



Ricerca di Sistema elettrico

Analisi statistica delle conseguenze sul territorio nazionale di un ipotetico incidente alla centrale nucleare slovena di Krsko

Antonio Guglielmelli, Federico Rocchi

ANALISI STATISTICA DELLE CONSEGUENZE SUL TERRITORIO NAZIONALE DI UN IPOTETICO INCIDENTE ALLA CENTRALE NUCLEARE SLOVENA DI KRSKO

Antonio Guglielmelli, Federico Rocchi (ENEA)

Settembre 2017

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2016

Area: Generazione di energia elettrica con basse emissioni di carbonio

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

Obiettivo: Safety assessment e valutazioni di impatto

Responsabile del Progetto: Federico Rocchi, ENEA

Titolo

**Analisi statistica delle conseguenze sul territorio nazionale di un
ipotetico incidente alla centrale nucleare slovena di Krško**

Descrittori
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: EP&R, Reattori Frontalieri, Centrale Nucleare di Krško

Sommario

Il presente rapporto espone i risultati ottenuti, mediante l'utilizzo di una metodica statistica ampiamente discussa nella precedente annualità, in riferimento all'impatto radiologico sull'Italia di un ipotizzato evento incidentale severo alla centrale nucleare Slovena di Krško. Nello specifico, mediante l'utilizzo del codice fast-running RASCAL 4.3 e di alcune norme regolatorie open-source di provenienza americana (NUREG-1228, NUREG-1465, NUREG-1460), si sono stimati una serie di possibili termini sorgente che sono stati successivamente utilizzati come riferimento per il calcolo di trasporto in atmosfera dei radionuclidi realizzato con il codice francese per calcoli di diffusione in atmosfera sulle lunghe distanze IdX di proprietà dell'IRSN. I risultati acquisiti sono stati in seguito post-processati con il linguaggio di programmazione Python per ottenere una serie di mappe statistiche che evidenziano la probabilità di superamento di una predefinita soglia di concentrazione al suolo di Cs-137 stimata in base alle indicazioni presenti nella legislazione nazionale di riferimento. RASCAL 4.3 è stato altresì utilizzato per realizzare un'analisi più dettagliata del possibile impatto radiologico sulla zona di Trieste dove si è riscontrato un possibile superamento dei limiti radiologici imposti dalla legislazione nazionale di riferimento. I risultati ottenuti su Trieste hanno suggerito la necessità d'implementare una metodica di allerta previsionale basata sull'utilizzo della rete europea (EURDEP) delle centraline di rilevamento della dose gamma.

Note

Autori: A. Guglielmelli, F. Rocchi

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	21/11/17	NOME	F. Rocchi	P. Meloni	F. Rocchi
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

Indice Generale

1. Introduzione.....	3
2. Codici e metodi utilizzati	3
2.1.Codice IdX	4
2.2.Codice RASCAL 4.3	5
3. Risultati ottenuti	14
3.1.Valutazione del Termine Sorgente	14
3.2.Risultati analisi statistica: IdX e Python	16
3.3.Risultati analisi deterministica: RASCAL 4.3.....	19
4. Metodologia di allerta previsionale.....	25
5. Indice delle Figure.....	30
6. Indice delle Tabelle.....	31
7. Bibliografia.....	31

1. Introduzione

Il presente rapporto descrive i risultati ottenuti, mediante l'utilizzo di un approccio statistico ampiamente discusso nella precedente annualità [1], dell'impatto radiologico sull'Italia di un ipotizzato incidente severo alla centrale nucleare di Krško. La scelta di analizzare il possibile impatto radiologico della centrale Slovena sull'Italia è stata dettata da due considerazioni preliminari:

- 1) la centrale nucleare di Krško è da considerare, tra le 26 centrali frontaliere, una delle più vicine al confine nazionale, distando da esso meno di 130 km;
- 2) la zona di Krško presenta particolari condizioni *orografiche* (assenza di rilievi superiori ai 600-700 metri sino alla zona di Trieste) ed *anemometriche* (condizioni di sopravvento rispetto ai venti dominanti di cui una quota parte spira in direzione di Trieste);

La centrale di Krško è stata, quindi, considerata come uno dei reattori frontaliere maggiormente impattanti sull'Italia in caso di incidente severo. Si è pertanto deciso di indirizzare su tale centrale nucleare le attività di analisi poste in essere dall'ENEA nel 2016-2017 in ambito di Preparazione e Risposta alle Emergenze di tipo nucleare (EP&R). Le procedure adottate per quantificare l'impatto radiologico hanno previsto una preliminare valutazione di una serie di possibili termini sorgente mediante l'utilizzo sia del codice fast-running RASCAL 4.3 che di alcune norme regolatorie open-source di provenienza americana (NUREG-1228, NUREG-1465, NUREGE-1460). I risultati acquisiti sono stati successivamente utilizzati per realizzare un calcolo di trasporto in atmosfera dell'isotopo Cs-137 su lunghe distanze col codice francese IdX di proprietà dell'IRSN per il quale la divisione Sicurezza Nucleare (SICNUC) del dipartimento Fusione e Sicurezza Nucleare (FSN) ha stretto un accordo bilaterale di collaborazione. I risultati ottenuti sono stati in seguito post-processati con il linguaggio di programmazione Python per ottenere una serie di mappe statistiche che esprimono la probabilità di superamento di una predeterminata soglia "equivalente" di concentrazione totale al suolo di Cs-137. La soglia "equivalente" è stata determinata in base alle indicazioni fornite dalla legislazione italiana di riferimento [2].


I risultati ottenuti con l'analisi statistica hanno suggerito la necessità di eseguire un'indagine più dettagliata dell'impatto radiologico sull'Italia mediante la realizzazione di un calcolo di dispersione in atmosfera in un dominio più ristretto intorno alla città di Trieste utilizzando il codice fast-running RASCAL 4.3. I risultati conseguiti in termini di mappe di distribuzione di una serie d'indicatori dosimetrici (TEDE, dose da cloudshine, dose equivalente alla tiroide da I-131, dose effettiva da inalazione da I-131) hanno evidenziato un possibile superamento dei limiti di dose previsti dalla legislazione italiana di riferimento [2]. I livelli dosimetrici riscontrati su Trieste hanno suggerito di sviluppare ed implementare una metodica dedicata di allerta previsionale che permetta di conoscere con un certo anticipo il possibile superamento nella zona di Trieste delle soglie di intervento. Tale metodica è basata sull'utilizzo della rete europea (EURDEP) delle centraline di rilevamento dei ratei di dose gamma in aria.

2. Codici e metodi utilizzati

In questa sezione vengono descritti i codici ed i metodi utilizzati per ottenere le mappe statistiche di distribuzione al suolo del Cs-137 e le mappe deterministiche di distribuzione al suolo di alcuni dei principali indicatori dosimetrici di riferimento (TEDE, dose da cloudshine, dose equivalente alla tiroide da I-131, dose effettiva da inalazione da I-131).

2.1 Codice IdX

IdX è un codice di trasporto in atmosfera euleriano, 3-D, specifico per le valutazioni a lunghe distanze (diverse centinaia di chilometri), di proprietà dell'Istituto per la Radioprotezione e la Sicurezza Nucleare francese (IRSN) per l'utilizzo del quale la Divisione Sicurezza e Sostenibilità del Nucleare (SICNUC) del dipartimento di Fusione e Tecnologie per la Sicurezza Nucleare (FSN) ha stretto un accordo bilaterale di collaborazione. IdX è uno dei codici operativi presenti nella piattaforma C3X utilizzata per la valutazione delle conseguenze in situazioni emergenziali attualmente installata al centro di crisi dell'IRSN. Il modello implementato in IdX è molto simile a quello di Polair3D della piattaforma Polyphemus ed è stato validato mediante l'esperimento europeo Tracer (ETEX), con le risultanze sperimentali del rilascio di Algeciras e con i dati sperimentali raccolti nell'incidente nucleare di Chernobyl [3]. IdX, essendo un codice euleriano, risolve l'equazione dell'avvezione-diffusione valutando le quantità fisiche omogeneamente su una cella volumetrica elementare della griglia computazionale. Secondo le indicazioni fornite dall'IRSN, i risultati ottenibili dal codice di trasporto IdX sono accurati solo in domini geografici lontani dal punto di emissione dove le problematiche legate a cause computazionali e fisiche (dovute a forti gradienti di concentrazione in aria dei radionuclidi in vicinanza del punto di emissione non rilevabili su una cella omogeneizzata) non sono più rilevanti. Nel caso dell'incidente severo su Krško – per il quale l'analisi è stata necessariamente condotta su un dominio geografico con una cella elementare di 50 km (Arpege) [1] e nel quale l'interesse è stato la valutazione della dispersione in atmosfera dei radionuclidi sul territorio italiano che si trova a 130 km dal punto di emissione – i risultati in prossimità del confine italiano vanno tuttavia considerati come meno accurati rispetto a quelli più lontani dal punto di emissione. Il codice è in grado di tenere in conto il decadimento radioattivo durante il trasporto, la deposizione umida e quella secca. Il modello implementato in IdX permette anche di definire parametri fisici più sofisticati consentendo l'inserimento diretto di più di 20 parametri meteorologici avanzati quali l'umidità relativa o l'altezza delle nubi [4]. L'insieme dei dati meteorologici utilizzati per le simulazioni con IdX coprono un intervallo temporale di dieci anni (2002-2011) ed hanno permesso di realizzare la simulazione di 600 eventi di emissione per anno, per un totale di 6000 simulazioni per incidente. Il calcolo di trasporto è stato realizzato per il solo isotopo Cs-137; tale semplificazione è stata considerata accettabile in una valutazione preliminare per l'importanza radiologica che il Cs-137 riveste nelle risposte a lungo periodo post-incidente. Il termine sorgente utilizzato, a seguito di una serie di valutazioni col codice fast-running RASCAL 4.3 ampiamente discusse nei successivi paragrafi, è stato preso pari a $5.0E+15$, $1.0E+16$ e $5.0E+16$ Bq con un rilascio dinamico sia di tipo "Puff" (1 ora di rilascio) che di tipo "Unit" (72 ore di rilascio). Il dominio geografico utilizzato è stato di tipo "Arpege" (50 km di cella computazionale). La durata della simulazione del trasporto in atmosfera, valutata a partire dal momento del rilascio, è stata posta pari a 4 giorni. La quantità fisica valutata è stata la deposizione totale al suolo del Cs-137 il cui valore è stato confrontato con i limiti di soglia "equivalenti" ricavati a partire da quanto definito nella legislazione italiana. La soglia "equivalente" di Cs-137 comprende il contributo degli altri isotopi rilevanti dal punto di vista radiologico per la contaminazione superficiale iniziale dei vegetali a foglia che determina i livelli massimi di radioattività fissati dalla legislazione italiana. Tale soglia "equivalente" è stata ricavata secondo la metodica implementata ed illustrata nella precedente annualità [1]. Il calcolo statistico della deposizione al suolo, a partire dai risultati forniti da IdX, insieme con la produzione di mappe geografiche di probabilità di superamento soglia, è stato ottenuto nella fase di post-processamento utilizzando script dedicati realizzati con il linguaggio di programmazione

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 –102	0	L	5	31

interattivo, interpretato ed orientato agli oggetti Python. La Tabella 1 riporta l'elenco dei valori dei parametri utilizzati per realizzare il trasporto in atmosfera col codice IdX.

Tabella 1: Codice IdX – parametri utilizzati per il calcolo del trasporto in atmosfera

Parametri	Valori	Note
Risoluzione spaziale	50 km	Dominio Arpege
Libreria di dati meteorologici	2002-2011	Dati Meteo France
Dinamica del ST	1 o 72 ore di emissione	Tipo di rilascio "Puff" o "Unit"
Tempo del trasporto in atmosfera	4 giorni	Sufficiente per studiare l'impatto sull'Italia
Coefficiente di deposizione umida	$\Lambda^s = \Lambda_o \cdot P$	Λ^s = coeff. di dep. Umida [s^{-1}] $\Lambda_o = 5.0E-05$ [$h \cdot s^{-1} \cdot mm^{-1}$] P = intensità pioggia [mm/h]
Velocità di deposizione secca	0.2 [cm/s]	Valore in letteratura per Cs-137
Decadimento radioattivo	Tutti i meccanismi compresi nel decadimento radioattivo	Utilizzo delle equazioni di Bateman
Soglia di deposizione al suolo	220 [Bq/m ²]	Limite di soglia "equivalente" del Cs-137

La deposizione totale al suolo, come già accennato, deve essere considerata come la massima concentrazione superficiale "equivalente" di Cs-137 dovuta alla presenza della miscela di tutti gli isotopi maggiori contributori per i vegetali a foglia.

2.2 Codice RASCAL 4.3

Il codice RASCAL 4.3 è stato impiegato per ottenere una stima del Termine Sorgente e per realizzare calcoli standard di trasporto in atmosfera per la valutazione della mappa di distribuzione della concentrazione integrata in aria di I-131 nella zona di Trieste e, attraverso opportuni coefficienti ricavati dalla legislazione nazionale di riferimento [2], la mappa di dose equivalente alla tiroide e la mappa di dose effettiva da inalazione dovute allo I-131. Mediante lo stesso codice è stato anche possibile realizzare una valutazione diretta di altri indicatori radiologici quali l'equivalente di dose effettiva totale (TEDE) e la dose da cloudshine.

RASCAL 4.3 è un codice fast-running utilizzato dal Team Misure Protettive del centro operativo della Commissione regolatoria Americana (NRC). L'obiettivo di RASCAL 4.3 è fornire una valutazione rapida delle conseguenze di un incidente nucleare per aiutare le autorità competenti a prendere decisioni in tempo reale in merito alle azioni da intraprendere sulla popolazione (riparo al chiuso, iodoprofilassi, evacuazione) [5].

RASCAL 4.3 contiene al suo interno quattro moduli primari; il modulo denominato "Source Term to Dose" permette di ottenere una valutazione delle conseguenze radiologiche di un incidente severo ad un impianto nucleare. Nello specifico, il modulo primario "Source Term to Dose" valuta un termine sorgente, la sua dispersione in atmosfera e la dose rilasciata nel tempo, mediante il settaggio di specifici parametri che sono contenuti in quattro sottomoduli: *Event type*, *Event location*, *Source Term*, *Release pathway*, *Meteorology*.

La Figura 1 riporta la schermata iniziale del codice RASCAL 4.3 alla cui sinistra sono immediatamente individuabili i 4 moduli primari di cui dispone il codice.

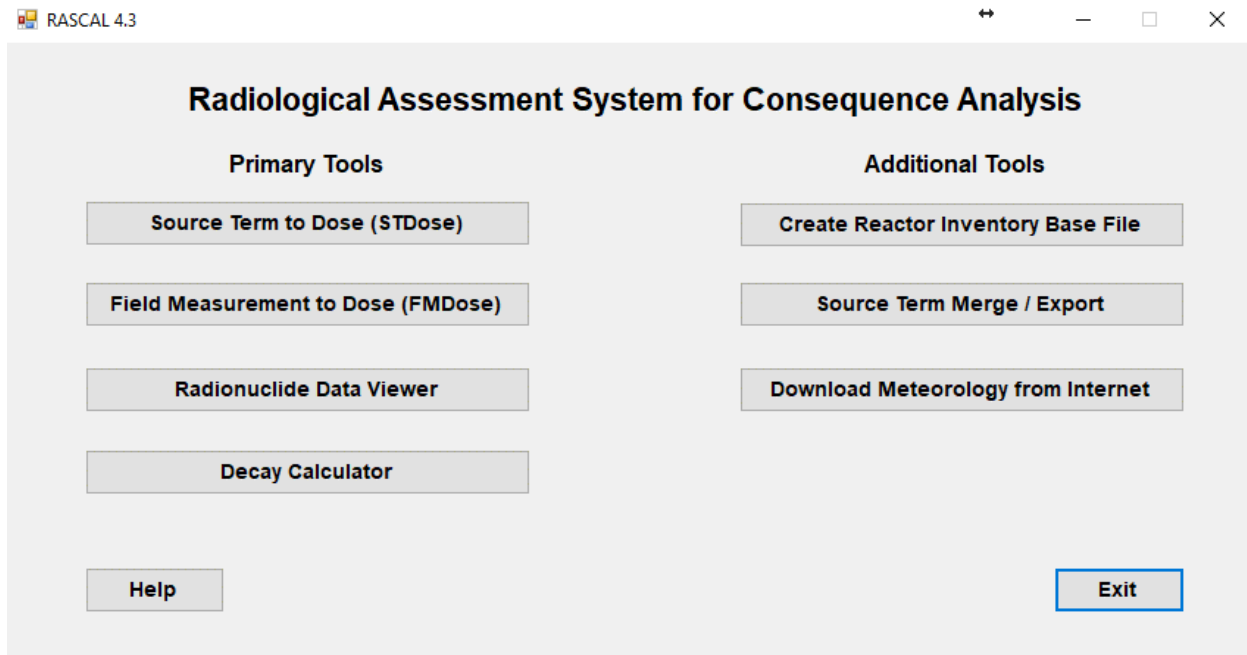


Figura 1: Schermata iniziale del codice RASCAL 4.3 in cui sono evidenziati i 4 moduli primari

La Figura 2 riporta la schermata principale del modulo *Source Term to Dose* alla cui sinistra sono facilmente identificabili i 5 sottomoduli precedentemente elencati.

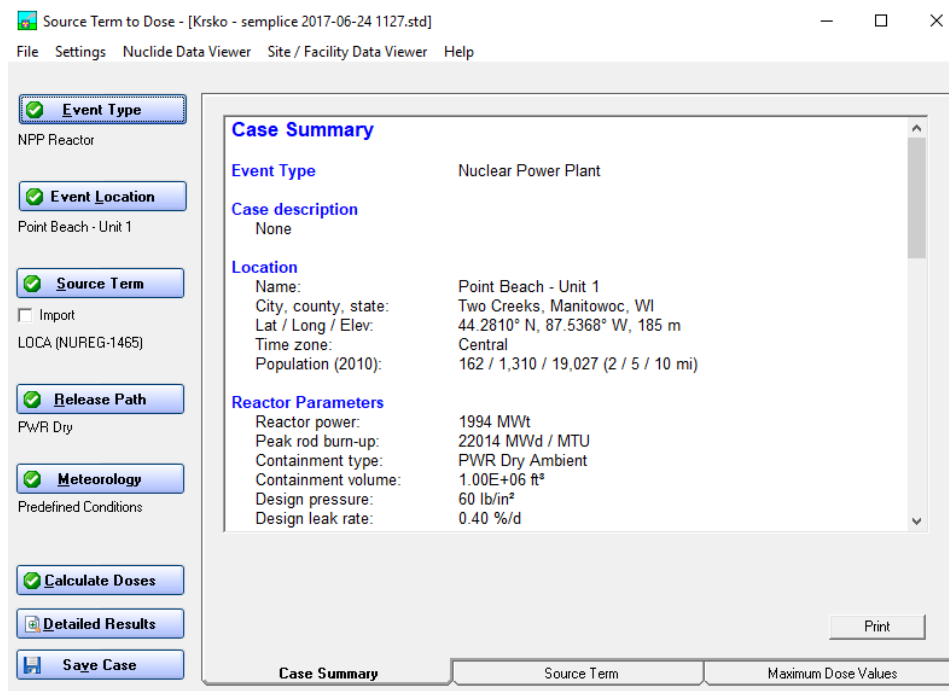


Figura 2: Schermata principale del modulo *Source Term to Dose*

Il sottomodulo *Event Type* permette di definire il tipo di impianto da cui far derivare il rilascio radioattivo (NPP, piscine di combustibile, Ciclo del combustibile/UF6/evento di criticità, altri tipi di rilasci); nel caso di un ipotizzato incidente nucleare alla centrale di Krško, la scelta è stata, ovviamente, l'impianto nucleare (NPP). La Figura 3 evidenzia la schermata del sottomodulo *Event Type* come riportata in RASCAL 4.3.



Figura 3: Rappresentazione del sottomodulo *Event Type* in RASCAL 4.3

Il sottomodulo *Event Location* definisce la localizzazione geografica del rilascio radioattivo e permette di specificare tutti i dati d’impianto necessari per valutare l’inventario di attività.

In RASCAL 4.3 sono presenti, in un database interno, tutte le specifiche tecniche degli impianti americani, ma è anche possibile definire un impianto nucleare generico in cui alcuni parametri fisici possano essere definiti dall’utente. La procedura adottata da ENEA per valutare l’evento coinvolge l’utilizzo del cosiddetto *impianto nucleare surrogato*; esso è definibile come un impianto presente nel database degli impianti americani di RASCAL 4.3 che differisca da un impianto americano solo per ciò che riguarda la potenza reale ed il burnup medio di nocciolo [6]. In pratica, ciò significa scegliere tra la flotta degli impianti americani attualmente in esercizio, alcune tipologie di PWR Westinghouse a 2-loop che sono tecnologicamente equivalenti all’impianto nucleare di Krško. Gli impianti nucleari americani attualmente in esercizio sono 99, ma solo 5 hanno caratteristiche progettuali simili alla centrale di Krško [7]. L’analisi è stata realizzata con l’unità 1 dell’impianto nucleare di Point Beach (PB-U1) che è il più recente tra gli impianti nucleari americani di tipo Westinghouse a 2 loop. La Figura 4 riporta la rappresentazione grafica fornita da RASCAL 4.3 del modulo *Event location* in cui è evidenziata la possibilità di scegliere un impianto nucleare americano o definire un sito di impianto nucleare di potenza generico. Nella stessa figura si può notare come il codice dia la possibilità all’utente di specificare la potenza del reattore ed il burnup medio di nocciolo.

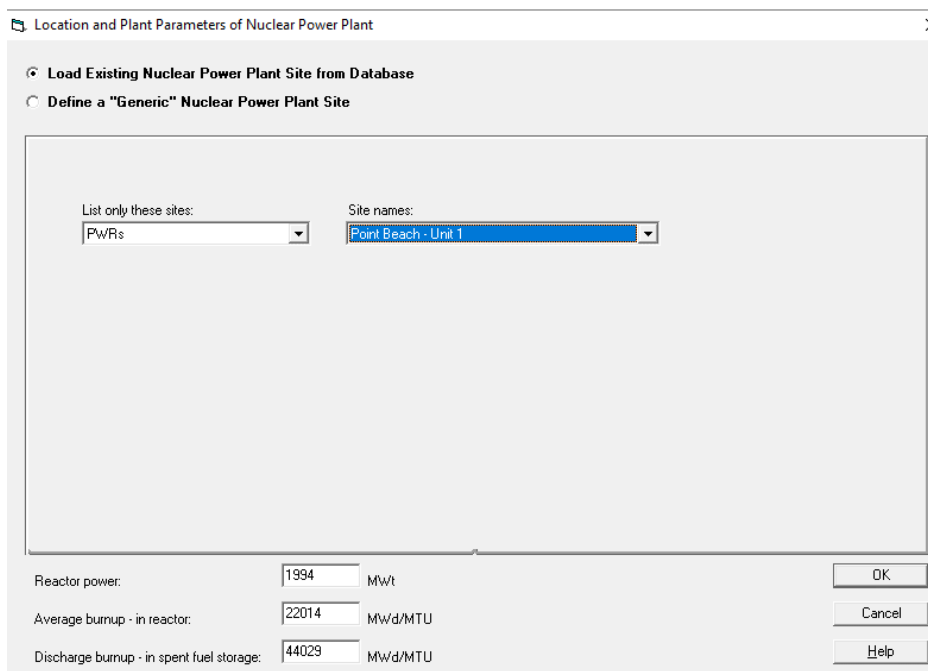


Figura 4: Rappresentazione del sottomodulo *Event Location* in RASCAL 4.3

La Tabella 2 riporta le principali specifiche tecniche della centrale PB-U1 scelta come reattore surrogato di riferimento.

Tabella 2: Dati impianto nucleare Point Beach Unità 1 (PB-U1)

Parametri	Valori
Tipo di reattore	PWR
Potenza termica massima autorizzata (MWth)	1800
Fornitore e tipologie di reattore	Westinghouse PWR 2-loop
Rilascio della licenza operativa	10/05/1970
Rilascio del rinnovo della licenza	12/22/2005
Contenimento	
Tipo di contenimento	PWR, Ambiente Dry
Volume del contenimento	28317 m ³
Pressione di esercizio	4.137E+05 Pa
Generatore di vapore	
Tipologia di GV	U-Tube
Massa di acqua nel GV	42184 kg
Combustibile	
Numero di assembly di combustibile	121
Numero di barre di combustibile per assembly	235 (16x16)
Parametri centrale di Krško	
Potenza (MWth)	1994
Burn-up medio di nocciolo (MWd/MTU)	22014

Il sottomodulo *Source Term* definisce il percorso di calcolo che permette di caratterizzare il valore tempo-dipendente del Termine Sorgente dovuto ad un incidente in un impianto nucleare. Esso contiene a sua volta una serie di opzioni con le quali si è scelto di simulare un caso di LOCA che è basato sulle condizioni del reattore e sulle procedure e risultati descritti nella NUREG-1228 [8] e nelle sue successive modifiche [9]. La Figura 5 riporta la schermata iniziale del sottomodulo *Source Term* in cui sono evidenziati tutte le possibili opzioni di calcolo del Termine Sorgente suddivise in base alla loro capacità di valutare un TS in base alle condizioni del reattore o in base alle informazioni sulle concentrazioni dei radionuclidi.

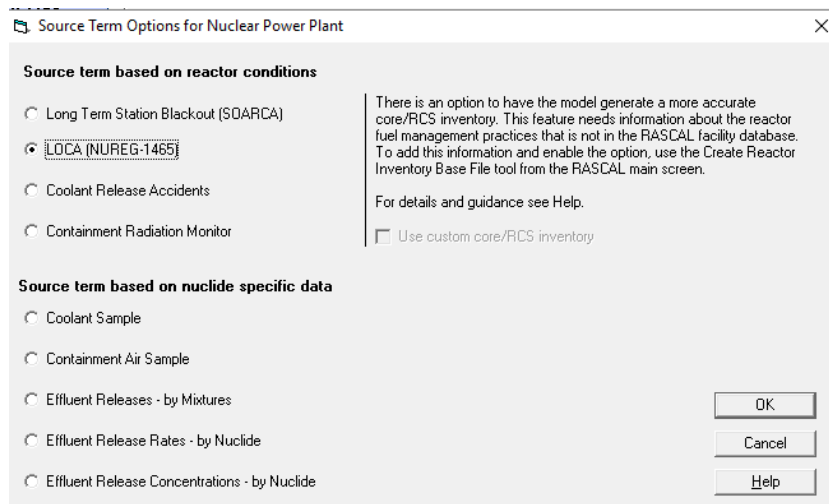


Figura 5: Schermata iniziale del sottomodulo Source Term in RASCAL 4.3

L'opzione LOCA permette di specificare il tempo di scoprimiento del nocciolo ed i metodi utilizzati per stimare il danneggiamento (fallimento del clad, fusione del nocciolo, fuoriuscita del nocciolo fuso dal vessel); nel presente studio non è stata presa in considerazione la possibilità che il nocciolo venga nuovamente ricoperto dall'acqua di raffreddamento primaria durante la fase incidentale.

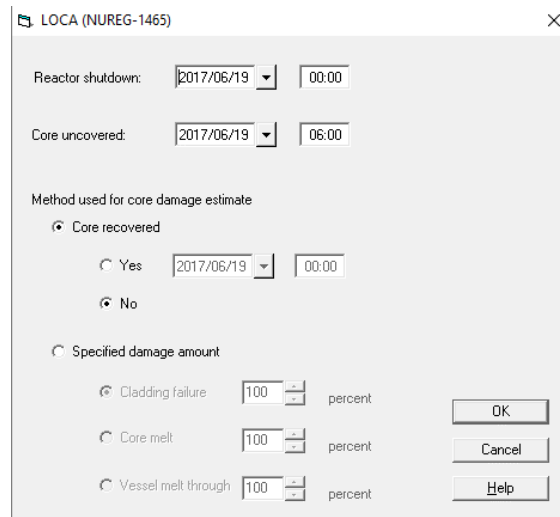


Figura 6: Rappresentazione dell'opzione LOCA nel sottomodulo Termine Sorgente in RASCAL 4.3

Il modulo *Release pathway* definisce il percorso attraverso il quale l'inventario dei radionuclidi viene rilasciato in atmosfera. Il modulo richiede anche l'inserimento di una sequenza incidentale attraverso l'indicazione degli eventi di emissione e degli eventuali meccanismi di mitigazione dell'incidente al variare del tempo. La Figure 7 e 8 riportano i tre possibili percorsi di rilascio (leakage/fallimento del contenimento, rottura del generatore di vapore e bypass del contenimento) presenti in RASCAL 4.3.

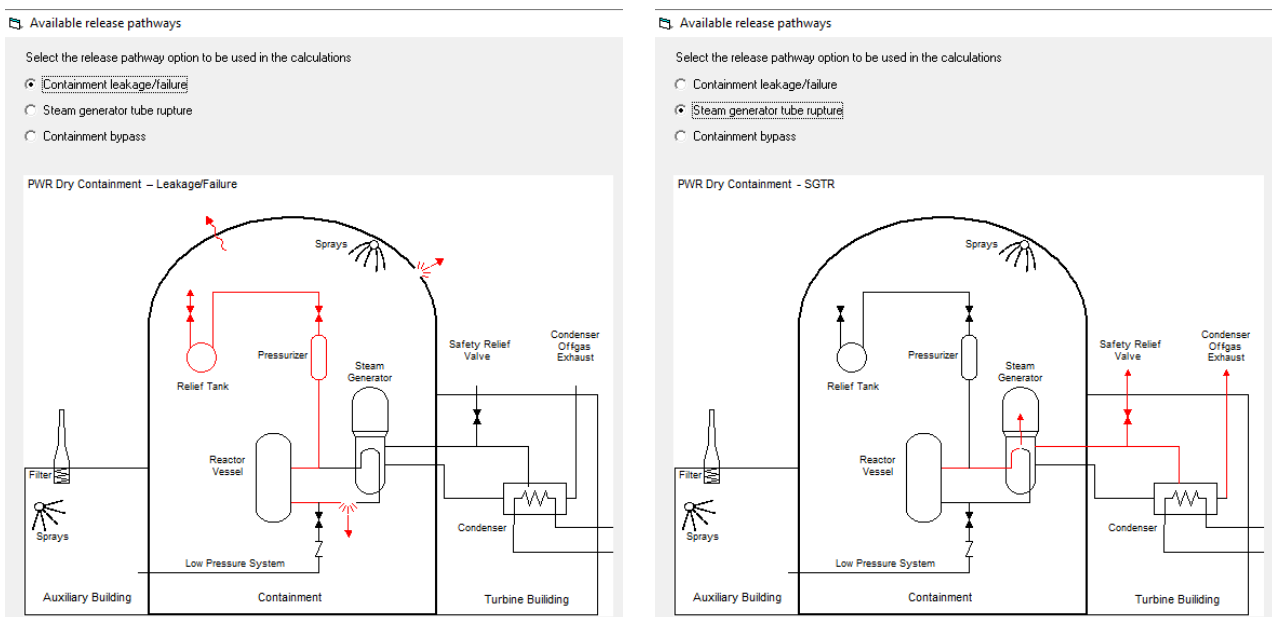


Figura 7: Possibili percorsi di rilascio RASCAL 4.3 – leakage/fallimento del contenimento (sx) e rottura tubi generatori di vapore (dx)

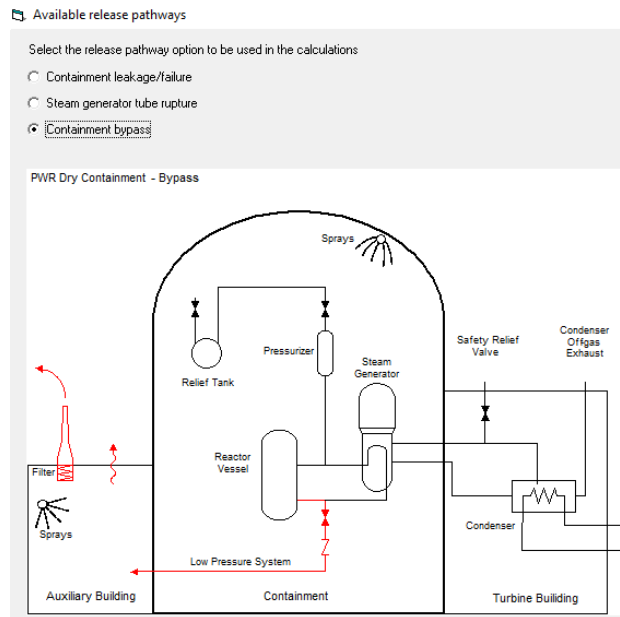


Figura 8: Possibili percorsi di rilascio RASCAL 4.3 – bypass del contenimento

La Figura 9 riporta, con maggior dettaglio, il tipo di percorso di rilascio (fallimento/leakage del contenimento) scelto per simulare l'incidente alla centrale nucleare di Krško.

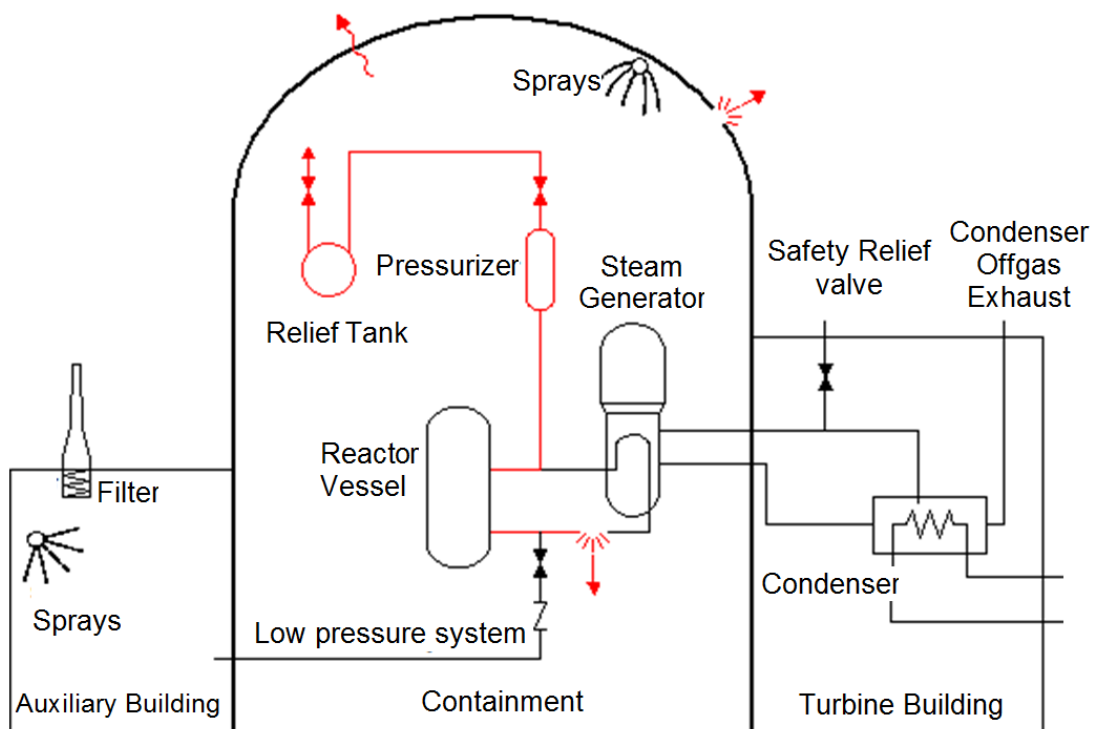


Figura 9: Percorso di rilascio ipotizzato sequenza incidentale severa impianto nucleare di Krško

La Tabella 3 riporta la sequenza temporale ipotizzata per gli eventi di emissione.

Tabella 3: Sequenza temporale eventi di emissione - Krsko

Evento	ΔT dallo SCRAM		Note
	[h]	[min]	
SCRAM	0	00	-
Scoprimiento nocciolo	6	00	No ricoprimento
Tasso di rilascio dal contenimento [%Vol]	6	00	Come da progetto (0.40%/d)
Sprays	6	00	on
Sprays	9	00	off
Tasso di rilascio dal contenimento [%Vol]	12	00	Fallimento totale (100%/d)

La sequenza temporale degli eventi di emissione scelta può essere considerata appartenente ad uno degli scenari incidentali più gravi ipotizzabili (con alto valore del ST) perché prevede un fallimento totale del contenimento dopo sole 12 ore dallo SCRAM. Nella Tabella 3 “*Come da progetto*” (0.40%/d = perdita del 0.40%/d dell’inventario dei radionuclidi dal contenimento primario all’atmosfera) e “*Fallimento totale*” (100%/d = perdita del 100%/d dell’inventario dei radionuclidi dal contenimento primario all’atmosfera) indicano due possibili valori medi di fuga dei radionuclidi dal contenimento. Si è anche ipotizzato che i meccanismi di mitigazione (sprays) siano in funzione per sole tre ore.

Il modulo *Meteorology* ha permesso di definire l’insieme dei dati necessari per realizzare il calcolo di trasporto in atmosfera. RASCAL 4.3 utilizza speciali moduli di tipo Gaussiano per descrivere la dispersione in atmosfera del materiale radioattivo. Nel dettaglio, un modello lineare a *plume* Gaussiano (TADPLUME) viene adottato vicino al punto di rilascio dove i tempi di trasporto sono brevi; al contrario, un modello a *puff* Gaussiano con traiettoria lagrangiana (TADPUFF) viene adottato per le lunghe distanze dove le variazioni spaziali e temporali delle condizioni meteorologiche possono essere significative [10]. La Figura 10 riporta la rappresentazione in RASCAL 4.3 del sottomodulo *Meteorology*; nella stessa figura è facilmente individuabile il database dei dati meteo stagione-dipendente disponibile in RASCAL 4.3.

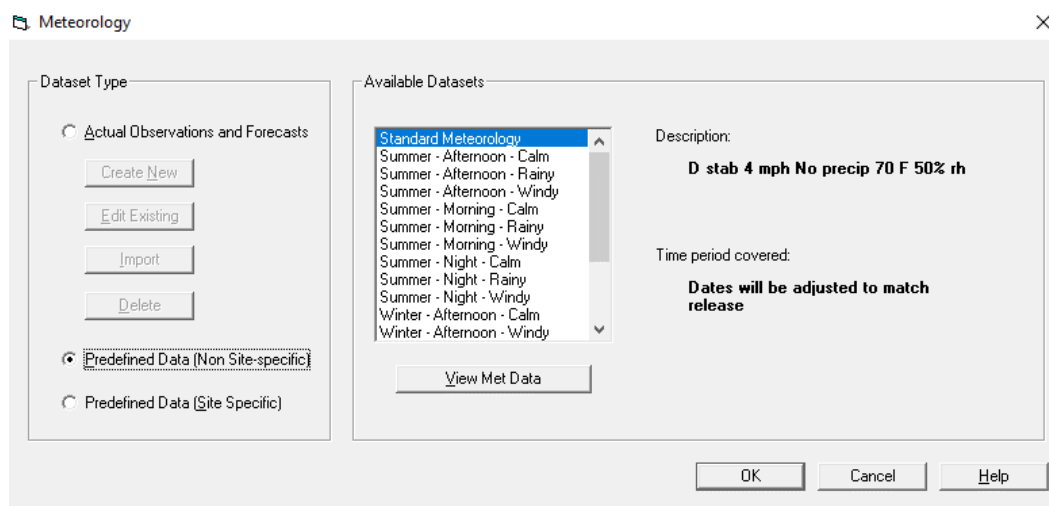


Figura 10: Rappresentazione del sottomodulo *Meteorology* in RASCAL 4.3

Il tempo di trasporto dei radionuclidi in atmosfera è stato posto pari a 96 ore. Il calcolo di dispersione in atmosfera è stato realizzato utilizzando un insieme di dati meteorologici standard senza effetti orografici (terreno pianeggiante sull'intero dominio di trasporto in atmosfera). La Tabella 4 riporta il valore dei parametri adottati in questo studio.

Tabella 4: Dati meteorologici standard – Krško

Tipologia	Nome	Descrizione					
		Classe stabilità	Velocità vento [m/s]	Precipitazioni	Temperatura [°C]	Umidità relativa [%]	Orografia
Dati predefiniti RASCAL 4.3	Standard	D	1.8	No	21	50	Pianura

L'insieme dei dati meteorologici standard possono considerarsi una buona approssimazione delle condizioni meteorologiche medie che insistono sul sito dell'impianto nucleare di Krško. A conferma di ciò, si riporta, sempre per la zona di Krško, la distribuzione di probabilità dell'intensità del vento (Fig. 11), l'andamento temporale della direzione e della velocità del vento, della pressione e della temperatura per un intervallo temporale di un anno (Fig. 12), ed il diagramma polare che indica la distribuzione della direzione dei venti mediata in un arco temporale di dieci anni (2001-16) sulla zona di Krško (Fig. 13) [11,12]. Il diagramma polare evidenzia come le direzioni privilegiate di provenienza dei venti nella zona di Krško siano da ENE e da WSW; in particolare si può identificare la direzione di provenienza da ENE come quella relativa al vento di Bora che, come noto, insiste spesso verso Trieste. Per questa direzione il valor medio annuale dell'intensità del vento è di 1.6 m/s con probabilità associata a tale valor medio del 10.7%; sono tuttavia presenti con probabilità dello stesso ordine di grandezza anche valori, dalla medesima direzione, tra 2 e 4 m/s. Altro dato di enorme importanza e di verifica di congruenza di quanto testé riportato e mostrato in Fig. 13, è quanto emerge dal quarto grafico di Fig. 12, ovvero la presenza delle due direzioni privilegiate intuibili dalle distribuzioni dei punti che si conglomerano attorno a 80° e 250° circa. Altra osservazione è l'indipendenza di queste distribuzioni dalla stagionalità: non esistono momenti privilegiati nell'arco dell'anno per l'insistenza dei venti verso Trieste.

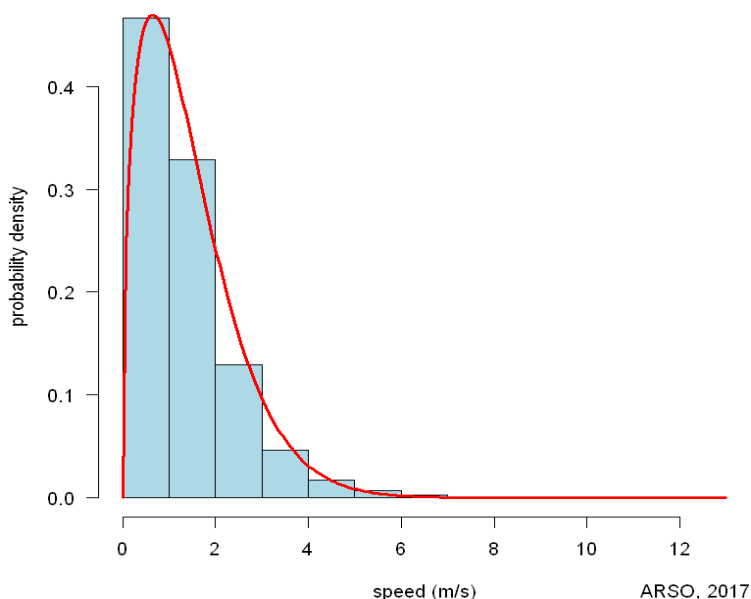


Figura 11: Distribuzione di probabilità della velocità del vento – Krško

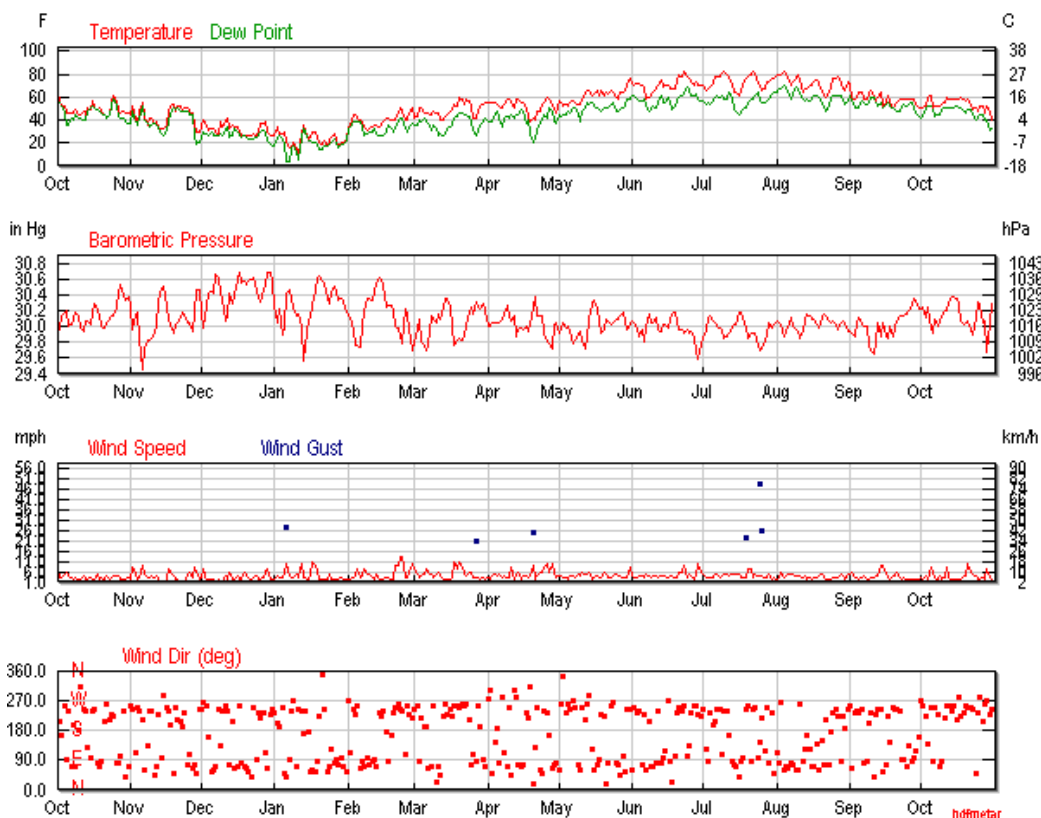


Figura 12: Dati meteo – Krško

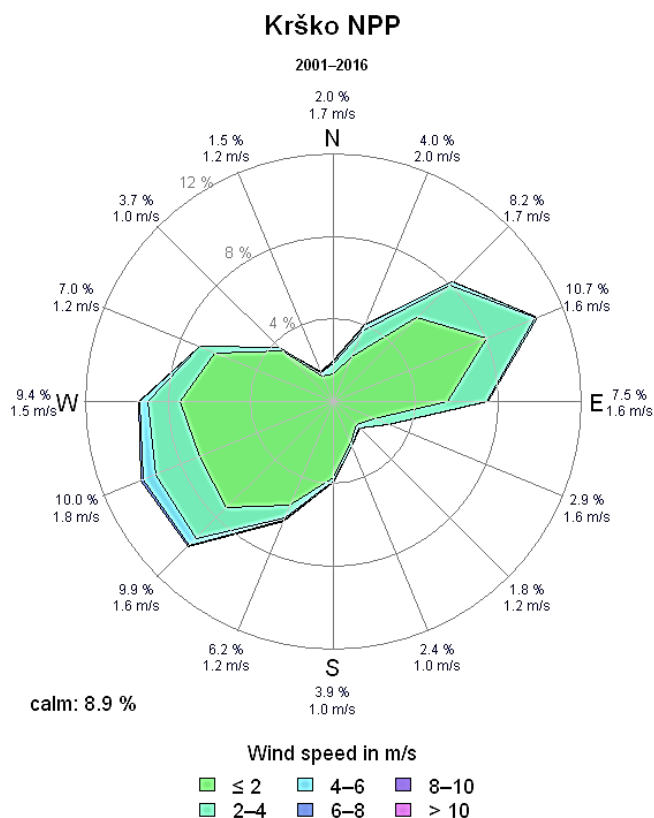


Figura 13: Direzione del vento – Krško

3. Risultati ottenuti

In questa sezione vengono riportati i risultati ottenuti in merito alla valutazione della dispersione in atmosfera dei radionuclidi su un'area di circa $8.8E+06$ km² (mappe statistiche su dominio Arpege) e su un'area di circa $1.1E+04$ km² (mappe deterministiche sul dominio di RASCAL 4.3). Il valore del termine sorgente rilasciato da Krško è stato determinato in base ai risultati ottenuti con alcune metodiche di valutazione fast-running. Nelle successive sottosezioni vengono riportate le mappe statistiche di deposizione totale al suolo di Cs-137 e le mappe della distribuzione di dose in un'area più limitata che include il distretto di Trieste. Alcuni dei risultati ottenuti con RASCAL 4.3 (ST e mappe di dose), sono stati confrontati con quelli forniti dalla Protezione Civile Italiana all'interno del Piano Nazionale per le Emergenze Radiologiche [13]. Infine, viene presentata una metodologia di allerta previsionale che, utilizzando la rete di stazioni di rilevamento del rateo di dose gamma in aria EURDEP, permetta di conoscere con un certo anticipo il possibile superamento nella zona di Trieste delle soglie di intervento.

3.1 Valutazione del Termine Sorgente

La valutazione del Termine Sorgente è stata ottenuta con una serie di tre diverse procedure di calcolo. Una prima valutazione è stata realizzata utilizzando la metodologia descritta nella NUREG-1228; la sequenza incidentale scelta coinvolge un reattore PWR (Krško-like @ 1994 MWth) con un inventario di nocciolo assunto per il Cs-137 pari a $3.25E+03$ Ci/MWth (RASCAL 4.3, NUREG-1940), una fusione del nocciolo in-vessel ($FRC_i=0.075$, NUREG-1465), una rottura del circuito primario ($FDR_1=1$; sequenza A-1, NUREG-1228), un fallimento catastrofico del contenimento primario ($FDR_2=0.04$; sequenza B-3, 2-12 ore di permanenza nel contenimento, NUREG-1228) ed un completo rilascio a puff in un ora ($FF=1$). Una seconda stima del Termine Sorgente è stata basata sui risultati ottenuti col codice RASCAL 4.3 utilizzando come input l'impianto surrogato e la sequenza temporale degli eventi di emissione precedentemente descritti. Una terza ed ultima valutazione del Termine Sorgente è stata basata sulla sequenza incidentale proposta nel Piano Nazionale delle Emergenze Radiologiche [13] utilizzando però un inventario di nocciolo per il Cs-137 pari a $3.25E+03$ Ci/MWth (NUREG-1940); la sequenza considera un incidente nucleare ad un reattore PWR (1000 MWe) con una fusione totale del nocciolo in-vessel, una riduzione di un ordine di grandezza del Termine Sorgente nel contenimento, un fallimento del contenimento primario (40%/d per sei ore) e una frazione di rilascio involuppo dei metalli alcalini dal contenimento all'atmosfera di 0.75. La Tabella 5 riporta i risultati ottenuti, con ciascuna delle tre metodologie appena descritte, in riferimento all'emissione totale in atmosfera del Cs-137.

Tabella 5: Valori del ST (Cs-137) – confronto tra differenti metodologie e scenari incidentali

Fonte	Metodo/Scenario	Valori (Bq)
NUREG-1228, NUREG-1465	PWR (1994 MWth), fusione nocciolo, meccanismi di riduzione naturale, fallimento totale contenimento	$7.2E+15$
RASCAL 4.3	PWR (727 MWe), fusione nocciolo, sprays on, fallimento totale contenimento	$1.1E+16$
NUREG-1940, Piano Nazionale Emergenze Radiologiche	PWR (1000 MWe), fusione nocciolo, meccanismi di riduzione, fallimento parziale del contenimento	$2.5E+16$

Il secondo risultato ottenuto è stato confrontato, assieme con il contributo al termine sorgente dell'isotopo I-131, con i valori utilizzati nelle simulazioni realizzate per la Protezione Civile con il

codice Apollo del sistema ARIES (Accidental Release Impact Evaluation System) attualmente adottato da ISPRA per la valutazione della dispersione atmosferica a lunga distanza di inquinanti stabili o con decadimento rilasciati da sorgenti puntiformi [13].

Tabella 6: ST (I-131 e Cs-137) – confronto con i valori utilizzati nel codice APOLLO

Codice	I-131 (Bq)	Cs-137 (Bq)
RASCAL 4.3	1.1E+17	1.1E+16
APOLLO	1.0E+17	1.0E+16

La differenza di circa il 10% tra le due valutazioni è considerata accettabile poiché le incertezze totali nei calcoli delle conseguenze incidentali sono sicuramente maggiori. Il terzo risultato proposto in Tabella 5 presenta un valore del termine sorgente più alto di un fattore 2.5 rispetto a quello indicato nel Piano Nazionale italiano per le Emergenze Radiologiche (1E+16 Bq) [13]. L'insieme dei risultati così ottenuti ha suggerito di realizzare le successive simulazioni di trasporto in atmosfera con i seguenti valori del termine sorgente: 5.0E+15, 1.0E+16, 5.0E+16 Bq. La Figura 14 riporta l'andamento temporale del ST (I-131) ottenuto con RASCAL 4.3 utilizzando la sequenza degli eventi di emissione riportata in Tabella 3.

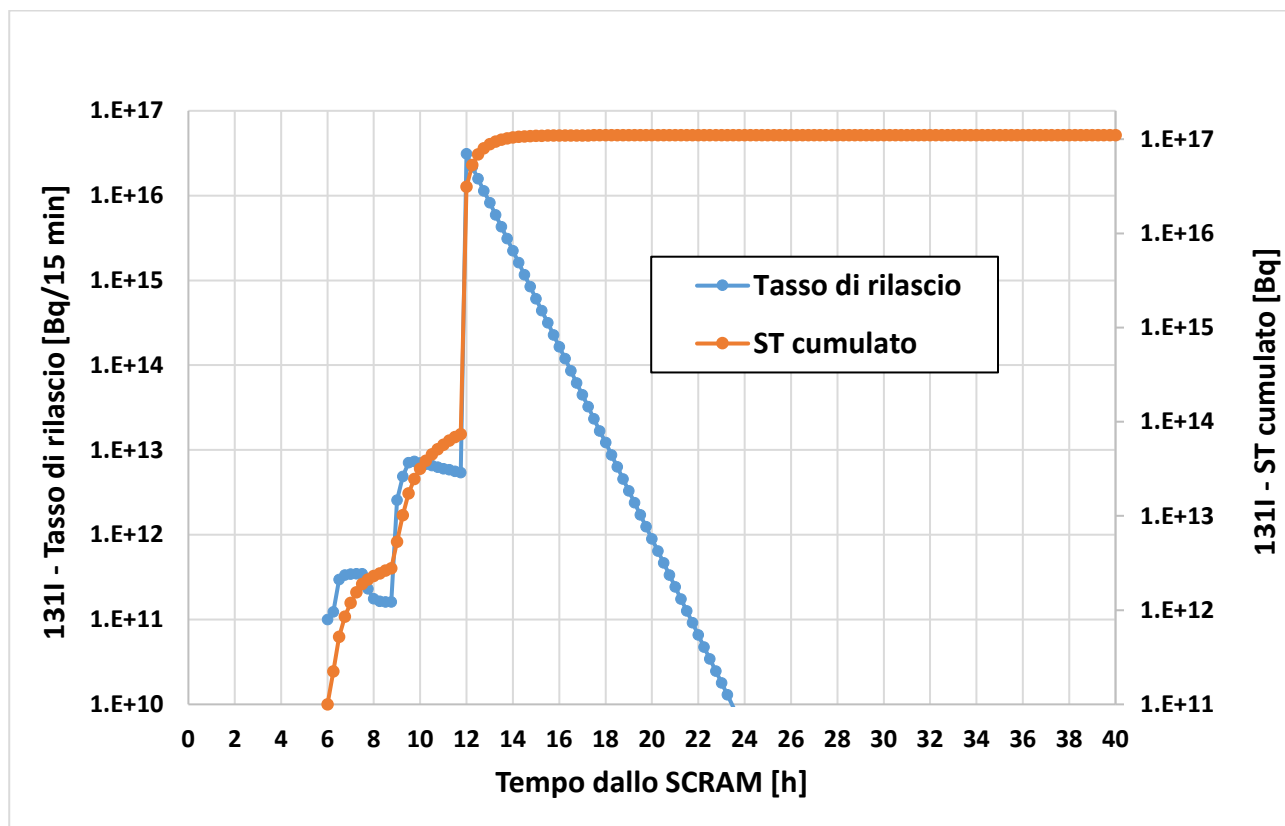


Figura 14: Andamento temporale del Termine Sorgente (I-131) – RASCAL 4.3

3.2 Risultati analisi statistica – IdX e Python

L’analisi statistica è stata preceduta dalla valutazione del limite di soglia per il Cs-137. A questo riguardo la legislazione italiana di riferimento [2], che aderisce ai massimi livelli accettabili di contaminazione previsti in Europa, ha come valori più bassi quelli attribuibili alla contaminazione al suolo su vegetali a foglia. La metodologia per quantificare il livello di soglia “equivalente” di Cs-137 al suolo, che determina l’impossibilità di mangiare i vegetali a foglia e che considera il contributo dell’intera miscela dei maggiori contributori alla contaminazione, è estensivamente riportata nel rapporto tecnico ENEA della precedente annualità [1]. Il limite di soglia “equivalente” del Cs-137 determinato è pari a 220 Bq/m². Le Figure 15-20 riportano i risultati ottenuti con l’analisi statistica per i tre differenti valori del termine sorgente descritti nel precedente paragrafo che, con molta probabilità, rappresentano il valore minimo, medio e massimo dei possibili valori del ST per un impianto PWR del tipo di quello di Krško.

I risultati raggiunti rivelano che, rispetto ad una dinamica di emissione di tipo *PUFF*, una dinamica del termine sorgente di tipo *UNIT* determina una deposizione totale al suolo del Cs-137 maggiore vicino al punto di emissione e minore lontano da esso. Si è ancora osservato che la deposizione totale al suolo del Cs-137 oltrepassa il limite “equivalente” di soglia sul territorio italiano con una probabilità maggiore del 50% nelle aree a nord-est (ST.: 5.0E+15 Bq) o nelle aree centrali e a nord-est (ST.: 5E+16 Bq).

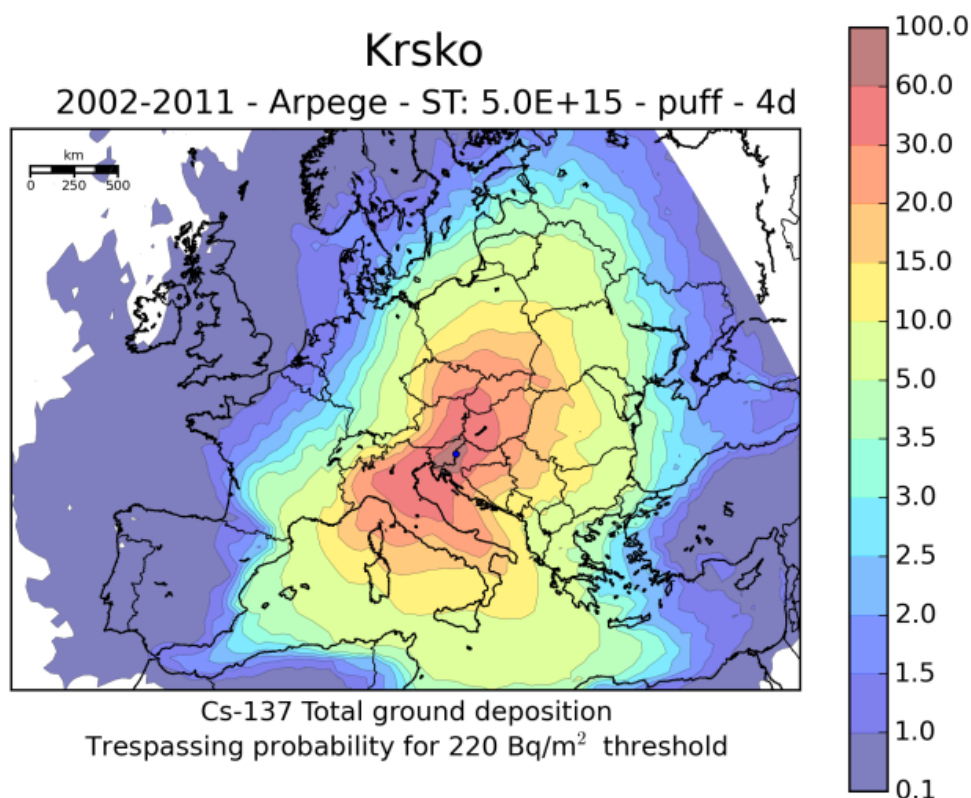


Figura 15: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+15 Bq, Puff.

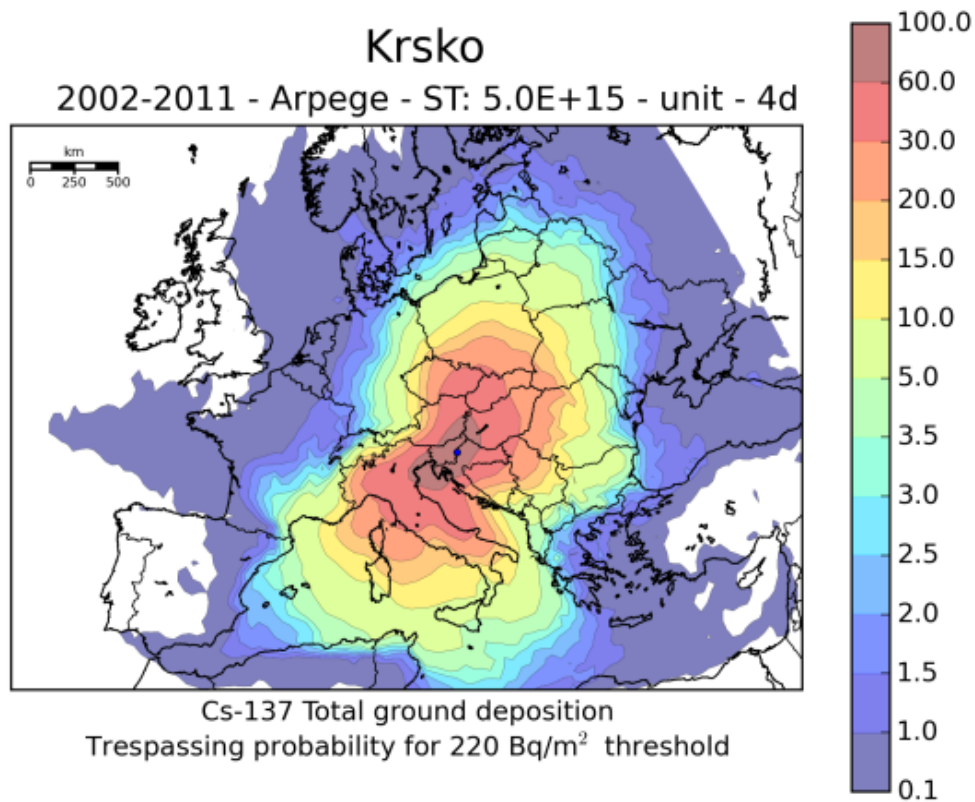


Figura 16: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+15 Bq, Unit

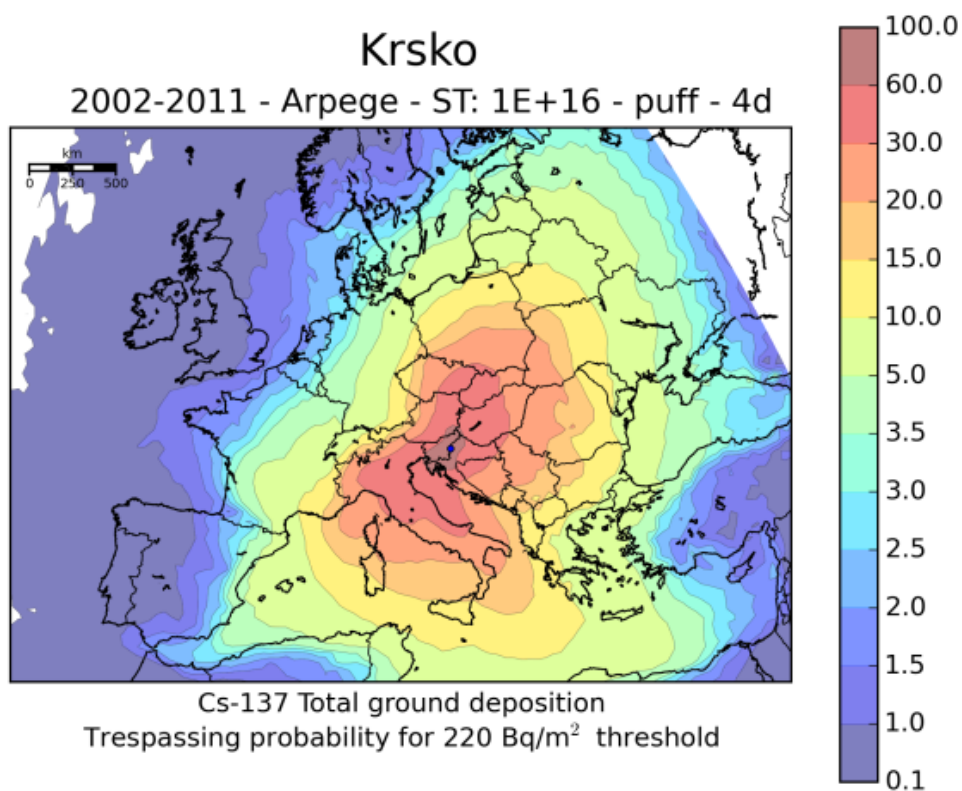


Figura 17: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 1.0E+16 Bq, Puff

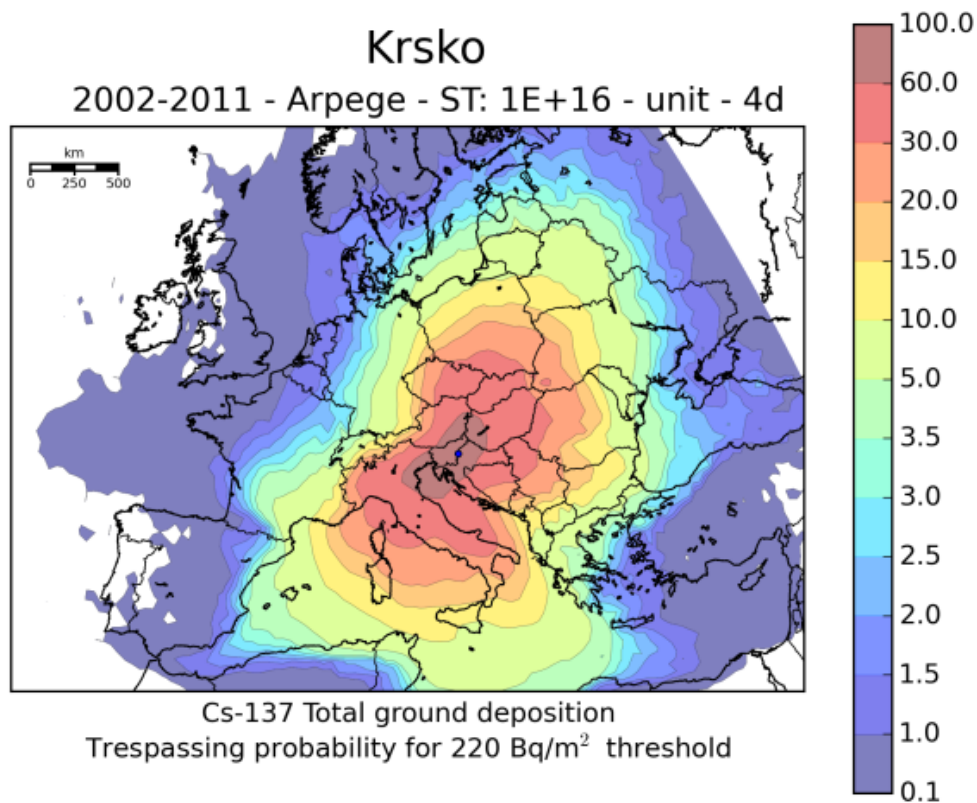


Figura 18: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 1.0E+16 Bq, Unit

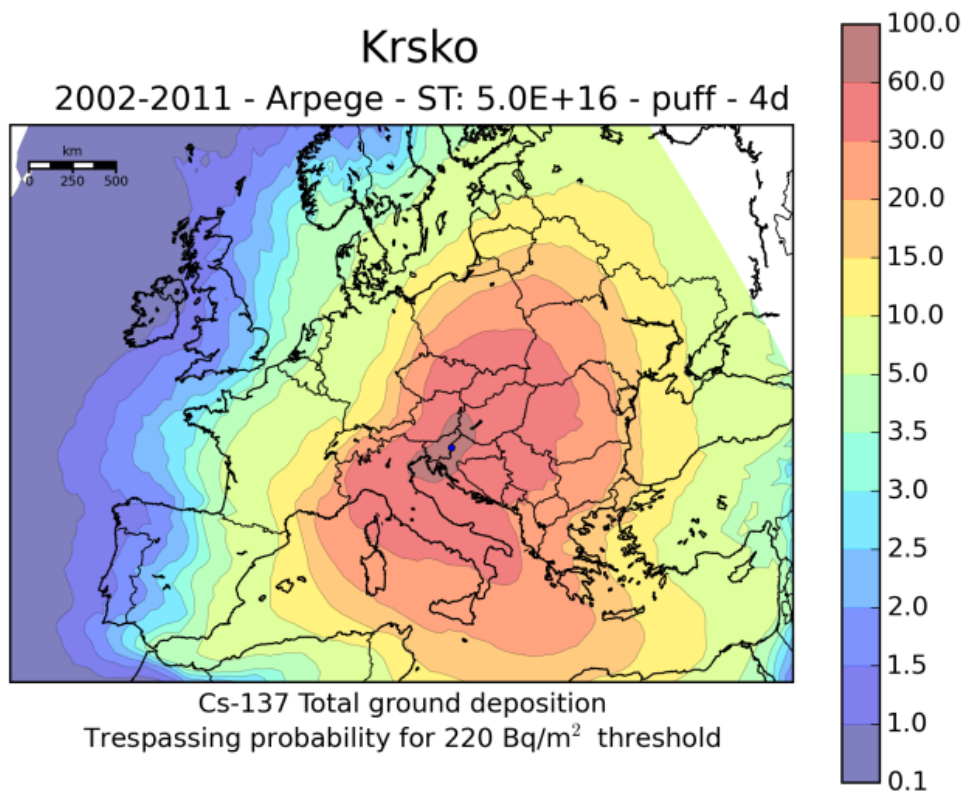


Figura 19: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+16 Bq, Puff

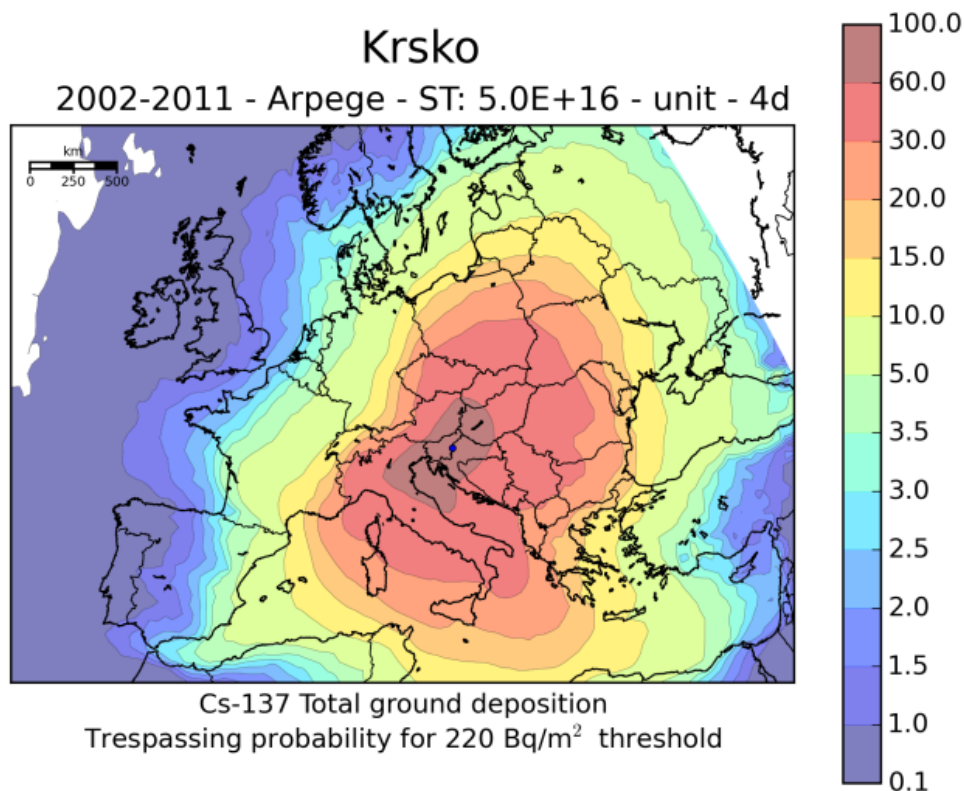


Figura 20: Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+16 Bq, Unit

3.3 Risultati analisi con RASCAL 4.3

L'analisi del trasporto in atmosfera con RASCAL 4.3 in un'area geografica più ristretta per la valutazione di alcuni indicatori dosimetrici è stata realizzata con il valore del ST riportato in Tabella 5 (RASCAL 4.3) e con il set completo degli isotopi radiologicamente rilevanti. Il tempo di integrazione è stato posto pari a quello di simulazione adottato per il trasporto dei radionuclidi in ambiente (96 ore). Il trasporto è stato realizzato sino ad una distanza di 160 km dal punto di emissione. I risultati ottenuti in termini di concentrazione integrata in aria di I-131 sono stati successivamente moltiplicati per opportuni coefficienti di dose per ottenere la dose equivalente alla tiroide (popolazione: bambini) e la dose effettiva da inalazione (popolazione: bambini). Le Figure 21 e 22 riportano le due tabelle del manuale CEVaD [2] da cui sono stati estratti i coefficienti per realizzare la conversione da concentrazione integrata in aria a dose equivalente impegnata alla tiroide e dose.

Emergenze nucleari

Nuclide	Tipi di assorb. (*)	Coefficiente di dose efficace impegnata			Dose efficace impegnata per unità di concentrazione integrata in aria			Intensità di dose efficace impegnata per unità di concentrazione in aria		
		(Sv/Bq)			(Sv/Bq s m ⁻³)			(Sv h ⁻¹ /Bq m ⁻³)		
		Lattanti	Bambini	Adulti	Lattanti	Bambini	Adulti	Lattanti	Bambini	Adulti
H-3	M	3,4 10 ⁻¹⁰	8,2 10 ⁻¹¹	4,5 10 ⁻¹¹	1,1 10 ⁻¹⁴	1,5 10 ⁻¹⁴	1,2 10 ⁻¹⁴	4,1 10 ⁻¹¹	5,2 10 ⁻¹¹	4,2 10 ⁻¹¹
C-14	M	8,3 10 ⁻⁹	2,8 10 ⁻⁹	2,0 10 ⁻⁹	2,7 10 ⁻¹³	5,0 10 ⁻¹³	5,1 10 ⁻¹³	9,9 10 ⁻¹⁰	1,8 10 ⁻⁹	1,9 10 ⁻⁹
Mn-54	M	7,5 10 ⁻⁹	2,4 10 ⁻⁹	1,5 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻¹³	4,2 10 ⁻¹³	3,9 10 ⁻¹³	8,9 10 ⁻¹⁰	1,5 10 ⁻⁹	1,4 10 ⁻⁹
Fe-55	M	1,9 10 ⁻⁹	6,2 10 ⁻¹⁰	3,8 10 ⁻¹⁰	6,3 10 ⁻¹⁴	1,1 10 ⁻¹³	9,8 10 ⁻¹⁴	2,3 10 ⁻¹⁰	4,0 10 ⁻¹⁰	3,5 10 ⁻¹⁰
Co-60	S	9,2 10 ⁻⁸	4,0 10 ⁻⁸	3,1 10 ⁻⁸	3,0 10 ⁻¹²	7,1 10 ⁻¹²	8,0 10 ⁻¹²	1,1 10 ⁻⁸	2,5 10 ⁻⁸	2,9 10 ⁻⁸
Ni-59	M	7,9 10 ⁻¹⁰	2,1 10 ⁻¹⁰	1,3 10 ⁻¹⁰	2,6 10 ⁻¹⁴	3,7 10 ⁻¹⁴	3,3 10 ⁻¹⁴	9,4 10 ⁻¹¹	1,3 10 ⁻¹⁰	1,2 10 ⁻¹⁰
Ni-63	M	2,5 10 ⁻⁹	7,0 10 ⁻¹⁰	4,8 10 ⁻¹⁰	8,3 10 ⁻¹⁴	1,2 10 ⁻¹³	1,2 10 ⁻¹³	3,0 10 ⁻¹⁰	4,5 10 ⁻¹⁰	4,4 10 ⁻¹⁰
Sr-89	F	1,5 10 ⁻⁸	2,3 10 ⁻⁹	1,0 10 ⁻⁹	5,0 10 ⁻¹³	4,1 10 ⁻¹³	2,6 10 ⁻¹³	1,8 10 ⁻⁹	1,5 10 ⁻⁹	9,3 10 ⁻¹⁰
Sr-90	F	1,3 10 ⁻⁷	4,1 10 ⁻⁸	2,4 10 ⁻⁸	4,3 10 ⁻¹²	7,3 10 ⁻¹²	6,2 10 ⁻¹²	1,5 10 ⁻⁸	2,6 10 ⁻⁸	2,2 10 ⁻⁸
Zr-95	F	1,2 10 ⁻⁸	4,2 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻⁹	4,0 10 ⁻¹³	7,4 10 ⁻¹³	6,4 10 ⁻¹³	1,4 10 ⁻⁹	2,7 10 ⁻⁹	2,3 10 ⁻⁹
Nb-95	S	7,7 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻⁹	1,8 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻¹³	4,4 10 ⁻¹³	4,6 10 ⁻¹³	9,2 10 ⁻¹⁰	1,6 10 ⁻⁹	1,7 10 ⁻⁹
Ru-103	S	1,3 10 ⁻⁸	4,2 10 ⁻⁹	3,0 10 ⁻⁹	4,3 10 ⁻¹³	7,4 10 ⁻¹³	7,7 10 ⁻¹³	1,5 10 ⁻⁹	2,7 10 ⁻⁹	2,8 10 ⁻⁹
Ru-106	S	2,6 10 ⁻⁷	9,1 10 ⁻⁸	6,6 10 ⁻⁸	8,6 10 ⁻¹²	1,6 10 ⁻¹¹	1,7 10 ⁻¹¹	3,1 10 ⁻⁸	5,8 10 ⁻⁸	6,1 10 ⁻⁸
Sb-125	M	2,0 10 ⁻⁸	6,8 10 ⁻⁹	4,8 10 ⁻⁹	6,6 10 ⁻¹³	1,2 10 ⁻¹²	1,2 10 ⁻¹²	2,4 10 ⁻⁹	4,3 10 ⁻⁹	4,4 10 ⁻⁹
Te-132	F	2,2 10 ⁻⁸	4,2 10 ⁻⁹	1,8 10 ⁻⁹	7,3 10 ⁻¹³	7,4 10 ⁻¹³	4,6 10 ⁻¹³	2,6 10 ⁻⁹	2,7 10 ⁻⁹	1,7 10 ⁻⁹
I-131	F	7,2 10 ⁻⁸	1,9 10 ⁻⁸	7,4 10 ⁻⁹	2,4 10 ⁻¹²	3,4 10 ⁻¹²	1,9 10 ⁻¹²	8,6 10 ⁻⁹	1,2 10 ⁻⁸	6,8 10 ⁻⁹
I-131	F/Vap ^o	1,7 10 ⁻⁷	4,8 10 ⁻⁸	2,0 10 ⁻⁸	5,6 10 ⁻¹²	8,5 10 ⁻¹²	5,1 10 ⁻¹²	2,0 10 ⁻⁸	3,1 10 ⁻⁸	1,9 10 ⁻⁸
I-132	F	1,1 10 ⁻⁹	2,2 10 ⁻¹⁰	9,4 10 ⁻¹¹	3,6 10 ⁻¹⁴	3,9 10 ⁻¹⁴	2,4 10 ⁻¹⁴	1,3 10 ⁻¹⁰	1,4 10 ⁻¹⁰	8,7 10 ⁻¹¹
I-133	F	1,9 10 ⁻⁸	3,8 10 ⁻⁹	1,5 10 ⁻⁹	6,3 10 ⁻¹³	6,7 10 ⁻¹³	3,9 10 ⁻¹³	2,3 10 ⁻⁹	2,4 10 ⁻⁹	1,4 10 ⁻⁹
I-135	F	4,1 10 ⁻⁹	7,9 10 ⁻¹⁰	3,2 10 ⁻¹⁰	1,4 10 ⁻¹³	1,4 10 ⁻¹³	8,2 10 ⁻¹⁴	4,9 10 ⁻¹⁰	5,0 10 ⁻¹⁰	3,0 10 ⁻¹⁰
Cs-134	F	1,1 10 ⁻⁸	5,3 10 ⁻⁹	6,6 10 ⁻⁹	3,6 10 ⁻¹³	9,4 10 ⁻¹³	1,7 10 ⁻¹²	1,3 10 ⁻⁹	3,4 10 ⁻⁹	6,1 10 ⁻⁹
Cs-137	F	8,8 10 ⁻⁹	3,7 10 ⁻⁹	4,6 10 ⁻⁹	2,9 10 ⁻¹³	6,5 10 ⁻¹³	1,2 10 ⁻¹²	1,0 10 ⁻⁹	2,4 10 ⁻⁹	4,3 10 ⁻⁹
Ba-140	F	1,4 10 ⁻⁸	2,4 10 ⁻⁹	1,0 10 ⁻⁹	4,6 10 ⁻¹³	4,2 10 ⁻¹³	2,6 10 ⁻¹³	1,7 10 ⁻⁹	1,5 10 ⁻⁹	9,3 10 ⁻¹⁰
La-140	M	8,8 10 ⁻⁹	2,0 10 ⁻⁹	1,1 10 ⁻⁹	2,9 10 ⁻¹³	3,5 10 ⁻¹³	2,8 10 ⁻¹³	1,0 10 ⁻⁹	1,3 10 ⁻⁹	1,0 10 ⁻⁹
Ce-144	S	2,1 10 ⁻⁷	7,3 10 ⁻⁸	5,3 10 ⁻⁸	7,0 10 ⁻¹²	1,3 10 ⁻¹¹	1,4 10 ⁻¹¹	2,5 10 ⁻⁸	4,7 10 ⁻⁸	4,9 10 ⁻⁸
Eu-152	M	1,1 10 ⁻⁷	4,9 10 ⁻⁸	4,2 10 ⁻⁸	3,6 10 ⁻¹²	8,7 10 ⁻¹²	1,1 10 ⁻¹¹	1,3 10 ⁻⁸	3,1 10 ⁻⁸	3,9 10 ⁻⁸
Eu-154	M	1,6 10 ⁻⁷	6,5 10 ⁻⁸	5,3 10 ⁻⁸	5,3 10 ⁻¹²	1,2 10 ⁻¹¹	1,4 10 ⁻¹¹	1,9 10 ⁻⁸	4,1 10 ⁻⁸	4,9 10 ⁻⁸
Th-232	S	5,4 10 ⁻⁵	2,6 10 ⁻⁵	2,5 10 ⁻⁵	1,8 10 ⁻⁹	4,6 10 ⁻⁹	6,4 10 ⁻⁹	6,4 10 ⁻⁶	1,7 10 ⁻⁵	2,3 10 ⁻⁵
U-238	S	2,9 10 ⁻⁵	1,0 10 ⁻⁵	8,0 10 ⁻⁶	9,6 10 ⁻¹⁰	1,8 10 ⁻⁹	2,1 10 ⁻⁹	3,5 10 ⁻⁶	6,4 10 ⁻⁶	7,4 10 ⁻⁶
Np-239	M	5,9 10 ⁻⁹	1,4 10 ⁻⁹	9,3 10 ⁻¹⁰	2,0 10 ⁻¹³	2,5 10 ⁻¹³	2,4 10 ⁻¹³	7,0 10 ⁻¹⁰	8,9 10 ⁻¹⁰	8,6 10 ⁻¹⁰
Pu-238	S	4,5 10 ⁻⁵	1,9 10 ⁻⁵	1,6 10 ⁻⁵	1,5 10 ⁻⁹	3,4 10 ⁻⁹	4,1 10 ⁻⁹	5,4 10 ⁻⁶	1,2 10 ⁻⁵	1,5 10 ⁻⁵
Pu-239	S	4,3 10 ⁻⁵	1,9 10 ⁻⁵	1,6 10 ⁻⁵	1,4 10 ⁻⁹	3,4 10 ⁻⁹	4,1 10 ⁻⁹	5,1 10 ⁻⁶	1,2 10 ⁻⁵	1,5 10 ⁻⁵
Pu-240	S	4,3 10 ⁻⁵	1,9 10 ⁻⁵	1,6 10 ⁻⁵	1,4 10 ⁻⁹	3,4 10 ⁻⁹	4,1 10 ⁻⁹	5,1 10 ⁻⁶	1,2 10 ⁻⁵	1,5 10 ⁻⁵
Pu-241	S	2,2 10 ⁻⁷	1,7 10 ⁻⁷	1,7 10 ⁻⁷	7,3 10 ⁻¹²	3,0 10 ⁻¹¹	4,4 10 ⁻¹¹	2,6 10 ⁻⁸	1,1 10 ⁻⁷	1,6 10 ⁻⁷
Am-241	M	7,3 10 ⁻⁵	4,0 10 ⁻⁵	4,2 10 ⁻⁵	2,4 10 ⁻⁹	7,1 10 ⁻⁹	1,1 10 ⁻⁸	8,7 10 ⁻⁶	2,5 10 ⁻⁵	3,9 10 ⁻⁵
Cm-242	M	2,2 10 ⁻⁵	7,3 10 ⁻⁶	5,2 10 ⁻⁶	7,3 10 ⁻¹⁰	1,3 10 ⁻⁹	1,3 10 ⁻⁹	2,6 10 ⁻⁶	4,7 10 ⁻⁶	4,8 10 ⁻⁶
Cm-244	M	6,2 10 ⁻⁵	2,7 10 ⁻⁵	2,7 10 ⁻⁵	2,1 10 ⁻⁹	4,8 10 ⁻⁹	6,9 10 ⁻⁹	7,4 10 ⁻⁶	1,7 10 ⁻⁵	2,5 10 ⁻⁵

(*) D.Lgs. n. 230/1995 e successive modifiche

(*) Tipi di assorbimento polmonare: F/fast; M/moderate; S/slow

(^o) Vap/Vapour form

Figura 21: Coefficienti di dose efficace impegnata per inalazione – Manuale CEVaD Tab. 5.6

Emergenze nucleari

Nuclide	Tipi di assorb. (*)	Coefficiente di dose equivalente impegnata alla tiroide (Sv/Bq)			Dose equivalente impegnata alla tiroide per unità di concentrazione integrata in aria (Sv/Bq s m ⁻³)			Intensità di dose equivalente impegnata alla tiroide per unità di concentrazione in aria (Sv h ⁻¹ /Bq m ⁻³)		
		Lattanti	Bambini	Adulti	Lattanti	Bambini	Adulti	Lattanti	Bambini	Adulti
Co-60	S	3,7 10 ⁻⁸	1,4 10 ⁻⁸	9,8 10 ⁻⁹	1,2 10 ⁻¹²	2,5 10 ⁻¹²	2,5 10 ⁻¹²	4,4 10 ⁻⁹	8,9 10 ⁻⁹	9,1 10 ⁻⁹
Sr-89	F	1,6 10 ⁻⁹	3,2 10 ⁻¹⁰	1,8 10 ⁻¹⁰	5,3 10 ⁻¹⁴	5,7 10 ⁻¹⁴	4,6 10 ⁻¹⁴	1,9 10 ⁻¹⁰	2,0 10 ⁻¹⁰	1,7 10 ⁻¹⁰
Sr-90	F	6,6 10 ⁻⁹	1,2 10 ⁻⁹	5,9 10 ⁻¹⁰	2,2 10 ⁻¹³	2,1 10 ⁻¹³	1,5 10 ⁻¹³	7,9 10 ⁻¹⁰	7,6 10 ⁻¹⁰	5,5 10 ⁻¹⁰
Zr-95	F	2,9 10 ⁻⁹	1,3 10 ⁻⁹	9,9 10 ⁻¹⁰	9,6 10 ⁻¹⁴	2,3 10 ⁻¹³	2,5 10 ⁻¹³	3,5 10 ⁻¹⁰	8,3 10 ⁻¹⁰	9,2 10 ⁻¹⁰
Ru-103	S	9,5 10 ⁻¹⁰	2,8 10 ⁻¹⁰	1,6 10 ⁻¹⁰	3,1 10 ⁻¹⁴	5,0 10 ⁻¹⁴	4,1 10 ⁻¹⁴	1,1 10 ⁻¹⁰	1,8 10 ⁻¹⁰	1,5 10 ⁻¹⁰
Ru-106	S	3,6 10 ⁻⁹	9,0 10 ⁻¹⁰	5,4 10 ⁻¹⁰	1,2 10 ⁻¹³	1,6 10 ⁻¹³	1,4 10 ⁻¹³	4,3 10 ⁻¹⁰	5,7 10 ⁻¹⁰	5,0 10 ⁻¹⁰
Sb-125	M	2,6 10 ⁻⁹	8,6 10 ⁻¹⁰	5,5 10 ⁻¹⁰	8,6 10 ⁻¹⁴	1,5 10 ⁻¹³	1,4 10 ⁻¹³	3,1 10 ⁻¹⁰	5,5 10 ⁻¹⁰	5,1 10 ⁻¹⁰
Ta-132	F	3,6 10 ⁻⁷	6,1 10 ⁻⁸	2,5 10 ⁻⁸	1,2 10 ⁻¹¹	1,1 10 ⁻¹¹	6,4 10 ⁻¹²	4,3 10 ⁻⁸	3,9 10 ⁻⁸	2,3 10 ⁻⁸
I-131	F	1,4 10 ⁻⁶	3,7 10 ⁻⁷	1,5 10 ⁻⁷	4,6 10 ⁻¹¹	6,5 10 ⁻¹¹	3,9 10 ⁻¹¹	1,7 10 ⁻⁷	2,4 10 ⁻⁷	1,4 10 ⁻⁷
I-131	F/Vap ^o	3,3 10 ⁻⁶	9,5 10 ⁻⁷	3,9 10 ⁻⁷	1,1 10 ⁻¹⁰	1,7 10 ⁻¹⁰	1,0 10 ⁻¹⁰	3,9 10 ⁻⁷	6,1 10 ⁻⁷	3,6 10 ⁻⁷
I-132	F	1,8 10 ⁻⁸	3,4 10 ⁻⁹	1,4 10 ⁻⁹	6,0 10 ⁻¹³	6,0 10 ⁻¹³	3,6 10 ⁻¹³	2,1 10 ⁻⁹	2,2 10 ⁻⁹	1,3 10 ⁻⁹
I-133	F	3,8 10 ⁻⁷	7,4 10 ⁻⁸	2,8 10 ⁻⁸	1,3 10 ⁻¹¹	1,3 10 ⁻¹¹	7,2 10 ⁻¹²	4,5 10 ⁻⁸	4,7 10 ⁻⁸	2,6 10 ⁻⁸
I-135	F	7,7 10 ⁻⁸	1,5 10 ⁻⁸	5,7 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻¹²	2,7 10 ⁻¹²	1,5 10 ⁻¹²	9,2 10 ⁻⁹	9,6 10 ⁻⁹	5,3 10 ⁻⁹
Cs-134	F	1,0 10 ⁻⁸	5,1 10 ⁻⁹	6,3 10 ⁻⁹	3,3 10 ⁻¹³	9,0 10 ⁻¹³	1,6 10 ⁻¹²	1,2 10 ⁻⁹	3,2 10 ⁻⁹	5,8 10 ⁻⁹
Cs-137	F	7,5 10 ⁻⁹	3,5 10 ⁻⁹	4,4 10 ⁻⁹	2,5 10 ⁻¹³	6,2 10 ⁻¹³	1,1 10 ⁻¹²	8,9 10 ⁻¹⁰	2,2 10 ⁻⁹	4,1 10 ⁻⁹
Ba-140	F	2,1 10 ⁻⁹	3,9 10 ⁻¹⁰	1,2 10 ⁻¹⁰	7,0 10 ⁻¹⁴	6,9 10 ⁻¹⁴	3,1 10 ⁻¹⁴	2,5 10 ⁻¹⁰	2,5 10 ⁻¹⁰	1,1 10 ⁻¹⁰
Ce-144	S	9,8 10 ⁻¹⁰	2,4 10 ⁻¹⁰	1,4 10 ⁻¹⁰	3,2 10 ⁻¹⁴	4,2 10 ⁻¹⁴	3,6 10 ⁻¹⁴	1,2 10 ⁻¹⁰	1,5 10 ⁻¹⁰	1,3 10 ⁻¹⁰
Th-232	S	1,8 10 ⁻⁶	9,5 10 ⁻⁷	8,2 10 ⁻⁷	6,0 10 ⁻¹¹	1,7 10 ⁻¹⁰	2,1 10 ⁻¹⁰	2,1 10 ⁻⁷	6,1 10 ⁻⁷	7,6 10 ⁻⁷
U-238	S	4,0 10 ⁻⁸	1,5 10 ⁻⁸	1,5 10 ⁻⁸	1,3 10 ⁻¹²	2,7 10 ⁻¹²	3,9 10 ⁻¹²	4,8 10 ⁻⁹	9,6 10 ⁻⁹	1,4 10 ⁻⁸
Pu-238	S	6,0 10 ⁻⁷	3,3 10 ⁻⁷	2,8 10 ⁻⁷	2,0 10 ⁻¹¹	5,8 10 ⁻¹¹	7,2 10 ⁻¹¹	7,1 10 ⁻⁸	2,1 10 ⁻⁷	2,6 10 ⁻⁷
Pu-239	S	6,7 10 ⁻⁷	3,8 10 ⁻⁷	3,2 10 ⁻⁷	2,2 10 ⁻¹¹	6,7 10 ⁻¹¹	8,2 10 ⁻¹¹	8,0 10 ⁻⁸	2,4 10 ⁻⁷	3,0 10 ⁻⁷
Pu-240	S	6,7 10 ⁻⁷	3,8 10 ⁻⁷	3,2 10 ⁻⁷	2,2 10 ⁻¹¹	6,7 10 ⁻¹¹	8,2 10 ⁻¹¹	8,0 10 ⁻⁸	2,4 10 ⁻⁷	3,0 10 ⁻⁷
Pu-241	S	1,3 10 ⁻⁸	8,7 10 ⁻⁹	7,1 10 ⁻⁹	4,3 10 ⁻¹³	1,5 10 ⁻¹²	1,8 10 ⁻¹²	1,5 10 ⁻⁹	5,5 10 ⁻⁹	6,6 10 ⁻⁹
Am-241	M	6,5 10 ⁻⁶	3,6 10 ⁻⁶	2,9 10 ⁻⁶	2,2 10 ⁻¹⁰	6,4 10 ⁻¹⁰	7,5 10 ⁻¹⁰	7,7 10 ⁻⁷	2,3 10 ⁻⁶	2,7 10 ⁻⁶
Cm-242	M	2,1 10 ⁻⁷	5,3 10 ⁻⁸	3,5 10 ⁻⁸	7,0 10 ⁻¹²	9,4 10 ⁻¹²	9,0 10 ⁻¹²	2,5 10 ⁻⁸	3,4 10 ⁻⁸	3,2 10 ⁻⁸
Cm-244	M	3,2 10 ⁻⁶	1,5 10 ⁻⁶	1,3 10 ⁻⁶	1,1 10 ⁻¹⁰	2,7 10 ⁻¹⁰	3,3 10 ⁻¹⁰	3,8 10 ⁻⁷	9,6 10 ⁻⁷	1,2 10 ⁻⁶

(*) ICRP, 1995

(*) Tipi di assorbimento polmonare: F/fast; M/moderate; S/slow

(°) Vap/Vapour form

Figura 22: Coefficienti di dose equivalente impegnata alla tiroide – Manuale CEVaD Tab. 5.7

Le Figure 23 e 24 riportano le mappe di distribuzione di dose efficace da inalazione e di dose equivalente alla tiroide ottenute col codice RASCAL 4.3.

I risultati della distribuzione della TEDE (10-50 mSv nel distretto di Trieste), hanno evidenziato un possibile superamento dei limiti emergenziali previsti nella legislazione Italiana (D. Lgs. 241/00 – Tabella A3.1) con la conseguente necessità di adottare contromisure protettive (riparo al chiuso, iodoprofilassi). La mappa di dose da cloudshine, al contrario, mostra un contributo non significativo ai livelli di dose (0.1 – 1 mSv) sul territorio italiano.

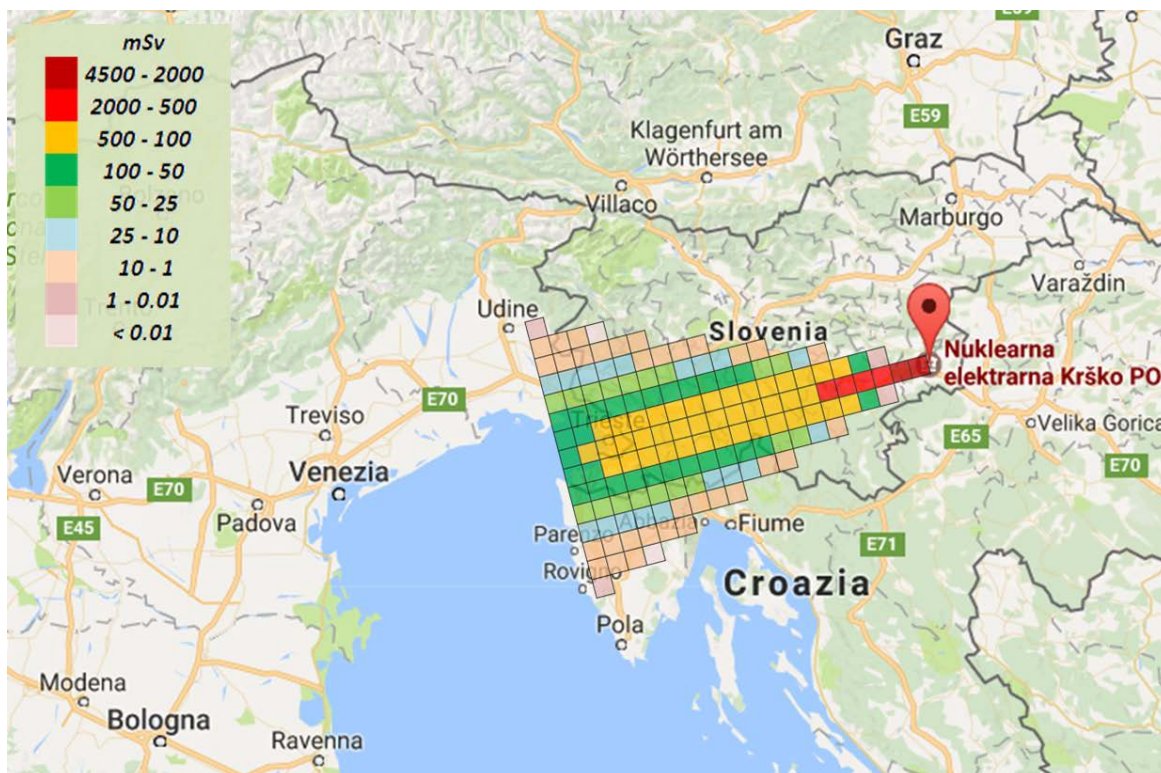


Figure 23: Mappa di dose equivalente alla tiroide (I-131, meteorologia std., popolazione: bambini)

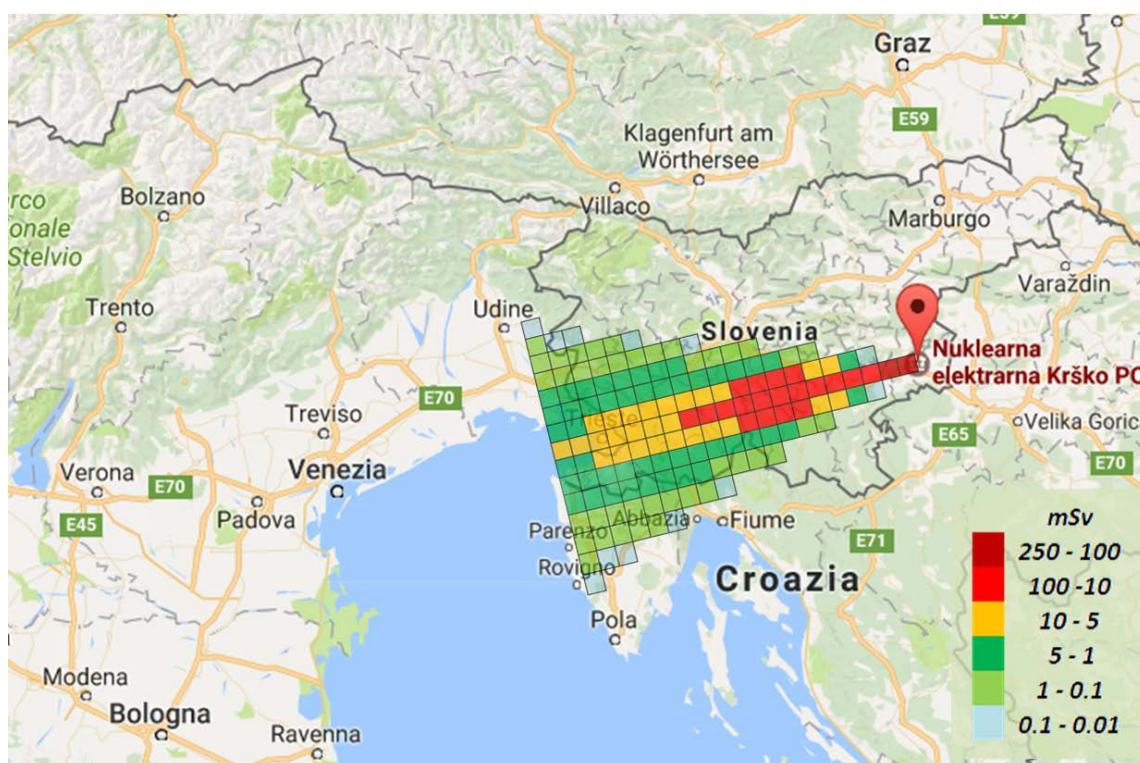


Figure 24: Mappa di dose efficace da inalazione (I-131, meteorologia std., popolazione: bambini)

I risultati ottenuti sono stati confrontati con quelli ottenuti con il codice Apollo della suite dei codici ARIES [13]. La Tabella 7 riporta il confronto tra il massimo valore riscontrato sul territorio italiano con RASCAL 4.3 della dose equivalente alla tiroide (bambini) e della dose efficace da inalazione (bambini) dovuta allo I-131 con quelli ottenuti col codice Apollo.

Tabella 7: confronto tra i valori di dose ottenuti con i codici RASCAL 4.3 e APOLLO

Gruppo di popolazione	Quantità fisiche (I-131 @ bambini)	APOLLO	RASCAL 4.3	RASCAL 4.3/ APOLLO
Bambini	Dose equivalente tiroide (mSv)	27	129	4.8
	Dose efficace inalazione (mSv)	1.5	6.8	4.5

RASCAL 4.3 ha anche permesso di ottenere in maniera diretta le mappe di Equivalente di Dose Efficace Totale (TEDE) e di dose da Cloudshine (Figure 25 e 26).

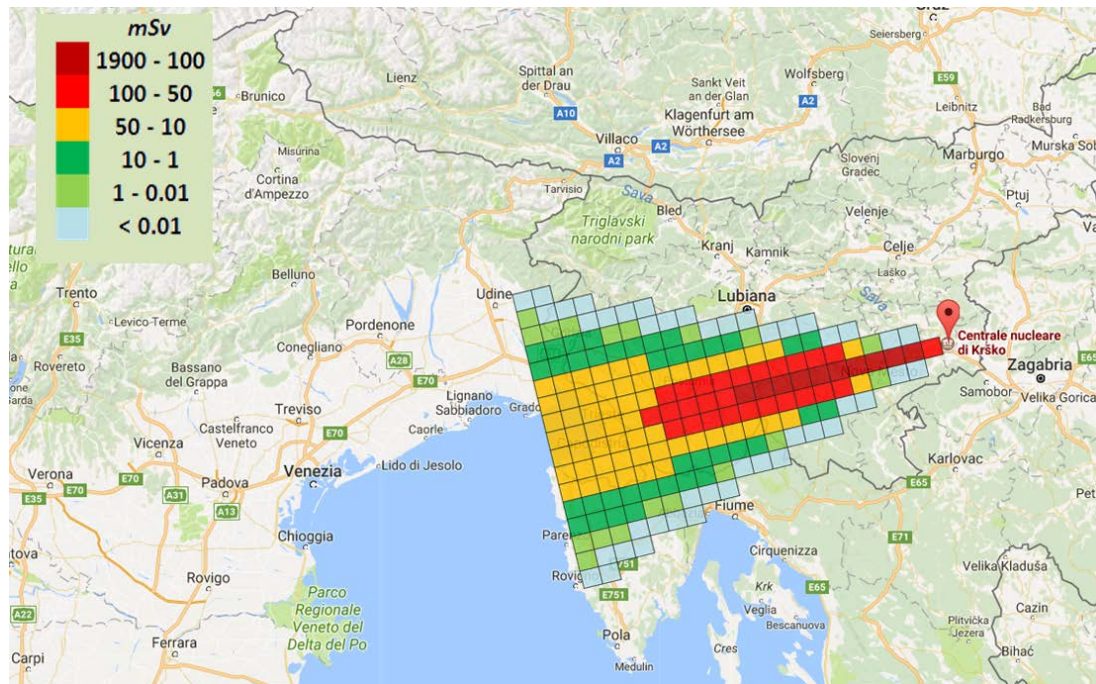


Figura 25: Mappa della TEDE (meteorologia std.)

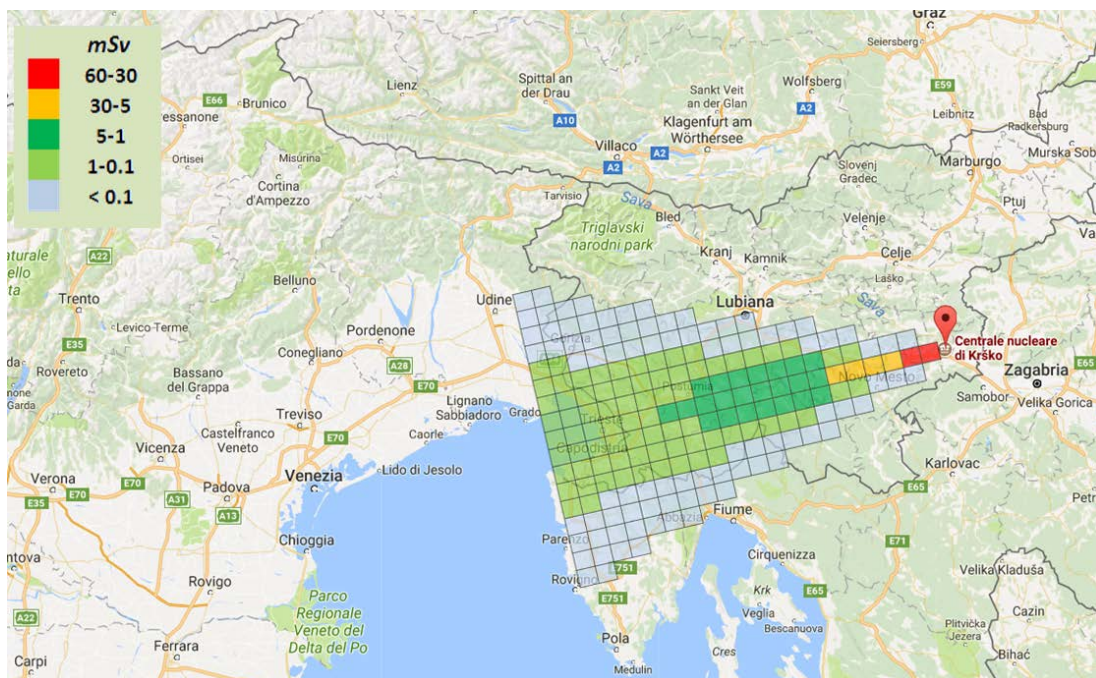


Figura 26: Mappa di dose da cloudshine (meteorologia std.)

Stante i risultati ottenuti, si è deciso di realizzare un’analisi più dettagliata sul territorio di Trieste della concentrazione in aria dello I-131. La Figura 27 mostra l’andamento nel tempo della concentrazione media in aria dello I-131 su di un’area di 8x8 km² centrata intorno alla città di Trieste.

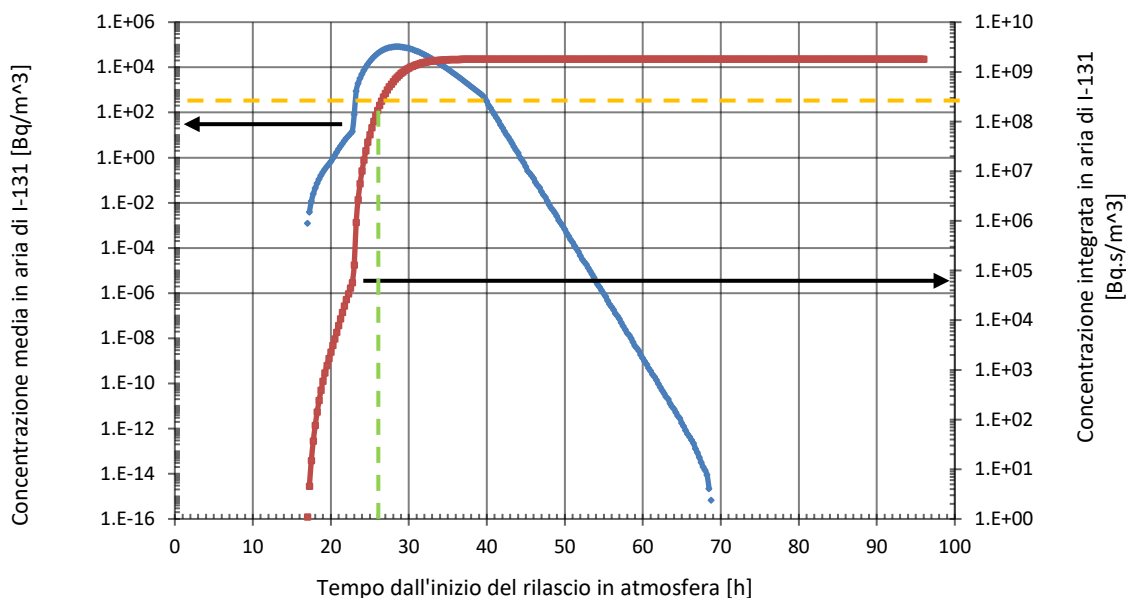


Figura 27: Concentrazione istantanea (blu) ed integrata (rosso) in aria dello I-131 (zona di Trieste)

La linea tratteggiata verticale verde indica il tempo oltre il quale (26 ore dall’inizio del rilascio) la concentrazione integrata in aria dello I-131 raggiunge il valore di 2.6E+08 Bq.s/m³ (linea orizzontale gialla tratteggiata) che corrisponde ad una dose equivalente da inalazione alla tiroide di 10 mSv [2]. Si è anche analizzata l’importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE e la sua variazione nel tempo, oltre ai diversi modi di intake. Le Figure 28-30 riportano la variazione nel tempo dell’importanza relativa dei diversi radionuclidi alla TEDE.

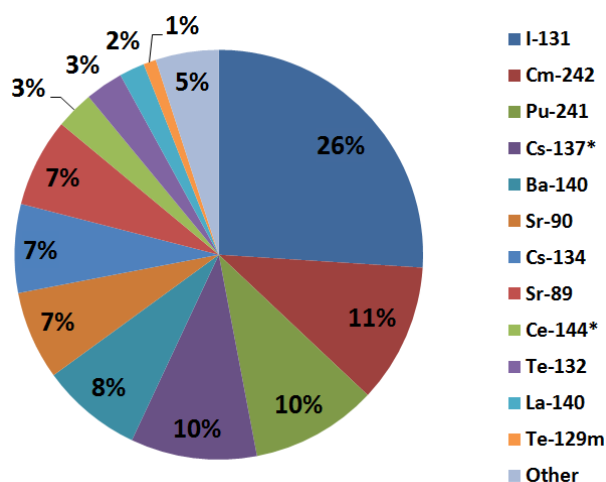


Figura 28: Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE (0 giorni dall’emissione)

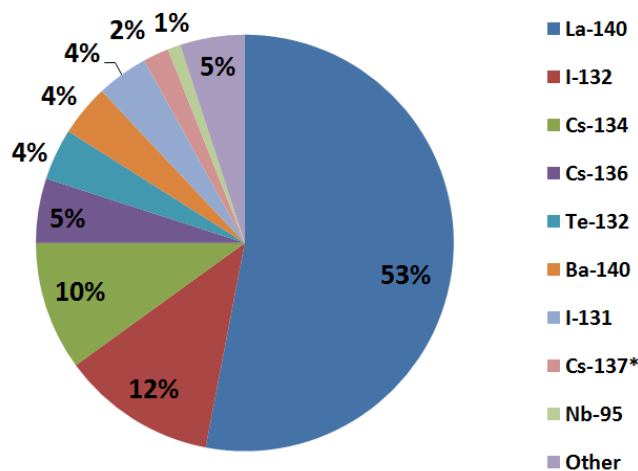


Figura 29: Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE (1 giorno dall’emissione)

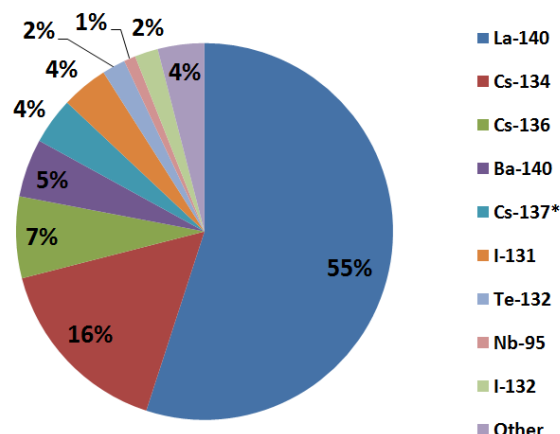


Figura 30: Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE (7 giorni dall'emissione)

La Figura 31 riporta i risultati ottenuti per ciò che riguarda l'importanza relativa dei diversi modi di intake.

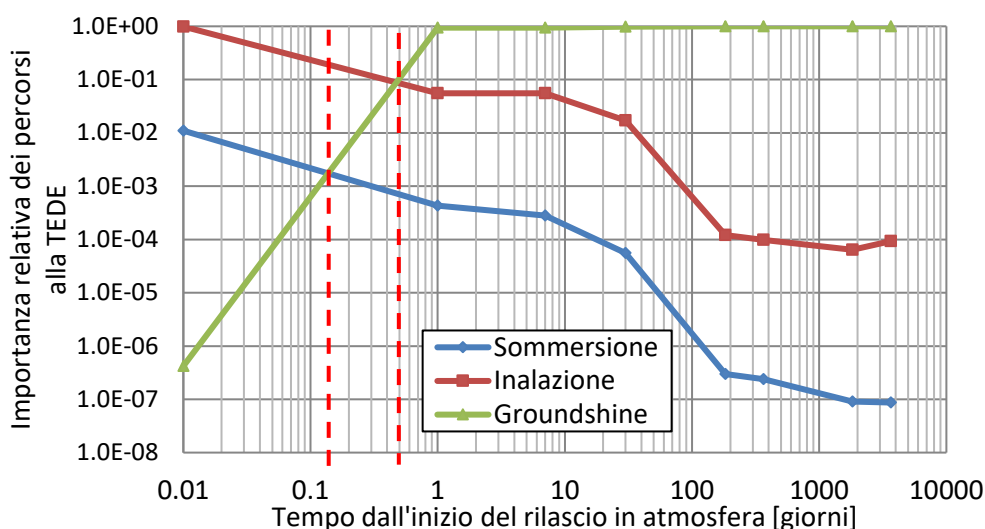


Figura 31: Importanza relativa dei diversi percorsi di assimilazione della TEDE

Si può chiaramente osservare come, dopo circa 4 ore dall'emissione, il contributo da groundshine supera quello da sommerzione e, dopo circa 14, il contributo da groundshine supera anche il contributo da inalazione.

4. Metodologia di allerta previsionale

I valori ottenuti della concentrazione integrata in aria dello I-131 nella zona di Trieste e la mappa di distribuzione delle TEDE sul territorio italiano hanno suggerito di proporre una metodica di allerta previsionale. Si è pensato di utilizzare il valore orario del rateo di dose gamma fornito dalle stazioni della rete europea EURDEP per ottenere un'allerta di almeno 12 ore prima dell'arrivo di nubi radioattive radiologicamente rilevanti sul territorio italiano. Preliminarmente, si sono individuate tutte le stazioni della rete EURDEP che ricadono nel dominio di simulazione di RASCAL

4.3 (Figura 32) valutando al contempo la distanza lineare tra le diverse centraline e la città di Trieste (Tabella 8).

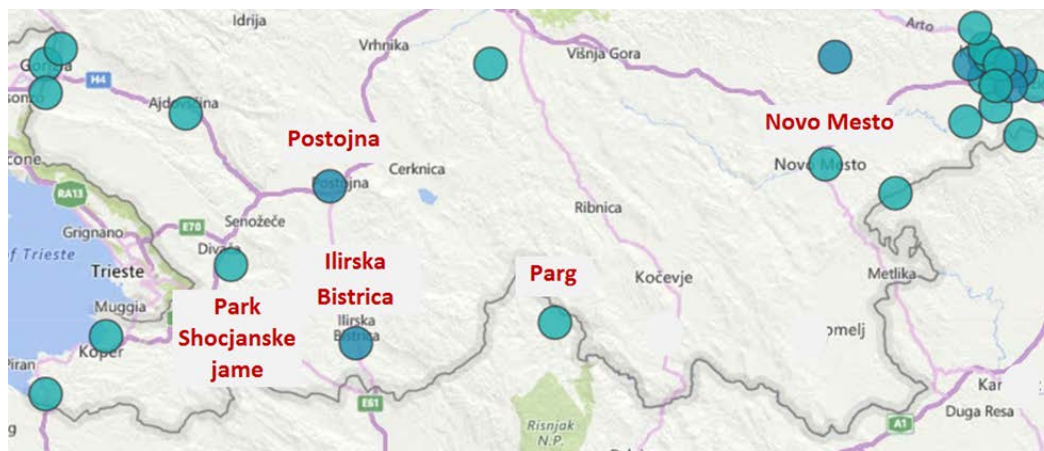


Figura 32: Stazioni EURDEP che ricadono nel dominio di simulazione di RASCAL 4.3

Tabella 8: Distanza da Trieste delle stazioni della rete EURDEP

Stazioni di rilevamento	Distanza da Trieste [km]	Coordinate Geografiche	
Park Skocjanske jame	17	45.663 N	13.993 E
Postojna	36	45.783 N	14.203 E
Ilirska Bistrica	38	45.562 N	13.993 E
Parg	66	45.595 N	14.623 E
Novo Mesto	110	45.803 N	15.181 E

Due criteri previsionali sono stati ipotizzati: il primo basato su un “*valore di soglia*” e il secondo su un “*tempo di allerta*”. Il primo criterio utilizza un valore di soglia, che il codice prevede venga raggiunto in una specifica area del territorio italiano, come indicatore di allerta sulle stazioni di rilevamento del rateo di dose gamma. Le stazioni di rilevamento, se collocate in un’opportuna posizione geografica, misureranno, con un certo anticipo temporale, un diverso valore della stessa grandezza utilizzata come valore di soglia che potrà essere utilizzata come valore di allerta previsionale. Utilizzando questo criterio vi sarebbe un confronto diretto tra la misura fornita dalle centraline e le conseguenze sul territorio italiano.

Il secondo criterio prevede di stabilire uno specifico tempo di allerta (ad es. 12 ore) e di valutare il valore che una stazione di rilevamento di dose gamma fornirebbe diverse ore prima del superamento del valore di soglia su un sito specifico del territorio italiano.

La metodica basata sul valore di soglia è applicabile solo se la quantità fisica da misurare è eguale a quella misurata dalle stazioni di rilevamento. A causa di questa limitazione, si è scelto di usare il criterio del tempo di allerta.

Si deve anche sottolineare che il metodo è efficace nell’ipotesi di debole variazione delle condizioni atmosferiche nelle prima 30 ore circa di simulazione del trasporto in atmosfera, allorquando si verifica un picco nella zona di Trieste.

La Figura 33 riporta l’applicazione della metodologia del “*tempo di allerta*” sulle sole stazioni che rientrano nel dominio di RASCAL 4.3 e che sono collocate ad una distanza minore di 40 km dalla città di Trieste. La curva rossa è la concentrazione integrata in aria di I-131 su Trieste, mentre la

linea orizzontale tratteggiata è il valore della concentrazione integrata che corrisponde ad un valore di dose alla tiroide per i bambini di 10 mSv [2]; le altre curve sono invece rappresentative del rateo di dose gamma in aria rilevato dalle centraline.

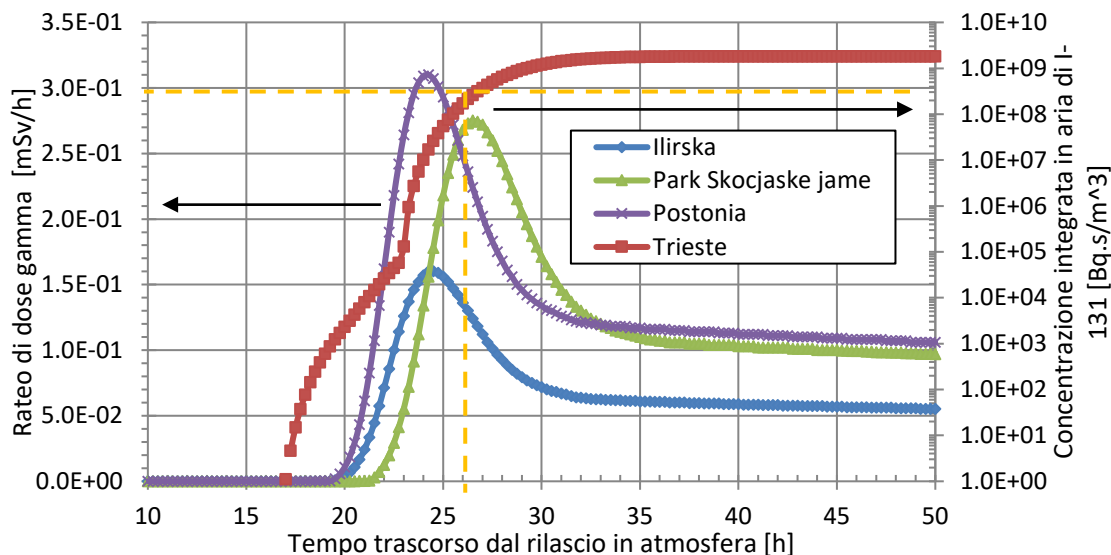


Figura 33: Metodologia di allerta previsionale – stazioni che sono a meno di 40 km da Trieste

La figura precedente mostra che nessuna delle tre stazioni che distano meno di 40 km da Trieste (Ilirska, Park Skocjaske jame, Postonia) è in grado di fornire un tempo di allerta maggiore di 3-4 ore prima che la concentrazione integrata in aria di I-131 superi la soglia di attenzione nel distretto di Trieste. Se il riferimento del tempo di allerta viene definito come il massimo rateo di dose gamma rilevato dalle stazioni, solo Ilirska e Postonia potrebbero dare un tempo di preavviso, ma di sole due ore circa.

Le Figure 34 e 35 riportano invece l'applicazione della metodologia del "tempo di allerta" alle stazioni (Novo Mesto e Park S. j.) che sono collocate a più di 40 km da Trieste.

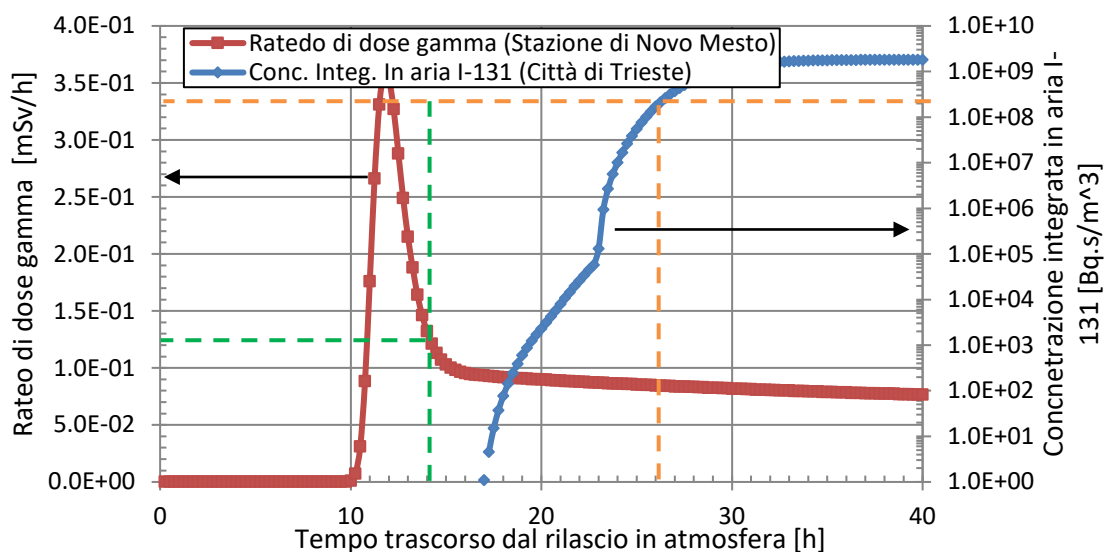


Figura 34: Metodologia di allerta previsionale – Stazione di Novo Mesto

La stazione di Novo Mesto è in grado di misurare un rateo di dose gamma tale per cui dodici ore dopo verrebbe superato nel distretto di Trieste il limite di soglia (10 mSv) previsto dalla

legislazione nazionale per l'adozione di misure protettive (D. Lgs. 230/95). Si evidenzia inoltre come il valore che sarebbe misurato dalla stazione di Novo Mesto ($3.5E+5$ nSv/h) risulta molto più grande del tipico fondo naturale medio per la stazione medesima (90 nSv/h). Se, come già discusso per le stazioni poste a meno di 40 km da Trieste, venisse considerato come marcatore di allerta previsionale il picco di rateo di dose gamma misurato dalla centralina, il tempo di preavviso potrebbe aumentare sino a 14 ore circa.

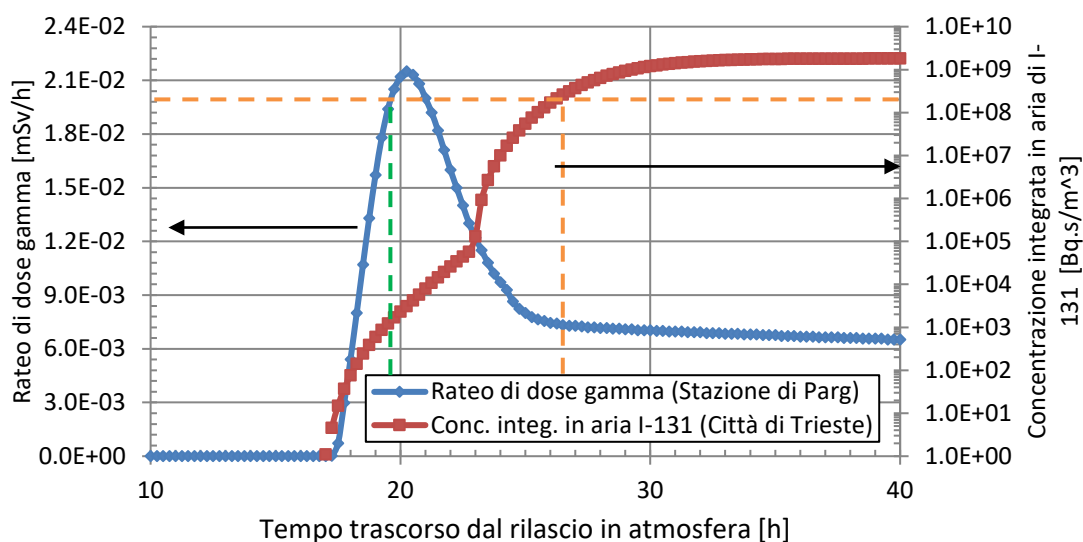


Figura 35: Metodologia di allerta previsionale – Stazione di Parg

La Figura 35 evidenzia, in analogia con quanto illustrato sopra, che la stazione di rilevamento di Parg potrebbe fornire un'indicazione di allerta con non più di sette ore circa di anticipo rispetto al superamento dei limiti di intervento emergenziali nella zona di Trieste. Questa stazione, nonostante fornisca un'allerta previsionale minore di 12 ore, potrebbe comunque essere utilizzata per confermare il segnale proveniente da Novo Mesto o come una stazione di allerta ridondante.

5. Indice delle Figure

Fig. 1:	Schermata iniziale del codice RASCAL 4.3.....	6
Fig. 2:	Schermata principale del modulo <i>Source Term to Dose</i>	6
Fig. 3:	Rappresentazione del sottomodulo <i>Event Type</i> in RASCAL 4.3.....	7
Fig. 4:	Rappresentazione del sottomodulo <i>Event Location</i> in RASCAL 4.3.....	7
Fig. 5:	Schermata iniziale del sottomodulo <i>Source Term</i> in RASCAL 4.3.....	8
Fig. 6:	Rappresentazione dell'opzione LOCA nel sottomodulo <i>Termine Sorgente</i> in RASCAL 4.3..	9
Fig. 7:	Possibili percorsi di rilascio fallimento contenimento (sx) e rottura tubi GV (dx).....	9
Fig. 8:	Possibili percorsi di rilascio RASCAL 4.3 – bypass del contenimento	10
Fig. 9:	Percorso rilascio ipotizzato sequenza incidentale severa all'impianto nucleare di Krško..	10
Fig. 10:	Rappresentazione del sottomodulo <i>Meteorology</i> in RASCAL 4.3.....	11
Fig. 10:	Distribuzione di probabilità della velocità del vento – Krško.....	11
Fig. 11:	Distribuzione di probabilità della velocità del vento – Krško.....	12
Fig. 12:	Dati meteo – Krško.....	13
Fig. 13:	Direzione del vento – Krško.....	13
Fig. 14:	Andamento temporale del <i>Termine Sorgente (I-131)</i> – RASCAL 4.3.....	15
Fig. 15:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+15, puff.....	16
Fig. 16:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+15, unit.....	17
Fig. 17:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 1.0E+16, puff.....	17
Fig. 18:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 1.0E+16, unit.....	18
Fig. 19:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+16, puff.....	18
Fig. 20:	Mappa statistica probabilità di superamento soglia (%) del Cs-137; 5.0E+16, unit.....	19
Fig. 21:	Coefficienti di dose efficace impegnata per inalazione – Manuale CEVaD Tab. 5.6.....	20
Fig. 22:	Coefficienti di dose equivalente impegnata alla tiroide – Manuale CEVaD Tab. 5.7.....	21
Fig. 23:	Mappa di dose equivalente alla tiroide (I-131, meteorologia std., pop.: bambini).....	22
Fig. 24:	Mappa di dose efficace da inalazione (I-131, meteorologia std., pop.: bambini).....	22
Fig. 25:	Mappa di dose da TEDE (ST: 1.0E+16, meteorologia std.).....	23
Fig. 26:	Mappa di dose da cloudshine (ST: 1.0E+16, meteorologia std.).....	23
Fig. 27:	Concentrazione integrata in aria dello I-131 (zona di Trieste).....	24
Fig. 28:	Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE - (0 giorni dall'emissione).....	24

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 –102	0	L	30	31


Fig. 29:	Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE - (1 giorno dall'emissione).....	24
Fig. 30:	Importanza relativa dei radionuclidi alla TEDE - (7 giorni dall'emissione).....	25
Fig. 31:	Importanza relativa dei diversi percorsi di assimilazione della TEDE.....	25
Fig. 32:	Stazioni EURDEP che ricadono nel dominio di simulazione di RASCAL 4.3.....	26
Fig. 33:	Metodologia di allerta previsionale – stazioni che sono a meno di 40 km da Trieste.....	27
Fig. 34:	Metodologia di allerta previsionale – Stazione di Novo Mesto.....	27
Fig. 35:	Metodologia di allerta previsionale – Stazione di Parg.....	28

6. Indice delle Tabelle

Tab. 1:	Codice IdX – parametri utilizzati per il calcolo di trasporto in atmosfera.....	5
Tab. 2:	Dati impianto nucleare Point Beach Unità 1.....	8
Tab. 3:	Sequenza temporale eventi di emissione – Krško.....	11
Tab. 4:	Dati meteorologici standard – Krško	12
Tab. 5:	Valori del ST (Cs-137) – confronto tra differenti metodologie e scenari incidentali.....	14
Tab. 6:	ST (I-131 e Cs-137) – confronto con i valori utilizzati nel codice APOLLO	15
Tab. 7:	Confronto tra i valori di dose ottenuti con i codici RASCAL 4.3 e APOLLO.....	23
Tab. 8:	Distanza da Trieste delle stazioni della rete EURDEP.....	26

7. Bibliografia

- [1] Guglielmelli, D. M. Castelluccio, F. Rocchi, Methodological aspects for the evaluation of the radiological impact of severe nuclear accidents: codes, numerical examples and countermeasures, Rapporto Tecnico ENEA, ADPFISS-LP1-078, Settembre 2016;
- [2] Presidenza Italiana del Consiglio dei Ministri, Manuale per le Valutazioni Dosimetriche e le Misure Ambientali, Dipartimento della Protezione Civile, Emergenza Nucleare e Radiologica, CEVaD, 2010;
- [3] D. Quèlo, M. Krysta, M. Bocquet, O. Isnard, Y. Minier, B. Sportisse, Validation of the POLYPHEMUS platform on the ETEX, Chernobyl and Algericas cases, Atmospheric Environment 41 (2007) 5300-5315;
- [4] Radiation Protection Division, Methodology used in IRSN nuclear accident cost estimates in France, PRP-CRI/SESUC/2014-132, IRSN Technical Report;
- [5] J. V. Ramsdell Jr., G. F. Athet, S. A. McGuire, L.K. Brandon, RASCAL 4: Description of Models and Methods, U.S.NRC, NUREG-1940, 2012;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 –102	0	L	31	31

- [6] A. Guglielmelli, F. Rocchi, FAST-1: Evaluation of the Accident Source Term through the fast running code RASCAL 4.2: Methods & Results, ENEA Tech. Report, UTFISSM-P000-017, 2014;
- [7] Ivonne Couret, et al., NUREG-1350, vol. 29, Information Digest 2017-18, Sect. 7: Appendices – Complete version, 2017; available at : www.nrc.gov/docs/ML17228A746.pdf
- [8] T. J. McKenna. J. G. Giitter, Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents, U.S.NRC, NUREG-1228, 1998;
- [9] L. Soffer, S. B. Burson, C. M. Ferrel, R. Y. Lee, J. N. Ridgely, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants, U.S.NRC, NUREG-1465, 1995;
- [10] J. V. Ramsdell Jr., G.F. Athey, J. P. Rishel, RASCAL 4.3: Description of Models and Methods, U.S.NRC, NUREG-1940 Supplement 1, 2015;
- [11] Dati meteo della zona di Krško (Cerklje Airport):
https://www.wunderground.com/history/airport/LJCE/2016/10/1/CustomHistory.html?dayend=31&monthend=10&yearend=2017&req_city=&req_state=&req_statename=&reqdb.zip=&reqdb.magic=&reqdb.wmo=
- [12] Rosa dei venti e distribuzione della velocità del vento nella zona di Krško :
<http://www.meteo.si/met/en/climate/diagrams/wind/krsko/>
- [13] Presidenza italiana del Consiglio dei Ministri, Piano Nazionale delle Misure Protettive contro le Emergenze Radiologiche, Protezione Civile Italiana, marzo 2010.