

Titolo

Stato di Avanzamento delle Attività Programmate in LP1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare", Progetto B.3.1, Prima annualità del PT2015-2017

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico Intermedio

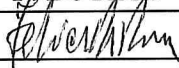
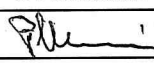
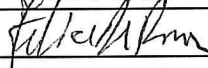
Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MiSE su Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione.

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

Sommario

In questo documento è riportato lo stato d'avanzamento, con riferimento alla sua data di emissione, delle attività programmate nella prima annualità del PT 2015-2017, progetto B.3.1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione", Linea Progettuale 1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare".

Note
Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	29/07/16	NOME	F. De Rosa	P. Meloni	F. De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

Sommario

1.	Introduzione	4
2.	Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1	4
3.	Obiettivo A: “Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità”	5
3.1	Task A1: “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo”	5
3.1.1	Tema: A1.1 – “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore”	5
3.1.1.1	Linea Tematica: A1.1.a – “Produzione e Validazione Librerie di Sezioni d’Urto”	5
3.1.1.2	Linea Tematica: A1.1.b – “Aggiornamento delle librerie di sezioni d’urto di attivazione del package ANITA”	6
3.1.1.3	Linea Tematica: A1.1.c – “Messa a Punto di una Metodologia per la Valutazione di Sezioni d’Urto per Analisi Margini di Sicurezza”	6
3.1.2	Tema: A1.2 – “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo”	7
3.1.2.1	Linea Tematica: A1.2.a – “Analisi neutronica con metodi Monte Carlo di impianti nucleari di tipo PWR”	7
3.1.2.2	Linea Tematica: A1.2.b – “Analisi neutronica con codici deterministici di impianti nucleari di tipo PWR”	8
3.2	Task A2: “Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare”	8
3.2.1	Tema: A2.1 – “Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati”	9
3.2.2	Tema: A2.2 – “Aspetti metodologici per la sicurezza delle sorgenti radioattive”	9
3.2.3	Tema: A2.3 – “Quadro internazionale su Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security, Sostenibilità”	10
3.3	Task A3: “Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre Iniziative sulla gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi”	10
3.3.1	Tema: A3.1 – “Contributo alla piattaforma IGD-TP”	10
3.3.2	Tema: A3.2 – “Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale”	11
4.	Obiettivo B: “Safety Assessment e Valutazioni d’Impatto”	12
4.1	Task B1: “Sicurezza delle centrali nucleari prossime al territorio nazionale”	12
4.1.1	Tema: B1.1 – “Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale”	12
4.2	Task B2: “Valutazioni di rischio e scenari incidentali”	12
4.2.1	Tema: B2.1 – “Analisi PSA e DSA relative all’implementazione delle salvaguardie di sicurezza per la gestione degli incidenti severi nei reattori nucleari”	13
4.2.2	Tema: B2.2 – “Valutazione comparativa dei sistemi passivi e attivi ai fini dello sviluppo dei reattori avanzati”	13
4.2.3	Tema: B2.3 – “Calcolo Integrale di Scenari Incidentali”	14
4.3	Task B3: “Studi in Appoggio alla Emergency Preparedness”	14
4.3.1	Tema: B3.1 – “Modelli avanzati per calcoli di dispersione a breve-medio raggio in aree urbane”	14
4.3.2	Tema: B3.2 – “Metodi per la valutazione dell’impatto radiologico nel breve termine e per l’individuazione delle contromisure per la gestione delle conseguenze a medio-lungo termine a seguito di incidenti in impianti nucleari”	16

5.	Obiettivo C: “Validazioni Analitiche e Verifiche Sperimentali”	17
5.1	Task C1: “Simulazioni Integrali di Sistema e Sperimentazione presso gli Impianti SIET”	17
5.1.1	Tema: C1.1 – “Validazione e verifica di codici TH e relativi Modelli per studi e valutazioni di sicurezza”	17
5.2	Task C2: “Valutazione e sperimentazione di componenti e sistemi passivi per il miglioramento della sicurezza nei reattori futuri”	18
5.2.1	Tema: C2.1 – “Sviluppo e validazione di una metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica”	18
5.2.2	Tema: C2.2 – “Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2”	19
5.2.3	Tema: 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”	19
6.	Obiettivo D: “Diffusione dell’Informazione e dei Contenuti della Ricerca”	21
6.1	Task D1: “Organizzazione di seminari tematici, workshop e partecipazione a congressi”	21
6.1.1	Tema: D1.1 – “Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2015, linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare”	21

1. Introduzione

In questo documento è riportato lo stato d'avanzamento delle attività programmate nella prima annualità del PT 2015-2017, progetto B.3.1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione", Linea Progettuale 1: "Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare".

Il lavoro punta a rendere disponibili, in sinergia con il precedente PT 2012-2014, una serie di prodotti così costituiti:

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

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

2. Struttura Organizzativa della Linea Progettuale 1

Nella prima annualità del PTR 2015-2017 le attività sono 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.

3. Obiettivo A: “Metodi e Analisi per Verifiche di Sicurezza, Security e Sostenibilità”

L’obiettivo A si articola su tre task:

- ❖ A1 – Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo.
- ❖ A2 - Elementi per la sostenibilità del ciclo del combustibile nucleare.
- ❖ A3 - Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre Iniziative sulla gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi.

3.1 Task A1: “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo”

La Task A1 si sviluppa su due temi:

- ❖ A1.1 – Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore.
- ❖ A1.2 – Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo.

3.1.1 Tema: A1.1 – “Dati Nucleari per la Sicurezza Reattore”

Il tema A1.1 è diviso 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.

3.1.1.1 Linea Tematica: A1.1.a – “Produzione e Validazione Librerie di Sezioni d’Urto”

Referente tecnico: Massimo Pescarini.

Descrizione dell’attività svolta:

Il Gruppo Dati Nucleari di ENEA-Bologna ha svolto due principali attività per il PAR-2015. La prima è consistita nella preparazione del manuale dedicato alla libreria VITJEFF32.BOLIB e del package relativo che è stato poi trasferito ad OECD-NEADB nel marzo 2016, dove ha assunto la denominazione NEA-1891 ZZ VITJEFF32.BOLIB. VITJEFF32.BOLIB è una libreria pseudo-problem-independent a gruppi fini accoppiata n/γ ($199 n + 42 \gamma$), in formato AMPX, per applicazioni di fissione nucleare. Tale libreria, generata attraverso il sistema di processamento dati nucleari NJOY-2012.53, è basata sulla libreria OECD-NEADB JEFF-3.2 di dati nucleari valutati e sul metodo Bondarenko per il trattamento dell’autoschermo di risonanza delle sezioni d’urto neutroniche.

La seconda attività ha riguardato la ulteriore validazione della libreria ENEA-Bologna BUGJEFF311.BOLIB sull’esperienza benchmark di schermaggio neutronico Iron-88 (Fe), inclusa nella banca dati SINBAD. In particolare una analisi di calcolo preliminare è stata compiuta attraverso il codice di trasporto tridimensionale alle ordinate discrete (SN) TORT-3.2. BUGJEFF311.BOLIB è una libreria di lavoro a gruppi larghi accoppiata n/γ ($47 n + 20 \gamma$) in formato FIDO-ANISN, è basata sulla libreria OECD-NEADB JEFF-3.1.1 di dati nucleari valutati ed è specificamente dedicata ad applicazioni di schermaggio e danno da radiazione nei reattori LWR.

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto ADPFISS-LP1-064, "Preliminary Results of the BUGJEFF311.BOLIB Library Validation on the Iron-88 (Fe) Neutron Shielding Benchmark Experiment". Autori: M. Pescarini, R. Orsi.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 95 %.

3.1.1.2 Linea Tematica: A1.1.b – "Aggiornamento delle librerie di sezioni d'urto di attivazione del package ANITA"

Referente tecnico: Manuela Frisoni.

Descrizione dell'attività svolta:

L'attività è consistita nell'aggiornamento del code package ANITA-IEAF (codice + librerie), sviluppato in passato in ENEA-Bologna, in grado di trattare l'attivazione di materiali soggetti ad irraggiamento da neutroni con energie fino a 55 MeV. Questo sistema è un'estensione del package ANITA-2000 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. I dati di decadimento utilizzati dal codice ANITA-IEAF sono stati aggiornati sulla base delle più recenti librerie valutate (JEFF-3.1.1 Radioactive Decay Data library). La versione attuale del codice è in grado di utilizzare la libreria di attivazione EAF-2010 ("eaf_n_gxs_211_ft_20010") nella struttura a 211 gruppi neutronici fino a 55 MeV, facente parte del sistema EASY-2010 (codice FISPACT + librerie). Il sistema aggiornato ANITA-IEAF è stato validato tramite il confronto con misure sperimentali di attività specifica ottenute al Karlsruhe Isochronous Cyclotron.

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto: ADPFISS-LP1-065 "ANITA-IEAF intermediate energy neutron activation package: updating and validation of the decay and cross section data libraries".

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 95 %.

3.1.1.3 Linea Tematica: A1.1.c – "Messa a Punto di una Metodologia per la Valutazione di Sezioni d'Urto per Analisi Margini di Sicurezza"

Referente tecnico: Federico Rocchi.

Descrizione dell'attività svolta:

Sono state svolte attività di calcolo di analisi di sensitività ed incertezza per l'autovalore k_{∞} di sei tipi diversi di fuel assembly, tre per reattori di tipo PWR e tre per reattori di tipo BWR, in condizioni di Beginning of Life ed Hot Full Power al variare dei dati nucleari microscopici dei materiali costituenti. In particolare è stato messo in evidenza quanto la sezione d'urto di cattura radiativa di ^{157}Gd pesi in termini di sensitività ed incertezza per tali assembly, dato il pesante dopaggio in ossido di gadolinio in essi presente. I calcoli sono stati eseguiti con i moduli funzionali della suite di codici Scale 6.1 preposti a questo tipo di analisi; in particolare sono stati adottati moduli 2D di tipo deterministico. E' stata poi passata in rassegna la letteratura scientifica relativa alle pregresse valutazioni della sezione d'urto di cattura radiativa di ^{157}Gd ed è emerso come esse siano basate su dati sperimentali vecchi, obsoleti, ed affetti da incertezze

non adeguate agli standard di sicurezza degli LWR odierni. Dato il ruolo fondamentale che ^{157}Gd ha nel determinare i margini di sicurezza di PWR, BWR e CANDU, si è deciso di proporre una nuova misura della sezioni d'urto di cattura presso la facility NTOF del CERN di Ginevra. Nello stesso tempo è stata attivata la catena di calcolo del codice EMPIRE-II finalizzata alla produzione di un nuovo file valutato per ^{157}Gd a partire da dati sperimentali. Nell'attesa dei nuovi dati sperimentali, si è cercato di riprodurre le valutazioni attuali del set ENDF/B-VII, adottando gli opportuni parametri di modello ottico, di parametri di risonanza, e di densità di livelli nucleari. L'attività proseguirà nelle prossime annualità dell'AdP.

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 95 %.

3.1.2 Tema: A1.2 – “Dati Nucleari e Sicurezza Nocciolo”

Il tema A1.2 è diviso in due linee tematiche di ricerca:

- ❖ 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.

3.1.2.1 Linea Tematica: A1.2.a – “Analisi neutronica con metodi Monte Carlo di impianti nucleari di tipo PWR”

Referente tecnico: Kenneth W. Burn.

Descrizione dell'attività svolta:

- A. Le risposte di radiazione intorno al pozzo reattore di un modello PWR, tipo GEN-III
 - In seguito ad alcune azioni portate avanti da parte dell'IRSN (verifica dell'impatto delle sezioni d'urto, verifica che la coda ad alta energia della distribuzione di fissione fosse adeguatamente campionata) e da parte dell'ENEA (confronto di un nuovo approccio metodologico evitando il disaccoppiamento del calcolo), l'attività sul modello tipo GEN-III è stata conclusa.
- B. Le risposte di radiazione intorno al pozzo reattore di un modello PWR, tipo GEN-II (Tihange):
 - Le risposte neutroniche e gamma sono state calcolate in tutte le posizioni richieste all'esterno del vessel e nella parte radiale del vessel. Non sono state ancora calcolate alcune risposte nella parte inferiore del vessel. Inoltre una verifica dell'impatto dello streaming delle radiazioni in alcuni canali che penetrano la parte inferiore del vessel è in corso e non ancora completato. Il calcolo di un benchmark sperimentale (PCA replica) è stato avviato ed è in corso.
- C. Un corso sulle tecniche innovative di riduzione della varianza nel calcolo Monte Carlo di trasporto delle radiazione è stato preparato e tenuto all'IRSN, Parigi, nel periodo 23-26/5/2016.
- D. Dei calcoli di sicurezza di criticità sono stati eseguiti utilizzando una tecnica Monte Carlo innovativa come parte di un'attività congiunta con l'IRSN.

Attività programmate per concludere

- Analisi delle differenze tra l'approccio "classico" (con il disaccoppiamento) e l'approccio innovativo (senza disaccoppiamento).
- Calcolo delle risposte di radiazione nella parte inferiore del vessel di Tihange.
- Valutazione dell'effetto di streaming nei canali nella parte inferiore del reattore Tihange.
- Ulteriori calcoli di confronto (con l'IRSN) di "criticality safety".
- Completamento del calcolo del benchmark PCA replica usando le sezioni d'urto JEFF3.2.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70 %.

3.1.2.2 Linea Tematica: A1.2.b - "Analisi neutronica con codici deterministici di impianti nucleari di tipo PWR"

Referente tecnico: Roberto Pergreffi.

Descrizione dell'attività svolta:

Al fine di dimostrare che la scelta del riflettore gioca un ruolo fondamentale sull'accoppiamento neutronico di nocciolo, è necessario valutare in che modo tale scelta modifichi la separazione degli autovalori analizzando lo spettro degli autovalori dell'operatore di Boltzmann discretizzato. A questo scopo, calcoli statici in 3D della distribuzione di potenza sono stati eseguiti in teoria della diffusione su un nocciolo tiltato di PWR a hot zero power (HZP) in condizioni stazionarie utilizzando le sezioni d'urto efficaci a due gruppi, calcolate con il codice di trasporto APOLLO2 nella precedente annualità. Il modo fondamentale e la prima autofunzione per le due configurazioni, con e senza riflettore pesante, sono stati così calcolati. Dai risultati ottenuti, seppur in via preliminare, si può concludere che la configurazione con riflettore convenzionale, avendo una minore separazione degli autovalori, è più accoppiata rispetto a quella con riflettore pesante. Per confermare tale conclusione, è necessario analizzare anche la separazione degli autovalori di ordine maggiore.

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 90 %.

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

La Task A2 si sviluppa su tre temi:

- ❖ A2.1 – Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati.
- ❖ A2.2 – Aspetti metodologici per la sicurezza delle sorgenti radioattive.
- ❖ A2.3 – Quadro internazionale su Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security, Sostenibilità.

3.2.1 Tema: A2.1 – “Sicurezza intrinseca di elementi di combustibile irraggiati”

Referente tecnico: Federico Rocchi.

Descrizione dell'attività svolta:

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

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 95 %.

3.2.2 Tema: A2.2 – “Aspetti metodologici per la sicurezza delle sorgenti radioattive”

Referente tecnico: Giuseppe Ottaviano.

Descrizione dell'attività svolta:

Il *Nucleare Forense* è una delle colonne portanti nell'architettura della “Nuclear Security”, come risposta ad atti criminali e traffici illeciti che coinvolgono materiali nucleari o altri materiali radioattivi. Nell'ambito di tale tematica ENEA, coerentemente al tema A2.2, ha partecipato ad un esercizio internazionale indetto dalla comunità forense con lo scopo di aiutare lo sviluppo di competenze nazionali. Il “GALAXY SERPENT” è un insieme di esercizi internazionali virtuali web-based, focalizzati sullo sviluppo di librerie forensi nucleari nazionali (NNFL's). In questo particolare caso, il “GALAXY SERPENT EXERCISE v.2”, è stato dedicato alle sorgenti radioattive.

L'esercizio in questione è stato strutturato in tre fasi.

- Fase 1: Consistita nello sviluppo di una componente della NNFL, dedicata alle sorgenti radioattive sigillate a partire dal database fornito.

Sono poi seguite due fasi il cui obiettivo è stato la verifica dell'efficacia e l'utilizzo della libreria sviluppata, in un contesto semplificato di analisi forense simulata.

- Fase 2: Ha costituito il primo scenario virtuale incentrato sull'ipotetica intercettazione di una sorgente radioattiva sigillata.
- Fase 3: Ha costituito il secondo scenario virtuale incentrato sulla detonazione di una bomba sporca (RDD). Entrambe le fasi, seconda e terza, hanno avuto, quale medesimo obiettivo, la verifica dell'eventuale corrispondenza tra le sorgenti

radioattive identificate in ciascuno scenario e le sorgenti radioattive sigillate costituenti la libreria di cui alla prima fase.

Attività programmate per concludere

- Valutazione e analisi dei risultati pubblicati dagli organizzatori dell'esercizio.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 75 %.

3.2.3 Tema: A2.3 - “Quadro internazionale su Resistenza alla Proliferazione, Nuclear Security, Sostenibilità”

Referente tecnico: Franca Padoani.

Descrizione dell'attività svolta:

Descrizione dei principali eventi legati alla Nuclear Security e Resistenza alla Proliferazione nel periodo di interesse del PAR. I punti salienti a livello internazionale per la security sono l'ultimo Nuclear Security Summit (NSS) svolto a Washington e il decimo anniversario della Global Initiative to Combat Nuclear Terrorism (GICNT). Si riportano anche spunti legati ad aspetti di non proliferazione e security in paesi chiave quali Iran e Nord Corea.

Attività programmate per concludere

- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 90 %.

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

La Task A3 si sviluppa su due temi:

- ❖ A3.1 – Contributo alla piattaforma IGD-TP.
- ❖ A3.2 – Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale.


3.3.1 Tema: A3.1 - “Contributo alla piattaforma IGD-TP”

Referente tecnico: Antonietta Rizzo.

Descrizione dell'attività svolta:

Le attività si sono concentrate sulle seguenti tematiche, a cui si è contribuito anche tramite la partecipazione a gruppi di lavoro appartenenti alla piattaforma tecnologica europea IGD-TP:

- Determinazione del termine sorgente di C14 nei rifiuti radioattivi.
- Interazioni dei complessi metallo organici contaminati con radionuclidi in matrice cementizia (compilazione di un questionario sulle necessità di ricerca e sviluppo in questo ambito).
- Approcci metodologici per il monitoraggio dello stato di riferimento antecedente alla costruzione del deposito geologico per i rifiuti radioattivi.
- Metodologie per il monitoraggio del deposito per i rifiuti radioattivi, durante la fase operativa.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-066	0	L	11	22

- Iniziativa JOPRAD per una programmazione europea congiunta sulla gestione dei rifiuti radioattivi e del combustibile esausto.

Attività programmate per concludere

- Partecipazione ad una partnership a livello europeo per la caratterizzazione dei rifiuti radioattivi e compilazione della relativa proposta progettuale in ambito EURATOM2020.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 85 %.

3.3.2 Tema: A3.2 - “Indagini radioecologiche relative alla localizzazione in sicurezza del deposito nazionale”

Referente tecnico: Paolo Bartolomei.

Descrizione dell’attività svolta:

Uno dei punti più critici per la localizzazione del sito per il deposito nazionale per i rifiuti radioattivi è la sismicità. Per lo screening iniziale delle aree la guida tecnica 26 fa riferimento alla classificazione basata sulla storicità. È chiaro che la fase di caratterizzazione del sito deve essere più approfondita, in particolare devono essere analizzate con cura le faglie per verificare se sono attive o meno.

In questa prospettiva si vuole verificare, mediante misure combinate di Radon e CO₂, se le faglie possano essere considerate attive o meno.

Si è raccolta la letteratura specifica, in particolare quella che fa riferimento anche ai rapporti isotopici nella CO₂ emessa, nonché al radiocarbonio presente nella stessa. Si è recuperata la strumentazione: lettori da campo per radon e CO₂, spettrometro da laboratorio per rapporti isotopici. Si è iniziato a effettuare le tarature.

Attività programmate per concludere

- Invio dei lettori di radon presso il laboratorio di metrologia dell’ENEA-Casaccia per la certificazione degli stessi. Intercomparazione con Università di Ferrara e INGV per le misure di CO₂.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 80 %.

4. 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.

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

Nella task B1 è svolto il seguente tema:

- ❖ B1.1 – Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale.

4.1.1 Tema: B1.1 – “Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale”

Referente tecnico: Felice De Rosa.

Descrizione dell’attività svolta:

Le attività programmate si sviluppano su un’unica tematica, molto vasta, in cui vengono analizzate e valutate le principali caratteristiche di sicurezza dei reattori presenti nelle centrali nucleari frontaliere. A seconda della nazione confinante, Francia, Germania, Svizzera, Slovenia/Croazia, sono presenti reattori PWR o BWR, caricati con il solo UOX o con combustibile misto UOX-MOX. Viene trattato l’argomento del rischio legato al “nuclear ageing”, giustificato dal fatto che l’età media dei reattori nucleari europei ha superato i 29 anni e che un numero crescente di essi sta raggiungendo i limiti di progetto dei 30 o 40 anni.

Vengono riportate considerazioni sulle problematiche di sicurezza legate alla “life time extension”, e verrà considerato il pacchetto di “lessons learned” provenienti dai vari studi di safety assessment realizzati sulla base delle attività richieste nell’ambito degli Stress Test.

Attività programmate per concludere

- Raccolta dei dati relativi ai più significativi transitori incidentali avvenuti nei reattori di queste centrali.
- Individuazione delle vulnerabilità intrinseche delle tipologie BWR e PWR in generale e dello stato attuale degli specifici impianti presenti nelle centrali frontaliere.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 50%.

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

La Task B2 si sviluppa su tre temi:

- ❖ B2.1 – Analisi PSA e DSA relative all’implementazione delle salvaguardie di sicurezza per la gestione degli incidenti severi nei reattori nucleari.

- ❖ B2.2 – Valutazione comparativa dei sistemi passivi e attivi ai fini dello sviluppo dei reattori avanzati.
- ❖ B2.3 – Calcolo Integrale di Scenari Incidentali.

4.2.1 Tema: B2.1 – “Analisi PSA e DSA relative all’implementazione delle salvaguardie di sicurezza per la gestione degli incidenti severi nei reattori nucleari”

Referente tecnico: Luciano Burgazzi.

Descrizione dell’attività svolta:

L’obiettivo della task è l’implementazione dei sistemi di sicurezza per ridurre il rischio derivante dagli incidenti severi, come emerso dall’incidente di Fukushima. Lo studio si focalizza in particolare sui sistemi passivi utilizzati per prevenire e mitigare le conseguenze degli incidenti severi, come per la rimozione del calore residuo dal contenimento o per l’abbattimento della quantità di idrogeno accumulatasi all’interno del contenimento.

Titolo del relativo deliverable: “Analysis relating to the implementation of the safety safeguards for the severe accident management in nuclear reactors”. In particolare i concetti dei vari sistemi passivi per la gestione degli incidenti severi sono stati rivisitati e la relativa analisi di sicurezza dal punto di vista probabilistico è stata completata.

Attività programmate per concludere

- Analisi di sicurezza dal punto di vista deterministico, al fine dell’implementazione delle strategie di Severe Accident Management.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 60%.

4.2.2 Tema: B2.2 – “Valutazione comparativa dei sistemi passivi e attivi ai fini dello sviluppo dei reattori avanzati”

Referente tecnico: Luciano Burgazzi.

Descrizione dell’attività svolta:

Viene dimostrato il fatto che l’introduzione dei sistemi passivi, ai fini dell’aumento della sicurezza dei reattori di terza e quarta generazione, non comporta necessariamente, come si presumerebbe, un vantaggio rispetto ai sistemi attivi che svolgono la medesima funzione. Vengono pertanto definiti i diversi fattori positivi e negativi relativamente ad entrambe le opzioni ai fini della loro valutazione comparativa. I sistemi per la rimozione del calore residuo, in particolare a circolazione naturale per quanto concerne il passivo, vengono presi a riferimento per la analisi, la quale, in ogni caso, prescinde dagli aspetti economici.

Attività programmate per concludere

- Sviluppo di un approccio metodologico per la valutazione del confronto tra le due tipologie di sistemi.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 60%

4.2.3 Tema: B2.3 – “Calcolo Integrale di Scenari Incidentali”

Referente tecnico: Fulvio Mascari.

Descrizione dell'attività svolta:

Nell'ambito dei calcoli integrali di scenari incidentali, l'attenzione è stata posta sui reattori di tipo PWR e BWR.

- In relazione ai reattori di tipo PWR, transitori di tipo LOCA non mitigati sono in fase di analisi con il codice MELCOR con particolare riferimento alla fase termoidraulica e a quella di degradazione. I parametri di input che caratterizzano i fenomeni di degradazione del core sono stati revisionati secondo il corrente stato dell'arte.
- In relazione ai reattori BWR le attività di ricerca sono state focalizzate innanzitutto al completamento del modello MELCOR dell'Unità 1 di Fukushima Daiichi, con il miglioramento del modello dell'Isolation Condenser, l'inserimento di tutte le SRV e l'implementazione di tutte le logiche necessarie all'analisi del transitorio incidentale. Questo ha portato ad un modello dettagliato dell'unità 1 tale da permettere il calcolo del termine sorgente relativo al transitorio incidentale dell'11 marzo 2011. Analisi ancora in corso mostrano che i risultati termoidraulici ottenuti sono in accordo con i dati sperimentali disponibili. Saranno successivamente verificate le altre grandezze confrontabili con dati sperimentali.

Attività programmate per concludere

- Saranno completate le analisi per l'unità 1 della NPP Fukushima Daiichi, confrontando i dati ottenuti con i valori “sperimentali” disponibili.
- Analisi di tipo LOCA in reattori di tipo PWR.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70%.

4.3 Task B3: “Studi in Appoggio alla Emergency Preparedness”

La Task B3 si sviluppa su due temi:

- ❖ B3.1 – Modelli avanzati per calcoli di dispersione a breve-medio raggio in aree urbane.
- ❖ B3.2 – Metodi per la valutazione dell'impatto radiologico nel breve termine e per l'individuazione delle contromisure per la gestione delle conseguenze a medio-lungo termine a seguito di incidenti in impianti nucleari.

4.3.1 Tema: B3.1 – “Modelli avanzati per calcoli di dispersione a breve-medio raggio in aree urbane”

Referente tecnico: Antonio Cervone.

Descrizione dell'attività svolta:

In questo tema prosegue 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.

Vengono analizzate le situazioni d'impatto da dispersione atmosferica e deposizione all'interno del tessuto di aree urbane caratterizzate da diversa tipologia architettonica e da differenti tipologie di ostacoli. Le situazioni incidentali più vicine alle investigazioni che verranno svolte si concentrano su eventi incidentali originati localmente, a seguito di azione umana malevola (tipo esplosione di una bomba sporca a causa di un attacco terroristico) o di malfunzionamento di impianti nucleari presenti nel territorio nazionale (tipo reattori di ricerca). Questo tema si focalizza sull'analisi e valutazione dell'entità del materiale disperso in aree urbane con configurazione tipica delle principali città italiane e sui più rilevanti fenomeni o strutture locali che attenuano o esaltano le concentrazioni di materiale radioattivo (ostacoli, edifici, portici, gallerie, tunnel, piazze, spazi aperti).

Presso ENEA si sta sviluppando il codice di calcolo RADCAL-III all'interno del quale si vogliono migliorare il modello di deposizione secca al suolo e la visualizzazione grafica dei risultati ottenuti.

- I parametri rilevanti su cui migliorare il modello di deposizione secca sono:
 - o Condizioni meteo.
 - o Tipologia di aggregato o particella di materiale in esame.

L'individuazione di tale modello migliorato rappresenta il contributo che l'Università di Palermo darà a tale tema.

- Per quanto riguarda la visualizzazione, uno specifico tool grafico, che tenga conto della localizzazione geografica e delle condizioni atmosferiche, è in via di sviluppo.

Attività programmate per concludere

- Individuazione ed eventuale miglioramento del modello di deposizione secca al suolo che tenga conto della singola specie e delle sue caratteristiche in aria.
- Sviluppo del tool di visualizzazione dei dati ottenuti dal calcolo con RADCAL-III.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70%.

4.3.2 Tema: B3.2 – “Metodi per la valutazione dell'impatto radiologico nel breve termine e per l'individuazione delle contromisure per la gestione delle conseguenze a medio-lungo termine a seguito di incidenti in impianti nucleari”


Referente tecnico: Federico Rocchi.

Descrizione dell'attività svolta:

L'attività programmata, per questa prima annualità, consiste nella definizione della strategia di calcolo per ricavare un ranking tra siti di impianti nucleari al fine di valutare il potenziale impatto sul territorio nazionale di un incidente severo.

E' stato utilizzato il codice LdX di IRSN usando un termine sorgente semplificato avente le seguenti caratteristiche:

- Isotopo: ^{137}Cs .
- Attività rilasciata in atmosfera: $1\text{E}15$ o $1\text{E}16$ Bq.
- Tempo di rilascio: 1 ora o 8 ore.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-066	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 16 22
--	--	------------------	----------------------	-------------------------

Le simulazioni sono state fatte con i seguenti parametri:

- Tempo di trasporto in atmosfera: 3 giorni o 4 giorni.
- Orografia: alta risoluzione o bassa risoluzione.

Al variare di ognuno dei parametri liberi sono state ricavate mappe di singola simulazione e mappe statistiche annuali e decennali usando dati meteorologici veri e 3D per la deposizione al suolo e per la concentrazione integrata in aria. E' stata poi svolta un'attività di ricerca finalizzata alla determinazione delle soglie limite di intervento per la deposizione al suolo e per l'attività integrata in aria che consentissero, partendo dalla sola valutazione per il ^{137}Cs , di fornire una valutazione dell'impatto radiologico nel breve termine (sino a 3-4 giorni dal primo rilascio). Si sono adottati i valori di riferimento riportati nel Manuale CEVAD cui sono stati applicati opportuni fattori di scala tra radioisotopi ricavati dal termine sorgente per l'incidente di Fukushima valutato nelle precedenti annualità. In questo modo è stato possibile ricavare valori di soglia riferiti al solo ^{137}Cs che sono però rappresentativi di una miscela di un numero maggiore di radioisotopi tipica di un incidente nucleare severo.

Attività programmate per concludere

- Analisi dei risultati.
- Stesura delle conclusioni da usare per le prossime annualità.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70%.

5. 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.

5.1 Task C1: “Simulazioni Integrali di Sistema e Sperimentazione presso gli Impianti SIET”

Nella task C1 è sviluppato il seguente tema:

- ❖ C1.1 – Validazione e verifica di codici TH e relativi Modelli per studi e valutazioni di sicurezza.

5.1.1 Tema: C1.1 - “Validazione e verifica di codici TH e relativi Modelli per studi e valutazioni di sicurezza”

Referente tecnico: Calogera Lombardo.

Descrizione dell’attività svolta:

L’attività svolta in questo tema ha come obiettivo quello di preservare la capacità di progettazione ed interpretazione di campagne sperimentali attraverso l’utilizzo dei più idonei e validati strumenti di calcolo. I risultati ottenuti nelle precedenti annualità del PAR hanno messo in luce la necessità di approfondire ulteriormente alcune delle fenomenologie tipiche del comportamento dei sistemi di emergenza a sicurezza passiva di cui sono dotati alcuni impianti nucleari. In particolare, occorre studiare l’affidabilità dei sistemi di sicurezza per lo smaltimento del calore residuo di decadimento. A tale scopo si prevede di sviluppare il modello TRACE della facility PERSEO e di testare 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, si apporteranno migliorie al modello CATHARE di SPES2: il remesh del 3D utilizzato per descrivere il comportamento del downcomer anulare dell’impianto SPES2. Un’adeguata simulazione delle fenomenologie che entrano in gioco in tale componente, sono essenziali per una corretta riproduzione dell’evoluzione del transitorio di Small Break Loca studiato nella precedente annualità. Inoltre il modello CATHARE ulteriormente sviluppato potrà essere utilizzato in questa e nelle successive annualità del triennio per la simulazione di altri transitori incidentali selezionati tra quelli della matrice di prova di SPES2.

Attività programmate per concludere

- L’Università degli Studi di Palermo svilupperà il modello TRACE della facility PERSEO.
- ENEA apporterà importanti variazioni al nodding CATHARE della facility SPES2.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70%.

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

La Task C2 si sviluppa 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

5.2.1 Tema: C2.1 – “Sviluppo e validazione di una metodologia progettuale per sistemi di rimozione e trasporto della potenza termica”

Referente tecnico: Paride Meloni.

Descrizione dell’attività svolta:

L’attività in oggetto, svolta presso il Dipartimento Energia del Politecnico di Torino, consiste nello studio numerico e sperimentale di un sistema passivo per la rimozione del calore di decadimento che opera in circolazione naturale, che è stato ad oggi progettato e costruito. Il circuito in questione si ispira al sistema DHR2 del reattore di IV generazione raffreddato a piombo ALFRED. Si è attualmente nella fase di progettazione e messa a punto della strumentazione convenzionale.

Il circuito è costituito da uno scambiatore di calore a baionetta (sorgente termica) riscaldato con resistenze elettriche, un condensatore immerso in una piscina (pozzo termico) che simula un sistema Isolation Condenser, e le tubazioni di collegamento. Il sistema è stato progettato e costruito in moduli in modo da poter cambiare singole parti del circuito per studiarne gli effetti. La potenza termica coinvolta è dell’ordine di 1.5 kW.

Per progettare l’apparato sperimentale, prevederne il comportamento e fissare i parametri operativi è stato utilizzato il codice termoidraulico RELAP5 3D. Il modello utilizzato è stato affinato per permettere la miglior aderenza possibile al circuito fisico in esame. Sono state svolte numerose simulazioni utilizzando RELAP5 3D sia per il circuito progettato sia per l’impianto di riferimento ALFRED.

I risultati delle prove sperimentali, in cui verranno misurate temperature e cadute di pressione, verranno utilizzati per studiare la circolazione naturale del sistema e per validare il codice RELAP5 3D per applicazioni riguardanti sistemi in circolazione naturale e scambiatori di calore immersi in piscine con pelo libero.

Attività programmate per concludere

- Prove a freddo del sistema con il fine di valutare e calibrare le cadute di pressione nel circuito e, successivamente, prove sperimentali a caldo per studiare, con l’ausilio di una matrice sperimentale, il regime di circolazione naturale che si instaura nel sistema e com’è influenzato dalla variazione dei parametri operativi.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 70%.

5.2.2 Tema: C2.2 – “Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2”

Referente tecnico: Massimiliano Polidori.

Descrizione dell'attività svolta:

Nell'ultima annualità dell'Accordo di Programma 2012-2014 è stata condotta una attività sperimentale presso i laboratori della SIET volta allo studio di generatori di vapore a tubi a baionetta. La campagna ha previsto attività di caratterizzazione dello scambio termico e studio di instabilità di flusso su due tubi in parallelo che costituiscono la sezione di prova HERO-2. Le analisi preliminari dei test termoidraulici in regime stazionario per la caratterizzazione dello scambio termico hanno mostrato alcune discrepanze che richiedono un ulteriore approfondimento da parte di SIET. A valle di questa attività ci si attende un database corretto che sarà utilizzato nella presente attività da ENEA e POLIMI per la validazione post-test dei modelli RELAP5 precedentemente utilizzati per la costruzione della matrice di prova (ENEA) e per le analisi relative allo scambiatore implementato in un SMR PWR (POLIMI). L'attività risulta essere propedeutica a nuove campagne sperimentali, già pianificate all'interno di questa annualità (vedi Tema C2.3).

Attività programmate per concludere

- Completamento dell'analisi post-test con il codice RELAP5.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 60%.

5.2.3 Tema: 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”


Referente tecnico: Massimiliano Polidori.

Descrizione dell'attività svolta:

Nell'ultima annualità dell'Accordo di Programma 2012-2014 è stata condotta una attività sperimentale presso i laboratori della SIET volta allo studio di generatori di vapore a tubi a baionetta. La campagna ha previsto attività di caratterizzazione dello scambio termico e studio di instabilità di flusso su due tubi in parallelo che costituiscono la sezione di prova HERO-2.

I modelli per il codice RELAP5 validati all'interno del Tema C2.2 permetteranno di definire una matrice di prova in regime transitorio per la simulazione del comportamento di un sistema passivo con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento in condizioni rappresentative di un reattore SMR ad acqua pressurizzata.

SIET condurrà le prove sperimentali sullo scambiatore HERO-2, opportunamente connesso con tubi di condensazione in piscina, per il trasferimento del calore al pozzo termico. Le condizioni di prova saranno le medesime della precedente campagna: pressione massima 70 bar, potenza massima per tubo 22 KW e temperatura del vapore massima 400 °C.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-066	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 20	di 22
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Attività programmate per concludere

- Affinamento del modello per RELAP5 della nuova configurazione della facility a loop chiuso.
- Generazione della matrice di prova.
- Taratura della strumentazione di pressione, completamento della facility.
- Esecuzione dei test previsti nella matrice di prova.
- Emissione rapporto tecnico.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 35%.

6. Obiettivo D: “Diffusione dell’Informazione e dei Contenuti della Ricerca”

L’obiettivo D si compone della seguente task:

- ❖ D1 – Organizzazione di seminari tematici, workshop e partecipazione a congressi.

6.1 Task D1: “Organizzazione di seminari tematici, workshop e partecipazione a congressi”

Nella task D1 è sviluppato il seguente tema:

- ❖ D1.1 – Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2015, linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare.

6.1.1 Tema: D1.1 - “Raccolta e diffusione dei risultati conseguiti nel PAR2015, linea progettuale relativa allo sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare”

Referente tecnico: Felice De Rosa.

Descrizione dell’attività svolta:

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

Di grande rilevanza è risultato il workshop internazionale organizzato in data 31 maggio 2016, a Roma, con buon impegno dei colleghi Rocchi e Grasso e con l’aiuto di Patrizia Gazzi, dal titolo “Five Years After Fukushima: Finding the Balance”, la cui locandina è riportata qui sotto. Alla manifestazione hanno partecipato tecnici, ricercatori e scienziati provenienti da varie parti del mondo, e ci sono state presentazioni di eminenti colleghi esperti nel settore.



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


International Workshop

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



Hotel Quirinale - Rome

31 May 2016

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-066	0	L	22	22

09:00 - 09:30	Registration
09:30 - 09:45	Opening Remarks <i>Aldo Pizzuto, ENEA</i>
09:45 - 11:15	Key Speech: The IAEA Report on the Fukushima Daiichi Accident <i>Speaker: Gustavo Caruso, IAEA</i>
11:15 - 11:45	Coffee Break
11:45 - 12:45	Key Speech: The NEA Report on the Fukushima Daiichi Accident <i>Speaker: Daniel Iracane, NEA</i>
12:45 - 14:00	Lunch
14:00 - 16:00	Round Table "Finding the Balance" <i>The Round Table will address from different points of view the need for "Finding a Balance", e.g. between the demand for safer NPPs and the conditions for a viable nuclear industry and operation, or between new EPR/remediation requirements and their impact on population</i> Chair: <i>Francesco Troiani, SOGIN, Italy</i> Panel: <ol style="list-style-type: none"> 1. <i>Naoto Ichii, NRA, Japan</i> 2. <i>Giovanni Ferraro, EdF, France</i> 3. <i>Eija Karita Puska, VTT, Finland</i> 4. <i>Gianni Bruna, IRSN, France</i> 5. <i>Walter Ambrosini, ENEN</i> 6. <i>Lamberto Matteocci, ISPRA, Italy</i> Q&A Sessions: questions to panelists from the audience
16:00 - 16:30	Coffee break
16:30 - 17:30	Closing Panel <ol style="list-style-type: none"> 1. <i>Gustavo Caruso, IAEA</i> 2. <i>Daniel Iracane, NEA</i> 3. <i>Stefano Laporta, ISPRA</i> 4. <i>Giuseppe Zollino, SOGIN</i> 5. <i>Aldo Pizzuto, ENEA</i>

Attività programmate per concludere

- Emissione di questo rapporto intermedio.
- Preparazione di un numero di documenti tecnici da pubblicare attraverso il sito Web dell'ENEA e su riviste scientifiche a tiratura nazionale e internazionale.
- Partecipazione a workshop e congressi internazionali con la produzione di contributi elaborati sfruttando i temi di ricerca presenti nell'attuale annualità.
- Organizzazione di un meeting di chiusura dei lavori della presente annualità.
- Emissione di un rapporto finale con la sintesi delle varie attività svolte.

% di lavoro svolto alla data di emissione di questo documento: 50%.