

ENEA

AGENZIA NAZIONALE
PER LE NUOVE TECNOLOGIE, L'ENERGIA
E LO SVILUPPO ECONOMICO SOSTENIBILE

Accordo di Programma MSE-ENEA



MINISTERO DELLO SVILUPPO ECONOMICO

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO



LP1: «SVILUPPO COMPETENZE SCIENTIFICHE NEL CAMPO DELLA SICUREZZA NUCLEARE

Obiettivo B: «Valutazione degli Incidenti e delle loro Conseguenze»

Felice De Rosa, FSN-SICNUC-SIN, ENEA Bologna



Sicurezza Nucleare

ENEA – Roma Sede, 11 settembre 2015

PERCHE' MANTENERE UN NUCLEO DI COMPETENZE NEL SETTORE DELLA SICUREZZA DEGLI IMPIANTI NUCLEARI



Il problema della sicurezza nucleare coinvolge tutti i Paesi, a prescindere dalla presenza nel proprio territorio di centrali elettronucleari in esercizio.

La Commissione Europea ha stabilito che ogni nazione debba attrezzarsi per essere in grado di operare valutazioni indipendenti dello stato di sicurezza di queste centrali.

1

2

3

4

Nel caso dell'Italia il problema si presenta in modo molto concreto, vista la presenza di centrali nucleari entro il limite di 200 km dai confini nazionali.

E' quindi necessario conservare e dove possibile rafforzare infrastrutture e competenze scientifiche e nel settore della nuclear safety e del safety assessment.

DISLOCAZIONE DELLE CENTRALI NUCLEARI FRANCESI



Di possibile interesse per la vicinanza all'Italia:

- **Bugey:** 2x910 Mwe
2x880 Mwe
Età in anni*: 37, 36, 36, 36
Tipo: REP900-CP0
- **Saint Alban:** 2x1335 Mwe
Età: 30, 29
Tipo: REP1300-P4
- **Cruas:** 4x915 Mwe
Età: 32, 31, 31, 30
Tipo: REP900-CP2
- **Tricastin:** 4x915 Mwe
Età: 35, 35, 34, 34
Tipo: REP900-CP1

* Calcolata al 2015

PRINCIPALI ATTIVITA' SVILUPPATE NELL'OBIETTIVO B



| # | TITOLO DELLA RICERCA | COLLABORAZIONI |
|---|---|--|
| 1 | Reattori ad acqua leggera caricati a MOx | ENEA con Università di Bologna |
| 2 | Investigazioni sui PWR con riferimento a TMI-2 | ENEA con Università di Bologna e di Pisa |
| 3 | Studio integrale di sequenze incidentali severe in PWR e BWR | ENEA con Università di Roma «Sapienza» |
| 4 | Preparazione di una banca dati per la Emergency Preparedness | Solo ENEA |
| 5 | Sviluppo di modelli innovativi per valutazioni d'impatto a medio raggio | Solo ENEA |
| 6 | Uso di CALPUFF e CALMET | ENEA con Università di Palermo |
| 7 | Approccio PSA e DSA per la stima del rischio | ENEA con Università di Pisa |

1) REATTORI AD ACQUA LEGGERA CARICATI A MOX



Condotti 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.

- Negli ultimi 15-20 anni la tecnologia del fuel MOX ha fatto registrare in Europa un forte sviluppo industriale derivante dalla volontà di procedere alla chiusura del ciclo del combustibile mediante riprocessamento.
- Circa il 5% del combustibile usato nei LWR è MOX.
- Francia, Germania, Belgio, Olanda e Svizzera hanno impianti caricati a MOX.
- Oggi tutti gli impianti PWR da 900 MWe francesi sono caricati per 1/3 di nocciolo a MOX.
- Tale tecnologia negli USA non ha trovato lo stesso terreno fertile che in Europa.

Ci sono 30 NPP a MOX in EU

Le seguenti 19 centrali, poste a meno di 200 km dai confini nazionali, sono caricate a MOX:

- **CH:** Beznau, Goesgen
- **F:** Tricastin (4 CP1), Cruas (4 CP2), Bugey (4 CP0), Fessenheim (2 CP0)
- **D:** Gundremmingen B, C, Isar2

ATTIVITÀ SVOLTE NEL PAR



1. Valutazione, per un nocciolo 900 MWe a MOX, del ciclo di equilibrio dell'inventario di nocciolo e della potenza di decadimento a seguito di SCRAM mediante ORIGEN-ARP.
2. Confronto con il caso UOX puro.
3. Analisi delle problematiche relative alla stima rapida del termine sorgente per impianti MOX.
4. Studio dell'approccio alla valutazione del termine sorgente per un impianto a MOX con il codice fast-running RASCAL.

Coinvolgimento CIRTEEN: **UNIBO**

Calcolo del termine sorgente per combustibile al 40% MOX

- Si è realizzato un calcolo del termine sorgente per i nuclidi a maggior impatto radiologico aggiornando la metodica implementata nella NUREG-1228 con i coefficienti di rilascio (FRC_i) dal nocciolo al contenimento proposti dal SAND2011.

$$TS_i = PF_i \times FRC_i \times \prod_{j=1}^n FDR_{(i,j)} \times FF_i$$

- I risultati raggiunti sono stati successivamente confrontati con quelli ottenibili dalla NUREG-1465 (e successivi aggiornamenti) per combustibile UOX.

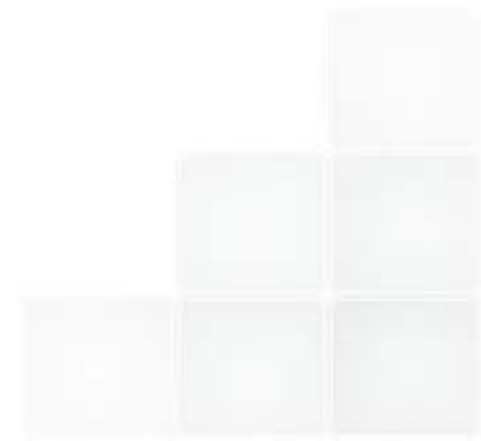
- **Lo studio della neutronica di un sistema MOX** ha permesso di quantificare alcuni punti di forza (riduzione dell'attività di nocciolo e possibilità di operare a BU più elevati) e di debolezza (riduzione del worth di reattività del boro ed aumento del valore della potenza di decadimento) dei sistemi ad ossidi misti;
- **Lo studio dei rapporti tecnici SANDIA 2008 e 2011** ha evidenziato una sostanziale invarianza della progressione incidentale tra un nocciolo UOX ed un nocciolo al 40% MOX;
- **Il calcolo del TS** ha evidenziato che, se si escludono i gruppi dei Lantanidi e del Cerio, i cui risultati risentono di elevate incertezze statistiche, non esiste una differenza significativa (< 50%) nel valore del TS tra un combustibile UOX ed uno al 40% MOX.
- **La NUREG-1465** deve essere considerata sovrastimante per un calcolo fast-running di TS anche per un combustibile MOX.

2) INVESTIGAZIONI SUI PWR CON RIFERIMENTO AL PWR900 DI TMI-2



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

- Principali collaborazioni CIRTEN: **UNIFI** e **UNIBO**





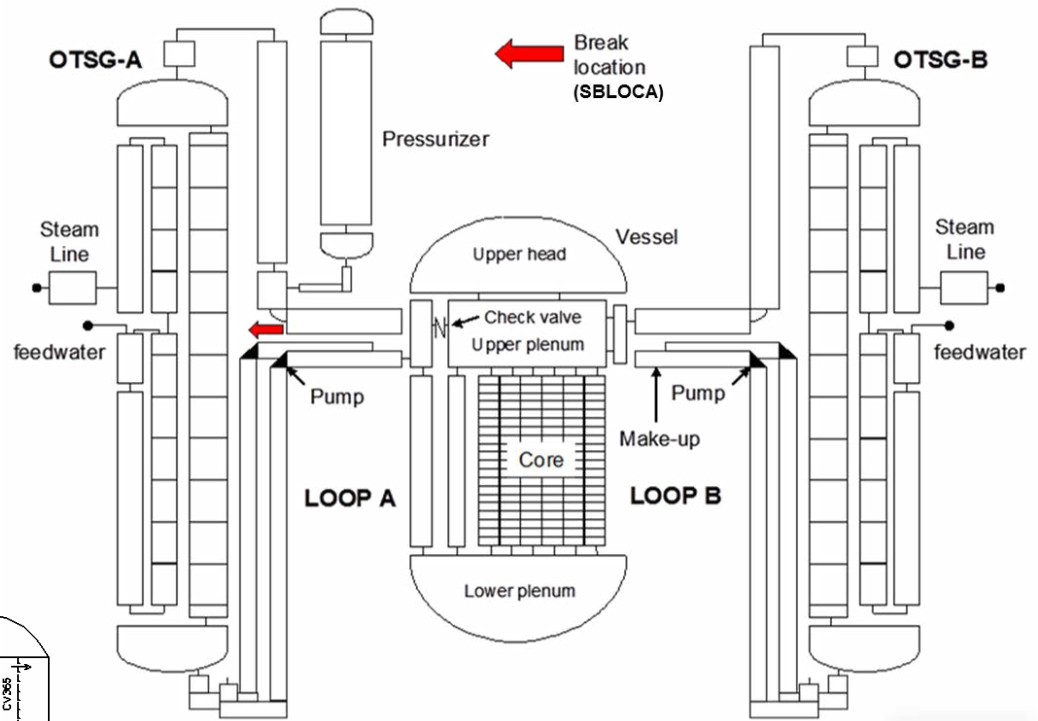
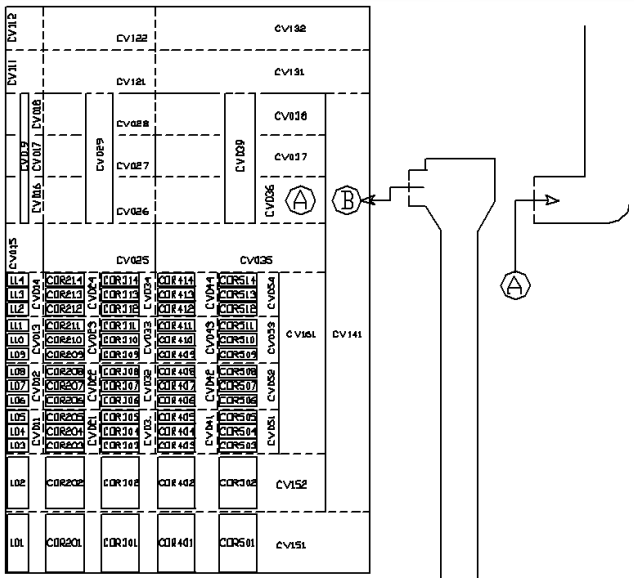
DETTAGLI DELL'ATTIVITA'



- **Obiettivo:** Acquisizione, utilizzo e verifica di codici di calcolo integrali per l'analisi di incidenti gravi in centrali nucleari ad acqua leggera del tipo di quelle prossime ai confini nazionali.
- **UNIBO:** Uso del codice integrale **ASTEC**, sviluppato da IRSN (F) e GRS (D). ASTEC è il codice di riferimento europeo per l'analisi di incidenti severi in reattori LWRs (PWR, BWR e VVER).
- **UNIFI:** Uso del codice integrale **MELCOR**, sviluppato da SANDIA (USA) per la US NRC (Nuclear Regulatory Commission) largamente impiegato a livello internazionale per l'analisi di incidenti severi in reattori LWRs (PWR e BWR)
- **ENEA:** Coordinamento delle attività, confronto dei risultati dei due codici e analisi dei risultati con UNIBO e UNIFI

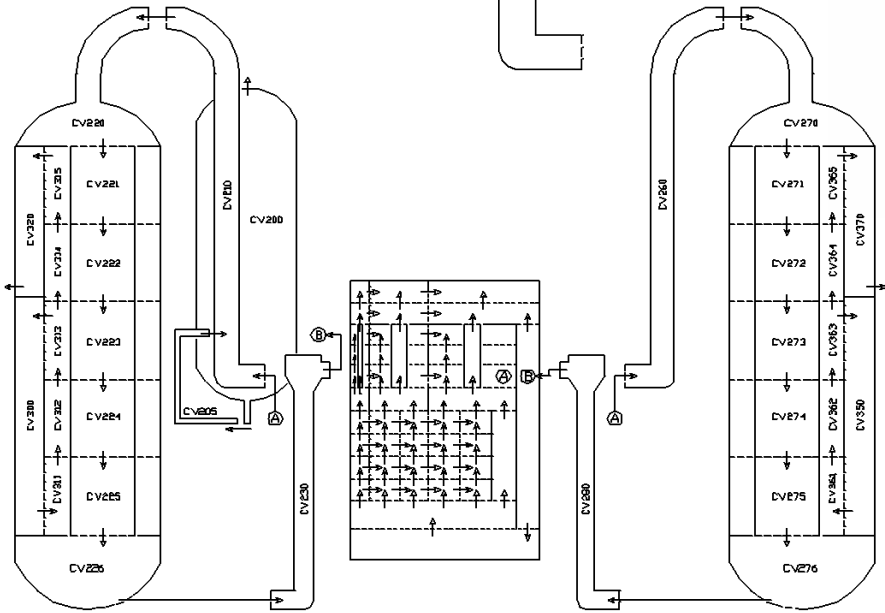


Modellazioni del reattore TMI-2



ASTEC code

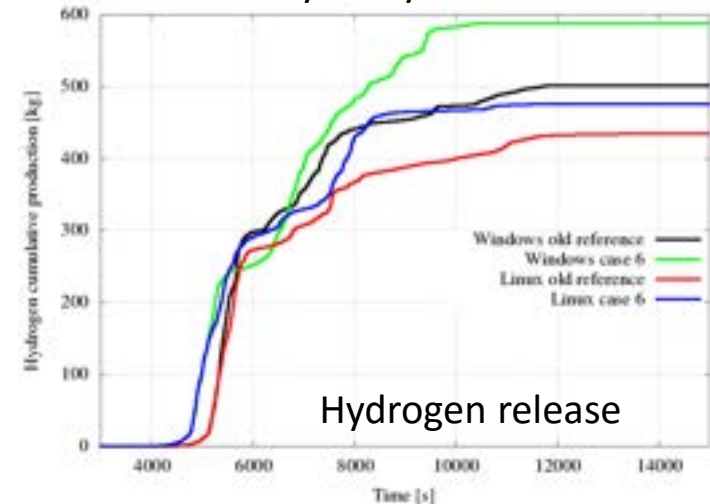
MELCOR code



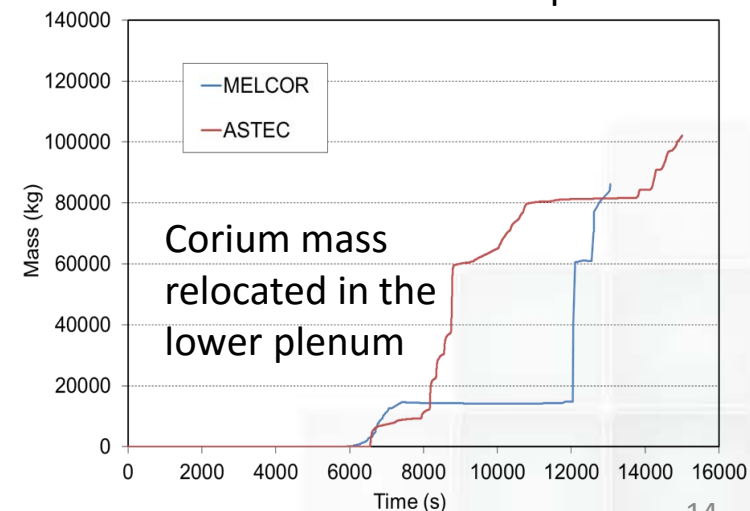
- **A completamento dell'attività sono stati eseguiti calcoli parametrici con ASTEC (UNIBO) e MELCOR (UNUPI) con riferimento all'analisi della sequenza incidentale severa di SBLOCA già considerata precedentemente per il reattore TMI-2 allo scopo di:**
 - Spiegare le ragioni delle rilevanti discrepanze 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*
- **Si è anche proceduto alla verifica della possibilità di arrestare il processo di degradazione nocciolo attraverso misure di "Accident Management" → attivazione (ritardata) del sistema di refrigerazione di emergenza.**

- L'analisi di sensibilità ha confermato l'importanza relativa, dei parametri e dei modelli utilizzati, sull'evoluzione dell'incidente calcolata con i due codici.
- Rimangono significative differenze nel confronto dei risultati dei due codici, che non sembrano ridursi in maniera sostanziale, anche partendo dagli stessi parametri di degradazione nocciolo.
- Mentre con **ASTEC** l'arresto della degradazione è praticamente immediato in caso di allagamento del nocciolo, con **MELCOR** la prima fase di raffreddamento comporta un'accelerazione del processo di degradazione.
- Entrambi i codici sono coerenti nel prevedere il successo dell'intervento del sistema di emergenza, attraverso il contenimento e raffreddamento del nocciolo degradato, evitando così la rottura del vessel e la propagazione dell'incidente.

Sensitivity analysis with ASTEC



ASTEC – MELCOR comparison

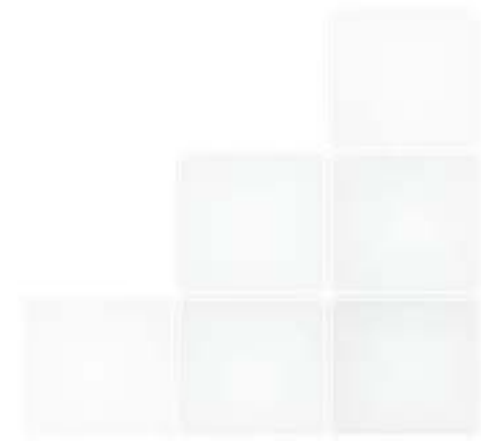


3) STUDIO INTEGRALE SU PWR e BWR



Studio integrale di sequenze incidentali con riferimento a centrali prossime ai confini nazionali dotate di reattori di tipo BWR e PWR.

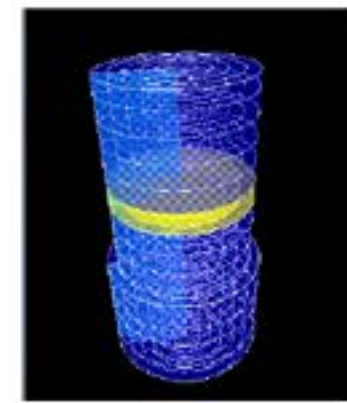
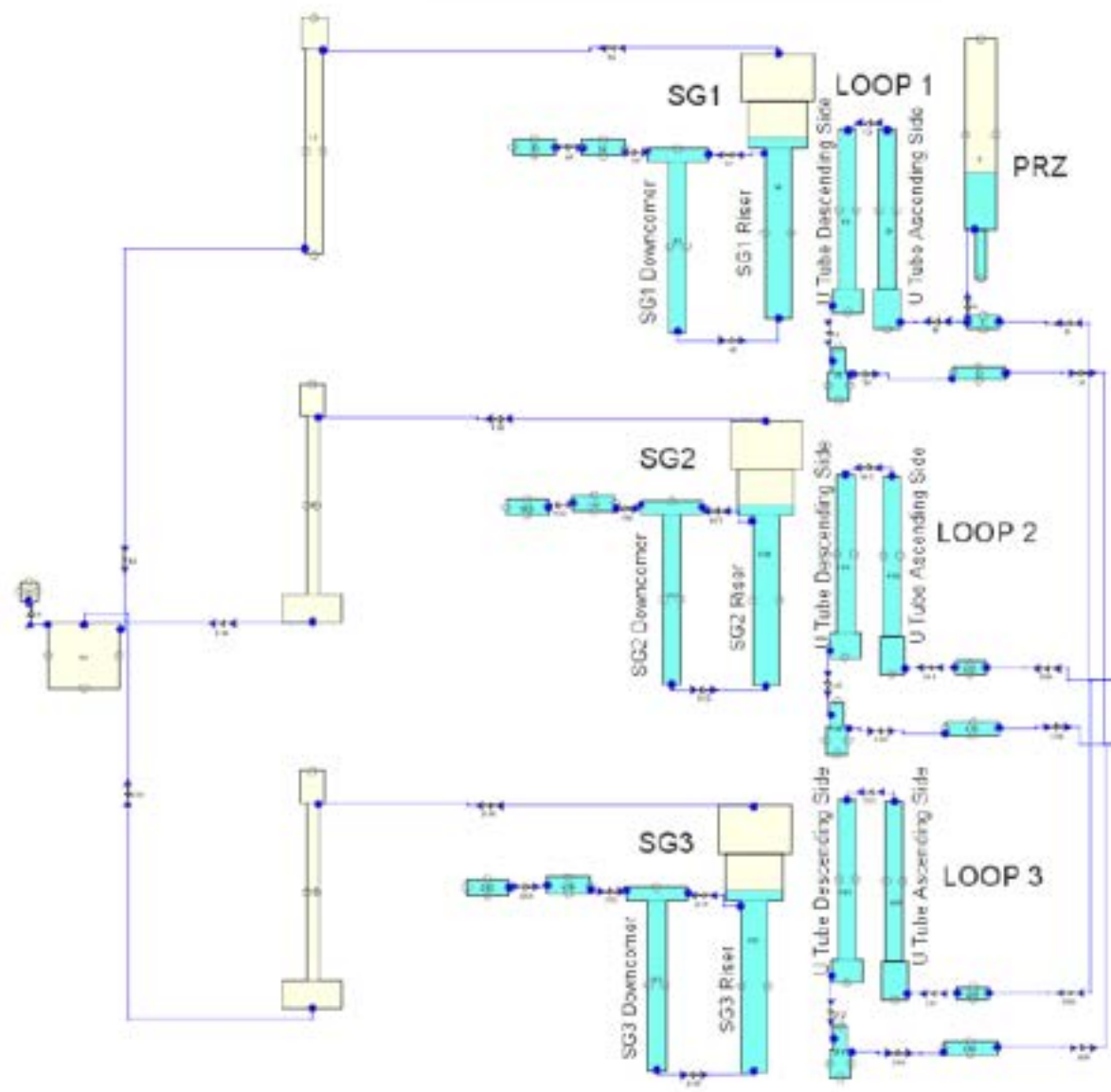
Coinvolgimento CIRTEN: **UNIRM1**



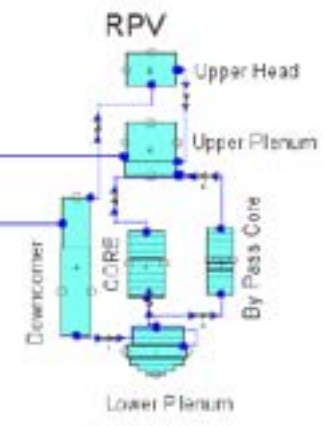
PERCHE' QUESTI STUDI

- ❑ Dopo l'incidente di Fukushima l'interesse internazionale si è focalizzato sulle **strategie necessarie per la mitigazione di incidenti severi e gravi.**
- ❑ Sebbene l'energia nucleare non sia parte del mix energetico italiano, **centrali nucleari con reattori PWR e BWR sono disposte nei pressi dei nostri confini**, pertanto la valutazione di possibili rilasci da centrali frontaliere e delle conseguenze alla popolazione e all'ambiente è una attività di importanza strategica per la nazione.
- ❑ L'obiettivo dell'attività di ricerca è di analizzare transitori incidentali non mitigati in reattori nucleari del tipo PWR e BWR tali da causare fenomeni di degradazione nocciolo con possibile dispersione in ambiente esterno di inquinanti radioattivi.
- ❑ Lo strumento di calcolo utilizzato per queste analisi è il codice MELCOR, distribuito dalla USNRC nell'ambito dello CSARP.

NODALIZZAZIONE MELCOR DI UN PWR DA 900 MWe



Core 3D View



CONCLUSIONI

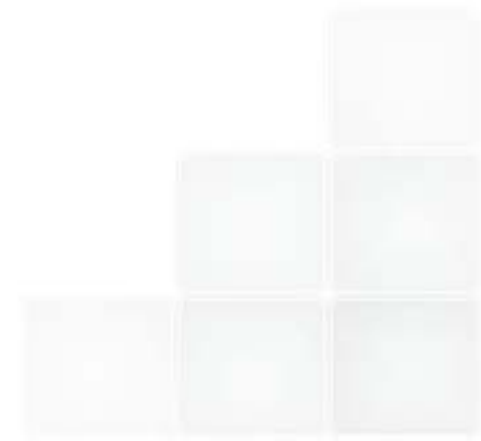
- ❑ In relazione alla valutazione dell'accuratezza dei codici, le attività di ricerca sono state condotte al fine di ridurre le cause di incertezza nei risultati.
- ❑ Particolare attenzione è stata posta alle problematiche di “**scaling**” che si determinano durante il processo di validazione dei codici.
- ❑ Con l'uso del codice TRACE (acquisito dalla partecipazione ENEA al CAMP - Code Applications and Maintenance Program) sono state esaminate alcuni aspetti legati alla termoidraulica dei reattori avanzati del tipo “**Small Modular Reactor”.**
- ❑ **Dai risultati sono emersi interessanti input per future attività di ricerca concernenti la validazione del codice MELCOR per quanto riguarda i sistemi passivi.**

4) BANCA DATI PER EMERGENCY PREPAREDNESS



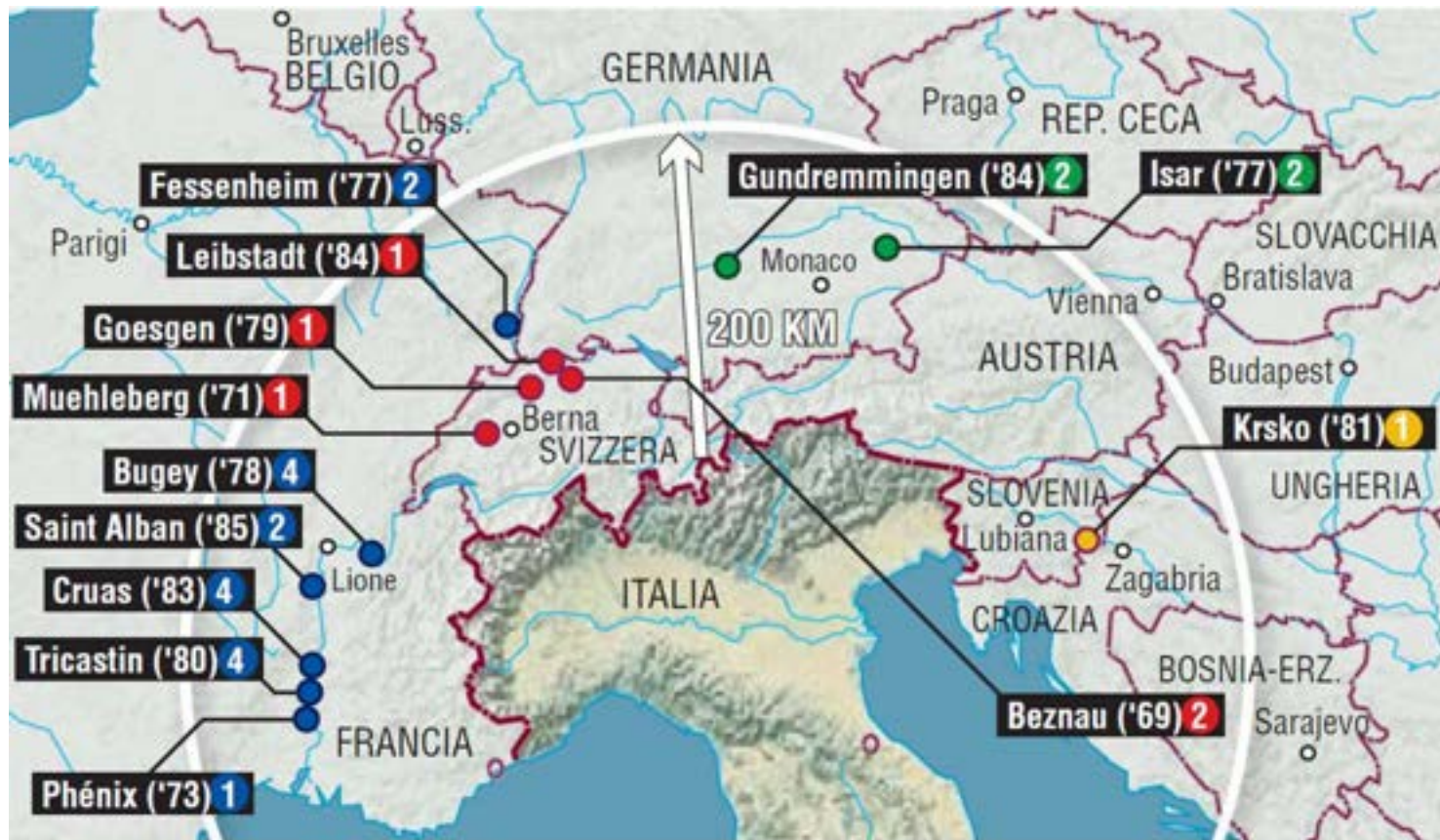
Implementazione della banca dati per valutazioni di sicurezza e supporto alla Emergency Preparedness.

➤ Attività svolta in **ENEA Bologna**



SITI FRONTALIERI

Lo scopo è di produrre mappe orografiche e di rugosità idonee all'utilizzo nel codice fast-running (esempio, US-NRC RASCAL) per ciascuno dei 12 siti frontaliери.



EDEN Project, step 1 (final)



RADCAL-III “R”: Evaluation of radioactive concentration (Bq/m^3) in the environment, in urban areas and open country up to 20 km from the source as a consequence of a malicious human attack (dirty bomb, etc.) → **RADIOLOGICAL SCENARIO**

EDEN Project, step 2 (final)



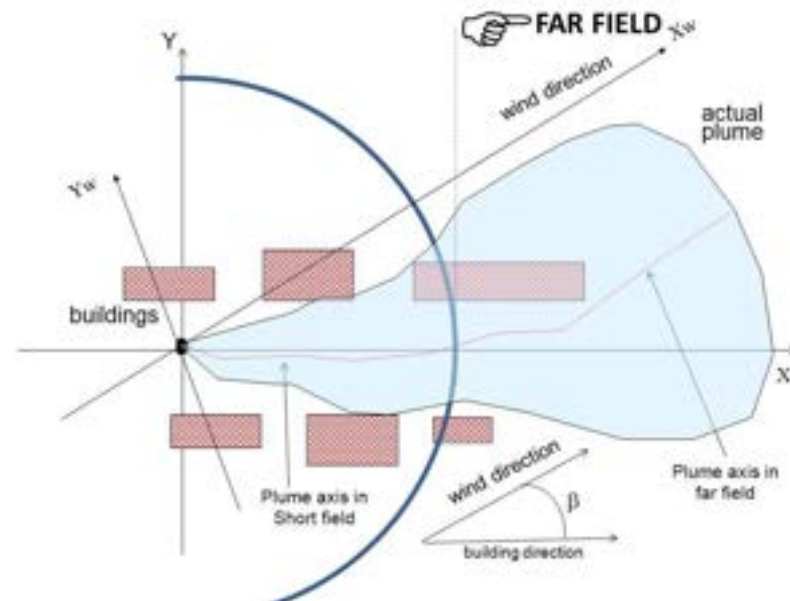
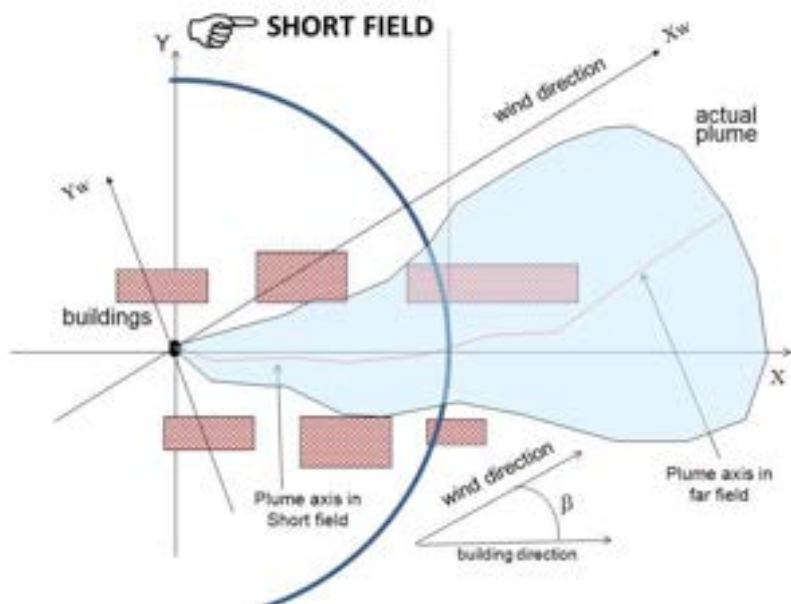
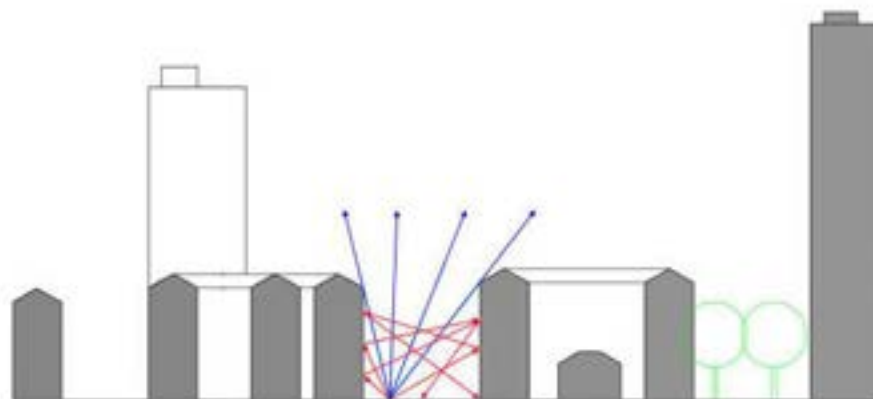
RADCAL-III “C”: Evaluation of mass concentration (g/m^3) in the environment, in urban areas and open country up to 20 km from the source as a consequence of a malicious human attack → **CHEMICAL SCENARIO**

PAR LP1 2014, step 1 – PT2015-2017, final steps



RADCAL-III “N”: Evaluation of radioactive concentration in the environment, in urban areas and in open country (targets) as a consequence of a severe accident to a NPP (source) → **NUCLEAR SCENARIO**

RAGGIO DI OMOGENIZZAZIONE TRA CAMPO CORTO E LUNGO



6) USO DI CALPUFF E CALMET



CALPUFF è formalmente proposto dall'**Environmental Protection Agency (EPA)**, come **modello regolatorio** per lo studio del **trasporto di inquinanti in atmosfera per long-range** e in **condizioni non stazionarie**.

Il **CALPUFF** lavora con il pre-processore meteorologico **CALMET** (California Meteorological Model), indicato dall'EPA come strumento di calcolo di riferimento per applicazioni con condizioni meteorologiche complesse.

➤ Attività svolta in collaborazione con CIRTEN: **UNIPA**

Le attività svolte hanno riguardato la messa a punto di una procedura che permetta l'uso integrato dei modelli gestiti dal processore Calmet, attraverso l'uso dei processori geofisici e meteorologici TERREL, CTGPROC e MAKEGEO, con i modelli dispersivi di Calpuff.

I principali dati esterni richiesti per eseguire uno studio con il codice Calpuff riguardano:

- l'orografia del terreno e l'uso del suolo per il dominio di interesse;
- le condizioni meteorologiche per il periodo in esame;
- la caratterizzazione delle sorgenti di emissione in termini di geometria e tipologia di inquinanti.

Quindi, se sono noti i dati emissivi della sorgente, la possibilità di utilizzare i modelli diffusionali è subordinata alla disponibilità dei dati meteorologici e di uso del suolo, rappresentativi dell'area oggetto di studio, secondo un ben definito formato.

PRINCIPALI ATTIVITA' SVOLTE

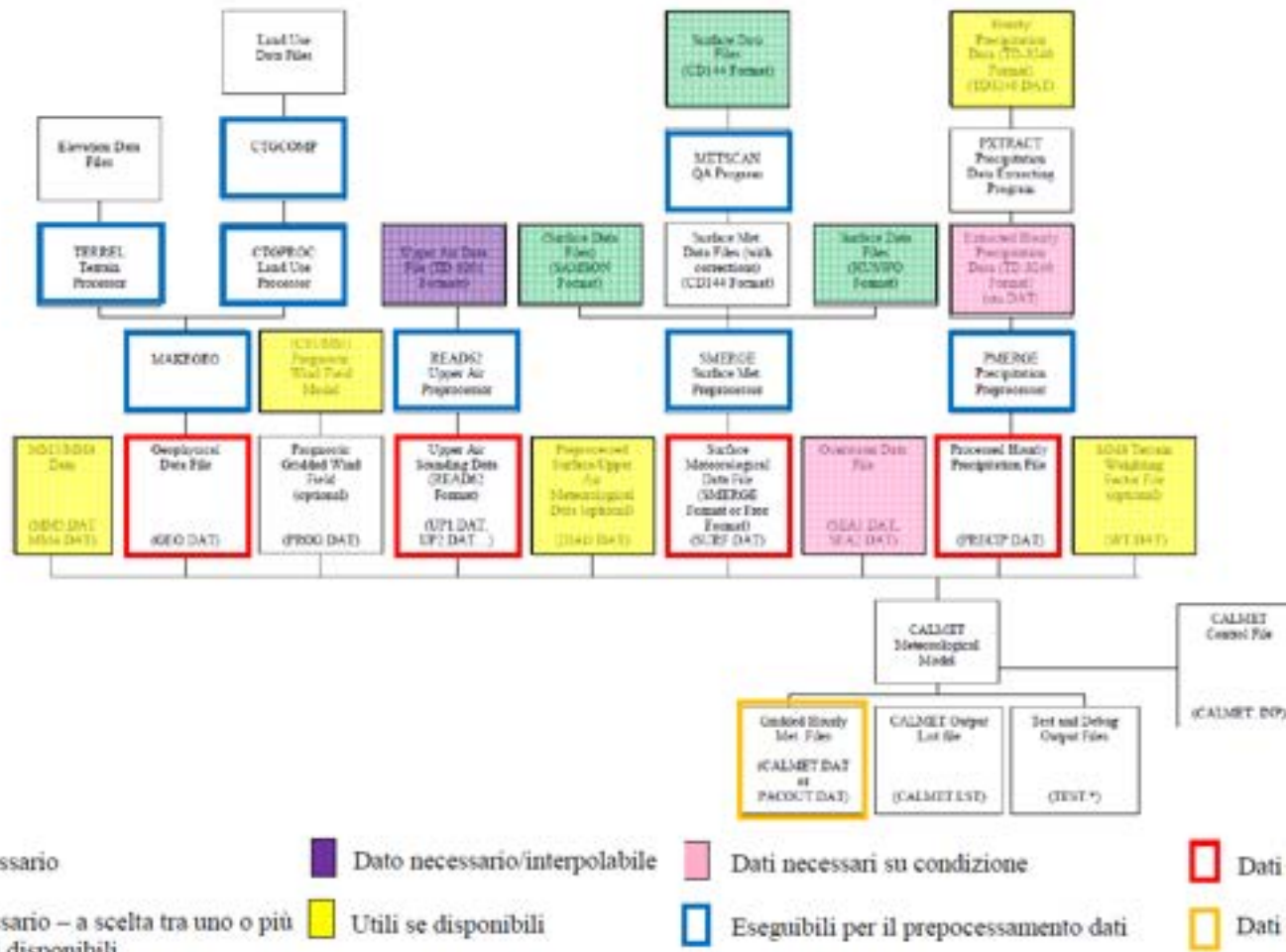


Fig. 1- Flow Chart dell'insieme dei pacchetti di pre-processamento dei dati per la simulazione con Calmet.

- 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**.
- Il READ62 ha consentito di generare il database UP.DAT che contiene i dati dei profili verticali del vento per il dominio di interesse.
- SMERGE ha consentito di generare il database SURF.DAT che riporta i dati meteo delle stazioni a terra (velocità e direzione vento, temperatura, pressione, umidità relativa, pioggia).

La procedura messa a punto nell'ambito dell'attività costituisce la base necessaria per la successiva definizione dell'input CALPUFF.

POSITIVE RICADUTE SU STUDENTI E GIOVANI RICERCATORI



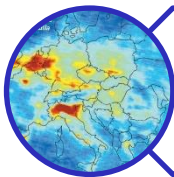
L'attività svolta ha favorito lo svolgimento di diverse **tesi magistrali** sulle varie tematiche trattate.

Corso di Laurea in Ingegneria Energetica e Nucleare, Università di Palermo.

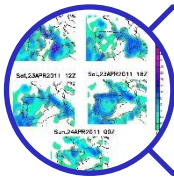
Titolo delle tesi:



Categorizzazione dei dati morfologici del terreno e riclassificazione dell'uso del suolo per la definizione degli input CALMET.



Analisi integrata CALMET-CALPUFF per la valutazione della dispersione degli inquinanti in atmosfera.



Gestione dei dati meteorologici con il codice di calcolo CALMET.

7) APPROCCIO PSA E DSA PER LA STIMA DEL RISCHIO



APPLICAZIONE DI METODOLOGIA PSA (ANALISI PROBABILISTICA) E DSA (ANALISI DETERMINISTICA) DEL TIPO “RISK INFORMED” PER LA STIMA DEL RISCHIO DI EVENTI ESTERNI

- Attività svolta in collaborazione con CIRTEN: **UNIPI**

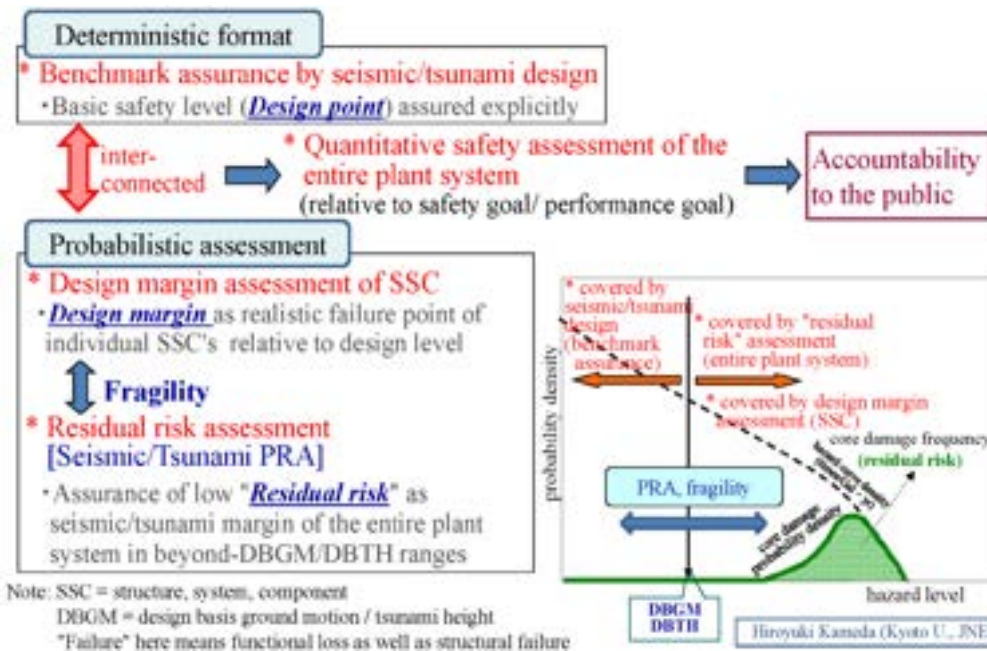
CONTENUTI ED OBIETTIVI: APPROCCIO PROBABILISTICO



- **Identificazione** ed **analisi** degli **specifici** aspetti per l'analisi di rischio **evidenziati** dall'incidente di Fukushima e sviluppo dei relativi modelli
 - **Analisi** degli aspetti relativi al PSA di **livello 2**
 - ✓ 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**
 - ✓ 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**

CONTENUTI ED OBIETTIVI

La metodologia usata ha permesso l'analisi di scenari multiple-hazards quale l'evento sisma seguito da tsunami.



| Common issues | Fact | Methodology |
|--------------------------------------|--|--|
| Large tsunami beyond design | Tsunami 2-3 times of design | Tsunami database Probabilistic tsunami hazard assessment Design-extension conditions |
| Multiple Hazard | - Earthquake plus following tsunami - Main shock plus many aftershocks | Link of Seismic PSA and Tsunami PSA |
| Planning and design against flooding | -Tsunami inundation and run-up with dynamic force - Damage to plant, equipment, bldg. etc | - Design against flooding - Protection, redundancy against hydro-dynamic forces and fluidity - Water proof/ tightness - Prepare back up power - Diversity of heat sink - Power tie line, etc. |
| Robustness of off-site power sources | - LOOP - Switchyard lost function - Feed line tower fell down | Robustness of switchyard Off-site power grid |
| Safety system design | - Common mode (Tsunami) cause 4 unit accident -Prolonged station black-out and loss of ultimate heat sink | -Defence in depth design - diversity, redundancy - enough time grace in AM and supporting sys. -seismically-induced events |

- **Identificazione** ed **analisi** degli aspetti **critici** e più rilevanti per la determinazione del margine di sicurezza.
- **Analisi** degli **aspetti** che hanno **contribuito** in maggior misura all'incidente di Fukushima.
- Valutazione del comportamento di un Edificio di Contenimento del tipo esistente è stato analizzato:
 - definizione del **PGA** (Peak Ground Acceleration = **0.5 g**) e dei carichi idrodinamici relativi ad un'onda di tsunami di **20 m di "run-up"**;
 - **modellazione** della struttura di contenimento in cemento armato, secondo i **criteri ASME III Div. B e ACI**;
 - analisi dei fenomeni di **aging**
 - identificazione di idonei **modelli costitutivi**, rappresentativi del comportamento non lineare **del cemento**;
 - **danneggiamento in funzione dello stato di tensione multi - assiale**).
 - Esempio illustrativo del comportamento di un edificio di contenimento a fronte di un evento multiplo terremoto-tsunami ed in condizione di perdita di alimentazione.

PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE – 2012/14

DETTAGLI LINEA PROGETTUALE 1:

«SVILUPPO COMPETENZE SCIENTIFICHE NEL CAMPO DELLA SICUREZZA NUCLEARE»

**OBIETTIVO B: «VALUTAZIONE DEGLI INCIDENTI E
DELLE LORO CONSEGUENZE»**

GRAZIE PER L'ATTENZIONE

Roma, 11 settembre 2015