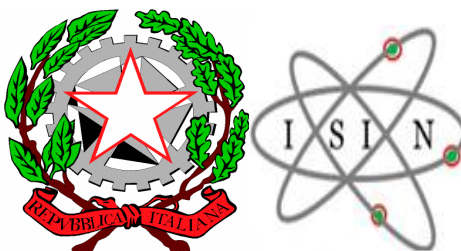


Appendice 9



Presupposti tecnici del Piano nazionale per la gestione delle emergenze radiologiche e nucleari

(ex articolo 182, comma 3, Decreto legislativo n. 101 del 31 luglio 2020)

Edizione 2021

ISIN/RT/09/2021/CEN

INDICE

ACRONIMI	3
1	PREMESSA 4
2	SINTESI DEI PRESUPPOSTI TECNICI DEL 2006 4
2.1	SCENARI INCIDENTALI4
2.2	STIMA DELLE CONSEGUENZE RADIOLOGICHE6
3	SCENARI INCIDENTALI DI RIFERIMENTO E TERMINE DI SORGENTE..... 7
4	CONSIDERAZIONI AI FINI DELLA RIVALUTAZIONE DEI PRESUPPOSTI TECNICI 9
5	STIMA DELLE CONSEGUENZE RADIOLOGICHE 15
5.1	METODOLOGIA UTILIZZATA.....15
5.1.1	<i>Modello di dispersione atmosferica15</i>
5.1.2	<i>Automatizzazione delle simulazioni15</i>
5.1.3	<i>Dati meteo16</i>
5.1.4	<i>Radionuclidi di riferimento.....16</i>
5.1.5	<i>Altezza e durata del rilascio16</i>
5.1.6	<i>Durata delle simulazioni16</i>
5.1.7	<i>Forme chimiche dello iodio16</i>
5.1.8	<i>Calcolo delle dosi.....17</i>
5.1.9	<i>Classi di età17</i>
5.1.10	<i>Creazione delle mappe di dose e di deposizione17</i>
5.1.11	<i>Studio dei tempi di arrivo della nube in Italia17</i>
5.2	INCIDENTI IN IMPIANTI PROSSIMI AI CONFINI NAZIONALI17
5.3	INCIDENTI IN IMPIANTI EUROPEI29
6	LIVELLI DOSIMETRICI DI RIFERIMENTO 33
7	CONSIDERAZIONI OPERATIVE AI FINI DELLA PIANIFICAZIONE..... 33
8	RIFERIMENTI 35
APPENDICE I: ESTRATTO DEL DOCUMENTO APAT (2006) - “BASI TECNICHE PER L’AGGIORNAMENTO DEI PRESUPPOSTI DEL PIANO NAZIONALE DELLE MISURE PROTETTIVE CONTRO LE EMERGENZE NUCLEARI E RADIOLOGICHE- EVENTI DI ORIGINE TRANSFRONTALIERA.” – PARAGRAFO 3.4 “ TERMINE DI SORGENTE E SCENARI INCIDENTALI” 37	

ACRONIMI

APAT: Agenzia nazionale per la Protezione dell’Ambiente e per i servizi Tecnici

APOLLO: Atmospheric POLLutant LOng range dispersion

ARIES: Atmospheric release Impact Evaluation System

CEN: Centro Emergenze Nucleari

COMet: Centro Operativo per la meteorologia

DPC: Dipartimento della Protezione Civile della Presidenza del Consiglio dei Ministri

ECMWF: European Centre for Medium-Range Weather Forecasts

ENEA: Agenzia Nazionale per le nuove tecnologie, l’Energia, l’Ambiente e lo sviluppo economico sostenibile

INES: International Nuclear and radiological Event Scale

ISIN: Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la radioprotezione

ISPRA: Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale

PT: Presupposti Tecnici

1 PREMESSA

Il Decreto Legislativo n. 101 del 31 luglio 2020, di recepimento della direttiva EURATOM 59/2013, prevede, secondo quanto disposto dall'art. 182 comma 3, che l'ISIN predisponga il documento di presupposti tecnici del Piano Nazionale per la gestione delle emergenze radiologiche e nucleari su tutto il territorio, tali da richiedere azioni di intervento coordinate a livello nazionale.

Il presente documento propone una rivalutazione dei presupposti tecnici del Piano Nazionale delle misure protettive contro le emergenze nucleari e radiologiche, definiti nel 2006 [1], [2] sulla base di studi svolti dal Dipartimento nucleare, rischio tecnologico e industriale dell'allora APAT (oggi ISPRA), le cui funzioni e responsabilità sono oggi attribuite all'ISIN.

Tali presupposti tecnici erano stati valutati considerando eventi di origine transfrontaliera, in accordo a quanto previsto dall'art. 121 del previgente D.Lgs. n. 230 del 1995 e prendendo a riferimento, in particolare, le situazioni rappresentative di scenari caratterizzati da un processo di danneggiamento del nocciolo del reattore unitamente ad una perdita della funzione di contenimento, ipotizzando, tuttavia, una parziale capacità di mitigazione a seguito degli interventi dell'operatore.

Il Piano Nazionale, emanato con Decreto del Presidente del Consiglio dei Ministri del 19 marzo 2010 [3], sulla base dei suddetti presupposti, tiene quindi conto del carattere transfrontaliero delle possibili conseguenze di eventi incidentali a carico di centrali elettronucleari estere, prossime al confine nazionale.

La presente rivalutazione è stata condotta su richiesta della Presidenza del Consiglio dei Ministri - Dipartimento di Protezione Civile che ha espresso la volontà di avviare un processo di revisione del Piano, anche alla luce dell'esperienza appresa dall'incidente di Fukushima avvenuto nel 2011 in Giappone.

Nella rivalutazione in oggetto sono stati considerati incidenti transfrontalieri in impianti prossimi al confine nazionale nonché impianti che si collocano a distanze maggiori, tali da avere, in caso di incidenti severi, comunque una ricaduta su territorio nazionale.

2 SINTESI DEI PRESUPPOSTI TECNICI DEL 2006

In questo paragrafo vengono sintetizzati i principali elementi contenuti nei presupposti tecnici del 2006, che ponevano l'attenzione esclusivamente su eventi transfrontalieri prossimi ai confini nazionali.

2.1 Scenari incidentali

Sono stati assunti a riferimento scenari incidentali particolarmente severi, di probabilità molto bassa, nel corso dei quali, pur avendo luogo una serie di malfunzionamenti ai sistemi di salvaguardia e di danni al nocciolo, è stato ipotizzato che:

- nel caso di eventi che traggono origine all'interno dell'impianto, i sistemi di abbattimento e di contenimento, pur parzialmente degradati, possano continuare ad offrire una barriera atta a limitare il rilascio all'ambiente;

- nel caso di eventi di origine esterna, che possono avere come effetto primario la perdita del sistema di contenimento, le azioni di recupero e di mitigazione dei danni a carico del nocciolo del reattore, necessarie ove eventualmente quest'ultimo risenta del possibile evento iniziatore, possano dar luogo all'arresto del processo di fusione generalizzata o, qualora quelle azioni non avessero successo, sia comunque possibile dar luogo ad un parziale abbattimento dei particolati radioattivi. I rilasci calcolati in dette condizioni sono dell'ordine di un decimo dell'inventario complessivo dei prodotti di fissione, cioè circa 10^{19} Bq.

Situazioni incidentali con rilasci più gravosi di quelli prima accennati, possono aver luogo se si ipotizza che vi siano simultaneamente l'insuccesso della mitigazione di eventuali transitori a carico del sistema di refrigerazione del reattore (sia da parte dei sistemi automatici, sia da parte del personale d'impianto mediante l'utilizzo delle procedure di emergenza), la perdita del contenimento e l'insuccesso di ogni tentativo di abbattimento dei rilasci. L'assunzione di tali ipotesi estreme, in base alle quali viene supposto il rilascio nell'ambiente della quasi totalità dei radionuclidi presenti nel reattore è da ritenersi inutilizzabile ai fini di scelte operative, come già specificato nei presupposti assunti a base del Piano Nazionale emesso nel 1997, tenuto conto che gli scenari ad esse associabili risultano poco plausibili e comunque di probabilità estremamente bassa.

La caratterizzazione in termini di composizione e tempi di emissione della sorgente è stata ricavata dai risultati di studi effettuati prevalentemente negli Stati Uniti d'America, che hanno preso in esame diverse tipologie di impianti, di diverse generazioni. Da questi studi è scaturita la normativa, successivamente applicata in quel paese, riguardante il termine di sorgente da assumere a riferimento per la scelta dei siti e per la progettazione degli impianti. Detto termine di sorgente fa riferimento a condizioni di incidente severo ed individua le frazioni di inventario di radioisotopi che dal reattore si possono rendere disponibili al contenimento nel corso di una sequenza involuppo.

Ai fini della definizione dei presupposti tecnici è stato considerato che il contenimento fosse solo parzialmente degradato o che, in presenza di degradazioni gravi del contenimento, potessero aver luogo interventi intesi a refrigerare il nocciolo, ad allagare la cavità reattore o a spruzzare acqua nel contenitore. Si è supposto cautelativamente che la durata del rilascio all'ambiente fosse di due ore. In particolare sono stati assunti a riferimento i parametri di rilascio di seguito sinteticamente riportati:

PT 2006 - Caratterizzazione del rilascio conseguente alle ipotesi incidentali involuppo:

Forma fisica: si distinguono diverse classi di radionuclidi, in funzione del relativo comportamento.

- Gas nobili
- Alogeni
- Metalli Alcalini
- Gruppo del Tellurio
- Bario e Stronzio
- Metalli Nobili
- Gruppo del Cerio
- Lantanoidi

Entità del rilascio: il rilascio all'ambiente è rappresentato dalla frazione di inventario dei radionuclidi contenuti nel nocciolo allo spegnimento del reattore. Sono stati assunti i seguenti valori:

Tabella 1: PT 2006 –Frazioni involuppo di inventario rilasciato in ambiente a seguito degli incidenti postulati

Isotopi	Frazione di rilascio
Gas nobili (^{133}Xe , ^{88}Kr)	1
Alogeni (^{131}I)	0,075
Metalli Alcalini (^{137}Cs , ^{134}Cs)	0,075
Gruppo del Tellurio (^{132}Te)	0,0305
Bario, Stronzio (^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{140}Ba)	0,012
Metalli Nobili (^{103}Ru , ^{106}Ru)	0,0005
Gruppo del Cerio (^{144}Ce)	0,00055
Lantanoidi (^{140}La)	0,00052

2.2 Stima delle conseguenze radiologiche

Assumendo il termine di sorgente involuppo, sono state effettuate alcune simulazioni di dispersione atmosferica, a lunga distanza, dei radionuclidi rilasciati, prendendo a riferimento due impianti particolarmente prossimi ai confini nazionali: Krško (Slovenia) e St. Alban (Francia). La scelta di queste due centrali ai fini delle stime condotte derivava principalmente dalla loro vicinanza al territorio italiano rispetto ad altre installazioni e da considerazioni relative ad altri fattori rilevanti quali la configurazione orografica e la direzione dei venti dominanti.

Per le simulazioni è stato utilizzato il codice APOLLO [4] del sistema ARIES [18], sistema di calcolo utilizzato per la valutazione della dispersione atmosferica a lunga distanza di inquinanti stabili o con decadimento radioattivo, rilasciati da sorgenti puntiformi, operativo presso il Centro di Emergenza Nucleare dell'allora APAT, oggi dell'ISIN. Ad alimentare il sistema ARIES, sono state scelte condizioni meteorologiche particolarmente sfavorevoli, individuate sulla base di reali situazioni atmosferiche verificatesi nell'arco di alcuni anni.

Dette simulazioni sono state effettuate ipotizzando un rilascio, al livello del suolo, della durata di due ore, dei seguenti radioisotopi, individuati come più rilevanti ai fini della valutazione delle dosi, sulla base degli inventari, pesati con i fattori di dose relativi al gruppo più esposto della popolazione:

$$^{88}\text{Kr} (\approx 10^{18} \text{ Bq})$$

$$^{89}\text{Sr} (\approx 10^{16} \text{ Bq})$$

$$^{90}\text{Sr} (\approx 10^{15} \text{ Bq})$$

$^{103}\text{Ru} (\approx 10^{15} \text{ Bq})$

$^{106}\text{Ru} (\approx 10^{14} \text{ Bq})$

$^{131}\text{I} (\approx 10^{17} \text{ Bq})$

$^{132}\text{Te} (\approx 10^{17} \text{ Bq})$

$^{133}\text{Xe} (\approx 10^{18} \text{ Bq})$

$^{134}\text{Cs} (\approx 10^{16} \text{ Bq})$

$^{137}\text{Cs} (\approx 10^{16} \text{ Bq})$

$^{144}\text{Ce} (\approx 10^{15} \text{ Bq})$

Sulla base delle simulazioni effettuate furono evidenziati i seguenti risultati:

- i valori massimi delle dosi risultavano dello stesso ordine di grandezza per i due impianti. Nel caso di St. Alban erano interessate aree più ampie;
- su aree delle regioni del Nord e del Centro-Nord d'Italia più prossime agli impianti interessati dall'ipotetico evento incidentale, le dosi efficaci da inalazione risultavano pari ad alcune unità di mSv e le dosi equivalenti alla tiroide risultavano pari ad alcune decine di mSv;
- la deposizione al suolo di radionuclidi, che in alcuni casi raggiungeva valori di 106 Bq/m², era tale da richiedere il controllo radiometrico delle matrici ambientali ed alimentari su estese superfici del territorio nazionale, finalizzato a fornire le necessarie basi tecniche per eventuali decisioni in merito all'adozione di misure restrittive sugli alimenti.

I risultati delle stime di dose effettuate fecero ritenere che l'eventuale adozione, nelle aree delle regioni del Nord e del Centro-Nord d'Italia più prossime all'impianto interessato dall'ipotetico evento incidentale, di misure protettive di riparo al chiuso e di somministrazione di iodio stabile avrebbe permesso di evitare alcune unità di dose efficace ed alcune decine di mSv di dose equivalente alla tiroide.

3 SCENARI INCIDENTALI DI RIFERIMENTO E TERMINE DI SORGENTE¹

Nel presente studio si confermano le assunzioni alla base della definizione degli scenari incidentali analizzati nei presupposti tecnici del 2006, prendendo a riferimento un incidente particolarmente severo con danneggiamento generalizzato del nocciolo del reattore e perdita della funzione di contenimento con conseguenti rilasci classificabili con un livello 7 della scala INES [34].

In Appendice I si riporta il paragrafo 3.4 del riferimento [2] in cui vengono descritti: il termine di sorgente e gli scenari incidentali a suo tempo individuati.

La scelta di confermare l'assunzione fatta nel 2006 è oltremodo supportata dagli esiti dell'incidente di Fukushima del marzo 2011, che ha confermato come gli incidenti severi classificabili al livello 7 della scala INES, non possano essere del tutto esclusi, in particolare in materia di pianificazione di emergenza, dove la risposta che deve essere prevista a seguito di

¹ Termine di sorgente: quantità, composizione, tempi di rilascio dei prodotti di fissione nell'ambiente.

una emergenza, costituisce di fatto l'ultima barriera a protezione della salute della popolazione [5].

Al riguardo, come mostrato in tabella 2, il termine di sorgente calcolato per lo studio dei Presupposti tecnici del 2006 risulta essere in linea con i rilasci stimati per l'incidente di Fukushima.

Tabella 2 Comparazione dei termini di sorgente (Bq) stimati per gli incidenti di riferimento con i termini di sorgente stimati per gli incidenti di Chernobyl e di Fukushima

Isotopi	Chernobyl [6], [7], [8]	Fukushima (stima NISA) ² [9], [10], [11], [12]	NPP St Alban (PT 2006)	NPP Krsko (PT 2006)
I-131	1.80E+18	1.60E+17	3.10E+17	1.60E+17
Te-132	1.39E+18	5.26E+15	2.90E+17	1.39E+17
Cs-134	4.70E+16	1.80E+16	3.70E+16	1.78E+16
Cs-137	8.50E+16	1.50E+16	2.10E+16	1.00E+16
Sr-89	1.15E+17	2.00E+15	5.40E+16	2.70E+16
Sr-90	1.00E+16	1.40E+14	2.40E+15	1.20E+15

A seguito dell'incidente all'impianto nucleare di Fukushima molti Paesi hanno rivisto le loro basi tecniche introducendo scenari più severi. In Tabella 3 sono comparati i termini di sorgente più alti, utilizzati a base delle pianificazioni nazionali per il rischio nucleare di Germania e Svezia con quelli derivanti dallo studio del 2006.

Germania

A seguito dell'incidente di Fukushima l'Ufficio Federale per la radioprotezione tedesco (BfS) ha effettuato nel 2013 degli studi per valutare l'impatto di un incidente "Tipo Fukushima" in Germania che hanno portato, nel 2014, ad una revisione, da parte della Commissione per la radioprotezione tedesca, delle aree di pianificazione attorno ai siti nucleari sulla cui base sono stati elaborati i relativi piani di emergenza esterna delle centrali di potenza tedesche.

Gli studi del BfS contenuti nel documento [13] hanno considerato diversi termini di sorgente corrispondenti ad un incidente di livello 5 della scala INES, di livello 6 e di livello 7. Il termine di sorgente di livello 7 [14] viene riportato nella Tabella 3.

² Nuclear and Industrial Safety Agency

Svezia

Nel 2015 il governo svedese ha commissionato all'Autorità di sicurezza nucleare (SSM) uno studio [15] finalizzato alla revisione delle zone di pianificazione e di emergenza attorno gli impianti nucleari svedesi. Per tale studio SSM ha ipotizzato gli eventi sulla cui base costruire le zone di pianificazione di emergenza. Tra gli eventi più severi, in cui si esclude il funzionamento di sistemi di mitigazione, il rilascio radioattivo posto a calcolo, riportato in Tabella 3, è paragonabile a quello stimato per l'incidente di Fukushima.

Tabella 3: Comparazione dei termini di sorgente (Bq) stimati per gli incidenti di riferimento utilizzati nella pianificazione di emergenza esterna di Germania e Svezia, con quelli stimati dall'APAT nei PT del 2006

Isotopi	Germania [13]	Svezia [14]	PT 2006 St. Alban	PT 2006 Krsko
I-131	3.06E+17	1.8E+17	3.10E+17	1.60E+17
Te-132	1.27E+17	5.3E+14	2.90E+17	1.39E+17
Cs-134	3.30E+16	2.6E+16	3.70E+16	1.78E+16
Cs-137	2.86E+16	1.9E+16	2.10E+16	1.00E+16
Sr-89	1.15E+17	1.4E+15	5.40E+16	2.70E+16
Sr-90	8.75E+14	1.3E+14	2.40E+15	1.20E+15

4 CONSIDERAZIONI AI FINI DELLA RIVALUTAZIONE DEI PRESUPPOSTI TECNICI

La presente revisione dei presupposti tecnici differisce dalla precedente, sia per la metodologia utilizzata per il calcolo dell'impatto della nube radioattiva sul territorio nazionale, sia perché si è introdotto nelle valutazioni, lo studio delle conseguenze degli incidenti di riferimento in impianti nucleari europei più distanti rispetto a quelli in precedenza considerati.

Infatti, lo studio dell'impatto di incidenti in impianti prossimi ai confini nazionali è stato integrato con un approfondimento che prende in considerazione eventi incidentali in impianti a distanze maggiori di 200 km dai confini nazionali. In Tabella 4 e in Figura 1 vengono riportati, gli impianti europei e alcune relative informazioni.

Per quanto riguarda la metodologia per il calcolo dell'impatto della nube radioattiva sul territorio, al fine di tener conto delle diverse condizioni meteorologiche che potrebbero verificarsi, si è scelto di alimentare il modello di dispersione con i dati meteorologici storici di un intero anno. Per ciascun giorno del periodo di studio, sono stati lanciati, in maniera automatica, due run di simulazione, per un totale di circa 600 simulazioni per ciascun impianto preso a riferimento. Si è, altresì, fatto uso di una versione aggiornata e rivista del modello APOLLO [17]. Il risultato finale per ciascun impianto di riferimento è costituito dai valori massimi ottenuti per tutte le simulazioni effettuate nell'anno di riferimento. Per i dettagli sulla metodologia utilizzata si veda il paragrafo 5.1.

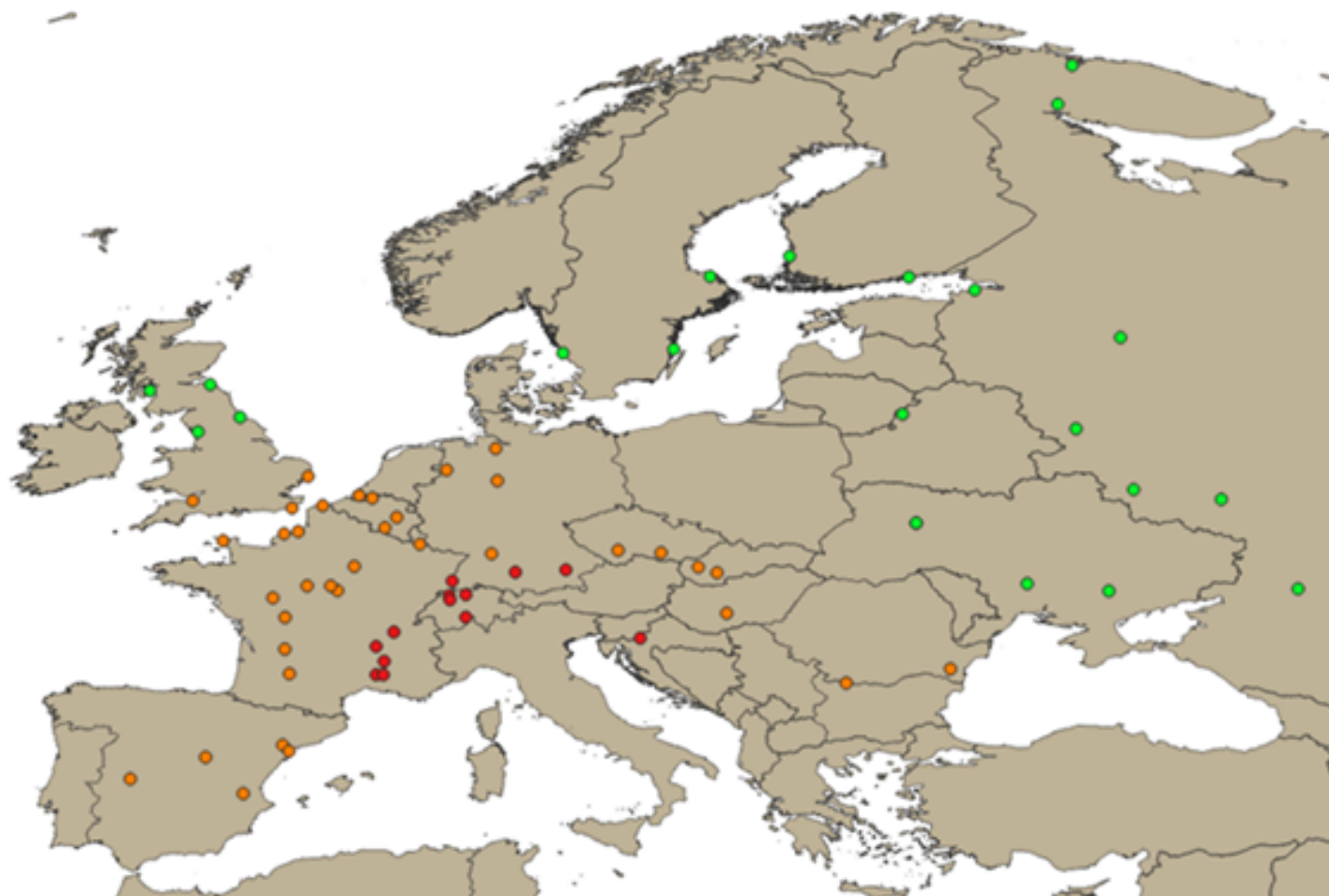


Figura 1: impianti europei. In rosso sono evidenziati gli le centrali nucleari di potenza a meno di 200 km dai confini nazionali, in arancione quelle a meno di 1000 km dai confini nazionali e in verde le centrali più distanti.

Tabella 4: DATI SUGLI IMPIANTI NUCLEARI DI POTENZA EUROPEI Fonte: IAEA [16]

NOME IMPIANTO	NAZIONE	Distanza approssimativa dal CONFINO (km)	GESTORE	TIPO DI IMPIANTO	POTENZA
DOEL 1,2,3,4	BELGIO	620	EBL/EDF	PWR	2 x 445 MWe
TIHANGE 1,2,3	BELGIO	510	EBL	PWR	962 MWe
BELARUSIAN-2	BIELLORUSSIA	1260	PWR	BeNPP	1110 MWe
KOZLODUY 5,6	BULGARIA	670	KOZNPP	PWR	2 x 1003 MWe
LOVIISA 1,2	FINLANDIA	1740	FORTHUMP	PWR	2 x 507 MWe
OLKILUOTO 1,2	FINLANDIA	1680	TVO	BWR	2 x 890 MWe
BELEVILLE 1,2	FRANCIA	360	EDF	PWR	2 x 1310 MWe
BLAYAIS 1,2,3,4	FRANCIA	580	EDF	PWR	4 x 910 MWe
BUGEY 2,3,4,5	FRANCIA	130	EDF	PWR	2 x 880, 2 x 910 MWe
CATTENOM 1,2,3,4	FRANCIA	370	EDF	PWR	4 x 1300 MWe
CHINON B1,2,3,4	FRANCIA	530	EDF	PWR	4 x 905 MWe
CHOOZ B-1,2	FRANCIA	480	EDF	PWR	2 x 1500 MWe
CIVAUX – 1,2	FRANCIA	480	EDF	PWR	2 x 1495 MWe
CRUAS 1,2,3,4	FRANCIA	150	EDF	PWR	4 x 915 MWe
DAMPIERRE 1,2,3,4	FRANCIA	390	EDF	PWR	4 x 890 MWe
FESSENHEIM 1,2	FRANCIA	180	EDF	PWR	2 x 880 MWe
FLAMEVILLE 1,2	FRANCIA	770	EDF	PWR	2 x 1330 MWe
GOLFECH 1,2	FRANCIA	470	EDF	PWR	2 x 1310 MWe
GRAVELINES 1,2,3,4,5,6	FRANCIA	670	EDF	PWR	6 x 910 MWe
NOGENT 1,2	FRANCIA	390	EDF	PWR	2 x 1310 MWe
PALUEL 1,2,3,4	FRANCIA	640	EDF	PWR	4 x 1330 MWe
PENLY – 1,2	FRANCIA	620	EDF	PWR	2 x 1330 MWe

NOME IMPIANTO	NAZIONE	Distanza approssimativa dal CONFINE (km)	GESTORE	TIPO DI IMPIANTO	POTENZA
PHENIX	FRANCIA	180	CEA/EDF	FBR	233 MWe
St. ALBAN 1,2	FRANCIA	150	EDF	PWR	2 x 1335MWe
St. LAURENT B-1,2	FRANCIA	450	EDF	PWR	2 x 915 MWe
TRICASTIN 1,2,3,4	FRANCIA	180	EDF	PWR	4 x 915 MWe
BROKDORF	GERMANIA	780	PElektra	PVR	1410 MWe
EMSLAND	GERMANIA	670	KLE	PWR	1335 MWe
GROHNDE	GERMANIA	580	PWR	PElektra	1360 MWe
GUNDREMMINGEN B-C	GERMANIA	150	KGB	BWR	1284 – 1288 MWe
ISAR 1,2	GERMANIA	160	KKI	BWR	878 MWe
NECKARWESTHEIM -2	GERMANIA	260	EnKK	PWR	1310 MWe
BORSSELE	OLANDA	560	PWR	EPZ	482 Mwe
DUKOVANY	REPUBBLICA CECA	340	PWR	CEZ	471 MWe
TEMELIN-1	REPUBBLICA CECA	280	PWR	CEZ	1027 Mwe
CERNAVODA 1,2	ROMANIA	910	SNN	PHWR	2 x 650 MWe
AKADEMIK LOMONOSOV 1,2	RUSSIA	2710	PWR	REA	2 x 32 MWe
BALAKOVO 1,2,3,4	RUSSIA	2540	REA	PWR	4 x 950 MWe
BELOYARSK 3,4	RUSSIA	3410	FBR	REA	560 MWe 820 MWe
BILIBINO 2,3,4	RUSSIA	7050	LWGR	REA	3 x 11 MWe
KALININ 1,2,3,3	RUSSIA	1920	REA	PWR	4 x 950 MWe
KOLA 1,2,3,4	RUSSIA	2550	PWR	REA	4 x 411 MWe
KURSK 1,2,3,4	RUSSIA	1690	LWGR	REA	4 x 925 MWe
LENINGRAD 1,2,3,4	RUSSIA	1790	PWR	REA	1101 MWe

NOME IMPIANTO	NAZIONE	Distanza approssimativa dal CONFINE (km)	GESTORE	TIPO DI IMPIANTO	POTENZA
					1066 MWe 2 x 925 MWe
NOVOVORONEZH 1,2,4,5	RUSSIA	1930	PWR	REA	385 MWe 950 MWe 1100 MWe 1101 MWe
ROSTOV 1,2,3,4	RUSSIA	2080	REA	PWR	3 x 950 MWe 1 x 975 MWe
SMOLENSK 1,2,3	RUSSIA	620	LWGR	REA	4 x 925 MWe
BOHUNICE 3,4	SLOVACCHIA	370	SE	PWR	2 x 466 MWe
MOCHOVCE 1,2	SLOVACCHIA	410	SE	PWR	436 MWe
KRŠKO	SLOVENIA	140	NEK	PWR	656 MWe
ALMARAZ 1,2	SPAGNA	1180	CNAT	PWR	1011 MWe 1006 MWe
ASCO 1,2	SPAGNA	640	ANAV	PWR	995 MWe
COFRENTES	SPAGNA	800	ID	BWR	1064 MWe
TRILLO – 1	SPAGNA	910	CNAT	PWR	1003 MWe
VANDELLOS – 2	SPAGNA	610	ANAV	PWR	1045 MWe
FORSMARK 1,2	SVEZIA	1530	FKA	BWR	990 MWe 1118 MWe
OSKARSHAMN	SVEZIA	1190	OGK	BWR	1400 MWe
RINGHALS 3,4	SVEZIA	1130	RAB	PWR	1072 MWe 1130 MWe
BEZNAU 1,2	SVIZZERA	120	NOK	PWR	2 x 365 MWe
GOESGEN	SVIZZERA	100	KKG	PWR	970 MWe

NOME IMPIANTO	NAZIONE	Distanza approssimativa dal CONFINO (km)	GESTORE	TIPO DI IMPIANTO	POTENZA
LEIBSTADT	SVIZZERA	110	KKL	BWR	1165 MWe
MUEHLEBERG	SVIZZERA	100	BKW	BWR	355 MWe
KHMELNITSKY 1,2	UCRAINA	1040	PWR	NNEGC	2 x 950 MWe
ROVNO 1,2,3,4	UCRAINA	1040	PWR	NNEGC	381 Mwe 376 Mwe 2 x 950 Mwe
SOUTH UKRAINE 1,2,3	UCRAINA	1330	PWR	NNEGC	3 x 950 Mwe
ZAPOROZHYE 1,2,3,4,5,6	UCRAINA	1580	PWR	NNEGC	36x 950 Mwe
DUNGENESS B-1,2	UK	719	CGR	EDF UK	2 x 545 MWe
HARTLEPOL A-1,2	UK	1130	CGR	EDF UK	490 Mwe 495 Mwe
HEYSHAM A-1,2 B-1,2	UK	1150	CGR	EDF UK	485 Mwe 575 Mwe 2 x 620 Mwe
HINKLEY POINT B-1,2	UK	950	CGR	EDF UK	485 Mwe 480 Mwe
HUNTERSTONE B-1,2	UK	1300	CGR	EDF UK	490 Mwe
SIZEWELL B	UK	810	PWR	EDF UK	1198 MWe
TORNESS 1,2	UK	1370	CGR	EDF UK	595 Mwe 605 Mwe
PAKS 1,2,3,4	UNGHERIA	395	PAKS Zrt	PWR	4 x 500MWe

5 STIMA DELLE CONSEGUENZE RADIOLOGICHE

5.1 Metodologia utilizzata

5.1.1 Modello di dispersione atmosferica

Per il calcolo della dispersione atmosferica dei radionuclidi rilasciati a seguito di un incidente nucleare è stato utilizzato il modello a lungo raggio (in grado cioè di effettuare simulazioni su scala continentale) APOLLO facente parte del sistema ARIES, in uso presso il Centro Emergenze Nucleari dell'ISIN.

All'interno del modello APOLLO sono implementati due diversi algoritmi (kernel) per il calcolo delle concentrazioni istantanee: il kernel gaussiano e il kernel parabolico. I risultati delle analisi svolte per gli incidenti in impianti di cui al paragrafo 5.2 si riferiscono alla media matematica calcolata sui valori ottenuti da simulazioni effettuate con il kernel gaussiano e con quello parabolico³, mentre per gli incidenti di cui al paragrafo 5.3 è stato utilizzato il solo modello gaussiano.

Occorre specificare che per quanto riguarda le deposizioni queste sono indipendenti dal kernel e quindi i risultati non sono derivanti da una media.

5.1.2 Automatizzazione delle simulazioni

Per tener conto delle diverse condizioni meteorologiche che potrebbero verificarsi è stato utilizzato il programma ARIES_AUTO [20] che consente di lanciare in maniera automatica simulazioni con il modello APOLLO in un intervallo temporale stabilito (di seguito indicato come “tempo di studio”).

Tempo di studio per le simulazioni in impianti prossimi ai confini nazionali (paragrafo 5.2)

Per il tempo di studio è stato scelto l'anno solare che va dal 1 gennaio al 31 dicembre 2018⁴. Sono state effettuate per ogni centrale nucleare presa a riferimento, 2 simulazioni (ore 00 e ore 12) per ciascuna giornata dell'intero tempo di studio.

Per la sola centrale nucleare di Goesgen, per il calcolo delle deposizioni si è preso a riferimento l'anno 2017 che è risultato essere l'anno con le condizioni meteorologiche più sfavorevoli per quanto riguarda le deposizioni da un incidente originatosi da questo impianto.

Tempo di studio per le simulazioni in impianti a meno di 1000 km dai confini nazionali (paragrafo 5.3)

L'intervallo di studio utilizzato è quello che va dal 1 gennaio al 31 agosto 2020.

³ Tale scelta è motivata dall'analisi parametrica effettuata con i due kernel e dalla variabilità dei risultati registrata a seguito del loro utilizzo. Inoltre, i risultati dei due kernel sono stati confrontati con il modello Flexpart (19) in uso presso il Laboratorio per la sicurezza delle installazioni nucleari dell'ENEA di Bologna. Da tale confronto, effettuato attraverso il calcolo di alcuni indici statistici, è emerso che entrambe i kernel risultano in generale applicabili e nessuno dei due appare globalmente migliore dell'altro. Peraltro, dal confronto dei valori di concentrazione integrata in alcuni punti è emerso che i valori di Flexpart si collocavano circa a metà strada fra i valori ottenuti con il kernel gaussiano e con quello parabolico.

⁴ Da studi preliminari effettuati sugli anni dal 2016 al 2019, l'anno 2018 risultava essere quello con le condizioni meteorologiche più sfavorevoli in termini di impatto radiologico sul territorio nazionale.

Sono state effettuate per ogni centrale nucleare di riferimento per questa analisi, 2 simulazioni (ore 00 e ore 12) per ciascuna giornata degli otto mesi di studio dell'anno 2020. Il numero totale per ciascuna centrale è stato di circa 470 di simulazioni eseguite.

5.1.3 Dati meteo

Sono stati utilizzate le serie storiche dei dati meteorologici previsionali prodotti e diffusi dal ECMWF, con risoluzione spaziale di $0,25^\circ$ e un passo temporale di 6 ore. Tali dati sono stati forniti dal CoMet dell'Aeronautica militare.

5.1.4 Radionuclidi di riferimento

Per il calcolo delle dosi da inalazione, sia efficaci che equivalenti alla tiroide, sono stati considerati i soli contributi dello Iodio-131 (I-131) e del Tellurio-132 (Te-132).

Le deposizioni al suolo sono state calcolate per gli isotopi dello I-131, Cesio-134 (Cs-134), Cesio-137 (Cs-137), Stronzio-89 (Sr-89) e Stronzio-90 (Sr-90), mentre per le dosi da irraggiamento da suolo contaminato (groundshine) sono stati considerati i soli contributi di I-131, Cs-134, Cs-137.

Per alcune simulazioni significative (quelle riferibili alle condizioni meteorologiche più sfavorevoli), per gli impianti più prossimi ai confini nazionali, il calcolo delle dosi efficaci è stato eseguito considerando un numero maggiore di radionuclidi (Kr-89, Sr-89, Sr-90, Ru-103, Ru-106, I-131, I-132, I-133, I-135, Cs-134, Cs-137, Xe-133 e Ce-144).

5.1.5 Altezza e durata del rilascio

Per le simulazioni di cui al paragrafo 5.2 l'altezza del rilascio, come per i presupposti tecnici del 2006 è stata considerata al livello del suolo.

Per le simulazioni di cui il paragrafo 5.3, al fine di massimizzare l'impatto su grandi distanze l'altezza del rilascio, è stata considerata avvenire ad una altezza di 100 m.

Si è assunta una durata del rilascio di 2 ore in entrambi i casi.

5.1.6 Durata delle simulazioni

Tutte le simulazioni sono state effettuate osservando la dispersione atmosferica della radioattività per una durata di 48 ore dal rilascio, ad eccezione delle simulazioni per la Centrale di St Alban che hanno avuto una durata di 72 ore⁵.

5.1.7 Forme chimiche dello iodio

Lo iodio è stato considerato per il 100% nella forma aerosol. Tale è scelta è supportata da studi presenti in letteratura che stimano che lo iodio rilasciato a seguito di un incidente nucleare sia presente prevalentemente nella forma aerosol, [21]-[28].

Tuttavia, quale elemento di maggior conservativismo, è stato utilizzato il modello di trasporto dello iodio vapore a cui corrispondono distanze maggiori e concentrazioni integrate in aria

⁵ La scelta di un tempo di 48 o 72 ore è stata fatta con riferimento all'andamento della concentrazione integrata nel tempo, che per tempi superiori non mostrava un significativo aumento.

generalmente più elevate a parità di termine di sorgente. Alle concentrazioni calcolate sono stati poi applicati i coefficienti di dose dello iodio aerosol.

5.1.8 Calcolo delle dosi

Per tutti i calcoli dosimetrici sono stati utilizzati i coefficienti di dose del manuale CEVaD [29] e, dove non presenti, nell'ICRP 71 [30].

Per il calcolo delle dosi da groundshine per 30 giorni e 1 anno si è tenuto conto del tempo che un individuo della popolazione trascorre in media all'interno degli edifici e dell'effetto schermante degli edifici stessi. È stato infatti applicato un fattore di riduzione indoor pari a 0,36 come indicato dal manuale CEVaD.

5.1.9 Classi di età

Per il calcolo delle dosi efficaci ed equivalenti alla tiroide sono state considerate le classi di età dei bambini di 1-2 anni e degli adulti (>17 anni). Per il calcolo delle dosi da tutte le vie di esposizione con tutti i radionuclidi (Tabelle 9-14) le classi di età considerate sono quelle dei bambini di 7-12 anni e degli adulti (>17 anni).

5.1.10 Creazione delle mappe di dose e di deposizione

I risultati presentati sono costituiti dai valori massimi ottenuti dopo 48 ore dal rilascio per le centrali di Goesgen e Krsko e dopo 72 ore dal rilascio per la centrale di St Alban.

Le dosi calcolate a partire dagli output di ARIES AUTO sono state caricate su un sistema GIS [31] e sovrapposte con il layer dell'Italia suddivisa per province [32]. Ad ogni provincia è stato assegnato conservativamente il colore relativo al valore massimo ottenuto nel territorio della provincia.

5.1.11 Studio dei tempi di arrivo della nube in Italia

Per alcune simulazioni (si è preso a riferimento quelle che, nel periodo di studio, hanno fornito, sul territorio nazionale, i valori più alti in termini di concentrazione integrata in aria), è stato studiato l'andamento temporale della concentrazione integrata in aria nel punto di massima ricaduta, dal momento del rilascio fino a 10 giorni successivi.

Ciò, per valutare la tempistica dei tempi di arrivo in Italia di un'eventuale nube radioattiva, nelle condizioni maggiormente sfavorevoli. A tale scopo, adottando ulteriori elementi di conservativismo, analizzando il solo I-131 nella fase vapore, sono stati presi a riferimento due valori di concentrazione integrata in aria : il valore di 10^6 Bq s m^{-3} che, per la classe di età dei bambini 1-2 anni, corrisponde ad una dose efficace di circa $10 \mu\text{Sv}$ (valore di riferimento al di sotto del quale non vi è rilevanza radiologica) e il valore di 10^8 Bq s m^{-3} che, per la classe di età dei bambini 1-2 anni, si può assumere corrispondere ad una dose efficace di 1 mSv .

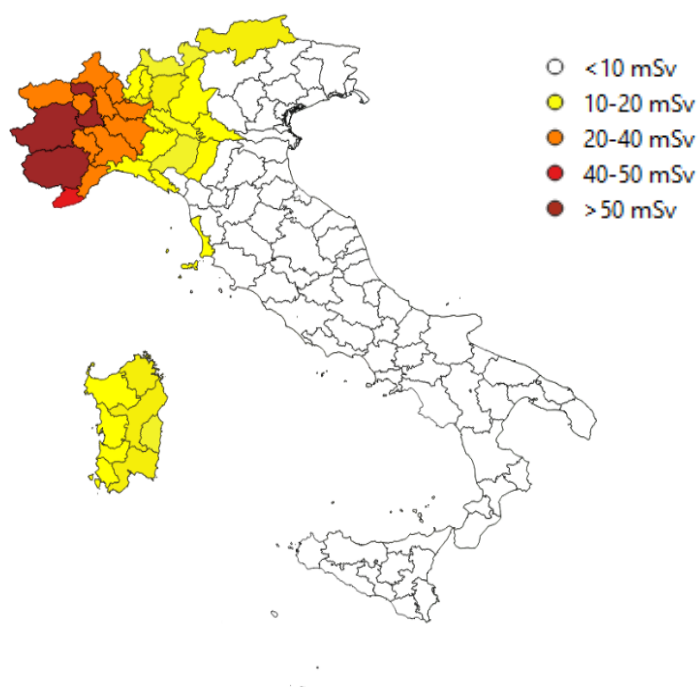
5.2 Incidenti in impianti prossimi ai confini nazionali

Lo studio delle conseguenze degli incidenti di riferimento applicati agli impianti prossimi ai confini nazionali (< 200 km) è stato condotto per gli stessi impianti considerati nei presupposti tecnici del 2006: Centrale di Krško (Slovenia) e Centrale di St Alban (Francia), aggiungendo a

questi l'impianto svizzero di Goesgen. Le simulazioni sono state effettuate con il modello APOLLO, come descritto nel paragrafo 5.1⁶.

La scelta di queste centrali ai fini delle stime condotte in questo studio deriva, rispetto ad altre installazioni, esclusivamente dalla loro posizione in termini di maggior vicinanza al territorio italiano, di caratteristiche orografiche del territorio interposto e di direzione dei venti dominanti, e non implica alcuna valutazione di merito sul loro livello di sicurezza.

Per quanto riguarda la prima fase dell'emergenza nelle Tabelle 6-9 vengono riassunti i valori massimi ottenuti per le dosi efficaci e per le dosi equivalenti alla tiroide, mentre nelle Figure 2-4 vengono mostrate, per i tre impianti presi a riferimento, le distribuzioni territoriali delle dosi equivalenti alla tiroide da inalazione massime (somma dei contributi dovuti allo Iodio 131 e al Tellurio 132) ottenute nel periodo di studio per il gruppo di popolazione dei bambini 1-2 anni.



⁶ I risultati dettagliati di queste simulazioni vengono riportati nel documento ISIN/RT/08/2021/CEN "Simulazioni effettuate con il modello APOLLO per l'aggiornamento dei Presupposti tecnici del Piano Nazionale, Edizione 2021".

Figura 2: Termine di sorgente involuppo applicato alla Centrale di St Alban (Francia) - dosi equivalenti alla tiroide massime (anno 2018) per la classe di età dei bambini 1-2 anni, calcolate a 72 ore dal rilascio, utilizzando il modello APOLLO.

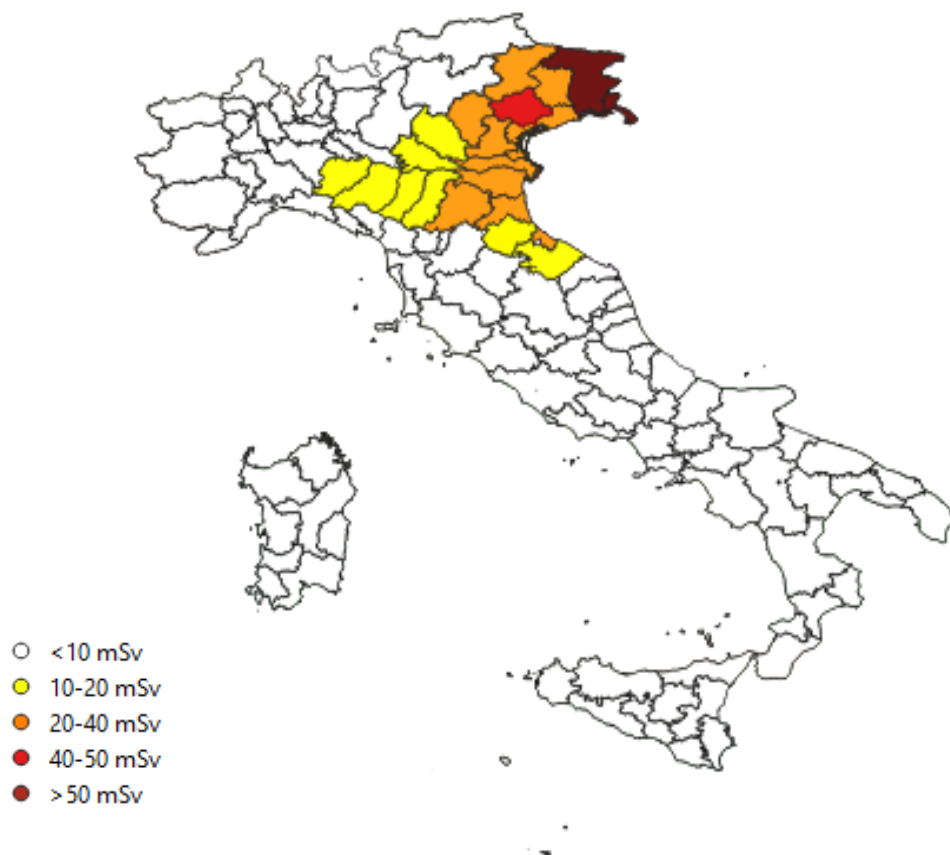


Figura 3: Termine di sorgente involuppo applicato alla Centrale di Krsko (Slovenia) - dosi equivalenti alla tiroide massime (anno 2018) per la classe di età bambini 1-2 anni, calcolate a 48 ore dal rilascio, utilizzando il modello APOLLO.

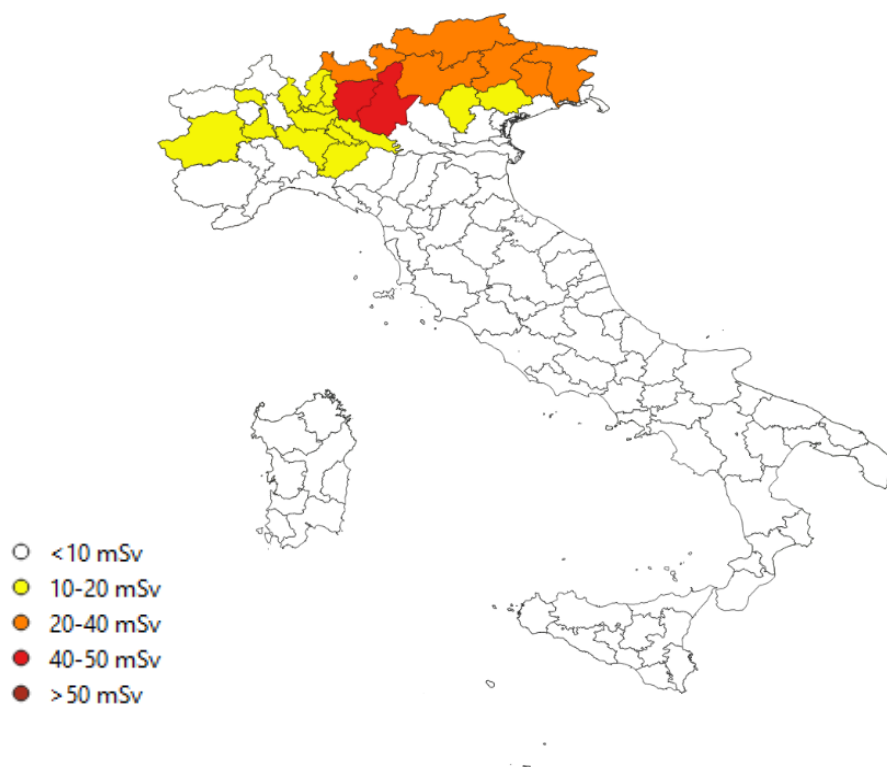


Figura 4: Termine di sorgente involuppo applicato alla Centrale di Goesgen (Svizzera) - dosi equivalenti alla tiroide massime (anno 2018) per la classe di età bambini 1-2 anni, calcolate a 48 ore dal rilascio, utilizzando il modello APOLLO.

Tabella 5: Valori massimi della dose efficace da inalazione (mSv) da Iodio 131 e Tellurio 132 sul territorio nazionale, nelle 48 ore successive all'evento (72 ore per S. Alban), risultanti dall'applicazione alle centrali di Krško, St. Alban e Goesgen dei rispettivi termini di sorgente inviluppo.

Gruppi di Popolazione	Krško	St. Alban	Goesgen
Adulti	1,42	2,01	1,09
Bambini	3,42	4,60	2,48

Tabella 6: Distribuzione territoriale (province) delle dosi efficaci da inalazione superiori a 1 mSv da Iodio 131 e Tellurio 132 per il gruppo di popolazione dei bambini

Intervallo di dose (mSv)	Krško	St. Alban	Goesgen
1 < dose < Val. max	(1 - 3,42) Province di Trieste, Gorizia, Udine, Treviso	(1 - 4,6) Torino, Vercelli, Cuneo, Biella	(1-2,48) Bergamo

Tabella 7: Valori massimi della dose equivalente alla tiroide (mSv) da I-131 e Te-132 sul territorio nazionale, nelle 48 ore successive all'evento (72 ore per St Alban), risultanti dall'applicazione alle centrali di Krško, St. Alban e Goesgen dei rispettivi termini di sorgente inviluppo.

Gruppi di popolazione	Krško	St. Alban	Goesgen
Adulti	28,89	38,81	27,29
Bambini	64,37	86,45	48,12

Tabella 8: Distribuzione territoriale (province) della dose equivalente alla tiroide (mSv) da I-131 e Te-132 per il gruppo di popolazione dei bambini

Intervallo di dose	Krško	St. Alban	Goesgen
>50 mSv	(50-64,37) Trieste, Gorizia, Udine	(50-86,45) Torino, Cuneo, Vercelli	
40-50 mSv	Treviso	Imperia	Bergamo, Brescia
20-40 mSv	Pordenone, Vicenza, Padova, Ferrara, Ravenna, Venezia, Rovigo, Rimini, Belluno, Bologna	Novara, Verbano, Varese, Alessandria, Asti, Savona; Biella; Aosta, Pavia, Milano	Sondrio, Trento, Bolzano, Belluno, Padova, Udine
10-20 mSv	Piacenza, Parma, Reggio Emilia, Modena, Forlì- Cesena, Pesaro- Urbino, Verona, Mantova	Genova, Piacenza, La Spezia, Lodi, Bergamo, Como, Bolzano, Livorno, Sassari, Oristano, Medio Campidano, Carbonoia, Cagliari, Parma, Reggio Emilia, Mantova, Olgiastro, Nuoro	Torino, Vercelli, Varese, Milano, Pavia, Piacenza, Lodi, Cremona, Vicenza, Como, Monza, Treviso.

Le dosi massime, efficaci e equivalenti alla tiroide, sono state ottenute nel caso di un incidente severo a carico della Centrale di St Alban con dosi equivalenti alla tiroide che, nelle condizioni meteorologiche più sfavorevoli considerate, supererebbero i 50 mSv in alcune province del nord-ovest. Per questa centrale, per l'incidente considerato e nel periodo di studio, la frequenza con cui la radioattività rilasciata impatta significativamente⁷ il territorio nazionale è circa il 3% delle simulazioni.

Nel caso della Centrale di Krsko, le conseguenze maggiori sono per le province del nord-est. In questo caso le frequenze di impatto sul territorio nazionale sono maggiori, circa il 17%.

Un incidente alla Centrale di Goesgen porterebbe anch'esso ad impatto sul nord Italia, sebbene più limitato. Anche in questo caso le frequenze massime di impatto su territorio nazionale si attestano attorno al 3%.

⁷ Per la stima delle frequenze di impatto, per tutte e tre le centrali, sono state prese a riferimento le occorrenze per le quali si ha il superamento, nel territorio nazionale, del valore di 10 mSv di dose equivalente alla tiroide per la classe di età dei bambini 1-2 anni.

Nelle Tabelle 10-15 vengono riportati, per la prima fase dell'emergenza e considerando un numero maggiore di radioisotopi, i contributi alla dose efficace dovuti alle diverse vie di esposizione.

Tabella 9: Incidente alla Centrale di St Alban: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 72 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età dei bambini

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,14	2,28 %	Te-132
Inalazione	4,58	75,35 %	I-131
Groundshine 2 giorni	3,42	22,36 %	Te-132
DOSE EFFICACE TOTALE	8,14		

Tabella 10: Incidente alla Centrale di St Alban: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 72 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età degli adulti.

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,14	3,14 %	Te-132
Inalazione	2,92	66,05 %	I-131
Groundshine 2 giorni	3,42	30,80 %	Te-132
DOSE EFFICACE TOTALE	6,48		

Tabella 11: Incidente alla Centrale di Krsko: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 48 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età dei bambini

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,26	4,44 %	Te-132
Inalazione	5,08	85,17 %	I-131
Groundshine 2 giorni	1,75	10,40 %	Te-132

DOSE EFFICACE TOTALE	7,09		
-----------------------------	-------------	--	--

Tabella 12: Incidente alla Centrale di Krsko: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 48 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età degli adulti.

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,26	6,48 %	Te-132
Inalazione	3,20	78,34 %	I-131
Groundshine 2 giorni	1,75	15,18 %	Te-132
DOSE EFFICACE TOTALE	5,21		

Tabella 13: Incidente alla Centrale di Goesgen: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 48 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età dei bambini

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,14	6,86 %	Te-132
Inalazione	1,81	85,59 %	I-131
Groundshine 2 giorni	0,40	10,15 %	Te-132
DOSE EFFICACE TOTALE	2,35		

Tabella 14: Incidente alla Centrale di Goesgen: Dose efficace totale da tutte le vie di esposizione calcolata, nelle 48 ore successive all'evento, con il contributo di tutti i radioisotopi. Classe di età degli adulti

Via di esposizione	Dose (mSv)	Contributo alla dose totale	Isotopo dominante
Irraggiamento da nube	0,14	10,15 %	Te-132
Inalazione	1,13	78,67 %	I-131
Groundshine 2 giorni	0,40	11,18 %	Te-132
DOSE EFFICACE TOTALE	1,67		

L'analisi degli andamenti temporali delle concentrazioni integrate in aria (Bq s m^{-3}), effettuata nei punti di massima ricaduta sul territorio nazionale e per le condizioni meteorologiche particolarmente sfavorevoli, ha evidenziato che i valori delle suddette concentrazioni raggiungono il loro massimo (saturazione) dopo circa 48 ore per le Centrali di Krsko e Goegen e 72 ore per la Centrale di St. Alban. Gli andamenti temporali studiati nei punti di massima ricaduta, ottenuti con l'utilizzo del modello gaussiano, vengono riportati, per le tre centrali, nelle Figure 5-7. Analoghi andamenti si registrano anche utilizzando il modello parabolico.

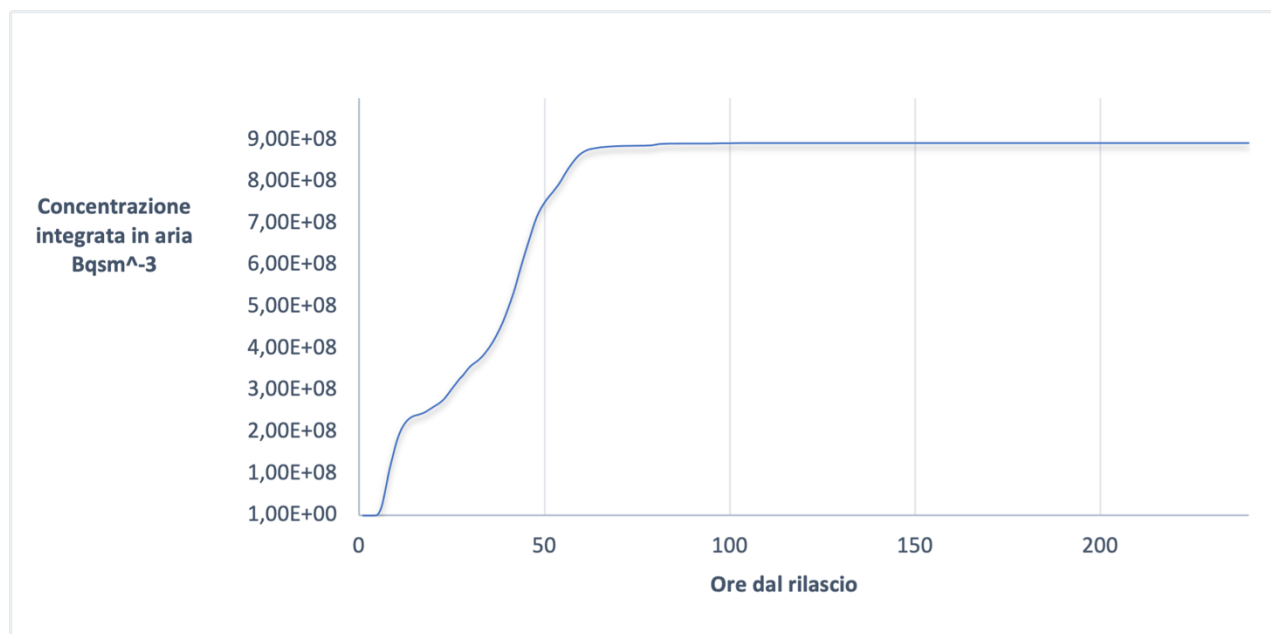


Figura 5: Centrale di St Alban – Andamento nel tempo della concentrazione integrata in aria di Iodio-131 riferita al punto di massimo impatto della simulazione più sfavorevole del periodo di studio (2018). Simulazione eseguita con il kernel gaussiano del modello APOLLO.

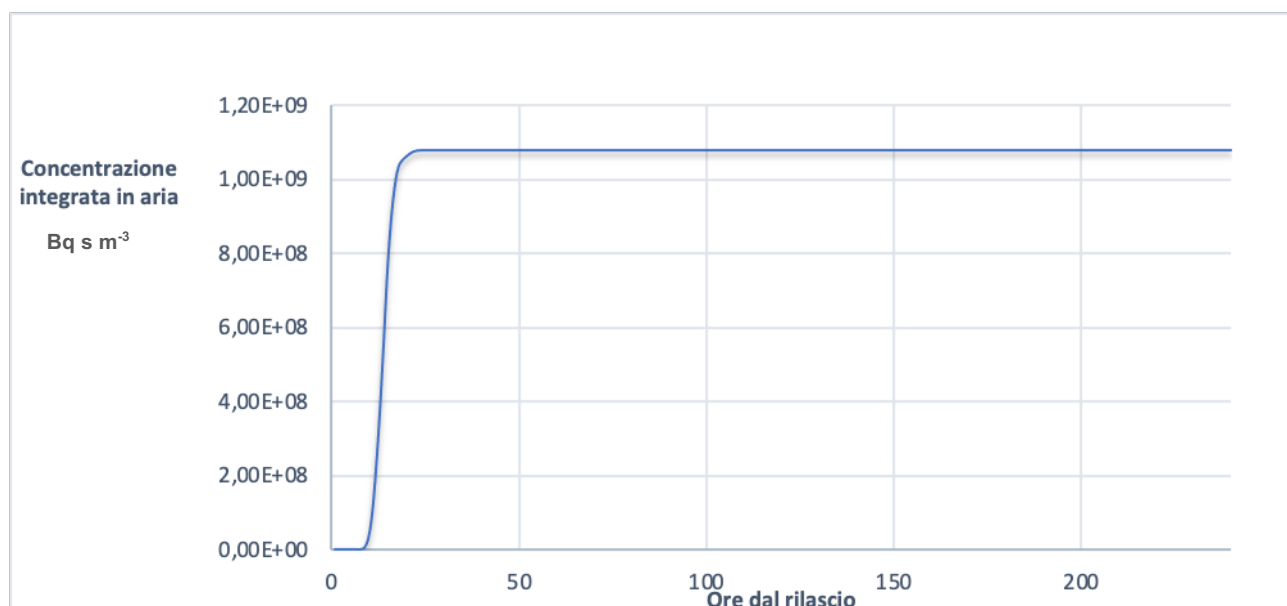


Figura 6: Centrale di Krsko – Andamento nel tempo della concentrazione integrata in aria di Iodio-131 riferita al punto di massimo impatto della simulazione più sfavorevole del periodo di studio (2018). Simulazione eseguita con il kernel gaussiano del modello APOLLO.

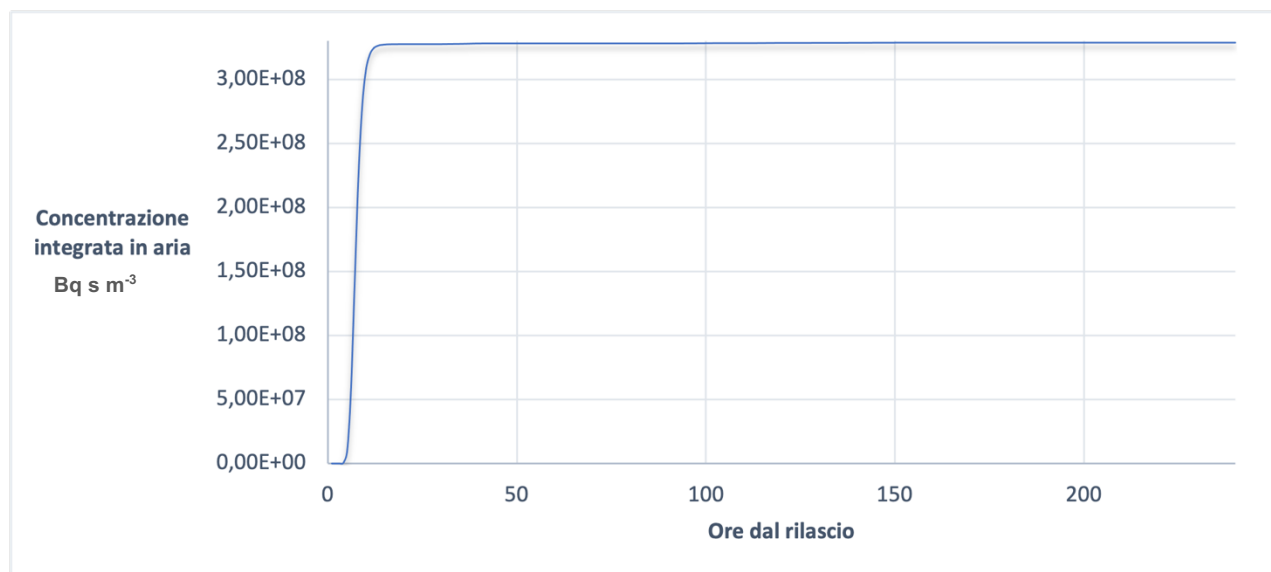


Figura 7: Centrale di Goesgen – Andamento nel tempo della concentrazione integrata in aria di Iodio-131 riferita al punto di massimo impatto della simulazione più sfavorevole del periodo di studio (2018). Simulazione eseguita con il kernel gaussiano del modello APOLLO.

Nella Tabella 16 vengono riportati i tempi di arrivo della nube radioattiva in Italia a seguito di un incidente transfrontaliero, stimati con i diversi kernel del modello APOLLO per diverse simulazioni.

Tabella 15: tempi di arrivo della nube in Italia stimati con i diversi kernel del modello APOLLO per diverse simulazioni.

Impianto	Provincia del punto di massima ricaduta	Kernel	Tempo (ore) per raggiungimento della concentrazione integrata di 10^6 Bq s m^{-3} ⁸	Tempo (ore) per raggiungimento della concentrazione integrata di 10^8 Bq s m^{-3} ⁹
St Alban	Aosta	parabolico	12	32
St Alban	Torino	parabolico	6	12
St Alban	Torino	parabolico	7	13
St Alban	Torino	gaussiano	4	14
St Alban	Oristano	parabolico	15	mai
St Alban	Oristano	gaussiano	15	20
Krsko	Trieste	parabolico	6	9

⁸ Valore di concentrazione integrata di I-131 corrispondente ad una dose efficace di circa 10 μSv per la classe di età dei bambini (v. paragrafo 5.1.11)

⁹ Valore di concentrazione integrata di I-131 corrispondente ad una dose efficace di circa 1 mSv per la classe di età dei bambini (v. paragrafo 5.1.11)

Krsko	Trieste	gaussiano	6	8
Krsko	Gorizia	parabolico	8	11
Krsko	Gorizia	parabolico	11	13
Krsko	Gorizia	parabolico	8	10
Krsko	Gorizia	gaussiano	9	11
Krsko	Trieste	parabolico	7	11
Goesgen	Verbania	parabolico	7	14
Goesgen	Lecco	parabolico	8	12
Goesgen	Sondrio	parabolico	4	7
Goesgen	Bolzano	parabolico	6	10
Goesgen	Bolzano	gaussiano	5	7
Goesgen	Bolzano	parabolico	10	14

Per quanto riguarda le deposizioni al suolo massime, i valori per tutti e tre gli impianti sono tali da far prevedere, su vaste aree del territorio nazionale, il superamento dei valori massimi ammissibili stabiliti dai regolamenti EURATOM [33] nei vegetali a foglia, nel latte e nelle carni bovine. In Tabella 17 si riportano le deposizioni al suolo massime, per i radionuclidi più significativi, ottenute per le tre centrali studiate.

A partire dalle deposizioni al suolo a 48 ore dal rilascio, sono state calcolate le dosi da irraggiamento diretto da suolo (groundshine) per 7 giorni, 30 giorni e 1 anno. In Tabella 18 vengono riportate le dosi massime da groundshine calcolate nei punti di maggiore deposizione

Tabella 16: Deposizioni massime sul territorio nazionale, ottenute per i radionuclidi più significativi nelle 48 ore successive all'evento (72 per S. Alban), risultanti dall'applicazione alle centrali di Krško, St. Alban e Goesgen dei rispettivi termini di sorgente involucro a.

Radionuclide	Impianto	Deposizione (Bq/m ²)	Provincia
I-131	St Alban	1,26 E+7	Cuneo
Sr-89		3,50 E+6	Cuneo
Sr-90		1,43 E+5	Cuneo
Cs-134		1,84 E+6	Cuneo
Cs-137		1,27 E+6	Cuneo
I-131	Krsko	1,59 E+7	Trieste

Radionuclide	Impianto	Deposizione (Bq/m ²)	Provincia
Sr-89		4,77 E+6	Trieste
Sr-90		2,16 E+5	Trieste
Cs-134		3,18 E+6	Trieste
Cs-137		1,80 E+6	Trieste
I-131	Goesgen	1,00 E+7	Bergamo
Sr-89		1,11 E+6	Verbano- Cusio-Ossola
Sr-90		9,93 E+4	Verbano- Cusio-Ossola
Cs-134		1,51 E+6	Verbano- Cusio-Ossola
Cs-137		8,67 E+5	Verbano- Cusio-Ossola

Tabella 17: Dosi da irraggiamento da suolo contaminato calcolate a partire dalla deposizioni a 48 ore dal rilascio calcolate per un periodo di tempo di 7 giorni, 30 giorni ed 1 anno. Alle dosi calcolate è stato applicato il fattore indoor (v. paragrafo 5.1.8)

Impianto	7 gg (mSv)	30 gg (mSv)	1 anno (mSv)	Isotopo prevalente (ad 1 anno)
St Alban	1,13	3,91	25,36	Cs-134
Krsko	12,16	7,15	43,44	Cs-134
Goesgen	0,82	2,97	20,24	Cs-134

Tabella 18: Distribuzione territoriale (province) della dose da irraggiamento da suolo contaminato ad 1 anno

Intervallo di dose	Krško	St. Alban	Goesgen
20-50 mSv	(20-43,44) Trieste, Gorizia, Udine	(20-25,36) Cuneo	Verbano- Cusio- Ossola
10-20 mSv	Pordenone, Venezia, Belluno, Treviso, Forlì, Novara, Firenze, Padova, Rovigo, Bologna, Ravenna, Cesena, Pavia, Ferrara, Ancona, Macerata, Arezzo, Milano, Vicenza	Torino, Roma	Varese, Pordenone, Torino, Udine

I risultati di questo studio confermano quanto già ottenuto dai Presupposti tecnici del 2006 a cui si possono aggiungere alcune ulteriori considerazioni. In particolare:

- i valori massimi delle dosi su territorio nazionale risultano essere dello stesso ordine di grandezza per tutti e tre gli impianti; le dosi inferiori risultano quelle a carico della centrale di Goesgen. Nel caso della centrale di Goesgen esse investono aree più limitate, indice probabilmente di una maggiore protezione da parte dell'arco alpino, anche in relazione ai venti dominanti di ingresso nel paese;
- per la Centrale di St Alban sono state evidenziate, a seconda delle condizioni meteorologiche, due principali vie di accesso della nube sul territorio nazionale: la via che arriva da ovest ed investe le province del nord ovest e la via proveniente da nord che investe la Sardegna e le province tirreniche del centro Italia;
- le frequenze di impatto rilevante sul territorio nazionale di un incidente severo sono basse; i valori maggiori sono riferibili alla centrale di Krsko.
- nelle aree delle regioni del Nord e del Centro-nord d'Italia più prossime all'impianto interessato dall'ipotetico evento incidentale, le dosi efficaci da inalazione per la classe di età dei bambini 1-2 anni risultano pari ad alcune unità di mSv e la dose equivalente alla tiroide possono raggiungere diverse decine di mSv;
- i tempi di percorrenza della nube, nel caso di venti particolarmente sfavorevoli, appaiono per un evento a carico della centrale francese di St. Alban, dell'ordine delle 12-24 ore, mentre si stimano, sempre nelle condizioni meteorologiche più sfavorevoli, tempi di percorrenza da poche ore fino a circa 12 ore per una nube che si dovesse sprigionare dalla centrale di Krsko, come da quella svizzera di Goesgen. A questi tempi, dovranno sommarsi quelli che, a seconda dell'evento, trascorrono dall'instaurarsi delle condizioni incidentali (a cui corrispondono, peraltro, le notifiche di emergenza da parte dell'operatore sulla situazione in atto) fino al rilascio in atmosfera della radioattività.
- la deposizione al suolo di radionuclidi, che in taluni casi raggiunge valori di 10^7 Bq/m², è tale da richiedere il controllo radiometrico esteso e prolungato delle matrici ambientali ed alimentari su estese superfici del territorio nazionale, finalizzato a fornire le necessarie basi tecniche per eventuali decisioni in merito all'adozione di misure restrittive sugli alimenti, e di eventuali ulteriori provvedimenti nelle fasi successive dell'emergenza.

5.3 Incidenti in impianti europei

Lo studio delle conseguenze radiologiche per incidenti in centrali europee più distanti ha lo scopo di studiare fino a quali distanze potrebbero essere attuate le misure protettive dirette (attualmente previste per impianti più prossimi ai confini nazionali) nonché di studiare l'eventuale contaminazione radioattiva per il nostro paese nel caso di un evento incidentale in un qualsiasi impianto europeo.

Per studiare l'impatto su territorio nazionale di un incidente a distanze maggiori di 200 km sono state prese a riferimento le centrali nucleari di Trillo in Spagna (1000 MWe), di Kozloduy in Bulgaria (953 MWe), di Brockdorf in Germania (1326 MWe) e di Flamanville in Francia (1330 MWe) (v. Figura 8). Nel calcolo del termine di sorgente sono state applicate, agli impianti presi a riferimento, le frazioni di rilascio utilizzate nello studio delle conseguenze di incidenti a carico degli impianti prossimi ai confini. Anche in questo caso, la scelta di queste centrali ai fini delle stime condotte in questo studio deriva esclusivamente dalla loro posizione geografica e non implica alcuna valutazione di merito sul loro livello di sicurezza.

Per ogni impianto preso a riferimento sono state effettuate simulazioni con il modello APOLLO, come descritto nel paragrafo 5.1¹⁰.

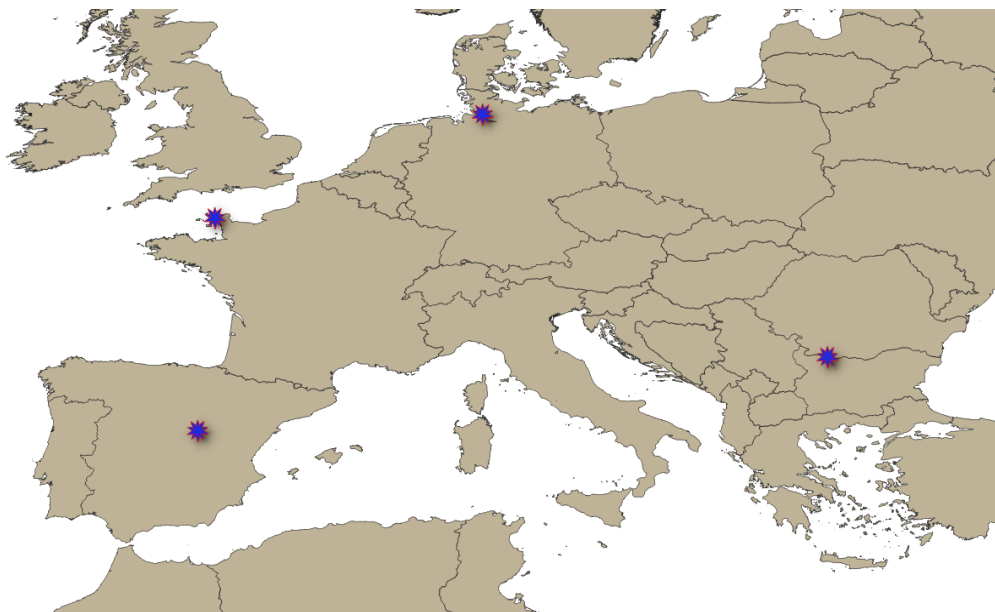


Figura 8: Impianti considerati per lo studio delle conseguenze radiologiche di incidenti in centrali europee più distanti dai confini nazionali.

Per quanto riguarda la prima fase dell'emergenza nelle Tabelle 20 e 21 vengono riportati i valori massimi delle dosi efficaci e delle dosi equivalenti alla tiroide, ottenute nel periodo di studio per il gruppo di popolazione dei bambini, riferite al contributo dello Iodio-131 e del Tellurio-132.

Tabella 19: Valori massimi della dose efficace da inalazione (mSv) da Iodio-131 e Tellurio-132 sul territorio nazionale, nelle 48 ore successive all'evento, risultanti dall'applicazione alle centrali di Trillo, Kozloduy, Brockdorf, Flamanville dei rispettivi termini di sorgente involuppo..

Gruppi di Popolazione	Trillo	Kozloduy	Brockdorf	Flamanville
Adulti	0,13	0,18	0,02	0,03
Bambini	0,29	0,41	0,01	0,08
Provincia	Oristano	Chieti	Bolzano	Varese

¹⁰ I risultati dettagliati di queste simulazioni vengono riportati nel documento ISIN/RT/08/2021/CEN "Simulazioni effettuate con il modello APOLLO per l'aggiornamento dei Presupposti tecnici del Piano Nazionale, Edizione 2021".

Tabella 20: Valori massimi della dose equivalente alla tiroide (mSv) da I 131 e Te 132 sul territorio nazionale, nelle 48 h successive all'evento (72h per St Alban), risultante dall'applicazione alle centrali di Trillo, Kozloduy, Brockdorf, Flamanville dei rispettivi termini di sorgente in via di sviluppo.

Gruppi di Popolazione	Trillo	Kozloduy	Brockdorf	Flamanville
Adulti	2,56	3,44	0,14	0,5
Bambini	5,55	7,16	0,20	1,66
Provincia	Oristano	Chieti	Bolzano	Varese

Per quanto riguarda le deposizioni al suolo massime i valori per tutte e quattro le centrali, sono tali da far prevedere il superamento dei valori massimi ammissibili stabiliti dai regolamenti EURATOM [33] nei vegetali a foglia, nel latte e nelle carni bovine, su vaste aree del territorio nazionale. In Tabella 22 si riportano le deposizioni al suolo massime, per i radionuclidi più significativi, ottenute per gli impianti studiati.

Dalle deposizioni al suolo sono state calcolate le dosi da irraggiamento diretto da suolo (groundshine) per 7 giorni, 30 giorni e 1 anno. In Tabella 23 vengono riportate le dosi massime da groundshine calcolate nei punti di maggiore deposizione.

Tabella 21: Deposizioni massime sul territorio nazionale, ottenute per i radionuclidi più significativi nelle 48 ore successive all'evento, risultanti dall'applicazione alle centrali di Trillo, Kozloduy, Brockdolf, Flamanville dei rispettivi termini di sorgente inviluppo.

Radionuclide	Impianto	Deposizione (Bq/m ²)	Provincia
I-131	Trillo	3,50 E+6	Sassari
Sr-89		1,37 E+6	Sassari
Sr-90		6,26 E+4	Sassari
Cs-134		1,81 E+5	Piacenza
Cs-137		1,01 E+5	Piacenza
I-131	Kozloduy	1,02 E+6	Rimini
Sr-89		3,66 E+5	Rimini
Sr-90		1,72 E+4	Rimini
Cs-134		2,42 E+5	Chieti
Cs-137		1,38 E+5	Chieti
I-131	Brockdolf	1,40 E+6	Bolzano
Sr-89		5,50 E+5	Bolzano
Sr-90		2,60 E+4	Bolzano
Cs-134		2,04 E+5	Udine
Cs-137		1,15 E+5	Udine
I-131	Flamanville	2,62 E+5	Cuneo
Sr-89		6,19E+4	Cuneo
Sr-90		2,92E+3	Cuneo
Cs-134		3,17 E+5	Torino
Cs-137		1,78 E+5	Torino

Tabella 22: Dosi da irraggiamento da suolo contaminato calcolate a partire dalle deposizioni a 48 ore dal rilascio, calcolate per un periodo di tempo di 7 giorni, 30 giorni e 1 anno. Alle dosi calcolate è stato applicato il fattore indoor (v. paragrafo 5.1)

Impianto	7 gg (mSv)	30 gg (mSv)	1 anno (mSv)	Provincia
Trillo	0,10	0,35	2,40	Piacenza
Kozloduy	0,15	0,51	3,31	Campobasso
Brockdolf	0,12	0,42	2,74	Udine
Flamanville	0,12	0,52	4,13	Torino

Dai risultati ottenuti si evidenzia quanto segue:

- Per tutti e quattro gli impianti presi a riferimento i valori massimi delle dosi su territorio nazionale risultano essere tali da non richiedere misure a protezione della salute della popolazione di tipo diretto, quali ad esempio il riparo al chiuso e la iodoprofilassi;
- la deposizione al suolo di radionuclidi, che in taluni casi raggiunge valori di 10^6 Bq/m², è tale da richiedere il controllo radiometrico delle matrici ambientali ed alimentari su estese superfici del territorio nazionale, finalizzato a fornire le necessarie basi tecniche per eventuali decisioni in merito all'adozione di misure restrittive sugli alimenti.
- Le contaminazioni al suolo non sono tali da far prevedere ulteriori provvedimenti nelle fasi successive dell'emergenza, oltre alla prosecuzione di quelli adottati nel campo agricolo e alimentare.

6 LIVELLI DOSIMETRICI DI RIFERIMENTO

I livelli dosimetrici di riferimento per le situazioni di esposizione di emergenza e i criteri generici per l'adozione delle misure protettive, sono quelli stabiliti dal art. 172, comma 7 del D.Lgs. 101/2020.

Per quanto riguarda i livelli massimi ammissibili di radioattività per i prodotti alimentari in caso di emergenze nucleari e radiologiche si fa riferimento a quanto stabilito dai regolamenti EURATOM in materia [33].

7 CONSIDERAZIONI OPERATIVE AI FINI DELLA PIANIFICAZIONE

I risultati ottenuti per un incidente severo a meno di 200 km dai confini nazionali confermano la necessità di prendere in considerazione, per aree del Nord e Centro-Nord d'Italia più prossime all'impianto interessato dall'ipotetico evento incidentale, a tutela di particolari gruppi di popolazione, quali ad esempio bambini, lattanti, donne in gravidanza ed allattamento, i seguenti provvedimenti da attuarsi nella prima fase dell'emergenza:

- a) l'adozione di una misura protettiva di riparo al chiuso;
- b) la previsione della disponibilità, e delle relative modalità di distribuzione, di dosi di iodio stabile.

Infatti, dalle stime di dose effettuate si può ipotizzare, per alcune zone, il superamento dei criteri generici per l'adozione delle misure protettive di cui all'articolo 172, comma 7 del D.Lgs. n. 101/2020.

E' opportuno, inoltre, che nelle aree ove vengano adottate le suddette azioni protettive, siano anche attuati, in via cautelativa già nella prima fase dell'emergenza, provvedimenti restrittivi del consumo degli alimenti e di protezione del patrimonio zootecnico.

In relazione alle deposizioni al suolo, è necessario prevedere la predisposizione del controllo radiometrico per la caratterizzazione radiologica ambientale e per il monitoraggio delle matrici ambientali ed alimentari su estese superfici del territorio nazionale, e per tempi prolungati, sulla cui base individuare i provvedimenti a protezione della salute pubblica e a tutela dell'ambiente da attuarsi, in particolare, nella seconda fase dell'emergenza, vale a dire:

- a) l'adozione di provvedimenti restrittivi del consumo di alimenti di origine animale e/o vegetale;
- b) l'adozione di alcune misure a protezione del patrimonio zootecnico, ad esempio: l'inibizione del pascolo e/o il confinamento degli animali in ambienti chiusi, l'alimentazione degli animali con cibo ed acqua non contaminati, il rinvio della macellazione degli animali contaminati;
- c) l'adozione di ulteriori provvedimenti a protezione della salute pubblica nelle fasi successive dell'emergenza.

Sulla base delle valutazioni effettuate, un ipotetico incidente, anche severo, in una centrale europea meno prossima al territorio nazionale non necessita di misure protettive dirette. Resta, invece, necessario, in relazione alle deposizioni al suolo, prevedere l'attuazione di un programma di controllo radiometrico per la caratterizzazione radiologica ambientale e per il monitoraggio delle matrici ambientali ed alimentari su estese superfici del territorio nazionale, sulla cui base individuare i provvedimenti a protezione della salute pubblica e dell'ambiente da attuarsi, analogamente a quanto indicato per il caso di incidente ad un impianto a meno di 200 km.

Sia che l'incidente riguardi un impianto prossimo ai confini nazionali che a distanze maggiori, i provvedimenti di protezione individuati, per la cui attuazione la pianificazione potrà prevedere le relative predisposizioni, dovrebbero comunque essere attuati tenendo conto della reale situazione ed essere valutati necessari in base alle informazioni acquisite dalle autorità del paese in cui si è verificato l'evento, ai dati previsionali sull'evoluzione nel tempo e nello spazio dell'eventuale rilascio radioattivo, nonché, se disponibili, sulla base dei riscontri radiometrici che consentano di caratterizzare in maniera adeguata l'entità e l'estensione della contaminazione.

Infine, per una definizione degli interventi da adottare che sia quanto più rapida ed efficace possibile, si segnala l'importanza che rivestono le specifiche modalità di collaborazione con le Autorità dei paesi confinanti, individuate nell'ambito degli accordi bilaterali in essere, e che vanno ad integrare i meccanismi di notifica e scambio rapido di informazioni già previsti nell'ambito della Convenzione Internazionale sulla pronta notifica di incidenti nucleari e della Decisione del Consiglio dell'Unione Europea 87/600 in materia di scambio rapido delle informazioni in caso di emergenze radiologiche.

8 **RIFERIMENTI**

1. APAT (2006) - “*Presupposti tecnici del piano nazionale delle misure protettive contro le emergenze nucleari e radiologiche- Aggiornamento per eventi di origine transfrontaliera.*”
2. APAT (2006) - “*Basi tecniche per l’aggiornamento dei presupposti del piano nazionale delle misure protettive contro le emergenze nucleari e radiologiche- Eventi di origine transfrontaliera.*”
3. DPCM 19 marzo 2010 “*Piano Nazionale delle misure protettive contro le emergenze radiologiche*”.
4. Desiato F. (1993) “*APOLLO: A Lagrangian model for the study of the long range transport of atmospheric pollutants*” ENEA – Direzione Centrale Sicurezza Nucleare e Protezione Sanitaria. RT/DISP /93/02
5. IAEA, INSAG (1996) “*Defence in Depth in Nuclear Safety*” INSAG Series n. 10
6. IAEA (2006) “*Environmental consequences of the Chernobyl accident and their remediation: twenty years of experience*” Report of the Chernobyl Forum Expert Group ‘Environment’
7. UNITED NATIONS (2000), *Sources and Effects of Ionizing Radiation* (Report to the General Assembly), Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), Vol. II, UN, New York (2000) 451–566.
8. DREICER, M., et al. (1996), “*Consequences of the Chernobyl accident for the natural and human environments*”, One Decade after Chernobyl: Summing up the Consequences of the Accident (Proc. Int. Conf. Vienna, 1996), IAEA, Vienna (1996) 319–361.
9. IAEA (2015) “*The Fukushima Daiichi Accident, Report by the director general*”
10. WHO (2012) “*Preliminary dose estimation from the nuclear accident after the 2011 Great East Japan earthquake and tsunami*”.
11. Chino M et al. (2011) “*Preliminary estimation of release amounts of ¹³¹I and ¹³⁷Cs accidentally discharged from the Fukushima Daiichi nuclear power plant into the atmosphere*”. Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, 48(7):1129–1134.
12. Nuclear and Industrial Safety Agency (2011) “*Regarding the evaluation of the conditions on reactor cores of Units 1, 2 and 3 related to the accident at Fukushima Daiichi nuclear power plant. Tokyo*”, (www.nisa.meti.go.jp/english/press/2011/06/en20110615-5.pdf, accessed 21 November 2012).
13. H. Walter, F. Gering, K. Arnold, B. Gerich, G. Heinrich U. Welte, 2015 “*RODOS-based simulation of potential accident scenarios for emergency response management in the vicinity of nuclear power plants.*”
14. Löffler et al. 2010, Löffler H, Mildenerberger O, Sogalla M, Stahl T. Aktualisierung der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems “*RODOS für Ereignisse im Leistungsbetrieb. Abschlussbericht zum Vorhaben*“ S3609S60009, GRS-A-3580, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit.
15. SSM, 2018 “*Review of Swedish emergency planning zones and distances*”, Report 2017:27e.

16. IAEA (2021) “*Nuclear Power Reactors in the World*”, REFERENCE DATA SERIES No. 2
17. Bellasio R., S. Scarpato, R. Bianconi and P. Zeppa (2012) - “*APOLLO2, a new long range Lagrangian particle dispersion model and its evaluation against the first ETEX tracer release*” Atmospheric Environment, 57, 244-256.
18. Scarpato S., P. Zeppa, R. Bellasio, R. Bianconi (2011) “*Valutazione dell’impatto radiologico di rilasci in atmosfera a seguito di incidenti nucleari*”. IA Ingegneria Ambientale vol. XL n. 3 maggio-giugno 2011, 207-220.
19. <https://www.flexpart.eu/> (ultimo accesso 6 agosto 2021)
20. Enviroware (2014) “*ARIES Auto user’s guide*”
21. U.S. Regulatory Commission (1995) “*Accident source term for light water Power plant*”, NUREG -1465.
22. K. Neeb, (1997) “Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors”
23. U.S. Regulatory Commission (1972) “*Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors*,” WASH-1233.
24. Oak Ridge National Laboratory (1985) “*Organic Iodide Formation Following Nuclear Reactor Accidents*”, NUREG-CR/4327.
25. U.S. Regulatory Commission (1974) “*Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant for Boiling Water Reactor*”s, Regulatory Guide 1.3”.
26. U.S. Regulatory Commission (1974) “*Assumptions Used for Evaluating the Potential Radiological Consequences of a Loss of Coolant for Pressurized Water Reactors* Regulatory Guide 1.4.
27. M. Gouello et al.(2013), “Analysis of the iodine gas phase produced by interaction of CsI and MoO₃ vapours in flowing steam”, Nuclear Engineering and Design pp. 462-472
28. European Commission (2001) “*Determination of the in-containment source term for a Large-Break Loss of Coolant Accident*”, EUR-19841.
29. CEVaD (2010) “Emergenze nucleari e radiologiche-Manuale per le valutazioni dosimetriche e le misure ambientali”, documento ISPRA 57/2010.
30. ICRP (1995) “Age dependent Doses of the public from intake of radionuclides: part 4. Inhalation dose coefficients”. Publication 71 Annals of ICRP, 25 (3-4) Elsevier scienceldt, Oxford.
31. <https://www.qgis.org> (ultimo accesso 6 agosto 2021)
32. <https://www.gadm.org> (ultimo accesso 6 agosto 2021)
33. EURATOM (2016) REGOLAMENTO che fissa i livelli massimi ammissibili di radioattività per i prodotti alimentari e per gli alimenti per animali a seguito di un incidente nucleare o in qualsiasi altro caso di emergenza radiologica.
34. IAEA (2008) “*INES: The International Nuclear and radiological Event Scale User’s manual*”

APPENDICE I: Estratto del documento APAT (2006) - “Basi tecniche per l’aggiornamento dei presupposti del piano nazionale delle misure protettive contro le emergenze nucleari e radiologiche- Eventi di origine transfrontaliera.” – Paragrafo 3.4 “Termine di sorgente e scenari incidentali”

Il termine di sorgente, espresso in frazioni d’inventario rilasciate all’ambiente, viene costruito sulla base degli elementi contenuti nella tabella che segue, nella quale sono considerati i seguenti scenari:

- a. Evento di totale fusione del nocciolo, perforazione del vessel e sistema di contenimento parzialmente degradato (si assumono fughe pari a tre volte quelle di progetto); questo evento viene considerato l’involuppo degli scenari di incidente severo, che possono originarsi all’interno dell’impianto, con parziale degradazione della funzione di contenimento ed abbattimento dei prodotti di fissione.
- b. Evento di perdita del sistema di contenimento e di danno al nocciolo del reattore fino al rilascio di tutto il contenuto dei prodotti di fissione che si raccolgono nell’intercapedine delle guaine degli elementi di combustibile (“gap”); questo evento presuppone che in presenza di un cedimento del contenimento e di danni ulteriori a carico degli altri sistemi d’impianto, il personale riesca ad intraprendere, con successo, azioni intese ad arrestare il processo di fusione del nocciolo nella fase di surriscaldamento generalizzato.
- c. Evento di perdita del sistema di contenimento, totale fusione del nocciolo, perforazione del vessel, parziale abbattimento dei rilasci¹¹; questo evento è rappresentativo di quella classe di eventi in cui si assume che il contenimento sia distrutto, il processo di fusione del reattore abbia luogo in modo inarrestabile, ma il personale di impianto riesca a mettere in atto azioni di abbattimento dei rilasci (es.: allagamento della cavità e/o continuo spruzzamento di acqua nel contenitore danneggiato).

Va evidenziato che, con l’adozione di un termine di sorgente di tale entità, le basi tecniche della pianificazione nazionale verrebbero ad assumere a riferimento un evento classificato nella classe 7 della scala INES dell’AIEA.

Data la tipologia degli impianti presenti in prossimità del confine nazionale, ed in analogia a quanto assunto nei Presupposti Tecnici del Piano Nazionale del 1996, si è considerato un impianto di tipo ad acqua in pressione.

¹¹ Si assume un fattore 1 per l’abbattimento dei gas nobili, 0,1 per l’abbattimento degli altri isotopi.

Tabella 8 - Frazioni di rilascio all'ambiente per diverse tipologie di evento

Isotopi	Evento di totale fusione del nocciolo, perforazione del vessel e contenimento parzialmente degradato ⁽¹⁾	Evento di distruzione del contenimento e danno al nocciolo fino a rilascio di tutto il contenuto nel "gap" ⁽²⁾	Evento di distruzione del contenimento, totale fusione del nocciolo, perforazione del vessel, parziale abbattimento dei rilasci ⁽³⁾ .	Presupposti Tecnici del Piano Nazionale 1996	Inviluppo ⁽⁴⁾
Gas nobili	0,004	0.05	1	0,1	1
Alogeni	0,003	0.05	0,075	0,00068	0,075
Metalli Alcalini	0,003	0.05	0,075	0,00068	0,075
Gruppo del Tellurio	0,0012	0	0,05	0,0012	0,05
Bario e Stronzio	0,00048	0	0,012	0,00038	0,012
Metalli Nobili	0,00002	0	0,0005	7.0E-05	0,0005
Gruppo del Cerio	0,00002	0	0,00055	5.4E-06	0,00055
Lantanidi	0,00002	0	0,00052	5.4E-06	0,00052

Le frazioni di rilascio sono state ottenute come segue:

- (1) Si ipotizza un incidente severo con fusione totale del nocciolo, sfondamento del vessel, termine di sorgente nel contenimento tratto dal NUREG 1465, tasso di fuga anomalo dal contenimento (1,6% del volume al giorno – più di tre volte superiore quello di progetto) per circa 6 ore;
- (2) US NRC Regulatory Guide 1.183 frazioni di rilascio relative alla fase di "gap release", direttamente all'ambiente;
- (3) Si ipotizza lo stesso rilascio al contenimento di cui alla nota 1, con la completa indisponibilità del contenitore primario, ma con l'intervento di meccanismi di abbattimento dei rilasci che consentano di accreditare fattori di riduzione pari a 0,1. Detti fattori sono tra i più cautelativi se si fa riferimento a interventi di spruzzamento o di allagamento [rif. IAEA TECDOC 955].
- (4) Inviluppa, tra l'altro, l'ipotesi di cui al punto 2, con un tasso di fuga dal contenimento del 40 % del volume al giorno, assunto per 6 ore (foro di circa 20 cm di diametro).

Le suddette frazioni, applicate ad un impianto tipo PWR della potenza di 1000 Mwe portano a rilasci all'ambiente, espressi in TBq, i cui ordini di grandezza sono riportati nella seguente tabella, per alcuni radionuclidi

Tabella 9 – Applicazione delle frazioni di rilascio involuppo ad un impianto PWR di 1000 MWe

Isotopi	Rilasci (TBq)
Kr 85 m	10^6
Kr 85	10^4
Sr 89	5×10^4
Sr 90	10^3
Te 132	10^5
I 131	10^5
Xe 133	5×10^6
Xe 135	10^6
Xe 138	5×10^6
Cs 134 - 137	5×10^4
Ce 144	10^3

In analogia con le ipotesi dei presupposti tecnici assunti a base del piano in vigore, si considera un rilascio al suolo della durata di qualche ora.