



Ricerca di Sistema elettrico

Raccolta e diffusione dei risultati
conseguiti nel triennio del P.T. 2012-2014
nella linea progettuale 1, relativa allo
sviluppo di competenze
scientifiche nel campo della
sicurezza nucleare

Felice De Rosa

RACCOLTA E DIFFUSIONE DEI RISULTATI CONSEGUITI NEL TRIENNIO P.T. 2012-2014 NELLA LINEA
PROGETTUALE 1, RELATIVA ALLO SVILUPPO DI COMPETENZE SCIENTIFICHE NEL CAMPO DELLA SICUREZZA
NUCLEARE

Felice De Rosa - ENEA

Settembre 2015

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2014

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

Linea: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Obiettivo: SComunicazione e diffusione dei risultati

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Titolo

Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel triennio del PT 2012-2014 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-MSE: Piano Annuale di Realizzazione 2014, 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: Sicurezza Nucleare

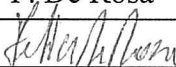
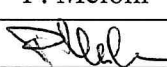
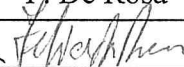
Sommario


Vengono descritte le principali attività di diffusione dell'informazione e i risultati conseguiti nel triennio 2012-14, in ambito del progetto B.3.1. – Linea progettuale 1: “Sviluppo di Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare”

Note

Copia n.


In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	24/09/2015	NOME	F. De Rosa	P. Meloni	F. De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	2	28

INDICE DEI CONTENUTI

1.	INTRODUZIONE	3
2.	PRIMA ANNUALITÀ: 1/10/2012 – 30/09/2013	4
	2.1 Obiettivo A: «Acquisizione, Sviluppo e Validazione di Codici e Metodi per Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»	4
	2.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»	5
	2.3 Obiettivo C: «Sperimentazioni a Supporto degli Studi sulla Sicurezza»	7
	2.4 Diffusione dell’informazione – prima annualità.....	8
3.	SECONDA ANNUALITÀ: 1/10/2013 – 30/09/2014	9
	3.1 Obiettivo A: «Acquisizione, Sviluppo e Validazione di Codici e Metodi per Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»	9
	3.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»	11
	3.3 Obiettivo C: «Sperimentazioni a Supporto degli Studi sulla Sicurezza»	12
	3.4 Obiettivo D: « Diffusione dell’informazione – seconda annualità».....	13
4.	TERZA ANNUALITÀ: 1/10/2014 – 30/09/2015	14
	4.1 Obiettivo A: « Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»	14
	4.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»	16
	4.3 Obiettivo C: «Sperimentazione e Calcolo in Appoggio agli Studi sulla Sicurezza».....	20
	4.4 Obiettivo D: Diffusione dell’informazione – terza annualità.....	22
5.	PUBBLICAZIONI PRODOTTE NEL TRIENNIO DI RIFERIMENTO COME RISULTATI DI ATTIVITA’ SVOLTE NEL PAR	23
6.	CONCLUSIONI.....	27

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-058	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 28
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

1. INTRODUZIONE

Le principali attività nel settore della sicurezza nucleare, condotte nell'ambito dei programmi nazionali di ricerca e sviluppo, sono finanziate dal Ministero dello Sviluppo Economico – MiSE. Uno dei riferimenti più rilevanti è l'AdP – PAR 2012-2014, Accordo di Programma triennale, relativo alla Ricerca di Sistema Elettrico.

Il Progetto B.3.1 dell'AdP è articolato nelle due seguenti linee, indipendenti, ma sinergicamente legate:

- LP1: Sviluppo di Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare.
- LP2: Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione.

In questo documento sono sinteticamente raccolte informazioni sull'attività svolta nel triennio 2012-2014, Linea Progettuale 1.

La forma di divulgazione più concreta, immediata e diretta, in questi tre anni di PAR, è consistita nell'emissione di 59 rapporti tecnici, in cui sono raccolti i risultati delle ricerche condotte nei 36 mesi di riferimento, con inizio 1 ottobre 2012 e fine 30 settembre 2015.

La diffusione dell'informazione scientifica è stata favorita dalla stretta collaborazione con il consorzio interuniversitario CIRTEN e l'Industria, nello specifico la SIET di Piacenza.

I ricercatori impegnati nella LP1 hanno prodotto memorie scientifiche pubblicate su riviste nazionali e internazionali e sono stati organizzati seminari e convegni. Tutta la documentazione tecnica prodotta in ambito PAR è di libera consultazione le descrizioni dettagliate di quanto qui viene riportato in modo più generale.

2. PRIMA ANNUALITÀ: 1/10/2012 – 30/09/2013

Le attività della prima annualità della LP1 sono state svolte in tre obiettivi.

2.1 Obiettivo A: «Acquisizione, Sviluppo e Validazione di Codici e Metodi per Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»

Quattro sono le task che compongono questo obiettivo.

Task A1: “Dati nucleari e librerie per schermaggio e dosimetria”

Il lavoro svolto nella task è consistito nella determinazione di sezioni d’urto teoriche di fissione neutronica nell’intervallo di energia 100 MeV - 1 GeV utilizzando, per lo stadio di cascata intranucleare della reazione, il modello di Liegi, INCLXX, e per lo stadio di decadimento del nucleo residuo diversi modelli di evaporazione e fissione, con particolare riferimento a GEMINIXX e ABLA07.

Task A2: “Metodi Monte Carlo e Deterministici per Analisi di Sicurezza Nocciolo e Stoccaggio Combustibile”

L’attività si è sviluppata su tre tematiche principali (tutte svolte da ENEA) e ha riguardato studi probabilistici e studi deterministici. Per la parte probabilistica si è operato uno studio del fenomeno noto come “flux tilt” e sviluppo e validazione di nuovi algoritmi utilizzando il metodo “source-iteration”. Per la parte deterministica, si è proceduto all’analisi neutronica per valutazioni di sicurezza del nocciolo di start-up di un PWR da 900 MWe (reattore presente in molte centrali “frontaliere”) e all’acquisizione del Codice FLICA per l’analisi termoidraulica di nocciolo dei PWR.

Task A3: “Acquisizione, Sviluppo e Validazione di Strumenti di Calcolo per la Valutazione delle Conseguenze di Incidenti Gravi”

L’attività si è sviluppata su cinque tematiche con contributi di ENEA su tutte le tematiche e di CIRTEN (UNIBO per la tematica 4 e UNIPI per la 5).

L’obiettivo principale della tematica 1 è stato quello di simulare la facility sperimentale PEARL, per supportare l’IRSN nella definizione della matrice di prova e delle specifiche del programma sperimentale, dedicato allo studio della fase incidentale caratterizzata dal reflooding di un nocciolo degradato (debris bed). Per la tematica 2, in collaborazione con IRSN, si è proceduto alla validazione del codice DRACCAR, sviluppato per simulare il comportamento termomeccanico e termoidraulico delle barrette di combustibile nel corso di un incidente di perdita del refrigerante primario, considerando una geometria 3D cilindrica. Per la tematica 3, si è proceduto alla valutazione, con il codice TRANSURANUS, delle correlazioni di fusione del combustibile MOX per reattori veloci. Nella tematica 4 si è proceduto alla simulazione di un incidente grave, con l’uso del codice integrale ASTEC, in una tipologia di reattore PWR presente in centrali nucleari frontaliere. Nella tematica 5 è stata condotta la simulazione di un incidente grave con l’uso del codice integrale MELCOR, in una tipologia di reattore di nuova generazione, dotato di sistemi di sicurezza attiva.

Task A4: “Metodi per valutazioni di Sostenibilità”

L’attività si è sviluppata su cinque tematiche, con contributi ENEA su tutte e di CIRTEN (UNIPD) sulla tematica 5. Nella tematica 1 si è seguito lo sviluppo di metodologie per valutazioni

PR&PP (Proliferation Resistance & Physical Protection). Nella tematica 2 si è portato a termine uno studio sull'impatto che un evento intrusivo in un reattore tipo TRIGA può determinare. In particolare, sono iniziati studi sulle metodologie da applicare nel caso di un evento di origine dolosa che si verifica in un reattore di ricerca per valutare le conseguenze sulla popolazione e sull'ambiente circostante l'area dell'impianto. Nella tematica 3 si è proceduto allo studio degli aspetti riguardanti lo sviluppo e il progetto concettuale di reattori innovativi idonei alla chiusura del ciclo del combustibile nucleare. Nella tematica 4, la partecipazione a IGD-TP (Implementing Geological Disposal Technology Platform) ha permesso di prendere parte, oltre che all'Exchange Forum annuale, anche alle "Joint Actions", gruppi di lavoro che attuano il Deployment Plan (pubblicato nel 2012), e che in genere si concretizzano in Progetti Europei di grande respiro sulle tematiche individuate nella SRA (Strategic Research Agenda). Nella tematica 5 l'obiettivo principale è stato quello di sviluppare una metodologia per stimare l'interconnessione tra mix di fonti energetiche (nucleare, fossili, rinnovabili), i costi medi di generazione e le emissioni specifiche.

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

- RdS/2013/055: Effetti di struttura nucleare sulla fissione neutronica di ^{239}Pu
- RdS/2013/056: BUGENDF70.BOLIB – An ENEA-Bologna ENDF/B-VII.0 Cross Section Library ($47\text{ n} + 20\ \gamma$) in FIDO-ANISN Format for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications
- RdS/2013/057: Use of Monte Carlo in State-of-the-Art PWR Design: Study of Tilt in the NEA UAM PWR Benchmark and Development and Testing of New Algorithms within Monte Carlo Eigenvalue Calculations employing the Source-Iteration Method
- RdS/2013/058: Analisi Neutronica per Valutazioni di Sicurezza del Nocciolo di Start-up di un PWR da 900 MWe
- RdS/2013/059: Acquisizione del codice FLICA: Metodi di Calcolo Utilizzati nei Codici Francesi per l'Analisi Termoidraulica di Nocciolo dei PWR.
- RdS/2013/060: Calcoli e valutazioni relativi ai codici di calcolo specifici per l'analisi degli incidenti gravi.
- RdS/2013/061: "Metodi per valutazioni di sostenibilità legati a resistenza alla proliferazione, ciclo del combustibile, interfaccia safety/security e scenari energetici".
- RdS/2013/062: "Una mappa delle emissioni specifiche e del costo medio di generazione di diversi mix elettrici".

2.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»

In questo obiettivo le attività sono state distribuite in tre task.

Task B1: "Sviluppo di una metodologia per valutazioni di sicurezza in situazioni incidentali o di pre-emergenza"

L'attività si è sviluppata su quattro tematiche con contributi ENEA su tutte e di CIRTEN (UNIBO per la tematica 1, UNIRM1 per la tematica 2).

Nella tematica 1 si è proceduto ad una serie di calcoli di inventari di nocciolo, con affinamento della metodologia ed applicazione ai reattori frontaliere. L'attività svolta nella tematica 2 ha consentito la messa a punto del modello MELCOR di un tipico impianto nucleare PWR da 900 MWe, con riferimento ad un transitorio incidentale denominato SBO (Station Black out). Nella tematica 3 sono state gettate le basi per la realizzazione di un database esperto. In questa fase sono state raccolte informazioni sullo stato dell'arte dei principali database e degli strumenti di supporto alle decisioni per le emergenze nucleari. Si è poi proceduto all'implementazione del modulo «NPP», basato sul database dei reattori frontaliere e all'implementazione del modulo «Inventari», basato sui calcoli di inventario di nocciolo per tutti i reattori frontaliere. Nella tematica 4, l'attività svolta ha consentito di mettere in luce le caratteristiche principali di una catena di simulazione “fast running” per l'analisi di incidenti nucleari.

Task B2: “Applicazione di Metodologia PSA e IDPSA del tipo Risk-Informed per la Stima del Rischio da Eventi Esterni”

L'attività svolta ha affrontato le problematiche relative alla connessione tra PSA (Probabilistic Safety Assessment) e DSA (Deterministic Safety Assessment). Un'applicazione pilota, in termini di definizione di sequenza dell'incidente e relativa valutazione, è stata indicativamente proposta come caso studio e come fase iniziale per l'implementazione di una metodologia appropriata alla valutazione del rischio associato ad eventi iniziatori esterni, come si è verificato in Giappone, con forte impatto sulla centrale di Fukushima Dai-ichi. Il lavoro è stato svolto dall'ENEA con il contributo di CIRTEN (UNIFI).

Task B3: “Confronto e Valutazione della Risposta di Sistemi Attivi e Passivi in Reattori Innovativi”

L'analisi ha evidenziato quanto l'affidabilità debba essere considerata il più importante fattore nel processo di scelta tra i sistemi attivi e quelli passivi. Quale dei due approcci sia il migliore è un problema aperto, nonostante il rilevante sforzo compiuto dalla comunità internazionale negli ultimi anni. Il lavoro è stato svolto dall'ENEA con il contributo di CIRTEN (UNIRMI).

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

- RdS/2013/063: “Calcoli di inventario di nocciolo: affinamento della metodologia ed applicazione ai reattori frontaliere”
- RdS/2013/064: “Calcoli per la caratterizzazione dei vari impianti nucleari in condizioni di incidente grave”.
- RdS/2013/065: “Realizzazione di un database esperto per supportare la gestione di una situazione di crisi – fase 1”
- RdS/2013/066: “Sviluppo di una catena di simulazione fast-running per le fasi avanzate dell'incidente”.
- RdS/2013/067: “Rapporto tecnico sulle metodologie di analisi degli eventi esterni e stima del rischio”
- RdS/2013/068: “Confronto e valutazione della risposta di sistemi attivi e passivi in reattori a fronte di sequenze incidentali significative ai fini della sicurezza”

2.3 Obiettivo C: «Sperimentazioni a Supporto degli Studi sulla Sicurezza»

In questo obiettivo le attività sono state distribuite in due task.


Task C1: “Studi per il completamento della facility SPES3 presso la SIET”

La facility SPES3, simulatore integrale di SMRs (Small Modular Reactors), parzialmente realizzata presso i laboratori SIET, permette di procedere alla valutazione dei principi di sicurezza intrinseca, che sono alla base della “safety by design” dei reattori innovativi e la validazione e verifica di codici termoidraulici di sistema, utilizzati per le simulazioni d’impianto dei reattori. Per valutare i costi di completamento della facility e le conseguenti azioni da svolgere, nel PAR2012 sono stati effettuati studi economici, da parte di ENEA, SIET e CIRTEN, per definire un piano di completamento (compito SIET), per trovare partner disposti a contribuirvi (compito POLIMI) e per valutare l’utilizzo di componentistica preesistente (studi ENEA e UNIPA). La task si è sviluppata su due tematiche. Nella tematica 1 si è proceduto alla valutazione dei costi di realizzazione della configurazione originale della facility SPES3, con l’individuazione di partnership industriali per contribuire al completamento della facility e allo scopo di favorire la visibilità sul mercato internazionale degli SMR. Dalla dettagliata valutazione economica si è concluso che sono necessari fondi pari a circa 8,5 M€, IVA esclusa, ed un tempo complessivo di 2,5 anni, con un possibile risparmio di circa 2,65 M€ se si fa ricorso a contributi “in kind”. Tali cifre sono completamente incompatibili con il finanziamento previsto per la LP1 nel Piano Triennale 2012-2014. Nella tematica 2, con il contributo di CIRTEN (UNIPA), si è valutata la fattibilità di una diversa configurazione della facility SPES3. La rappresentatività di una nuova configurazione che utilizzi il canale di potenza e le pompe della precedente facility SPES2 è stata valutata con simulazioni RELAP5 di transitori di Station Black-Out e Small Break LOCA. Sono richieste modifiche, da valutare con il progettista di SPES3 (SIET), per simulare l’accoppiamento tra primario e contenimento.

Task C2: “Sperimentazione su Componenti Critici e Strumentazione Prototipica”

Nelle annualità dei precedenti PAR sono state realizzate infrastrutture sperimentali per lo studio di componenti critici nello sviluppo di reattori innovativi e di strumentazione prototipica necessaria per la facility sperimentale SPES3. Nella prima annualità del PAR 2012-14 l’investigazione sperimentale è proseguita per ampliare la base di dati su cui validare i modelli analitici, che in parallelo sono stati sviluppati.

La task si è svolta secondo su due tematiche. La prima ha riguardato prove sperimentali e modello numerico dello spool piece (impegno di POLITO), con messa a punto e qualifica della strumentazione per la misura della portata bifase in SPES3 (SIET). Nella seconda si è proceduto alla validazione di codici e alla qualifica di modelli per problematiche di miscelamento nel fondo vessel di reattori innovativi (compito UNIPI) e di scambio termico in generatori di vapore innovativi (POLIMI). SIET ha integrato la sonda capacitiva per la misura del grado di vuoto con un “drag disk” (o Tubo di Pitot) per la misura del flusso della quantità di moto ed un Vortex per misurare velocità media della miscela. Per quanto riguarda le prove sperimentali in acqua-vapore in disposizione orizzontale, POLITO ha proposto di accoppiare alla sonda capacitiva un venturimetro per la misura della caduta di pressione, acquisendo valori di temperatura e pressione. Infine, sfruttando il database sperimentale costruito nei precedenti PAR, sono state investigate tre importanti problematiche connesse al flusso in tubi elicoidali: a) sviluppo di correlazioni in grado di valutare l’effetto della curvatura nella transizione da flusso laminare a turbolento; b) valutazione qualitativa dell’effetto della potenza scambiata sulla componente

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	8	28

dovuta all'attrito delle perdite di pressione; e c) verifica della capacità dei codici CFD (FLUENT) di predire le perdite di pressione in flusso bifase adiabatico.

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

- RdS/2013/069: Valutazione dei costi per la realizzazione della configurazione originale della Facility SPES-3 presso la SIET – parte A
- RdS/2013/070: Valutazione dei costi per la realizzazione della configurazione originale della Facility SPES-3 presso la SIET – parte B
- RdS/2013/071: Fattibilità di una diversa configurazione della facility SPES3
- RdS/2013/072: Prove sperimentali e modello numerico dello Spool Piece (costituito da Venturi e misuratore di grado di vuoto) in deflusso bifase
- RdS/2013/073: Relazione tecnica sulla messa a punto della strumentazione per la misura della portata bifase nella facility SPES-3
- RdS/2013/074: Validazione codici e qualifica modelli per problematiche di miscelamento e scambio termico in reattori innovativi
- RdS/2013/075: Validazione di codici e qualifica modelli per problematiche di scambio termico in generatori di vapore innovativi.

2.4 Diffusione dell'informazione – prima annualità


L'ENEA si è impegnata a diffondere le attività di ricerca svolte nell'ambito dell'Accordo di Programma, linea progettuale LP1, prima annualità, con l'organizzazione di un kick-off meeting, a cui hanno partecipato tutti i soggetti interessati allo sviluppo delle attività, in particolare i ricercatori di ENEA, CIRTEN e SIET. Sono anche stati organizzati una iniziativa a carattere informativo/divulgativo presso l'università di Palermo e un incontro internazionale, come positiva ricaduta della ricerca svolta nel PAR, per ampliare i contenuti dell'accordo bilaterale di collaborazione con IRSN.

Il 7 giugno 2013, presso la Sala del Consiglio, Facoltà di Ingegneria, DEIM -Dipartimento Energia, Ingegneria dell'informazione e Modelli Matematici dell'Università di Palermo, ricercatori ENEA dell'unità tecnica UTFISSM, hanno svolto un seminario dal titolo: “Sicurezza dei Reattori Nucleari” con successiva discussione generale con i dottorandi sui loro temi di ricerca personali e sugli interessi relativi a quanto presentato.

Nel seminario internazionale con i francesi di IRSN, svolto in data 11 luglio 2013, si è invece trattato il tema della safety e della preparazione e risposta all'emergenza radiologica e nucleare.

L'incontro è stato organizzato all'ENEA di Bologna per promuovere attività comuni di ricerca sul tema della “Nuclear and Radiological Emergency Response & Preparedness”.

Sono stati discussi i principali temi del momento e si sono avute presentazioni sia da parte IRSN, sia ENEA, rivolte all'individuazione dei migliori strumenti di predizione per il supporto alle autorità di sicurezza e agli operatori durante la gestione di situazioni di emergenza, tenendo conto degli insegnamenti tratti dall'incidente di Fukushima e dalle successive attività di valutazione della sicurezza (stress test).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	9	28

A conclusione della prima annualità del PAR si è svolto un seminario a cui sono stati invitati i principali contributori (ENEA, CIRTEN e SIET) per discutere collegialmente i risultati conseguiti e la miglior via per mettere in campo successive azioni al fine di ottimizzare le attività di ricerca da svolgere durante le successive annualità. Questo evento si è svolto in data 12 dicembre 2013.

Negli obiettivi della prima annualità non è stato esplicitamente previsto uno spazio completamente dedicato alla diffusione dell'informazione della ricerca svolta in quanto, essendo questa la prima annualità, si è considerato più rilevante raccogliere i contenuti della ricerca, svolgere attività di diffusione della stessa e poi documentarla nelle due successive annualità.

3. SECONDA ANNUALITÀ: 1/10/2013 – 30/09/2014

Le attività della seconda annualità della LP1 sono state svolte in quattro obiettivi.

3.1 Obiettivo A: «Acquisizione, Sviluppo e Validazione di Codici e Metodi per Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»

In questo obiettivo le attività sono state distribuite in quattro task.

Task A1: “Dati Nucleari e Librerie per Schermaggio e Dosimetria”


In questa task sono state sviluppate le tre seguenti tematiche: a) studio di modelli per il calcolo di sezioni d'urto di fissione e simulazione con codice Monte Carlo delle distribuzioni angolari dei prodotti di fissione; b) continuazione delle attività di validazione delle librerie di lavoro a gruppi BUGJEFF311.BOLIB e BUGENDF70.BOLIB per lo schermaggio ed il danno da radiazione LWR, prodotte recentemente in ENEA-Bologna e c) aggiornamento delle librerie di decadimento contenute nel package per il calcolo dell'attivazione di materiali sottoposti ad irraggiamento neutronico ANITA basandosi sui dati più recenti disponibili (EAF-2010, JEFF-3.1/RDD).

Le tematiche di questa task sono state condotte dall'ENEA e in particolare dai ricercatori del *Gruppo Dati Nucleari* del laboratorio PRONOC «Analisi e Progettazione del Nocciolo e degli Schermaggi» di UTFISSM, Unità Tecnica «Metodi per la Sicurezza dei Reattori e del Ciclo del Combustibile».

Task A2: “Metodi Monte Carlo e Deterministici per Analisi di Sicurezza Nocciolo e Stoccaggio di Materiale Fissile”

In questa task sono state sviluppate le due seguenti tematiche: a) metodi Monte Carlo per l'analisi di sicurezza del nocciolo e lo stoccaggio di materiale fissile; b) calcolo preliminare dei parametri neutronici e termoidraulici necessari per una successiva descrizione con codici deterministici del primo ciclo di funzionamento.

Le attività sono state condotte dall'ENEA, in particolare da ricercatori del laboratorio PRONOC di UTFISSM.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	10	28

Task A3: “Validazione Codici Incidentali e Modelli Fenomenologici per Simulazione di Transitori su Reattore PWR da 900 MWe e per Confronto con Dati Disponibili da Prove Sperimentali”

In questa task sono state trattate le tre seguenti tematiche: a) studi sul reflooding di mezzi porosi attraverso analisi di pre- e post-test a supporto del programma sperimentale PEARL, per la validazione dei modelli presenti nei codici ICARE/CATHARE e ASTEC; b) studi per la realizzazione di un nuovo modello, da inserire nel codice TRANSURANUS per il calcolo della “plenum temperature” e c) verifica dei progressi e dell’affidabilità dei codici ASTEC e MELCOR attraverso il confronto dei risultati di calcolo riferiti ad una sequenza incidentale significativa per reattori PWR da 900 MWe.

Le tematiche di questa task sono state condotte da ricercatori ENEA dei laboratori SICSIS «Sicurezza Nucleare e Analisi di Sistema» e SICCOMB «Sicurezza del Ciclo del Combustibile» di UTFISSM, in stretta collaborazione con un ricercatore di UTIS, Unità Tecnica «Ingegneria Sperimentale» del Brasimone, e del CIRTEN, in particolare Università di Bologna e di Pisa.


Task A4: “Metodi per Verifiche di Sostenibilità”

Sono qui state trattate le due seguenti tematiche: a) valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica, security e interfaccia con la safety, sostenibilità del ciclo del combustibile; b) contributo alla piattaforma IGD-TP e altre iniziative internazionali sulla gestione dei rifiuti radioattivi.

Le tematiche di questa task sono state sviluppate da ricercatori ENEA dei laboratori PRONOC e SICCOMB di UTFISSM, in stretta collaborazione con CIRTEN, in particolare con l’Università di Pisa.

Al termine della seconda annualità, i lavori svolti nell’obiettivo A sono stati descritti nei seguenti nove rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2013/076: “Cross Section Calculations for Fission Reactions Induced by Intermediate Energy (100 MeV – 1 GeV) Nucleons and Monte Carlo Simulation of Neutron Flux at the n_TOF facility (CERN)”
- RdS/2013/077: “Validation of the BUGJEFF311.BOLIB, BUGENDF70.BOLIB and BUGLE-96 Cross Section Libraries on the PCA-Replica (Water/Iron) Neutron Shielding Benchmark Experiment”
- RdS/2013/078: “Updating of the Libraries Included in the ANITA-2000 Code Package on the Basis of the JEFF-3.1.1 Radioactive Decay Library”
- RdS/2013/079: “Use of Monte Carlo to Evaluate Radiation Damage to Corium Detector in PWR Severe Accident Scenario”
- RdS/2013/080: “Sezioni d’urto a Due Gruppi del Primo Ciclo di Funzionamento di un PWR da 1600 MWe Finalizzate a Calcoli di Safety di Nocciolo”
- RdS/2013/081: “Development and Verification of Calculation Models for the Accident Analysis in Nuclear Power Plants”

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	11	28

- RdS/2013/082: “Lessons Learned from the Result Comparison of Calculations of a Reference Severe Accident Sequence on a TMI-2 Like PWR Reactor of 900 MWe with the Integral Codes ASTEC and MELCOR”
- RdS/2013/083: “Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security e Sostenibilità del Ciclo del Combustibile”
- RdS/2013/084: “Contributo alla Piattaforma IGD-TP e Altre Iniziative Internazionali sulla Gestione dei Rifiuti Radioattivi”

3.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»

In questo obiettivo le attività sono state distribuite in tre task.

Task B1: “Sviluppo di una Metodologia per Valutazioni di Sicurezza in Situazioni Incidentali o di Pre-Emergenza”


In questa task hanno trovato svolgimento le quattro seguenti tematiche: a) raccolta di coefficienti e parametri integrali per il calcolo rapido di termini sorgente a partire da inventari di nocciolo per LWR; b) studio integrale di sequenze BDBA su reattori del tipo PWR da 900 MWe; c) verifica di fattibilità di una catena di calcolo “fast-running” e studi di “Sensitivity & Uncertainty” con l’uso del codice DAKOTA; e d) proseguimento dell’attività relativa alla realizzazione del database esperto – fase 2.

Per quanto riguarda l’ENEA, le tematiche di questa task sono state condotte da ricercatori dei laboratori SICSIS e PRONOC di UTFISSM, del laboratorio SIMING «Simulatore Ingegneristico» di UTFISST, Unità Tecnica «Tecnologie e Impianti per la Fissione e la Gestione del Materiale Nucleare» e da un ricercatore del Centro ENEA BO. Si è inoltre avuta una stretta collaborazione con CIRTEN, in particolare con ricercatori delle Università di Bologna, Palermo e Roma “Sapienza”.

Task B2: «Applicazione di Metodologia PSA e DSA del Tipo Risk-Informed per la Stima del Rischio di Eventi Esterni»

In questa task è stata trattata la tematica riguardante l’identificazione di specifici aspetti dell’analisi probabilistica di sicurezza, come l’implementazione di modelli nell’approccio probabilistico e calcoli deterministici per valutare la risposta degli impianti relativamente alla funzione di contenimento, a fronte di situazioni incidentali come l’incidente prolungato di Station Black-Out.

La ricerca è stata condotta da ricercatori del laboratorio SICSIS di UTFISSM dell’ENEA, in stretta collaborazione con CIRTEN, in particolare con ricercatori dell’Università di Pisa.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	12	28

Task B3: “Calcolo e Valutazione della Sequenza Incidentale nell’Unità 1 della Centrale Fukushima Dai-ichi. Identificazione delle Principali Criticità per l’Avvio di Azioni di Accident Management con riferimento alle Centrali Prossime ai Confini Nazionali”

Nella task sono state trattate le due tematiche: a) analisi “best estimate” con RELAP5 della sequenza incidentale nell’unità 1 della centrale di Fukushima Dai-ichi; e b) realizzazione di un input-deck MELCOR per lo studio integrale di sequenzebdba su reattori BWR tipo MARK1.

Le tematiche sono state portate avanti da ricercatori dei laboratori SICSIS di UTFISSM e SIMING di UTFISST dell’ENEA, in stretta collaborazione con CIRTEN, in particolare con ricercatori dell’Università di Roma “Sapienza”.

Al termine della seconda annualità, i lavori svolti nell’obiettivo B sono stati descritti nei seguenti sei rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2013/085: “Raccolta di Coefficienti e Parametri Integrali per il Calcolo Rapido di Termini Sorgente a Partire da Inventari di Nocciolo per PWR e BWR”
- RdS/2013/086: “Nodalizzazione MELCOR per lo Studio Integrale di Sequenze Incidentali su Reattori PWR da 900 MWe e valutazioni preliminari d’impatto a breve e medio raggio”
- RdS/2013/087: “Feasibility Analysis and Uncertainty Quantification for a “Fast Running” Chain of Codes for the NPP Accident Management”
- RdS/2013/088: “Realizzazione di un Data Base Esperto a Supporto della Gestione di una Situazione di Crisi – Fase 2
- RdS/2013/089: “Risk Analysis of Nuclear Power Plants against External Events Scenario”
- RdS/2013/090: “Fukushima Dai-ichi Unit 1 Accident Simulation by Best Estimate and Integral Codes & Accident Management Procedures Identification Focusing on BWR close to the Italian Borders”


3.3 Obiettivo C: «Sperimentazioni a Supporto degli Studi sulla Sicurezza»

Le attività sono state distribuite in due task.

Task C1: “Studi Relativi alla Simulazione Integrale di Sistema presso gli Impianti SIET”

Sono qui state trattate le tre seguenti tematiche: a) analisi di fattibilità e costi di una nuova configurazione della facility SPES3 – fase 2; b) studio per la sperimentazione di un sistema per la rimozione del calore residuo in LFR e c) validazione e verifica di CATHARE2 e TRACE sul programma sperimentale SPES2.

Le prime due tematiche sono state condotte dal subcontraente SIET, con la supervisione del responsabile dell’Unità Tecnica UTFISSM. La tematica tre è stata sviluppata da ricercatori del laboratorio SICSIS di UTFISSM dell’ENEA, in stretta collaborazione con CIRTEN, in particolare con ricercatori dell’Università di Palermo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	13	28

Task C2: “Sperimentazione su Componenti Critici e Strumentazione Prototipica per Reattori Innovativi”

In questa task sono state trattate tre tematiche: a) analisi dei dati sperimentali disponibili dello Spool Piece per stimare e ridurre l’incertezza sulle misure di portata; b) modellazione di uno Spool Piece per la stima dei parametri caratteristici dei deflussi bifase e c) analisi comparata delle prestazioni di scambiatori di calore / generatori di vapore compatti per la rimozione della potenza in modo passivo.

La prima tematica è stata portata avanti dal subcontraente SIET. Le tematiche due e tre sono state sviluppate da CIRTEN, in particolare da ricercatori del Politecnico di Torino (tema 2) e del Politecnico di Torino e di Milano (tema 3). Le attività dell’intera task sono state supervisionate dal responsabile dell’Unità Tecnica UTFISSM.


Al termine della seconda annualità, i lavori svolti nell’obiettivo C sono stati descritti nei seguenti sei rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/2013/091: “Analisi di Fattibilità e Costi di una Nuova Configurazione della Facility SPES3”
- RdS/2013/092: “Feasibility Study on the Experimentation of a Decay Heat Removal System (DHRS) for Lead Fast Reactors (LFR)”
- RdS/2013/093: “Validazione e Verifica (V&V) di CATHARE2 e TRACE sul Programma Sperimentale SPES2”
- RdS/2013/094: “Analisi dei Dati Sperimentali Disponibili dello Spool Piece per Stimare e Ridurre l’Incertezza sulla Misura della Portata di Fluido Bifase”
- RdS/2013/095: “Modellazione di uno Spool Piece per la Stima dei Parametri Caratteristici dei Deflussi Bifase”
- RdS/2013/096: “Compact Heat Exchangers/Steam Generators and Decay Heat Removal in Passive Safety Systems: Comparison of Thermal Hydraulic Features”

3.4 Obiettivo D: « Diffusione dell’informazione – seconda annualità»

Al termine della seconda annualità, la descrizione delle attività svolte è stata riportata nel documento: RdS/2013/097: “Diffusione dell’informazione sulle attività svolte in ambito B.3.1-LP1: “Sviluppo di Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare”.

Al fine di presentare le attività previste come contributo della seconda annualità del PAR, si è svolto un workshop a cui sono stati invitati ricercatori e personale tecnico di ENEA, CIRTEN e SIET per presentare e discutere collegialmente il lavoro programmato. Questo evento si è svolto in data 29 aprile 2014. Il giorno dopo, a Bologna, si è tenuto un seminario tematico su “Application of the Proliferation Resistance & Physical Protection Methodology to Nuclear Systems”. Al termine della seconda annualità è stato organizzato un workshop in cui i vari referenti di task hanno descritto i principali traguardi conseguiti e delineato le rimanenti tappe della ricerca per giungere alla conclusione di tutti gli obiettivi prefissati a preventivo. Questo obiettivo è stato seguito direttamente dal coordinatore della LP1.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	14	28

4. TERZA ANNUALITÀ: 1/10/2014 – 30/09/2015

Le attività della terza annualità della LP1 sono state svolte in quattro obiettivi.

4.1 Obiettivo A: « Studi ed Analisi di Sicurezza e Sostenibilità»

In questo obiettivo le attività sono state distribuite in tre task.

Task A1: “Produzione e validazione di librerie di dati nucleari dedicate ad analisi di schermaggio, danno da radiazione ed attivazione”

La prima delle due tematiche sviluppate in questa task è relativa alla continuazione delle attività di produzione e validazione delle librerie di Sezioni d’Urto VITJEFF32.BOLIB (Basate su Dati Nucleari JEFF-3.2) per analisi di schermaggio e danno da radiazione.

Il Gruppo Dati Nucleari (GDN) di FSN-SICNUC-PSSN (Laboratorio Progettazione e Supporto Tecnico per la Sicurezza e la Sostenibilità Nucleare, denominazione precedente: UTFISSM-PRONOC), divisione SICNUC (Sicurezza e Sostenibilità del Nucleare, che ha sostituito UTFISSM), ha concluso nei tempi previsti l’attività di processamento e validazione della libreria multi-purpose, accoppiata n- γ VITJEFF32.BOLIB a gruppi fini (199 n + 42 γ), basata su dati nucleari valutati JEFF-3.2. VITJEFF32.BOLIB, basata sul metodo Bondarenko per il trattamento dell’autoschermo delle risonanze neutroniche e degli effetti di temperatura, è principalmente dedicata ad applicazioni di schermaggio e danno da radiazione nei reattori a fissione.

La seconda tematica è relativa alla continuazione delle attività sulla validazione delle librerie aggiornate di dati di decadimento radioattivo del sistema ANITA-2000 su dati sperimentali da FNS-JAERI. Le librerie aggiornate sono state validate per confronto tra i risultati dei calcoli effettuati con il codice ANITA-4M ed i valori sperimentali di calore di decadimento misurati alla fine degli anni ’90 al Fusion Neutronic Source (FNS) del Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) (attualmente JAEA), Tokai, Japan.

Task A2: “Metodi Monte Carlo e Deterministici per Analisi di Sicurezza Nocciolo e Stoccaggio di Materiale Fissile”

La prima delle due tematiche ha riguardato la progettazione di strumentazione per il monitoraggio del livello di degradazione di un nocciolo di PWR durante un incidente severo.

Il lavoro è finalizzato alla consulenza e supporto all’IRSN (Istituto di Radioprotezione e Sicurezza Nucleare) per calcoli di irraggiamento per la progettazione di reattori PWR.

Una prima fase ha riguardato la produzione dei risultati a inizio dicembre 2014, fino alle ultime valutazioni, ottenute a inizio marzo 2015. Ulteriori calcoli sono stati effettuati per analizzare il modello alla luce dei risultati già ottenuti. Le principali variazioni rispetto al modello iniziale sono legate allo spettro di generazione dei neutroni ad opera del Pu239. A inizio maggio 2015 sono stati forniti i risultati di flusso neutronico e di irraggiamento gamma verso la parte inferiore (più sottile) del recipiente in pressione dell’EPR.

Oltre alle valutazioni del problema mediante un classico approccio disaccoppiato (un calcolo di auto-valore in cui vengono memorizzati i siti di fissione secondo una discretizzazione spaziale a cui segue un calcolo in sorgente fissa), nella mensilità di aprile 2015 è stata iniziata una campagna di simulazioni per generare risultati equivalenti impiegando un’unica valutazione, comprendente anche il calcolo di autovalore. Una nuova attività è stata avviata durante il mese

di agosto 2015 per il calcolo dei coefficienti di vuoto, per prima in un reattore refrigerato a sodio (ESFR) e conseguentemente in un reattore ad acqua bollente (BWR).

La seconda tematica ha trattato la parte deterministica. L'esperienza operativa maturata con i PWR di seconda generazione ha mostrato che ad inizio ciclo – BOC – alcune configurazioni di nocciolo possono essere affette da un disequilibrio azimutale statico della potenza, conosciuto come “power tilt”, la cui origine, pur non essendo ancora precisamente e pienamente compresa, dipende ragionevolmente dalla combinazione casuale di numerosi parametri. In presenza di combustibile fresco e a piena potenza, il power tilt, definito come differenza relativa tra la potenza media di un quadrante e quella calcolata su un quarto di nocciolo, oscilla tra 2,2% e 3,5% per i reattori francesi CPY da 900 MWe e tra 2,0% e 2,5% per i reattori da 1300 MWe.

Dagli studi condotti in questa terza annualità, si è trovato che conviene stimare il tilt azimutale del flusso attraverso misure differenziali del valore di antireattività delle barre di controllo in quei sistemi che non permettono, a bassa potenza, misure dirette di distribuzione di flusso e potenza (ad esempio attraverso l'utilizzo di camere mobili). La correlazione tra tilt e variazione del worth delle barre di controllo rispetto al caso pienamente simmetrico, è stata valutata sia numericamente, con riferimento al nocciolo del PWR di terza generazione proposto nel Benchmark UAM, sia teoricamente attraverso la Teoria Classica delle Perturbazioni (CPT). Le tematiche di questa task sono state condotte dall'ENEA e in particolare da ricercatori del laboratorio PSSN di FSN-SICNUC.

Task A3: «Metodi per Verifiche di Sostenibilità»

La prima delle due tematiche trattate nella task riguarda le attività relative alla resistenza alla proliferazione, nuclear security e sostenibilità del ciclo del combustibile.

In continuità con le attività delle prime due annualità, è proseguito lo sviluppo e il monitoraggio di attività e metodologie che interessano valutazioni di resistenza alla proliferazione e protezione fisica, nuclear security e altri elementi di sostenibilità del ciclo del combustibile: ovvero, come già rimarcato in precedenza, elementi di interesse trasversale per le attività nucleari nazionali. Riguardo le tematiche di non proliferazione, è continuata la partecipazione ai gruppi di lavoro GIF Proliferation Resistance and Physical Protection (PR&PP-WG) e IAEA-INPRO. Per la parte security, le attività legate al processo del Nuclear Security Summit rimangono prioritarie, assieme a quelle svolte in ambito IAEA. Nel contesto NEA è continuato il contributo legato alle valutazioni di sostenibilità del ciclo del combustibile e analisi di opzioni di cicli avanzati, in particolare riguardo le incertezze nelle assunzioni generali di scenari energetici, oltre alle valutazioni su esperimenti integrali per migliorare le conoscenze sugli attinidi minori. La seconda tematica ha invece abbracciato le attività relative al contributo alla piattaforma IGD-TP e ad altre iniziative internazionali sulla gestione dei rifiuti radioattivi. Le tematiche di questa task sono state sviluppate da ricercatori dei laboratori PSSN e TNMT (Laboratorio Metodi e Tecniche Nucleari per la Sicurezza, il Monitoraggio e la Tracciabilità, in sostituzione del precedente UTFISSM-SICCOMB) dell'ENEA.

Al termine della terza annualità, i lavori svolti nell'obiettivo A sono in fase di emissione ed inseriti nei seguenti sei rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/PAR2014/125: “VITJEFF32.BOLIB - An ENEA-Bologna Fine-Group Coupled (199 n + 42 γ) Cross Section Library in AMPX Format Based on JEFF-3.2 Data”
- RdS/PAR2014/126: “Validation of the updated decay data libraries of the ANITA-2000 activation code package on experimental data produced by FNS-JAERI

- RdS/PAR2014/127: “Monte Carlo Methods for Core Safety Analysis: Design of Instrumentation for monitoring PWR Core Degradation in case of a Severe Accident”
- RdS/PAR2014/128: “Valutazioni, con codici deterministici, dei fenomeni di tilt azimutale in reattori PWR e del loro impatto sui margini di sicurezza del nocciolo”
- RdS/PAR2014/129: “Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security e Sostenibilità del Ciclo del Combustibile”
- RdS/PAR2014/130: “Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre iniziative internazionali sulla gestione dei rifiuti radioattivi”

4.2 Obiettivo B: «Metodologie Avanzate per la Valutazione delle Conseguenze Incidentali»


In questo obiettivo le attività sono state distribuite in tre task.

Task B1: “Analisi incidentale e valutazioni di sicurezza per reattori BWR e PWR di centrali prossime ai confini nazionali”

La prima delle tre tematiche trattate in questa task è relativa ai calcoli di inventari di nocciolo per le centrali frontaliere a combustibile misto UOX-MOX e valutazione del termine sorgente in condizioni incidentali severe per alcune sequenze di particolare interesse.

L’attività si è delineata come logica prosecuzione di quelle svolte nelle due precedenti annualità, finalizzate ad accrescere le competenze in merito all’acquisizione delle metodologie necessarie per realizzare calcoli d’inventario di nocciolo (IC) ed alla valutazione fast-running del termine sorgente (TS) per impianti nucleari ad acqua leggera (LWR) in condizioni incidentali severe per ciascuna delle 26 centrali distanti dal confine nazionale meno di 200 km (centrali frontaliere). L’aggiornamento realizzato in quest’ultima annualità ha permesso di ottenere conoscenze in merito al comportamento neutronico di un combustibile ad ossidi misti (MOX) ed al termine sorgente ad esso associato. Le conclusioni raggiunte sono che un sistema MOX, rispetto ad un sistema UOX e per una configurazione ad un solo assembly, può essere bruciato a valori più elevati di burnup anche se a BOL risulta $K_{MOX} < K_{UOX}$. L’inventario ad ossidi misti (MOX) presenta un’attività iniziale minore ed una potenza di decadimento maggiore rispetto ad un sistema UOX. La valutazione ed il calcolo del TS, a partire da inventari ad ossidi misti, ha mostrato la necessità dell’utilizzo dei coefficienti di rilascio aggiornati rispetto alle valutazioni, che sono risultate essere sovrastimanti, sino ad oggi utilizzate e presenti nella norma regolatoria americana NUREG-1465. Per quanto riguarda l’ENEA, la tematica è stata condotta da ricercatori del laboratorio PSSN di SICNUC, in stretta collaborazione con il CIRTEN, in particolare con ricercatori dell’Università di Bologna.

La seconda tematica si è concentrata sulla validazione del comportamento di noccioli PWR e del livello di confidenza dei risultati ottenuti con l’uso di codici meccanicistici e/o integrali mediante il calcolo di sequenze incidentali in reattori PWR con riferimento al reattore della centrale TMI-2. A completamento dell’attività svolta nelle precedenti annualità, sono stati eseguiti calcoli parametrici con ASTEC (UNIBO) e MELCOR (UNIPI) con riferimento all’analisi della sequenza incidentale severa di SBLOCA (Small Break LOCA) già considerata precedentemente per il reattore TMI-2 allo scopo di:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	17	28

- Spiegare le ragioni delle rilevanti discrepanze osservate nel confronto dei risultati dei due codici e indotte dai diversi modelli e parametri di degradazione nocciolo impiegati.
- Valutare il livello di confidenza dei risultati prodotti dai due codici nell'analisi di incidenti severi.

Inoltre è stata verificata la possibilità di arrestare il processo di degradazione nocciolo attraverso misure di “Accident Management” con attivazione (ritardata) del sistema di refrigerazione di emergenza.

Per quanto riguarda l'ENEA, la tematica è stata condotta da ricercatori del laboratorio SIN (Sicurezza degli Impianti Nucleari) di SICNUC in stretta collaborazione con il CIRTEN, in particolare con ricercatori dell'Università di Bologna e di Pisa.

La terza tematica della task ha riguardato specificamente attività di calcolo con riferimento all'analisi incidentale utilizzando il codice MELCOR, acquisito nell'ambito del Programma di Ricerca della USNRC Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP), con lo studio di transitori di interesse che possono verificarsi in reattori frontaliere (PWR e BWR).

In relazione ai reattori di tipo PWR, prendendo come riferimento un generico reattore da 900 MWe, è stato proseguito lo sviluppo della nodalizzazione MELCOR, e sono stati analizzati tre differenti transitori del tipo “Beyond Design Basis accident (BDBA)”: a) Short term Station Blackout (SBO) con possibile rottura dei tubi a U del GV (Steam Generator Tube Rupture - SGTR) indotta da stress termici, non mitigato; b) Loss of Feedwater non mitigato; e c) Large Break Loss of Coolant Accident (LBLOCA) non mitigato.

Tali scenari, visto che sono del tipo non mitigato, determinano fenomeni di degradazione nocciolo con conseguente rottura del vessel e, visto lo scenario di tipo severo ipotizzato, rottura del contenimento con potenziale rilascio di contaminanti radioattivi verso l'ambiente esterno. Questi tre transitori sono stati analizzati al fine di caratterizzare la risposta del reattore di riferimento con tre differenti eventi iniziatori e collezionare i conseguenti termini sorgente.

In relazione al BWR, partendo dall'attività svolta nell'annualità precedente e avendo come riferimento la nodalizzazione MELCOR del reattore di Peach Bottom, sono state apportate tutte le modifiche necessarie per simulare l'unità 1 di Fukushima Dai-ichi e il conseguente transitorio. I risultati verranno successivamente paragonati ai dati sperimentali disponibili in letteratura per valutare l'accuratezza del codice per future analisi sui reattori di tipo BWR frontaliere.

Per quanto riguarda l'ENEA, la tematica è stata condotta da ricercatori del laboratorio SIN in stretta collaborazione con il CIRTEN, in particolare con ricercatori dell'Università di Roma “Sapienza”.

Task B2: “Analisi della risposta di modelli di dispersione e diffusione di contaminanti rilasciati in atmosfera e implementazione della banca dati per valutazioni di sicurezza e supporto alla emergency preparedness – fase 3”

In questa task sono state trattate tre seguenti tematiche. La prima è stata finalizzata alla implementazione della banca dati per valutazioni di sicurezza e supporto alla emergency preparedness. Lo scopo era produrre mappe orografiche e di rugosità da poter usare con riferimento al codice fast-running US-NRC RASCAL per ciascuno dei 12 siti frontaliere individuati come fonte di rischio per l'Italia.

La ricerca è stata condotta da ricercatori del laboratorio PSSN di SICNUC e ISPREV (Ingegneria Sismica e Prevenzione Rischi Naturali) di MET (Divisione Modelli e Tecnologie per

la Riduzione degli Impatti Antropici e dei Rischi Naturali), dipartimento SSPT (Sostenibilità dei Sistemi Produttivi e Territoriali).

La seconda tematica ha riguardato attività di sviluppo e validazione modelli del codice RADCAL-III mod. N. Gli innovativi modelli in sviluppo sono in grado di calcolare le concentrazioni radioattive nelle aree urbane e ad esse circostanti tenendo conto degli ostacoli naturali e artificiali presenti nelle aree urbane, dei loro diversi layout architettonici, e delle diverse condizioni meteorologiche locali. Il lavoro svolto, classificato come fase 1, è ora concluso. La struttura modulare e tutti i modelli sono pronti per la fase 2, che sarà dedicata al calcolo delle concentrazioni radioattive dovute a diversi scenari di incidenti, e ad una serie di confronti, ove possibile, con altri codici per scopi di convalida, come WinMACCS, CALPUFF e RASCAL. La ricerca è stata condotta da ricercatori del laboratorio SIN di SICNUC.

La terza tematica abbraccia una linea di ricerca che si inserisce nell'ambito degli studi condotti dall'ENEA a supporto delle attività di pre-emergenza a seguito di situazioni incidentali in uno degli impianti nucleari dislocati nei Paesi frontalieri dell'Italia. In particolare, le attività hanno riguardato la messa a punto di una procedura che permetta l'uso integrato dei modelli gestiti dal processore Calmet, attraverso l'uso dei pre-processor geofisici e meteorologici TERREL, CTGPROC e MAKEGEO, con i modelli dispersivi di Calpuff. La prima fase del lavoro ha riguardato la gestione dei dati necessari per la definizione delle caratteristiche geomorfologiche del territorio attraverso il Digital Elevation Model (DEM), che tiene conto, nell'andamento della superficie geodetica, dei vari oggetti insistenti sul terreno (elevazione del terreno con presenza di vegetazione, edifici, etc..). Per questa attività sono stati impiegati i dati topografici Shuttle Radar Topography Mission (SRTM), ottenuti dalla NASA con grado di risoluzione di 1 arc-second (30 m). Tali dati sono stati scaricati come immagini in formato digitale GeoTIFF dal sito <http://earthexplorer.usgs.gov/>. Il dominio ricopre un'area di interesse di circa $9.35E5 \text{ km}^2$, definita tenendo in considerazione le coordinate geografiche delle centrali nucleari dislocate in Francia, Svizzera, Germania e Slovenia e una distanza minima dai confini nazionali di circa 250 km. Nella seconda fase dei lavori, si è studiato il formato dei dati meteorologici e il modo con cui tali dati sono codificati per il processamento con i programmi READ62 e SMERGE. I database ottenuti costituiscono la base necessaria per la successiva definizione dell'input Calpuff. La ricerca è stata condotta da ricercatori del laboratorio SIN di SICNUC in stretta collaborazione con CIRTEN e in particolare con ricercatori dell'Università di Palermo.

Task B3: “Applicazione di Metodologia PSA e DSA del tipo “Risk-Informed” per la stima del rischio di eventi esterni”

Come follow-up degli studi finalizzati alla analisi di sicurezza e rischio degli impianti nucleari alla luce dell'incidente di Fukushima, l'attività è consistita nel completamento dell'analisi di sicurezza “Risk-Informed” a fronte di eventi esterni ed in particolare:

- Identificazione degli specifici aspetti relativi alla analisi probabilistica di sicurezza, come evidenziato dall'incidente stesso, che risultano critici quali l'analisi del PSA “level2”, teso alla valutazione del source term, attraverso:
 - ✓ Definizione dei Plant Damage States
 - ✓ Identificazione dei modi di guasto del Contenimento
 - ✓ Ruolo dei sistemi passivi per gli incidenti severi
 - ✓ Ruolo dell'operatore ed affidabilità umana

- ✓ Implementazione delle strategie per la mitigazione degli incidenti severi
- Valutazione del rischio relativo a siti con molte unità, attraverso:
 - ✓ Analisi degli eventi iniziatori
 - ✓ Identificazione delle dipendenze e delle interazioni tra i sistemi
 - ✓ Definizione di nuove misure per il rischio
 - ✓ Esempio illustrativo relativo all'incidente di perdita di alimentazione Esterna

A complemento di quanto sviluppato con il PSA e nell'ottica di un approccio integrato probabilistico- deterministico, è stata eseguita una valutazione del "safety margin" dell'edificio di contenimento, il quale rappresenta l'ultima barriera fisica contro eventuali rilasci di radioattività alla popolazione ed all'ambiente esterno. La determinazione del margine di sicurezza si rende necessaria in particolare per gli impianti nucleari esistenti, i quali sono stati progettati e costruiti con criteri divenuti obsoleti dopo l'evento incidentale di Fukushima. In particolare, analizzando tale sequenza incidentale, sono stati individuati ed analizzati gli aspetti più importanti suscettibili di approfondimento ai fini della verifica strutturale di sicurezza del contenimento. La ricerca è stata condotta da ricercatori del laboratorio SIN di SICNUC in stretta collaborazione con CIRTEN e in particolare con ricercatori dell'Università di Pisa.

Al termine della terza annualità, i lavori svolti nell'obiettivo B sono stati descritti nei seguenti sette rapporti tecnici dettagliati:

- RdS/PAR2014/131: "Calcoli di inventari di nocciolo per le centrali frontaliere a combustibile misto UOX-MOX e valutazione del termine sorgente in condizioni incidentali severe per alcune sequenze di particolare interesse"
- RdS/PAR2014/132: "Assessment of PWR cores behavior and estimate of confidence level got with the use of mechanistic and / or integral codes calculations of accident sequences with reference to TMI-2 reactor"
- RdS/PAR2014/133: "Integral study of accident sequences with reference to NPPs next to the Italian border"
- RdS/PAR2014/134: "Realizzazione di un database esperto a supporto della gestione di una situazione di crisi – fase 3"
- RdS/PAR2014/135: "RADCAL-III mod.N: Calculation of radioactive concentrations in air and at ground level of urban areas located at mesoscale distance (subclass α) from a nuclear plant hit by severe accident - phase 1"
- RdS/PAR2014/136: "Definizione della metodologia e degli input necessari per l'esecuzione di analisi integrate Calmet-Calpuff ai fini della valutazione della dispersione di inquinanti radioattivi in atmosfera"
- RdS/PAR2014/137: "Application of risk-informed probabilistic and deterministic safety approach to estimate the risk of external events"

4.3 Obiettivo C: «Sperimentazione e Calcolo in Appoggio agli Studi sulla Sicurezza»

Le attività sono state distribuite in due task.

Task C1: “Validazione e verifica di codici termo-idraulici e relativi modelli sui test SPES2”

Il lavoro di approfondimento delle problematiche di simulazione con i codici CATHARE2 e TRACE dei transitori SPES2 è continuato con l'impiego di alcuni dei dati della campagna sperimentale condotta sul finire degli anni '90 sulla facility SPES2. Sulla base degli spunti ottenuti nella scorsa annualità, l'ENEA ha apportato migliorie al noding CATHARE. In particolare si è deciso di nodalizzare il downcomer anulare DWC_ANN con l'elemento 3D, di sdoppiare il downcomer tubolare e di modificare la piscina che rappresenta l'IRWST per consentire di descrivere al meglio il fenomeno della circolazione naturale. Il noding così modificato è stato utilizzato per la simulazione dello stesso transitorio incidentale presentato lo scorso anno, vale a dire di un evento incidentale originato da una rottura di due pollici sulla linea di iniezione B dei sistemi di emergenza (Direct Vessel Injection, DVI). I risultati dell'analisi condotta, messi a confronto con i dati ottenuti dalla stessa simulazione effettuata con il vecchio noding della facility e con i dati sperimentali, hanno permesso di mettere in luce la migliorata capacità del modello CATHARE di descrivere il comportamento dell'impianto in condizioni incidentali. Nonostante ciò, dall'esame dell'andamento della portata che fluisce dentro al PRHR e che consente di asportare il calore residuo di decadimento dal circuito primario, si è notato come qualche centinaia di secondi dopo l'intervento di tale sistema la circolazione naturale si blocchi per riprendere subito dopo con valori di portata paragonabili a quelli sperimentali. Tale fenomeno potrebbe essere imputabile alla difficoltà, riscontrata nel codice CATHARE, di cambiare il valore della rugosità interna dei tubi: tale variabile essendo utilizzata per il calcolo delle perdite di carico distribuite influisce fortemente sull'innescò della circolazione naturale. Il DEIM dell'Università di Palermo ha invece sviluppato una versione migliorata ed ottimizzata del modello di calcolo per il codice TRACE dell'impianto sperimentale SPES-2. La qualità dei risultati ottenuti a mezzo del nuovo modello è stata valutata attraverso un confronto con i dati sperimentali ed i risultati ottenuti nella precedente annualità, relativi al transitorio denominato S01007 test "2" Cold Leg to Core Make-up Tank pressure balance line break". Le nuove simulazioni numeriche hanno permesso di raggiungere risultati soddisfacenti, oltre che dal punto di vista qualitativo (come già si era ottenuto nei lavori del PAR2013), anche dal punto di vista quantitativo. La predizione globale del comportamento dell'impianto nel test di riferimento è da ritenersi dunque migliore di quella precedentemente ottenuta, a conferma delle ottime capacità che il codice TRACE mostra nel simulare tutti quei fenomeni termoidraulici caratteristici degli small break LOCA. Il lavoro è stato condotto da ricercatori del laboratorio SIN di SICNUC in stretta collaborazione con CIRTEN e in particolare con ricercatori dell'Università di Palermo.

Task C2: “Sperimentazione su Componenti Critici e Strumentazione Prototipica per Reattori Innovativi”


In questa task sono state trattate tre tematiche. La prima ha riguardato lo sviluppo e qualificazione della strumentazione per i deflussi bifase attraverso una metodologia deterministica/statistica per l'analisi dei segnali dello spool piece Venturi/Sonda ad impedenza.

L'attività teorico sperimentale, svolta nella precedente annualità e avente per oggetto lo sviluppo e qualificazione di strumentazione per i deflussi bifase, ha evidenziato la bontà del tubo di Venturi nella stima della portata bifase, in particolare nei regimi di moto anulare/disperso

(elevata frazione di vuoto) e moto a bolle (bassa frazione di vuoto). Ha inoltre dimostrato che la modellazione di uno “spool piece” per la stima dei parametri di un deflusso bifase richiede necessariamente la caratterizzazione sperimentale dei vari regimi (flow patterns), nonché un’analisi dei range di transizione tra flow patterns, con l’ausilio di una metodologia basata sull’analisi statistica dei segnali associati agli strumenti dello spool piece stesso. Alla luce dei risultati raggiunti e delle problematiche rimaste aperte (gestione delle incertezze ed interpretazione degli aspetti stocastici dei segnali), per la attuale annualità si è proposta anzitutto l’estensione delle prestazioni dello spool piece Venturi/Sonda ad impedenza tramite sperimentazione con più elevate portate per la fase liquida, in modo da descrivere un più ampio campo di funzionamento e più regimi di moto (i valori medi dei segnali, dal punto di vista deterministico, da confrontare poi con i modelli sviluppati precedentemente). In aggiunta è stata implementata un’analisi statistica dei segnali, sia per il Venturi che per la sonda ad impedenza, ai fini del riconoscimento del flow pattern a monte e a valle del tubo di Venturi. Il lavoro è stato coordinato dal responsabile di obiettivo C, responsabile della divisione SICNUC, e condotto da CIRTEN e in particolare da ricercatori del Politecnico di Torino.

La seconda tematica ha riguardato la valutazione di sistemi passivi per la rimozione del calore di decadimento in reattori SMR. Lo studio, svolto nella precedente annualità sull’analisi comparata di scambiatori di calore e generatori di vapore, ha permesso di valutare diverse tipologie di scambiatori di calore da utilizzare all’interno di sistemi di sicurezza passivi per gli impianti nucleari innovativi. Tra le questioni ancora aperte in questo ambito vi è la necessità di caratterizzare ulteriormente il comportamento dello scambiatore di calore immerso nel sistema primario, in quanto la capacità di rimozione della potenza è fortemente dipendente dalle condizioni di scambio termico che si instaurano all’interno del componente, dalla tipologia e dalle condizioni dei fluidi oltre che dalle cadute di pressione. Come attività da svolgere nella terza annualità si è proposto di studiare più in dettaglio il funzionamento di scambiatori di calore da utilizzare in sistemi di sicurezza passivi per gli impianti nucleari di nuova generazione, con particolare enfasi per i reattori SMR, sia ad acqua che a piombo. Nella relativa documentazione tecnica sono raccolti i risultati di soluzioni che appaiono promettenti per la rimozione di potenza negli SMR, come gli scambiatori a baionetta studiati per i reattori a Piombo. I risultati potranno essere utilizzati come supporto allo sviluppo della tecnologia dei reattori SMR in termini di scelta dei componenti più promettenti per sistemi passivi di rimozione del calore in modo tale da garantire l’affidabilità e la sicurezza delle tecnologie dei futuri reattori nucleari. Il lavoro è stato coordinato dal responsabile di obiettivo C, responsabile della divisione SICNUC, e condotto da CIRTEN, in particolare da ricercatori del Politecnico di Milano e di Torino.

La terza tematica, nuova rispetto a quelle proposte nelle precedenti annualità, ha riguardato la sperimentazione a supporto della caratterizzazione di scambiatori con tubi a baionetta. Presso i Laboratori SIET di Piacenza, nel corso dei precedenti PAR, è stato realizzato e testato un circuito di prova per generatori di vapore a tubi elicoidali. Questo circuito è stato utilizzato, nella corrente annualità, per testare generatori di vapore con tubi a baionetta, previamente integrati sull’apparecchiatura sperimentale. I risultati dei test termo-idraulici consentiranno un confronto preliminare delle prestazioni tra tali generatori e quelli a tubi elicoidali, alle diverse condizioni di interesse per i reattori SMR. I tubi a baionetta, da integrare sulla facility, sono stati messi a disposizione da ENEA, mentre la SIET ha effettuato il montaggio e la realizzazione delle prove. ENEA ha anche fornito il necessario supporto per la progettazione delle prove effettuando opportune simulazioni con codici di sistema. Il lavoro è stato coordinato dal responsabile di obiettivo C, responsabile della divisione SICNUC, e condotto da ricercatori ENEA di SIN in stretta collaborazione con personale SIET di Piacenza.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	22	28

Al termine della terza annualità, i lavori svolti nell'obiettivo C sono stati descritti nei seguenti cinque rapporti tecnici dettagliati:


- RdS/PAR2014/138: “Approfondimento delle problematiche di simulazione con i codici CATHARE2 e TRACE dei transistori SPES2”
- RdS/PAR2014/139: “Messa a punto di una metodologia deterministica/statistica per l’analisi dei segnali dello spool piece Venturi/sonda ad impedenza”
- RdS/PAR2014/140: “Analisi e confronto di soluzioni tecnologiche diverse per la rimozione del calore negli SMR”
- RdS/PAR2014/141: “Progettazione, realizzazione ed interpretazione di prove termoidrauliche di base su generatori di vapore con tubi a baionetta”
- RdS/PAR2014/142: “Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel triennio del PT 2012-2014 nella linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare”

4.4 Obiettivo D: Diffusione dell’informazione – terza annualità

Al termine della terza annualità, la descrizione delle attività svolte è stata riportata nel documento che si sta leggendo. Questo obiettivo è stato seguito direttamente dal coordinatore della LP1.

Al fine di presentare le attività programmate nella terza annualità del PAR, si è svolto un workshop a cui sono stati invitati i principali contributori (ENEA, CIRTEN e SIET) per presentare e discutere collegialmente il lavoro programmato. Questo evento si è svolto in data 27 aprile 2015. Il giorno dopo si è tenuto, presso l’Aula Magna della Facoltà d’Ingegneria dell’Università di Bologna, un seminario tematico dal titolo: “Il Carbonio-14 nei rifiuti radioattivi destinati al deposito”, al fine di presentare una revisione delle attività di ricerca nazionali ed internazionali su questa tematica. Si riporta l’agenda degli interventi programmati.

- 9.30 - 9.40 **Benvenuto** – Prof. Marco Sumini
Facoltà di Ingegneria (Univ. di Bologna – CIRTEN)
- 9.40 – 9.50 **PAR – LP1 e Diffusione dei contenuti della Ricerca**
Ing. Felice De Rosa, responsabile scientifico LP1 (ENEA)
- 9.50 - 10.20 **La Gestione dei Rifiuti Radioattivi -**
relatore Ing. Alfredo Luce (ENEA)
- 10.20 – 10.40 **Il C-14 nell'ambiente** –
relatore Dr. Paolo Bartolomei (ENEA)
- 10.40 – 11.00 **Il C-14 nei rifiuti radioattivi da decommissioning** –
relatore Ing. Mario Ferrando (ENEA)
- 11.00 – 11.15 **Coffe Break**
- 11.15 – 11.45 **Il C-14 nelle resine a scambio ionico** –
relatrice Dr.ssa. Antonietta Rizzo (ENEA)
- 11.45 – 12.05 **Il C-14 nella grafite irraggiata** –
relatore Dr. Mauro Capone (ENEA)
- 12.05 – 12.30 **Il C-14 nell'analisi di sicurezza del deposito** –
relatore Dr. Riccardo Levizzari (ENEA)
- 12.30 – 13.00 **Domande e discussione**

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	23	28


Come chiusura delle attività del progetto B.3.1, che si ricorda è composto dalle due linee progettuali:

- LP1: Sviluppo di Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare
- LP2: Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione.

In data 11 settembre 2015, è stato organizzato un convegno con l'obiettivo di presentare i risultati conseguiti dai ricercatori dei vari laboratori ENEA coinvolti (Brasimone, Bologna, Casaccia) ottenuti in collaborazione con CIRTEN e SIET. Tale evento ha inoltre avuto lo scopo di aprire un confronto tra la ricerca e il tessuto industriale nazionale, nell'ottica che nel medio e lungo termine l'Italia possa rivedere il proprio mix energetico per problemi connessi alla sicurezza di approvvigionamento energetico.

5. PUBBLICAZIONI PRODOTTE NEL TRIENNIO DI RIFERIMENTO COME RISULTATI DI ATTIVITA' SVOLTE NEL PAR


- R. Ferri, A. Achilli, C. Congiu, A. Luce, S. Monti, F. Bianchi, P. Meloni and M. Ricotti, "SPES-3: the Integral Facility for Safety Experiments on Small and Medium Sized Reactors", European Nuclear Conference ENC2012, Manchester, UK, 9 -12 December 2012.
- R. Ferri, M. Polidori, A. Achilli, C. Congiu, G. Cattadori, A. Luce, S. Monti, F. Bianchi and P. Meloni, "Assessment of a Station Black-out in SPES-3 facility", European Nuclear Conference ENC2012, Manchester, UK, 9 -12 December 2012.
- M. Di Giuli, F. Rossi, M. Sumini, F. De Rosa, "AP 1000 severe accident calculation with ASTEC code", European Nuclear Conference ENC2012, Manchester, UK, 9 -12 December 2012.
- G. Bandini, S. Weber, H. Austregesilo, P. Draï, M. Buck, et al., "Progress on Severe Accident Code Benchmarking in the Current OECD TMI-2 Exercise", 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics, NURETH-15, Pisa, Italy, May 12-15, 2013.
- Del Nevo A., D. Rozzia, N. Forgione: "Modeling the heat transfer of helical coil tubes steam generator in SMR by RELAP5 code and validation", Proc. of the 15th Int. Topical Meeting on Nuc. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH- 15), Pisa, Italy, May 12-15, 2013, paper 448.
- M. De Salve, G. Monni and B. Panella, "Horizontal two-phase flow pattern recognition", 8th World Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics, and Thermodynamics Lisbon, Portugal, June 16-20, 2013.
- M. De Salve, G. Monni and B. Panella, "A Model for a Spool Piece made up of Venturi and Void fraction Flow Meter in Horizontal Flow", 2013 ANS (American Nuclear Society) Annual Meeting, Atlanta, GA, US, June 16-20, 2013.
- M. De Salve, G. Monni and B. Panella, "A new spool piece for horizontal two-phase flow measurement", 31st UIT (Unione Italiana Termofluidodinamica) Heat Transfer Conference, Como, Italy, June 25-27, 2013.
- F. Padoani, Poster sulla Nuclear Security presentato alla Nuclear Security Conference della IAEA, "International Conference on Nuclear Security: Enhancing Global Efforts", 1-5 July 2013.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	24	28

- F. Rocchi, “Impact of a security event at a TRIGA Reactor”, Poster at the International Conference on Nuclear Security – IAEA, 1-5 Luglio 2013, Vienna.
- M. De Salve, G. Monni and B. Panella, “*Horizontal air- water flow pattern recognition*”, 7th International Conference on Computational and Experimental Methods in Multiphase and Complex Flow, A Coruña, Spain, July 3-5, 2013.
- V. Baudanza, R. Lo Frano , G. Forasassi, "Preliminary evaluation of the flooding effects on an existing PWR", Proceedings of the ASME 2013 Pressure Vessels & Piping Division Conference- PVP2013, Paris, France, July 14-18, 2013.
- L. Burgazzi, "*Analysis of solutions for passively activated safety shutdown devices for SFR*", Nuclear Engineering and Design, Volume 260, July 2013, Pages 47-53.
- L. Burgazzi, “*Preliminary Reliability Analysis Of A Special Passive System Devoted To Decay Heat Removal Of A Gas-Cooled Fast Reactor Demonstrator*”, International Topical Meeting on PSA, PSA 13, Columbia, SC, USA, 22-26 September 2013.
- R. Calabrese, A. Schubert, J. Van de Laar, P. Van Uffelen: “*Melting Temperature of MOX Fuel for FBR Applications: TRANSURANUS Modelling and Experimental Findings*”, NENE-2013, 22nd International Conference on Nuclear Energy for New Europe, September 9-12, 2013, Bled, Slovenia.
- G. Glinatsis, "*Fast Reactors Deployment Strategy. Some Constraints and Consequences*", NENE-2013, 22nd International Conference on Nuclear Energy for New Europe, September 9-12, 2013, Bled, Slovenia.
- N. Davidovich, Karine Chevalier-Jabet, Raymond S. Dickson, and Dana A. Powers, “*Validation of Ruthenium Release Models using AECL Fission Product Release Tests*”, To be published on AECL Nuclear Review or Nuclear Engineering and Design.
- G Monni, M De Salve and B Panella, “Horizontal two-phase flow pattern recognition”, Exp. Therm. Fluid Sci. (2014), 0894-1777, <http://dx.doi.org/10.1016/j.expthermflusci.2014.04.010>
- F. Giannetti, F. Mascari, L. Gramiccia, A. Naviglio, F. De Rosa, “Station Blackout transient analysis for a PWR like design by using the MELCOR code”, Unione Italiana di Termofluidodinamica, 32nd UIT Heat Transfer Conference, Pisa, June 23-25, 2014.
- Burn, K.W., "Optimizing Variance Reduction in Monte Carlo Eigenvalue Calculations that Employ the Source Iteration Approach", Ann. Nucl. Energy 73, 218-240 (2014).
- G. Bandini, F. De Rosa, “ASTEC Validation on TMI-2 and LOFT LP-FP-2”, Nuclear Engineering and Design, 272 (2014) 163-172.
- Burgazzi L., Lo Frano R., “External event risk assessment: methodology and application”, 22nd International Conference on Nuclear Engineering, ICONE22, July 7-11, 2014, Prague, Czech Republic.
- T. Kärkelä, N. Vér, T. Haste, N. Davidovich, J. Pyykönen, L. Cantrel, “Transport of Ruthenium in Primary Circuit Conditions During a Severe NPP Accident”, Annals of Nuclear Energy, Volume 74, 2014, Pages 173–183, Received 20 December 2013, Accepted 7 July 2014, Available online 22 August 2014
- F. De Rosa, C. Lombardo, F. Mascari, M. Polidori, P. Chiovaro, S. D’Amico, I. Moscato, G. Vella, “Analysis of a Station Black-Out transient in SMR by using the TRACE and RELAP5

code”, 32nd UIT Heat Transfer Conference, Pisa, June 23-25, 2014, Selezionato per la pubblicazione su: Journal of Physics: Conference Series.

- Grazia Monni, Mario De Salve, Bruno Panella, “Two-phase flow measurements at high void fraction by a Venturi meter”, Progress in Nuclear Energy 77 (2014) 167-175.
- Monni G, De Salve M, Panella B, “Two-Phase Annular Flow in a Vertically Mounted Venturi Flow Meter”, HEFAT2014, 10th International Conference on Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics, 14 – 16 July 2014, Orlando, Florida.
- G. Monni et al., “Horizontal two-phase flow pattern recognition”, Exp. Therm. Fluid Sci. (2014), <http://dx.doi.org/10.1016/>
- R. Calabrese, A. Schubert, P. Van Uffelen, L. Vlahovic, Cs. Györi, “Upper plenum temperature calculations: comparison of TRANSURANUS with a 2–D model under steady-state conditions”, 23rd International Conference “Nuclear Energy for New Europe”, September 8–11, 2014, Portorož, Slovenia, paper 918.
- Davide Papini, Marco Colombo, Antonio Cammi, Marco E. Ricotti, "Experimental and theoretical studies on density wave instabilities in helically coiled tubes", International Journal of Heat and Mass Transfer 68 (2014) 343–356
- F. Padoani, “The Nuclear Security Summit process: The turn of the screw”, Energia Ambiente e Innovazione, Speciale, ENEA technologies for security I-2014, DOI: 10.12910/EAI2014-95
- F. Padoani, A. Rizzo, “Developing the human dimension of security by means of Centres of Excellence”, Energia Ambiente e Innovazione, Speciale, ENEA technologies for security I-2014, DOI: 10.12910/EAI2014-100
- Burn, K.W., "Estimating Local In- and Ex-Core Responses within Monte Carlo Source Iteration Eigenvalue Calculations", Proc. PHYSOR-2014, 28 Sept. - 3 Oct. 2014, Kyoto.
- Burgazzi, L., “Implementation of External Event Modeling in Advanced PSA Studies”, presented to the International Experts’ Meeting on Strengthening Research and Development Effectiveness in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, IAEA, 16 – 20 February 2015, Vienna, Austria.
- Burn, K.W., “A correction and a clarification to ‘Optimizing variance reduction in Monte Carlo eigenvalue calculations that employ the source iteration approach’”, Ann. Nucl. Energy 85, 776 (2015).
- S. Bascou , O. De Luze , S. Ederli , G. Guillard, “Development and validation of the multi-physics DRACCAR code”, Annals of Nuclear Energy 84 (2015).
- G. Bandini, S. Ederli, C. Parisi, P. Balestra, M. Haselbauer, S. Perez-Martin, W. Hering, L. E. Herranz, C. Berna, A. Escrivà, J. L. Muñoz-Cobo, “Pre-test analyses for the experimental sodium loop KASOLA with ASTEC-Na and benchmarking with other codes”, Proceedings of ICAPP 2015 May 03-06, 2015 - Nice (France) Paper 15222
- Sara Perez-Martin, Werner Pfrang , Giacomino Bandini, Stefano Ederli, Paolo Balestra, Carlo Parisi, “Single and two-phase sodium flow analysis for two TUCOP CABRI tests using the ASTEC-Na code, NURETH-16 International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, August 30-September 4, 2015, Chicago

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-058	0	L	26	28

- J. Fleurot , I. Lindholm , N. Kononen , S. Ederli , B. Jaeckel , A. Kaliatka , J. Duspiva , M. Steinbrueck , T. Hollands, “Synthesis of spent fuel pool accident assessments using severe accident codes, *Annals of Nuclear Energy* 74 (2014) 58–71
- Testoni R., Levizzari R., De Salve M, 2015. “Radionuclide Transport in Environmental Matrices for Safety Assessment”. HYDRUS short course and workshop - Advanced modeling of water flow and contaminant transport in porous media using the HYDRUS and HP1 software packages March 24–26, 2015, Prague, Czech Republic.
- Testoni R., Levizzari R., De Salve M., “Tracer use for the protection of water resources in nuclear sites”, *Proceedings of International Conference on Technologies and Materials for Renewable Energy, Environment and Sustainability, TMREES15, Energy Procedia* 74 (2015) 826-824.
- S. D’Amico, C. Lombardo, I. Moscato, M. Polidori, G. Vella, “Transient analysis of 2 inch cold leg to core make-up tank pressure balance line break in SPES-2 facility by using TRACE code”, *ASME-ATI-UIT 2015 Conference on Thermal Energy Systems: Production, Storage, Utilization and the Environment*, Maggio 2015.
- Testoni R., Levizzari R., De Salve M. “Integrated Methodologies for Tracer Use in Radioactive Waste Management”. *Proceedings of ICAPP 2015: International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*, May 03-06, 2015 - Nice (France). Paper 15143. pp. 2771-2780.
- Salvatore D’Amico, Calogera Lombardo, Ivo Moscato, Massimiliano Polidori, Giuseppe Vella “TRANSIENT ANALYSIS OFn”2 INCH DIRECT VESSEL INJECTION LINE BREAK IN SPES-2 FACILITY BY USING TRACE CODE”, *33rd UIT Heat Transfer Conference* June 22th - June 24th 2015, L’Aquila, Italy
- G. Monni, M. Caramello, M. De Salve, B. Panella, “Venturi flow meter and Electrical Capacitance Probe in a horizontal two-phase flow”, *33rd UIT Heat Transfer Conference - L’Aquila* (22- 23 June 2015)

6. CONCLUSIONI

L'Italia, come Paese Occidentale tecnologicamente avanzato, ha l'obbligo di mantenere vive le conoscenze scientifiche nel campo della fissione nucleare, dando priorità al mantenimento delle conoscenze nel settore della sicurezza e della ricerca e cooperazione internazionale per l'impiego sicuro, anche oltre i suoi confini geografici, del nucleare. Questo è il perno su cui hanno fatto leva tutte le attività programmate nella LP1 del PT 2012-2014. Il lavoro pianificato e conseguito nella linea progettuale 1 (LP1) del Progetto B.3.1: «Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare» è stato pertanto finalizzato al mantenimento e, dove possibile, all'incremento delle competenze nel settore della sicurezza nucleare e a rendere disponibili, a livello nazionale, una serie di metodi, strumenti e prodotti, tra cui:

- ✓ Attrezzature, prove sperimentali, modelli, programmi e strumenti di calcolo con modelli validati per le verifiche di sicurezza (safety e security) e la sostenibilità del nucleare da fissione;
- ✓ Analisi di sistema, sicurezza e sostenibilità dei sistemi nucleari e relativi cicli del combustibile, con stretto riferimento alle esigenze di mantenere capacità di indipendenza del Paese nell'esecuzione di analisi, verifiche e stime di sicurezza, in accordo alle risultanze emerse a seguito dell'incidente di Fukushima e degli stress test europei.

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. Le attività sviluppate nelle tematiche della LP1 del PT 2012-2014, sono risultate fortemente sinergiche con quelle svolte in ambito internazionale per mantenere e sviluppare le competenze nel campo della sicurezza nucleare.

Particolare rilievo ha rivestito anche 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 e i risultati nel campo della sicurezza nucleare conseguiti nell'ambito del PT 2012-2014, autorizzano l'ENEA a proporsi nel ruolo di TSO nazionale con prospettive di

partecipazione attiva in qualità di membro in ETSON, al fine di promuovere lo sviluppo nei seguenti tre strategici obiettivi fondamentali:

➤ R&D nel settore della sicurezza degli impianti nucleari attuali e di prossima generazione

E' ovunque riconosciuto che il miglioramento della sicurezza attraverso l'esperienza basata sulla scienza richiede ancora molta ricerca teorica e sperimentale da realizzare, in particolare per tener conto dei rischi estremi o rischi combinati esterni/interni. Un grande passo in avanti può ancora essere fatto in una migliore prevenzione degli incidenti gravi e nell'attenuazione delle loro conseguenze.

➤ Emergency Preparedness

L'ENEA già partecipa attivamente in studi e valutazioni mirati ad impedire il verificarsi di incidenti nucleari e, nell'evenienza in cui scenari di questo tipo dovessero verificarsi, nel produrre valide indicazioni ai fini della gestione, da parte degli organismi preposti, delle conseguenti emergenze. Sin dal 1979, anno dell'incidente di Three Mile Island, l'attenzione è stata rivolta a studi e valutazioni di scenari incidentali gravi e ai programmi di ricerca focalizzati sulle loro conseguenze per l'uomo e per l'ambiente.

Al fine di migliorare le capacità di preparazione alle emergenze e di risposta ad esse, l'ENEA è impegnata sulle seguenti cinque tematiche fondamentali:

- Studi di valutazione e gestione post-incidentale, anche grazie alle informazioni provenienti dal sito di Fukushima Dai-Ichi e dagli scambi diretti con i colleghi giapponesi, oltreché attraverso la partecipazione a rilevanti momenti di incontro con altri esperti a livello internazionale.
- Elaborazione e sfruttamento delle informazioni provenienti dalle "lezioni imparate" a seguito della valutazione della sicurezza tecnica dai risultati dello stress test europeo. Da essi si può ancora continuare a trarre incommensurabile vantaggio per valutare se le centrali nucleari europee possono far fronte anche a eventi imprevedibili estremi.
- Sviluppo, con simulazioni veloci e affidabili, di tutti i possibili scenari incidentali, al fine di essere in grado di rispondere rapidamente e con successo a qualsiasi incidente nucleare, sia attraverso azioni di recupero sicuro, sia con azioni di mitigazione.
- Preparazione tecnica e raccolta delle informazioni acquisite in dossier tecnici al fine di trasferire le migliori pratiche di gestione incidentale alle organizzazioni addette all'emergenza e sviluppare, nel lungo periodo, una efficace procedura (metodo) di risposta alle emergenze.
- Sviluppo e attuazione di programmi di analisi e valutazione del Post-Fukushima attraverso benchmarking e confronto con altri esperti a livello internazionale.

➤ Gestione dei rifiuti

La gestione dei rifiuti radioattivi deve essere inquadrata come questione di sicurezza. La maggior parte dei paesi europei che utilizzano l'energia nucleare ha lanciato studi di fattibilità tecnica dei depositi e di sicurezza dello smaltimento geologico. E' necessario procedere a discussioni sul ruolo della funzione di perizia tecnica e sui possibili miglioramenti, anche attraverso scambi con IGD-TP (Implementation Geological Disposal of radioactive waste Technology platform) a cui ENEA già partecipa.