per i tubi a baionetta.

Nel tema C2.3, ENEA ha commissionato a SIET una serie di test, da effettuare sulla facility IETI nella sezione di prova HERO-2, in configurazione a circuito aperto. Si tratta della ripetizione di alcuni test eseguiti nel corso del PAR2014, che mostravano comportamento oscillatorio, per problematiche riconducibili a un limitato volume di espansione nella regione di scarico a valle del componente. L'obiettivo è di verificare se lo stesso comportamento si ripeta a fronte di modifiche apportate all'impianto, al fine di discriminare le cause dovute alla precedente configurazione circuitale. Una seconda fase di test ripetuti è stata dedicata alle prove su coppia di tubi per la verifica delle oscillazioni di canali in parallelo (Density Wave Oscillation, DWO), ed alla replica di alcuni test a singolo tubo ripetuti a doppio tubo. La nuova configurazione circuitale ha ridotto notevolmente le oscillazioni di pressione legate al limitato volume di scarico, pur evidenziando problematiche legate alla regolazione della pressione, dovute ai lunghi tempi di risposta della valvola di scarico utilizzata. In tutti i test, le oscillazioni legate alla temperatura sono molto limitate, a causa del minore surriscaldamento del fluido in uscita, dovuto al danneggiamento di alcune resistenze scaldanti, e/o alla limitazione autoimposta sul valore delle temperature di parete rilevate nel corso dell'acquisizione. Oscillazioni "apparenti", di piccola ampiezza, ma di periodo confrontabile con quella dei test del 2014, sono state rilevate, e sono probabilmente dovute alla fluidodinamica dello scambio termico nei tubi a baionetta. Per contro i fenomeni oscillatori nei test a due tubi a livello degli orifizi sono ben riprodotti.

2.3.3 Documentazione prodotta nell'ambito dell'obiettivo C

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

- RdS/2016/126: "Approfondimento delle problematiche di simulazione dei test integrali SPES2 e PERSEO con i codici CATHARE e TRACE".
- RdS/2016/127: "Sviluppo e validazione di una metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica: Realizzazione di una matrice sperimentale ed analisi con il RELAP5- 3D delle leggi di scala".
- RdS/2016/128: "Validazione del modello RELAP5 di un sistema DHR in circolazione naturale tramite analisi di post-test ed analisi del comportamento di tale sistema in SMR di tipo PWR".
- RdS/2016/129: "Ripetizione di prove di scambio termico su generatori di vapore a tubi a baionetta della facility Hero-2".

2.4 Obiettivo D: “Diffusione dell’informazione”

Al termine della seconda annualità, la descrizione delle attività svolte è riportata nel presente. 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, 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 4 macro-attività di divulgazione a livello nazionale od internazionale:

- 1) Workshop nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response;
- 2) General Assembly dell’European Technical Safety Organizations Network (ETSON);
- 3) Partecipazione all’ETSON Award di Parigi;
- 4) Workshop nazionale di diffusione dei risultati ottenuti in ambito LP1.

Il Workshop nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response è stato organizzato presso il Centro Ricerche ENEA di Bologna il 28 settembre 2017. Tale Workshop ha visto la partecipazione dei principali stakeholder nazionali di questa tematica; oltre ad ENEA, ISPRA, la Protezione Civile, e l’Unità REM della Commissione Europea. Sono intervenuti circa 40 partecipanti, tra cui rappresentanti locali e nazionali del Corpo dei Vigili del Fuoco, della Prefettura di Bologna e di altri Dipartimenti ENEA, che hanno animato la discussione sui vari temi trattati, secondo la scaletta della Agenda riportata più sotto.

ENEA ha poi ospitato, nella sua sede di Frascati, la General Assembly dell’European Technical Safety Organizations Network (ETSON), nei giorni 26 e 27 giugno 2017. A tale riunione, cui hanno partecipato i rappresentanti di tutte le organizzazioni internazionali che aderiscono a tale Network, ENEA ha potuto presentare alcuni dei principali risultati tecnico-scientifici ottenuti grazie alla Linea LP1 dell’Accordo di Programma.

Sempre in ambito ETSON, ENEA ha partecipato il 6 e 7 novembre 2017 all’annuale ETSON Award, finalizzato alla selezione ed alla premiazione dei migliori lavori tecnico-scientifici prodotti da giovani ricercatori (under 35) degli enti appartenenti all’associazione. Il lavoro presentato dall’Ing. Patrizio Console Camprini, relativo alle attività della linea tematica A1.2a, è stato selezionato tra i cinque finalisti ed è stato presentato alla cerimonia dell’ETSON Award di Parigi, nell’ambito dei lavori del congresso EUROSAFE.

Infine, il 29 settembre 2017, ENEA ha organizzato presso l’Aula Magna della Facoltà di Ingegneria di Bologna il Workshop nazionale finale per la diffusione dei risultati ottenuti in ambito LP1. Oltre al personale ENEA e delle Università del Consorzio CIRTEN coinvolto nelle attività LP1, hanno partecipato anche rappresentanti di SIET SpA e di UNIBO, oltre ad un discreto numero di studenti del Corso di Laurea in Ingegneria Energetica del medesimo ateneo.



Un momento di discussione durante il Workshop Nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response di Bologna.



Presentazione della dott.ssa Scarpato di ISPRA al Workshop Nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response di Bologna.



Una delle presentazioni al Workshop Nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response di Bologna.



I cinque finalisti all'ETSON Award; l'ing. Camprini di ENEA è il secondo da destra.



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



Workshop su Nuclear Emergency Preparedness and Response

28 settembre 2017

Centro Ricerche ENEA Bologna
via Martiri di Monte Sole 4
Bologna
-
Aula Magna

09.30 – 09.45	Saluti di Benvenuto ed Introduzione ai Lavori	P. Meloni ENEA
09.45 – 10.15	Valutazione rapida del Termine Sorgente: il caso di Fukushima	F. Rocchi ENEA
10.15 – 10.45	Introduzione ai metodi statistici per lo studio comparato delle conseguenze	A. Guglielmelli ENEA
10.45 – 11.15	Coffee Break	
11.15 – 11.45	Applicazione dei metodi statistici: il caso di Krško	A. Guglielmelli ENEA
11.45 – 12.15	Presupposti tecnici del piano nazionale e il sistema di supporto alla gestione dell'emergenza	P. Zeppa, S. Scarpato ISPRA
12.15 – 12.45	Emergenze transfrontaliere: la problematica del coordinamento della risposta di emergenza	P. Zeppa, S. Scarpato ISPRA
12.45 – 14.00	Pranzo offerto da ENEA	
14.00 – 14.30	Attività EURDEP ed ECURIE	M. De Cort, M. Hernandez, M. Sangiorgi JRC
14.30 – 15.00	Calcoli per la valutazione del rischio radiologico in Europa	M. De Cort, M. Hernandez, M. Sangiorgi JRC
15.00 – 15.30	Coffee Break	

15.30 –	Il Piano Nazionale delle Misure Protettive contro le	R. Pizzi, S. Franzero
16.00	Emergenze Radiologiche	Protezione Civile
16.00 –	Misure radiometriche e valutazioni di dose in situazioni	G. Iurlaro, I. Vilardi
16.30	emergenziali	ENEA
16.30 –	Conclusioni dei Lavori	P. Meloni
16.45		ENEA

Agenda del Workshop Nazionale su Nuclear Emergency Preparedness and Response di Bologna.



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

Workshop di Diffusione dei Risultati del Piano Annuale di Realizzazione 2016 dell'Accordo di Programma MISE- ENEA

Progetto B.3.1

Linea Progettuale 1

SVILUPPO COMPETENZE SCIENTIFICHE NEL CAMPO DELLA SICUREZZA NUCLEARE

AGENDA

29 settembre 2017

Facoltà di Ingegneria – Università degli Studi di Bologna

Aula Magna

09.30 – 09.40	Saluti e Presentazione del Workshop	A. Peretto
09:40 – 09:50	Introduzione all’Accordo di Programma ed alla Linea Progettuale LP1	F. De Rosa
09:50 – 10:00	Introduzione all’Obiettivo A	F. Rocchi
10:00 – 10:30	Dati nucleari per la sicurezza dei reattori	D. Castelluccio
10:30 – 11:00	Analisi neutronica statistica per la sicurezza dei reattori	P. Console Camprini
11:00 – 11:30	Analisi neutronica deterministica per la sicurezza dei reattori	R. Pergreffi
11:30 – 12:00	Attività nell’ambito della piattaforma IGD-TP	A. Rizzo
12:00 – 13:00	Pausa Pranzo	
13:00 – 13:15	Introduzione all’Obiettivo C	P. Meloni
13:15 – 13:45	Validazione e verifica di codici di termoidraulica per la sicurezza nucleare	C. Lombardo
13:45 – 14:15	Validazione numerica di sistemi DHR in circolazione naturale	M. Polidori
14:15 – 14:45	Prove sperimentali per lo studio di sistemi passivi di rimozione del calore	C. Congiu
14:45 – 15:15	Metodologie di progettazione di sistemi per la rimozione del calore	A. Bersano
15:15 – 15:45	Coffee Break	
15:45 – 16:00	Introduzione all’Obiettivo B	F. De Rosa
16:00 – 16:30	Analisi di rischio	L. Burgazzi
16:30 – 17:00	Analisi di incidenti severi	F. Mascari
17:00 – 17:30	Modelli per la dispersione atmosferica	M. R. Giardina
17:30 – 18:00	Valutazioni per preparazione e gestione delle emergenze nucleari	A. Guglielmelli
18:00	Chiusura dei Lavori	P. Meloni

Agenda del Workshop di Diffusione dei Risultati del Piano Annuale di Realizzazione 2016 dell’Accordo di Programma MISE-ENEA LP1.

3. Pubblicazioni esterne prodotte come risultato delle attività svolte nel PAR2016

Si riporta l'elenco delle pubblicazioni emesse durante i 12 mesi del PAR2016. 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.

- C. Lombardo, P. Meloni, M. Polidori, "Development and Validation of a Thermal-Hydraulic Model of the SPES-2 facility with the French System Code CATHARE", In Proceedings of NUTHOS-11: The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety, Gyeongju (Korea), October 9-13, 2016.

- S. D'Amico, C. Lombardo, I. Moscato, M. Polidori, G. Vella; "Analysis of a full-scale integrated test in PERSEO facility by using TRACE code", In Proceedings of 35rd of UIT Heat Transfer Conference Ancona (Italy), June 26-28, 2017.

- M. Polidori, P. Meloni, C. Lombardo, G. Bandini, M.E. Ricotti, A. Achilli, O. De Pace, D. Balestri, G. Cattadori, "Natural Circulation Test Campaign on HERO-2 Bayonet Tubes Test Section" In Proceedings of IAEA International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety: Safety Demonstration of Advanced Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA Headquarters, Vienna (Austria), 6-9 June 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 25th International Conference on Nuclear Engineering, Shanghai (China), July 2-6, 2017. pp. 1-10.

- 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", In: Proceedings of 35th UIT Heat Transfer Conference, Ancona, Italy, June 26-28, 2017.

- M. Pescarini, F. Mascari, D. Mostacci, F. De Rosa, C. Lombardo, F. Giannetti, Analysis of unmitigated large break loss of coolant accidents using MELCOR code, 35th UIT Heat Transfer Conference, Ancona, Italy, June 26-28, 2017.

- M. Frisoni, "ANITA-IEAF activation code package – updating of the decay and cross section data libraries and validation on the experimental data from the Karlsruhe Isochronous Cyclotron", EPJ Web of Conferences 153, 07002 (2017), DOI: 10.1051/epjconf/201715307002 ICRS-13 & RPSD-2016.

- G. Firpo, C. M. Viberti, A. Ferrari, M. Frisoni, "Residual activity evaluation: a benchmark between ANITA, FISPACT, FLUKA and PHITS codes", EPJ Web of Conferences 153, 02006 (2017), DOI: 10.1051/epjconf/201715302006 ICRS-13 & RPSD-2016.

- M. Pescarini, R. Orsi, M. Frisoni, Production and testing of the ENEA-Bologna VITJEFF32.BOLIB (JEFF-3.2) multi-group (199 n + 42 gamma) cross section library in AMPX format for nuclear fission applications, 13th International Conference on Radiation Shielding (ICRS-13) & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection & Shielding Division of the American Nuclear Society -2016 (RPSD-2016), Paris, 3-6 October, 2016.
- 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 scheme. 35th UIT Heat Transfer Conference Ancona, Italy, June 26-28, 2017.
- A. Rizzo, C. Bucur, J. Comte, K. Källoström, Final Report on the Estimation of the Source Term and Speciation (D4.5). Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D4.5, 2017.
- R. Lo Frano, D. Aquaro, D. Del Serra, and A. Facchini; “Integrity of pressure vessel lower head in case of corium relocation: identification of loads and failure modes”, Transactions, SMiRT-24 -Division V; BEXCO, Busan, Korea - August 20-25, 2017.
- R. Calabrese, D. Staicu, A. Schubert, P. Van Uffelen, TRANSURANUS Modelling of MOX Fuel for Fast Reactors: Oxygen Redistribution and its Effect on Fuel Thermal Conductivity, 26th International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE2017), September 11-14, 2017, Bled, Slovenia.
- F. Rocchi, A. Guglielmelli, Evaluation of the radiological impact on the Italian territory of a severe nuclear accident at Krško NPP by means of a statistical methodology, 26th International Conference Nuclear Energy for New Europe (NENE2017), September 11-14, 2017, Bled, Slovenia.

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.